

JAERI - M

83-134

保健物理 —管理と研究— No.25

(1982年度)

1983年10月

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

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

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

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷機

保健物理 - 管理と研究 - No.25
(1982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
放射線廃棄物処理課

(1983年8月2日受理)

本報は、1982年度の日本原子力研究所の東海、高崎および大洗の各研究所における放射性廃棄物処理を含む保健物理業務について、管理、技術開発および研究の3部門に分けて概要を記述したものである。

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

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

Health Physics in JAERI. No.25

(April 1, 1982 ~ March 31, 1983)

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

(Received August 2, 1983)

In the annual report No.25 (fiscal 1982) are described the activities of health physics including radioactive waste management in Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment and Oarai Research Establishment.

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

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

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

Technology development and research

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

For radiation dosimetry: a radiation leakage-path analysis code to estimate the skyshine dose from fusion facilities, shielding effect of buildings for radiation from radioactive effluent released in reactor accidents, distribution apparatus for gaseous tritium standard sources to calibrate low-level tritium monitors, characteristics of the Bremsstrahlung detection type tritium monitor for measuring intermediate tritium concentrations, and portable calibration apparatus using gaseous standard sources for gas monitors installed in facilities.

For body radioactivity: investigation on materials suitable for a phantom used in the calibration of Pu lung counters, water balance test in the mouse for developing a reasonable method of enhancement of tritium excretion from the body, and experiment on the relationship between depth dose and chromosome aberration.

For airborne radioactivity: adsorption of radioactive iodine gas onto fly ash aerosol at various iodine concentration, performance test of the cartridge containing silver alumina for selective collection of radioiodine in nuclear accidents, experimental analysis of air supply rate in protection performance of the powered air-supplying respirator, estimation of parameters of truncated lognormal distribution of aerosol size, and sheltering effect of houses for radioactive effluent.

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

まえがき

本報告書は放射性廃棄物管理を含む保健物理部門における1982年度の業務の総括報告書で、次のページに示される各組織の業務の概要を管理、技術開発および研究の3部に分けて記述してある。

各施設の区域放射線管理、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定常業務は、1981年度に引き続き滞りなく実施された。また、設備機器の新設・更新にさいしては、機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入と機能の充実につとめた。また、原子炉の改造解体に係る放射線管理技術の開発検討等を行った。

放射性廃棄物管理面では、1981年度に引き続き放射性廃棄物の処理や保管、汚染除去等の業務を実施した。

技術開発業務においては、管理業務に直接反映する事項として、被曝線量評価、施設の改修、計算機システムによる効率化、放射性廃棄物の処理等に関連したテーマが進められた。

研究業務においては、研究所内外の要請に応えるため、1981年度に引き続き緊急時対策、トリチウム安全技術等に関連したテーマが重点的に進められた。特に、制動X線検出型トリチウムモニタや肺モニタ校正用ファントム材などの開発において進展が認められた。また、環境におけるヨウ素の挙動および高濃度希ガス中の放射性ヨウ素の測定法の研究においても有益な成果が得られた。

1982年度は、基準値を超える被曝や汚染などはなかった。

(吉田芳和)

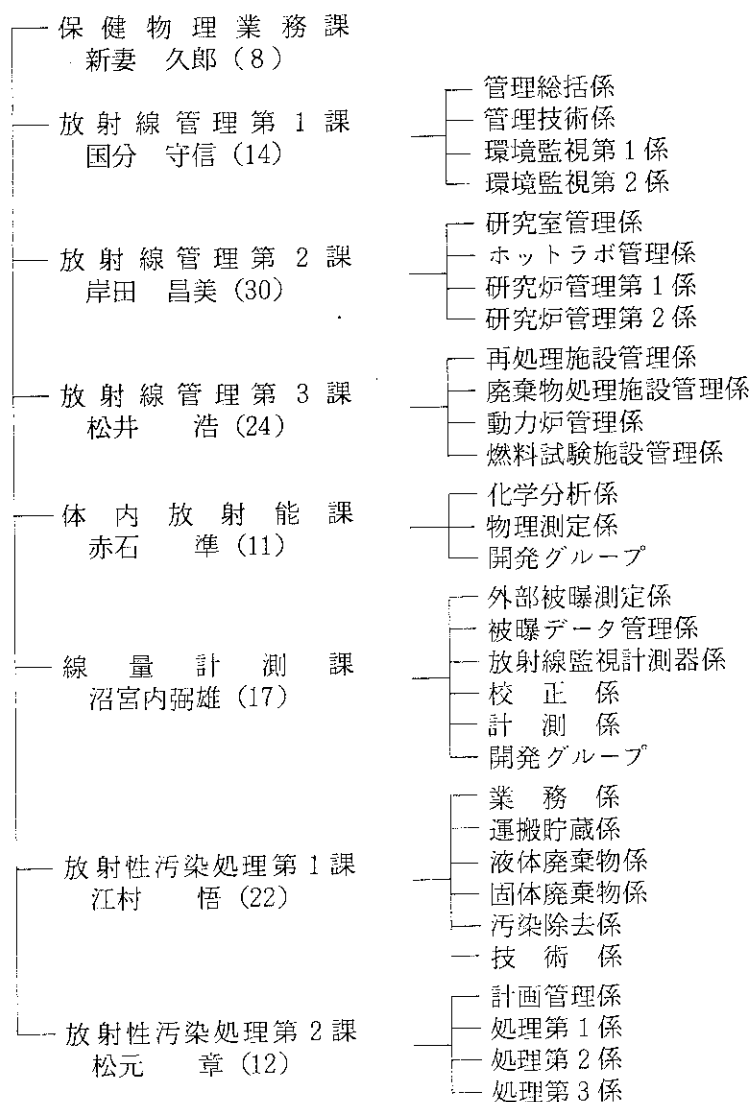
東海研究所保健物理部

伊藤 直次 (138)

1983年3月31日現在

(次)吉田 芳和

() 内職員数



高崎研究所管理部

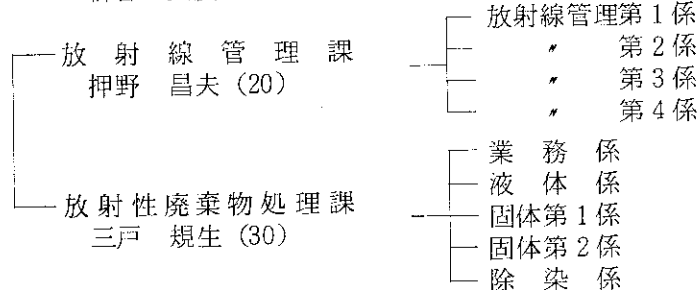
竹内 茂夫

安全管理課

山上 章 (4)

大洗研究所管理部

新谷 英友



March 31, 1983

(): Number of Personnel

Division of Health Physics, Tokai Research
Establishment (138)

- [Health Physics Administration Section (8)
- [Radiation Control Section I (14)
- [Radiation Control Section II (30)
- [Radiation Control Section III (24)
- [Bioassay Section (11)
- [Radiation Dosimetry Section (17)
- [Waste Disposal and Decontamination
Section I (22)
- [Waste Disposal and Decontamination
Section II (12)

Division of Administrative Services, Takasaki
Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Section (4)

Division of Administrative Services, Oarai
Research Establishment

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

目 次

1. 管 理

1 A 東海研究所	1
1 A.1 総 括	1
A.1.1 概 要	1
A.1.2 管理区域	2
A.1.3 排気および排水の管理データ	9
A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	19
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	19
A.1.6 放射性汚染および被曝（事故等）	20
A.1.7 放射性同位元素保有状況	20
1 A.2 個人被曝線量の管理	24
A.2.1 概 要	24
A.2.2 外部被曝線量の管理	24
A.2.3 内部被曝線量の管理	29
A.2.4 個人被曝線量の登録	31
1 A.3 施設の放射線管理	32
A.3.1 概 要	32
A.3.2 第1研究棟におけるフード等実験用設備廃棄作業時の放射線管理	32
A.3.3 タンデム加速器運転時における放射線量率および室内空気中の濃度	35
A.3.4 JRR-2におけるシリコン照射に伴う排水管理	37
A.3.5 JRR-2熱交換器伝熱管補修作業時の放射線管理	39
A.3.6 JRR-3冷却機器室の放射線量率分布の測定および配管内面汚染密度 の推定	40
A.3.7 再処理特研における廃液操作貯蔵室ダクト内除染作業時の放射線管理	44
A.3.8 再処理特研における廃液操作貯蔵室ポンプ室床ライニング作業時の放 射線管理	47
A.3.9 中・高レベル廃液処理油分離器点検作業時の放射線管理	50
A.3.10 FCA高濃縮ウラン燃料から剥離するウラン塵埃の粒径分布	52
A.3.11 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理	54
A.3.12 燃料試験施設セル除染作業時における再浮遊係数の調査	56
A.3.13 NSRR II型流動水カプセル運転時の放射線管理	58
A.3.14 放射性汚染等の概況	60
1 A.4 環境放射能の管理	64

A. 4. 1	概 要	64
A. 4. 2	環境放射線のモニタリング	64
A. 4. 3	環境試料のモニタリング	70
A. 4. 4	環境試料中のストロンチウム化学分析	76
1A. 5	放射線計測器類の管理	78
A. 5. 1	概 要	78
A. 5. 2	サーベイメータ校正	78
A. 5. 3	放射線監視計測器の管理	78
A. 5. 4	放射線管理試料の計測	80
1A. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	81
A. 6. 1	概 要	81
A. 6. 2	放射性廃棄物の管理	81
A. 6. 3	汚染除去	91
1B	高崎研究所	96
1B. 1	放射線管理	96
B. 1. 1	概 要	96
B. 1. 2	個人被曝線量の管理	96
B. 1. 3	施設の放射線管理	96
B. 1. 4	放射線計測器の管理	97
1C	大洗研究所	100
1C. 1	総 括	100
C. 1. 1	概 要	100
C. 1. 2	管理区域	101
C. 1. 3	排気および排水の管理データ	101
C. 1. 4	放射性廃棄物の保管廃棄量	105
C. 1. 5	環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	105
C. 1. 6	放射性汚染および被曝（事故等）	106
C. 1. 7	放射性同位元素保有状況	106
1C. 2	個人被曝線量の管理	108
C. 2. 1	概 要	108
C. 2. 2	外部被曝線量の管理	108
C. 2. 3	内部被曝線量の管理	110
1C. 3	施設の放射線管理	111
C. 3. 1	概 要	111
C. 3. 2	JMTRにおける排出トリチウムの管理	111
C. 3. 3	燃料研究棟におけるプルトニウム取扱い時の外部被曝線量	112

1C.4	環境放射能の管理	114
C.4.1	概要	114
C.4.2	環境放射線のモニタリング	114
C.4.3	環境試料のモニタリング	115
1C.5	放射線計測器の管理	119
C.5.1	概要	119
C.5.2	サーベイメータ等の管理	119
C.5.3	放射線監視計測器の管理	120
1C.6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	121
C.6.1	概要	121
C.6.2	放射性廃棄物の管理	121
C.6.3	汚染除去	124
C.6.4	施設の整備	126
2.	技術開発	
2.1	個人被曝線量の管理	129
2.1.1	概要	129
2.1.2	^{14}C 標識ベンゼンの吸入による被曝例	129
2.1.3	歯科パノラマ X 線撮影時における被曝線量およびリスクの測定	131
2.2	施設の放射線管理	133
2.2.1	概要	133
2.2.2	NaCl エアロゾルを用いたフード内から実験室内への逆流濃度の測定	133
2.2.3	JRR-2 等放射線管理用モニタ監視装置	135
2.2.4	ガス捕集型電離箱のトリチウム水蒸気に対する電離効率測定	140
2.2.5	JRR-3 におけるコンクリート中のトリチウム濃度分布	143
2.3	環境放射能	145
2.3.1	概要	145
2.3.2	CsI 検出器による α , β 放射能の分離測定	145
2.3.3	広レンジモニタリングポストの特性	148
2.4	放射線計測	152
2.4.1	概要	152
2.4.2	パルス X 線発生装置の設置	152
2.4.3	サーベイメータ自動校正装置の開発	155
2.5	放射性廃棄物の処理および汚染除去	157
2.5.1	概要	157
2.5.2	RI 小線源等廃棄物の有機系固化材の選定試験	157
2.5.3	放射性廃棄物の焼却時における放射性核種の挙動	161
2.5.4	放射性廃棄物管理用計算機導入の検討	164

2.5.5	β , γ 固体廃棄物の熱分解試験	165
2.5.6	β , γ 固体廃棄物の溶融固化試験	170
2.5.7	ステンレス鋼配管の腐食試験	174
2.5.8	水中プラズマアーク切断装置 (SUPA-Cut) の除染	178
2.5.9	電解研磨除染試験	181
2.5.10	α ホール除染廃液の α 濃度評価法の検討	184
3. 研究		
3.1	放射線計測	187
3.1.1	概要	187
3.1.2	制動放射線検出型トリチウムモニタの開発(Ⅲ)	187
3.1.3	可搬式ガスモニタ校正装置	189
3.2	身体放射能	190
3.2.1	概要	190
3.2.2	深部線量と染色体異常	190
3.3	空気汚染	193
3.3.1	概要	193
3.3.2	元素状ヨウ素ガスとフライアッシュエアロゾルとの吸着反応実験および解析	193
3.3.3	緊急時用放射性ヨウ素捕集カートリッジの捕集特性	195
3.3.4	動力浄気式送風マスクの防護性能におよぼす送風量の効果	198
3.3.5	対数正規分布則に従うエアロゾル粒径分布の下側の切れた場合のパラメータの推定	200
3.3.6	家屋等の放射能防護効果	202
(1)	家屋の自然換気率等に関する調査	202
付 録		
1.	外部投稿	203
2.	JAERI-M レポート	205
3.	口頭発表および講演	205
4.	受託調査・研究	211
5.	講師招へい (講演)	212
6.	所外研修コースへの協力	212
7.	所内研修コースへの協力	213

Contents

1.	Monitoring and Maintenance	
1A	Tokai Research Establishment	1
1A.1	General	1
A.1.1	Summary	1
A.1.2	Controlled Area	2
A.1.3	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	9
A.1.4	Waste Management and Monitoring	19
A.1.5	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	19
A.1.6	Radiological Incidents	20
A.1.7	Inventory of Radioisotopes	20
1A.2	Individual Monitoring	24
A.2.1	Summary	24
A.2.2	Monitoring for External Exposure	24
A.2.3	Monitoring for Internal Exposure	29
A.2.4	Registration of Personnel Exposure	31
1A.3	Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	32
A.3.1	Summary	32
A.3.2	Radiation Monitoring in Dismantling of Experimental Equipments in Laboratory Building 1	32
A.3.3	Monitoring of Radiation Dose Rates and Radioactive Concentration in Air During Operation of Tandem Accelerator	35
A.3.4	Monitoring of Radioactive Liquid Waste in Irradiation of Silicon Samples at JRR-2	37
A.3.5	Radiation Monitoring in Repair of Heat Exchanger of JRR-2	39
A.3.6	Evaluation of Radioactive Contamination on Inside of Pipes and Measurement of Dose Rate in Cooling System of JRR-3	40
A.3.7	Radiation Monitoring in Decontamination of Ducts in Liquid Waste Management Facility of Fuel Reprocessing Laboratory	44
A.3.8	Radiation Monitoring in Floor Lining Work of Pump Room in Liquid Waste Management Facility of Fuel Reprocessing Laboratory	47

A.3.9	Radiation Monitoring in Maintenance of Oil Separator in Medium-Level Wastes Treatment System	50
A.3.10	Particle Size Distribution of Dust Exfoliated from Surface of Highly-Enriched Uranium Fuel Plates at FCA ..	52
A.3.11	Radiation Monitoring in Decontamination in RFEF	54
A.3.12	Dispersion Factor in Cell Decontamination in RFEF	56
A.3.13	Radiation Monitoring in High-Temperature, High-Pressure Loop Type II of NSRR	58
A.3.14	Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	60
1A.4	Environmental Monitoring	64
A.4.1	Summary	64
A.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	64
A.4.3	Monitoring for Environmental Samples	70
A.4.4	Chemical Analysis for Strontium in Environmental Samples.	76
1A.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	78
A.5.1	Summary	78
A.5.2	Calibration of Survey Meters	78
A.5.3	Maintenance of Monitors	78
A.5.4	Radiation Counting of Samples	80
1A.6	Waste Management and Decontamination	81
A.6.1	Summary	81
A.6.2	Radioactive Waste Management	81
A.6.3	Decontamination	91
1B	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	96
1B.1	Radiation Monitoring	96
B.1.1	Summary	96
B.1.2	Individual Monitoring	96
B.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	96
B.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	97
1C	Oarai Research Establishment	100
1C.1	General	100
C.1.1	Summary	100
C.1.2	Controlled Areas	101

C.1.3	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	101
C.1.4	Waste Management and Monitoring	105
C.1.5	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	105
C.1.6	Radiological Incidents	106
C.1.7	Inventory of Radioisotopes	106
1C.2	Individual Monitoring	108
C.2.1	Summary	108
C.2.2	Monitoring for External Exposure	108
C.2.3	Monitoring for Internal Exposure	110
1C.3	Radiation Monitoring in Facilities	111
C.3.1	Summary	111
C.3.2	Monitoring of Tritium Released from Stack in JMTR	111
C.3.3	External Exposure Monitoring in Plutonium Fuel Research Laboratory	112
1C.4	Environmental Monitoring	114
C.4.1	Summary	114
C.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	114
C.4.3	Monitoring for Environmental Samples	115
1C.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	119
C.5.1	Summary	119
C.5.2	Maintenance of Survey Meters	119
C.5.3	Maintenance of Monitors	120
1C.6	Waste Management and Decontamination	121
C.6.1	Summary	121
C.6.2	Radioactive Waste Management	121
C.6.3	Decontamination	124
C.6.4	Maintenance and Construction of Facilities	126
2. Technology Development			
2.1	Monitoring for Personnel Exposure	129
2.1.1	Summary	129
2.1.2	A Case Study on Human Contamination with ¹⁴ C Following Inhalation as Benzene	129

2.1.3	Estimation of Organ Dose and Risk due to Dental Panoramic X-ray Examination	131
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	133
2.2.1	Summary	133
2.2.2	Measurement of Leak Rate from Hood Using NaCl Aerosol ..	133
2.2.3	Supervisory System for Radiation Monitors in JRR-2 and JRR-3	135
2.2.4	Measurement of Ionization Efficiency for Tritiated Water Vapor in the Gas Collection Type Ionization Chamber ...	140
2.2.5	Distribution of ^3H Concentration in Concrete at JRR-3 ..	143
2.3	Environmental Monitoring	145
2.3.1	Summary	145
2.3.2	Measurement of α , β Activity Using CsI Scintillation Detector	145
2.3.3	Characteristics of Wide-Range Monitoring Post	148
2.4	Radiation Measurement Instrumentation	152
2.4.1	Summary	152
2.4.2	Installation of Pulsed X-ray Generator	152
2.4.3	Development of Automatic Calibration Apparatus for Survey Meters	155
2.5	Waste Management and Decontamination	157
2.5.1	Summary	157
2.5.2	Selection Test of Organic Binders for Discarded Radiation Sources	157
2.5.3	Behavior of Radioactive Nuclides During Incineration of Radioactive Waste	161
2.5.4	Introduction of Computer for Radioactive Waste Management	164
2.5.5	Pyrolysis Test of β , γ Solid Wastes	165
2.5.6	Melt Solidification Test of β , γ Solid Wastes	170
2.5.7	Corrosion Test of Stainless Steel Pipes	174
2.5.8	Decontamination of Safety Underwater Plasma Arc Cutting Tool	178
2.5.9	Test of Electropolishing Decontamination	181
2.5.10	Study on Measuring Method of α -Radioactive Concentration in Liquid Waste from α -Hall	184

3. Research	
3.1 Radiation Dosimetry	187
3.1.1 Summary	187
3.1.2 Development of Bremsstrahlung Detection Type Tritium Monitor (III)	187
3.1.3 Portable Calibration Apparatus for Radioactive Gas Monitors	189
3.2 Body Radioactivity	190
3.2.1 Summary	190
3.2.2 Depth Dose and Chromosome Aberration	190
3.3 Airborne Radioactivity	193
3.3.1 Summary	193
3.3.2 Experiment and Analysis of the Adsorption of Iodine Gas on Fly Ash Aerosol	193
3.3.3 Performance of Cartridge for Selective Collection of Radioiodine in Nuclear Accident	195
3.3.4 Effect of Air Supply Rate on Protection Performance of Powered Air-Purifying Respirator	198
3.3.5 Estimation of Parameters of Truncated Lognormal Distribution of Aerosol Size	200
3.3.6 Sheltering Effect of Houses for Radioactive Effluent	202
(1) Study on the Ventilation Rate of Houses	202

Appendix

1. Journal Papers	203
2. Papers Published as JAERI-M Report	205
3. Oral Presentations	205
4. Entrusted Works	211
5. Lectures by Outside Persons	212
6. Training Courses for Outside Organizations	212
7. Training Courses in JAERI	213

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，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定常業務は，1981年度に引き続き滞りなく実施された。また，設備機器の新設・更新にさいしては，機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入と機能の充実につとめた。

区域放射線管理については，各種作業の放射線管理を実施したほか，原子炉解体に係る放射線管理技術の開発および原子炉改造に係る放射線管理計画の検討等を行った。

放射線作業者の個人被曝線量については，外部全身被曝の最大は530mrem，平均は10mrem，内部被曝の最大は19mrem（50年線量， ^3H ）であり，管理区域随時立入者を含めて最大許容線量を超える被曝はなかった。なお，放射線作業者の集団線量は，東海研究所職員（1326人）で13.2人・レム，外来業者等（1691人）で16.2人・レム，合計29.5人・レムであった。

1982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0.33mrem（JRR-3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は年間 1×10^{-3} mremであって，原子炉保安規定に定められている周辺公衆の線量目標値，年間5mremより小さい。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。なお，環境放射線監視システムのうち，周辺監視区域境界の6基は，最大10R/hまで測定できるように改良した。

放射性廃棄物は，1981年度に稼動した第2廃棄物処理棟を含む処理設備で減容・固化・密封され，保管体として収納された。放射性固体廃棄物として廃棄施設に収納された保管廃棄体の数量は，低レベルドラム保管体2207本で，1981年度に比較してやや増加した。異形保管体，中レベル保管体および高レベル保管体は合計79m³であり，1981年度に比較して大巾に減少した。これは中レベルおよび高レベルの固体廃棄物が本格的に減容処理されたことと，非圧縮性の廃棄物が減少したためである。

放射線管理用モニタ類は，年次計画に基づいて更新したほか，研究炉地区における放射線管理用モニタの集中監視システムの整備を進め，1982年度はJRR-2およびJRR-3関連システムを完成させるとともに，その拡充のためJRR-4のシステム整備を実施した。

放射線標準施設棟は，1980年度に建家の建設を完了し，放射線測定器の校正の業務に供するとともに内装設備の整備を進め，1982年にこれを完了した。また，環境試料中の放射性核種分析業務の増大にとともに，施設を拡充し，機器設備を増強した。

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

（沼宮内弼雄）

A.1.2 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第1条、第2条、核燃料物質使用施設等保安規定第2編第1条、第2条および放射線障害予防規定第48条に基づき設定されている第1種管理区域および第2種管理区域（一時的に設定されたものは除く）をそれぞれTable A.1.2-1およびTable A.1.2-2に示す。1982年度中に新たに設定された主要な管理区域は、第1種管理区域では廃棄物安全試験施設、第2種管理区域では使用済燃料貯蔵施設がある。

1982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66件、第2種管理区域15件であった。その主な設定理由は、第1種管理区域は排気フィルタ交換などの排気設備の保守作業（52件）、第2種管理区域はX線、¹⁹²Irなどによる非破壊検査作業（13件）およびモニタ校正作業（2件）であった。

（大久保勝一）

Table A.1.2-1 第1種管理区域

（東海研究所，1983年3月31日現在）

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

建 家	範 囲	適 用 規 定
ホ ッ ト ラ ボ	冶金ケーブ (含地下), 冶金サービスエリア, 冶金操作室, 冶金汚染除去室, 排風機室, ホットストレージ, 化学操作室, 化学汚染除去室, ジュニアケーブ, 化学サービスエリア, セミホットセル室, 更衣室, 鉛セル操作室, 黒鉛材料研究室, 黒鉛材料準備室, ホット実験室, 汚染検査室, モニタリングケーブ, 化学ケーブ, バッテリー室, 鉛セル, スチールセル, マニプレータ修理室, 暗室, ドライエリア	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
J R R - 2	炉室, 制御室, エアロック, ロッカー室と炉室の間の廊下, 実験準備室南側化学実験エリア, 炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域およびロッカー室に隣接する区域	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
炉管理部格納庫	全 域	
新核燃料倉庫	全 域	
開発試験室	SHE 炉室, SHE 燃料作業室, SHE 燃料貯蔵室, 化学実験室	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
R I 製造棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 310, 311, 312, 313号室, 300番台地下室, セミホット廊下, ホット中央廊下, 渡り廊下, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室, 地階タンク室 309号室, 309号地階 502号室 (地階)	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
J R R - 3	炉室 (地階, 1階, 中2階), ロッカー室, 使用済燃料室および同地階, 附属建家廊下および測定室	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
J R R - 4	地下FFD室, 冷却機器室, 測定室, リドタンクローディングドッグA, B, リフト, 燃料倉庫, ロッカー室, 炉室とロッカー室との間の廊下, 2階No.1プール, No.2プール, 測定室, 制御室, 散乱実験室, 炉室, ホット実験室, 線源置場	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
プルトニウム研究 1棟	101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 113, 114, 115, 116, 3, 4, 5, 6号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, 廃液貯	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
再処理特別研究棟	槽室, 集水ピット 再処理特研: 121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 140, 142, 143, 144, 145, 221, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324 ホットケープ, 分析セル, Puセル, 溶媒回収セルサブケープ, 2棟ポンプ室廃液操作室: 地下1階サンプリング室, 地下2階タンク室, ポンプ室 廃液長期貯蔵室: 地階ポンプ室, 高レベル廃液貯蔵室, トランスミッター室, サンプリング室, Aℓ廃液貯蔵室, IAW貯蔵室	放射線障害予防規定 使用施設等保安規定
プルトニウム研究 2棟	1, 2号室, 廊下	使用施設等保安規定
再 処 理 試 験 室	5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室, 廊下	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
ウラン濃縮研究棟 処理処分開発棟	レーザー実験室, 核燃料貯蔵庫 大実験室, 小実験室, 供試体製作室, 中実験室, 測定室	放射線障害予防規定
フッ素実験室	N-3, N-4, S-1, S-2, S-3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染検査室, 廊下	放射線障害予防規定
廃 棄 物 処 理 場	液体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 低レベル蒸発処理装置室1階および2階の全域, 中レベル蒸発処理装置室の1階, 2階および地階の全域, 分析室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室およびタンクヤード, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽と屋外フェンスで囲れた区域内 固体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 焼却処理室1階および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 第2廃棄物処理棟: 1階: 資材室, 中央監視室, 測定室, 実験室, 操作エリア, チェンジングルーム, 濃縮セル, 固化セル, 処理済廃棄物収納セル, 廃棄物処理セル,	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
汚 染 除 去 場	<p>処理前廃棄物収納セル，濃縮系機器室，アイソレーションルームNo.1，No.2，容器搬入室，サービスエリア，除染室，準備室，熱媒ボイラー室</p> <p>2階：クレーンホール，アスファルト溶解室</p> <p>地階：地階操作室，ホット機械室，濃縮セル，ドラム詰室，ポンプ室，固化準備室，コンクリート注入室，凝縮水貯槽室，前処理室，処理前廃液貯槽室，固化系機器室，地下ホール，ポンプ室，中高レベルサンプタシク室</p> <p>チェンジング室，ホット実験室，測定室，器材室，除染室，除染ホール，衣料分別室，衣料除染室，衣料汚染度測定室，検査室，衣料整理室</p>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>放射線障害予防規定</p>
廃棄物安全試験施設	居室を除く区域	放射線障害予防規定
F C A	炉室，作業室，燃料貯蔵室，エアーロック室，セミホットラボ，更衣室	原子炉施設保安規定
T C A	第1燃料貯蔵室，第2燃料貯蔵室，燃料貯蔵室，作業室，炉室1階および地階，作業室と炉室の間，汚染検査室	原子炉施設保安規定
F N S 建 家	TAP室，ターゲット取扱保管室，第1ターゲット室，第2ターゲット室，加速器室，作業室，汚染検査室，ホット測定室，セミホット室，中2F，廃棄物一時貯蔵室	放射線障害予防規定
J P D R	<p>原子炉格納容器，スタック，地下道，オフガスタシク室</p> <p>タービン建家：地下室全域，1階ホット用工作室，実験室，汚染検査室，実験準備室，計測室，化学実験室，機器搬入室，給水ポンプ室，樹脂再生室，復水脱塩器室，廃棄物処理設備制御室，コンデンサー室，浄化脱塩器室，再生熱交換器室，汙過物貯蔵タンク室，M・Gセット室，タービンコンデンサー室，オフガス室，廃水タンク室</p> <p>ダンプコンデンサ建家：地階全域，1階海水循環ポンプ室，コンデンサ室，給水ポンプ室，復水ポンプ室，樹脂再生室，復水脱塩器室，2階電気室，補給水脱塩器室，オフガス室，3階全域，緊急用建家，廃棄物処理建家，排風機建家，燃料貯蔵建</p>	原子炉施設保安規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
N S R R 燃料試験施設試験棟	<p>家1階全域，屋外フェンスで囲まれた区域内</p> <p>燃料棟：大実験室，校正室，組立検査室，燃料保管室，試験検査室</p> <p>制御棟：更衣室，サンプリング室，燃料棟から更衣室までの廊下</p> <p>原子炉棟：エアロック，ローディングエリア，実験エリア，燃料貯溜プール，原子炉プール，解体エリア，補機エリア，RI一時貯蔵室，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</p> <p>照射物管理棟：固体廃棄物一時保管室</p> <p>地階：更衣室，廃液タンクエリア，ホット機械室，アイソレーションルーム，プール，アルゴン制御室，セル操作室</p> <p>1階：更衣室，ホット実験室，サービスエリア，プール，倉庫，アイソレーションルーム，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</p> <p>2階：メンテナンスボックス，アイソレーションルーム上面部，β γセル上面部</p>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>使用施設等保安規定</p>

Table A. 1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所，1983年3月31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研究棟	<p>地階：005, 007</p> <p>1階：101, 102, 103, 105, 106, 107, 109, 110</p> <p>2階：217</p>	放射線障害予防規定
第 2 研究棟	<p>地階：041, 042, 043, 044, 045, 047</p> <p>1階：102, 109, 118, 120, 134, 136, 138</p> <p>2階：230, 232</p> <p>3階：334, 336, 342, 344, 345, 346, 347, 348</p>	
第 3 研究棟	<p>地階：005, 047</p>	

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 4 研 究 棟 放射線標準施設棟	地下1階：共同溝(A), (B), (C) 1階：第1照射室，第2照射室，第3照射室，第4照射室 地階：第2貯蔵室，第4照射室	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
超高圧電顕建家 5MeV. V. D. G.	高圧タンク室，地下全室 ターゲット室，マグネット室，3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 23, 25, 27号室，中性子源倉庫，RI 倉庫	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
2MeV. V. D. G. タンデム加速器建家	ターゲット室，マグネット室 タワー：地下2階～8階 地下2階：レーザー光源室，廃液タンク室，廃棄物一時保管場所，密封線源貯蔵室，通路 地下1階：ターゲット室，マグネット室 1階：イオン源室，入射マグネット室，実験準備室，実験室(4) 2階：イオン源室，軽イオンパンチャー室，実験室(1), (2), (3)	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
使用済燃料貯蔵施設	居室および機械室を除く区域	原子炉施設保安規定
工 作 工 場 J F T - 2 建家	特殊作業室 大実験室，建家外東側区域	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
核 融 合 特 研 ⁶⁰ Co 照 射 室	スパッタリング実験室 照射ケープ室，物理実験室（開放研究室）	放射線障害予防規定 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 非破壊測定実験室	6号室の一部 照射室，貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
モックアップ 機械化工特研	軽水天然ウラン未臨界炉室，ITS-2実験室 ROSA実験室	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
開 発 試 験 室	SHE制御室，SHE前室，建家北側の屋外 フェンスで囲まれた区域内，9号室，スラリー沸とう予備実験室の一部	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
原 子 炉 特 研 J R R - 3	121, 123, 125, 127号室 新燃料格納庫	放射線障害予防規定 原子炉施設保安規定
RI 貯 蔵 施 設 （RI製造棟隣接）	放射性物質貯蔵庫，RI 梱包作業室	放射線障害予防規定
高 温 工 学 特 研	中実験室の一部	放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
廃棄物処理場	第2廃棄物処理棟： 1階：トラックエリア，屋外フェンスで囲まれた区域内 地階：共通ダクト，配管トレンチ 第1保管廃棄施設：低レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内 中高レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定 原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
廃棄物安全試験施設	2階：物理実験室	放射線障害予防規定
F C A 高温ヘリウムガス ループ建家	PNS室 測定室の一部	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
配管信頼性実証実験室	X線室	放射線障害予防規定
配管信頼性実証試験室B棟	地下ピット	放射線障害予防規定
大型再冠水実験棟	平板炉心試験装置周辺内，円筒炉心試験装置周辺内，ピット	放射線障害予防規定
職員診療所 JT-60 実験準備棟	X線撮影室 NBI 試験室内ピット	

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

1982年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの核種別の年間平均濃度と年間排出放射能をTable A. 1.3 - 1に示す。各施設とも保安規定、放射線障害予防規定に定められている排出基準値を超える排出はなかった。

排出放射性塵埃の年間排出放射能で、1981年度に比較して増加がみられたのは第4研究棟の ^{14}C (1981年度の第1研究棟との比較)、ホットラボの ^{125}Sb 、RI製造棟の ^{197}Hg 、フッ素特研の ^{131}I 、廃棄物処理場の ^{125}I 、 ^{75}Se などであり、減少したのはJRR-2の ^{138}Cs 、 ^{88}Rb などの短半減期核種、モデル格納容器建家の ^{131}I などであった。その他の施設については大きな変化はなかった。

排出放射性ガスの排出放射能を1981年度と比較すると、 ^{41}Ar については原子炉運転時間の関係でJRR-2が0.4倍、JRR-3が1.7倍であるが総排出量は1981年と同程度である。 ^3H についてはJRR-3がFFD系サンプリング重水の漏洩により2.3倍、第1廃棄物処理棟では ^3H 廃棄物の焼却により10倍増加した。そのため、 ^3H の総排出量は1981年度の約2倍であった。

(2) 放射性廃液

1982年度に各施設から排出された放射性廃液の処理区分別の核種別放射能、廃液量、および各施設からの排出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度および3カ月平均濃度の最大値、年間排出放射能をTable A. 1.3 - 2に示す。

排水溝へ排出された放射能(検出限界濃度以上のもの)は1981年度に比較して α 核種は約11倍、 ^3H は約3.1倍に増加しているが、 β, γ 核種は $\frac{1}{2}$ に減少している。廃液量は1981年度と同程度であった。

(3) 放出管理目標値との比較

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

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

これらの値はいずれも管理目標値を十分に下回った。

(大久保勝一)

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

(東海研究所, 1982年度)

項目 施設名		放 射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度* ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能* (μCi)	核 種	年間平均濃度* ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能* (Ci)	核 種
第 1 研究棟	東 側	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—	
		$<1.1 \times 10^{-13}$	0	^{131}I			
		$<1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β			
	西 側	1.1×10^{-12}	3.3×10^2	^{14}C	—	—	
		$<1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co			
		$<1.6 \times 10^{-13}$	0	^{131}I			
		$<1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α			
第 3 研究棟	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<5.5 \times 10^{-13}$	0	^{131}I				
	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α				
	$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
第 4 研究棟	1.7×10^{-11}	6.7×10^3	^{14}C	5.6×10^{-10}	2.7×10^{-1}	^3H	
	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$<4.8 \times 10^{-8}$	6.4×10^{-3}	^{14}C	
	$<2.7 \times 10^{-13}$	9.6	^{131}I	$<4.8 \times 10^{-8}$	8.3×10^{-3}	^{133}Xe	
	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	$<1.9 \times 10^{-10}$	2.3×10^{-4}	Rn-Tn	
	$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
セラミック特研	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$<6.6 \times 10^{-10}$	0	^3H	
	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α				
	$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
冶金特研	$<3.3 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<3.4 \times 10^{-14}$	0	全 α				
	$<3.3 \times 10^{-14}$	—	全 β				
5.5MV - V.D.G.		—	—	4.3×10^{-9}	7.3×10^{-3}	^3H	
タンデム加速器	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
F R S	$<3.3 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<3.3 \times 10^{-14}$	—	全 β				
ホット ラボ	主排気口	4.3×10^{-13}	1.7×10^2	^{125}Sb	$<1.0 \times 10^{-6}$	0	^{133}Xe
		$<9.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs			
		$<2.3 \times 10^{-14}$	0	全 α			
	副排気口	$<2.0 \times 10^{-14}$	—	全 β			
$<1.6 \times 10^{-13}$		1.2	^{60}Co	—	—		
J R R - 2	$<9.0 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs				
	$<2.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<7.0 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	6.1×10^{-7}	2.5×10^2	^{41}Ar	
	$<2.3 \times 10^{-13}$	9.4	^{82}Br	2.7×10^{-8}	1.2×10^1	^3H	
	$<3.6 \times 10^{-13}$	1.2×10^1	^{131}I				
	$<3.1 \times 10^{-13}$	1.4×10^1	^{133}I				
	$<2.6 \times 10^{-13}$	4.7	^{203}Hg				
	1.6×10^{-11}	9.8×10^3	$^{138}\text{Cs}, ^{88}\text{Rb}, ^{89}\text{Rb}, ^{86}\text{Cl}$				
$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 α					
J R R - 1	$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<6.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<6.2 \times 10^{-14}$	—	全 β				

Table A.1.3 - 1 (続き)

項 目 施設名		放 射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	核 種
リニアック		—	—		4.0×10^{-7} 4.0×10^{-7}	5.3×10^1 5.3×10^1	^{13}N ^{15}O
R I 製 造 棟	200番	$<2.8 \times 10^{-13}$ $<2.8 \times 10^{-13}$	0 —	^{60}Co 全 β	6.5×10^{-9}	1.3	^3H
	300番	1.0×10^{-11} $<2.1 \times 10^{-14}$ $<9.2 \times 10^{-14}$	4.7×10^3 2.6×10^{-1} 0	^{35}S ^{75}Se ^{137}Cs	$<4.8 \times 10^{-8}$	9.8×10^{-2}	^{14}C
		1.3×10^{-11} 5.9×10^{-13} $<9.2 \times 10^{-14}$	3.2×10^3 2.0×10^2 —	^{197}Hg ^{203}Hg 全 β			
		400番	$<9.2 \times 10^{-14}$ $<9.2 \times 10^{-14}$	0 —			
開 発 試 験 室	S H E	$<3.3 \times 10^{-14}$ $<2.2 \times 10^{-11}$ $<3.3 \times 10^{-14}$ $<2.9 \times 10^{-14}$	2.3×10^{-1} 2.2×10^1 — —	U_{nat} $^{138}\text{Cs}, ^{88}\text{Rb}$ 全 α 全 β	—	—	
	化学実験室	$<3.3 \times 10^{-13}$ $<3.3 \times 10^{-13}$	0 —	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$ 全 β	—	—	
J R R - 3		$<7.4 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-13}$ $<2.4 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$	0 0 1.0×10^1 — —	^{60}Co ^{131}I ^{203}Hg 全 α 全 β	2.4×10^{-6} 1.2×10^{-7}	1.1×10^3 7.0×10^1	^{41}Ar ^3H
J R R - 4		$<4.2 \times 10^{-14}$ $<3.6 \times 10^{-13}$ $<7.8 \times 10^{-15}$ $<8.1 \times 10^{-15}$	0 0 — —	^{60}Co ^{131}I 全 α 全 β	$<2.1 \times 10^{-7}$	0	^{41}Ar
プ ルト ニ ウ ム 研 究 1 棟	スタック I	$<1.7 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$	0 0 —	全 α ^{137}Cs 全 β	—	—	
		スタック II・III	$<1.7 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$	0 0 —	全 α ^{137}Cs 全 β	—	—
	プルトニウム研究2棟	$<1.7 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—	
再 処 理 特 研	スタック I	$<1.7 \times 10^{-14}$ $<2.1 \times 10^{-17}$ $<1.2 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$	0 1.7×10^{-3} 0 —	全 α ^{90}Sr ^{137}Cs 全 β	—	—	
		スタック II・III	$<1.7 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-14}$	0 0 —	全 α ^{137}Cs 全 β	—	—
	再処理試験室	$<1.7 \times 10^{-14}$	0	U_{nat}	—	—	
フッ素特研		4.8×10^{-12} $<1.7 \times 10^{-14}$	1.1×10^2 0	^{131}I U_{nat}	—	—	
ウラン濃縮特研		$<1.7 \times 10^{-14}$	0	U_{nat}	—	—	
廃棄物処理処分開発棟		$<3.7 \times 10^{-14}$ $<3.7 \times 10^{-14}$	0 —	^{137}Cs 全 β	—	—	

Table A.1.3-1 (続き)

項目 施設名		放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (Ci)	核 種
廃 棄 物 処 理 場	液体処理施設 (低レベル)	$<3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—	
		$<2.8 \times 10^{-14}$	3.8	^{75}Se			
		$<3.6 \times 10^{-12}$	1.2×10^1	^{125}I			
		$<2.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs			
	液体処理施設 (中レベル)	$<2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β			
		$<3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—	
圧縮処理施設	$<2.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs				
	$<2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—		
	$<1.5 \times 10^{-13}$	4.6	^{75}Se				
第1廃棄物 処 理 棟	$<4.6 \times 10^{-12}$	1.8×10^2	^{125}I				
	$<1.3 \times 10^{-13}$	0	^{137}Cs				
	$<2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	4.2×10^{-8}	1.3×10^1	^3H	
	$<1.3 \times 10^{-13}$	1.4×10^1	^{75}Se				
	$<4.6 \times 10^{-12}$	5.0×10^1	^{125}I				
第2廃棄物 処 理 棟	$<9.1 \times 10^{-14}$	3.5×10^{-1}	^{131}I				
	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	^{137}Cs				
	$<2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β				
汚 染 除 去 場	$<1.0 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—		
	$<9.4 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs				
	$<9.4 \times 10^{-15}$	—	全 β				
廃棄物安全試験棟	$<3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—		
	$<2.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs				
	$<2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β				
F C A	$<8.1 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs				
	$<8.1 \times 10^{-15}$	—	全 β				
	$<3.3 \times 10^{-15}$	0	全 α	—	—		
	$<6.6 \times 10^{-14}$	2.3×10^{-1}	^{131}I				
T C A	$<2.4 \times 10^{-14}$	0	U_{nat}				
	$<2.4 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<8.0 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co				
	$<6.6 \times 10^{-14}$	0	^{131}I				
J P D R	$<5.5 \times 10^{-14}$	—	全 α				
	$<8.0 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<7.9 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$<2.2 \times 10^{-7}$	0	$^{85\text{m}}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$	
	$<1.1 \times 10^{-13}$	0	^{131}I				
新燃料建家	$<3.1 \times 10^{-14}$	—	全 α				
	$<3.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	^{60}Co				
F N S	$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 α				
	$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<9.9 \times 10^{-14}$	0	全 β	$<3.2 \times 10^{-7}$	3.4×10^{-1}	^3H	
モデル格納容器建家	$<1.7 \times 10^{-8}$	1.1	^{13}N				
モデル格納容器建家	$<8.3 \times 10^{-13}$	0	^{131}I				

Table A.1.3-1 (続き)

項目		放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (Ci)	核 種
N S R	原 子 炉 棟	$<5.3 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$<9.6 \times 10^{-8}$	1.0×10^{-1}	^{41}Ar
		$<2.8 \times 10^{-13}$	0	^{131}I			
		$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 α			
		$<1.3 \times 10^{-14}$	—	全 β			
R	燃 料 棟	$<6.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—	—
		$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β			
燃 料 試 験 施 設		$<1.0 \times 10^{-14}$	0	全 α	$<1.2 \times 10^{-8}$	1.5×10^{-1}	^{85}Kr
		$<1.8 \times 10^{-17}$	5.5×10^{-3}	^{90}Sr			
		$<2.7 \times 10^{-13}$	3.7×10^1	^{125}Sb			
		$<1.0 \times 10^{-13}$	0	^{131}I			
		$<1.4 \times 10^{-14}$	—	全 β			

*年間排放射能および年間平均濃度は次の方法で算出した。

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

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

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

(東海研究所, 1982年度)

施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		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 ^{*2} (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大 ^{*3} 濃度(μCi/cm ³)	3カ月平均最大 ^{*3} 濃度(μCi/cm ³)	排出放射能 ^{*2} (mCi)	
第1研究棟	βγ; 9.9×10 ⁻¹ 3H; 3.1×10 ¹ α; 1.4×10 ⁻²	2.4×10 ¹	0	0	第1排水溝	βγ; 1.4×10 ⁻⁸	2.2×10 ⁻¹⁰ (1.9×10 ⁻¹⁰)	4.5×10 ⁻² (8.4×10 ⁻¹) 51Cr; 1.6×10 ⁻² 58Co; 1.0×10 ⁻⁴ 60Co; 5.3×10 ⁻³ (7.2×10 ⁻²) 90Sr; 5.7×10 ⁻³ 131I; (3.1×10 ⁻⁴) 137Cs; 2.7×10 ⁻³ U _{nat} ; (1.2×10 ⁻²) 152Eu; 2.0×10 ⁻²	
第3研究棟	βγ; 1.3	4.8×10 ¹	0	0		第1排水溝	3H; 1.8×10 ⁻⁷ 14C; 1.3×10 ⁻⁸	1.7×10 ⁻⁹ (1.1×10 ⁻⁹) 1.8×10 ⁻¹⁰	2.4×10 ⁻¹ (2.1×10 ⁻¹) 3.5×10 ⁻²
第4研究棟	βγ; 5.4 3H; 8.2×10 ¹	8.9×10 ¹	14C; 3.5×10 ⁻² 51Cr; 1.6×10 ⁻² 60Co; 5.3×10 ⁻³ (6.4×10 ⁻³) 90Sr; 5.9×10 ⁻⁴ 152Eu; 2.0×10 ⁻²	6.1×10 ¹					
セラミック特研	0	0	60Co; (6.2×10 ⁻³)	5.8×10 ¹					
冶金特研	0	0	60Co; (5.7×10 ⁻³) 90Sr; 5.1×10 ⁻³ 137Cs; (8.6×10 ⁻⁴)	4.5×10 ¹					
燃料試験施設	βγ; 2.7×10 ² α; 1.8	1.6×10 ²	0	0					
リニアック	0	0	0	0					
J R R - 1	0	0	60Co; (1.4×10 ⁻³)	9.1					
N S R R	0	0	60Co; (5.1×10 ⁻²) 137Cs; (1.8×10 ⁻³)	4.3×10 ²					
モデル格納容器建家	0	0	131I; (3.1×10 ⁻⁴)	3.8					
タンデム加速器	0	0	60Co; (1.5×10 ⁻³)	1.2×10 ¹					
F R S	βγ; 6.0×10 ⁻³	6.0×10 ⁻³	60Co; (2.9×10 ⁻⁴)	3.2					
所外施設 (東大)	0	0	3H; 2.4×10 ⁻¹ (2.1×10 ⁻¹) 58Co; 1.0×10 ⁻⁴	1.1×10 ²					
所外施設 (核管センタ)	0	0	U _{nat} ; 1.2×10 ⁻²	9.6×10 ¹					
ホットラボ	βγ; 1.3×10 ² α; 8.6×10 ⁻¹	1.2×10 ²	0	0	第2排水溝	α; 6.4×10 ⁻⁹ βγ; 7.1×10 ⁻⁸	5.7×10 ⁻¹¹ (4.5×10 ⁻¹⁰) 2.3×10 ⁻⁹ (1.2×10 ⁻⁹)	1.4×10 ⁻² (3.3×10 ⁻¹) 1.8 (7.8×10 ⁻¹) 51Cr; 1.3×10 ⁻¹ 65Zn; 9.9×10 ⁻² 60Co; 3.1×10 ⁻¹ (3.2×10 ⁻¹) 75Se; 6.4×10 ⁻³ 89Sr; 2.4×10 ⁻³ 90Sr; 6.3×10 ⁻² 125Sb; 1.4×10 ⁻³ 125I; 3.2×10 ⁻¹ 131I; 8.4×10 ⁻³ 134Cs; 4.3×10 ⁻² 137Cs; 8.5×10 ⁻¹ (4.5×10 ⁻¹) 144Ce; 8.8×10 ⁻² U _{nat} ; (1.2×10 ⁻²)	
開試験 発室	S H E 化学実験室	0	U _{nat} ; (4.0×10 ⁻⁴)	5.8					
		βγ; 4.0×10 ¹	60Co; (1.6×10 ⁻³) 137Cs; (1.4×10 ⁻³)	1.3×10 ¹					
J R R - 2	βγ; 2.7×10 ⁻¹ 3H; 3.4	1.0×10 ¹	3H; 1.9×10 ² 51Cr; 1.3×10 ⁻¹ 60Co; 3.4×10 ⁻² (2.9×10 ⁻²) 90Sr; 9.0×10 ⁻⁵ 137Cs; 6.3×10 ⁻⁴ 65Zn; 9.9×10 ⁻²	3.6×10 ²					
J R R - 3	βγ; 3.1 3H; 2.9×10 ² α; 4.9×10 ¹	7.3×10 ¹	3H; 9.9×10 ¹ (5.4×10 ⁻²) 90Sr; 2.2×10 ⁻³ 137Cs; 2.7×10 ⁻¹ (1.8×10 ⁻²)	3.2×10 ²					
J R R - 4	0	0	3H; 7.1 60Co; (5.2×10 ⁻²)	4.5×10 ²					
R I 製造棟	βγ; 3.9×10 ²	1.1×10 ²	0	0					

Table A. 1. 3 - 2 (続き)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	3ヵ月平均最大 濃度($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出放射能 (mCi)
プルトニウム 研究 1 棟	0	0	⁶⁰ Co; (8.8×10 ⁻³) ¹³⁷ Cs; (9.4×10 ⁻³) α ; (3.9×10 ⁻²)	9.7×10 ¹	第 2 排 水 溝	³ H; 7.0×10 ⁻⁴ ¹⁴ C; 6.8×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵ (1.4×10 ⁻⁹) 2.8×10 ⁻⁶ (9.9×10 ⁻¹⁰)	α ; 1.4×10 ⁻² (3.3×10 ⁻¹) 2.4×10 ⁴ (9.4×10 ⁻¹) 1.0×10 ³ (6.6×10 ⁻¹)
再処理特研	$\beta\gamma$; 3.3×10 ³ ³ H; 2.3×10 ⁻¹ α ; 8.0×10 ¹	1.3	⁸⁹ Sr; 2.4×10 ⁻³ ⁹⁰ Sr; 3.6×10 ⁻² ¹³⁷ Cs; 8.0×10 ⁻² α ; 1.4×10 ⁻² (1.9×10 ⁻²)	5.2×10 ¹				
ウラン濃縮特研	0	0	U _{nat} ; (5.0×10 ⁻³)	9.6				
廃棄物処理 処分開発棟	$\beta\gamma$; 7.2	2.3×10 ⁻¹¹	⁶⁰ Co; 6.8×10 ⁻² (5.2×10 ⁻³) ¹³⁷ Cs; 5.0×10 ⁻²	5.2×10 ¹				
フッ素特研	0	0	U _{nat} ; (6.0×10 ⁻³)	1.5×10 ¹				
汚染除去場	$\beta\gamma$; 9.6 α ; 1.9×10 ⁻³	5.5×10 ¹	³ H; (6.0×10 ⁻²) ⁶⁰ Co; (2.1×10 ⁻²) ⁹⁰ Sr; 8.4×10 ⁻³ ¹³⁷ Cs; 5.5×10 ⁻² α ; (2.7×10 ⁻³)	1.2×10 ²				
所外施設 (第1化学)	0	0	³ H; 1.7×10 ² ¹⁴ C; 9.8×10 ²	1.5×10 ³				
廃 棄 物 処 理 場	液体処理施設	4.7×10 ¹	³ H; 2.7×10 ³ ¹⁴ C; 1.5×10 ¹ ⁶⁰ Co; 9.9×10 ⁻² (1.4×10 ⁻¹) ⁹⁰ Sr; 8.8×10 ⁻³ ¹²⁵ I; 2.5×10 ⁻¹ ¹³⁷ Cs; 2.7×10 ⁻² (3.1×10 ⁻¹) ¹⁴⁴ Ce; 5.7×10 ⁻² α ; (7.9×10 ⁻²)	2.5×10 ³				
	圧縮処理施設	1.5×10 ¹	³ H; 7.8×10 ⁻¹ ¹⁴ C; 2.2×10 ⁻² ⁶⁰ Co; 2.5×10 ⁻⁴ (1.4×10 ⁻³) ⁹⁰ Sr; 6.4×10 ⁻⁴ ¹³⁷ Cs; 1.1×10 ⁻³ (2.0×10 ⁻³)	1.6×10 ¹				
	第1廃棄物 処理棟	7.6×10 ¹	³ H; 2.0×10 ⁴ ¹⁴ C; 1.2 (1.0×10 ⁻¹) ⁶⁰ Co; (1.0×10 ⁻²) ⁷⁵ Se; 6.4×10 ⁻³ ⁹⁰ Sr; ¹²⁵ Sb; 1.4×10 ⁻³ ¹²⁵ I; 7.0×10 ⁻² ¹³¹ I; 8.4×10 ⁻⁴ ¹³⁷ Cs; (1.6×10 ⁻²) α ; (2.2×10 ⁻²)	1.5×10 ²				

Table A. 1.3 - 2 (続き)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排放射能						
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	3カ月平均最大 濃度($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出放射能 (mCi)			
廃棄物 処理場 第2廃棄物 処理棟	0	0	³ H ; 7.4×10^2 (8.3×10^{-1}) ¹⁴ C ; 18 (5.6×10^{-1}) ⁶⁰ Co ; 1.1×10^{-1} (4.3×10^{-2}) ⁹⁰ Sr ; 7.2×10^{-3} ¹³⁴ Cs ; 4.3×10^{-2} ¹³⁷ Cs ; 3.3×10^{-1} (9.4×10^{-2}) ¹⁴⁴ Ce ; 3.1×10^{-2} α ; 1.6×10^{-1}	1.0×10^3							
	焼却炉			0	0						
廃棄物安全試験棟	$\beta\gamma$; 4.6×10^{-1}	8.0	¹³⁷ Cs ; 3.8×10^{-2} (5.1×10^{-3})	5.9×10^1							
F C A	0	0	U _{nat} ; 4.4×10^{-3} (1.6×10^{-2}) ²³⁵ U ; 2.9×10^{-2}	4.1×10^1	第 3 排 水 溝	$\beta\gamma$; 1.5×10^{-8}	1.2×10^{-9} (2.5×10^{-10})	2.6×10^{-1} (5.5×10^{-2}) ⁶⁰ Co ; 2.1×10^{-1} (3.9×10^{-2}) ⁹⁰ Sr ; 4.7×10^{-4} ¹³⁷ Cs ; 8.0×10^{-3} U _{nat} ; 4.4×10^{-3} (1.6×10^{-2}) ²³⁵ U ; 2.9×10^{-2}			
T C A	0	0	⁶⁰ Co ; (4.9×10^{-3})	5.7×10^1							
J P D R	$\beta\gamma$; 9.0×10^{-3}	8.5×10^{-1}	⁶⁰ Co ; 2.1×10^{-1} (3.5×10^{-2}) ⁹⁰ Sr ; 4.7×10^{-4} ¹³⁷ Cs ; 8.0×10^{-3}	3.6×10^2							
F N S	$\beta\gamma$; 1.5×10^1	1.4×10^{-2}	³ H ; 4.7×10^1	1.2×10^1					^3H ; 5.5×10^{-6}	1.5×10^{-7}	4.7×10^1
合計	$\beta\gamma$; 5.2×10^3 ³ H ; 1.3×10^3 α ; 1.6×10^2	8.5×10^2	α ; 1.4×10^{-2} (3.3×10^{-1}) $\beta\gamma$; 21 (1.2) ⁵¹ Cr ; 1.5×10^{-1} ⁵⁸ Co ; 1.0×10^{-4} ⁶⁰ Co ; 5.3×10^{-1} (4.3×10^{-1}) ⁶⁵ Zn ; 9.9×10^{-2} ⁷⁵ Se ; 6.4×10^{-3} ⁸⁹ Sr ; 2.4×10^{-3} ⁹⁰ Sr ; 6.9×10^{-2} ¹²⁵ Sb ; 1.4×10^{-3} ¹²⁵ I ; 3.2×10^{-1} ¹³¹ I ; 8.4×10^{-3} (3.1×10^{-4}) ¹³⁴ Cs ; 4.3×10^{-2} ¹³⁷ Cs ; 8.6×10^{-1} (4.5×10^{-1}) ¹⁴⁴ Ce ; 8.8×10^{-2} ¹⁵⁵ Eu ; 2.0×10^{-2} ²³⁵ U ; 2.9×10^{-2} U _{nat} ; 4.4×10^{-3} (4.0×10^{-2})	8.0×10^3							α ; 1.4×10^{-2} (3.3×10^{-1}) $\beta\gamma$; 21 (1.2) ⁵¹ Cr ; 1.5×10^{-1} ⁵⁸ Co ; 1.0×10^{-4} ⁶⁰ Co ; 5.3×10^{-1} (4.3×10^{-1}) ⁶⁵ Zn ; 9.9×10^{-2} ⁷⁵ Se ; 6.4×10^{-3} ⁸⁹ Sr ; 2.4×10^{-3} ⁹⁰ Sr ; 6.9×10^{-2} ¹²⁵ Sb ; 1.4×10^{-3} ¹²⁵ I ; 3.2×10^{-1} ¹³¹ I ; 8.4×10^{-3} (3.1×10^{-4}) ¹³⁴ Cs ; 4.3×10^{-2} ¹³⁷ Cs ; 8.6×10^{-1} (4.5×10^{-1}) ¹⁴⁴ Ce ; 8.8×10^{-2} ¹⁵⁵ Eu ; 2.0×10^{-2} ²³⁵ U ; 2.9×10^{-2} U _{nat} ; 4.4×10^{-3} (4.0×10^{-2})

Table A. 1.3 - 2 (続き)

施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大濃度 (μ Ci/cm ³)	3カ月平均最大 濃度(μ Ci/cm ³)	排水放射能 (mCi)
			³ H ; 2.4×10^4 (1.2) ¹⁴ C ; 1.0×10^3 (6.6×10^{-1})					³ H ; 2.4×10^4 (1.2) ¹⁴ C ; 1.0×10^3 (6.6×10^{-1})

- * 1 廃棄物処理場に搬入された所外施設およびRI 研修所からの廃液は除外した。
- * 2 排出放射能：検出限界濃度以上と未満の排出放射能を区分して集計してある。検出限界濃度未満の廃液は検出限界濃度であるとして排出放射能を計算し、() 内に示した。
- * 3 1日平均最大濃度および3カ月平均最大濃度：検出限界濃度以上での排出放射能を排水溝流量で除した値。検出限界濃度以上の排出がない場合、検出限界未満での排出について同様に計算し、() 内に示した。

Table A.1.3-3 気体廃棄物^{*1}の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1982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	2.5×10^2	7.1×10^{-2}
	放射性ガス	³ H	2.6×10^2	1.2×10^1	4.6×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	⁴¹ Ar	3.5×10^3	1.1×10^3	3.1×10^{-1}
	放射性ガス	³ H	4.4×10^2	7.0×10^1	1.6×10^{-1}
JRR-4	放射性希ガス	⁴¹ Ar	2.6×10^1	0	0
JPDR	放射性希ガス	主に ¹³³ Xe, ^{85m} Kr	3.2×10^4	0 ^{*2}	0
	放射性ヨウ素	¹³¹ I	1.5×10^{-1}	0 ^{*2}	0
NSRR	放射性希ガス	主に ¹³³ Xe, ⁴¹ Ar	1.2×10^3	1.0×10^{-1} ^{*3}	8.3×10^{-5}
	放射性ヨウ素	¹³¹ I	1.3×10^{-1}	0	0

*1 検出限界濃度未満は排出量を0として集計してある。

*2 原子炉停止中

*3 主要核種⁴¹Ar

Table A.1.3-4 液体廃棄物^{*1}の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1982年度)

核種		放出管理目標値(Ci/年)	排出量(Ci/年)	排出量放出管理目標値
³ H, ¹⁴ C 以外の核種	総量	0.5	2.7×10^{-3}	5.4×10^{-3}
	⁶⁰ Co	0.1	7.1×10^{-4}	7.1×10^{-3}
	¹³⁷ Cs	0.1	1.1×10^{-3}	1.1×10^{-2}
³ H		7×10^2	2.4×10^1	3.4×10^{-2}

*1 第1, 第2, 第3排水溝の合計

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

A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1982年度における保管廃棄量を Table A. 1.4 - 1 に示す。1981年度と比較して低レベルドラム缶は若干増加したが、全体の保管廃棄量は約2割減少した。これは大型異形保管体の発生が少なかったことが主な理由である。

(川野 幸夫, 西村 允宏)

Table A. 1.4 - 1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(東海研究所, 1982年度)

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	789.9	低レベルドラム保管体	972本* (204.8m ³)	コンクリート ブロック体 13個含む
β, γ 中レベル	229.22			
固体廃棄物				
β, γ 低レベル可燃	564.67	中レベルドラム保管体	85本 (24.2m ³)	コンクリート ブロック体 9個含む
β, γ 中レベル可燃	2.19			
β, γ 低レベル不燃	589.4			
β, γ 中レベル不燃	1.65			
β, γ 高レベル不燃	7.92			
		直接廃棄分		
		低レベルドラム保管体	1,235本*(105.5 m ³)	
		中レベル保管体	11個 (1.69m ³)	
		高レベル保管体	41個 (4.93m ³)	
		大型異形保管体	22個 (45.92m ³)	
		α低・高レベル保管体	5個 (2.84m ³)	

*低レベルドラム保管体合計2,207本

A.1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

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

放射性希ガスに起因する全身被曝線量は、放出管理目標値が定められている JRR - 2, JRR - 3, JRR - 4, JPDR および NSRR の各原子炉施設について算出した。その結果、被曝線量が最大となった地点は、JRR - 3 南西方向の周辺監視区域境界であり、その値は 0.33 mrem であった。原子炉施設ごとの被曝線量を Table A. 1.5 - 1 に示す。

液体廃棄物に起因する全身被曝線量は、東海研究所全施設から排出された ³H, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs について算出した。その結果は 9.7×10^{-4} mrem であった。核種別の被曝線量 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 0.33 mrem であり、原子炉施設保安規

定に定められている年間の線量目標値 5 mrem の 6.6% であった。

(大久保勝一)

Table A. 1.5 - 1 希ガスからの年間全身被曝線量
(東海研究所, 1982年度)

原子炉施設	年間放出量* (Ci)	JRR-3 南西の周辺監視区域境界 の全身被曝線量 (mrem)
JRR-2	2.5×10^2	5.7×10^{-2}
JRR-3	1.1×10^3	2.7×10^{-1}
JRR-4	0	0
J PDR	0	0
NSRR	1.0×10^{-1}	$< 1 \times 10^{-3}$
合 計		3.3×10^{-1}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 とした。

Table A. 1.5 - 2 液体廃棄物からの年間全身被曝線量
(東海研究所, 1982年度)

核 種	年間放出量* (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
^3H	2.4×10^1	6.2×10^{-4}
^{60}Co	5.3×10^{-4}	1.2×10^{-4}
^{137}Cs	8.6×10^{-4}	2.2×10^{-4}
合 計		9.7×10^{-4}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 とした。

A.1.6 放射性汚染および被曝(事故等)

1982 年度は事故等による放射性汚染および被曝はなかった。

(大久保勝一)

A.1.7 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況調査は、使用許可を要するものについては、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1982年6月および12月の2回実施した。Table A. 1.7 - 1 に1982年12月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

使用許可不要の密封100 μCi 以下のものについても、保健物理部の通達に基づき1983年3月に保有状況の調査を実施した。その結果について、建家別の保有状況を Table A. 1.7 - 2 に示す。

(大久保勝一)

Table A. 1.7 - 1 建家別放射性同位元素保有状況 (1982年12月31日現在)

建家名	密封線源		使用中の非密封線源		貯蔵中の非密封線源		合計 (Ci)
	RI量 (Ci)	主要核種名	核種数	RI量 (Ci)	主要核種名	核種数	
第1研究棟	1.1×10^{-1}	^3H	1	0			1.1×10^{-1}
第2研究棟	5.7	Am-Bc, Am-Li, ^{137}Cs	9	0			5.7
第3研究棟	3.4×10^{-2}	^{60}Co , ^{241}Am , ^{57}Co	6	5.1×10^{-3}	^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{85}Sr	23	3.0
第4研究棟	1.4×10^{-2}	^{63}Ni , ^{85}Kr	2	9.2	^3H , ^{14}C , ^{60}Co	11	1.2×10^1
核物理特研	4.9	Am-Bc, Ra-Bc, ^{137}Cs	5	0			4.9
ホットラボ	5.6×10^1	^{60}Co , ^3H	2	0			4.1×10^{-2}
冶金特研	0			1.2×10^{-3}	^{60}Co , FP	2	2.6×10^{-2}
セラミック特研	2.9×10^{-2}	^{137}Cs	1	0			5.6
J F T - 2	9.9×10^{-3}	^{241}Am , ^{57}Co	2	0			0
コバルト照射室	1.5×10^4	^{60}Co	1	0			0
リニアック	1.0×10^{-1}	Am-Bc, Ra-Bc	2	0			1.2×10^{-3}
S H E	1.4×10^1	^3H , Ra-Bc, Am-Bc	3	0			2.5×10^{-2}
J R R - 1	0			5.1×10^{-5}	^{137}Cs	1	4.5×10^{-5}
J R R - 2	1.1×10^{-1}	Am-Bc, ^{252}Cf , Ra-Bc	3	0			0
J R R - 3	9.8×10^{-3}	Am-Bc	1	0			0
J R R - 4	5.6	^{137}Cs , ^{60}Co , Am-Bc	3	0			0
材料試験室	5.7×10^{-2}	^3H	1	0			0
高温ガスループ	1.0×10^{-1}			0			0
化工特研	7.0×10^1	^{137}Cs	1	0			0
モックアップ建家	1.5	Am-Bc	2	0			0
R I 製造棟	3.6×10^1	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{170}Tm	4	5.0×10^2	^3H , FP, ^{152}Eu	14	7.7×10^2
							^3H , ^{60}Co , ^{51}Cr
							22
							1.3×10^3

(東海研究所, 1982年度)

Table A. 1.7 - 1 (続き)

建 家 名	密 封 線 源		使用中の非密封線源		貯蔵中の非密封線源		合計(Ci)
	RI量(Ci)	核種数	RI量(Ci)	核種数	RI量(Ci)	核種数	
Pu 研究 1 棟	1.1×10^{-2}	3	5.1×10^{-1}	8	6.7	6	7.2
再 処 理 特 研	0		9.8×10^{-2}	9	4.4×10^{-1}	9	5.4×10^{-1}
フ ッ 素 特 研	0		2.1×10^{-4}	1	2.6×10^{-5}	2	2.4×10^{-4}
廃棄物処理処分開発棟	0		1.3×10^{-3}	1	2.9×10^{-2}	4	3.0×10^{-2}
廃 棄 物 処 理 場	0		4.4×10^{-6}	1	4.4×10^{-1}	5	4.4×10^{-1}
汚 染 除 去 場	0		0		1.5×10^{-3}	3	1.5×10^{-3}
タンデム加速器棟	2.0×10^{-2}	2	4.4×10^{-4}	4	0		2.0×10^{-2}
燃 料 試 験 施 設	7.2×10^2	2	0		0		7.2×10^2
放射線標準施設棟	1.2×10^2	12	0		1.9×10^{-1}	14	1.2×10^2
F N S	1.3×10^{-2}	2	0		5.3×10^3	1	5.3×10^3
J P D R	1.9×10^{-2}	2	0		0		1.9×10^{-2}
N S R R	3.0	1	0		0		3.0
W A S T E F	0		1.2×10^{-2}	1	1.7×10^4	4	1.7×10^4
F C A	8.0×10^1	7	0		0		8.0×10^1
T C A	6.6×10^{-1}	3	0		0		6.6×10^{-1}
大型再冠水実験棟	3.0×10^1	3	0		0		3.0×10^1
配管信頼性実証試験室	9.5	1	0		0		9.5
高 温 工 学 特 研	5.7×10^{-2}	1	0		0		5.7×10^{-2}
非破壊測定実験室	2.1×10^{-4}	1	0		0		2.1×10^{-4}
Pu 研究 2 棟	0		0		1.2×10^{-1}	1	1.2×10^{-1}
合 計	1.6×10^4	26	5.1×10^2	38	1.8×10^4	60	3.5×10^4

Table A. 1.7-2 密封100 μCi 以下の放射性同位元素保有状況
(1983年3月31日現在)

(東海研究所, 1982年度)

建 家 名	個数	核 種		RI 量 (Ci)
		核種数	主 要 核 種 名	
第 1 研 究 棟	7	7	^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na	8.9×10^{-5}
第 2 研 究 棟	718	37	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{22}Na , ^{57}Co	1.7×10^{-3}
第 3 研 究 棟	299	32	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{14}C , ^{57}Co	1.2×10^{-3}
第 4 研 究 棟	165	26	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{90}Sr , ^{22}Na	5.0×10^{-4}
核 物 理 特 研	22	12	^{241}Am , ^{22}Na , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	1.1×10^{-4}
ホ ッ ト ラ ボ	50	13	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na , ^{88}Y	1.5×10^{-4}
原 子 炉 特 研	50	12	^{14}C , ^3H , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{54}Mn	8.9×10^{-5}
冶 金 特 研	8	8	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs	5.8×10^{-5}
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.5×10^{-7}
J F T - 2	9	9	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	7.0×10^{-5}
コバルト照射室	1	1	^{60}Co	4.3×10^{-7}
リニアック	8	3	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	2.3×10^{-5}
S H E	10	9	^{137}Cs , ^{88}Y , ^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co	3.5×10^{-5}
J R R - 1	31	11	^{88}Y , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn	6.1×10^{-5}
J R R - 2	46	20	^{60}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na , ^{137}Cs , ^{57}Co	4.7×10^{-5}
J R R - 3	27	15	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{54}Mn	3.7×10^{-5}
J R R - 4	17	8	^{60}Co , ^{57}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{22}Na	7.9×10^{-5}
R I 製 造 棟	49	19	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{226}Ra , ^{22}Na	6.1×10^{-5}
Pu 研 究 1 棟	23	12	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{22}Na , ^{133}Ba , ^{60}Co	7.5×10^{-4}
再 処 理 特 研	33	14	^{241}Am , ^{90}Sr , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs	9.9×10^{-5}
再 処 理 試 験 室	1	1	^{210}Pb	4.7×10^{-7}
廃棄物処理処分開発棟	9	9	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	5.3×10^{-6}
廃 棄 物 処 理 場	8	8	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	3.9×10^{-6}
汚 染 除 去 場	7	6	^{60}Co , ^{14}C , ^{133}Ba , ^{210}Bi , ^{137}Cs	8.3×10^{-7}
タンデム加速器棟	11	8	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na , ^{88}Y , ^{241}Am	5.7×10^{-5}
燃 料 試 験 施 設	70	14	^{90}Sr , ^{241}Am , ^{88}Y , ^{57}Co , ^{60}Co	1.8×10^{-3}
放射線標準施設棟	92	24	^3H , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co , ^{22}Na	1.7×10^{-3}
F N S	30	20	^{14}C , ^3H , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{63}Ni	6.8×10^{-5}
モデル格納容器	9	9	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	3.9×10^{-6}
J P D R	100	20	^{54}Mn , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{57}Co , ^{133}Ba	1.3×10^{-4}
N S R R	10	9	^{137}Cs , ^{88}Y , ^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co	4.0×10^{-5}
W A S T E F	24	14	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{133}Ba	2.3×10^{-4}
第2廃棄物処理棟	23	12	^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{88}Y , ^{241}Am , ^{57}Co	3.9×10^{-5}
体内RI分析室	78	14	^{14}C , ^3H , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{90}Sr	7.7×10^{-6}
T C A	31	15	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{90}Sr	1.0×10^{-4}
F C A	50	25	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{241}Am , ^{57}Co	1.6×10^{-4}
計	2127	51	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{54}Mn	9.5×10^{-3}

1 A.2 個人被曝線量の管理

A.2.1 概 要

個人外部被曝管理については、原研全事業所の従事者と随時立入者（これらを以下では「従事者等」という。）について年間延11,822人、一時立入者について年間延1,343人の被曝線量測定、被曝データ処理および報告などを実施した。その結果、全身被曝（外部被曝と内部被曝の合算）および局部被曝のいずれも保安規定等に定められた管理基準を超える被曝はなかった。

原研全事業所の従事者等の年間集団被曝線量、年間平均被曝線量および年間最大被曝線量は、それぞれ36.6人・レム、9 mrem および560 mrem であった。また、東海研究所の従事者等の同線量は、それぞれ29.5人・レム、10 mrem および560 mrem であった。

被曝線量登録管理については、放射線従事者中央登録センターに対して、原研全事業所の従事者等の指定登録、指定解除登録など年間延21,781件の登録申請を行った。また、本年度から原研職員等に対して放射線管理手帳制度の運用を開始し、職員等1,756人に放射線従事者手帳を発効した。

（南 賢太郎）

内部被曝管理については、1981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、体内汚染の可能性の大小等を考慮して定期検査被検者および検査種類を決定した。選定された定期検査受検者数は、バイオアッセイでは全 α 放射能は42名、全 β 放射能は11名、トリチウムは66名、天然ウランは20名、体外計測では全身計測は123名、胸部計測は26名である。全身カウンタによる定期検査被検者のうち大洗研究所における作業員39名に対しては、大洗研究所の放射線管理課が検査を実施した。年間の検査回数は、胸部計測が1回、全 α 放射能尿分析が2回のほかはすべて毎四半期に1回であった。定期検査の結果、臨時検査を必要とした例はなかった。

定期・臨時の両検査の測定値について有意な汚染を判定するために必要なバックグラウンド検査を1981年に引き続き行った。

臨時検査は大洗研究所で行われたものを含め15件75名について実施した。このうち、7件59名は入退域検査として行われたものである。臨時検査の結果、体内汚染のあったものは1名（ ^3H ）で、その線量は、体組織の19 mrem（50年線量）であった。

（赤石 準）

A.2.2 外部被曝線量の管理

(1) 全事業所の統計

全事業所における全身被曝線量の管理対象者数は、従事者等については3,997人（年間延人数11,822人）で、前年度比で約4.4%の増加であった。従事者等の四半期ごとおよび年間の全身被曝線量の分布と、それぞれの平均、最大および集団被曝線量をTable A.2.2-1に示す。また、作業員区分別の全身被曝線量分布をTable A.2.2-2に示す。集団被曝線量の合計は、36.55人・レムであり、その内訳は職員等が15.14人・レム（1,756名）、外来業者等が21.41人・レム（2,241名）であった。従事者等の年間平均全身被曝線量は9 mrem（1981年度11 mrem）

年間最大全身被曝線量はFCA作業における560mrem（1981年度FCA作業で530mrem）であった。

各事業所別の従事者等の年間全身被曝線量分布、年間平均および最大の全身被曝線量を Table A.2.2-3 に示す。

また、従事者等の手先被曝については、年間平均および年間最大被曝線量は、それぞれ187 mrem および3,000mremであった。

(2) 東海研究所の統計

東海研究所の従事者等の全身被曝線量を四半期ごとと年間に分け、それぞれの平均と最大被曝線量および集団被曝線量を Table A.2.2-4 に示す。従事者等の年間平均全身被曝線量は10 mrem（1981年度11mrem）で、年間最大全身被曝線量はFCA作業における560mrem（1981年度はFCA作業で530mrem）であった。従事者等の集団被曝線量は29.46人・レムであった。従事者等の作業者区分別の全身被曝線量分布を Table A.2.2-5 に示す。職員等、外来研究員等、請負業者および研修生についての集団被曝線量は、それぞれ13.26人・レム、2.27人・レム、13.93人・レムおよび0人・レムであった。

（田村 勝裕，河合 勝雄）

Table A. 2.2-1 従事者等の全身被曝線量

(全事業所, 1982年度)

管理期間	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)						平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1000 mrem 未満	1000 mrem 以上	1000 mrem 以上			
		第1四半期	2,826	2,687	130	9	0			
第2四半期	3,012	2,833	165	14	0	0	3	190	8,500	
第3四半期	2,983	2,752	213	17	1	0	4	300	11,320	
第4四半期	3,001	2,793	183	25	0	0	4	230	10,750	
年間	3,997	3,502	384	103	8	0	9	560	36,550	

* 検出限界線量: 20mrem

Table A. 2.2-2 従業者等の作業者区別全身被曝線量

(全事業所, 1982年度)

作業者区分	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)						平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1000 mrem 未満	1000 mrem 以上	1000 mrem 以上			
		職員等	1,756	1,555	155	42	4			
外来研究員等	385	348	29	8	0	0	6	230	2,420	
請負業者	1,625	1,368	200	53	4	0	12	560	18,990	
研修生	231	231	0	0	0	0	0	-	0	
合計	3,997	3,502	384	103	8	0	9	560	36,550	

* 検出限界線量: 20mrem

Table A. 2.2 - 3 従事者等の事業所別全身被曝線量

(全事業所, 1982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 * 2 (mrem)	最大被曝 線 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*1	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1000 mrem 未満	1000 mrem 以上			
東海研究所	3,017	2,620	312	77	8	0	10(11)	560	29,460
高崎研究所	188	188	0	0	0	0	0(0)	-	0
大洗研究所	722	625	71	26	0	0	10(11)	260	7,070
R I 研修所	70	69	1	0	0	0	0(0)	20	20
全事業所	3,997	3,502	384	103	8	0	9(11)	560	36,550

*1 検出限界線量 : 20mrem

*2 カッコ内の数値は1981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, 1982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 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1000 mrem 未満	1000 mrem 以上			
第1四半期	2,085	1,980	100	5	0	0	2	110	4,140
第2四半期	2,215	2,091	118	6	0	0	3	190	5,550
第3四半期	2,298	2,100	180	17	1	0	4	300	10,060
第4四半期	2,291	2,112	154	25	0	0	4	230	9,730
年間	3,017	2,620	312	77	8	0	10	560	29,460

* 検出限界線量 : 20mrem

Table A. 2. 2 - 5 従事者等の作業者区分別全身被曝線量
(東海研究所, 1982年度)

作業者区分	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)				1000 mrem 以上	平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1000 mrem 未満				
職員等	1,326	1,163	120	39	4	0	10	420	13,260
外来研究員等	331	297	27	7	0	0	7	230	2,270
請負業者	1,179	979	165	31	4	0	12	560	13,930
研修生	181	181	0	0	0	0	0	--	0
合計	3,017	2,620	312	77	8	0	10	560	29,460

* 検出限界線量: 20 mrem

A.2.3 内部被曝線量の管理

(1) 定期検査

(a) 被検者の選定

1982年度の定期検査被検者を選定するため、年度当初に放射線従事者の所属する東海研究所126課室、大洗研究所19課室を対象に非密封放射性物質の取扱状況について調査を行った。調査項目は1981年度と同様であって、 α 、 β 、 γ の各放射性核種とウランとに大別し、取扱核種、取扱量、作業方法、使用する設備、防護具、作業建屋などである。

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

この結果、トリチウムおよび γ 放射性核種取扱作業者の増加により、1981年度に比べトリチウム尿検査では7名、全身計測では15名の増加となった。その他の検査種目についての被検者数は、1981年度とほぼ同数となっている。

東海研究所および大洗研究所の検査種目ごとの被検者数をTable A. 2.3 - 1に示す。

(服部 隆充)

(b) 検査結果

定期検査は、バイオアッセイと体外計測により実施した。バイオアッセイにおいて全 α 放射能尿検査は年2回、体外計測においては胸部計測が年1回、その他の検査は、年4回実施した。これらの検査のうち大洗研究所の職員の全身計測は、大洗研究所で実施された。検査結果を、Table A. 2.3 - 2に示す。検査の結果、バックグラウンドの変動範囲を超えた被検者が、トリチウムで2名、全身計測で3名(いずれも東海研究所)あったが、再検査の結果いずれの場合も有意な汚染は見出されなかった。

(福田 洋, 大井 義弘)

(2) 臨時検査

臨時検査は15件、75名について実施した。このうち、4件、31名は入退域検査として大洗研究所で行われたものである。Table A. 2.3 - 3に結果を示す。これらの臨時検査で検出された核種は、トリチウムが1件で、被曝線量は19mrem(50年線量)であった。その他の検査では体内汚染は検出されなかった。

(3) バックグラウンド調査

定期、臨時の両検査の測定値について、有意な汚染の有無を判定するために必要なバックグラウンドデータの調査を1981年度に引き続き実施した。対象者は、非密封の放射性物質を取扱ったことのない職員、あるいは、過去数年間に取扱っていない職員から選定した。1982年度は24名について延べ418例(全 α 放射能46, 全 β 放射能93, トリチウム94, 天然ウラン94, 全身計測69, 胸部計測22)の測定値が得られた。

(福田 洋, 大井 義弘)

Table A. 2.3-1 1982年度定期検査被検者選定数

検査種目		東海研究所	大洗研究所	計
バイオアッセイ	全 α 放射能尿検査	17	25	42
	全 β 放射能尿検査	11	0	11
	トリチウム尿検査	64	2	66
	天然ウラン尿検査	16	4	20
体外計測	全身計測	84	39	123
	胸部計測	10	16	26
計		202	86	288

Table A. 2.3-2 定期検査結果

(全事業所, 1982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	84	100	0	0
	全 β 放射能	42	95	0	0
	トリチウム	254	97	2	0
	天然ウラン	78	100	0	0
体外計測	全身計測	489*	99	3	0
	胸部計測	24	96	0	0
計		971	99	5	0

*大洗研究所で実施したもの155を含む

Table A. 2.3-3 臨時検査結果

(全事業所, 1982年度)

No.	期日*1	検査核種	被検者数	検査*2方法	測定数または試料数	体内汚染検出者	最大被曝線量(mrem/50年)	備考
1	1982. 6. 8	r核種	1	I	4	0		
2	6.16	r核種	6	I	12	0		*3
3	7.19	r核種	12	I	24	0		*3
4	8.31	r核種	3	I	6	0		*3
5	10. 1	¹³⁷ Cs	10	I	20	0		
6	10.15	¹³⁷ Cs	6	I	6	0		
7	10.30	³ H	2	E	27	1	19(体組織)	
8	11. 8	¹³⁷ Cs	10	I	26	0		
9	11.10	¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	1	I	2	0		
10	11.17	¹⁴ C	1	E	26	0		
11	12.11	r核種	10	I	20	0		*3
12	1983. 2. 3	⁶⁰ Co	8	I	16	0		
13	3. 9	¹³¹ I	2	I	2	0		
14	3.15	r核種	2	I	2	0		
15	3.26	²³⁹ Pu	1	I	1	0		
計			75		194	1		

*1 体内汚染の場合は発生日, 入退域検査の場合は作業前測定日

*2 E; バイオアッセイ, I; 体外計測

*3 外部業者の入退域に係る検査で大洗研究所が実施した。

A.2.4 個人被曝線量等の登録

個人被曝線量の登録は、原研全事業所の放射線作業者を対象に、放射線従事者中央登録センターに対する中央登録と、所内被曝管理のための所内登録について実施した。

中央登録については、被曝線量登録管理制度に基づく、従事者と随時立入者（これらを以下では「従事者等」という。）の指定、指定解除データならびに法定記録（指定解除者放射線管理記録）などを、放射線従事者中央登録センターに登録申請した。また、1982年度から、原研職員等に対して放射線管理手帳制度の運用が開始され、従事者等に指定された職員等1,756人に放射線従事者手帳を発効した。Table A. 2.4-1に中央登録データ件数を示す。

所内登録については、従事者等の全身被曝および局部被曝データについて年間延12,067件と、一時立入者の全身被曝データについて年間延1,343件を処理し、その記録を保存するとともに通知した。

(河合 勝雄)

Table A. 2.4-1 中央登録申請データ件数

(全事業所, 1982年度)

データの種類	管理期間				年間
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	
事前登録	84	19	27	20	150
指定登録	543	535	562	591	2,231
指定解除登録	319	550	548	701	2,118
指定解除者 放射線管理記録	319	546	543	700	2,108
個人識別変更登録	1,457	13	6	1	1,477
手帳発効登録	1,725	15	12	4	1,756
定期線量登録	3,969	0	6	86	4,061
登録要件を満たさない過去分放射線管理記録	0	0	0	7,880	7,880

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

放射線管理モニタの集中監視システムは、1981年度からJRR-2、JRR-3等の研究炉を中心に年次的に整備を進めているものであり、放射線管理用モニタを集中監視するとともに施設運転の情報と有機的に結合して、放射線管理の効率化をはかろうとするものである。1982年度はJRR-2、JRR-3の部分についてシステムを完成した。

1982年度に行われた作業に伴う放射線管理のうち主要なものは次の作業に関するものである。

- (1) 第1研究棟改修工事に係る実験用設備等の撤去作業
- (2) ホットラボにおけるケープ内除染と内装機器類の整備
- (3) JRR-2における制御棒異常に係る点検保修
- (4) JRR-3におけるFFD系重水サンプリング管の交換作業
- (5) 燃料試験施設セル除染作業およびセル内装機器の保守点検作業
- (6) 再処理特研における長期貯蔵施設LV-2タンク内廃液の処理作業
- (7) 第2廃棄物処理棟における再処理アルミニウム脱被覆廃液処理作業
- (8) JPDRにおける施設利用試験に係る圧力バウンダリ配管等の一部切断と試料採取

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

このほか、トリチウムプロセス研究棟、JT-60実験棟（那珂町）、環境シミュレーション試験施設の建設に当たっては、放射線管理方式の検討、放射線管理設備の整備を行った。また、JPDR解体に係る放射線管理技術の開発計画、JRR-3改造計画への参画、原子力施設のデコミッションングに関する委員会等に参加し、活動した。

（岸田 昌美、松井 浩）

A.3.2 第1研究棟におけるフード等実験用設備廃棄作業時の放射線管理

第1研究棟の改修工事は1982年1月から実験室内の実験装置、器具などの第4研究棟への移転、実験用設備のフード、流しなどの撤去、排気、排水設備などの撤去の順で行われている。

これまでに実施した実験機器の移転作業時の放射線管理については既に報告した¹⁾。ここでは1982年7月から9月にかけて行われた実験用設備の撤去作業時の放射線管理方法およびこの作業で得られた放射線管理上の知見を述べる。

実験室内に設置されていた実験用設備は、フード、化学実験台、実験用流しなど総数約500台である。これらの大部分は設置後約25年を経過し、しかも木製品であり老朽化しているため廃

棄することとした。廃棄に先立ち、全設備についても汚染検査を行い、汚染部分と非汚染部分とに解体、分離を行った。Table A. 3.2 - 1 に実験用設備の種類別廃棄数量および汚染していた数量を示す。そのうちフードの汚染割合が最も多かった。フードはオークリッジ型がほとんどであり、主要構造部は木製、床面は鉛板内張りであり、下部の扉内部には排水トラップが取付けられた構造である。汚染は床板の鉛板の他、排水トラップ周囲の地板およびフード外面側板に多く検出された。汚染していた床板の80%以上は $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ ($1 \times 10^4 \text{dpm}/20 \text{cm}^2$)以上の汚染密度であった。なお、汚染核種のほとんどは ^{137}Cs であった。これらは、床板材である鉛板は耐薬品性においては優れているが、放射能汚染に対する除染効果は劣るため、長年の使用による汚染が蓄積したことによるものと推定される。地板の汚染は、排水トラップのパッキングの劣化およびトラップと排水管の接続部からの汚染水の漏洩により生じたものと推定される。側板の汚染は、フードとホット用流しが並んで設置されていた実験室に多くみられ、ホット用流しの洗浄水などが飛散して汚染を生じたものと考えられる。

この他実験用流し、化学実験台などにも同程度の汚染が検出された。Fig. A. 3.2 - 1 にそれらの汚染箇所の状況を示す。実験用設備全体に共通してみられる汚染箇所は実験室床面に接する底部である。これは床面に直接据置かれているため、床面の汚染除去時に除染廃液が各実験設備の底部に流れ込み汚染したものと考えられる。したがって、実験室内に設置する設備の底部の構造は、これらのことを考慮して設計する必要がある。

以上、撤去作業について簡単に述べたが、個々の汚染事例について問題点を探ると、最適サーベイポイントの選択、基本に戻った放射性物質の安全取扱法の励行およびフード材質の選定などの問題があると考えられる。

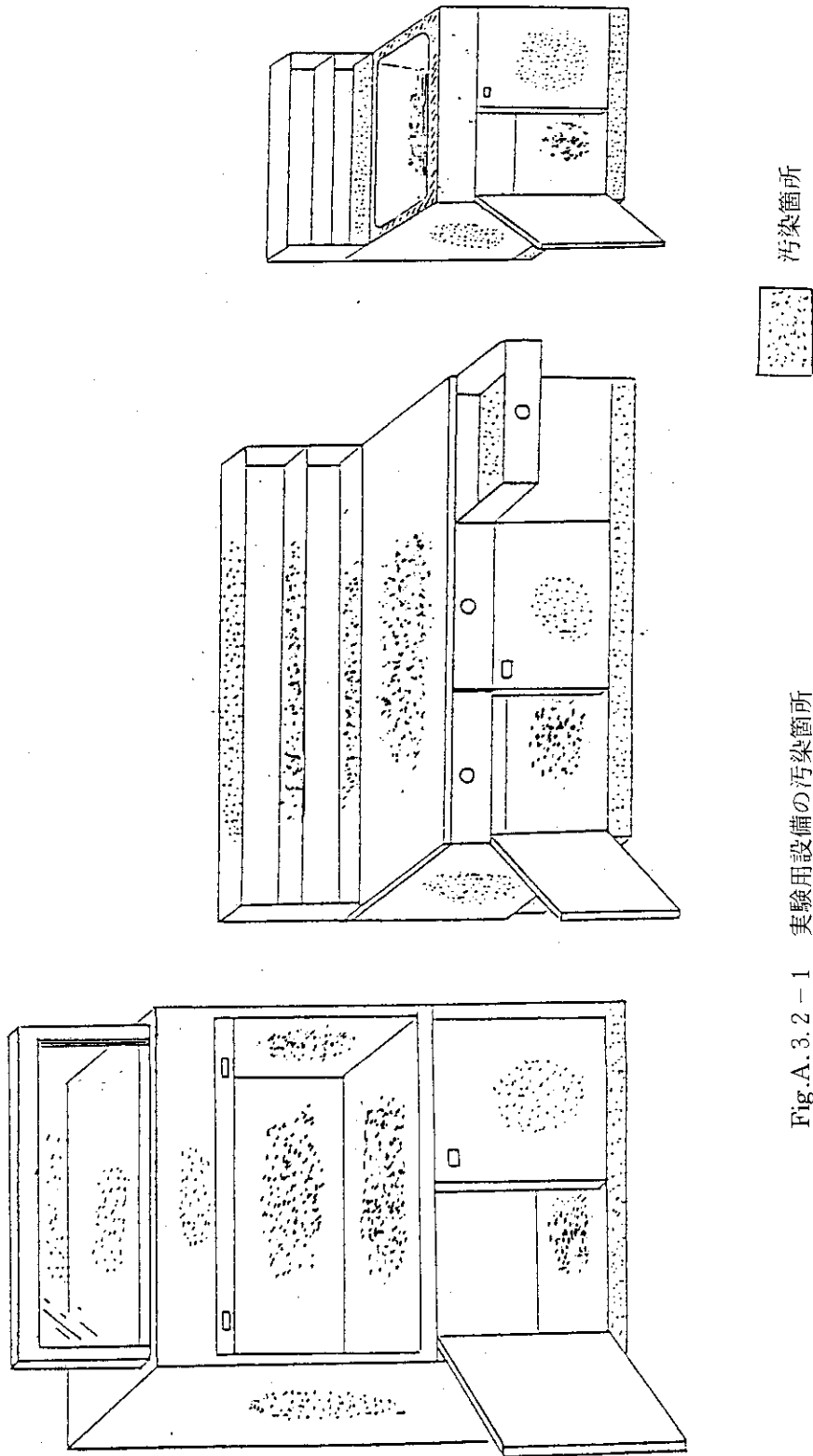
(松下 紘三)

参考文献

- 1) 松下紘三：保健物理—管理と研究—No. 24 JAERI - M82 - 112, 32 (1981).

Table A. 3.2 - 1 実験用設備の廃棄数量および汚染数量

	フ ード	化学実験台	流し台	陶器流し	試薬棚	物理実験台
廃棄数量(台)	72	218	103	63	63	27
汚染数量(台)	56	69	62	13	3	10
汚染割合(%)	78	32	60	21	8	37



A. 3. 3 タンデム加速器運転時における放射線量率および室内空気中の濃度

タンデム加速器は1982年8月に完成し、同年9月より各種の照射実験を本格的に開始した。加速器の運転に伴って発生する漏洩放射線、照射試料の放射線量率およびターゲット室内の空气中放射能濃度の調査を行った。

(1) 加速器運転時の放射線量率等

(a) 管理区域内および周辺の放射線量率

運転中の放射線量率の測定はサーベイメータ、レムカウンタ、エリアモニタにより、また、施設からの漏洩放射線の測定にはサーベイメータ、レムカウンタによる直接サーベイと管理区域内および周辺17箇所（Fig. A. 3. 3 - 1 参照）に設置したTLDとフィルムバッジによる3カ月間の運転期間中の積算線量により行った。管理区域内の放射線量率は、運転中立入禁止となる加速器タワー内とビーム照射中のターゲット室でのみ高くなり、 γ 線はターゲット室内で最大40 mR/h、中性子線が加速器タワー内で1000 mrem/hあった。これら以外の場所での放射線量率はバックグラウンドレベルであった。TLD、フィルムバッジによる積算線量も検出限界以下であり、放射線の漏洩は認められなかった。しかし、今後の出力上昇、加速イオンおよびターゲットの種類等に伴って放射線量率の変化が予想されるため、調査を継続する予定である。

(b) 照射試料の放射線量率

各種照射試料の照射直後における放射線量率の一例をTable A. 3. 3 - 1に示す。

このように照射直後の試料にはその種類、加速イオン、加速エネルギー、照射時間等により高い放射線量率を示すものがある。このため試料の取扱いにあっては放射線測定器によりチェックを行う必要がある。特に照射直後においては試料に直接ふれることなく器具を用いること、他の実験室へ持ち出す場合には生成核種が主として短半減期のものであることから冷却期間を設けることなどの配慮をして取扱うこととしている。

(2) ビーム照射中のターゲット室における室内空气中放射能濃度

ビーム照射中のターゲット室における空気汚染は、荷電粒子とターゲットとの反応によって発生する中性子に起因するものと考えられる。これによる空気汚染の調査を中性子束密度の高いと考えられる中性子ターゲット室において行った（加速イオン：D、加速エネルギー：25 MeV、ターゲット：Al）。ダストサンプラ、HE-40Tフィルタ、TEDA添着活性炭カートリッジ、電離箱型ガスモニタおよびシリカゲルを用いて空气中塵埃、揮発性およびガス状物質の捕集を行い、捕集後 γ 線スペクトルと放射能濃度を測定した。その結果、TEDA添着活性炭カートリッジにのみ γ 線エネルギー511 keV、半減期110分の放射性物質が捕集されていることが認められた。核種は ^{18}F （ $^{19}\text{F}(\text{n}, 2\text{n})^{18}\text{F}$ による）と推定され、その濃度は中性子線のエネルギースペクトルに依存するが、 $10^{-10} \sim 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。今後は ^{18}F の他に ^{15}O 、 ^{16}N 、 ^{19}O 、 ^{41}Ar 等の核種についても調査を進める予定である。

（関 武雄）

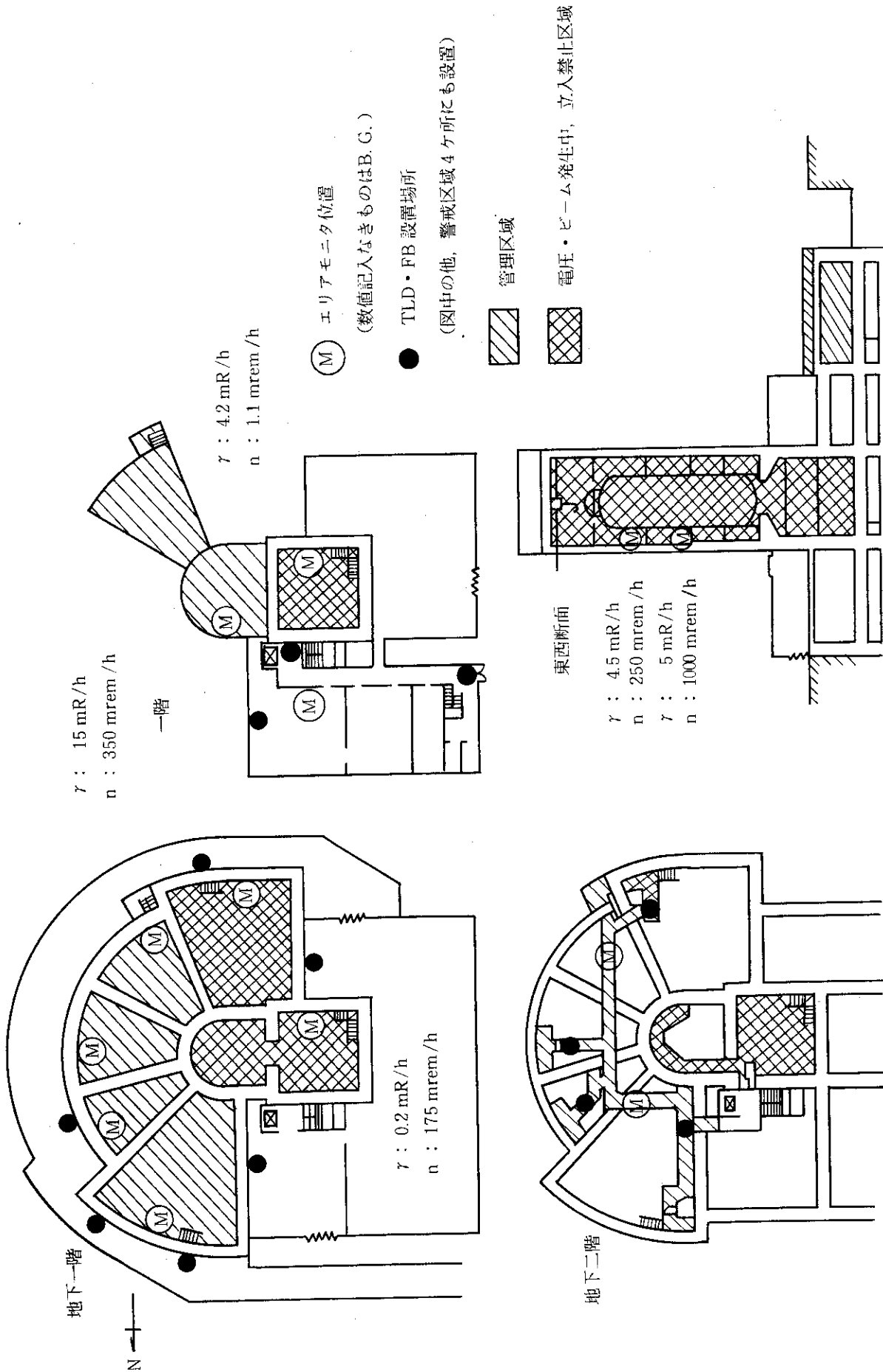


Fig. A. 3. 3 - 1 TLD 設置場所および放射線量率
 (放射線量率の値は加速イオンD, 加速エネルギー 25 MeV, ターゲット A の時の例)

Table A. 3.3-1 照射直後におけるターゲットの表面線量率 (例)

加速イオン	加速エネルギー (MeV)	照射時間 (hour)	ターゲット	放射線量率	
				$\beta + \gamma$ (mrad/h)	γ (mR/h)
C ℓ	130	1.0	SUS	12	0.7
O	100	20.0	Li ₂ O	9.6	0.7
O	120	0.17	Cd	500	30
O	120	0.5	Au	2,800	600
O	112	0.5	Au	3,800	1,000

A. 3.4 JRR-2におけるシリコン照射に伴う排水管理

1982年4月からVT-9 (垂直実験孔設備) においてシリコンの均一照射が開始された。

シリコンは、VT-9に注入された20ℓの冷却水 (イオン交換水) 中で照射される。この冷却水は水質管理上1サイクル (278h照射) ごとに交換され、地階集水ピット室に設置されたシリコン廃液タンクに一時的に貯留され、次サイクルの照射廃液が貯留される前にJRR-2の放射性廃液貯槽に排出される。

この照射に伴いJRR-2の放射性廃液貯槽から排出される放射性物質の量が大きく変化することが予想された。このため、シリコン試験照射期間中の4サイクルについて、照射廃液中に存在する放射性核種とその発生量をサイクルごとに調査した。

照射廃液中の放射性核種とその濃度は、シリコン廃液タンクから1ℓの試料を採取し、Ge (Li) 波高分析装置によって測定した。試料の測定は、短半減期核種を減衰させるため原子炉停止後3日以上経過してから行った。Table A. 3.4-1に照射廃液中から検出された核種、発生量、発生率および排出量をそれぞれ示す。

以上の調査結果で注目されることは、これまでスタックで検出されていた⁸²Br および¹³¹Iがこの照射廃液中からも検出されたことである。スタックからの¹³¹Iは実験孔の構造材であるAl中に存在するウランの核分裂によって発生するものと考えられているが、¹この廃液から検出された¹³¹Iも同様な原因で発生したものと考えられる。今回検出された核種のうち²⁴Naや¹⁸⁷Wなど表中のBグループに属する核種は、シリコン廃液タンクに一時貯留されている間に減衰する。したがって、シリコン廃液タンクからは表中のAグループに属する核種のみが排出され、1サイクルあたり⁵¹Crが150 μ Ci、⁶⁰Coおよび⁶⁵Znがそれぞれ約4 μ Ci、その他微量の⁵⁹Feおよび¹³¹Iなどが排出されるという結果を得た。この廃液1サイクル分をシリコン廃液タンクから放射性廃液貯槽に排出すると、放射性廃液貯槽内の濃度は、計算上 $2.3 \times 10^{-5} \mu$ Ci/cm³になるが、許容水中濃度に対する核種ごとの濃度比の合計は約1/30となり一般排水可能なレベルとなる。実際には、放射性廃液貯槽に排出されるまでに集水ピットで減衰したり、配管などに沈着するので、放射性廃液貯槽からの排出量はシリコン廃液タンクから排出される量よりも減少する。しかし、年間13サイクル分の廃液が排出されると、JRR-2から³H以外の放射性物質がこれまでと比べて多量に放出されることになるため、今後この廃液からの放出量の低減方法を検討する必要がある。

(後藤 孝徳)

参考文献

- 1) 野村俊文：保健物理—管理と研究—No. 24, JAERI-M 82-112, 132, (1981).

Table A.3.4-1 シリコン廃液タンクから排出される放射性核種と排出量

区分	核種	半減期	発生量 ¹⁾ (μCi)	発生率 ($\mu\text{Ci}/\text{h}$)	排出量 ²⁾ (μCi)
A グループ	Sc-46	83.8 d	2.2×10^{-1}	8.0×10^{-4}	1.8×10^{-1}
	Cr-51	27.7 d	2.6×10^2	1.1×10^0	1.5×10^2
	Fe-59	44.6 d	1.1×10^0	9.4×10^{-3}	7.9×10^{-1}
	Co-60	5.27 y	3.6×10^0	1.3×10^{-2}	3.6×10^0
	Zn-65	244.1 d	4.6×10^0	1.7×10^{-2}	4.3×10^0
	Ag-110m	250.4 d	1.1×10^{-1}	4.1×10^{-4}	1.0×10^{-1}
	Sb-124	60.2 d	1.2×10^{-1}	4.8×10^{-4}	9.4×10^{-2}
	I-131	8.04 d	2.8×10^{-1}	1.6×10^{-3}	4.6×10^{-2}
			小計		1.6×10^2
B グループ	Na-24	15.02 h	1.0×10^3	4.9×10^1	8.0×10^{-8}
	Cu-64	12.7 h	2.6×10^{-1}	1.4×10^{-2}	3.0×10^{-13}
	Br-82	35.3 h	9.8×10^0	2.0×10^{-1}	4.9×10^{-4}
	Sb-122	2.7 d	7.0×10^{-1}	8.0×10^{-3}	3.2×10^{-3}
	La-140	40.27 h	1.2×10^0	5.2×10^{-2}	2.1×10^{-4}
	W-187	23.9 h	6.0×10^1	1.7×10^0	2.7×10^{-5}
	Au-198	2.696 d	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-4}
			小計		4.6×10^{-3}
			総計		1.6×10^2

1) 原子炉停止直後の値

2) 21日間減衰させた値

A. 3.5 JRR-2 熱交換器伝熱管補修作業時の放射線管理

JRR-2では1982年度第5サイクルの利用運転中の7月26日、重水ポンプ室に設置されている熱交換器(DE-1)の2次側でトリチウムが検出され利用運転を中止した。この漏洩の原因として、伝熱管製作加工時に潜在した微細な欠陥が孔食等に発展した疑いが生じた。このため伝熱管の漏洩調査と補修作業が10月12日から1983年1月29日にかけて行われた。

(1) 作業概要

本作業は、熱交換器1次側重水の抜取り後、伝熱管内の残留重水をエア・パージによって除去し、そののち合計858本の伝熱管に対してヘリウム漏洩検査法により1本1本詳細な検査を行った。この結果、3本の漏洩伝熱管が発見され、これらは端栓により密封された。さらに、再度全数の伝熱管について漏洩検査を行い、健全性が確認され作業は終了した。これらの作業はJRR-2管理課担当班と外部工事業者によって実施された。

(2) 外部被曝の管理

作業エリアは1次系の配管や熱交換器などでかなり狭く、作業位置における線量率は平均して約7mR/hであるが、その周辺配管や熱交換器の表面には局所的に放射線量率の高い箇所(最大200mR/h)があった。このため、可能なかぎり鉛板などで遮蔽をほどこし、放射線量率の低減に努めた。計画被曝線量は、作業前の線量率と計画作業時間とから200mremに設定し、ポケット線量計およびアラームメータを使用して被曝管理を行った。しかし、ヘリウム漏洩検査を詳細にしかも何度も行う必要が生じ、作業期間が予定よりおよそ2倍に延長された。このため、作業熟練度などを考慮して計画被曝線量をJRR-2管理課員については250mrem、外部工事業者に対しては400mremに変更した。

Table A. 3.5-1に、作業期間中における外部被曝線量の測定結果を示す。全作業期間における総被曝線量は、2490人・ミリレムであり、個人の最大被曝は350mremであった。なお、ヘリウム漏洩検査では伝熱管の端面をアルミテープで封じて、漏洩ヘリウムの測定が行われたが、粘着力の強いアルミテープの除去に多くの時間が費された。このため、封じ込めの方法としてゴム栓に変更したところ、約1/10の作業時間になった。被曝線量低減のためには、作業前に徹底したモックアップの必要性が反省点としてあげられる。

(3) トリチウム空気汚染の管理

作業開始時における熱交換器内の重水中トリチウム濃度は、約1mCi/cm³であり、作業に伴ってトリチウム空気汚染が発生する。このため、防護具として送風マスクおよびビニールアノラックを着用させ、汚染拡大の防止のため作業エリアをビニールハウスで囲って局所排気を行った。作業中においては、空気汚染をトリチウムモニタで連続的に監視し、特に作業エリアを代表する空気汚染が的確に把握できるようサンプリング端の位置に十分留意した。また、高濃度の空気汚染が生じた場合は呼気測定を行い、内部摂取の検査を行った。これらのモニタリング結果や作業内容から空気汚染の発生のおそれがないと判断された場合は、作業性を考慮して作業時間の途中から半面マスクの着用に変更した。

Table A. 3.5-1中の20mremの内部被曝(尿検査)は、伝熱管のシールに用いたアルミテープの除去作業に半面マスクを着用していた場合のものである。この作業ではトリチウム空気汚染の発生のおそれがないと判断したが、照明器具による温度上昇のためトリチウムによる空気

汚染が発生した。作業時間の短縮のためには、作業性を重視する必要があるが、作業内容の十分な検討と作業状況の把握をより慎重に行う必要がある。

(4) 放出トリチウムの管理

伝熱管の漏洩検査の際に熱交換器1次側を乾燥させる必要があり、この空気をそのまま排気すると、環境中へ放出されるトリチウム量が大幅に増加するおそれがあった。これを避けるために、この排気に含まれる水分を大型除湿器を通して凝縮捕集することにより、含有トリチウムを回収することにした。

作業期間中（3カ月間）に排気筒から放出されたトリチウムの総量は0.83 Ciであり、月平均放出量は0.28 Ciであった。大型除湿器によって回収されたトリチウムの総量は約1.2 Ciであり、全放出量の約60%が回収されたことになる。トリチウム放出低減対策として大型除湿器の使用は有効な手段であるが、回収水の処理が重要な課題として残されておりこの面での検討が今後必要である。

（梶本 与一）

Table A. 3.5-1 JRR-2熱交換器補修作業時の作業者の被曝線量

対 象		作業者の区分		
		工事業者 (6名)	JRR-2 管理課員 (9名)	放射線 管理課員 (8名)
外部被曝線量*	個人平均 (mrem)	208	118	23
	個人最大 (mrem)	350	240	60
	総被曝線量 (person·mrem)	1250	1060	180
内部被曝線量**	トリチウム (mrem)	20(1名)	< 10	< 10

* フィルムバッジによる測定結果

** 尿検査による測定結果

A. 3.6 JRR-3冷却機器室の放射線量率分布の測定および配管内面汚染密度の推定

JRR-3改造時には、冷却系撤去工事と炉体撤去工事が行われる。特に、冷却系撤去工事においては作業場が高線量率であるため、作業員の被曝と廃棄物の発生などが問題となる。そこで、冷却機器室の空間放射線量率および機器、配管の表面放射線量率を測定することにより、機器、配管の内面汚染密度の推定と作業員の外部被曝線量評価を行った。

(1) 冷却機器室の放射線量率測定

冷却機器室の空間放射線量率と機器、配管の表面放射線量率測定は、放射線熱蛍光線量計（TLD：UD-200S型（CaSO₄：Tm））50本とGM型高線量率計（テレテクタ）1台を用いて行った。また、外部放射線遮蔽用治具を6台（2種類）製作し使用した。

TLDによる冷却機器室放射線量率測定は、まず、天井の所定位置にネオハンガ（接着剤付きフック）を取付け、ついで、ネオハンガのフックに1m間隔で4箇所各TLD1本を取付けた麻ひもをかけ、重りの付いた一端を床面に固定した。この麻ひもを26箇所（102点）を取付けた。照射の終了したTLDを回収し30分経過後に計測し、照射線量を読み取り記録した。また、機器、配管の表面放射線量率は、まず、テレクタで機器、配管の表面を測定し、最大値を示す箇所を確認した。ついで、最大値を示した71箇所に各TLD1本を布テープで固定した。外部放射線の影響がある時は、遮蔽用治具を使用してゴムバンドで固定した。照射の終了したTLDを回収し30分経過後に計測し、照射線量を読み取り記録した。

この結果の一部をFig. A. 3.6-1に示す。これによると冷却機器室空間放射線量率は重水冷却器より手前では数mR/hであるが重水冷却器より奥では10～50 mR/hで、このうち、重水一次系降水管エキスパンションジョイント付近で特に高く、約150 mR/hであることがわかった。また、機器、配管の表面放射線量率で最も高い値を示した部分は、環状ヘッド均圧管接続配管からのバイパス管で約50 R/hであった。その他で高い値を示した部分は主としてエキスパンションジョイントであり、数R/hであった。

(2) 機器、配管の内面汚染密度の推定

機器、配管の内面汚染密度は、表面放射線量率の測定結果をもとに推定した。推定方法として下記3方式を用い、それらの中で汚染密度が最大になる方式-1を採用した。

方式-1：PWR一次冷却系配管における配管外表面線量率と配管内面に蓄積する腐食生成物の汚染密度との関係を用いる。¹⁾

方式-2：BWR一次冷却系配管における配管外表面線量率と配管内面に蓄積する腐食生成物の汚染密度との関係を用いる。²⁾

方式-3：JRR-3水ガス系撤去配管の実測値の応用。

この結果をTable A. 3.6-1に示す。これによると配管で最も高い値が算出されたのは、主重水系バイパス管の $6.0 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であり、ついで、エキスパンションジョイントの $1.4 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ である。

さらに、これらの内面汚染密度から機器、配管の放射能を算出した。この結果、機器では重水貯槽が最も多く $5.0 \times 10^{-2} \text{Ci}$ であり、機器全体では $1.0 \times 10^{-1} \text{Ci}$ が算出された。また、配管ではエキスパンションジョイントが最も多く $3.3 \times 10^{-1} \text{Ci}$ であり、配管全体では $7.2 \times 10^{-1} \text{Ci}$ が算出された。機器、配管の全放射能は $8.2 \times 10^{-1} \text{Ci}$ であり、これらのほとんどが重水一次系のものである。

(3) 冷却系撤去工事に伴う外部被曝線量の推定

冷却機器室の空間放射線量率および機器、配管の表面放射線量率測定結果を参考に、冷却系撤去工事における作業員の外部被曝線量を推定した。この結果、作業員延4,417人の総被曝線量は約46人・レムになる。また、被曝線量が特に高い重水一次系配管および同周辺の配管撤去前に、遮蔽、遠隔操作、作業時間の短縮などの被曝低減対策を講じると総被曝線量は約37人・レムと低減される。

(内藤 和夫)

参考文献

- 1) NUREG/CR - 0130, Vol. 2, Appendix C (1980).
- 2) NUREG/CR - 0672, Vol. 2, Appendix E (1980).

Table A. 3.6 - 1 機器, 配管の放射能

(東海研究所, 1982年度)

機器名称	表面放射線量率 (mR/h)	内面汚染密度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	放射能 (Ci)
重水貯槽 DT-2	2.7×10^1	2.7×10^{-1}	1.4×10^{-2}
重水貯槽 DT-3	9.8×10^1	9.8×10^{-1}	5.0×10^{-2}
重水ダンプ槽 DT-4	2.7×10^1	2.7×10^{-1}	7.7×10^{-3}
重水ドレン槽 DT-6	4.0×10^0	4.0×10^{-2}	3.5×10^{-4}
重水冷却器 DE-1	—	7.0×10^{-3}	1.3×10^{-2}
その他の機器	—	—	1.5×10^{-2}
合計			1.0×10^{-1}
配管名称	表面放射線量率 (mR/h)	内面汚染密度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	放射能 (Ci)
昇水管 (DE-1側)	5.8×10^1	8.1×10^{-1}	7.5×10^{-3}
環状ヘッダ	2.7×10^0	3.8×10^{-2}	7.2×10^{-4}
DE-1入口エキスパンションジョイント	2.0×10^3	2.8×10^1	6.6×10^{-2}
DE-2出口エキスパンションジョイント	1.0×10^4	1.4×10^2	3.3×10^{-1}
バイパス管ドレン管 (DV-212)	5.0×10^4	6.0×10^2	3.9×10^{-2}
その他の配管	—	—	2.8×10^{-1}
合計			7.2×10^{-1}

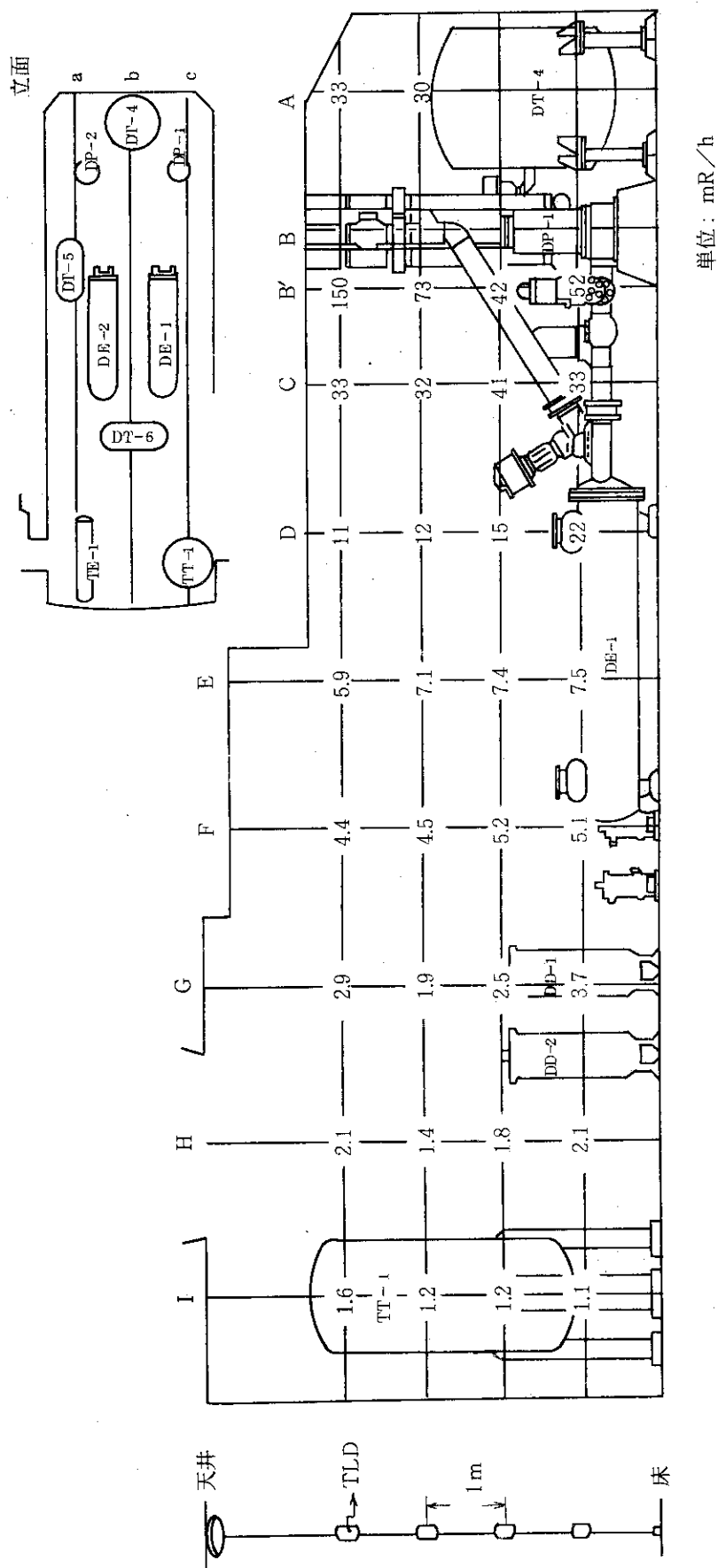


Fig. A. 3. 6 - 1 冷却機器室の放射線量率分布 (立面 b)

A. 3.7 再処理特研における廃液操作貯蔵室ダクト内除染作業時の放射線管理

燃料再処理試験時に、ポンプセルから FP を含む廃液の一部が漏洩（1968 年 12 月）し、廃液操作貯蔵室（以下「廃操」という。）とⅡ棟ポンプ室（以下「ポンプ室」という。）間のダクトに汚染が生じた。その当時は機器等の除染ののち、汚染の飛散を防止するため水性ペイントを塗布するなどしてダクト内の汚染を固定した。しかし、結露水の発生、塗装の劣化などにより遊離性の表面汚染が生じ、他区域への汚染拡大の懸念およびダクト内点検者の防護具が重装備になるなどの問題がでてきたため、1982 年 5 月から約 1 カ月にわたりダクトの除染作業が行われた。

除染区域は、廃液床ダクトおよびⅣ棟床ダクト（以下「廃操ダクト」という。）で、廃操タンク室の床上約 4 m の高さに位置し、縦約 2 m、横約 1.5 m であり、床面はステンレスでライニングされている。また、廃操ダクトの汚染源となっているポンプ室床ダクトは、配管などの障害物があり人の立入りが困難なため、除染せずに HEPA フィルタを取付けたステンレス板を廃操ダクトとの境界に溶接（配管部などは水中ボンドを充填）し、汚染を閉じ込める処置をした。作業区域の概略を Fig. A. 3.7 - 1 に示す。

廃操ダクトの汚染度は、 β , γ で 1×10^6 dpm/100 cm²（主な核種は ¹³⁷Cs）、 α で 1×10^5 dpm/100 cm²（核種は U, Pu と推定される）程度であり、また照射線量率は最大 4 mR/h であった。なお廃操ダクトに至る通路にも遊離性の汚染があり、 β , γ で 5×10^3 dpm/100 cm² 程度であった。

作業は、①有機溶剤およびケレンによる水性ペイントの除去、②中性洗剤等による除染、③凹凸のある溶接部の 10%硝酸溶液による除染であった。

この作業では、作業者の内部被曝の防止、搬入資材および他の区域への汚染拡大防止などのほか、転落防止に重点をおいて管理するため下記の処置をした。

- ① 除染作業は送風マスク、ワンピース、タイベックスーツ、ビニールアノラックなどを着用する。
- ② 廃操管理区域入口から廃操ダクト入口までは、半面マスク、靴カバーなどを着用する。
- ③ 廃操ダクト入口にはグリーンハウスを設け、ここで除染作業時の防護具（送風マスク、長靴など）を着脱する。
- ④ 靴カバーは複数着用し、汚染レベルの違う場所へ立入るときは外側のカバーを脱ぐ。
- ⑤ 廃操ダクトに至る通路および搬入資材はビニールシートで養生する。
- ⑥ 仮設ファンを設け、廃操ダクト内は常時換気する。
- ⑦ 廃操タンク室の床からタンク上部に梯子を固定し、タンク上部には足場を設置する。

作業中は、排気中の放射性物質のモニタリングをするとともに、作業員 1 名に常時パーソナルエアサンプラを付け呼吸域の空気をサンプリングした。その結果、排気中の放射性物質濃度は β , γ および α とも検出限界以下であった。また、呼吸域の空気中放射能濃度は β , γ で最大 2.1×10^{-9} μ Ci/cm³ であり、 α はほとんど検出されなかった。

作業員が退出するときは、防護衣および身体の汚染検査を行った。その結果、数名の作業員の帽子および半面マスクのフィルタから β , γ で最大 2×10^3 dpm/100 cm² の汚染が発見されたが、身体汚染は検出されなかった。

除染終了後の汚染検査の結果、とれやすい汚染はほとんど除去されたが、固着性の汚染として

床および壁に $10^3 \sim 10^4$ dpm/100 cm² 程度、溶接部に 5×10^5 dpm/100 cm² 以上の β , γ の汚染が残存していた。除染後の汚染検査の結果を Fig. A. 3.7 - 2 に示す。

今回の除染作業の計画被曝線量は、90 mrem に設定し管理した。その結果、外部被曝線量は最大で 50 mrem、平均は 20 mrem であった。また、¹³⁷Cs による内部被曝線量は、安全側の仮定 (2.1×10^{-9} μ Ci/cm³ の濃度で半面マスクを着用) で計算した結果、全身で 10 mrem 以下であった。

この除染作業から得られた参考事項として、次のことがあげられる。

- ① 表面汚染密度と空气中放射能濃度から求められた再浮遊係数は、 $10^{-8} \sim 10^{-6}$ (cm⁻¹) であった。この値は、今後同種の作業を行う場合、防護具の選定に参考となる。
- ② 汚染が発生した場合、安易に汚染固定をするとその後の措置に費用、労力がかかるので、早期除染が望ましい。

なお今後の問題点として、廃操ダクトには固着性の汚染が残っていること、ポンプ室床ダクト内の汚染は高レベルのままであること、廃操ダクトとポンプ室床ダクト間に取付けた HEPA フィルタの劣化などにより汚染が拡大する可能性があることなどから、廃操ダクト内の汚染の遊離状況などを適宜調査し、把握しておくことが必要である。

(沢島 啓)

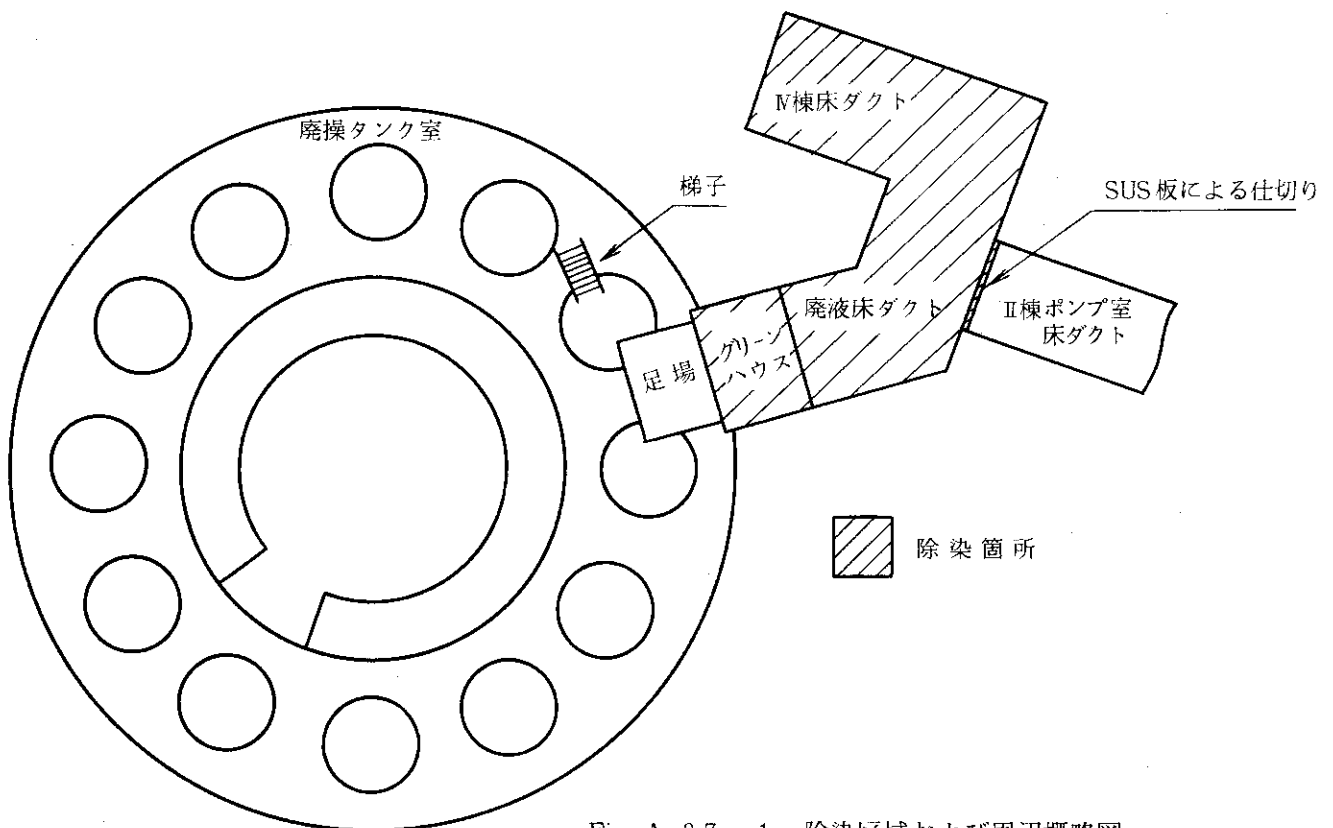


Fig. A. 3.7 - 1 除染区域および周辺概略図

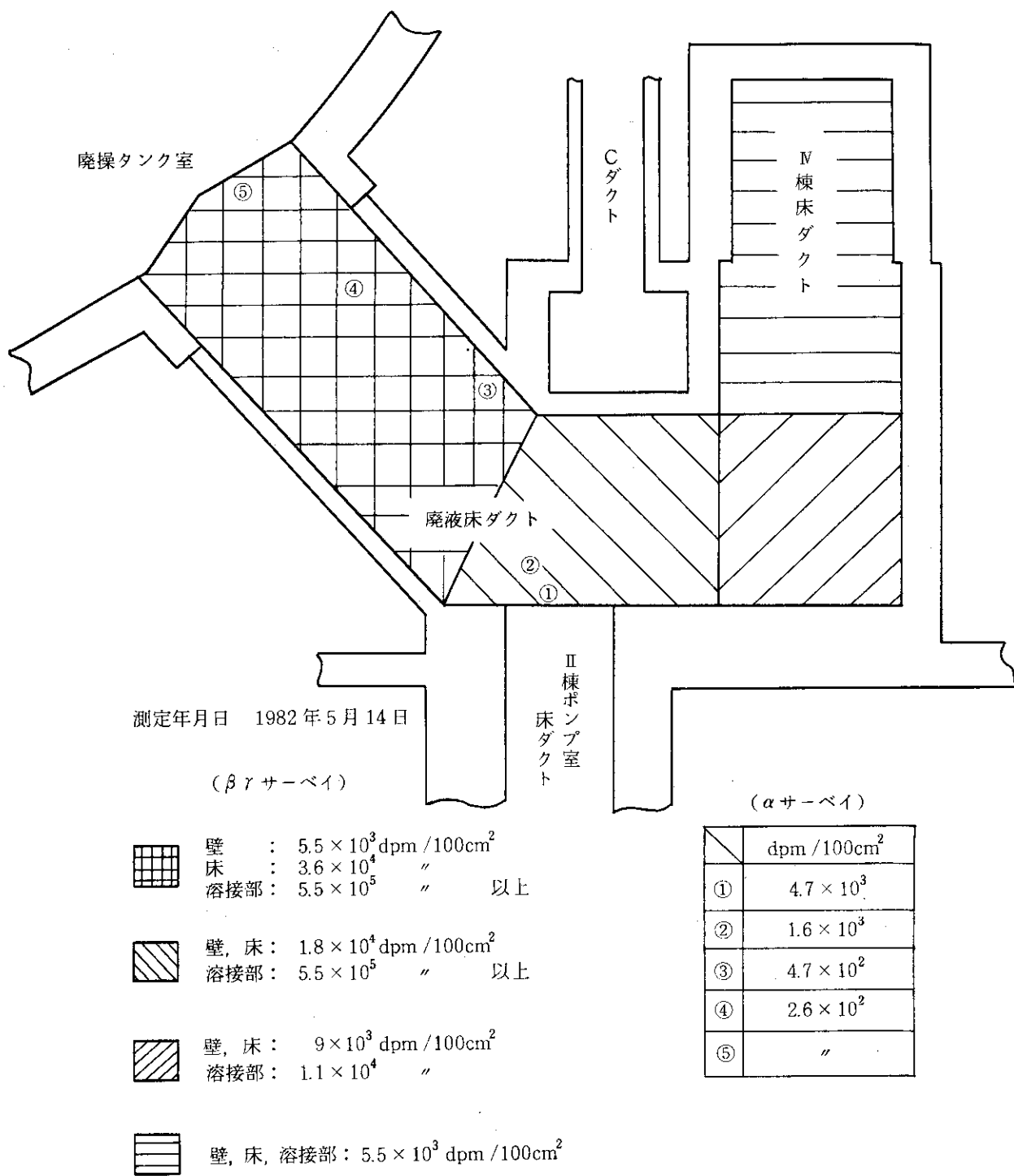


Fig. A. 3.7 - 2 廃操ダクト内除染後の表面汚染測定結果

A. 3.8 再処理特研における廃液操作貯蔵室内ポンプ室床ライニング作業時の放射線管理

廃液操作貯蔵室ポンプ室（以下「ポンプ室」という。）の床は、1968年に実施された湿式法による燃料再処理ホット試験時に、ポンプ室に設置されている廃液移送用ポンプ配管からの廃液漏洩によって汚染した。その後、配管フランジ部等から残存廃液がしみだし床が汚染した。その措置として、その都度、除染をするとともに残留汚染の拡大を防止するため水性ペイントを塗布するなどして汚染を固定した。また、1980年には、同ポンプからの残存廃液のしみだしを防止するため使用中のポンプ（WV-1P）を除くすべてのポンプを樹脂で固めた。

1980年頃から経年劣化により水性ペイントが剥離しはじめ、最近では一部に亀裂も発生しはじめた。このため1982年6月から約1週間かけて床ライニングの補強ならびに、汚染固定をするためポンプ室床をライニングした。

作業は、①ケレンによる水性ペイントの除去、②エポキシ樹脂による床ライニングであった。

ケレンによる水性ペイント除去作業時には、遊離性汚染が発生するので作業者の身体汚染、内部被曝および汚染拡大を防止するため下記の処置をした。

- ① 作業者は、全面（あるいは半面）マスク、PVCスーツを着用する。
- ② ポンプ室（地下2階）から退室するときは、PVCスーツなどの簡易除染をする。
- ③ 空気がポンプ室から地下1階へ逆流するのを防止するため、地下1階管理区域入口の部屋排気系のダンパを閉とする。

ポンプ室床面の固定汚染レベルは、固定時のデータなどから水性ペイントの除去前で β 、 γ で 10^6 dpm/100 cm²（核種：¹³⁷Cs）、 α で 10^5 dpm/100 cm²（試験状況から考え、核種はU、Puと推定される）程度であり、照射線量率は、最大2.0 mR/h（配管表面）で、作業位置では0.1 mR/hであった。作業中は廃液操作貯蔵室スタックおよびポンプ室内の空気汚染をモニタリングするとともに、ポンプ室から退室する人の防護衣および身体の汚染を検査した。

作業期間中、排気中の放射性物質の濃度は、検出限界以下であった。また、ポンプ室内の空気汚染は、ケレンによる塗装除去作業時に発生し、その濃度は、 β 、 γ で、 1.1×10^{-11} μ Ci/cm³、 α で 5.2×10^{-12} μ Ci/cm³であった。また、この時ポンプ室内の浮遊性放射性塵埃の粒度分布をアンダーセンサンプラで測定した。結果をFig. A. 3.8-1に示す。粒度分布は対数正規分布を示しており、空気力学的放射能中央径は、ほぼ10 μ m、幾何標準偏差は1.8であった。

水性ペイント除去後のポンプ室床面の直接サーベイ法による表面汚染測定結果をFig. A. 3.8-2に示す。汚染度は、 β 、 γ で最大 1.1×10^5 dpm/20 cm²、 α 汚染は点在しており、最大 1.5×10^5 dpm/38 cm²であった。また、エポキシ樹脂ライニングの下に固定した汚染の総量は、 β 、 γ で約7.7 μ Ci、 α で約0.2 μ Ciであった。

この作業による作業者の外部被曝線量は、20 mrem以下であり、推定内部被曝線量は、全身で10 mrem以下であった。また、問題となるような身体汚染も発生しなかった。

この作業から得られた参考事項として次のことがあげられる。

- ① ケレンによる水性ペイントの剥離作業で発生した浮遊性塵埃の粒径は、大部分が鼻道に沈着する大きさ（10 μ m前後）であった。内部被曝という観点からみると、浮遊性塵埃の粒径も重要因子の1つであるので、今後これらのデータを蓄積することが重要である。
- ② 今後汚染を固定する際には、次のことに十分留意する必要がある。

- イ 汚染固定時の放射線管理データは、整理し、散逸しないよう保管しておく。
- ロ 汚染を固定した場所には、汚染箇所、汚染の程度とその量などを掲示しておく。
- ハ 汚染を固定した場所は、経年変化に伴い固定状態の確認および汚染の再遊離化を適宜監視する必要がある。

(長谷川 圭佑)

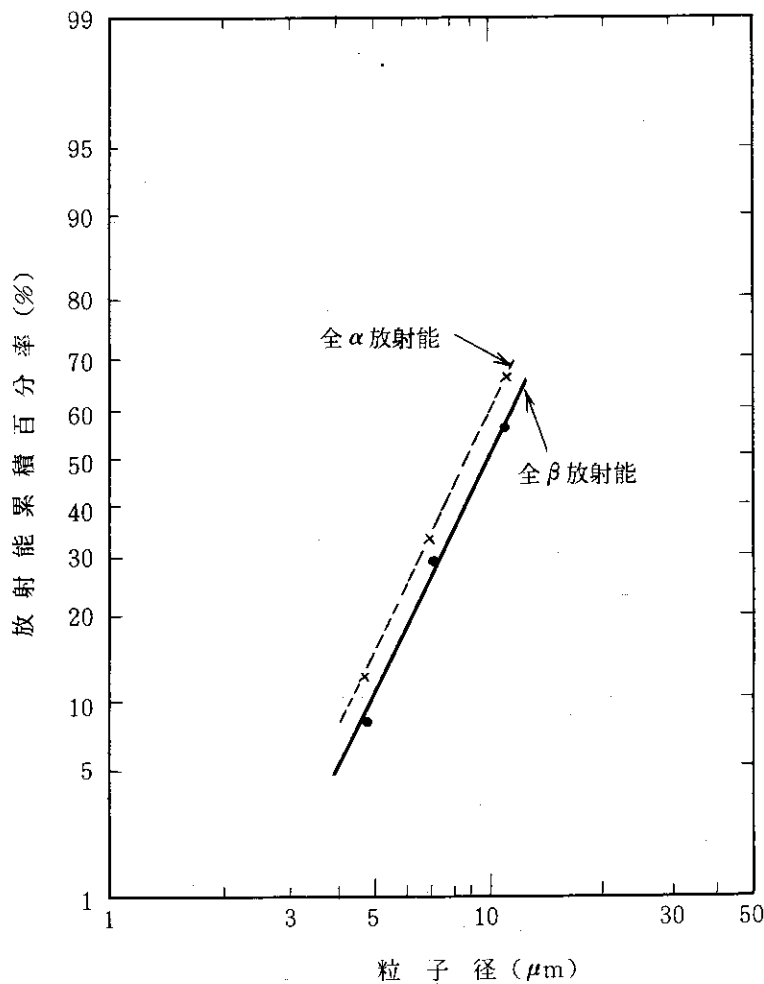
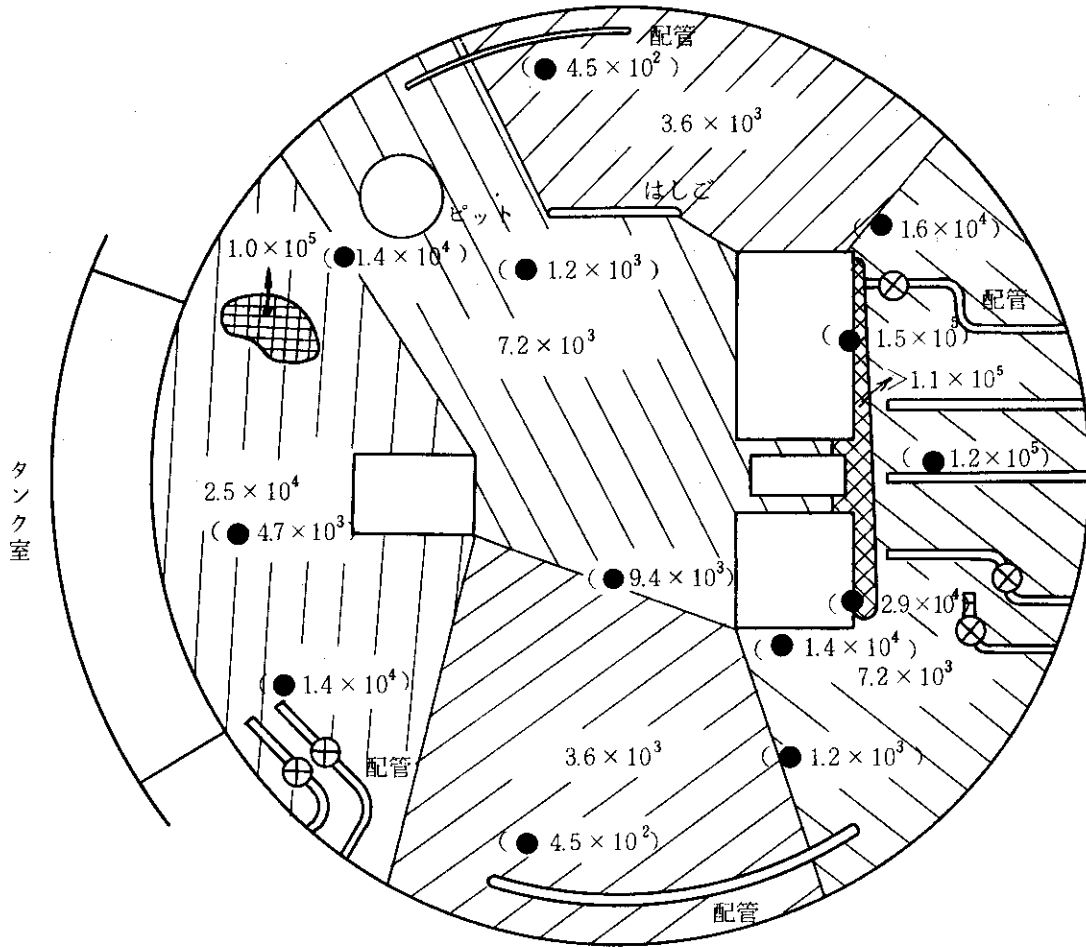



Fig. A. 3.8-1 廃操ポンプ室内浮遊性放射性塵埃の粒度分布 (ケレンによる水性ペイント剥離時)



測定年月日. S. 57.6.23

汚染部, β : , α : ●

単位, β : dpm/20cm², α : dpm/38cm²

備考, ()内は α 汚染度を示す。

Fig. A. 3.8-2 廃操ポンプ室床面の直接サーベイ法による表面汚染測定結果 (エポキシ樹脂塗装前)

A. 3.9 中・高レベル廃液処理装置油分離器点検作業時の放射線管理

中・高レベル廃液処理装置は、第2廃棄物処理棟に設置されており、1981年3月からホット運転が開始された。

本装置には、処理対象廃液をその性状により、油分離中和など必要な前処理を行う油分離器、薬液槽、廃油槽などからなる前処理装置がある。このうち、油分離器には、細管式浮力分離(SUS-316L)と粗粒化分離(ポリプロピレン)の各フィルタが内蔵されているが、目づまりなどによりフィルタの圧力損失が大きくなったため、交換する必要が生じた。

作業は1983年1月24日から2月4日まで実施され、作業の主な工程は、①計装類および付属配管の一時撤去、②油分離器の開放、③分離フィルタの交換および内部除染、④復旧および検査、という手順で実施された。

放射線管理上の着目点として、表面汚染の拡大防止および再飛散による空気汚染からの内部被曝の防止のための対策をたてるとともに、比較的高い線量率下での作業であるため、作業者の外部被曝を最少にとどめることを重点に、放射線管理を実施した。

(1) 表面汚染と空気汚染の管理

Table A. 3.9-1に油分離器の表面汚染データを示す。油分離器内部の汚染レベルは、およそ 1×10^6 dpm/100 cm²と高く、わずかの汚染物(主な核種は、¹³⁷Cs, ¹³⁴Cs, ⁶⁰Co)の飛散でも、床汚染および空気汚染への拡大の恐れがあった。このため汚染拡大の防止措置として、作業区域にバリアなどを設けて靴の履きかえを実施した。その結果、一部廃棄物移動時に 1×10^3 dpm/100 cm²程度の床汚染が発生したが、他地域への汚染の拡大はなかった。作業期間中に発生した空気汚染は、最大 6×10^{-14} μ Ci/cm³の濃度であり、また、作業者は作業中に半面マスクを着用していたので、内部被曝は生じなかった。

(2) 放射線量率と外部被曝の管理

Fig. A. 3.9-1に油分離器の線量率分布とTable A. 3.9-2に作業時の被曝線量を示す。油分離器表面には、局所的に線量率の高い箇所があったが、作業場所が狭いため遮蔽が困難であった。このため、あらかじめ分離器内の残留廃液をドレンすることにより、油分離器の最大表面線量率をドレン前の25 mR/hから15 mR/h程度に下げることができた。しかしながら作業中は、前記のように比較的高い線量率下での作業が多かったため、多少の外部被曝は避けられなかった。

本作業期間中の作業員8名の外部被曝線量は、ポケットドジメータ値で、個人最大で86 mrem、集団被曝線量で278人・ミリレムであった。

本作業では、適切な放射線防護方法により、放射線管理上問題なく実施することができた。

(3) 今後の課題

中・高レベル廃液処理装置は、主に実用燃料試験施設およびホットラボ施設で発生する廃液の処理を実施しているが、これら施設でのセル内除染などで定期的に発生する液体廃棄物の処理に伴い、油分離器等の頻繁な点検が必要となり、また、油分離器の線量率も今後さらに高くなっていくことが予想される。したがって今後の保守点検を考えると、具体的な被曝低減策として、鉛板あるいは鉛マットなどの遮蔽体を設置するか、あるいは、油分離器内の残留廃液を単にドレンするだけでなく、系内を強制的に除染する方法により、作業時の放射線量率を下げるこ

とを検討する必要がある。また、フィルタ交換作業は、現状では油分離器を開放し、一度上部を吊った状態で実施しており、油分離器内部の汚染物が飛散し、汚染拡大の恐れが大きいため、汚染拡大防止とフィルタ回収方法の検討が必要であると思われる。

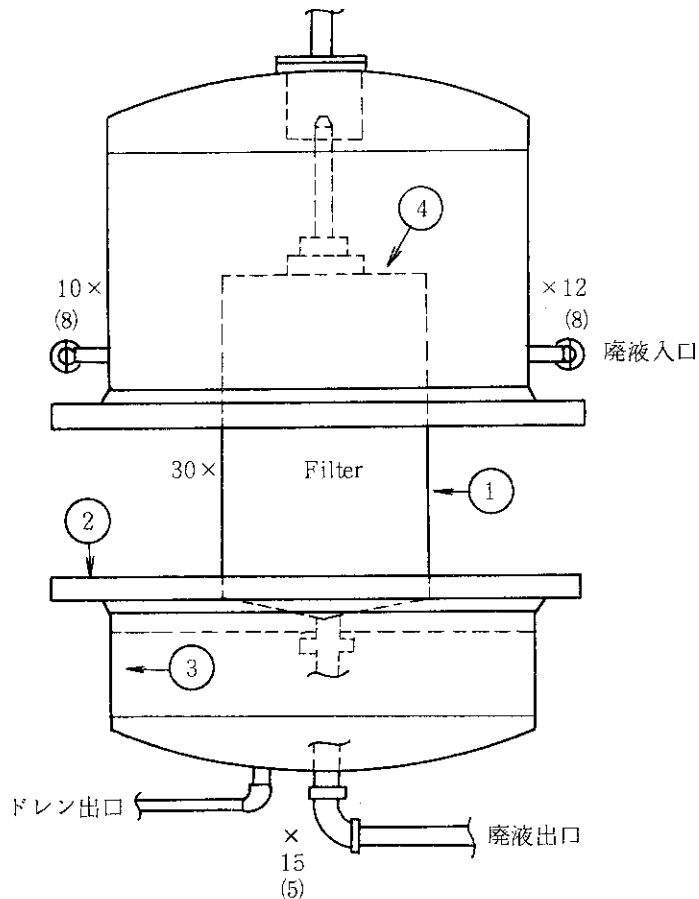
(早坂 寿夫)

Table A. 3.9 - 1 油分離器内の表面汚染分布

項目 採取点	表面汚染密度 (dpm/100 cm ²)	
	A 槽	B 槽
①	$6. \times 10^6$	3×10^6
②	2.4×10^3	48×10^3
③	1.2×10^3	2×10^3
④	2.1×10^3	1.2×10^4

Table A. 3.9 - 2 油分離器点検作業時の被曝線量 (P. D 値)

対象者	集団被曝線量 (person · mrem)	個人最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)
外来業者	278	86	35



単位: mR/h
()は、B 槽
No印はスミヤ採取点

Fig. A. 3.9 - 1 油分離器A, B槽の線量率分布

A. 3.10 FCA高濃縮ウラン燃料から剥離するウラン塵埃の粒径分布

FCA施設で使用しているウラン燃料は、高速炉の模擬実験を行うために非水素系の樹脂で被覆されている。しかし、この燃料は長年の使用によってその被覆が剥離し、ウラン汚染の原因となっているので、93%濃縮ウラン燃料の被覆再塗装が行われた。作業手順は燃料を塗料溶剤中に浸して古い被覆を除去し、フード内で乾燥させ、新しい塗料の吹き付けを行うというものである。

燃料の表面が酸化して剥離してくるウラン塵埃の粒径と内部被曝の可能性との関連を調べるために、乾燥後の燃料表面から剥離するウラン塵埃の粒径分布を、アンダーセンサンプラを使用して測定した。

(1) サンプリング方法

① 燃料板から剥離する塵埃のサンプリング

ウラン塵埃のサンプリングは、燃料表面をガーゼでこすり空気中に浮遊させた塵埃を、8段のステージから成るアンダーセンサンプラに吸引することにより行った。このサンプラの分級範囲は、第0ステージ11 μ m以上、第1ステージ11 \sim 7.0 μ m、第2ステージ7.0 \sim 4.7 μ m、第3ステージ4.7 \sim 3.3 μ m、第4ステージ3.3 \sim 2.1 μ m、第5ステージ2.1 \sim 1.1 μ m、第6ステージ1.1 \sim 0.65 μ m、第7ステージ0.65 \sim 0.43 μ m、およびバックアップフィルタ0.43 μ m以下となっている。1サンプリング当り20枚または40枚の燃料(2 \times 2 \times $\frac{1}{8}$ インチ)を使用した。

② 燃料塗装時にフード内に飛散する塵埃のサンプリング

燃料の再塗装はフード内で吹き付け塗装法が行われた。その際フード内に飛散するウラン塵埃をアンダーセンサンプラで吸引した。

各ステージに捕集されたウラン塵埃は、2 π ガスフローカウンタで α 線測定を行って評価した。

(2) 結果および考察

① 燃料板表面の粒径分布

12回のサンプリングから次のような結果が得られた。燃料表面から剥離する粒子の空気力学的粒径は、60 \sim 80%が吸入され難い11 μ m以上のもので、平均値は71%であった。11 μ m以下7 μ mまでの粒子は全体の10 \sim 20%を占めており、7 μ m以下の粒子は10 \sim 15%であった。特に肺部にまで吸入される可能性のある3 μ m以下の粒子の占める割合は全体の約1%であり、1 μ m以下は約0.03%であった。

各粒径の累積割合を対数確率紙上に表わすと、ほぼ直線を示すことから対数正規分布をしていることがわかる。分布の代表例をFig. A. 3.10-1に示す。これらの粒子の空気力学的中央径は12 \sim 20 μ m、幾何学的標準偏差は1.9 \sim 2.0の範囲にあり、これらをTable A. 3.10-1に示す。

② フード内で飛散する塵埃の粒径分布

フード内で吹き付け塗装時に飛散するウラン塵埃の粒径分布は、空気力学的粒径11 μ m以上の粒子とそれ以下の粒子の割合がほぼ半々になっており、11 μ m \sim 7 μ mの粒子は約25%を占めていた。3 μ m以下の粒子の占める割合は約10%で、1 μ m以下は検出限界以下であった。これらの粒径分布をFig. A. 3.10-1に示す。この場合の空気力学的中央径は10 μ m、幾何学的標準偏差は2.0 \sim 2.2であった。

以上の実験結果から、燃料板表面が酸化して剥離し浮遊するウラン塵埃は全体の60～80%が、また、吹き付け塗装時は約50%が鼻道に沈着する11 μ m以上の粒子であることがわかった。

(古田 敏城)

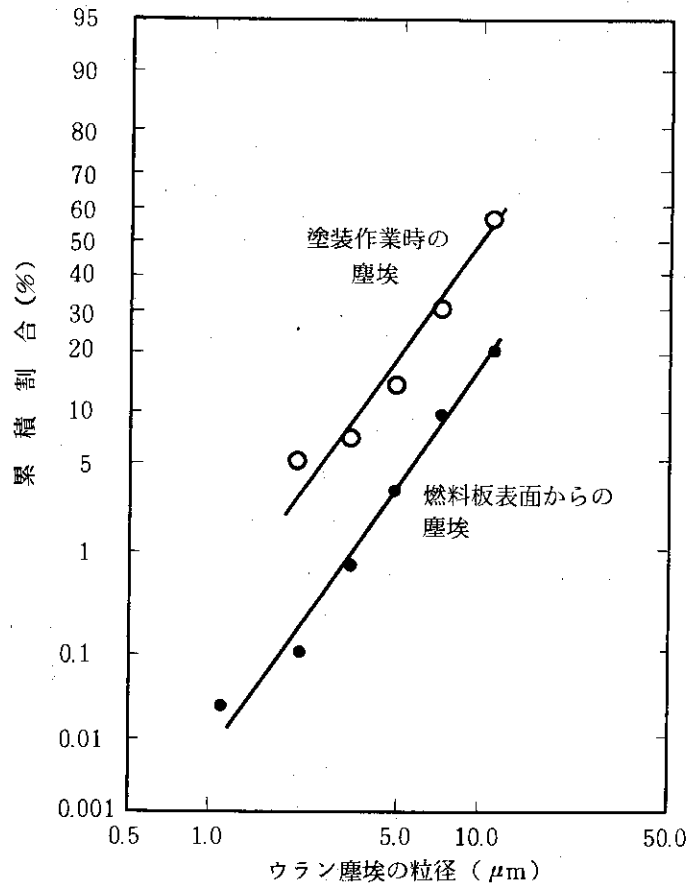


Fig. A. 3.10-1 高濃縮燃料から剥離するウラン塵埃の粒径分布

Table A. 3.10-1 高濃縮ウラン燃料から剥離するウラン塵埃の粒径分布

実験対象	実験番号	MMAD	σ_g
燃料板表面からの塵埃	1	12 μ m	1.9
	2	12	2.0
	3	13	1.9
	4	13	1.9
	5	15	2.0
	6	17	2.1
	7	18	2.0
	8	19	1.9
	9	19	2.0
	10	19	2.1
	11	19	2.3
	12	20	2.0
塗装作業時に飛散する塵埃	1	10	2.0
	2	10	2.2

A. 3.11 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理

燃料試験施設においては、1982年度に原電敦賀炉 BWR (JAB-73, 74), 原電美浜炉 PWR 燃料 (D07, D03), 九電玄海炉 PWR 燃料 (C-33), 関電大飯炉 PWR 燃料 (2D49) の照射後試験が実施された。同施設の β , γ コンクリート各セルにおいては、内装機器の定期点検に先立ち毎年除染作業を行っており、1982年度も β , γ コンクリート No.1 ~ No.6 セルの除染作業が、3回に分けて実施された。除染作業は、直接、除染作業者がセル内へ立ち入り、水、除染剤を含ませたウェス等でふきとる乾式除染方法によって行った。作業者の呼吸保護具は、汚染レベルおよび作業の種類によってエアースーツ、自給式加圧服、全面マスクおよび半面マスクを選択して使用した。

Table A. 3.11-1 に各セル除染作業時の放射線管理データを示す。

(1) 照射線量率および表面汚染密度

照射線量率は、内装機器に付着している汚染物質に依存し、また、除染作業終了後も内装機器等に残存している汚染物からの影響により、各セルの最大値は 6 ~ 120 mR/h の範囲にあった。これは 1981 年度とほぼ同レベルであり、内装機器の除染の限界を示していると判断される。

表面汚染密度は、床、壁の表面はほとんど 10^3 dpm/100 cm² 以下に除去されたが、局部的に $2 \times 10^3 \sim 2 \times 10^4$ dpm/100 cm² の汚染が残った。各セルの除染作業前・後の最大値から除染効果をみると、除染係数は 3×10^4 (No.1 セル) ~ 2×10^2 (No.4 セル) の範囲であった。

(2) 空气中放射能濃度

除染作業の期間中で最も高い値を示したのは、作業初期 (1日 ~ 2日目) にセル内 (No.6セル) で 4×10^{-7} μ Ci/cm³, アイソレーションルーム内 (No.3 アイソレーションルーム) で 2×10^{-10} μ Ci/cm³ であった。No.6セル除染作業時には、高汚染の発生する作業開始から3日間にわたり、セル背面出入口に簡易グリーンハウスを付加した。この措置により、アイソレーションルーム内の濃度は約 1/10 に低減した。

(3) 作業者の被曝線量

各除染作業における作業者の被曝線量および集団被曝線量は、Table A. 3.11-1 に示すとおりである。

1982年度の総作業日数 42 日間 (1981年度 40 日間) の集団被曝線量は、3,869 人・ミリレムであり、これは 1981年度比 86% となり、被曝線量の低減がみられた。この原因は、No.6セルの照射線量率が 1981年度より低く管理されていたため、同セルの除染作業時の被曝線量が半減したことによるものである。

1982年度に実施した管理経験から、今後の作業に考慮すべきこととして下記の点があげられる。

① No.3セル除染作業中、セル内の負圧が低下し、セル内の汚染が操作室側へ漏洩する異常が生じた。セル除染作業時のように背面扉、天井ハッチを開放する作業の場合は、負圧の変化を十分留意して適切な処置をとる必要がある。

② 内装機器の保守点検は毎年定期的に行われるものであるが、それに伴う除染作業時の被曝を低減するためには、セル内で実施される照射後試験では、セル内の汚染を最小限に留めるように工夫し、常に汚染レベルを低く保つように管理することが特に重要である。

(中村 清宣)

Table A. 3.11 - 1 セル除染作業時における放射線管理データ

(東海研究所, 1982年度)

	第 1 回		第 2 回		第 3 回		
	βγコンクリート No.4セル	βγコンクリート No.3セル	βγコンクリート No.5セル	βγコンクリート No.6セル	βγコンクリート No.1セル(上)	βγコンクリート No.1セル(下)	βγコンクリート No.2セル
作業期間	1982.10.4 ~ 10.29		1982.11.9 ~ 11.26		1983.2.7 ~ 2.22		
作業日数	4日		4日		12日		
作業人数*1	原研 6名 外来 18名		原研 5名 外来 18名		原研 6名 外来 18名		
照射線量率	mR/h		mR/h		mR/h		
作業前機器(最大)	300	> 2,000	700	4,000	180	4,000	250
" 空間(")	70	300	50	200	75	1,500	75
作業後空間(")	20	40	6	16	60	120	20
表面汚染密度(床)	dpm/100 cm ²		dpm/100 cm ²		dpm/100 cm ²		dpm/100 cm ²
作業前(最大)	3 × 10 ⁵	9 × 10 ⁶	6 × 10 ⁶	5 × 10 ⁶	1 × 10 ⁵	6 × 10 ⁷	2 × 10 ⁷
" (平均)	7 × 10 ⁴	4 × 10 ⁶	1 × 10 ⁶	2 × 10 ⁶	—	1 × 10 ⁷	1 × 10 ⁷
作業後(最大)	2 × 10 ³	5 × 10 ³	2 × 10 ⁴	1 × 10 ⁴	5 × 10 ³	2 × 10 ³	6 × 10 ³
空气中放射能濃度	μCi/cm ³		μCi/cm ³		μCi/cm ³		μCi/cm ³
セル(最大)	8 × 10 ⁻¹⁰	8 × 10 ⁻⁹	6 × 10 ⁻⁹	5 × 10 ⁻⁸	3 × 10 ⁻⁹	4 × 10 ⁻⁹	4 × 10 ⁻⁹
アイソレーションルーム(最大)	< 7 × 10 ⁻¹³	2 × 10 ⁻¹⁰	2 × 10 ⁻¹¹	5 × 10 ⁻¹²	4 × 10 ⁻¹¹	—	1 × 10 ⁻⁹
計画被曝線量	300 mrem		150 (1部200) mrem		150 mrem		150 mrem
被曝線量(最大)	168 mrem		67 mrem		148 mrem		148 mrem
被曝線量(平均)	79 "		32 "		52 "		52 "
集団被曝線量	1,899 person・mrem		733 person・mrem		1,237 person・mrem		1,237 person・mrem
汚染核種(γ線分析)	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs, ¹⁰⁶ Ru, ¹⁴⁴ Ce		¹³⁷ Cs, ¹⁰⁶ Ru, ¹³⁴ Cs, ¹⁴⁴ Ce		⁶⁰ Co, ⁵⁴ Mn, ¹³⁷ Cs		⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs
使用呼吸保護具	エアライネスーツ, 自給式加圧服, 全面マスク, 半面マスク		同		同		左
備考	* 1 作業期間に従事した人数であり, 1日の作業人数は12名程度である。		* 2 アイソレーションルーム内に付加したグリーンハウスの値。				

A. 3.12 燃料試験施設セル除染作業時における再浮遊係数の調査

燃料試験施設の β , γ コンクリートセル内は、照射後試験用燃料集合体の取り扱いによって、 ^{137}Cs , ^{60}Co 等で汚染されている。各セルは、内装機器の保守点検に先立ち除染作業が実施され、その際の放射線管理としてセル内の空气中放射能濃度と表面汚染密度の測定評価が行われている。今日まで十数回実施されたセル内除染作業のデータから、再浮遊係数^{*1}について検討した。

(1) 作業概要

従来からセル除染作業は、あらかじめマニピュレータによる遠隔除染を実施したのち、除染作業員がセル内に立ち入り、ぬれウェス等でふき取りを繰り返す乾式除染が行われている。セル内は、照明器具からの発熱のため乾燥した状態であること、および負圧調整のため常に空気の流れがあることなどから、放射性浮遊塵埃が非常に発生し易い状態である。除染作業員の放射線防護具は、汚染レベルに応じてエアースーツ、自給式加圧服および全面マスクとビニールアンラックなどを選択し、着用している。

(2) 空气中放射能濃度および表面汚染密度

空气中放射能濃度は、セルに貫通して設けられているサンプリング用配管を通してセル内の放射性塵埃を吸引し、ろ紙に集塵して求めた。サンプリング中の配管沈着の補正は、過去の測定値から得られた配管沈着係数 ($f = 30$)^{*2}を採用した。表面汚染密度は、セル内の床面、壁面、内装機器類の表面に対してスミヤ法によって測定した。その平均値は、一回当たりのスミヤ採取数10～20ポイントの値を幾何平均することによって求めた。ただし、この時のスミヤ採取効率は100%とした。

(3) 再浮遊係数

再浮遊係数に寄与する主な因子としては、表面の材質、空気の温度、湿度および風速、放射性塵埃の化学的性質および粒径分布等があげられる。再浮遊係数の変化を放射性塵埃の粒径分布に着目して考えると、放射性塵埃の粒径が小さいほど、再浮遊係数は大きいと予想される。

Fig. A. 3.12 - 1に β , γ コンクリートNo.1セルの表面汚染密度と再浮遊係数の関係を示す。この図から表面汚染密度が高くなるにつれて再浮遊係数は、低くなる傾向を示し、高レベルの表面汚染より低い表面汚染の方が、再浮遊する割合が大きいことを示している。これは、除染作業が進むにつれて再浮遊しにくい大粒径の放射性塵埃は取り除かれ、汚染レベルは低下するが、小粒径の放射性塵埃はあまり取り除かれずに浮遊し、空气中放射能濃度に寄与していると考えられる(他のNo.2～6セルにおいても同様の傾向が得られた)。Fig. A. 3.12 - 2に表面汚染密度とその時の空气中放射能濃度の関係を示す。表面汚染密度が低下してゆく割合にくらべ、空气中放射能濃度は、それほど低下していない傾向がわかる。

これまで測定した再浮遊係数の傾向を検討した結果、次のことが明らかになった。

- (a) 再浮遊係数は、一定ではなく表面汚染密度により変化した(およそ $10^{-8} \sim 10^{-4} [\text{cm}^{-1}]$ の範囲)。
- (b) 乾式除染作業による表面汚染密度の低下は、主として大粒径の放射性塵埃によるものと考

* 1 再浮遊係数 = 空气中放射能濃度 / 表面汚染密度

* 2 配管沈着係数 $f = C_0 / C$ 。ここで、 C_0 = セル内の空气中放射能濃度、 C = 測定された空气中放射能濃度である。

えられる。

今後の課題として、空気汚染および表面汚染の粒径分布状態やサンプリング条件による濃度変化、エアロゾル粒子の配管沈着係数など一層明確にし、より精度の高い再浮遊係数を求める必要がある。

また、ここでは、配管沈着の補正值として一定の値 ($f = 30$) を採用し検討したが、配管沈着係数も粒径によって大きく変化 ($f = 2 \sim 100$) するので、これらのデータによる補正も今後の検討課題のひとつである。

(植田 久男)

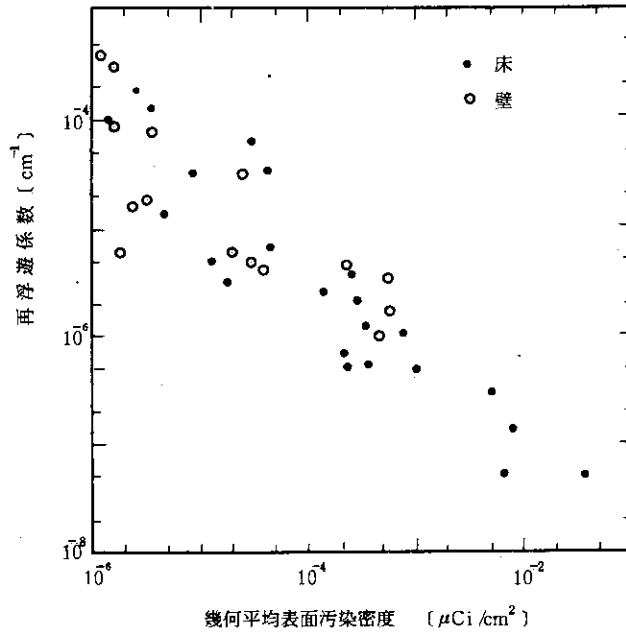


Fig. A. 3.12 - 1 表面汚染密度と再浮遊係数 (1セル)

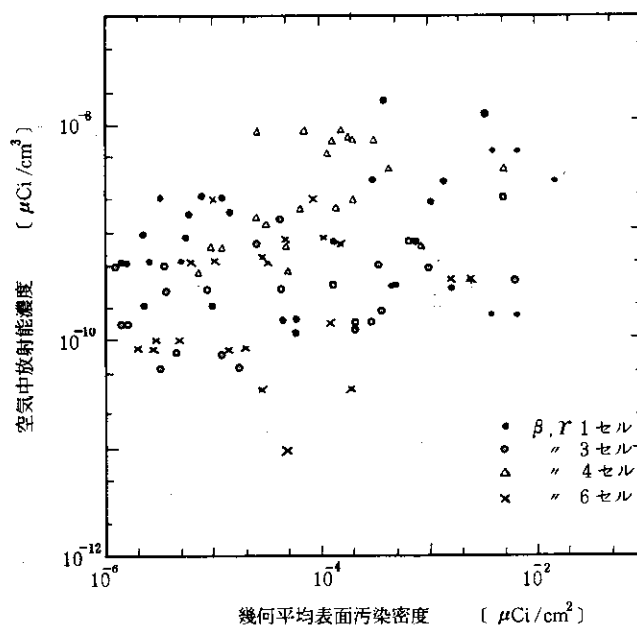


Fig. A. 3.12 - 2 表面汚染密度と空气中放射能濃度

A. 3.13 NSRR II型流動水カプセル運転時の放射線管理

NSRRは、原子炉の反応度事故時における燃料挙動を研究するために燃料照射実験を行っている。燃料照射実験は、カプセルに封入された試験燃料にパルス状の高い中性子束を照射することによって、実際の反応度事故を模擬し、燃料破損現象を研究するものである。

II型流動水カプセル (Fig. A. 3.13 - 1) は、実炉の運転時を模擬し、高温高圧条件で試験燃料周囲に水が流れている状態を作り、照射実験を行うための実験装置である。この照射実験において、試験燃料が破損した場合は、生成したFPの一部が水系に移行し、実験装置内部を循環するため炉外部に設置されている実験装置の照射線量率が上昇する。このことからII型流動水カプセル運転時の放射線管理は、外部被曝防護が課題となる。ここでは、II型流動水カプセルの照射実験のなかで、燃料破損がみとめられた実験時 (以下「照射実験」と仮称する。) に得られた放射線管理データとその評価結果を述べる。

照射実験は、BWRの運転時を模擬して行われた。ループ内の条件は、水温 276 °C、圧力 72 気圧、燃料周囲の流速 1.0 m/s である。試験燃料は、10%濃縮ウラン、 UO_2 重量 94 g であった。照射条件は、パルス運転の投入反応度 4.5 ドルで行われ、 UO_2 発熱量 216 Cal/ UO_2 g に相当する。

放射線の測定は、既設の γ 線エリアモニタと、NaI (Tl) γ 線スペクトロメータを実験装置付近に設置して行った。

照射線量率の変化は、照射実験直後、急激に上昇し、炉上部に設置されている γ 線エリアモニタの指示値が最高 30 mR/h に達した。その後、照射線量率はゆるやかに低下し、1時間後には 3 mR/h、5時間後、0.14 mR/h、15時間後は、ほぼバックグラウンドとなった。また、NaI (Tl) γ 線スペクトロメータによる測定では、Fig. A. 3.13 - 2 に示すように、1時間後には ^{88}Kr 、 ^{138}Cs がみとめられたが、18時間後では、これらの核種が減衰し、 ^{133}I 、 ^{135}I 、 ^{135}Xe などが支配的になった。

実験装置内の水中放射能濃度は、照射実験5日後に水をサンプリングし、Ge (Li) を用いて測定した。その結果、 ^{131}I 、 ^{133}I 、 ^{135}I 、 ^{135}Xe 、 ^{137}Cs 、 $^{140}Ba - ^{140}La$ が検出され、これらの水中放射能濃度は、 $10^{-6} \sim 10^{-4} \mu Ci/cm^3$ であった。

照射実験時の試験燃料から水系へのFP移行率*は、実験装置内の水中放射能濃度と、照射によって生成するFP量から計算によって推定した。評価にあたって、燃料から水系への移行量は、実験装置内の水中放射能濃度が均一であるとし、また、FP生成量は、燃料発熱量から算出した。結果を、Table A. 3.13 - 1 に示した。一方、FPの移行は、燃料照射時には、Table A. 3.13 - 1 に示された核種の先行核が移行するためであると考えられている。この考えに基づいて計算すると、先行核の移行率は、Sb, Sn が 18%、Te : 5.5%、I : 19%、Xe : 49% となる。

II型流動水カプセル照射実験においては、試験燃料破損時に、希ガスやハロゲンの核種が燃料から水系に移行し、炉室1階の照射線量率が上昇する。今回の実験では、通常、人の立入る場

* FP 移行率 =
$$\frac{\text{実験装置内水中放射能}}{\text{燃料中に生成した放射能}}$$

所においても 2 ~ 10 mR/h になったので炉室への立入禁止措置を行った。今後も、II型流動水カプセル実験時は、 γ 線エアロモニタを監視しながら、炉室への立入制限を行っていく必要がある。

(富居 博行)

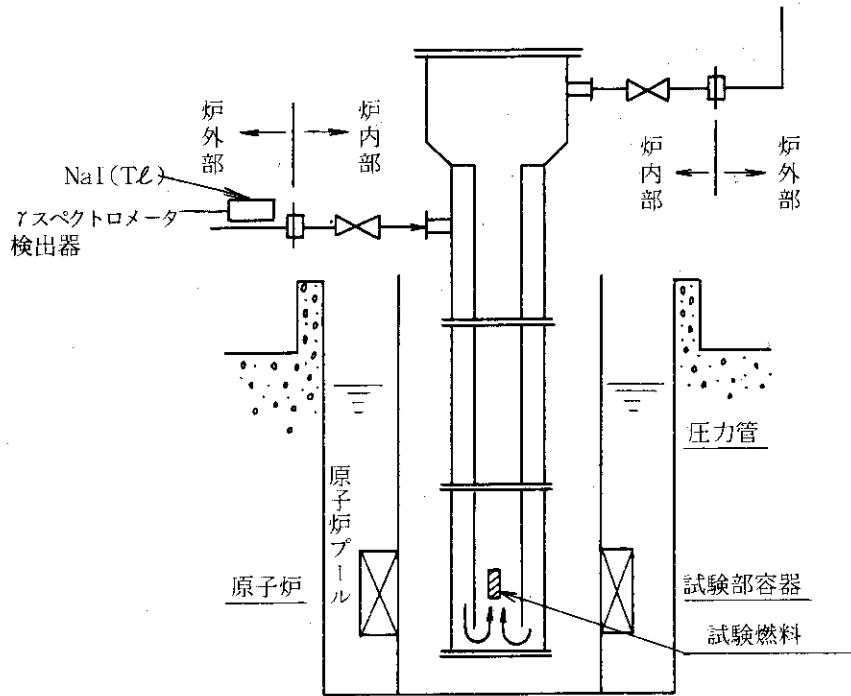


Fig. A. 3.13 - 1 II型流動水力カプセルの概要

Table A. 3.13 - 1 II型流動水カプセル内水中放射能濃度とFPの水系への移行率

核種	水中放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	放射能 (μCi)	照射時放射能 (μCi)	原子数 (個)	生成原子数 (個)	移行率 (%)	主要先行核種
^{131}I	4.1×10^{-5}	16	42	1.6×10^{12}	8.8×10^{13}	1.8	Sn, Sb
^{133}I	1.1×10^{-4}	44	2.1×10^3	8.5×10^{12}	2.0×10^{14}	4.3	Sb, Te
^{135}Xe	5.2×10^{-6}	2.1	1.3×10^4	2.3×10^{13}	1.9×10^{14}	12	Te, I
^{137}Cs	3.1×10^{-6}	1.2	1.2	6.3×10^{13}	1.8×10^{14}	35	I, Xe
^{140}Ba	3.4×10^{-5}	14	24	1.4×10^{12}	1.9×10^{14}	0.74	Xe, Cs

照射年月日 1983年3月11日

UO₂ : 94 g, 燃料発熱量 : 216 Cal/UO₂ g

測定年月日 1983年3月16日

Fission 数 : 3.0×10^{15}

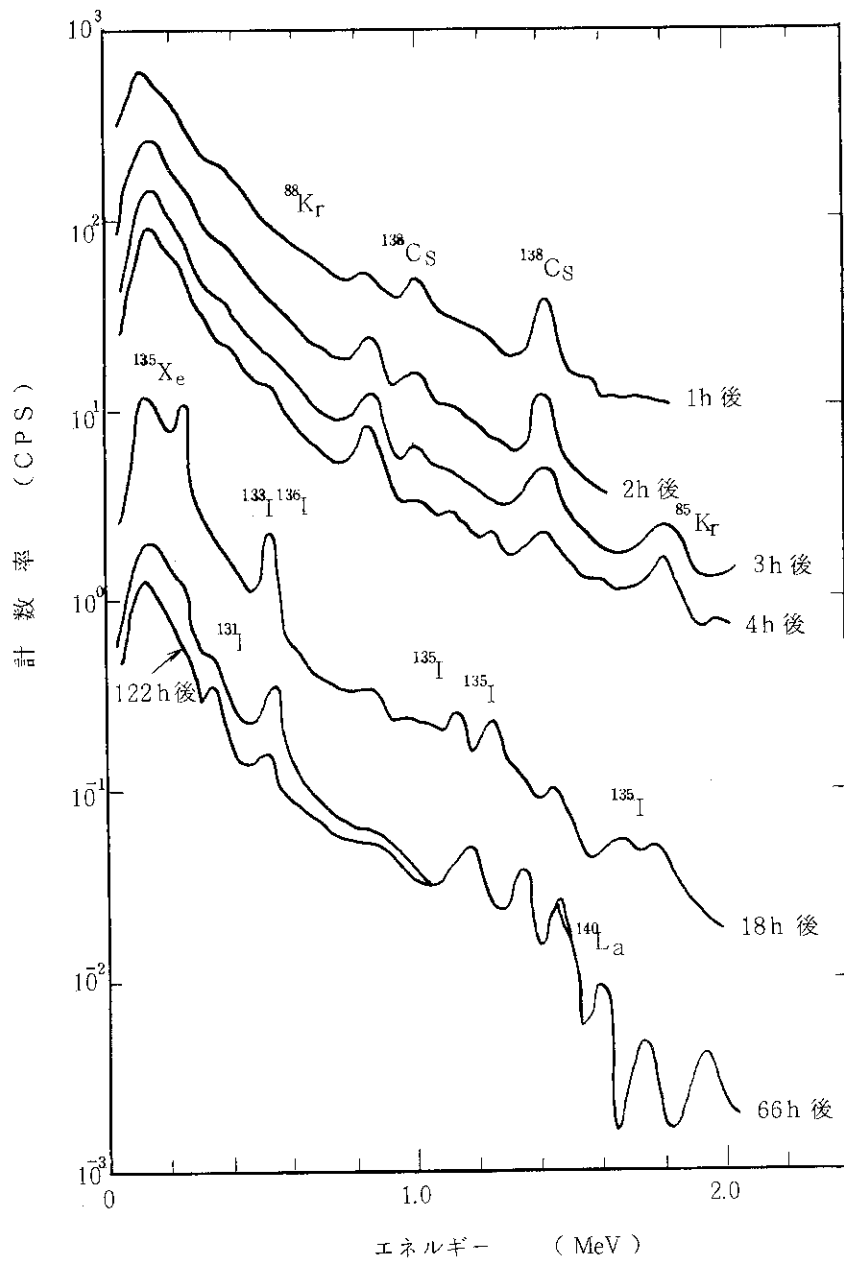


Fig. A. 3.13 - 2 II 型流動水カプセル照射後実験
装置付近のγスペクトル変化

A. 3.14 放射性汚染等の概況

1982 年度における放射性汚染等で今後の放射線管理を遂行する上で参考となる特記事項は 4 件あり、それらの発生状況、原因、処置および対策の概要を Table A. 3.14 - 1 に示す。

(大久保 勝一)

Table A.3.14 - 1 放射線管理上の参考となる特記事項

(東海研究所, 1982年度)

発生日 発見	発生場所	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策
4月16日 (発生時期) (不明)	ホットラボ 第2実験室	実験室内の 機器の汚染	安全衛生パトロール 時に第2実験室の作業 台上にあったホットケ ープ内モニタ用電離箱 (ピクトリオン社製 Type 845)およびその 周囲に表面汚染がある のを発見した。 4月27日に放射線管 理課員が同室の詳細な 汚染検査を実施し, 作 業台, 機材保管棚の表 面汚染を検出した。	○汚染核種 ^{35}Cl ○電離箱の表面汚染; (平均) $2 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, (面積) $1.5 \times 10^3 \text{ cm}^2$ ○作業台のゴムマットの表面汚 染; (平均) $2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ (面積) $2.7 \times 10^3 \text{ cm}^2$ ○機材保管棚の表面汚染; (平均) $3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ (面積) $7.2 \times 10^3 \text{ cm}^2$ ○機材保管棚ゴムマットの表面 汚染; (平均) $2 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ (面積) $2.5 \times 10^3 \text{ cm}^2$	電離箱の内蔵線源 ($2 \mu\text{Ci}$) が離脱し, 電離箱の電位計部内 面および外縁が汚染し, さらに それを保管していた機材保管棚, 作業台ゴムマットが汚染した。 電離箱に線源が内蔵されてい ることが仕様書, 説明書に記載 されておらず, また, そのこと を知らないで取扱われたことに よる。	処置 ① 第2実験室内の器材, 床な どの汚染検査を実施し, 汚染 物品の廃棄および除染をした。 ② 第2実験室内で作業した者 の居室の机, 物品などの汚染 検査を実施した。その結果は すべて検出限界値以下であっ た。 対策 次の事項を徹底させる。 ① 放射線源を内蔵している 考えられる測定器類について, その有無を調査し, その管理 を十分に行うこと。 ② 汚染が発見された場合は直 ちに区域放射線管理課へ通報 すること。

(Table A. 3. 14 - 1 の続き)

発生月日 発見	発生場所	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策
8月12日	第4研究棟 417B, C 号室	床の汚染	定期サーベイの結果 417B, C号室の床面汚染を発見した。 同室の詳細な汚染検査を実施し、流しおよび実験者の衣服等にも汚染が検出された。	汚染核種; ^{14}C 。室内床の表面汚染; (最大) $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 。黄色実験衣の表面汚染; (前面) $4.5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 。流しの表面汚染; $3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 。フード(B)内の表面汚染; $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 。RI作業靴の表面汚染; (踵) $2 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	次のいずれかであると推定される。 ①フードAで炭酸バリウム約100mCiから30mCiをガラス製の管状容器に分散した際に汚染が発生した。 ②フードBでアクリロニトリル $2 \cdot 3 - ^{14}\text{C} (^{14}\text{C}\text{H}_2 = ^{14}\text{CH} \cdot \text{CN})$ を合成する実験装置からバリウムカーバイド又は未反応の炭酸バリウムが装置外に漏れ、フード扉閉鎖により室内に飛散した。	処置 ①黄色実験衣およびRI作業靴は廃棄した。 ②床, 流し, フードは除染した。

(Table A.3.14 - 1 の続き)

発生月日 発見	発生場所	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策
10月15日	燃料試験 施設 操作室	床の汚染	定期サーベイの結果 操作室の汚染を発見 した。 数足のRI靴にも 汚染が検出された。	汚染核種： ¹³⁷ Cs 。操作室の床汚染 (最大) $5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ (面積) 約100m ² 。RI靴の汚染 (最大) $2.7 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 。操作室の平均空気中濃度 $1 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (推定)	セル内除染作業中のため、 セル背面扉が開放状態で あったため、空調のパラ ンスがくずれて、セル内 の汚染した空気が操作室 へ逆流したものと推定さ れる。	処置 。床を除染し、RI靴は廃 棄した。
12月10日	燃料試験 施設前 広場	廃液移送 中の汚染	タンクローリー車へ 廃液を移送中、タン クローリー車の排気 口から泡状の廃液が 排出し、タンクロー リー車およびその付近 が汚染した。	汚染核種： ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹⁴⁴ Ce等 。汚染密度 タンクローリー車： $5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ アスファルト地面： $2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 。汚染面積 タンクローリー車：約5 m ² アスファルト地面：約0.5m ² × 2カ所	廃液貯槽の除染作業に使 用した洗剤が多量に含ま れている廃液を、タンク ローリー車へ10数回に 分け減圧、吸引し移送し たため、気泡が多量に発 生し、排気口から排出さ れた。	処置 。タンクローリー車およびア スファルト地面を除染し た。 対策 。洗剤混入廃液の移送は事 前に十分検討する。 。タンクローリー車の排気 口にホースを取付け、ト レー内にセットしたドラ ム缶に接続し直接外に排 気しないようにする。

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、1981年度と同様に、定地点および走行経路における照射線量率の連続および定期測定、環境試料中放射能濃度の定期測定ならびに排水試料の連続採取・測定を実施したほか、気象観測等を行った。その結果、施設からの排放射能物質に起因する異常は認められなかった。

1981年度と同様に、「茨城県環境放射線監視計画」に基づき環境試料中の ^{90}Sr 、 ^{106}Ru 、 ^{144}Ce 、 Pu の化学分析を、また、「発電軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用して、原子力施設からの気体廃棄物および液体廃棄物に含まれる ^{89}Sr 、 ^{90}Sr について化学分析による測定を実施した。

そのほか、那珂地区のバックグラウンド調査、東海研究所の原子力施設の各種安全資料の作成および科学技術庁からの受託業務「極低レベル固体廃棄物処分技術の調査」として、処分の安全性の評価を行った。

(国分 守信)

A . 4 . 2 環境放射線のモニタリング

(1) モニタリングステーションによる監視

Fig. A. 4.2-1にモニタリングステーションにおける監視結果を示す。 α 放射能濃度および β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより大気中の放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上放置して自然放射能を十分減衰させた後測定評価したものである。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(2) モニタリングポストによる監視

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

(3) 定点における γ 線照射線量率測定

1981年度と同様、測定点19点について γ 線照射線量率の測定を4月と10月に実施したが、異常は認められなかった。Table A. 4.2-2に測定結果を示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1981年度と同様TLDにより3月間の積算線量を測定した。施設からの放出放射能による異常は検出されなかった。Table A. 4.2-3に測定結果を示す。

(5) γ 線照射線量率の走行測定

1981年度と同様、走行サーベイを1982年4月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1981年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(7) その他の管理業務

(a) 那珂地区の第4回目のバックグラウンド調査を1982年12月13日に実施した。調査項目は γ 線照射線量率、空間 γ 線スペクトル分布である。なお積算線量についても3月間隔で継続して行った。施設等の整備が進むにつれ、測定点周辺も土木工事等により環境状況が変化し、測定値の継続性が保たれない場所も数点でてきたため、次回以降の測定では、測定点等を見直すこととする。

(b) JRR-3の改造に伴う安全審査資料の作成に必要な社会環境調査を委託により行った。(1982年12月、「社会環境に関する調査」報告書が完成した。)

(c) モニタリングポストの広レンジ化工事が完了し、1982年11月4日付で使用前検査合格証が交付された。

(d) 緊急時用携帯型線量率測定記録装置の仕様を検討し発注した。本装置は、緊急時に携帯型モニタリングポストとして、任意の地点で連続測定記録ができるもので、内蔵バッテリーおよび商用電源の2電源式で、自然放射線レベルから最大10R/hまで測定できるものである。

(e) 茨城県緊急時環境サーベイマニュアル検討会に参加し、マニュアルの検討を行った。本マニュアルは1983年3月に完成した。

(f) 極低レベル固体廃棄物を通常の放射性廃棄物と区分するための区分境界値を提案することを目的に、「極低レベル固体廃棄物処分技術の調査」を科学技術庁からの委託により行った。本調査は3年計画で実施するもので、1982年度はその第1年度にあたる。

(片桐 浩)

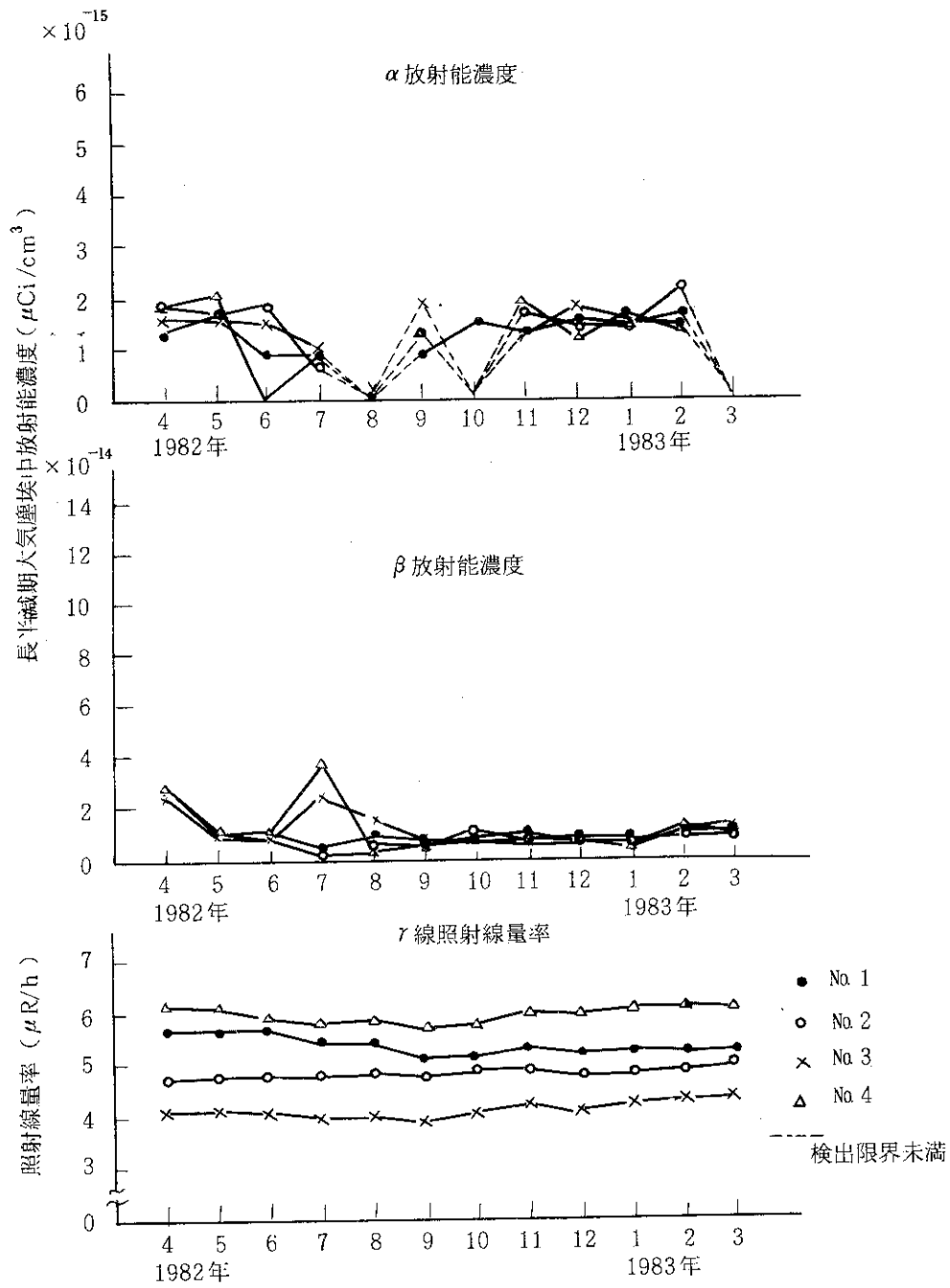


Fig. A. 4.2 - 1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量率
および長半減期大気塵埃中放射能濃度の月平均値

Table A. 4.2-1 モニタリングポストにおける照射線量率の月平均値と月間最大値
(東海研究所 1982年度)
(単位: $\mu\text{R}/\text{h}$)

ポストNo.	年月	1982年												1983年			平均	標準 偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
MP-11	平均	5.2	5.1	5.2	5.0	4.8	5.6	6.2	5.8	5.3	5.4	5.5	5.4	5.4	5.4	0.36		
	最大	17.6*1	7.2	7.0	6.7	6.4	6.7	8.0	8.1	6.9	7.3	7.5	8.2	7.5	7.5	-		
MP-12	平均	5.1	5.0	5.0	5.0	4.9	5.3	5.4	5.6	5.6	5.6	5.3	5.6	5.6	5.6	0.26		
	最大	6.4	7.4	6.8	7.4	6.7	6.4	6.9	7.2	7.4	7.7	7.4	8.9	7.4	7.4	-		
MP-13	平均	5.2	5.3	5.6	5.6	5.5	5.8	5.8	5.7	5.6	5.6	5.6	5.6	5.6	5.6	0.17		
	最大	7.0	7.8	7.7	7.5	7.1	7.5	7.1	7.7	7.7	8.4	8.3	9.2	8.3	8.3	-		
MP-14	平均	7.7	7.5	7.5	7.3	7.3	7.4	7.5	7.6	7.6	7.6	7.6	7.5	7.6	7.5	0.12		
	最大	12.7*2	14.6*2	10.4	10.1	17.4*3	19.3*2	14.7*2	10.1	9.8	18.6*2	17.8*2	12.1	17.8*2	12.1	-		
MP-15	平均	5.5	5.6	5.7	5.6	5.6	5.6	5.8	5.6	5.3	5.1	5.1	5.2	5.1	5.5	0.23		
	最大	7.2	8.7	7.9	7.7	7.3	6.6	8.6	8.0	7.1	7.4	7.3	8.9	7.3	7.3	-		
MP-16	平均	4.3	4.1	4.2	4.1	3.9	4.4	5.2	4.9	4.0	3.8	4.0	3.9	4.0	4.2	0.40		
	最大	8.7	6.9	6.7	6.6	5.3	5.6	7.9	37.2*4	5.6	6.6	6.5	7.2	6.5	7.2	-		
MP-17	平均	4.9	4.8	4.9	4.9	4.5	4.9	5.0	4.7	4.3	4.1	4.4	4.2	4.4	4.6	0.30		
	最大	7.6	7.2	7.3	7.9	5.9	5.8	7.3	7.0	6.0	5.7	6.2	6.8	6.2	6.2	-		
MP-18	平均	5.2	5.1	5.3	5.2	5.0	5.1	5.6	5.2	4.9	4.9	5.1	4.9	5.1	5.1	0.19		
	最大	7.2	8.4	7.4	7.2	6.1	6.1	7.9	7.5	6.5	6.9	6.9	7.9	6.9	6.9	-		
MP-19	平均	4.8	5.0	5.1	5.1	5.0	4.9	5.8	5.2	4.8	4.6	4.8	4.7	4.8	5.0	0.30		
	最大	6.4	7.2	7.0	6.9	6.4	6.1	7.2	7.4	6.3	7.1	6.9	7.8	6.9	6.9	-		
MP-21	平均	4.8	4.9	5.0	5.0	4.8	4.9	5.1	5.2	5.0	4.9	5.2	4.9	5.2	5.0	0.13		
	最大	6.3	7.8	7.3	6.6	6.5	6.6	7.3	8.0	7.1	7.3	7.7	8.2	7.7	7.7	-		
MP-22	平均	4.8	5.0	5.2	5.2	5.1	4.9	4.8	4.8	4.5	4.4	4.6	4.4	4.6	4.8	0.28		
	最大	6.2	7.4	7.2	7.1	6.6	6.3	6.4	6.4	6.4	6.5	6.8	7.4	6.8	6.8	-		
MP-23	平均	4.6	4.8	4.8	4.7	4.6	4.6	4.5	4.5	4.3	4.3	4.4	4.3	4.4	4.5	0.17		
	最大	5.9	7.8	7.7	6.5	5.8	5.4	5.7	5.8	6.1	6.2	6.6	7.2	6.6	6.6	-		
MP-24	平均	4.9	5.3	5.3	5.4	5.6	5.1	4.9	4.8	4.6	4.4	4.8	4.4	4.8	5.0	0.37		
	最大	6.0	7.0	6.9	7.1	6.9	6.2	6.3	5.9	6.0	6.2	6.7	6.6	6.7	6.7	-		
MP-25	平均	4.9	5.0	5.1	5.1	5.0	5.0	5.0	5.0	4.9	4.9	4.9	4.9	4.9	5.0	0.07		
	最大	6.2	7.2	7.0	7.0	7.3	6.2	6.5	6.3	6.7	7.4	7.0	7.9	7.0	7.0	-		

* 1 東大炉の運転による影響
* 2 廃棄物の輸送による影響
* 3 JRR-2 キャスクの輸送による影響
* 4 HENDEL の非破壊検査による影響

Table A. 4.2-2 定点における γ 線照射線量率測定結果
(東海研究所 1982年度)

地点 番号	地 点 名	測 定 期 間	1982年4月19日 ~4月26日	1982年10月19日 ~10月22日
		測 定 結 果	照射線量率 ($\mu\text{R}/\text{h}$)	照射線量率 ($\mu\text{R}/\text{h}$)
1	構内 (ST-1)		5.4	5.8
2	舟石川 (原電住宅)		2.9	3.0
3	照沼 (如意輪寺)		4.1	3.9
4	宮前 (酒列神社)		2.6	3.0
5	須和間 (ST-3)		3.4	3.9
6	" (住吉社)		2.7	3.6
7	那珂湊 (三峯神社)		2.5	2.5
8	勝田 (吉田神社)		4.0	4.2
9	" (日製病院前)		3.0	3.3
10	" (香取宮)		2.4	2.6
11	那珂町 (上宮寺)		3.5	3.9
12	内宿 (大山台)		2.7	2.9
13	磯部 (都々逸坊)		4.8	5.0
14	横堀 (発汗地藏)		3.0	3.2
15	菅谷 (鹿島神社)		2.2	2.8
16	稲田 (今鹿島神社)		2.5	2.7
17	亀下 (ST-4)		5.9	6.3
18	高野 (鹿島神社)		2.8	2.6
19	石神 (住吉神社)		3.2	3.5

Table A. 4.2-3 積算線量測定結果

(東海研究所 1982年度)

地点番号	地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期	
		1982年3月24日 ～7月2日		1982年7月2日 ～9月28日		1982年9月28日 ～12月21日		1982年12月21日 ～1983年3月23日	
		測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)
M-1	構内(ST-1)	11.4	10.4	10.7	11.1	9.1	9.9	11.4	11.3
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	10.5	9.6	9.2	9.5	10.2	11.4	11.7	11.6
M-8	周辺監視区域境界 (プル研裏)	9.5	8.6	9.5	9.8	7.8	8.5	9.6	9.5
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)	9.4	8.6	9.2	9.5	8.0	8.7	9.7	9.6
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	10.5	9.6	10.4	10.8	7.0	7.6	11.3	11.2
M-13	構内(ST-2)	11.8	10.8	10.6	11.0	9.1	9.9	12.1	12.0
M-17	新川下流	11.9	10.8	9.8	10.1	7.2	7.8	10.4	10.3
M-18	宿	8.6	7.9	7.7	8.0	5.3	5.8	8.3	8.2
M-19	阿漕ヶ浦南西方	8.8	8.0	8.2	8.5	7.8	8.5	8.7	8.6
M-20	阿漕ヶ浦西方	9.9	9.0	8.5	8.8	8.3	9.0	10.1	10.0
M-21	白方	9.4	8.5	8.0	8.2	6.3	6.9	9.7	9.6
M-22	原電グラウンド北西	8.5	7.7	7.5	7.8	6.9	7.5	8.5	8.4
M-26	川根	9.2	8.4	8.7	9.0	8.5	9.2	10.5	10.4
M-29	須和間(ST-3)	9.3	8.4	7.1	7.4	7.0	7.6	9.2	9.1
M-30	亀下(ST-4)	13.3	12.1	12.8	13.3	12.0	13.0	12.5	12.4
M-53	東海中	9.8	8.9	6.5	6.7	5.1	5.6	7.9	7.8
M-44	豊岡1	10.5	9.6	9.4	9.7	8.1	8.8	10.9	10.8
M-56	豊岡2	13.6	12.4	13.4	13.9	9.9	10.8	12.0	11.8
M-57	豊岡3	9.6	8.7	8.2	8.5	9.4	10.2	10.0	9.9

表中各測定値は5 cm厚の鉛箱内の値(宇宙線, 自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

A. 4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能の測定

1982年度に実施した環境試料中の全 β 放射能の測定については、試料の種類および頻度ともに1981年度とほぼ同様であった。

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

(2) 降下物および雨水中の全 β 放射能の測定

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

水盤法による降下物中の放射能は、1980年10月に行われた中国核実験の影響は少なくなり、例年通りスプリングピークは現われているが、それほど大きくはなかった。年間の放射能降下量を1981年度と比較すると約 $1/8$ である。雨水中濃度は全て、検出限界値未満のレベルであった。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

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

(中戸 喜寄)

(4) 環境試料中の放射性核種濃度

1982年度に採取した陸上の飲料水、河川水、農産物、土壌および沿岸海域の海水、海産生物、海底土、排水溝出口近辺土砂中に含まれる放射性核種濃度を測定した。その結果をTable A. 4.3-3(a)およびTable A. 4.3-3(b)に示す。

(5) 大気塵埃および降下物中の放射能

1981年度と同様に、モニタリングステーションで集塵したろ紙から大気中の放射性核種濃度を測定した。その結果をTable A. 4.3-4に示す。また、水盤法によって採取した降下物中の放射性核種により評価した降下量に基づく結果をFig. A. 4.3-2に示す。1981年9月頃まで続いて観察されていた中国核実験の影響もなくなって平常時の濃度にもどり、 ^{137}Cs の年降下量は 0.087 mCi/km^2 であった。

(梁瀬 芳晃)

Table A. 4.3-1 環境試料中の全β放射能測定結果

(東海研究所 1982年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期	
陸 土 pCi/g 乾			農 産 物 pCi/g 生			
構 内 JPDR	17	20	松 葉<指標物>	1.4	2.0	
東 海 村 須 和 間	9.8	8.2	牛 乳 (船 場)	1.0	1.2	
“ 亀 下	21	23	牧 草 (“)	4.6	2.7	
“ 石 神	12	12	精 米 (須和間)	-	0.6	
勝 田 市 高 場	9.3	6.6	甘 藷 (“)	-	5.7	
“ 宮 前	9.5	9.0	ほうれん草 (“)	3.0	-	
“ 稲 田	9.8	6.1	水 産 物 pCi/g 生			
那 珂 町 横 堀	9.3	11	カ レ イ (東海沖)	(可食部)	3.1	3.8
“ 向 山	6.4	12		(骨)	1.8	2.2
排水口近辺土砂 pCi/g 乾				(内 蔵)	3.7	1.9
第 1 排 水 溝	16	14	(頭)	1.7	1.8	
第 2 排 水 溝	13	16	シラス (東海沖)	2.7	2.6	
第 3 排 水 溝	15	15	ワカメ (久慈浜)	3.3	-	
飲 料 水 pCi/l			ヒジキ (“)	-	1.3	
阿 漕 浦 取 水 口	* * 1	*	海 底 土 pCi/g 乾			
荒 谷 台 浄 水 場	*	4.4	東海沖 C 海域 * 2	2.0	1.5	
長 堀 浄 水 場	*	*	東海沖 D 海域 * 3	1.3	1.3	
岡 浄 水 場	*	3.7	海 水 pCi/l			
照 沼	*	*	東海沖 C 海域	*	1.1	
須 和 間	*	*	“ “	*	*	
那 珂 町 向 山	*	*	東海沖 D 海域	*	*	
河 川 水 pCi/l			“ “	*	*	
久 慈 川 原 研 取 水 口	*	*				
久 慈 川 河 口 (豊 岡)	*	1.1				

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

Table A. 4.3-2 排水溝における排水中の放射能濃度(月平均値)

(東海研究所 1982年度)

年月	地点	第2排水溝			第3排水溝
		第1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 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
1982年 4月		$<3.6 \times 10^{-9}$	4.4×10^{-9}	2.1×10^{-6}	1.1×10^{-9}
5月		$<3.6 \times 10^{-9}$	4.5×10^{-9}	1.1×10^{-6}	1.0×10^{-9}
6月		5.5×10^{-9}	1.7×10^{-8}	2.9×10^{-6}	1.1×10^{-9}
7月		$<3.6 \times 10^{-9}$	4.6×10^{-9}	3.9×10^{-6}	1.1×10^{-9}
8月		3.8×10^{-9}	4.3×10^{-9}	1.9×10^{-6}	1.0×10^{-9}
9月		$<3.6 \times 10^{-9}$	4.3×10^{-9}	7.7×10^{-6}	$<1.0 \times 10^{-9}$
10月		4.0×10^{-9}	5.0×10^{-9}	2.4×10^{-6}	1.4×10^{-9}
11月		3.6×10^{-9}	5.7×10^{-9}	1.3×10^{-6}	1.4×10^{-9}
12月		3.9×10^{-9}	5.7×10^{-9}	1.2×10^{-5}	1.6×10^{-9}
1983年 1月		3.6×10^{-9}	7.9×10^{-9}	8.5×10^{-6}	1.5×10^{-9}
2月		3.8×10^{-9}	4.9×10^{-9}	7.4×10^{-6}	1.1×10^{-9}
3月		3.7×10^{-9}	4.7×10^{-9}	2.4×10^{-6}	1.2×10^{-9}

Table A. 4.3-3(a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所 1982年度)

種類, 部位	採取年月	採取地点	^3H	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	1982年 4月	東海村須和間	*	—	—	—	—	—	—	—	—	pCi/cm^3
	10月		*	—	—	—	—	—	—	—	—	
	4月	那珂町向山	*	—	—	—	—	—	—	—	—	
	10月		*	—	—	—	—	—	—	—	—	
牛乳	4月	東海村船場	—	—	—	—	—	—	*	2.3	—	$\text{pCi}/\text{ℓ生}$
	11月		—	—	—	—	—	—	*	1.4	—	
ほうれん草	4月	須和間	—	—	—	—	—	—	*	3.2	—	$\text{pCi}/\text{kg生}$
	11月		—	—	—	—	—	—	*	*	—	
精米	10月	〃	—	*	*	*	*	*	—	9.2	*	
カレイ (可食部)	5月	日立市久慈浜	—	*	*	*	*	(*)	—	3.6	(*)	
	11月		—	*	*	*	*	(*)	—	3.2	(*)	
シラス	5月	〃	—	*	*	*	*	(*)	—	*	(*)	
	11月		—	*	*	*	*	(*)	—	6.5	(*)	

() : 化学分析

* : 検出限界未満

— : 測定対象外

Table A. 4.3-3(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所 1982年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	単位
河川水	1982年 5月	東海村	*	-	-	-	-	-	-	-	-	pCi/cm ³
	11月	阿漕浦取水口	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
	5月	那珂町久慈川	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
	11月	原研取水口	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
	5月	常陸太田市	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
	11月	山田川下流	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
	5月	里川下流	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
	11月		*	-	-	-	-	-	-	-	-	
海水	4月	原研東海沖	*	*	*	*	*	(*)	*	(*)	-	pCi/l
	10月	C 海域	*	*	*	*	*	(*)	*	(*)	-	
	4月	D 海域	*	*	*	*	*	(*)	*	(*)	-	
	10月		*	*	*	*	*	(*)	*	(*)	-	
海底土	1982年 7月	原研東海沖	-	*	*	*	*	(*)	*	(29)	(7.4)	pCi/kg 乾
	1983年 1月	C 海域	-	*	*	*	*	(*)	*	(*)	(7.0)	
	1982年 7月	D 海域	-	*	*	*	*	(*)	37	(86)	(17)	
	1983年 1月		-	*	*	*	*	(*)	28	(20)	(15)	
排水・口 近辺土砂	1982年 7月	第1排水溝出口	-	*	*	*	*	*	*	*	-	
	1983年 1月		-	*	*	*	*	*	*	*	-	
	1982年 7月	第2 "	-	*	*	*	*	*	*	*	-	
	1983年 1月		-	*	*	*	*	*	*	*	-	
	1982年 7月	第3 "	-	*	*	*	*	*	*	*	-	
	1983年 1月		-	*	*	*	*	*	*	*	-	
陸土	1982年 5月	東海村	-	*	*	*	*	*	55	*	-	
	11月	原研構内	-	*	*	*	*	*	59	*	-	
	5月	石 神	-	*	*	*	*	*	2200	*	-	
	11月		-	*	*	*	*	*	1800	*	-	
	5月	亀 下	-	*	*	*	*	*	520	*	-	
	11月		-	*	*	*	*	*	660	*	-	
	5月	須和間	-	*	*	*	*	*	830	*	-	
	11月		-	*	*	*	*	*	700	*	-	
	5月	勝田市稲 田	-	*	*	*	*	*	740	*	-	
	11月		-	*	*	*	*	*	420	*	-	
	5月	高 場	-	*	*	*	*	*	550	*	-	
	11月		-	*	*	*	*	*	350	*	-	
	5月	宮 前	-	*	*	*	*	*	890	*	-	
	11月		-	*	*	*	*	*	370	*	-	
	5月	那珂町横 堀	-	*	*	*	*	*	1200	*	-	
	11月		-	*	*	*	*	*	1400	*	-	
5月	向 山	-	*	*	*	*	*	240	*	-		
11月		-	*	*	*	*	*	510	*	-		

() : 化学分析 * : 検出限界未満
 - : 測定対象外

Table A. 4. 3 - 4 大気塵埃中の放射性核種濃度
(東海研究所 1982年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1982年 4月	9.8	*	*	*	*	*	*	*
5月	7.7	*	*	*	*	*	*	*
6月	7.1	*	*	*	*	*	*	*
7月	5.2	*	*	*	*	*	*	*
8月	1.5	*	*	*	*	*	*	*
9月	6.0	*	*	*	*	*	*	*
10月	8.6	*	*	*	*	*	*	*
11月	6.0	*	*	*	*	*	*	*
12月	4.6	*	*	*	*	*	*	*
1983年 1月	5.5	*	*	*	*	*	*	*
2月	5.4	*	*	*	*	*	*	*
3月	7.7	*	*	*	*	*	*	*

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

備考 採取地点はモニタリングステーションNo. 3 (須和間)である。

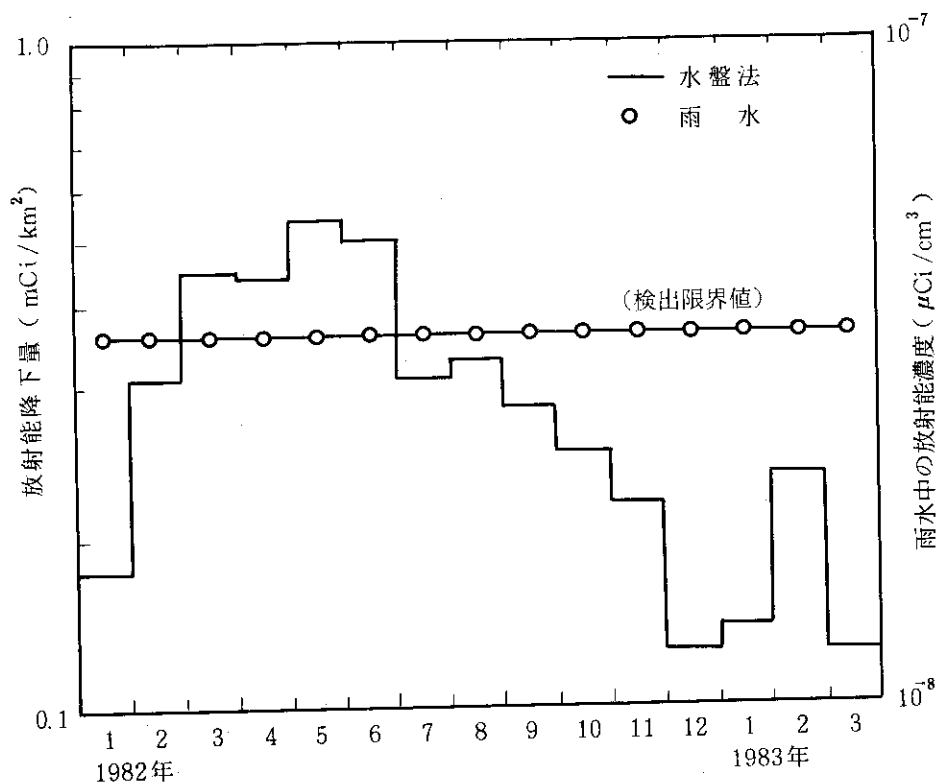


Fig. A. 4. 3 - 1 降下物中の全β放射能

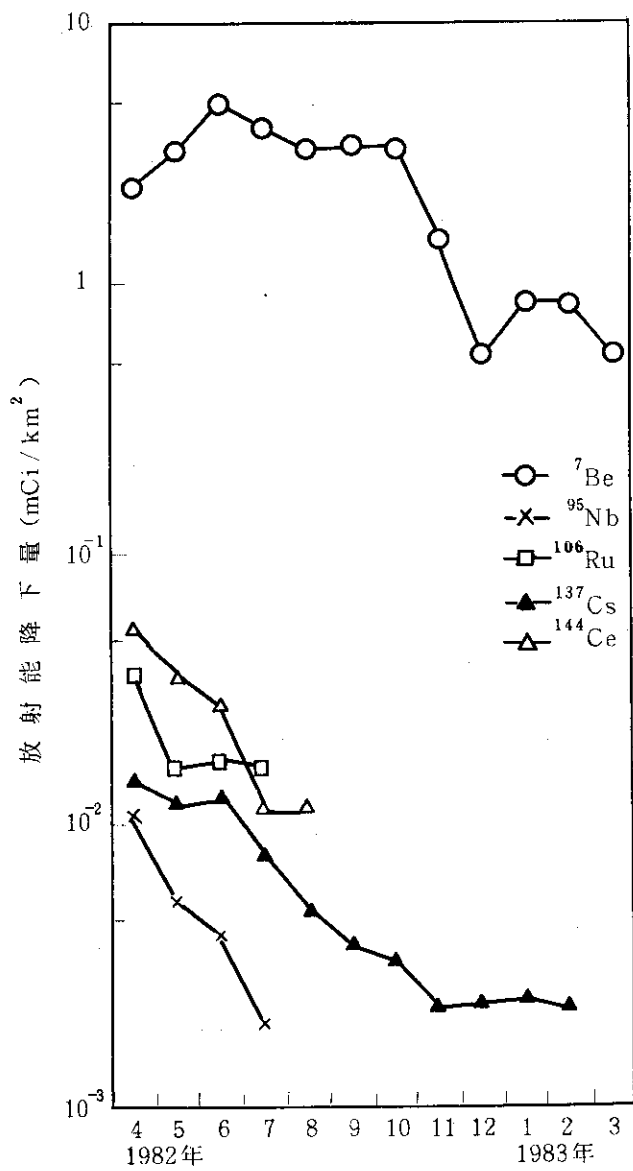


Fig. A. 4.3 - 2 放射性核種降下量

A. 4.4 環境試料中のストロンチウム化学分析

1981年度と同様に、環境試料中の ^{90}Sr 放射能濃度の測定を化学分析により行った。分析試料は茨城県環境放射線監視委員会の指定点で採取した海洋試料（海水、海底土、海産生物）である。その結果を Table A. 4.4-1 に示す。これらの分析結果は、1981年度と比較して大きな差はなかった。

また、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用して、原子力施設から環境に排出される気体廃棄物および液体廃棄物中の ^{89}Sr 、 ^{90}Sr 放射能濃度の測定も化学分析により行った。分析試料は気体廃棄物、液体廃棄物とも四半期ごとのコンポジットである。その結果を Table A. 4.4-2 に示す。これらの分析結果は1981年度と同様、 ^{90}Sr については比較的多くの施設の廃液中に検出されたが、 ^{89}Sr は気体廃棄物、液体廃棄物中ともに検出された施設はなかった。

(岩本 克己)

Table A. 4.4-1 環境試料中の ^{90}Sr 分析値

(東海研究所 1982年度)

試料の種類		採取地点	採取年月日	測定年月日	^{90}Sr
海 水		原研沖C 海域 *1	1982. 4. 19	1982. 6. 3	5.5×10^{-5} pCi/cm ³
		原研沖D 海域 *2	"	"	5.9×10^{-5} "
		原研沖C 海域	1982. 10. 15	1982. 12. 21	6.6×10^{-5} "
		原研沖D 海域	"	"	1.2×10^{-4} "
海 底 土		原研沖C 海域	1982. 7. 16	1982. 9. 20	$< 4.0 \times 10^{-3}$ pCi/g 乾
		原研沖D 海域	"	"	$< 3.9 \times 10^{-3}$ "
		原研沖C 海域	1983. 1. 13	1983. 3. 24	$< 4.8 \times 10^{-3}$ "
		原研沖D 海域	"	"	$< 5.9 \times 10^{-3}$ "
海 産 生 物	シラス	原 研 沖	1982. 4. 14	1982. 6. 22	$< 3.5 \times 10^{-4}$ pCi/g 生
	"	"	1982. 11. 25	1983. 1. 5	$< 3.9 \times 10^{-4}$ "
	ヒラメ	"	1982. 5. 12	1982. 6. 22	$< 4.1 \times 10^{-4}$ "
	"	"	1982. 11. 19	1983. 1. 5	$< 5.5 \times 10^{-4}$ "

*1 東海沖 約 500 m

*2 東海沖 約 2,000 m

Table A. 4.4 - 2 排気, 排水中のストロンチウム排出濃度

(東海研究所 1982年度)

単位: $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

試料の種類	建 家 名	第 1 四 半 期		第 2 四 半 期		第 3 四 半 期		第 4 四 半 期	
		^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr
気 体 廃 棄 物	ホットラボ(主排気口)	$<3.8 \times 10^{-16}$	$<8.8 \times 10^{-17}$	$<1.5 \times 10^{-16}$	$<3.2 \times 10^{-17}$	$<1.5 \times 10^{-16}$	$<3.7 \times 10^{-17}$	$<1.8 \times 10^{-16}$	7.0×10^{-17}
	“ (副排気口)	$<1.9 \times 10^{-16}$	$<4.2 \times 10^{-17}$	$<1.5 \times 10^{-16}$	$<3.4 \times 10^{-17}$	$<1.6 \times 10^{-16}$	$<3.9 \times 10^{-17}$	$<2.7 \times 10^{-16}$	3.5×10^{-16}
	JRR-2	$<2.5 \times 10^{-16}$	$<6.7 \times 10^{-17}$	$<3.8 \times 10^{-16}$	$<9.4 \times 10^{-17}$	$<4.8 \times 10^{-16}$	$<1.2 \times 10^{-16}$	$<5.5 \times 10^{-16}$	$<1.2 \times 10^{-16}$
	R1棟(300番)	$<1.5 \times 10^{-16}$	$<3.8 \times 10^{-17}$	$<1.2 \times 10^{-16}$	$<2.9 \times 10^{-17}$	$<1.6 \times 10^{-16}$	$<3.7 \times 10^{-17}$	$<1.8 \times 10^{-16}$	$<4.6 \times 10^{-17}$
	JRR-3	$<2.6 \times 10^{-16}$	$<6.8 \times 10^{-17}$	$<3.7 \times 10^{-16}$	$<9.5 \times 10^{-17}$	$<1.8 \times 10^{-16}$	$<4.8 \times 10^{-17}$	$<3.4 \times 10^{-16}$	$<9.4 \times 10^{-17}$
	JRR-4	$<3.5 \times 10^{-16}$	$<8.9 \times 10^{-17}$	$<2.5 \times 10^{-16}$	$<6.2 \times 10^{-17}$	$<2.8 \times 10^{-16}$	$<7.3 \times 10^{-17}$	$<2.6 \times 10^{-16}$	$<6.8 \times 10^{-17}$
	再処理特研(スタックI)	$<8.0 \times 10^{-17}$	2.9×10^{-17}	$<7.9 \times 10^{-17}$	2.3×10^{-17}	$<8.1 \times 10^{-17}$	$<2.1 \times 10^{-17}$	$<8.9 \times 10^{-17}$	3.3×10^{-17}
	“ (スタックII)	$<2.7 \times 10^{-17}$	$<1.1 \times 10^{-16}$	$<6.1 \times 10^{-17}$	$<1.6 \times 10^{-17}$	$<7.0 \times 10^{-17}$	$<1.9 \times 10^{-17}$	$<7.9 \times 10^{-17}$	$<2.0 \times 10^{-17}$
	液体処理施設(低レベル)	$<3.9 \times 10^{-16}$	$<9.8 \times 10^{-17}$	$<2.5 \times 10^{-16}$	$<6.3 \times 10^{-17}$	$<3.2 \times 10^{-16}$	$<8.3 \times 10^{-17}$	$<4.2 \times 10^{-16}$	$<1.0 \times 10^{-16}$
	“ (中レベル)	$<3.1 \times 10^{-16}$	$<8.0 \times 10^{-17}$	$<2.8 \times 10^{-16}$	$<7.0 \times 10^{-17}$	$<3.5 \times 10^{-16}$	$<9.1 \times 10^{-17}$	$<4.2 \times 10^{-16}$	$<1.0 \times 10^{-16}$
	圧縮処理施設	$<6.2 \times 10^{-16}$	$<1.6 \times 10^{-16}$	$<4.0 \times 10^{-16}$	$<9.9 \times 10^{-17}$	$<9.5 \times 10^{-16}$	$<2.4 \times 10^{-16}$	$<7.8 \times 10^{-16}$	$<1.9 \times 10^{-16}$
	第1廃棄物処理棟	$<4.3 \times 10^{-16}$	$<1.1 \times 10^{-16}$	$<2.7 \times 10^{-16}$	$<6.7 \times 10^{-17}$	$<3.1 \times 10^{-16}$	$<8.5 \times 10^{-17}$	$<3.5 \times 10^{-16}$	$<8.9 \times 10^{-17}$
	第2 “	$<7.8 \times 10^{-17}$	$<2.0 \times 10^{-17}$	$<6.3 \times 10^{-17}$	$<1.7 \times 10^{-17}$	$<7.4 \times 10^{-17}$	$<2.0 \times 10^{-17}$	$<9.4 \times 10^{-17}$	$<2.3 \times 10^{-17}$
	汚染除去場	$<3.0 \times 10^{-16}$	$<7.4 \times 10^{-17}$	$<3.5 \times 10^{-16}$	$<7.9 \times 10^{-17}$	$<3.5 \times 10^{-16}$	$<8.6 \times 10^{-17}$	$<4.2 \times 10^{-16}$	$<1.0 \times 10^{-16}$
	JPDR(主排気口)	$<5.6 \times 10^{-16}$	$<1.2 \times 10^{-16}$	$<5.0 \times 10^{-16}$	$<1.3 \times 10^{-16}$	$<5.9 \times 10^{-16}$	$<1.5 \times 10^{-16}$	$<6.3 \times 10^{-16}$	$<1.6 \times 10^{-16}$
	NSRR(原子炉棟)	$<3.9 \times 10^{-16}$	$<9.2 \times 10^{-17}$	$<3.4 \times 10^{-17}$	$<8.7 \times 10^{-18}$	$<3.8 \times 10^{-16}$	$<9.4 \times 10^{-17}$	$<3.6 \times 10^{-16}$	$<9.2 \times 10^{-17}$
	燃料試験施設	$<7.2 \times 10^{-17}$	$<1.8 \times 10^{-17}$	$<7.7 \times 10^{-17}$	$<1.8 \times 10^{-17}$	$<9.0 \times 10^{-17}$	3.4×10^{-17}	$<6.5 \times 10^{-17}$	$<1.6 \times 10^{-17}$
液 体 廃 棄 物	研究4棟	$<6.9 \times 10^{-9}$	$<1.7 \times 10^{-9}$	$<9.0 \times 10^{-9}$	$<1.9 \times 10^{-9}$	$<2.5 \times 10^{-8}$	9.3×10^{-8}		
	冶金特研	$<1.2 \times 10^{-8}$	1.2×10^{-8}	$<3.1 \times 10^{-8}$	1.3×10^{-7}	$<3.4 \times 10^{-8}$	1.8×10^{-7}	$<3.1 \times 10^{-8}$	1.2×10^{-7}
	JRR-1	$<6.4 \times 10^{-9}$	$<1.7 \times 10^{-9}$	$<7.6 \times 10^{-9}$	$<1.9 \times 10^{-9}$	$<5.8 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<7.3 \times 10^{-9}$	$<2.0 \times 10^{-9}$
	NSRR	$<7.6 \times 10^{-9}$	$<1.8 \times 10^{-9}$	$<7.1 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<6.5 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<8.1 \times 10^{-9}$	2.0×10^{-9}
	JRR-2	$<7.8 \times 10^{-9}$	$<2.0 \times 10^{-9}$	$<8.1 \times 10^{-9}$	$<1.9 \times 10^{-9}$	$<7.1 \times 10^{-9}$	3.0×10^{-9}	$<7.8 \times 10^{-9}$	$<1.9 \times 10^{-9}$
	JRR-3	$<8.3 \times 10^{-9}$	3.5×10^{-9}	$<7.5 \times 10^{-9}$	2.1×10^{-9}	$<8.2 \times 10^{-9}$	6.2×10^{-9}	$<1.5 \times 10^{-8}$	2.4×10^{-8}
	JRR-4	$<7.0 \times 10^{-9}$	$<1.8 \times 10^{-9}$	$<7.5 \times 10^{-9}$	$<1.9 \times 10^{-9}$	$<6.2 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<7.5 \times 10^{-9}$	$<1.9 \times 10^{-9}$
	再処理特研	$<1.1 \times 10^{-7}$	1.3×10^{-6}	1.7×10^{-7}	6.2×10^{-7}	$<5.5 \times 10^{-8}$	4.6×10^{-7}	$<6.1 \times 10^{-8}$	5.3×10^{-7}
	汚染除去場	$<1.9 \times 10^{-8}$	4.3×10^{-8}	$<2.5 \times 10^{-8}$	8.9×10^{-8}				
	液体処理施設	$<8.4 \times 10^{-9}$	4.2×10^{-9}	$<8.3 \times 10^{-9}$	4.0×10^{-9}	$<8.8 \times 10^{-9}$	5.6×10^{-9}	$<7.1 \times 10^{-9}$	$<1.8 \times 10^{-9}$
	圧縮処理施設	$<4.2 \times 10^{-8}$	2.2×10^{-7}	$<1.6 \times 10^{-8}$	2.0×10^{-8}			$<1.8 \times 10^{-8}$	2.2×10^{-8}
	第1廃棄物処理棟	$<6.7 \times 10^{-9}$	$<1.8 \times 10^{-9}$	$<6.5 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<5.9 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<6.5 \times 10^{-9}$	$<1.8 \times 10^{-9}$
	第2 “	$<7.9 \times 10^{-9}$	3.0×10^{-9}	$<1.1 \times 10^{-8}$	7.1×10^{-9}	$<6.0 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<1.3 \times 10^{-8}$	2.0×10^{-8}
JPDR	$<9.8 \times 10^{-9}$	6.3×10^{-9}	$<7.9 \times 10^{-9}$	$<1.9 \times 10^{-9}$	$<6.1 \times 10^{-9}$	$<1.6 \times 10^{-9}$	$<8.5 \times 10^{-9}$	$<2.0 \times 10^{-9}$	

1 A.5 放射線計測器類の管理

A.5.1 概要

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

サーベイメータについては校正の自動化、点検校正記録の作成および貸出管理業務を計算機により実施できるようにした。また、中性子サーベイメータの校正および中性子の標準照射を安全に実施するため、線源を貯蔵庫より各種照射装置へ自動的に輸送する装置を設置し、校正作業に伴う被曝の低減化を図った。

施設の放射線モニタについてはホットラボ、VDG施設の γ 線エリアモニタおよびダストモニタ等を更新し、環境シミュレーション試験施設に放射線モニタを新設した。なお、既設の放射線モニタについては年2回点検校正を行った。

環境放射線監視システムについては測定部の点検を年2回実施し、データ伝送部については年間計画にしたがって保守点検を行った。

放射線管理用試料の計測については年次計画にしたがい α 、 β 線計数装置、液体シンチレーション・カウンタ等を新設し、既設の測定データ解析装置を計算センターの大型計算機と結び、プログラムの整備を進め各種月報の作成を開始した。

(南 賢太郎)

A.5.2 サーベイメータの校正

東海研究所、高崎研究所および原子炉研修所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。1982年度の点検校正延台数は、サーベイメータ923台、ポケット線量計803本であった。また、標準照射は、フィルムバッジ146回、TLD50回であった。老朽化の著しいサーベイメータ21台を更新した。放射線標準施設棟内装設備の整備(第Ⅲ期)として、サーベイメータ自動校正装置、中性子線源移動装置、 4π 放射線照射装置、放射線標準測定器等を整備し、当初計画の設備がほぼ整備された。国家標準とのトレーサビリティを確保するため、X、 γ 線測定器、熱中性子束密度の校正試験を電子技術総合研究所で実施した。

(上沢 輝夫)

A.5.3 放射線監視計測器の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

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

大洗の第1、第2ステーションのデータ欠損を改善するため受信アンテナの設置および送受信切換部の改造を実施した。1982年度の故障は12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課所管のモニタについて年2回定期点検を実施した。1982年度から廃棄物安全試験施設の新設に伴い、この施設の放射線管理用モニタについても定期点検校正を実施した。

原子炉施設等の放射線管理用モニタについては年1回原子力局による定期検査を受けた。

Table A. 5.3-1に1982年度に発生したモニタ別の故障統計を示す。

(3) モニタ更新

環境放射線監視システムのうちモニタリングポスト装置構内6基について、測定レンジの広域化を計るため前年度から製作を進めてきたが1982年9月完成した。今回の更新により測定レンジはバックグラウンドから最大10R/hとなり、緊急時における放射性物質の異常放出を連続監視することが可能となった。

施設放射線管理用モニタは更新対象となっていたホットラボ γ 線エリアモニタ5系統、ダストモニタ3系統、ガスモニタ1系統およびVDG γ 線エリアモニタ1系統を発注した。ホットラボ放射線管理用モニタは前回更新分の9系統を含む計18系統を同一の中央監視盤に収納するとともに、ダスト、ガスモニタ用のサンプリング配管および検出部の集中化を計った。完成は1983年5月の予定である。

(4) 新設建家放射線管理用モニタ

環境シミュレーション試験施設の新設に伴い、放射線管理用モニタ8系統を発注した。内訳は γ 線エリアモニタ3系統、ダストモニタ3系統、トリチウムモニタ1系統、ハンドフットクロズモニタ1系統である。なおダストモニタにはカード式ダストモニタリングシステムが含まれる。完成は1983年8月の予定である。

(千田 徹, 三原 明)

Table A. 5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数
(東海研究所 1982年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件/系統)
エリアモニタ	28	0.12
ダストモニタ	43	0.28
水, ガスモニタ	11	0.22
ハンドフットモニタ	26	0.28
モニタリングポスト	5	0.36
モニタリングステーション	7	0.50
その他	6	—
合計	126	0.30

A. 5.4 放射線管理試料の計測

東海研究所における各種放射線管理試料および環境試料の測定と評価，および検出器，自動測定解析装置の点検校正と整備を実施した。試料の測定は集中計測システムで実施した。1982年度の測定件数は11,500件で，延測定時間は11,100時間であった。測定件数と測定時間の内訳をFig. A. 5.4-1に示す。検出器や自動測定解析装置の故障は数件発生したが，測定業務に支障は生じなかった。

集中計測システム用の機器類の整備は年次計画で進めており，1982年度は第3年にあたる。同年度に導入した機器はX線領域から γ 線領域までの測定が行える高検出率高純度ゲルマニウム半導体検出器が1式，100試料の自動試料交換装置付低バックグラウンド α 線 β 線計数装置(CANBERRA社2201型)が1式，450試料の自動試料交換装置付液体シンチレーション・カウンタ(PACKARD社460C型)が1式である。1981年度に自動試料測定解析装置と計算センターの大型計算機とをオンライン化したので，測定解析データを大型計算機に転送し，測定記録月報を作成するプログラムの整備を実施した。測定記録月報の配布開始は1983年3月からである。

検出器の精密校正を γ 線スペクトロメータ4台，X線スペクトロメータ1台， α 線 β 線計数装置2台について実施した。このほか多芯式大型 2π プロポーションナル・カウンタの整備を行い，放射線モニタやサーベイメータの校正に用いられている酸化ウラン標準線源の α 線， β 線の放射率を絶対測定した。

(間辺 巖)

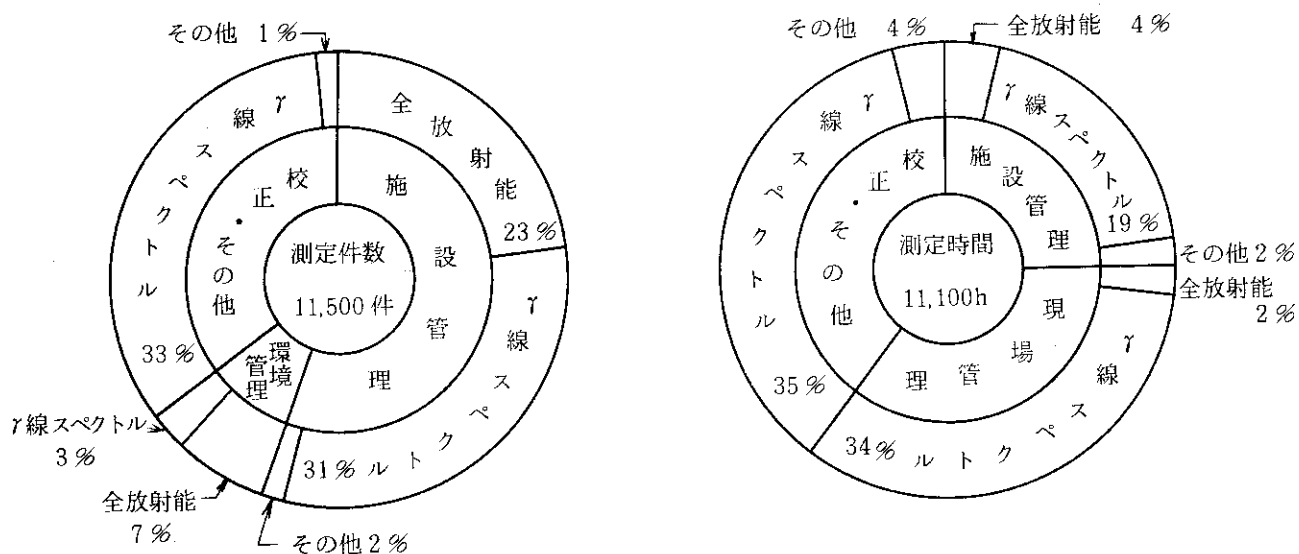


Fig. A. 5.4 - 1 試料測定の内訳

1 A.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

A.6.1 概要

東海研究所における放射性廃棄物の発生量は、1981年度と比較して低レベル液体廃棄物は約13%増加し、中レベル液体廃棄物は約3%増加した。固体廃棄物は、低レベル固体廃棄物が約12%減少し、中・高レベル固体廃棄物が約24%減少した。

所外からの搬入量は、液体廃棄物が大巾に減少したが、これは放医研の施設改修工事により海水の搬入が停止したことによるものである。固体廃棄物はほぼ同量であった。

処理については、低・中レベル廃棄物処理施設、中・高レベル廃棄物処理施設とも所定の処理を計画どおり実施した。

液体廃棄物の処理による濃縮液および凝集沈澱スラッジは、セメント固化およびアスファルト固化により処理したほか、燃料工学部で保管中のアルミニウム脱被覆廃液の一部についても、アスファルト固化を行った。

固体廃棄物のうち、低レベル可燃廃棄物、フィルタ（木枠）、一部有機廃液計570 m³を焼却処理し、低レベル不燃性廃棄物、フィルタ（ろ材）計590 m³は圧縮処理したが、この処理量は1981年度と同じである。

高レベル固体廃棄物は、主に実用燃料試験施設、ホットラボ管理室からのものであったが、JRR-2の燃料アセンブリ端末廃棄物の処理も行った。

保管廃棄量は、1981年度と比較して約20%減少したが、これは所内各施設からの大型異形廃棄物の発生が少なかったことによるものである。

（伊藤 尚徳、江村 悟）

汚染除去に関しては、機器除染件数ならびに数量は1981年度をやや上回る程度であったが、衣料除染は全数で約20%増加した。特に黄色実験衣は約30%、特殊作業衣は約20%と大巾に増加している。施設除染では、件数、面積はほぼ同じであるが、作業人員は増加する傾向にある。

施設整備としては、低レベル廃液運搬車および衣料汚染度測定装置の更新を行った。

（伊藤 尚徳）

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

1982年度における所内および所外からの液体廃棄物の搬入状況をそれぞれTable A.6.2-1およびTable A.6.2-2に示す。

所内の液体廃棄物搬入量は、低レベル無機廃液708.2 m³、有機廃液0.03 m³、スラッジなど1.21 m³、中レベル無機廃液136.58 m³、有機廃液0.04 m³、スラッジなど4.61 m³、高レベル廃液1.25 m³であった。また、所外の液体廃棄物搬入量は、低レベル海水廃液28.0 m³（全て放医研の廃液）と中レベル無機廃液18.22 m³であった。1982年度の搬入実績を1981年度

と比較した場合、所内については約 86.9 m^3 の増加であった。これは研究4棟の設置に伴い研究業務が再開されたためである。所外の廃液については約 218 m^3 の減少であった。これは放医研の廃液貯溜槽の改修工事が行われたので海水廃液の発生が少なかったためである。

また、液体廃棄物を運搬する低レベル用のタンクローリ車（1969年度購入）が老朽化したため更新した。更新した廃液運搬車は、トレーラ方式で平床式のセミトレーラに海上用コンテナを搭載し、このコンテナ内にステンレス製タンク（ 10 m^3 ）、吸排気ポンプ、デミスターおよび制御装置等を整備し、液体廃棄物をより安全に運搬できるよう配慮した。

（鈴木 正樹）

(b) 固体廃棄物

1982年度における所内および所外の固体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table A. 6.2-1 および Table A. 6.2-2 に示す。

所内の固体廃棄物の搬入量は、低レベル固体廃棄物 796.2 m^3 、中レベル固体廃棄物 7.81 m^3 、高レベル固体廃棄物 13.93 m^3 、アルファ固体廃棄物 4.81 m^3 であった。また、所外の固体廃棄物搬入量は、低レベル固体廃棄物 527.04 m^3 、中レベル固体廃棄物 10 m^3 、高レベル固体廃棄物 0.33 m^3 、アルファ固体廃棄物 3.7 m^3 であった。1982年度の搬入実績と1981年度を比較した場合、所内については約 102.3 m^3 減少した。これは主にホットラボ施設のモニタリングケープの改修工事が完了したためである。また、所外については約 25 m^3 減少した。

（鈴木 正樹）

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物

(i) 低・中レベル液体廃棄物

1982年度の低レベル液体廃棄物および中レベル液体廃棄物の処理量と処理装置の稼働日数を Table A. 6.2-3 に示す。1981年度の処理量と比し、低レベル液体廃棄物はほぼ同等であり、中レベル液体廃棄物は約 8 m^3 減少した。中レベル液体廃棄物の減少については、第2廃棄物処理棟で処理されたためである。

（服部 洋司良）

(ii) 中・高レベル液体廃棄物

1982年度における中・高レベル液体廃棄物の処理量および処理装置の稼働日数を Table A. 6.2-3 に示す。中レベル液体廃棄物の発生は、ほとんど実用燃料試験施設およびホットラボ施設からのものであり、すべて蒸発処理し、生成した濃縮液はアスファルト固化を行った。高レベル廃液については、塩濃度が高いため蒸発処理を行わず直接アスファルト固化を行った。なお、処理依頼を受けたもののほか、施設内で発生した約 68 m^3 の低レベル廃液も中レベル廃液と同様に蒸発処理を行った。

（讚井 賢造）

(b) 固体廃棄物

(i) 低・中レベル固体廃棄物

1982年度の固体廃棄物の処理量および処理装置の稼働日数を Table A. 6.2-4 に示す。圧縮処理装置によって不燃性廃棄物、排気フィルタを 589.4 m^3 （122.4トン）、焼却処理装

置によって可燃性廃棄物、排気フィルタ（木枠）を 566.86 m^3 （68.7トン）、有機廃液 3.6 m^3 を処理した。これらの処理に伴って発生した処理済廃棄物は、圧縮体（200ℓドラム缶）が 735 本、焼却灰（100ℓドラム缶）は 44 本（うち使用済セラミックフィルタ片 6 本）であり、減容比は、圧縮処理において $1/4$ 、焼却処理において $1/150$ であった。

旧焼却処理装置は、老朽化も著しく使用停止中であったが、1982年度は解体撤去を実施するための官庁手続を行った。工事は1983年度に実施する。なお、解体撤去は内装のみで、建家については圧縮処理施設の付属建家（放射線障害防止法上の廃棄施設）として利用する。

（平山 勝嘉）

(ii) 中・高レベル固体廃棄物

中・高レベル固体廃棄物は、主に実用燃料試験施設およびホットラボ施設から発生したもので、1982年度の処理量をTable A. 6.2-4に示す。

中・高レベル固体廃棄物には、ポリ塩化ビニール、紙ウェス、布ウェスおよびアルミニウム製燃料要素上下部アダプタ（JRR-2）などの圧縮性廃棄物と、研磨板などの非圧縮性のものがあった。前者については分類、圧縮して金属容器に封入し、また、後者は直接金属容器に封入後、それぞれ遮蔽付のドラム缶またはコンクリートブロックに埋込み、多重構造パッケージとした。

（大塚 保）

(c) 固化

(i) セメント固化

1982年度にセメント固化した廃棄物およびパッケージ数をTable A. 6.2-5に示す。セメント均一固化したものは海洋処分用パッケージとして製作したものである。その他のセメント固化体は、海洋処分用パッケージの現行基準に合致させることが困難な廃棄物を、コンクリート内張りドラム（D-50型）または200ℓドラムに固化したものである。全パッケージの発生数は、1981年度に比し47本増加した。これは、減容処理の困難な沈澱物を多量にセメント固化したためである。

（服部 洋司良）

(ii) アスファルト固化

1982年度における固化対象廃棄物は、中・高レベル蒸発処理装置の濃縮液および、直接固化系に受け入れた貯槽内沈澱スラッジ、アルミニウム脱被覆廃液、化学除染廃液などであった。アルミニウム脱被覆廃液は再処理試験時に発生した残存廃液の一部であり、また、化学除染廃液は、第2廃棄物処理棟のホット排水系を洗浄除染した際に発生したものである。これら固化対象廃棄物の処理量および、パッケージ発生量をTable A. 6.2-5に示す。

アスファルトパッケージはすべてコンクリート内張りドラム（D-50型）を用いた多重構造パッケージとしたが、アルミニウム脱被覆廃液のパッケージについてはD-50型容器の内側に4.5 cm厚鉄遮蔽体を補充した。

固化、パッケージ化廃棄物の見掛け減容は、洗浄運転によるものを含めて、蒸発濃縮液に対して $1/3$ 、沈澱物に対して $1/5$ 、アルミニウム脱被覆廃液に対して $1/1$ であった。

（志垣 康展）

(iii) プラスチック固化

1982年度におけるプラスチック固化対象物は、実用燃料試験施設、廃棄物処理処分研究施設などから排出された使用済イオン交換樹脂、プラスチック粉末廃棄物および化学除染廃液の中和によって生じた特殊スラッジであった。その処理量およびパッケージ発生量をTable A. 6.2-5に示す。

なお、当処理施設で行っているプラスチック固化は、ダウ・ケミカル社で開発されたビニールエステル樹脂とスチレンを主成分とした熱硬化性樹脂を用いたものである。

(讃井 賢造)

(3) 保管廃棄

(a) 低・中および高レベル保管廃棄作業

1982年度に発生した保管体をTable A. 6.2-6に示す。

1982年度の保管廃棄数量は1981年度と比較して約121.3 m³減少した。これは中・高レベル固体廃棄物が本格的に減容処理されてきたことと、大型汚染機器等の非圧縮性の廃棄物が減少したためである。

また、1982年度から大型の汚染機器類を効率よく保管廃棄するため廃棄容器の規格化を進め、一部実施した。

(鈴木 正樹)

(b) 保管廃棄施設の維持補修

1982年度に行った保管廃棄施設の補修工事は、低レベル保管廃棄L型ピットの鋼製上蓋の防水塗装、および中レベル保管廃棄M型ピットの鋼製上蓋の防水塗装、第2保管廃棄施設の遮蔽扉の塗装工事であった。

(鈴木 正樹)

(c) 廃棄物保管棟 (No.1) 内における温、湿度の測定

東海研の北地区に設置されている廃棄物保管棟は、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4,000 m²である。この保管棟には、200 ℓドラム缶および1 m³角型鋼製容器が保管されている。この廃棄物容器の腐食等の影響を調べるには、保管棟内の環境状態を把握しておく必要がある。このために、1981年7月から1982年6月までの1年間における温、湿度の測定を行った。

(i) 温、湿度の測定方法

① 測定場所

測定場所は、廃棄物保管棟 (No.1) の地階、1階および3階の各1箇所である。また、測定器の設置位置は床面より約50 cmの高さである。

② 測定器

自記温湿度計 (太田計器製, I型7日巻)

測定範囲 : 温度 -15℃ ~ 40℃

湿度 0% ~ 100%

(ii) 測定結果

廃棄物保管棟 (No.1) 内における各階の年間の温、湿度をまとめたものをTable A. 6.2-7

に示す。このうち温、湿度の測定記録例として1982年6月分についてFig. A. 6.2-1に示す。

これによると、温度については地階では9℃～24℃、1階では9℃～27℃および3階では5℃～30℃の範囲であった。これを東海研構内の気象観測による外気温(-2℃～29℃)と比較すると、上階の方が外気温の影響を受けている。また、保管棟内での最低気温は1981年度では5℃以下になることはなかった。

湿度については、年間を通じて40%から90%の範囲であった。これを期間ごとの平均湿度で見ると、1981年7月から9月では地階が約80%、1階が約70%および3階が約70%であった。1981年10月から1982年3月では地階、1階および3階とも約60%程度であり、この時期は保管棟内での湿度が安定していた。1982年4月から6月までは地階が約80%、1階が約80%および3階が約70%であり、この時期は比較的降雨量も多く各階とも他の時期より幾分高い値となっていた。特に地階においては、90%以上になる日が続くこともあった。このことから保管棟内での湿度は、年間を通して下の階へいくほど高い値を示している。

その結果、建家の地階では床面や壁面および廃棄物容器の表面等に結露の可能性があり、環境状態については湿度の低減化などの処置が必要と思われる。

なお、東海研構内の気象観測データは放射線管理第1課で測定したものである。

(森下 悟)

Table A. 6.2-1 所内廃棄物の搬入量 (東海研究所 1982年度)

廃棄物区分	固 体						液 体						
	β・γ			α			β・γ						
	低レベル			中レベル	高レベル	低レベル	高レベル	中レベル	高レベル				
	可燃物	不燃物 圧縮	不燃物 フィルタ 非圧縮	—	—	—	—	—	—				
合計 (m³)	439.79	144.57	114.04	97.8	7.81	13.93	4.73	0.08	708.21	0.03	1.21	141.23	1.25

* 1 中レベル廃液中には無機, 有機, スラッジが含まれている。

Table A. 6.2-2 所外廃棄物の搬入量 (東海研究所 1982年度)

事業所名 廃棄物区分	固 体										液 体		
	β・γ						α				β・γ		
	低レベル			中レベル	高レベル	低レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル
	可燃物	不燃物 圧縮	不燃物 フィルタ 非圧縮	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
RI 協会	112.55	284.75	58.56	35.0	10.0	0.27	—	—	—	—	—	—	—
放 医 研	1.6	2.0	4.01	10.7	—	—	—	—	—	—	—	28.0	—
核管センター	2.34	0.94	1.3	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
東 京 大 学	1.0	0.8	2.49	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
三 菱 重 工	3.6	2.8	2.2	0.4	—	0.06	—	—	—	—	—	—	—
合計 (m³)	121.09	291.29	68.56	46.1	10.0	0.33	3.7	—	—	—	—	28.0	18.215

Table A. 6.2-3 液体廃棄物の処理実績
(東海研究所 1982年度)

レベル区分	性状区分	処理方法 稼働日数	低レベル	中レベル	中高レベル	凝集	備考
			蒸発処理	蒸発処理	蒸発処理	沈澱処理	
			91(10)*	5(0)*	139(0)*	11(11)*	
所内 (β, γ)	低レベル	一般無機	623.2	-	68.7	-	
	中レベル	一般無機	-	12.1	217.12	-	
	小計		623.2	12.1	285.82	-	
所外 (β, γ)	低レベル	海水	-	-	-	48.0	放医研
		一般無機	-	-	-	-	
	無機	30.0	-	-	-	放医研 日本アイソトープ協会	
		20.0	-	-	-		
	中レベル	無機	-	-	-	-	
小計		50.0	-	-	-		
合計			673.2	12.1	285.82	48.0	

* () 内は所外分の稼働日数 (内数) (単位: m³)

Table A. 6.2-4 固体廃棄物の処理実績
(東海研究所 1982年度)

施設区分	レベル区分	性状区分	処理方法 稼働日数	低, 中レベル*1	低, 中レベル	中, 高レベル
				焼却処理	圧縮処理	圧縮処理
				184(28)*3	82(52)*3	114(0)*3
所内 (β, γ)	低レベル	可燃物	411.07	-	-	
		不燃物	-	149.21	-	
		フィルタ	32.51	80.34	-	
	中レベル	可燃物	2.19	-	-	
		雑固体	-	-	165	
	高レベル	雑固体	-	-	7.92(0.51)*2	
小計		445.77	229.55	9.57		
所外 (β, γ)	低レベル	可燃物	121.09	-	-	
		不燃物	-	291.29	-	
		フィルタ	-	68.56	-	
	小計		121.09	359.85	-	
合計				566.86	589.4	9.57(0.51)*2

*1 表中には有機廃液 36m³ (所内) の焼却処理は含まない。 (単位: m³)
 *2 () 内は直接容器封入
 *3 () 内は所外分の稼働日数

Table A.6.2-5 固化処理実績
(東海研究所 1982年度)

固化方法 稼働日数	セメント均一固化		その他のセメント固化		アスファルト固化		プラスチック固化	
	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)
固化管理対象物	20		7		61		7	
蒸発濃縮液	12.5	104*1	-	-	6.4	11*2	-	-
沈澱物	3.4	54*1	3.6	41	3.1	3*2	-	-
アルミ脱被覆廃液	-	-	-	-	2.5	14*3	-	-
特殊スラッジ他	-	-	0.015	1*2	0.2	-	0.3	10*2
合計	15.9	158	3.615	42	12.2	28	0.3	10

*1 均一固化パッケージ……海洋処分用

*2 多重構造パッケージ……D-50A : 5 cm厚コンクリート内張りドラム使用

*3 同上 ……D-50C : D-50Aの内側に4.5 cm厚鉄遮蔽体を補充

Table A. 6.2-6 保管廃棄数量

(東海研究所 1982年度)

区分	保管体名	保管廃棄数量 (m ³)	放射能量 (mCi)
β, γ	低レベル保管体*1	2,207本 (310.3m ³)	5.08×10^4
	低レベル異形保管体	22個 (45.92m ³)	9.9×10^1
	中レベル保管体*2	96個 (25.89m ³)	7.31×10^4
	高レベル保管体	41個 (4.93m ³)	3.06×10^5
α	低, 高レベル保管体	5個 (2.48m ³)	5.47×10^3

*1 コンクリートブロック体13個を含む

*2 コンクリートブロック体9個を含む

Table A. 6.2-7 保管棟内における温・湿度

測定場所	期間	温度*1 (°C)	湿度*1 (%)
保管棟 地階	1981. 7月～9月	18～24 (6)	55～80 (約80)
	1981. 10月～12月	12～22 (10)	40～80 (約60)
	1982. 1月～3月	9～12 (3)	40～70 (約60)
	1982. 4月～6月	12～17 (5)*2	80～90 (約80)*3
保管棟 1階	1981. 7月～9月	20～27 (7)	50～80 (約70)
	1981. 10月～12月	11～23 (12)	40～80 (約60)
	1982. 1月～3月	9～11 (2)	40～90 (約60)
	1982. 4月～6月	12～22 (10)	40～90 (約80)
保管棟 3階	1981. 7月～9月	19～30 (11)	40～80 (約70)
	1981. 10月～12月	7～23 (16)	40～90 (約60)
	1982. 1月～3月	5～12 (7)	40～80 (約60)
	1982. 4月～6月	12～23 (11)	40～80 (約70)
気象 観測塔	1981. 7月～9月	15～29 (14)	60～90 (約80)
	1981. 10月～12月	2～19 (17)	40～90 (約60)
	1982. 1月～3月	-2～14 (16)	35～90 (約60)
	1982. 4月～6月	8～22 (14)	40～90 (約80)

*1 温・湿度とも最低と最高を示す。

*2 ()内の値は, 温度差を表わす。

*3 ()内の値は, 平均湿度を表わす。

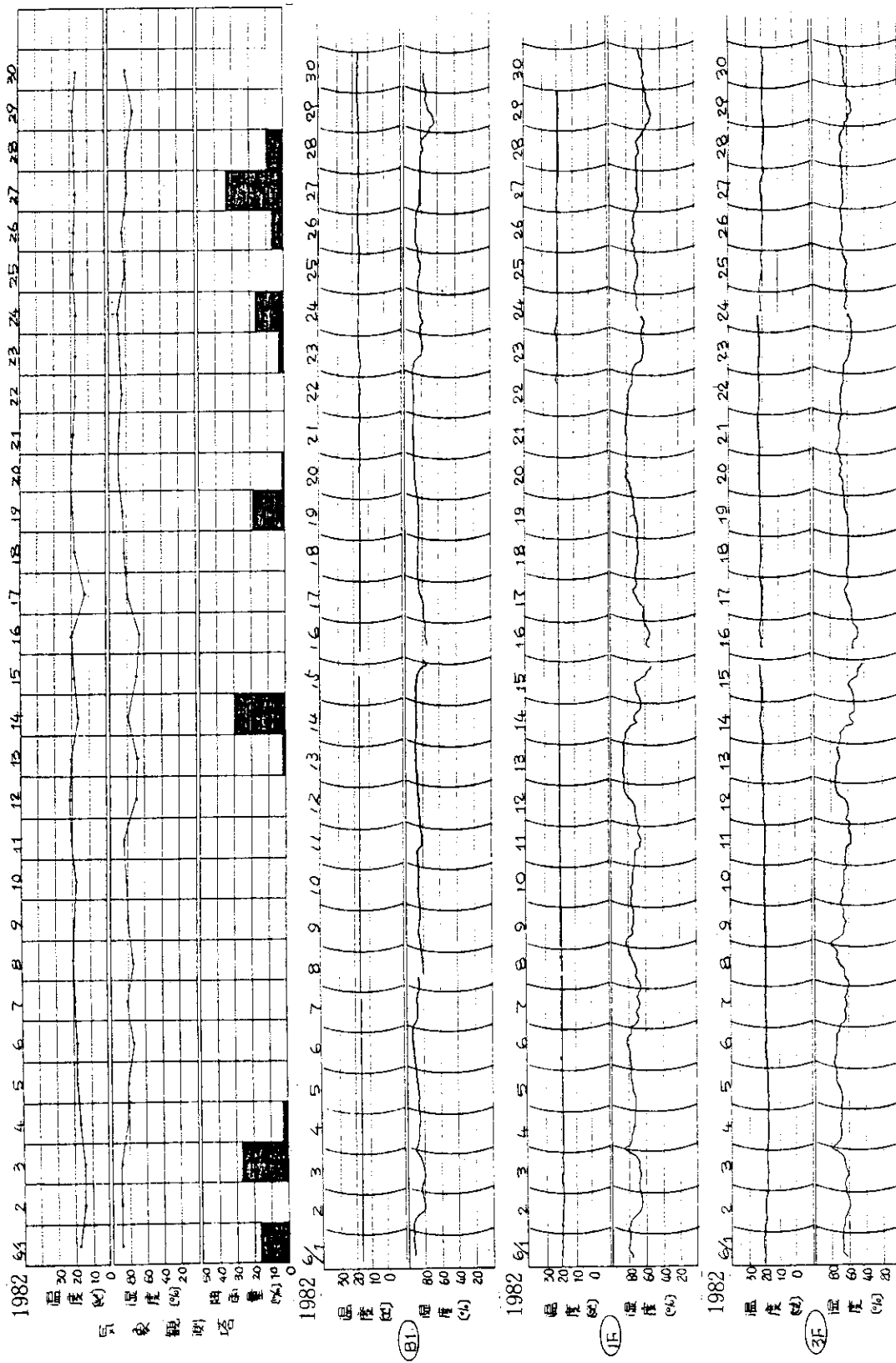


Fig.A.6.2-1 廃棄物保管棟内 (No.1) における温湿度 (1982年6月)

A. 6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1982年度における機器除染の処理状況を Table A.6.3-1 に示す。1981年度と比較して、処理件数、処理数量とも若干減少した。

施設別依頼状況は、処理件数で見ると原子炉 27%、ホットラボ 2%、汚染処理第1課および第2課 56%、その他 15%となっている。このほか不用備品で除染可否判定の対象となったものは 105 件で、その内訳は除染可 17 件、除染不可 88 件であった。

1982年度における NSRR 実験カプセルは、前年度の約 1/3 に減少し、処理点数の 11.5%、乾式焼却炉用セラミックフィルタエレメントはわずかに増加し 25.9% を占めた。また、第1研究棟改修工事に伴い、第4研究棟へ移動する鉛ブロック等の除染は 21.0% であった。

(小澤 政千代)

(2) 衣料除染

1982年度は、5品目について除染(洗濯)を行い、その処理状況を Table A.6.3-2 に示す。1981年度より 19.1% と大きく増加した。

除染した衣料のうち除染不能で廃棄したものは 17 着、また、除染不完全で一時保管したものは 89 着であった。この結果、返還率は約 99.9% となった。

(小松 茂)

(3) 施設除染

1982年度に実施した施設除染処理状況を Table A.6.3-3 に示す。施設別の除染依頼比率はホットラボ 45.9%、実用燃料試験施設 16.2%、原子炉 13.5%、RI 製造棟 18.9%、その他 5.4% となっている。

1981年度と比較すると件数、除染面積とも若干減少したが、作業人員は 11.9% の増加であった。

(守 勝治)

(4) 除染後衣料汚染度測定装置の更新

管理区域内で使用された放射線防護衣等の除染(洗濯)後における残存汚染度を測定する除染後衣料汚染度測定装置は、1967年から使用されてきたが、老朽化が著しくなってきたため 1982年7月に更新した。

更新にあたっては、検出感度の向上、取扱い維持管理の容易さ等から従来の GM 計数管をプラスチックシンチレータに変更した。使用したプラスチックシンチレータは NE 102 A (20×40 cm) で、それを上側 6 組、下側 6 組で構成し、その有効検出面積は 9600 cm² である。また、アクリル製ライトガイド周囲を鉛(2 cm 厚)で囲み、バックグラウンドの低下をはかっている。駆動部は、測定物の種類により連続および間欠運転に切替が可能であり、間欠運転の場合、特殊作業衣、黄色実験衣の処理数量は、毎時 60 着である。本装置の概観図を Fig. A.6.3-1 に示す。

(小澤 政千代)

(5) 中レベル廃液貯槽の解体

放射性液体廃棄物処理施設で使用していた中レベル放射性廃液処理前貯槽(円筒横型、容量 5 m³、材質 SUS 304 6 mm t 3 基)は、経年劣化による老朽化が著しいため 1981年7月に

撤去された。廃棄にあたり廃棄物の減容および SUS 製機器の切断工具について知見を得るため、除染を行った後切断解体した。解体作業図を Fig. A.6.3-2 に示す。

切断方法はアークガスガウジングを採用し、発生したヒューム、ダスト等の拡大防止をはかるため簡易フードを製作し、この中で作業を行った。また、除塵のためスプレースクラバ、サイクロン、布フィルタを製作使用した。フード内の空気は、各除塵装置で浄化後、建家排気系に接続した。また、切断作業者は粉塵の体内取り込みを防止するため、エアライン防護服を着用した。

切断作業は、発生した粉塵が布フィルタの目詰りを起し、布フィルタの交換頻度が多くなったが、HEPA フィルタは解体終了までに 3 枚の交換で済んだ。解体切断片は一個ずつビニルシートで梱包し、廃棄物収納容器（鉄製 5.0 m³）に収納し、固体廃棄物保管施設に収納した。

発生した廃棄物を Table A.6.3-4 に示す。貯槽をそのまま容器（3.2×2.1×1.6 m）に収納保管した場合と比較すると約 1/15 となる。また、延作業者は 60 名であった。

（小松 茂）

(6) 第 1 研究棟改修工事に伴うフード等の撤去作業

第 1 研究棟の改修工事に伴い、実験室の不用なフード、化学実験台等の撤去作業は 7 月 12 日に開始し 9 月 30 日に終了した。撤去物は 6 品目 453 台となり、作業者は延 541 人、作業日数 63 日を要した。処理数量を Table A.6.3-5 にまた、放射性廃棄物量を Table A.6.3-6 に示す。

（守 勝治）

Table A.6.3-1 機器除染処理状況

（東海研究所 1982 年度）

機 器 名	処理件数	処理数量(個)
セラミックフィルタエレメント (263 本)。特殊掃除器。放射性廃液貯槽用ストレーナ。汚水水中ポンプ。Si ブロック (41 個)。鉛コンテナ (22 個)。鉛ブロック (213 個)。水密容器。放射性廃液運搬車 (2t, 3t, 8t)。コリメータ (4 体)。コリメータ用架台 (5 台)。NSRR 実験カプセル (8 体)。マグネット吊具。JRC-80Y-20T キャスク燃料バスケット。集塵排風装置移動型。工業用洗濯機 FLA 208。電動弁 (VCM-10) バルブ本体。プレスブリケッティングマシン。油分離器フィルタカートリッジ (2 体)。恒温用ユニバス。フランジ型仕切弁	39	1,069

Table A. 6.3-2 衣料除染処理状況

(東海研究所 1982年度)

品名	黄色実験衣(着)	特殊作業衣(着)	特殊作業衣帽子(枚)	作業用手袋(双)	汚染除去用靴(足)	合計(点)
除染	9,496	36,315	41,228	340	74,632	162,011
廃棄	0	17	0	0	0	17

Table A. 6.3-3 施設除染処理状況

(東海研究所 1982年度)

作業場所	件数	除染面積(m ²)	作業人員(人)	作業日数(日)
ホットラボケープおよびセル	21件	995	370	44
実用燃料試験施設セル・ケープおよびタンク	6	2,235	880	59
JRR-2炉室ホットケープおよび15トンクレーン室	2	59	11	2
JRR-3炉室およびSF室ピット	3	235	50	7
R1製造棟ケープ	3	60	33	4
第1研究棟実験室	1	140	24	3
第2処理棟セル	1	200	93	7
合計	37	3,924	1,461	126

Table A. 6.3-4 中レベル廃液貯槽解体作業発生廃棄物

(東海研究所 1982年度)

固体廃棄物						液体廃棄物	
廃液貯槽			その他			性状区分	容量(m ³)
番号	切断片(個)	容積(m ³)	性状区分	数量(個)	容積(m ³)		
No.1	46	0.65	HEPA フィルタ	3	0.324	洗浄水	0.3
			プレフィルタ	4	0.072		
No.2	112	0.75	布フィルタ 汚布	5枚×27回 15*	0.3	スプレー 循環水	1.0
			ビニールシート	23*	0.46		
No.3	60	0.77	ビニールアノラック	5*	0.1		
			切断粉等	4*	0.04		
			ウェス・紙ウェス	53*	1.06		
合計	218	2.17	合計	—	2.356	合計	1.3

* 廃棄物容器(20ℓ紙バケツ)

Table A. 6.3-5 第1研究棟撤去品

(東海研究所 1982年度)

品名	数量(台)	品名	数量(台)
フード	51	鉛セル	1
化学実験台	206	物理実験台	26
流し台	138	試薬棚	31

Table A. 6.3-6 第1研究棟不用備品撤去作業

発生放射性廃棄物

(東海研究所 1982年度)

固 体		液 体	
可燃性	不燃性	直接廃棄	スラッジ
17.6 m ³	10.9 m ³	9.5 m ³	0.2 m ³

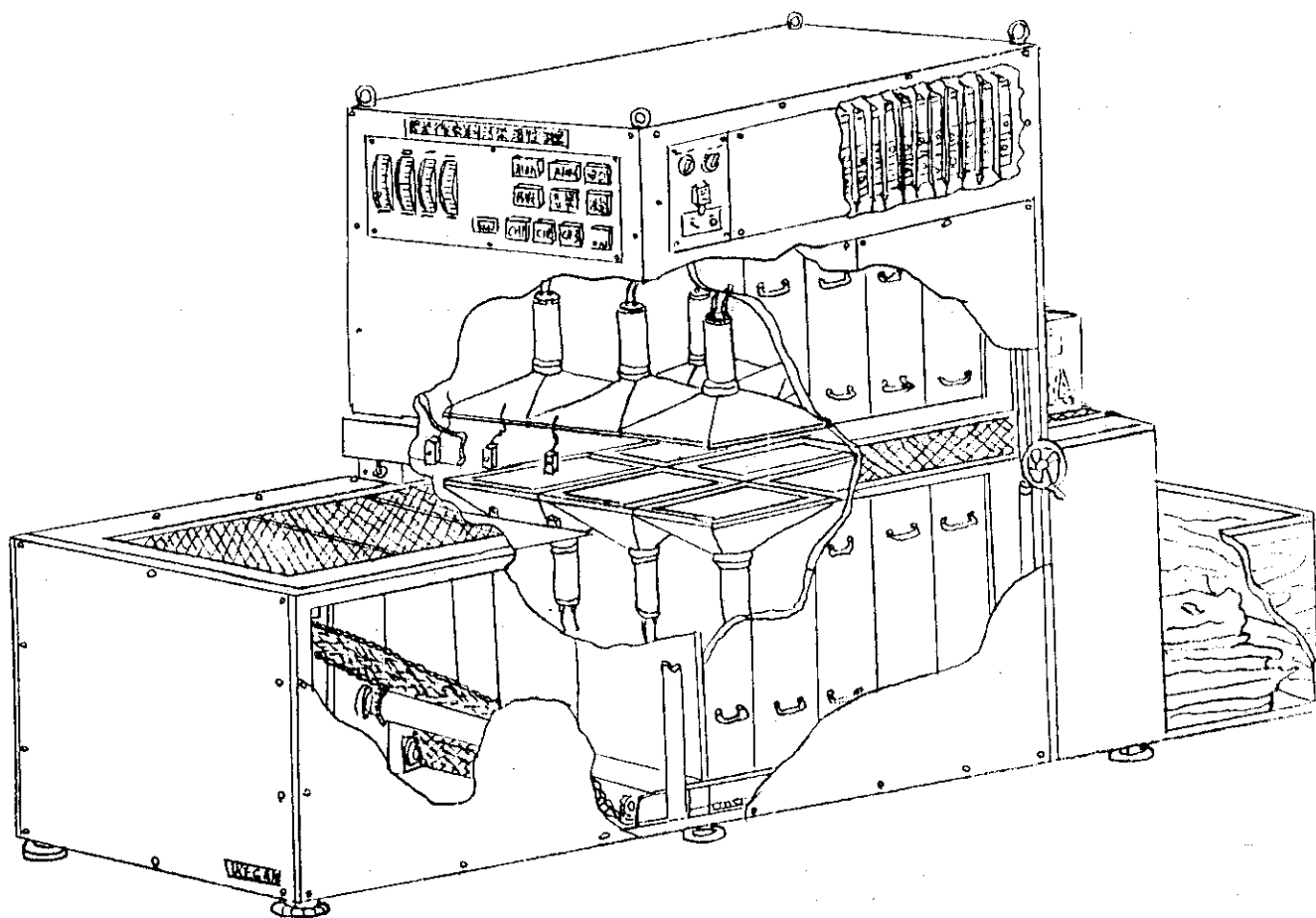


Fig.A. 6.3-1 除染後衣料汚染度測定装置概要

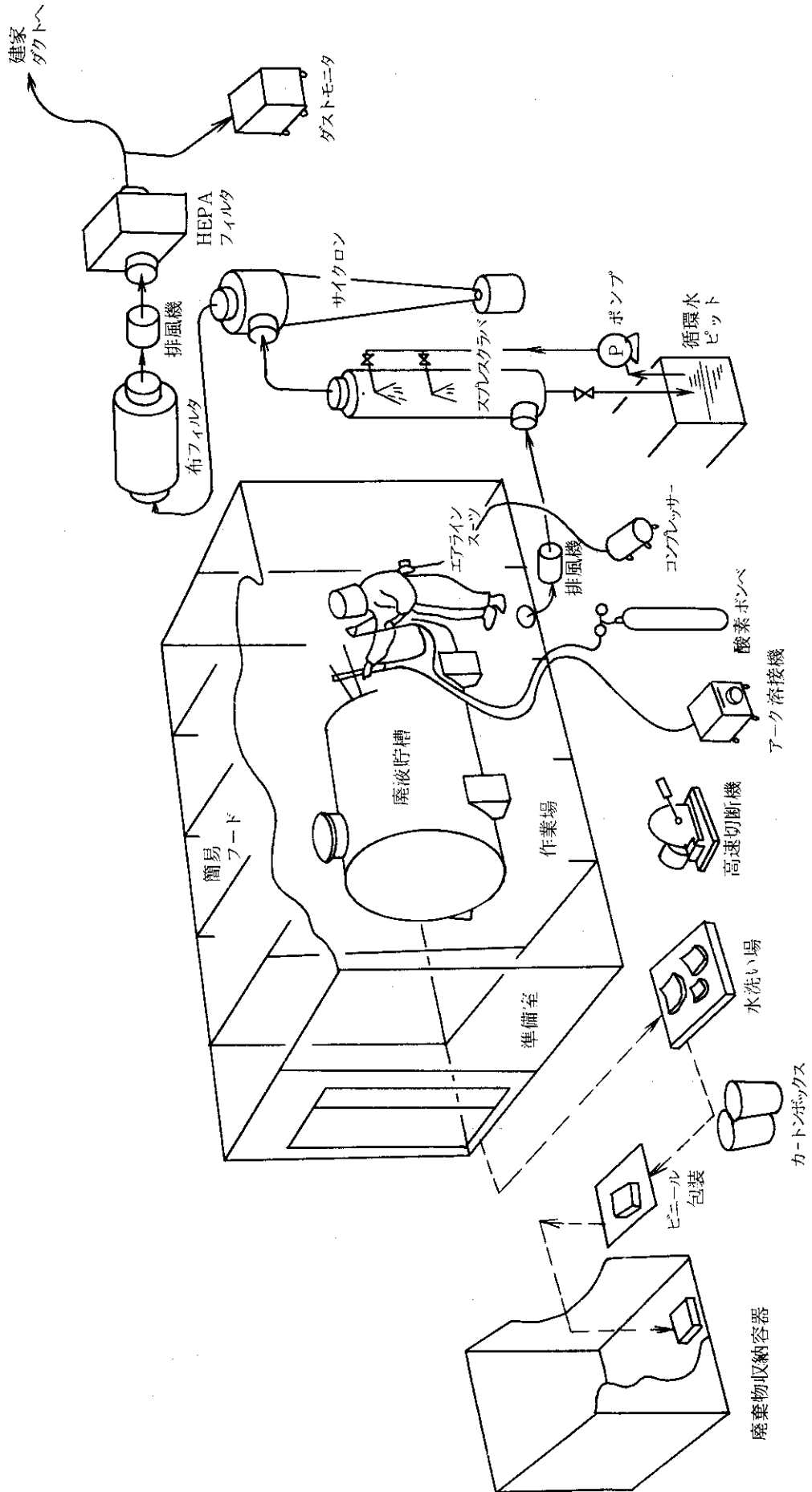


Fig. A. 6.3 - 2 中レベル廃液貯槽解体作業フローシート

1 B 高崎研究所

1 B.1 放射線管理

B.1.1 概要

1982年度は、前年度と同様に放射線管理上特記するような被曝はなかった。

高崎研究所で唯一の非密封放射性同位元素として気体状の⁸⁵Kr線源が大型気密器内で使用されていたが、初期の試験研究終了に伴い線源の全量を譲渡し、使用施設、貯蔵施設の全部を廃止した。

放射線施設の漏洩放射線量率測定、構内敷地境界における環境放射線モニタリングおよび一般排水モニタリングにおいても異常は認められなかった。

6月に高崎研究所、8月に大阪支所とそれぞれ放射線障害防止法に基づく定期検査を受けたがいずれにおいても特に指摘事項等はなく合格した。

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特に支障はなかった。

(加古 俊昭)

B.1.2 個人被曝線量の管理

1982年度のフィルムバッジ(FB)による外部被曝線量の測定を定期的に4回行ったが、FB着用者で検出限界値を超えた者はなかった。

放射線施設の共同利用者、工事業者等の所外からの管理区域一時立入者は705名/年間であり、そのつど熱ルミネッセンス線量計(TLD)を着用させたが検出限界値を超えて被曝した者はなかった。

(綿貫 孝司)

B.1.3 施設の放射線管理

6月に放射線障害防止法に基づく放射線施設の定期検査を受けたが異状なく合格した。

⁸⁵Kr非密封線源を使用する研究の終了に伴い、所有する⁸⁵Kr線源の全量466Ciをアイソトープ協会に譲渡した。また、⁸⁵Krに係る貯蔵施設、使用施設のすべてを廃止した。

9月に食品照射ガンマ線照射棟の使用目的変更申請を行ったが申請どおり許可された。

照射用⁶⁰Co線源については、減衰補充用としてペンシル型密封線源14個計102,000Ciが搬入されたが、特に放射線管理上の問題はなかった。

RI使用施設および放射線発生装置等の予防規定に基づく自主検査を各施設とも実施したが、特に異常は認められなかった。1983年3月末現在の高崎研究所の放射性同位元素の種類および数量をTable B. 1.3-1に、放射線発生装置等の種類と性能をTable B. 1.3-2に示す。

(1) 放射線量率の測定

放射線施設の人の立入る場所について定期的に放射線量率の測定を行ったが、最高でも2 mR/hであり、ほとんどはバックグラウンドレベルであった。

構内の敷地境界南北の2点に設置されているモニタリングポストにおける環境放射線量率は6.3～145 μ R/hであった。Table B. 1.3-3に月平均値と月間最大値を示す。

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

大阪支所においても、施設内外の放射線量率測定等を定期的実施したが異常は認められなかった。

(2) 施設点検および施設変更許可申請

放射線施設の予防規定等に基づく点検、検査は所管課室において実施されたが、特に問題点は認められなかった。

放射線障害防止法の許可使用に係る変更許可申請はいずれも申請書のとおり許可された。1982年度の申請件名と許可番号および許可年月日を以下に示す。

① 密封コバルト線源の数量変更

「57（放安）第3841号（昭和57年7月13日付）」

② (イ) 食品照射ガンマ線照射棟使用目的の変更。

(ロ) ^{85}Kr 1,000 Ci貯蔵の廃止。

(ハ) マススペクトル室における ^{85}Kr 使用の廃止。

「57（放安）第5230号（昭和57年10月4日付）」

(綿貫 孝司)

B.1.4 放射線計測器の管理

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

サーベイメータの校正は東海研究所線量計測課に依頼してGM管式49台、電離箱式20台、シンチレーション式3台および高線量率計1台について実施した。

環境放射線モニタ2基、TLD測定装置についても ^{226}Ra 線源を用いて校正を行い精度の維持に努めた。

(綿貫 孝司)

Table B. 1.3-1 放射線同位元素の種類および数量

(高崎研究所, 1983年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力又は 1日最大使用数量	核種および現有数量	備考
コバルト第1照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	416,930 Ci $\left\{ \begin{array}{l} 6,774 \text{ Ci} \times 15 \text{ 個} \\ 4,303 \text{ " } \times 34 \text{ " } \\ 3,127 \text{ " } \times 18 \text{ " } \\ 1,543 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 1,407 \text{ " } \times 39 \text{ " } \\ 931 \text{ " } \times 29 \text{ " } \end{array} \right\}$	
コバルト第2照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	383,463 Ci $\left\{ \begin{array}{l} 6,441 \text{ Ci} \times 14 \text{ 個} \\ 5,010 \text{ " } \times 26 \text{ " } \\ 3,658 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 2,162 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 1,543 \text{ " } \times 1 \text{ " } \\ 359 \text{ " } \times 120 \text{ " } \\ 111 \text{ " } \times 5 \text{ " } \\ 55 \text{ " } \times 5 \text{ " } \\ 13 \text{ " } \times 12 \text{ " } \\ 9 \sim 299 \text{ " } \times 38 \text{ " }^* \end{array} \right\}$	*38個計 1,020 Ci
食品照射ガンマー線照射棟	^{60}Co 400,000 Ci	202,831 Ci $\left\{ \begin{array}{l} 5,552 \text{ Ci} \times 12 \text{ 個} \\ 1,764 \text{ " } \times 44 \text{ " } \\ 1,247 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 283 \text{ " } \times 27 \text{ " } \\ 183 \text{ " } \times 70 \text{ " } \\ 165 \text{ " } \times 80 \text{ " } \end{array} \right\}$	
RI 工学照射棟コバルト室	^{60}Co 8,000 Ci	(1,400 Ci)	固定式照射装置
セシウム室	^{137}Cs 4,800 Ci	(3,220 Ci)	固定式照射装置
コバルト第1照射棟	^{60}Co 10 Ci	(10 Ci)	可搬式照射装置
RI 小線源貯蔵室	^{60}Co 換算 200 Ci	^{60}Co 70 Ci ^{137}Cs 90 Ci	
	^{60}Co 換算 200 Ci	^{60}Co 4.8 mCi ^{60}Co 1.2 mCi ^{60}Co 1.1 mCi ^{226}Ra 2 mCi	
RI 工学試験棟	^{90}Sr 120 Ci	^{90}Sr 18 Ci	
線源貯蔵庫	^{60}Co 換算 200 Ci	^{63}Ni 15 mCi ^{137}Cs 300 μCi	
研究棟(4F) ガスクロマトグラフ室	^{63}Ni 15 mCi	—	

Table B. 1.3 - 2 放射線発生装置等の種類と性能

(高崎研究所, 1983年3月31日現在)

施設名称	種類および性能	台数	備考
1号加圧器	コッククロフト・ワルトン型加圧器 2 MeV, 30 mA	1	
2号加圧器	コッククロフト・ワルトン型加圧器 3 MeV, 25 mA	1	
3号加圧器	照射用大出力X線発生装置 200 kVp 1.000 mA	1	放射線障害防止法
研究棟 ESR 室	X線発生装置 50 kVp 50 mA	1	"
研究棟 X線回折室	X線回折装置 60 kVp 50 mA (2 kW)	1	"
	X線回折装置 60 kVp 80 mA (3 kW)	1	"
	X線回折装置 60 kVp 200 mA (12 kW)	1	"

Table B. 1.3 - 3 モニタリングポストにおける放射線量率の月平均値と月間最大値

(高崎研究所, 1982年度)

年	月	平均値 ($\mu\text{R/h}$)		最大値 ($\mu\text{R/h}$)		
		南	北	南	北	
1982	4	6.8	6.4	9.1	8.4	
	5	6.9	6.5	10.0	10.0	
	6	6.7	6.4	14.0	14.5	
	7	6.7	6.3	7.9	8.2	
	8	6.8	6.6	8.8	8.2	
	9	6.8	6.6	10.0	10.0	
	10	7.0	6.6	8.4	8.6	
	11	7.2	6.6	8.8	8.6	
	12	7.2	6.8	8.4	8.2	
	1983	1	7.2	6.8	13.5	13.0
		2	7.1	11.5	6.8	11.0
		3	7.2	—*	8.6	—*

* 故障修理中

1 C 大洗研究所

1 C.1 総 括

C.1.1 概 要

大洗研究所における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管理用機器の管理などの日常業務は、1981年度に引き続いて滞りなく実施された。

1981年度に開始したモニタリングポストの更新は計画通り進捗し、1983年3月に新モニタリングポスト（測定範囲： $10^{-6} \sim 10^1$ R/h）8基が完成した。これにより、隣接する動燃大洗工学センターが更新した6基と合わせて計14基による監視システムが整備された。このほか、老朽化した放射線モニタの更新にあたって効率的監視方式について検討を行い、5カ年計画による更新に着手した。

1982年度に各施設から放出された気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は、いずれも保安規定などに定められた管理基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて算出した周辺環境における被曝線量は、放射性希ガスによる全身被曝線量が年間最大 5.3×10^{-2} mrem（JMTRの南西方位の周辺監視区域境界）、液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が年間 1.7×10^{-2} mrem であって、原子炉施設保安規定に定められた管理目標値、年間5 mremを十分下回った。

環境放射線監視に関しては、モニタリング車の導入と塔載機器の整備を行うとともに、茨城県の緊急時環境放射線モニタリングマニュアルの作成に協力し、大洗地区におけるサーベイ・サンプリング地点の選定と同地点の現地調査を実施した。なお、1982年度における環境放射線監視結果については、1981年度に降下塵等に見られた中国の核実験の影響はほとんどなくなり、周辺環境に異常は認められなかった。

放射線作業者の個人被曝線量については、外部全身被曝は最大260 mrem、平均10 mrem、内部被曝は被検者全員が検出限界以下であり、保安規定などに定められた管理基準値を超える被曝はなかった。なお、放射線作業者（772名）の集団被曝線量は7.07人・レムであった。

保安教育訓練については、放射線作業従事者訓練等に講師として参加するとともに、各作業現場において、外来業者の作業員に対する保安教育を積極的に行った。また、全面改正された大洗研究所放射線障害予防規定および1982年6月に交付された放射線従事者手帳の運用に関して周知徹底を図った。

1982年度は、放射線障害防止法に基づく放射性同位元素使用施設および廃棄の業に係る施設の定期検査が行われたが、これに先立って施設の自主点検を行うとともに、管理区域等に係る標識類の見直しを行い統一を図った。

隣接する動燃大洗工学センターとの関係については、安全に係る従来の協定・覚書の整理統合が行われ、1982年8月に「大洗地区における安全管理に関する協定」が新たに締結された。これにより、環境放射線監視、排水管理、気象観測、放射性物質等の運搬など大洗地区における安

全確保に係る両事業所間の相互協力関係が明確にされた。

(押野 昌夫)

放射性廃棄物処理場では、大洗地区で発生する液体および固体廃棄物を処理して、200 ℓドラム缶型パッケージ660本、コンクリートブロック型パッケージ57個および高レベル α 保管体92個を保管廃棄した。廃棄物の発生量は、前年度と比較して、所内分は同程度であったが、所外分は液体および β 、 γ 固体廃棄物が著しく増加した。放射性汚染除去業務は、機器除染量の増加が顕著であったが、滞りなく遂行し、JMTR等の活動を支援した。

一方、施設の老朽化に伴う更新・補修、コンクリート調査室の建設、動燃からの受託による高レベル α 貯蔵施設の増設工事等を行った。また、マイクロ波を用いた熱分解溶融固化試験、新焼却炉建設のための調査検討など、業務に直結した技術開発試験等を積極的に行った。

その他、「大洗地区における放射性廃棄物処理に関する協定書」(1982.7.1締結)に基づく運営を軌道に乗せた。また、廃棄物の許可申請書の見直しによる変更申請、各種教育訓練への協力、 α 固体処理棟を想定事故現場とした総合防災訓練等を実施した。

(三戸 規生)

C. 1.2 管理区域

1982年度は、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定および放射線障害予防規定に基づき設定されている管理区域(一時的に設定されたものを除く)の変更等はなかった。

1982年度中に一時的に管理区域として設定された件数は、第1種管理区域は23件、第2種管理区域は25件であった。その主な作業内容による設定状況をTable C. 1.2-1に示す。

(高橋 豊)

Table C. 1.2-1 一時的な管理区域の設定状況

(大洗研究所, 1982年度)

主 な 作 業 内 容	管理区域の区分	件 数
排気設備の保守点検作業(フィルタ交換等)	第1種管理区域	20
排水設備の保守点検作業(改修工事等)	"	3
JMTR 新燃料および照射燃料キャプセルの搬入	第2種管理区域	19
放射線測定器の校正および非破壊検査	"	6

C. 1.3 排気および排水の管理データ

(1) 排出放射性塵埃およびガス

1982年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの年間平均濃度ならびに年間排出放射能をTable C. 1.3-1に示す。JMTRの第59サイクルから第62サイクルの運転にともなって ^{41}Ar が放出された。JMTR ホット実験室で行われたヨウ素の原子炉材料試験片への吸着実験により ^{131}I が放出された。またホットラボではキャプセル解体作業時に ^{122}Sb 、 ^{125}Sb が放

出された。いずれの施設においても排気口における平均濃度および放出量は保安規定に定められている管理目標値または管理基準値に比べて十分に低いものであった。

(藤岡 克治)

(2) 排出放射性廃液

1982年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場への搬出状況、排水溝へ排出された放射能と廃液量ならびに排水溝における1日および3カ月平均濃度の最大値と年間排出放射能をそれぞれ Table C. 1.3-2 に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送水された廃液の放射能は α で61 μ Ci, β , γ (^3H を除く)で12 Ci 廃液量は $5.4 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、1981年度に比べてみると、放射能は β , γ (^3H を除く)で30%減に、廃液量は同程度となっている。この廃液中に含まれる核種としては、 ^3H , ^{24}Na , ^{60}Co および ^{137}Cs が支配的であり、その他の主な核種は、 ^{22}Na , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{134}Cs および ^{144}Ce であった。

排水溝へ排出された廃液の放射能は α 77 μ Ci, β , γ (^3H を除く) 2.5 mCi (主な核種は ^{60}Co , ^{137}Cs), ^3H 13 Ciで、廃液量は $6.1 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、1981年度よりも、放射能については、 α 43%増, β , γ (^3H を除く) 27%減, ^3H 24%減で、廃液量は7%増となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は β , γ (^3H を除く)で $6.8 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, 3カ月間平均濃度の最大値は $4.0 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となっており、法令および規定等に定められた排水基準値以下であった。また、年間排出放射能の管理目標値に対する割合は、Table C.1.3-3 に示すとおり、いずれも十分に低い値であった。

(望月 民三)

Table C. 1.3 - 1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(大洗研究所, 1982年度)

施設名	項目	排 出 塵 埃			排 出 ガ ス					
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}\cdot\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	主な核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}\cdot\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	主な核種			
JMTR	(炉室)	$< 1.0 \times 10^{-14}$	0	全 β	6.6×10^{-7}	5.8×10^2	^{41}Ar			
	(ホット実験室)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	^{131}I	5.6×10^{-10}	4.9×10^{-1}	^3H			
	(ホット実験室)	$< 1.0 \times 10^{-12}$	6.6×10^{-1}	^{131}I						
ホ	ッ	ト	ラ	ボ	$\alpha: < 6.2 \times 10^{-15}$	0	—			
					$< 5.4 \times 10^{-14}$	1.0	^{122}Sb ^{125}Sb	$< 2.0 \times 10^{-7}$	0	
廃棄物処理場										
	(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟I)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—						
	(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟II)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—						
	($\beta\gamma$ 焼却装置)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—						
	(高レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—						
	(α 固体処理棟)	$\alpha: < 4.5 \times 10^{-15}$	0	—						
		$< 3.3 \times 10^{-14}$	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										
	(R I 棟)	$< 6.1 \times 10^{-13}$	0	—						
	(F P 棟)	$< 6.1 \times 10^{-13}$	0	—						
安全管理棟		$< 6.1 \times 10^{-13}$	0	—						
燃料研究棟		$\alpha: < 3.1 \times 10^{-15}$	0	—						

(注1) α の記号のないものは、 β 、 γ 放射能。

(注2) 年間平均濃度および年間排出放射能は次のように算出した。

年間平均濃度：年間排出放射能を1年間連続して排風機を運転した場合の年間総排気量で除した値。

ただし、その値が検出限界濃度より小さい場合は“ $<$ (検出限界濃度値)”と記入。

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

Table C. 1.3 - 2 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・廃液量と排水溝における平均濃度・排出放射能
(大洗研究所, 1982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)	排出施設	1日平均濃度の最大値 (μ Ci/cm ³)	3カ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	9.6×10^2	2.8×10^3	0	0				α 4.4×10^{-2}
ホットラボ	62	1.5×10^2	—	—				γ 2.2
RI利用開発棟	5.7×10^{-2}	1.7×10^1	0	0	原	α 5.6×10^{-10}	α 5.2×10^{-11}	^{54}Mn 3.6×10^{-2}
安全管理棟	1.9×10^{-1}	3.9×10^1	0	0		γ 6.8×10^{-8}	γ 4.0×10^{-9}	^{58}Co 1.1×10^{-2}
廃棄物処理場	2.0	1.0×10^3	0	0	研	^3H 3.3×10^{-4}	^3H 2.1×10^{-5}	^{60}Co 1.6
燃料研究棟	α 6.1×10^{-2} β, γ 4.0×10^{-1}	2.0×10^2	0	0				^{137}Cs 5.7×10^{-1}
排水監視ポンド	—	—	α 4.4×10^{-2} β, γ 2.5 ^3H 1.3×10^4	5.7×10^3				^{90}Sr 2.5×10^{-1} ^3H 1.3×10^4
動燃大洗	2.3×10^2	1.1×10^3	α 3.3×10^{-2} β 1.8×10^{-2}	3.9×10^2	動燃	$\alpha < 1.0 \times 10^{-7}$ $\beta < 5.0 \times 10^{-8}$	$\alpha < 1.0 \times 10^{-7}$ $\beta < 5.0 \times 10^{-8}$	α 3.3×10^{-2} β 1.8×10^{-2}
東北大金材研	3.6×10^{-2}	1.0×10^1	—	—				
日本核燃料	1.0×10^{-3}	4.8×10^1	—	—				
合計	α 6.1×10^{-2} β, γ 1.2×10^3	5.4×10^3	α 7.7×10^{-2} β, γ 2.5 ^3H 1.3×10^4	6.1×10^3				α 7.7×10^{-2} β, γ 2.5 ^3H 1.3×10^4

注1 α 等の核種記号のないものは ^3H を除く β または γ 核種の値である。
 注2 平均濃度および排出放射能は次のように算出した。
 排出放射能：検出限界濃度未満の廃液は、検出限界濃度に相当する放射能が排出されたものとして集計した。
 平均濃度：排出放射能を排水溝の流量で除して得た値とした。ただし、動燃の欄は、動燃（大洗）排水溝出口での濃度を示す。
 (1982年9月からは、 α および β, γ ともに $1.0 \times 10^{-8} \mu\text{Ci/cm}^3$ 以下)。

Table C. 1.3 - 3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較
(大洗研究所, 1982年度)

核種		放出管理目標値 (Ci/年)	排出放射能 (Ci/年)	排出放射能 放出管理目標値
以外の 核種	³ H 総量	6.0×10^{-2}	2.5×10^{-3}	4.2×10^{-2}
	⁶⁰ Co	6.0×10^{-3}	1.6×10^{-3}	2.7×10^{-1}
	¹³⁷ Cs	4.8×10^{-2}	5.7×10^{-4}	1.2×10^{-2}
³ H		1.0×10^2	1.3×10^1	1.3×10^{-1}

C. 1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1982年度における廃棄物パッケージ等の保管廃棄量を Table C. 1.4 - 1 に示す。1981年度に比較して、ドラム缶保管体は 111 本増加した。これは主として、液体廃棄物（スラッジ）が増加したことによるものである。

(岩本 貞雄)

Table C. 1.4 - 1 放射性廃棄物の保管廃棄量
(大洗研究所, 1982年度)

処 理 量			保 管 廃 棄 量		
区 分	量		区 分	量	
液体 廃棄物	β, γ 低レベル	5,624 m ³	200 l ドラム缶型パッケージ	99 本	660 本
	β, γ 中レベル	4.9 m ³			
	β, γ 有機	0.122 m ³			
	スラッジ	18.5 m ³			
固体 廃棄物	β, γ 低レベル可燃	194.36 m ³		496 本	
	β, γ 低レベル不燃	356.31 m ³		45 本	
	α 低レベル可燃	0.14 m ³			
	α 低レベル不燃	12.74 m ³			
	β, γ 高レベル	3.80 m ³	200 l ドラム缶型パッケージ	20 本	
			コンクリートブロック型パッケージ	57 個	
α 高レベル	92 個*	高レベル α 保管体	92 個		

* 密封措置のうえ保管

C. 1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

1982年度に JMTR 原子炉施設から放出される放射性希ガスによる周辺監視区域外における全身被曝線量を算出した。その結果、被曝線量が最大となった位置は JMTR 南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は 5.3×10^{-2} mrem であった。希ガスによる全身被曝線量を Table C. 1.5 - 1 に示す。

液体廃棄物による全身被曝線量は、大洗研究所全施設から放出された³H、⁶⁰Co、¹³⁷Csについて算出した。その結果は合計で 1.7×10^{-2} mremであった。液体廃棄物による核種別の全身被曝線量を Table C. 1.5 - 2 に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による全身被曝線量の合計は 7.0×10^{-2} mremであり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 5 mrem を十分に下回った。

(佐藤 信之)

Table C. 1.5 - 1 希ガスによる年間全身被曝線量

(大洗研究所, 1982年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci)	JMTR 南西の周辺監視区域境界 の全身被曝線量 (mrem)
JMTR	5.8×10^2	5.3×10^{-2}

Table C. 1.5 - 2 液体廃棄物による年間被曝線量

(大洗研究所, 1982年度)

核種	年間放出量 (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
³ H	1.3×10^1	6.9×10^{-3}
⁶⁰ Co	1.6×10^{-3}	7.4×10^{-3}
¹³⁷ Cs	5.7×10^{-4}	3.0×10^{-3}
合計		1.7×10^{-2}

C. 1.6 放射性汚染および被曝 (事故等)

1982年度は事故等による放射性汚染および被曝はなかった。

(北野匡四郎)

C. 1.7 放射性同位元素保有状況

放射性同位元素の保有状況調査は、大洗研究所放射線障害予防規定第46条に基づき、1982年6月に実施した。

1982年6月末現在における課室別放射性同位元素保有状況を Table C. 1.7 - 1 に示す。

(佐藤 信之)

Table C.1.7-1 課室別放射性同位元素保有状況
(1982年6月30日現在)

(大洗研究所, 1982年度)

課室名	密		封線源		非密封線源		合計 (Ci)
	RI量 (Ci)	核種数	RI量 (Ci)	核種数	RI量 (Ci)	核種数	
放射線管理課	2.0×10^1	6	7.3×10^{-5}	7	$1.52 \text{ Eu}, ^{241} \text{ Am}, ^{60} \text{ Co}$	7	2.0×10^1
放射性廃棄物処理課	0		1.3×10^{-2}	13	$^{137} \text{ Cs}, ^{60} \text{ Co}, ^{90} \text{ Sr}$	13	1.3×10^{-2}
利用開発室	2.0×10^1	16	3.2×10^1	12	$^{85} \text{ Kr}, ^{90} \text{ Sr}, ^{147} \text{ Pm}, ^3 \text{ H}$	12	5.2×10^1
計画課	1.5×10^1	2	3.6×10^{-3}	3	$^{60} \text{ Co}$	3	1.5×10^1
原子炉第1課	1.5×10^1	2	0				1.5×10^1
原子炉第2課	1.0×10^{-1}	2	0				1.0×10^{-1}
照射第1課	1.1×10^{-1}	1	2.2×10^{-4}	1	$^3 \text{ H}$	1	1.1×10^{-1}
照射第2課	9.5×10^{-2}	1	0				9.5×10^{-2}
照射第3課	5.9×10^{-1}	2	5.2×10^{-5}	4	$^{60} \text{ Co}, ^{241} \text{ Am}$	4	5.9×10^{-1}
ホットラボ課	3.1×10^1	3	—	(651個)*			3.1×10^1
合計	1.0×10^2	35	3.2×10^1	23			1.3×10^2

* 各種試験片等

1 C.2 個人被曝線量の管理

C.2.1 概 要

1982年度は、職員等および外来業者従業員の従事者等（従事者および随時立入者）772名と一時立入者延479名について個人被曝線量の管理を実施した。その結果、全身被曝および局部被曝ともに保安規定等に定められた管理基準値を超える者はなかった。

1982年度における従事者等の外部全身被曝線量は最大260 mrem、平均10 mremであり、集団被曝線量は7.07人・レムであった。

内部被曝管理については、1981年度と同様に各作業グループから選定した被検者について、尿検査（全 α 測定、天然ウラン測定およびトリチウム測定）、肺モニタおよび全身カウンタによる定期検査を実施した。また、従事者34名について作業前後における全身カウンタによる臨時検査を実施した。その結果、被検者全員が検出限界以下であった。

1982年度は、原研の放射線従事者手帳の導入に伴い、その運用に関して周知徹底を図った。

（押野 昌夫）

C.2.2 外部被曝線量の管理

1982年度における大洗研究所の従事者等の各四半期および年間の全身被曝線量を Table C. 2.2 - 1 に示す。同表に示すとおり従事者等の年間の平均被曝線量、最大被曝線量および集団被曝線量はそれぞれ10 mrem、260 mrem および7.070 person・mremであった。なお作業区区別の全身被曝線量は Table C. 2.2 - 2 のとおりである。

1982年度における主な放射線作業は、放射性廃棄物処理場におけるスラッジ廃棄物セメント固化作業、高レベル β および γ 固体廃棄物処理作業、JMTRにおけるOWL-1保守点検作業および各ループ配管の非破壊検査作業などであった。

1982年度における局部被曝（手）の状況は、測定対象者25名の平均被曝線量が133 mrem、最大被曝線量が燃料研究棟で混合炭化物燃料試料の取扱いに従事した作業者の600 mremであった。

（上島 正好）

Table C. 2. 2 - 1 従事者等の全身被曝線量
(大洗研究所, 1982年度)

管理期間	従事者等 ^{*1} の人数	全身被曝線量分布 (人数)					平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 ^{*2} 線量未満	20 mrem以上 100 mrem未満	100 mrem以上 300 mrem未満	300 mrem以上 1,000 mrem未満	1,000 mrem 以上			
第1 四半期	535	501	30	4	0	0	3	130	1,840
第2 四半期	593	539	46	8	0	0	5	180	2,930
第3 四半期	482	449	33	0	0	0	3	80	1,260
第4 四半期	449	470	29	0	0	0	2	90	1,020
年間	722	625	71	26	0	0	10	260	7,070

* 1 従事者および随時立入者をいう。

* 2 検出限界線量：20 mrem

Table C. 2. 2 - 2 従事者等の作業者区別全身被曝線量
(大洗研究所, 1982年度)

作業者区分	従事者等 の人数	全身被曝線量分布 (人数)					平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満	20 mrem以上 100 mrem未満	100 mrem以上 300 mrem未満	300 mrem以上 1,000 mrem未満	1,000 mrem 以上			
職員等 ^{*1}	302	262	36	4	0	0	7	180	2,010
長期外来者 ^{*2}	136	107	16	13	0	0	22	260	2,990
短期外来者 ^{*3}	284	256	19	9	0	0	7	180	2,070
合計	722	625	71	26	0	0	10	260	7,070

* 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。

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、トリチウムおよび天然ウランの測定、全身カウンタによる β 、 γ 放射能の測定ならびに肺モニタによる不溶性 α 放射能の測定を実施した。また、臨時測定として大洗研究所におけるいくつかの放射線作業の作業前後における全身カウンタによる測定を行った。これらの測定の結果は被検者全員が検出限界以下であった。Table C. 2.3 - 1 に検査実施者数を示す。

(上島 正好)

Table C. 2.3 - 1 内部被曝検査実施者数
(大洗研究所, 1982年度)

管理期間	尿 検 査			全身計測 (β , γ 核種)	胸部計測 (不溶性 α 核種)
	全 α 放射能	トリチウム	天然ウラン		
第1四半期	25	2	4	44 (6)*	0
第2四半期	0	2	4	54 (15)	0
第3四半期	25	2	4	52 (13)	16
第4四半期	0	2	4	39	0

* () 内は臨時測定数

1 C.3 施設の放射線管理

C.3.1 概要

JMTR, ホットラボ, 廃棄物処理場, 燃料研究棟および RI 棟等の日常の放射線管理をとどこおりなく実施した。放射線管理業務を一層充実, 強化するため, 老朽化した施設放射線モニタの更新, 整備を年次計画のもとに進めることとし, 1982年度は JMTR 放射線モニタの更新, 整備に着手した。また, 第Ⅱ期ハンドフットクロスモニタ等更新整備5カ年計画を第Ⅰ期計画に引き続き実施した。

一般排水廃液中の ^{90}Sr の化学分析マニュアルを作成し, 排水中の ^{90}Sr の管理方式を確立した。また, プルトニウム取扱い時の外部被曝線量について手部被曝と全身被曝との関連性を求め, 被曝管理の充実に努めた。

1982年度における各施設の主な放射線作業は, (1) OWL-1, 2 の一次系配管非破壊検査, (2) ホットラボのセル除染作業, (3) 廃棄物処理場における β, γ 固体廃棄物の熱分解溶融固化試験, (4) 燃料研究棟における高速炉用新型 U-Pu 混合炭化物燃料ピンの製作, (5) RI 棟における ^{252}Cf 中性子源を使用した中性子ラジオグラフィ実験等である。

1982年度においては, 問題となる被曝, 汚染等の発生は一件もなく, 施設からの排気, 排水ともに排出濃度は基準値以下, 排出量も管理目標値以下であった。

(北野匡四郎)

C.3.2 JMTRにおける排出トリチウムの管理

「発電用軽水炉原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を JMTR 施設に適用するにあたり, 1980年5月から JMTR 主排気口から放出されるトリチウムの試験的測定を行い, 同年10月から本格的な測定を開始した。JMTR から排出される水蒸気状トリチウムをシリカゲル捕集法により1カ月間サンプリングした後, 液体シンチレーション・カウンタにより測定し, 月間のトリチウム濃度およびトリチウム排出量を算出した。Fig. C.3.2-1に1982年度までに実施した主排気口における排出トリチウムの測定結果を示す。図から明らかなように, 原子炉の運転によるトリチウム濃度および排出量には有意な変化が認められなかった。また, 年間の排出量は1981年度(年間5サイクル稼働)が636 mCi, 1982年度(年間3サイクル稼働)は493 mCi と20数パーセント減少している。この原因は, 1982年9月および1983年1月の測定値が, 検出限界値(3 σ)以下であったため排出量をゼロとしたことによると考えられる。排気中のトリチウム量は, トリチウムを含む建家内の水の蒸発量に支配され, 炉運転による影響はほとんど受けないと推定される。この原因は, 原子炉の運転に伴い炉水中のトリチウム濃度が上昇(終期濃度/初期濃度 \approx 3)し, 脱気系を通じてトリチウムが放出されたとしても, 全体排気に対する脱気系排気の割合が1/2500と小さいので, 排気中トリチウム濃度を上昇させるに至らないことと, 炉停止後, 系が開放されても短時日の内に廃液処理されることのためと考えられる。

(芝沼 行男)

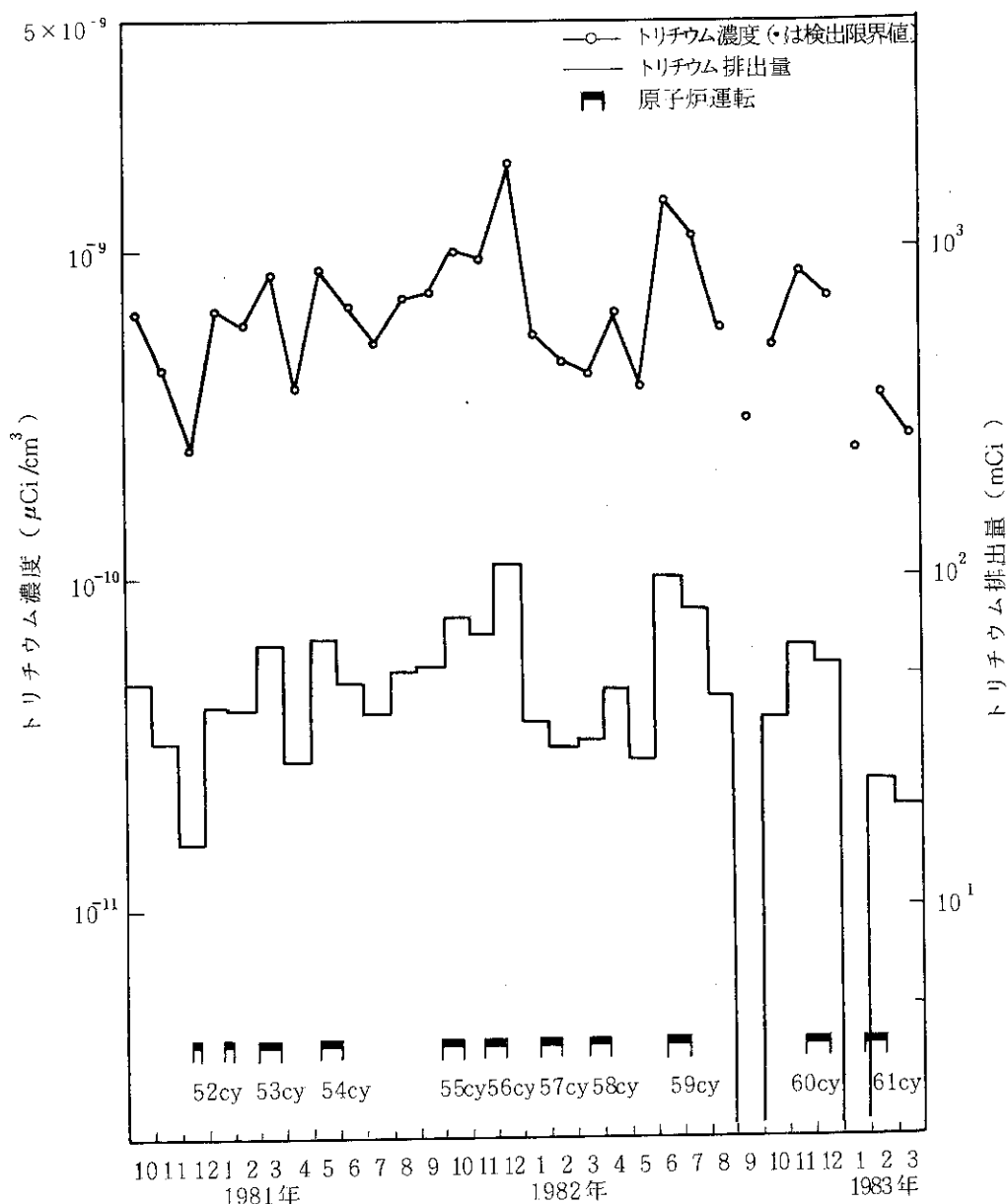


Fig. C. 3. 2 - 1 主排気口における月別排出トリチウム濃度および排出量

C. 3.3 燃料研究棟におけるプルトニウム取扱い時の外部被曝線量

燃料研究棟におけるプルトニウム (Pu) の取扱いは、1977年から開始された。初期の段階で取扱われていたPuの同位体組成は、²³⁸Pu 0%、²³⁹Pu 90.9%、²⁴⁰Pu 8.1%、²⁴¹Pu 1.0%および²⁴²Pu 0%程度のものであったが、最近取扱われているものは、高次化Puであり、その同位体組成は、²³⁸Pu 1.0%、²³⁹Pu 75.0%、²⁴⁰Pu 18.5%、²⁴¹Pu 5.0%および²⁴²Pu 0.5%程度のものである。そのため、²⁴¹Puの崩壊(半減期：14.7年)の結果生成される²⁴¹Amおよび²³⁷Uから放出されるγ線による外部被曝が問題となる。特に、厚さが薄く広がりを持った粉末および液体状Pu試料は、固形物に比べ、投影断面積が大きくなり、また、自己遮蔽効果

が小さくなる傾向を持っているので、このような Pu 試料を取扱うときに、手部の局部被曝が問題となり、さらに、手部と全身被曝との関連についても検討の必要がある。

燃料研究棟では、高次化 Pu の取扱いにあたり、以下に示す観点から、使用前にイオン交換法により Pu の精製 (^{241}Am の除去) 作業が行われている。

- (1) 各種実験時における ^{241}Am から放出される γ 線による外部被曝の低減化。
- (2) グローブボックスのバックグラウンド上昇の防止。
- (3) 物性値におよぼす ^{241}Am の影響の低減化。

最近行われた 3 回の Pu 精製作業時 (1 回の Pu 精製量は、 PuO_2 で 20 ~ 70 g) に、7 名の作業者が、手、手首、ひじ、肩および胸 (全身被曝の測定) に 7 mm ϕ のシート状の CaSO_4 (Tm) の TLD 素子¹⁾を着用し、身体各部および全身の γ 線被曝線量を測定した。その結果、手および全身の γ 線被曝線量の 1 回の精製作業における最大値は、それぞれ、800 mrem、40 mrem であった。また、全身 γ 線被曝線量に対する身体各部の γ 線被曝線量の比は、手、手首、ひじおよび肩に対して、それぞれ 15 ~ 20、10 ~ 13、4.6 ~ 6.0 および 2.0 ~ 3.6 であった。

Pu 取扱い時には、(α , n) 反応および ^{240}Pu 、 ^{242}Pu の自発核分裂で放出される中性子線による外部被曝も考慮しなければならない。しかし、燃料研究棟におけるその値は、測定結果から γ 線被曝線量の 1/10 ~ 1/50 であった。

これに対して、動燃 Pu 燃料製造施設では、全身の γ 線被曝線量に対する手部の γ 線被曝線量の比は 4 ~ 6 であり、また、全身被曝線量において、 γ 線に対する中性子線の線量の比は、1 ~ 2 であると報告されている。²⁾

全身に対する手部の γ 線被曝線量の比が、両施設で異なっており、燃料研究棟が動燃 Pu 燃料製造施設より約 4 倍大きな値となっている。この原因は、動燃 Pu 燃料製造施設では 0.2 mm 鉛当量の鉛入りグローブを使用しているのに対し、燃料研究棟では作業性を考慮して、鉛を含まない通常のグローブを使用していること、および、実験内容に相違があることによるものと推定される。なお、0.2 mm 鉛当量の鉛入りグローブの、 ^{241}Am から放出される 60 keV の γ 線に対する透過率は、実測した結果 0.25 程度であり、鉛入りグローブの使用の有無によっても上記の約 4 倍の相違を十分説明することができる。

また、全身被曝線量において、 γ 線に対する中性子線の線量の比も両施設で異なっている。この原因は、両施設での Pu 取扱い量の違いによるものと推定される。すなわち、1 回の Pu 取扱い量が、燃料研究棟では多くて 100 g 程度であるのに対して、動燃 Pu 燃料製造施設では 10 kg 程度である。 γ 線被曝線量は、Pu の同位体組成、Pu 精製後の経過日数および Pu 試料の自己遮蔽の程度に依存する。動燃 Pu 燃料製造施設では、特に、Pu 試料の自己遮蔽が大きく働き、相対的に γ 線被曝線量が減少し、したがって、 γ 線に対する中性子線の線量の比が大きな値となっているものと考えられる。

(近藤 吉男)

参考文献

- 1). 水書利雄：保健物理—管理と研究—No. 23 JAERI - M 9654, 109, (1981).
- 2). 野村幸広他：日本保健物理学会第 17 回研究発表会要旨集, 63, (1982).

1 C.4 環境放射能の管理

C.4.1 概 要

大洗研究所周辺監視区域内外における定期的な環境モニタリングとして、1981年度と同様に、モニタリングポストおよびモニタリングステーションによる環境放射線の連続測定監視、陸上試料および海上試料の定期採取、排水試料の連続採取ならびにこれらの各種試料の放射能測定などを実施した。また、風向風速、大気温度、雨量などの気象観測を行った。その結果、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

原研（大洗）、動燃（大洗）および日本核燃料開発（株）で構成される大洗地区環境放射線監視部会は、1982年度中に4回開催され、四半期ごとの環境測定結果の検討評価を行った。

1982年度においては、排水サンプリング関係の電源ケーブルおよびサンプリング配管の更新、TLD設置用箱の更新、気象観測塔の再塗装、気象計測器関係の電線管およびケーブルの更新、放射収支計の更新ならびに風向風速計の検定取得など環境管理用測定機器等の整備を行った。また、モニタリング車を購入整備し、平常時および緊急時における環境モニタリング体制の強化充実を図った。

そのほか、1981年度に引き続いてモニタリングポストの更新を進め、高感度化および広レンジ化等その性能の向上を図るとともに、隣接する動燃大洗工学センターのモニタリングポストを含めた大洗地区における環境放射線監視システムの合理化を図った。なお、これら環境放射線監視データの電算機による処理機能は、次年度以降に整備する予定である。

（岡本 利夫）

C.4.2 環境放射線のモニタリング

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

モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率の月平均値と月間最大値をFig. C.4.2-1に示す。図中の「最大値」は1時間平均の月間最大値である。照射線量率はGM管固有のバックグラウンドおよび宇宙線成分を除いたものである。なお、モニタリングステーションNo.1の指示値が6月から若干上昇しているが、これはモニタリングポストの更新に伴い隣接して建てられた局舎建築物による影響である。

3カ月間の積算線量測定は、周辺監視区域境界およびJMTRを中心に半径2km地点20箇所にTLD〔CaSO₄ (Tm)〕を配置して行った。その結果、いずれの地点においても異常は検出されなかった。

（大村 英昭）

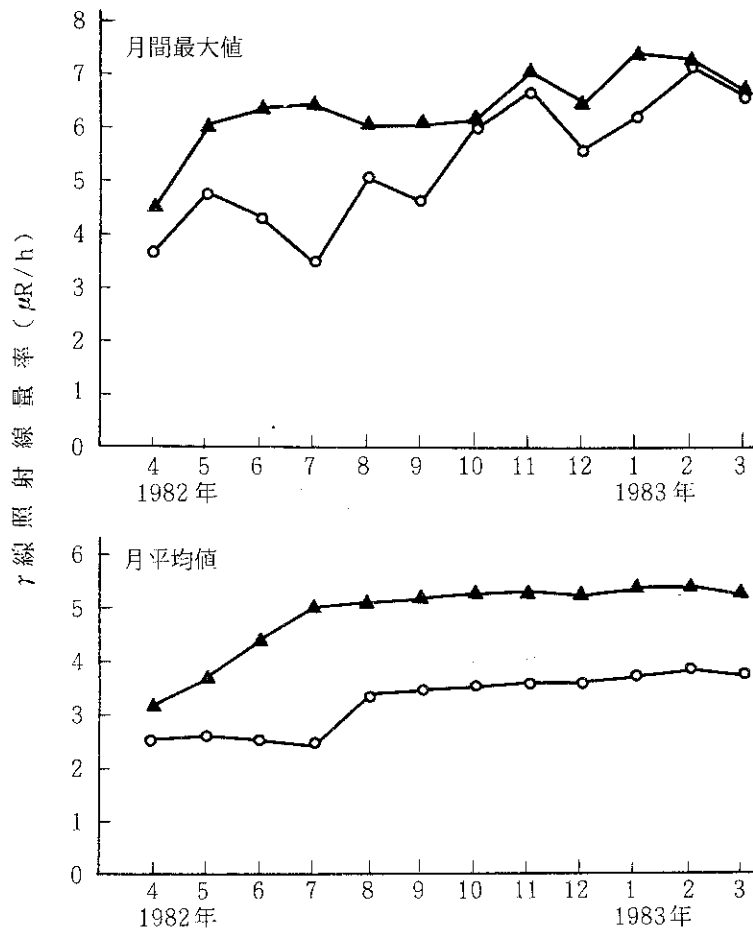


Fig. C. 4. 2 - 1 モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率の月平均値と月間最大値
 ▲ : No. 1 (処理場) ○ : No. 2 (浄水場)

C. 4. 3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1982年度に行った大洗研究所敷地内および周辺環境試料中の全 β 放射能の測定については、1981年度と同様に実施した。

大型水盤による放射性降下物の月間降下量の測定結果を Fig. C. 4. 3 - 1 に示す。1981年度前期までは中国の核実験の影響が見られたが、1982年度は通常値となっている。モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果を Fig. C. 4. 3 - 2 に示す。1981年度前期までは降下塵と同様に中国の核実験の影響が見られたが1982年度は通常値となった。排水溝出口における排水の連続比例サンプリングによる1週間平均放射能濃度の測定結果を Table C. 4. 3 - 1 に示す。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、環境試料の放射能測定結果を Table C. 4. 3 - 2 に示す。L 海域の海底土は、排水溝出口から 2 km 以内の海域における 3 地点の混合試料である。また、M 海域の海底土は、排水口から南へ 5 km、海岸から 2 km 以内の海域における 2 地点の混合試料である。これらの値は 1981 年度の測定結

果と比較して有意な差は認められなかった。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

茨城県環境放射線監視計画に基づいて、降下塵、大気塵埃、陸土、排水口近辺土砂、葉菜類、海底土および海産生物中について核種分析を実施した。その結果を Table C. 4.3-3 に示す。1981年度は中国の核実験の影響で ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru , ^{144}Ce などの核種が検出されたが、1982年度後期には ^{137}Cs を除いて検出限界以下となった。

(大村 英昭)

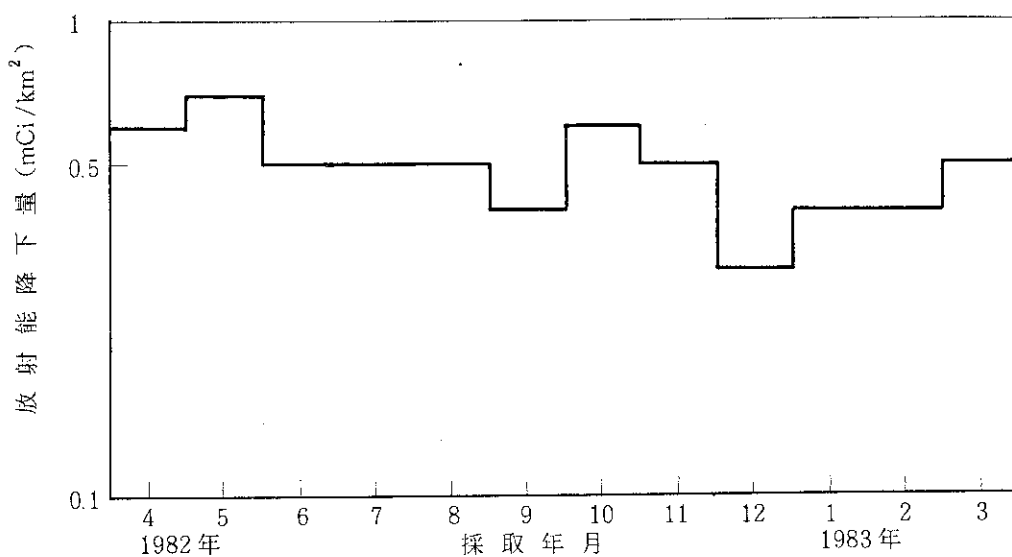


Fig. C. 4.3-1 降下物中の全β放射能

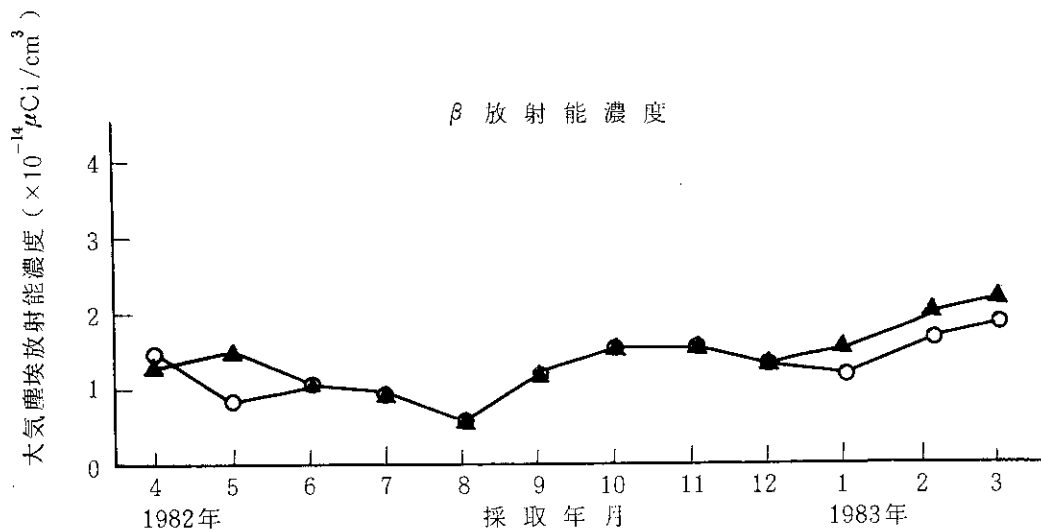


Fig. C. 4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

▲ No. 1 (処理場), ○ No. 2 (浄水場)

Table C. 4.3-1 排水溝における排水の全β放射能濃度週平均値

(大洗研究所, 1982年度)

年 月	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
1982年 4月	2.9	2.7	2.9	1.7	
5月	5.0	2.2	2.7	3.7	2.3
6月	2.3	3.1	2.9	3.5	
7月	3.1	2.5	<1.8	3.0	
8月	8.7	2.8	3.6	3.3	3.3
9月	2.7	3.3	8.1	3.3	
10月	13	3.3	13	4.4	
11月	2.6	2.5	6.3	3.5	5.5
12月	3.2	3.6	2.7	2.6	
1983年 1月	—	2.6	9.5	3.7	4.0
2月	3.6	2.5	2.6	2.7	
3月	3.1	6.0	3.6	2.8	

(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

(大洗研究所, 1982年度)

環境試料		採取場所	単 位	放 射 能 濃 度	
				前 期	後 期
陸 上 試 料	陸 上	夏 海 湖	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$< 1.7 \times 10^{-9}$	2.8×10^{-9}
		涸 沼		$< 3.1 \times 10^{-10*1}$	$< 3.1 \times 10^{-10*1}$
		原研水道原水		3.7×10^{-9}	4.2×10^{-9}
		町営水道原水		4.1×10^{-9}	4.1×10^{-9}
		北松川水道水		4.0×10^{-9}	4.1×10^{-9}
		北松川井戸水		1.1×10^{-8}	1.5×10^{-8}
	土 壤	排水溝出口付近	pCi/g.乾	12.7	12.7
		処 理 場		11.3	9.5
		日 中 内		12.2	10.5
		下 太 田		12.5	11.5
精 米 ホウレン草 白 菜	旭 村 田 崎	pCi/g.生	1.8	0.6	
			1.7		
海 洋 試 料	海 水	No. 1 (500 m)	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$5.1 \times 10^{-10*1}$	$< 3.1 \times 10^{-10*1}$
		No. 2 (5 km)		$4.4 \times 10^{-10*1}$	$< 3.1 \times 10^{-10*1}$
	海 底 土	No. 1 (500 m)	pCi/g.乾	12.7	14.5
		No. 2 (5 km)		13.3	15.8
		L 海 域		16.0	14.0
		M 海 域		16.9	18.4
シ ラ ス カ レ イ	大 洗 沖	pCi/g.生	3.5	3.7	
			3.6	3.6	

* 1 鉄、バリウム共沈法による。

Table C. 4.3 - 3 環境試料中の放射性核種濃度

(大洗研究所, 1982年度)

環境試料	採取年月	採取地点	単位	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	⁹⁰ Sr	¹³¹ I
降下塵	1982年 4月	安管棟屋上	$\times 10^{-2}$ mCi/km ²	*	*	*	*	*	1.8	*		
	" 5月			*	*	*	*	*	1.2	*		
	" 6月			*	*	*	*	*	1.8	*		
	" 7月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 8月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 9月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 10月			*	*	*	*	*	1.0	*		
	" 11月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 12月			*	*	*	*	*	*	*		
	1983年 1月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 2月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 3月			*	*	*	*	*	*	*		
大気塵埃	1982年 4月~6月	処理場 (No.1)	$\times 10^{-15}$ μ Ci/cm ³	*	*	*	*	*	*	*		
	" 7月~9月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 10月~12月			*	*	*	*	*	*	*	*	
	1983年 1月~3月			*	*	*	*	*	*	*	*	
	1982年 4月~6月			*	*	*	*	*	*	*	*	
	" 7月~9月			*	*	*	*	*	*	*	*	
陸土	" 10月~12月	浄水場 (No.2)	$\times 10^{-1}$ pCi/g.乾	*	*	*	*	*	*	*		
	1983年 1月~3月			*	*	*	*	*	*	*		
	1982年 4月~6月			*	*	*	*	*	*	2.9	*	
	" 7月~9月			*	*	*	*	*	*	3.6	*	
排水口 近辺土砂	1982年 5月	飛沢	$\times 10^{-2}$ pCi/g.乾	*	*	*	*	*	*	3.4	*	
	" 11月			*	*	*	*	*	*	*	*	
海底土	1982年 7月	原研動燃排水口	$\times 10^{-2}$ pCi/g.乾	*	*	*	*	*	*	*	*	
	1983年 1月			*	*	*	*	*	*	3.0	*	*
シラス	1982年 7月	L 海域	$\times 10^{-3}$ pCi/g.生	*	*	*	*	*	*	*	*	
	1983年 1月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
カレイ	1982年 5月	大洗沖	$\times 10^{-3}$ pCi/g.生	*	*	*	*	*	*	*	*	
	" 10月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
ホウレン草	1982年 4月	旭村田崎	$\times 10^{-3}$ pCi/g.生	*	*	*	*	*	*	*	*	*
白菜	" 10月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
精米	" 10月			*	*	*	*	*	*	*	*	*

注) 検出限界値は県環境放射線監視委員会の数値

* : 検出限界以下

/ : 測定対象外

▲ : 化学分析

1 C.5 放射線計測器の管理

C.5.1 概 要

各施設の放射線モニタ、環境モニタリングポストおよびサーベイメータの定期点検、校正を年間計画に基づいて実施した。また、故障修理に迅速に対処して維持管理に努めた結果、放射線モニタの稼働率を99%以上に確保することができた。

モニタリングポストの更新は1983年2月に完成した。更新によって、原研8基、動燃6基の計14基による監視体制が整備され、 $10^{-6} \sim 10^1$ R/h までの広範囲の線量測定が可能になった。

JMTR 施設をはじめとする放射線モニタ等の更新計画が1982年から実施され、本年度はJMTR 放射線モニタの一部(5チャンネル)、集中捕集装置、計測装置等の発注を行った。また、ハンドフットクロズモニタ、サーベイメータの更新も計画どおり継続して実施した。

(佐藤 信之)

C.5.2 サーベイメータ等の管理

1982年度から実施したサーベイメータ更新第2次5カ年計画により、本年度は各機種合せて23台を更新した。その内訳はGMサーベイメータ6台、電離箱サーベイメータ6台、 $\beta(\gamma)$ 表面汚染サーベイメータ6台、 α 表面汚染サーベイメータ3台およびシンチレーション・サーベイメータ2台であった。これらの更新によって大洗研究所の現有サーベイメータ等の総台数は、処理場Ⅱ期施設関係を含め294台である。

1982年における現有台数、校正台数および故障台数をサーベイメータの機種別に Table C.5.2-1 に示す。点検校正は、財放射線計測協会に委託して実施した。点検校正の実施件数は、年2回の校正目標に対し100%達成でき587件であった。また、1982年度の故障修理の実施件数は、前年度に比べて約30件ほど減少した。

スケーラ等の放射線計測機器の故障修理件数は、年間7件であった。

(水書 利雄)

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, 1982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	65 ^{*1}	124	22
電離箱 "	80	160	1
$\beta(\gamma)$ 表面汚染 "	69	138	20
α 表面汚染 "	35 ^{*2}	69	5
中性子 "	8	16	1
シンチレーション "	8	16	1
ベルアラームメータ	29 ^{*3}	64	0
合 計	294	587	50

* 1 後期から購入により6台増

* 2 後期燃研より1台移管

* 3 後期劣化により6台廃棄

C. 5.3 放射線監視計測器の管理

放射線モニタの更新計画により、JMTR 炉室内空気集中捕集化を計るため、ルーツブロー、サンプリング盤および制御盤等の炉室内空気集中捕集装置を継電器室に設置し、ガスサンプリング装置の整備を含め更新した。

ホットラボ施設においては、鉛ケーブル増設に伴い作業エリアの放射線監視を目的とする γ 線エリアモニタ1台を増設した。

新モニタリングポスト装置8系統の設置は、1983年2月に完成し、3月に原子力安全局の使用前検査を受け合格した。新ポストによる監視は、保安規定の改正を待ってから開始する予定である。

ハンドフットクロズモニタは、更新5か年計画により、燃研棟、除染棟各1台を更新した。

各施設に設置した放射線モニタ、吸引装置および記録計の定期点検校正は、1981年度と同様に外部委託により実施し、整備に努めた。放射線モニタの故障修理件数および年間稼動率をTable C. 5.3-1に示す。稼動率は、野外モニタの落雷によるオペレーショナルランプ等の故障増加により下がったが、全施設とも99%以上に維持することができた。年間の修理件数は71件であり、その主な故障内容は、吸引装置のカーボンブレード破損や検出器の劣化などダストモニタ系統の故障が主であった。

(水書 利雄)

Table C. 5.3-1 放射線モニタの修理件数および稼動率

(大洗研究所, 1982年度)

項目 年月 建家名等	修 理 件 数				合 計	稼動率 (%)
	1982			1983		
	4~6	7~9	10~12	1~3		
J M T R (56系統)	4	0	5	6	15	99.9
ホットラボ (21系統)	4	0	4	0	8	99.8
廃棄物処理施設 (53系統)	8	3	6	4	21	99.8
燃料研究棟 (16系統)	5	3	0	0	9	99.8
RI利用開発棟 (6系統)	1	1	0	1	3	99.9
安全管理棟 (2系統)	0	0	0	0	0	100
野外モニタ (10系統)	6	0	6	3	15	98.8

1 C.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

C.6.1 概 要

大洗地区で発生し、放射性廃棄物処理場に搬入された放射性廃棄物は、1981年度と比較して所内で発生したものはほぼ同程度であったが、所外からのものは、主に動燃大洗の常陽のMK-II移行作業に関連してかなりの増加があり、低レベル液体廃棄物約70%、 β 、 γ 固体廃棄物については、低レベル約20%、高レベル約2倍の増加であった。

搬入された廃棄物は、種類ごとに、それぞれの処理装置により処理し、200ℓドラム缶型パッケージ(D-50型)660本、コンクリートブロック型パッケージ(B-I型、B-III型)57個および高レベル α 保管体92個を保管廃棄した。

放射性汚染除去業務は、施設、機器、衣料および皮ふ除染について実施し、各現場の活動を支援した。1981年度JMTRで行われた、水中プラズマによる切断作業に伴って、特に機器除染数量が急増し、1981年度と比較して約3倍となった。

施設の整備状況は、1981年度に引き続き高レベル α 貯蔵施設の増設に係る官庁手続を行い、着工した。また、コンクリート調合室を建設したほか、老朽化した β 、 γ 焼却炉の電気集塵器、低レベル廃液貯槽動力盤、ボイラー用煙突等の更新ないし改修工事を行った。

1981年度に引き続き、受託調査による、マイクロ波を用いた固体廃棄物の熱分解溶融固化試験を実施し報告書をまとめた。新焼却炉建設のための調査検討、 α 廃液放射能濃度測定試験、アルコール含有廃液の減容固化試験、固化体の健全性試験、電解研磨除染作業等を実施し、廃棄物管理データ集計業務の計算コード開発に着手した。

その他、「大洗地区における放射性廃棄物処理に関する協定書」が動燃との間で締結され(1982.7.1)、これによる運営を軌道に乗せた。廃棄物の許可申請書を整理統合し、変更申請を行い許可された。これに伴う一部施設の整備を行い、障害防止法改訂後初めての定検および施設検査を受け合格した。所内総合防災訓練において、 α 固体処理棟を想定事故現場とする現場活動訓練を実施した。

(三戸 規生)

C.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

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

(a) 液体廃棄物

所内で発生した液体廃棄物の搬入量は、低レベル液体廃棄物については約4,240 m³と、1981年度とほぼ同じであった。中レベル液体廃棄物の搬入はなかった(1981年度は約5 m³搬入)。

スラッジについては約19 m³搬入され、1981年度の搬入量と比較して約90%増加となった。このスラッジは、主として後述の動燃大洗からの搬入廃液を低レベル廃液貯槽に貯留中、底部に堆積(一部浮上)したものを回収したものであった。有機廃液については約0.2 m³の搬入があった。所外からの低レベル液体廃棄物は、1981年度と比べ約70%増加し約1,180 m³の搬入があ

った。この増加は動燃常陽の燃料交換作業に伴って生じたものであった。

(勝山 和夫)

(b) β , γ 固体廃棄物

低レベル β , γ 固体廃棄物の発生量は、所内については約 200 m³ であり、これまでの実績と大差ない状況であったが、所外については約 290 m³ であり、1981 年度 (約 240 m³) に比較して約 20% の増加となり、これまでと同様な増加傾向であった。

高レベル β , γ 固体廃棄物の発生量は、所内については約 1.9 m³ であり、1981 年度よりやや減少した。しかし、所外については 1981 年度に引きつづき動燃からの搬入が多く、合計約 1.7 m³ となり、1981 年度 (約 0.75 m³) に比較して 2 倍強の増加となった。

(岩本 貞雄)

(c) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内については約 4.2 m³、所外については約 6.9 m³ であり、いずれも 1981 年度に比較して減少した。これらの表面放射線量率分布は約 70% が 1 mrem/h 未満、約 30% が 1 ~ 50 mrem/h となっており、1981 年度とほぼ同程度であった。

高レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内については約 1.4 m³ であり、1981 年度と同量であったが、所外については約 5.5 m³ であり、わずかながら増加した。またこれらに伴って保管廃棄された核燃料物質量はプルトニウム総量で約 49 g、ウラン総量で約 309 g (劣化ウラン約 81 g を含む) であり、1981 年度比でそれぞれ約 57% および約 69% 増加した。

(阿部 昌義)

(2) 廃棄物の処理

1982 年度における放射性廃棄物の処理実績を Table C. 6.2-2 および C. 6.2-3 に示す。

(a) 液体廃棄物

低レベル液体廃棄物については、液体の化学的性状に応じて、化学処理装置により約 2,300 m³ を、低レベル廃液蒸発装置により約 1,900 m³ を処理した。その他極くレベルの低い廃液は減衰処理した。

中レベル液体廃棄物については、1981 年度繰越分 4.9 m³ を、低レベル廃液濃縮液約 53 m³ とともに中レベル廃液蒸発装置により処理した。

スラッジについては、放射能レベルの高いものは主としてセメント固化し、放射能レベルの低いものは、化学処理スラッジ (約 3 m³)、蒸発缶濃縮液 (約 4 m³) とともにビチューメン固化した。発生した固化体は全部で 99 本であった。

(勝山 和夫)

(b) β , γ 固体廃棄物

低レベル β , γ 固体廃棄物については、可燃性固体、不燃性固体のうち脱水した含水布、紙および脱粋したフィルタ木枠は、 β , γ 焼却装置により、これ以外の不燃性固体および金枠フィルタ等は β , γ 圧縮装置 I および II により処理した。焼却装置における廃棄物の投入間隔等の変更など、これまでの処理方法の一部を変えて滞荷量の減少に努めた結果、総処理量は約 550 m³ となり、これまでの滞荷量を約 63 m³ 減少することができた。

高レベル β , γ 固体廃棄物については、高レベル β , γ 処理装置により、3.8 m³ を処理した。

(岩本 貞雄)

(c) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物については、 α 雑処理設備 (α ホール) により不燃性固体約 12.7 m³ を処理した。このほか、これまでの α ホールにおいて処理した廃棄物の引取り時梱包材 (段ボール箱) の焼却処理に着手し、約 720 個分 (約 360 kg) を処理した。

高レベル α 固体廃棄物については、搬入量約 6.8 m³ のうち約 5.6 m³ を高レベル α 封入装置によって密封措置し、発生元で密封措置済のもの約 1.2 m³ とあわせて全量を高レベル α 固体貯蔵施設に貯蔵した。

(阿部 昌義)

(3) 廃棄物パッケージの保管

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

Table C. 6. 2 - 4 に 1982 年度に発生したパッケージの数を示す。コンクリートブロック型は、ほぼ平年並の発生量であったが、ドラム缶型パッケージは、大量のスラッジの発生に伴い、前年度と比べ 111 本増加した。

(岩本 貞雄)

Table C. 6. 2 - 1 廃棄物の搬入実績

(大洗研究所, 1982 年度)

搬入物 施設		固 体 廃 棄 物						液 体 廃 棄 物			
		β, γ			α			β, γ			
		低 レ ベ ル			高レベル	低レベル	高レベル	低レベル	中レベル	スラッジ	有 機
		可燃	不燃	フィルタ							
所 内		51.48	79.32	65.320	1.930	4.245	1.35	4242.65	0	18.85	0.193
所 外	動 燃	103.34	95.64	33.580	1.450	6.865	5.46	1119.75	0.04	0.24	0.020
	東 北 大	3.80	6.96	1.380	0.220	0	0	10	0	0	0
	日本核燃料	13.10	28.48	5.060	0	0	0	48	0	0	0
	計	120.24	131.08	40.020	1.670	6.865	5.46	1177.75	0	0.24	0.020
合 計		171.72	210.40	105.340	3.600	11.110	6.81	5420.4	0.04	19.09	0.213

(単位: m³)

Table C. 6.2 - 2 液体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1982年度)

処理液	処 理 量 内 訳			合 計
	化学処理	蒸発処理	その他処理	
低レベル	2330	1876	1418	5624
中レベル	0	4.9	0	4.9
スラッジ	0	0	18.5	18.5
有 機	0	0	0.122	0.122
合 計	2330	1880.9	1436.622	5647.522

(単位: m³)

Table C. 6.2 - 3 固体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1982年度)

				処 理 量
固 体 廃 棄 物	β	低 レ ベ ル	可 燃	194.34
			不 燃	219.92
			フ ィ ル タ	136.390
		高 レ ベ ル	3.800	
	α	低 レ ベ ル		12.88
			高 レ ベ ル	6.81

(単位: m³)

Table C. 6.2 - 4 固化体の発生数

(大洗研究所, 1982年度)

	固 化 体 数
200 ℓ ドラム	660
コンクリートブロック (B-I, B-III)	57
合 計	717

(単位: 個)

C. 6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1982年度の機器除染処理状況を Table C. 6.3 - 1 に示す。1981年度と比較して処理件数は約3割減少したが、処理数量は約3倍に急増した。

施設別依頼状況は、処理件数では JMTR・照射施設が63%、廃棄物処理施設25%、その他12%となっている。このうち補修・改造等の目的で外部工場などに搬出するために除染した件数は、全体の30%であった。

1982年度における処理数量の急増は、1981年度に引き続き行われた水中プラズマ切断作業に

伴うもので、その除染処理数量は、全体の80%を占めている。

(小林 弘也)

(2) 施設除染

1982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。

1982年度も1981年度と同様、貯槽およびタンク類の点検、補修に係る除染が多く、全体の62.5% (貯槽1件、タンク2件、ピット2件) を占めた。

(三嶋 一幸)

(3) 衣料除染

1982年度に実施した防護衣等の衣料除染処理状況を、Table C. 6.3-3 に示す。除染数量は1981年度と比較して、JMTR 依頼分は14.1%減少したが、処理課依頼分は15.6%増加し、全体では約4.0%増となった。また、中レベル以上の汚染衣料の発生率は全作業服の約0.2%で、除染後モニタによる測定の結果基準値以上であったため保管した衣料の割合は、全作業服の約1.6%であった。また、洗濯廃液の処理量は132 m³であった。洗濯廃液前処理装置のうち逆浸透第2段処理装置のブリーツ型逆浸透膜の交換整備および乾燥用電子レンジ2台を新たに設置した。また、衣料モニタシステムの減速機ユニットの交換を含む点検整備を実施した。

(尾曾 智重)

(4) 皮ふ除染

各施設の放射線管理区域内手洗流し場42箇所に設置されている応急皮ふ除染キットの内容品目の点検、補充、整備を月1回ごとに、延べ486キット分について行った。

また、人の皮ふの代わりに生豚皮を用いて、放射性汚染による応急皮ふ除染実習の訓練を、職員および委託業者合計21名に対して実施した。

(小林 弘也)

Table C. 6.3-1 機器除染処理状況

(大洗研究所, 1982年度)

	主 要 機 器 名	件 数 (件)	処理点数 (点)
第1四半期	水中プラズマ切断装置, SF キャスク受台, サンプリングホース 他	5	6609
第2四半期	純水汙過機部品, スクリューフィーダ, チェーンブロック, CRDボールネジアッセンブリ, OWL-1 照射試料取扱容器 他	8	640
第3四半期	ハンドリングツール, スラッジ箱用フィルタ, エアラインスーツ, CRDボールネジアッセンブリ, フィルタエレメント 他	7	172
第4四半期	除染用シンク, CRDボールネジアッセンブリ, ダクト, ベリリウムブロック収納箱	4	291
年度合計		24	7712

Table C. 6.3 - 2 施設除染処理状況

(大洗研究所, 1982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	SF輸送容器, RI棟排水ピット, 安管棟排水ピット	3	60	38
第2四半期	JMTR 1次冷却系純水ろ過機, JMTR 第2排水貯槽	2	108	50
第3四半期	高レベルβγ分類セルおよび貯蔵セル, 安管棟DPタンク	2	205	82
第4四半期	廃液処理棟スラッジタンク	1	20	10
年度合計		8	393	180

Table C. 6.3 - 3 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1982年度)

特殊作業服 除染処理	特殊作業服 防水加工処理	黄色実験衣 除染処理	下着洗淨 (特殊作業服 重量換算)	その他洗淨 (特殊作業服 重量換算)	合 計 (特殊作業服 重量換算)
7897	3010	2304	890	1716.7	15817.7

(単位: 着)

(備考) この内東北大学からの衣料除染依頼は280.4着あり、施設利用に関する契約により除染を行った。

C. 6.4 施設の整備

1982年度実施した施設整備の主なものは、高レベルα固体貯蔵施設の増設とコンクリート調査室の新設である。

高レベルα固体貯蔵施設の増設は、1981年度から引き続き実施しているもので、1982年度は設計および工事の方法の認可申請を行い認可された後、第3四半期から実際の現場工事に着手した。工事は1983年度完了する予定である。

本施設は、密封容器に封入した高レベルα固体廃棄物を長期間保管する施設で、地上1階、地下1階の建家と、密封容器を貯蔵する壱型円筒式の貯蔵孔とから構成され、増設工事完了後は現有貯蔵能力の約2倍の能力を有することとなる。貯蔵孔は、現在L型孔、S型孔の2種類を設けているが、今回の増設で新たに従来の貯蔵孔に比べ、やや小口径のG型孔が加わり計3種類の貯蔵孔を持つ施設となる。

コンクリート調合室は、高レベル β 、 γ 固体処理棟の脇に新設した地上1階、床面積 138 m² を有する鉄骨造りの施設である。高レベル β 、 γ 固体処理棟においては、現在処理した廃棄物を固化容器に封入するためのキャッピング用コンクリートは、管理区域内で調合しており、このため塵埃の飛散や、コンクリート調合時に使用した器具の洗浄水の排水には細心の注意を払いながら作業を行っているのが実状である。これらの点を解決するために、コンクリート調合室を管理区域外に設け、あらかじめ調合したコンクリートを、そのつど必要量だけ管理区域内に持ち込む方式に変更することとした。また、1983年度はコンクリート調合室の一区画に、コンクリート強度試験機等の試験機器類を整備し、廃棄物の固化等の開発試験に供するとともに、通常業務で使用するキャッピング用コンクリートの品質管理を行える機能も持たせることを計画している。

除染施設では、1968年に設置して以来衣料除染業務に使用してきたプレス機2台が機器各部の老朽化により損耗劣化し、機能の低下が著しいため年度計画に基づいて更新した。新設のプレス機は、特殊作業服および、黄色実験着を洗濯・脱水・乾燥後、整形仕上げおよび、防水剤重合反応促進を目的に使用している。仕上げの部位によって腕・襟用1台、胴用1台、全身・折り畳用1台を使い分けている。また、本機は、熱源にスチームを使用し、押ボタンとエア-式自動タイマーの連動で処理を行っている。

(進士 義正, 尾曾 智重)

2.1 個人被曝線量の管理

2.1.1 概 要

^{14}C 標識ベンゼンの吸入による被曝例について、尿中への ^{14}C 排泄量とクレアチニン排泄量との時間的経過を測定した。尿中 ^{14}C 濃度は、初期の3日間では、0.55日の半減期で指数関数的に減少したので、この半減期を体内での ^{14}C の実効半減期とみなすことができた。尿中の ^{14}C 濃度を実効半減期で補正すると、尿中の ^{14}C 濃度とクレアチニン濃度とは、明瞭な正の一次相関を示した。また、歯科パノラマ撮影における身体の主要器官の被曝線量の測定と撮影時の被曝によるリスク（白血病、ガン、遺伝）の推定を行った。この結果、パノラマ撮影によるリスクは自然放射線によるリスクに比較して無視できることがわかった。

(赤石 準)

2.1.2 ^{14}C 標識ベンゼンの吸入による被曝例

1982年11月17日、作業員1名がカルフォルニア型フードを使用して ^{14}C 標識ベンゼンを合成し、合成したベンゼンの比放射能を測定した。この際に、連続式空気モニタリングにより実験室内の空気汚染が発見され、作業員の体内汚染が疑われた。空気汚染モニタリング結果から推定した体内汚染発生の12時間後から尿試料の採取を開始し、各尿試料中の ^{14}C 濃度を低バックグラウンド型液体シンチレーション・カウンタを用いて測定した。尿中 ^{14}C 濃度は、初期の3日間については0.58日の半減期で減少することが認められた。しかし、汚染レベルが低かったため、4日目以降の尿中 ^{14}C 濃度は測定できなかった。

体内に取り込まれたベンゼンは、解毒等の過程を経て尿中に排泄されることが知られているので、基礎代謝物質であるクレアチニンの尿中濃度も測定し、 ^{14}C 濃度との相関関係を調べた。この結果、尿中への ^{14}C 排泄量とクレアチニン排泄量との間に、良い相関関係のあることが認められた (Fig. 2.1.2-1)。

単位クレアチニン排泄量あたりの ^{14}C 排泄量をもとに、最小2乗法により尿中 ^{14}C 量の半減期を求めると0.55日となった。また、この作業員の1日当たりのクレアチニン排泄量は1450mgであったので、単位クレアチニン排泄量あたりの ^{14}C 排泄量から初期尿中 ^{14}C 排泄量を求めると、0.093 $\mu\text{Ci}/\text{日}$ となった。クレアチニン排泄量で補正した尿中 ^{14}C 排泄量を Fig. 2.1.2-2 に示す。

ICRP Publication 10 および 30 には、 ^{14}C のベンゼンとしての代謝データは記載されていない。体内に吸収されたベンゼン形の ^{14}C は、身体から前述のように0.55日の半減期で単一指数関数的に減少するものと仮定して、初期体内量 Q_0 を次式により求めた。

$$Q_0 = \frac{U_0}{f_u \cdot \lambda}$$

ここで、 U_0 : 初期尿中 ^{14}C 排泄量 ($\mu\text{Ci}/\text{日}$)

f_u : 尿中への排泄割合

$$\lambda = 0.693 / T_{\text{eff}} \quad (\text{日}^{-1})$$

(T_{eff} : 実効半減期, 0.55 日)

である。

炭素の f_u 値としては、ヒトの全炭素代謝から得られた値として ICRP Publication 10 に 0.036 が示されている。しかし、今回の汚染が芳香族有機化合物のベンゼンであり、直鎖型有機化合物と代謝が異なることが考えられるため、ベンゼンの代謝文献^{1), 2)} から 0.34 を f_u 値として採用した。これらの値から得られた初期体内量は 0.22 μCi であった。

被曝線量は全身被曝と仮定し、また、作業者の体重 65 kg から計算した結果、50 年間預託線量として 0.007 mrem であった。

(服部 隆充)

参考文献

- 1) 日本公衆衛生協会：環境保健レポート, No. 43, 96, (1977) .
- 2) J.K. Piotrowski : Exposure Tests for Organic Compounds in Industrial Toxicology, NIOSH, p. 41, Sept. (1977) .

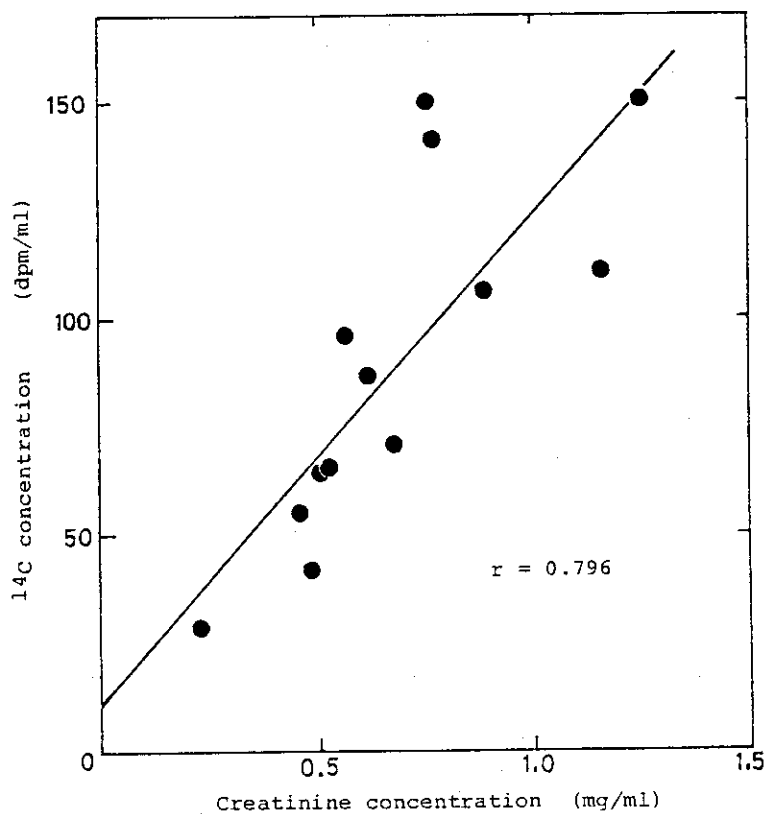


Fig. 2.1.2-1 A correlation between ^{14}C concentration and creatinine concentration in urine.

^{14}C concentration was corrected for effective half life, 0.58 days.

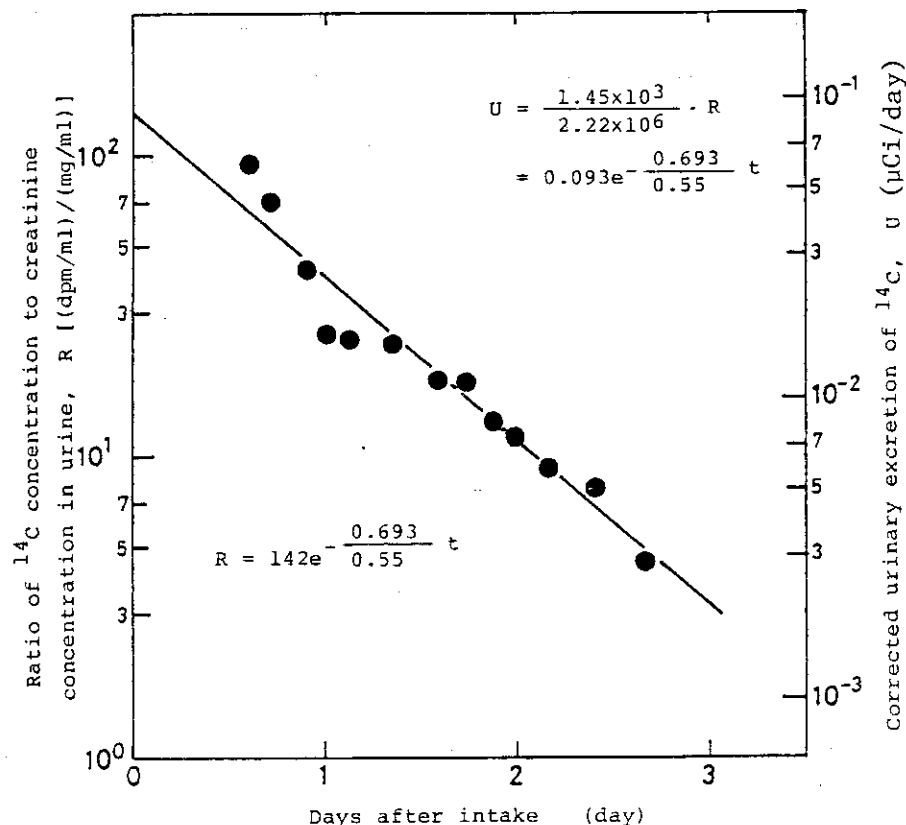


Fig. 2.1.2-2 Urinary excretion of ^{14}C inhaled as benzene, corrected by creatinine excretion.

2.1.3 歯科パノラマX線撮影時における被曝線量およびリスクの測定

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

(1) 歯科X線撮影における被曝に関して、人体各部位の被曝線量の測定を行った。測定対象の歯科用パノラマX線撮影装置（シーメンス スタタス・X2型）は、X線管を口腔内に挿入し、外向きにX線を照射する方式で、照射方向は口腔内で変えられるようになっている。人体各部位の線量は、RANDOファントムの各位置に挿入、または、表面貼付したTLD（KYOKKO製、MSO-S型）を用いて測定した。対象部位は、胃、生殖腺、乳房、甲状腺、水晶体、骨髄および皮ふとした。

照射は、原研職員診療所における通常の撮影時と同一条件（照射時間1秒）とし、鉛製防護具着用状態で行った。

歯科用パノラマX線撮影時の人体各部位の被曝線量は、照射方向毎に、TLD測定値より推定した。その結果をTable 2.1.3-1に示す。表中、口腔内皮ふ線量は、X線管表面接触時の最大線量（1000 R/min：カタログ値）から推定したものである。また、骨髄線量は、脊髄（頸部）までの距離を甲状腺までの距離と同一と仮定して求めた。しかしながら、歯科用パノラマX線撮影時における骨（骨髄、骨表面）線量では、頭蓋骨部の寄与も大きいと考えられるため、身体内（特に頭部）深部線量の正確な把握およびファントム内骨梁部にTLD等の測定器を効果的に設置する方法の検討などが今後の課題といえる。

（村上 博幸）

Table 2.1.3-1 Organ dose due to dental X-ray examination

(Unit: mrad)

Organ Direction	Thyroid	Eye (lens)	Breast	Skin		Bone marrow	Gonad		Stomach
				Inner surface	Outer surface		Male	Female	
Up	5	r 25 ℓ 30	X	-	-	max 5	X	X	X
Down	60	r 1.5 ℓ 2	r 1 ℓ 1.5	-	-	max 65	X	X	X
Right	50	r 5 ℓ 20	r 1 ℓ 1.5	-	-	max 50	X	X	X
Left	50	r 15 ℓ 10	r X ℓ 1.5	max 16700	25	max 55	X	X	X

X: less than minimum detectable limit (≈ 1 mrem)

r: right

ℓ: left

(2) 歯科パノラマ撮影において、X線照射視野に含まれる器官および散乱X線などに被曝する器官の主要なものとしては、頭骨、下顎、頸椎、胸椎、乳房、胸骨、甲状腺、唾液腺、リンパおよび造血組織、眼、脳、皮ふ、生殖腺などがある。これらの器官についての線量は極めて不均等であり、リスク評価を行うためには非常に多数の部位において線量を測定する必要がある。今回のリスク評価においては、次の手順を用いた。第1に、すでに詳しく線量評価が行われている国産パノラマ撮影装置についてのデータと、(1)で得られたデータとの比較を行い、第2に、この国産装置を用いた場合のリスクからシーメンス スタタスX 2型によるパノラマ撮影のリスクを推定した。国産装置の場合の身体各器官の被曝データ¹⁾と比較した結果、撮影方式などの差異のために測定された線量は当然のこととして差異が認められた。しかし、その差異は1桁内のものであり、全体的に考えると国産装置による身体各器官の線量分布を今回の評価対象装置に適用してもリスク評価上問題となるような誤差をもたらさないと判定した。

リスク評価においては、被曝線量が少ないために、皮ふ障害および水晶体混濁の非確率的影響を無視し、前掲の各器官についての確率的影響のリスクを求めた。リスク係数としては1ラド当たり、白血病： 20×10^{-6} 、ガン： 165×10^{-6} 、遺伝： 100×10^{-6} という日本人についての値²⁾を用いた。このリスク係数と、被曝から障害発生までの潜伏期間、障害の発生の継続期間、被検者の年齢などを考慮に入れた。

この結果、1回の標準的パノラマ撮影のリスクは、男性、女性とも大差なく、 9×10^{-7} (7才) から 2×10^{-7} (57才) 程度と推定された。このリスクのうち、主要なものはガンのリスクで、白血病および遺伝のリスクはともに小さい。この推定されたリスクは、自然放射線によるリスクと比較すると無視できる。

(赤石 準)

参考文献

- 1) 岩井一男：日本歯科放射線学会誌，21 (1) 19 (1981)。
- 2) 橋詰 雅，丸山隆司，岩井一男ほか：日本医学放射線学会誌，41，59 (1981)。

2.2 施設の放射線管理

2.2.1 概要

施設の放射線管理業務を実施するうえで直接有用なモニタリング技術の開発を進めており、1982年度は主に次のことを行った。

(1) フード内で非密封RIを使用する場合の安全な開口面風速を求めめるため、NaClエアロゾルを用いてフードからの汚染した空気の逆流と開口面風速の関係を調査し、作業者の安全のためには0.5 m/s以上の開口面風速が必要であることを確認した。

(2) 原子炉施設等の異常時の迅速な対応および放射線管理業務の強化、効率化を目的として1981年度から進めている放射線管理用モニタ集中監視システムのうちJRR-2およびJRR-3の部分を完成し試験運転を行った。

(3) 1.5 ℓのガス捕集型電離箱の水蒸気状トリチウムに対する電離効率の測定を行った結果、管理上電離効率を100%として濃度算出してよいことがわかった。

(4) JRR-3改造計画に伴う調査の一環として、JRR-3建屋構造体コンクリート中のトリチウム濃度を調査した。測定の結果、建屋全域について 10^{-4} $\mu\text{Ci/g}$ 以上、最大 1.7×10^{-2} $\mu\text{Ci/g}$ であった。また、コンクリートの深さ方向にはトリチウムが指数関数的に拡散分布しており、表面の濃度の高いところでは、深さ60 cm程度まで浸透していることが確認された。

(岸田 昌美)

2.2.2 NaClエアロゾルを用いたフード内から実験室内への逆流濃度の測定

フード内で非密封RIを使用する場合、フード内の汚染した空気の逆流を防止するために、フードの開口面風速は一般に0.5 m/s以上が必要とされている。この開口面風速の安全性を確認するとともに、フード使用時の室内空气中放射能濃度の推定のための基礎データを得るため、NaClエアロゾルを用いてフードの開口面風速と汚染空気の逆流の関係を調査した。

(1) エアロゾルの発生および測定方法

フードの窓を半開の状態にし、超音波ネブライザで一定濃度のエアロゾルを連続的に発生させ、フード内に送り込んだ。フード内外のエアロゾル濃度は蛍光分光光度計で測定した。開口面風速の調整は排気ダクトに設けたバイパス弁により行い、風速は熱式風速計により測定した。実験方法の概略をFig. 2.2.2-1に示す。フードからの逆流濃度は、フード開口部での横方向、前方向および上下方向について5~10 cm間隔の各点で、それぞれ風速を変えて測定した。各測定点における濃度($\mu\text{g}/\text{cm}^3$)は、空気流のゆらぎにより指示値が変動するため蛍光分光光度計の連続指示記録を5分間平均して求めた。

(2) 結果

オークリッジ型フードの窓面から5 cm離れた位置における濃度とエアロゾル発生濃度の比をFig. 2.2.2-2に示す。図の縦軸はエアロゾル発生器真上のNaClエアロゾル濃度 C_0 に対する、フード外の測定点における濃度 C の比(C/C_0)を示す。0.5 m/sのときの濃度比は $1/10^4$ 以

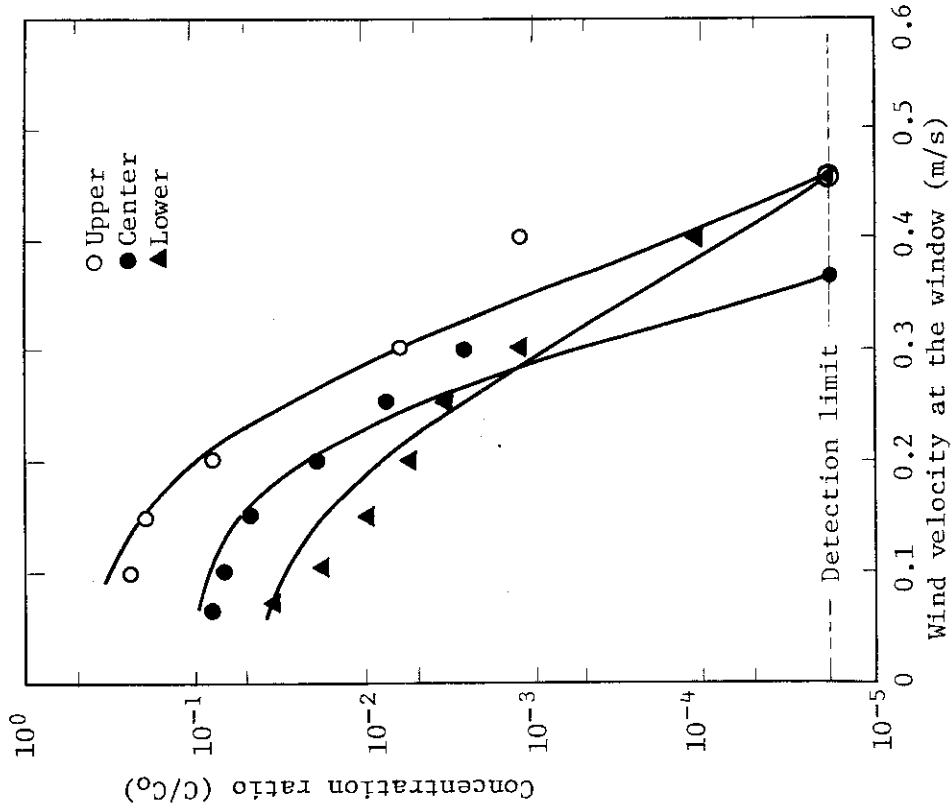
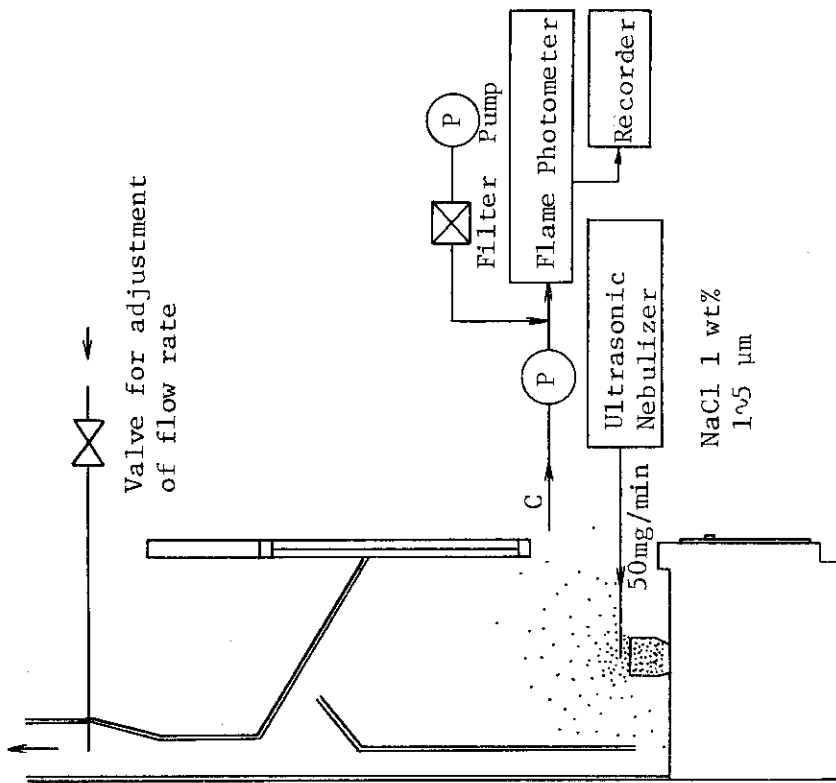


Fig.2.2.2-2 Effect of wind velocity on aerosol leakage from hood.



Oakridge type hood (0.7 m³)

Fig.2.2.2-1 Flow diagram of the equipment for leakage test of hood using NaCl aerosol.

下であった。

(3) 考察および結論

フード開口部の風速が0.5 m/s であるとき、フード付近作業員位置での最大濃度は、単位エアロゾル発生率 ($\mu\text{g}/\text{min}$) あたり $4 \times 10^{-12} \mu\text{g}/\text{cm}^3$ であった。この値は、現在RI使用許可申請時に評価しているフード飛散量のうちの1/10 が室内に漏洩し、それが室内に拡散したとして求めた平均室内空气中濃度と比べると約 $1/10^4$ の値になる*。

この実験から、フード使用時の安全に関して次の知見が得られた。

(a) フード開口面風速が0.5 m/s 以上あれば、フード内でエアロゾル状の空気汚染があっても室内へ逆流することはほとんどない。いかにいえば、0.5 m/s 未満の風速では逆流するおそれがある。

(b) 放射性同位元素等の使用許可申請時において、フード内に飛散した放射性物質の1/10 が室内に漏洩するとして、室内作業員に対する安全評価を行っているが、これは約 10^4 倍安全側に評価していることになる。エアロゾル状の空気汚染を発生する場合、フード開口部(半開時)風速が0.5 m/s 以上のときには、フード外での最大空气中濃度はフード内空気汚染の単位発生率 (min^{-1}) あたり約 $1 \times 10^{-11} (\text{cm}^{-3})$ と算定することが適切である。

(松下 紘三)

2.2.3 JRR-2 等放射線管理用モニタ監視装置

(1) ハードウェア

JRR-2 など研究炉施設では、各施設の制御室に設置された放射線管理用モニタによって、作業環境の監視、排出放射線の監視などを行っている。これらの監視業務を強化し効率化する目的で、1981年度から研究炉地区の施設の放射線モニタを電算機を用いて集中監視する計画を進めており、JRR-2 および JRR-3 の部分についてシステムが完成した。装置の構成を Fig. 2.2.3-1 に示す。この装置は、データ収集部、中央処理部およびデータ表示部から構成されている。それぞれの施設に設置したデータ収集部は放射線管理用モニタなどのデータを収集し、炉特研に設置した中央処理部に専用回線で伝送する。中央処理部はデータを処理し、処理データをそれぞれの施設のデータ表示部に伝送する。データ表示部は処理済みの任意のデータを表示できる。

中央処理部は、ミニコンピュータ、磁気ディスク装置、磁気テープ装置およびラインプリンタで構成され、データ収集部は、インタフェースモジュールとコントローラで構成されている。インタフェースモジュールは、従来のモニタをそのまま使用し、ディスクリミネータ出力などから取り出した信号をコントローラに入力するためのものであり、パルス系信号、電流系信号および ON-OFF 信号など入力信号形式に応じた5種類のを製作した。これらのインタフェースモジュールは、すべて NIM 規格で統一し、増設および故障時の予備品との交換を容易にした。コ

$$* \quad 1 \mu\text{g}/\text{min} (\text{発生率}) \times \frac{1}{10} (\text{漏洩率}) \times \frac{60 (\text{min}/\text{h})}{40 (\text{m}^3) \times 10^6 (\text{cm}^3) \times 3 (\text{回}/\text{h})} = 5 \times 10^{-8} (\mu\text{g}/\text{cm}^3)$$

$$\frac{4 \times 10^{-12} (\mu\text{g}/\text{cm}^3)}{5 \times 10^{-8} (\mu\text{g}/\text{cm}^3)} \approx 1 \times 10^{-4} \quad \left(\begin{array}{l} \text{室容積} \quad 40 \text{ m}^3 \\ \text{換気回数} \quad 3 \text{ 回}/\text{h} \end{array} \text{ とする。} \right)$$

ントローラは、データ収集と収集データの伝送を行うためのものであり、中央処理部が故障により機能を停止した場合にもデータ収集を継続して行えるよう、収集データを内蔵のカセットテープへ時的にファイルするダウン対策機能を持たせた。

データ表示部は、グラフィックディスプレイ（以下ディスプレイという）、タブレットおよびハードコピーで構成されている。ディスプレイは出力情報を見やすくするために20インチのカラーディスプレイを用いている。また、ディスプレイに対するコマンドあるいは各種情報の入力操作はタブレットを用いて容易に行うことができる。

この装置では日常の保守を容易にするため装置の故障検出機能を備えるとともに、故障箇所検出のためにコントローラテスト、モジュールテストなどのテスト機能を備えている。さらに、停電復旧時には自動的に再起動する。

(野村 俊文)

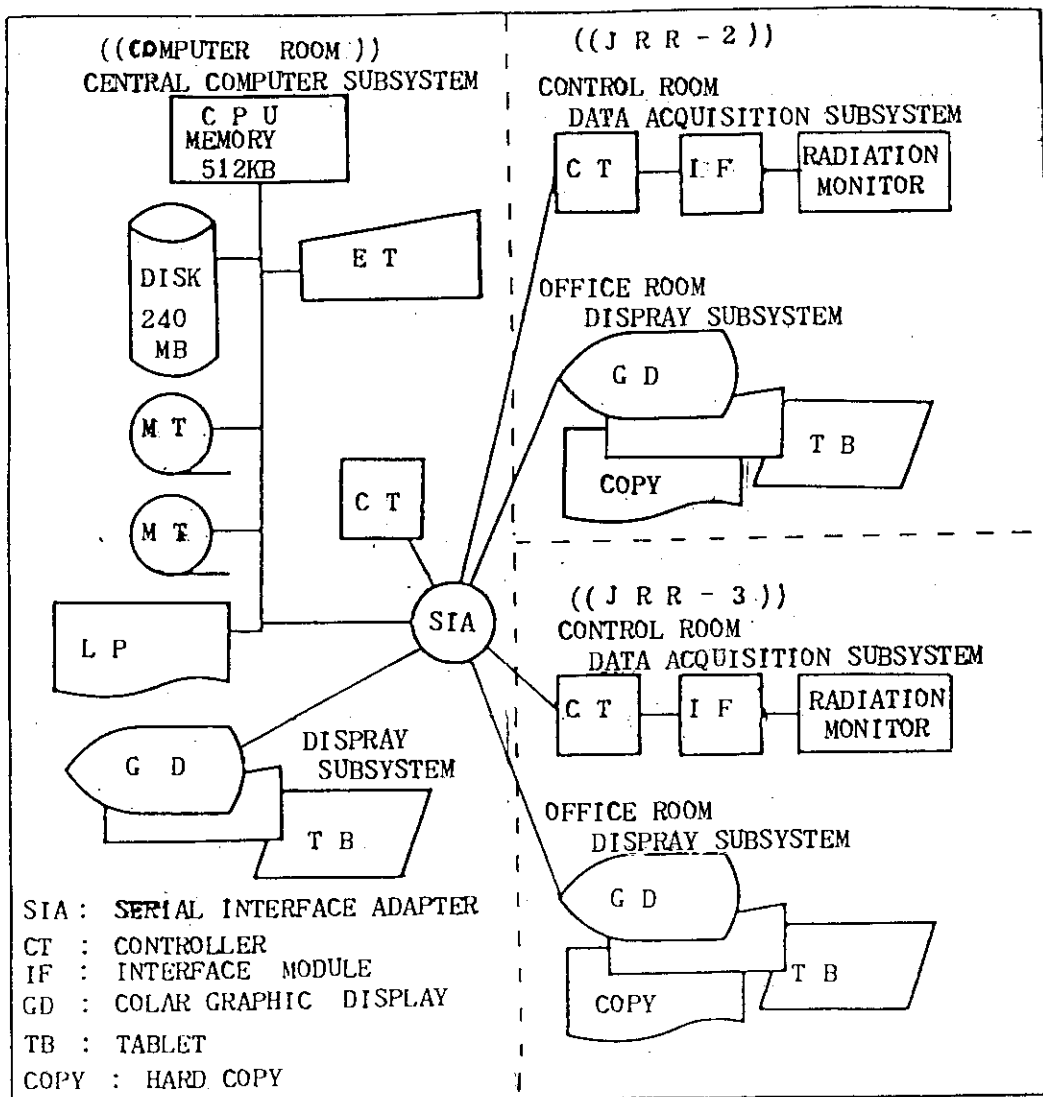


Fig. 2.2.3-1 Construction of supervisory system for radiation monitors.

(2) ソフトウェア

本ソフトウェアは、移動型モニタを含む放射線管理用モニタなどからデータを収集し、異常検出、図形表示および測定記録の作成など各種処理を行い、処理結果をディスプレイおよびラインプリンタに出力するためのものである。Fig. 2.2.3-2に本ソフトウェアによって行われる各種処理の体系を示す。以下では、これら処理の主なものについてその概要および機能などを述べる。

(a) 異常検出および異常診断

異常の検出はモニタから収集される1分ごとデータと、3種類の監視基準値と比較して行う。これらの監視基準値は、通常の変動範囲を超える上昇、警報発生レベル以上の上昇およびモニタ故障による異常低下を検出するためのものである。監視基準値は原子炉運転時と停止時で自動的に変更される。1分ごと収集データから警報レベル以上の上昇および異常低下が検出されたときは、ディスプレイに電子音を伴う異常メッセージが表示される。複数のモニタから収集されたデータから同時に異常上昇が検出された場合には、異常診断が行われる。異常診断は、異常発生モニタの組み合わせパターンを識別し、あらかじめ登録されている原因調査手順や考えられる原因などを示すメッセージの中から、識別パターンに対応するメッセージを選んでディスプレイに表示するものであり、異常時の原因調査に活用できる。なお、モニタの組み合わせパターンとメッセージは50ケース分を登録できる。

(b) 図形表示

ディスプレイに表示される情報によってモニタの指示値、実験装置等の運転の現状把握や状況判断をするため、モニタ状態表示、現在値表示、トレンド表示およびトリチウムモニタリング表示の4種類の画面を表示することができるようにした。モニタ状態表示によって、先に述べた1分ごと収集データと監視基準値とを比較した結果が色分けされて表示される。この画面は、異常メッセージが出力されたときなどに表示し、異常の種類や概況が把握できる。現在値表示は、放射線量率、空気汚染レベル、 ^{41}Ar の放出率、廃ガス減衰系流量率、モニタ指示上昇の原因となる実験装置のON-OFF状態など刻々収集される情報を建屋レイアウト上に表示する。この画面によって、特に異常発生時に監視に必要な各種情報を迅速に把握することができる。トレンド画面は、警報発生時におけるそれぞれのモニタ指示値の時間的変化状況の把握や放射線作業に伴う特定モニタの監視などに利用するために作成した。この画面では、任意に4チャンネル以内のモニタを指定し、1分ごと収集データであれば4時間分、10分平均値であれば40時間分の変化状態が表示できる。また、標準的な変化パターンとオーバーラップさせ、比較しながら監視できる。トリチウムモニタリング表示は、室内空気サンプリング系統図上でサンプリング中の系統を表示色によって区別して表わし、室内トリチウムモニタによって測定された刻々の濃度をサンプリングライン上に表示するものであり、空気中トリチウム濃度の監視ができる。

(c) 測定記録の作成

モニタから収集するデータをもとにして作成する測定記録のほかに、GMスケーラおよび液体シンチレーション・カウンタからオンラインで収集するデータを処理し、各種の測定記録を作成する。この装置によって作成されるものは、モニタ指示、排出ガス、排出短半減期塵埃、排出トリチウム（排気、排水）などの測定記録である。

(d) サンプルバルブの制御

室内空気サンプリング用のバルブの開閉をタブレットからの指定により自動的に行うことができる。複数の系統から同時にサンプリングするためのバルブ開閉および指定する時間間隔で1系統づつスキャンさせながらサンプリングするためのバルブ開閉をタブレットから指令することができる。たとえば、トリチウムモニタから警報が発生した場合には、これにより各サンプリング系統をスキャンさせ、トリチウムモニタリング表示によってそれぞれの系統の濃度を確認しながらトリチウム発生系統が調査できる。

(e) その他の処理

装置の運用定数として登録されたモニタ校正定数などの修正機能および装置の故障などによって生じた不良データを修正するためのデータ修正機能を備えている。これらの修正が不用意に行われるのを防止するためにパスワードを設け、修正を行った場合には修正前後のデータが自動的に記録されるようにした。モニタから収集された1分ごと生データは、磁気ディスクに4日間保管され、その後10分間平均値にされて約1カ月間保管され、月間の測定記録が作成された後に磁気テープにファイルされる。

この装置の設置によって、(i) これまで炉室各所に分散していた情報を居室で迅速に把握でき、(ii) ディスプレイから提供される各種の情報を総合し、一次的な状況判断が行え、それに即応した適切な処置がとれる、(iii) データ処理の自動化により測定記録作成の労力を節減できる。

今後は、より有効な表示が得られるようにソフトウェアの改良および開発を行う予定である。また、次年度以降 JRR-4 および SHE の放射線管理用モニタを本装置に接続する予定である。

(渡部 孝三)

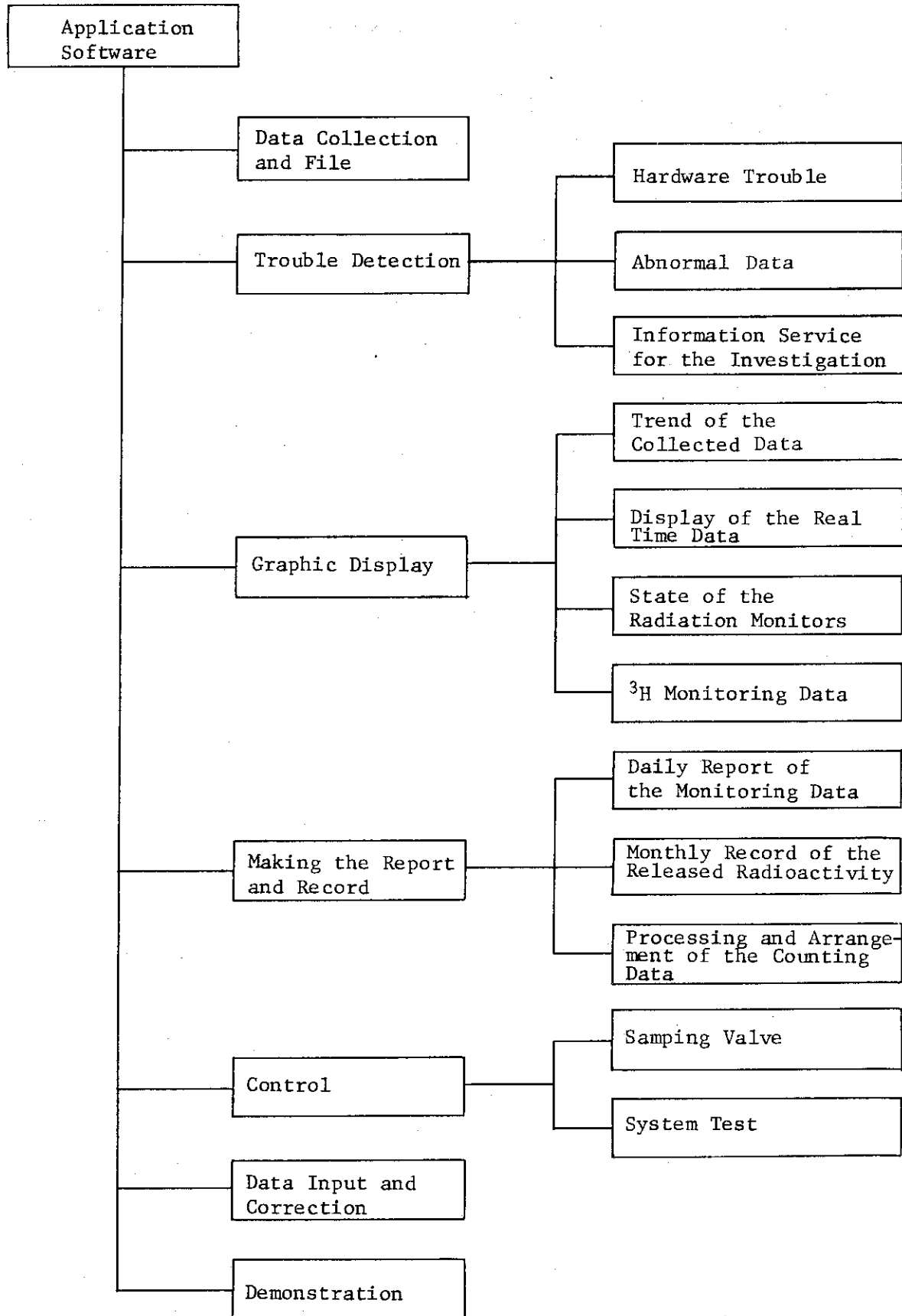


Fig. 2.2.3-2 Composition of the application software

2.2.4 ガス捕集型電離箱のトリチウム水蒸気に対する電離効率測定

(1) 目的

ガス捕集型電離箱 (1.5 ℓ) のトリチウムに対する電離効率は水蒸気状の場合は 65% として濃度を算出してきたが、この値をみなおすためにトリチウム空气中濃度 $1.8 \times 10^{-5} \sim 3.2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ における電離効率の測定を行った。

(2) 方法

トリチウム線源は、JRR-2 の一次系重水 100 cm^3 (^3H 濃度 $9.0 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を用いた。測定装置は Fig. 2.2.4-1 に示すように、振動容量電位計、電離箱、シリカゲルトラップ 2 段、流量計、ポンプから構成され、この装置を用いて流量 $500 \text{ cm}^3/\text{min}$ で 1 時間吸引した。電離効率はシリカゲルに捕集したトリチウム量と電離箱で求めた電離電流から算出した。

電離箱の電離電流は振動容量電位計で計測されたレコーダの記録から平均電位を求め、次式から算出した。

$$I = K \frac{V}{R}$$

ここで、 I は電離電流 (A)、 K は振動容量電位計の校正定数 (0.94)、 R は抵抗 ($1 \times 10^{12} \Omega$)、 V は平均電位 (V) である。

シリカゲルトラップ 1 段目に捕集したトリチウムを 200 cm^3 の水溶液中に浸出させ、浸出率が確実に 100% となる 2 日後に試料水 0.1 cm^3 または 1.0 cm^3 を採取し、液体シンチレーション・カウンタで測定した。シリカゲルから同一試料を 2 個作成し、それぞれの試料は 2 回測定を行ったのち、これらの測定値を平均して水溶液中のトリチウム濃度を求め、この値からシリカゲルに捕集されたトリチウム量を次式により算出した。また、シリカゲルトラップ 2 段目は同様な方法で試料を作成し測定した結果、トリチウムは検出されなかったため、シリカゲルトラップ 1 段目の捕集効率を 100% とした。

$$Q = V \cdot C \cdot A$$

ここで、 Q はトリチウム量 (μCi)、 C は水溶液中のトリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)、 V は水溶液量 (cm^3)、 A は浸出率である。

電離効率 η は次式から求められる。

$$\eta = \frac{3.8 \times 10^6 \cdot I \cdot T \cdot F}{E \cdot Q} \times 100$$

ここで、 η は電離効率 (%)、 E はトリチウム β 線の平均エネルギー (0.0055 MeV)、 Q はトリチウム量 (μCi)、 I は電離電流 (A)、 T は吸引時間 (min)、 F は流量率 (cm^3/min) である。

(3) 結果

Table 2.2.4-1 に算出された電離効率の値を示す。これによるとガス捕集型電離箱 (1.5 ℓ) の水蒸気状トリチウムに対する電離効率は、空气中トリチウム濃度 $1.8 \times 10^{-5} \sim 3.2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の範囲では濃度に関係なく、管理上 100% として濃度を算出してよいことがわかった。

(黒沢 義昭)

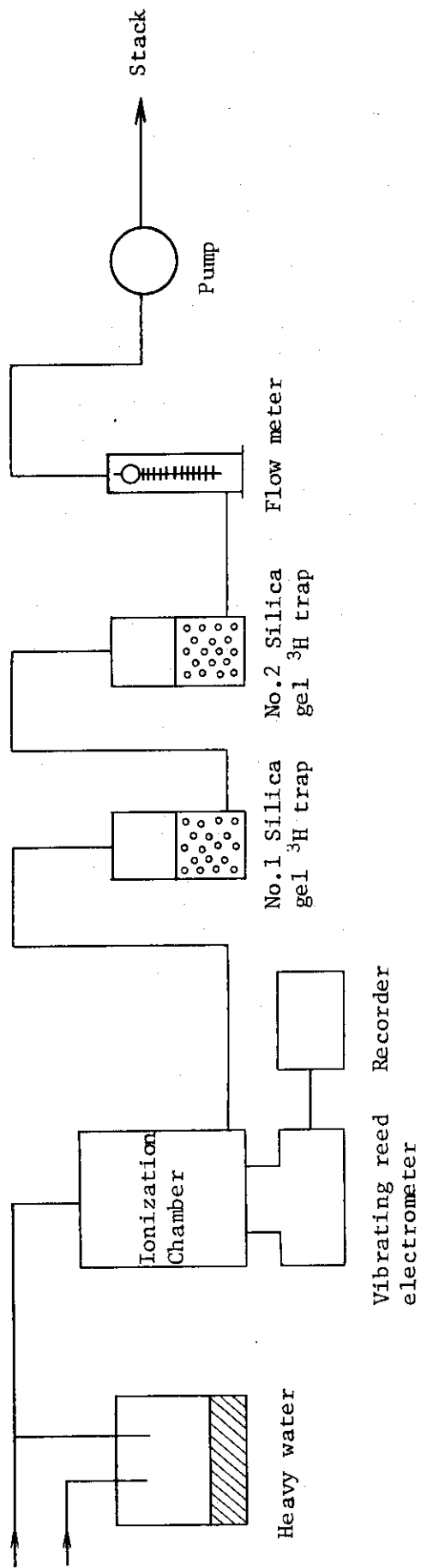


Fig. 2.2.4-1 Diagram of ^3H sampling system.

Table 2.2.4-1 Ionization efficiency for tritiated water vapor

Sample No.	Silica gel		Electrometer	Ionization efficiency (%)
	³ H Concentration in air ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Activity (μCi)	Ionization current(A)	
1	1.83×10^{-5}	5.49×10^{-1}	2.64×10^{-14}	99.7
2	1.88×10^{-5}	5.64×10^{-1}	2.75×10^{-14}	101.1
3	1.70×10^{-5}	5.10×10^{-1}	2.44×10^{-14}	99.2
4	4.37×10^{-5}	1.31	6.28×10^{-14}	99.4
5	4.17×10^{-5}	1.25	5.99×10^{-14}	99.3
6	4.43×10^{-5}	1.33	6.39×10^{-14}	99.6
7	2.23×10^{-4}	6.70	3.30×10^{-13}	102.1
8	2.08×10^{-4}	6.25	3.06×10^{-13}	101.5
9	2.02×10^{-4}	6.05	2.97×10^{-13}	101.8
10	5.17×10^{-4}	1.55×10^1	7.58×10^{-13}	101.4
11	5.53×10^{-4}	1.66×10^1	8.14×10^{-13}	101.6
12	5.27×10^{-4}	1.58×10^1	7.72×10^{-13}	101.3
13	3.40×10^{-3}	1.02×10^2	4.98×10^{-12}	101.2
14	3.27×10^{-3}	9.80×10^1	4.84×10^{-12}	102.4
15	3.16×10^{-3}	9.49×10^1	4.65×10^{-12}	101.6

2.2.5 JRR-3におけるコンクリート中のトリチウム濃度分布

JRR-3改造計画に伴う原子炉撤去工事詳細設計の一環として、建家構造体コンクリート中のトリチウム濃度を調査した。原子炉建家内コンクリート中の濃度とその深度分布を把握して、コンクリート廃棄物重量と含有トリチウム量の算出、およびその処理処分法を確立するためである。

コンクリート試料は、建家全域を対象に計49点(床:35, 壁:14), このうち表層濃度の異なる5点について5cm層ごとに65cmまで採取した。装置は、超硬合金の刃先の付いた直径3cmと4cmのドリルを使用して、試料は粉末状で採取した。試料調製は、試料コンクリート重量の2倍量の水を加えて1週間以上浸漬する方法を用いた。

測定の結果、トリチウム濃度は、建家全域について 10^{-4} $\mu\text{Ci/g}$ 以上、最大 1.7×10^{-2} $\mu\text{Ci/g}$ であった。地階の冷却機器室とFFD室内の濃度は、 $3.9 \times 10^{-4} \sim 1.2 \times 10^{-2}$ $\mu\text{Ci/g}$ の範囲に分散しており、 10^{-3} $\mu\text{Ci/g}$ 以上を検出した場所は、過去における重水漏洩との関連が明らかである。地階の両室以外のトリチウム濃度は $1.3 \times 10^{-4} \sim 6.1 \times 10^{-4}$ $\mu\text{Ci/g}$ 、1階は $1.6 \times 10^{-4} \sim 4.9 \times 10^{-4}$ $\mu\text{Ci/g}$ であり、両者に有意差はなく平均していた。しかし壁面の濃度が床面の濃度に比較して、約2倍高い傾向にあった。

深度分布曲線の代表例をFig. 2.2.5-1に示す。図中の1例を除いて、拡散浸透は指数関数で表わすことができる。表層濃度を C_0 、深さ d cmの濃度を $C(d)$ とすると、それらの関係は $C(d) = C_0 \times e^{-\lambda \cdot d}$ で表わされる。ここで拡散の定数 λ は $0.085 \sim 0.12 \text{ cm}^{-1}$ である。バックグラウンド測定用コンクリート試料のトリチウム濃度(5.5×10^{-6} $\mu\text{Ci/g}$)とはほぼ同じ濃度になる深さは、表層濃度により異なるが35~60cmであった。

トリチウムは重水の放射化生成物であり、コンクリート中への拡散浸透は、重水漏洩による液相HTO(l)とそれから蒸発した気相HTO(v)が存在し、これらがコンクリート中の含有水分と単独、または複合による同位体交換を行い進行したと推定される。コンクリート中のトリチウム濃度は、重水中のトリチウム濃度、室内への重水漏洩量と漏洩頻度、室内の空気調節と換気率などの諸因子に影響されると考えられる。

地階において 10^{-3} $\mu\text{Ci/g}$ 以上を検出したトリチウム濃度はHTO(l)に起因する。1階の濃度はHTO(v)が寄与し、壁面の濃度が高い理由は塗装などのコンクリート表面処理の相違によるものと考えられる。また、深度分布において表層部分の緩やかな浸透曲線は、空气中トリチウム濃度とのバランスによるものと考えられる。

(泉 幸男)

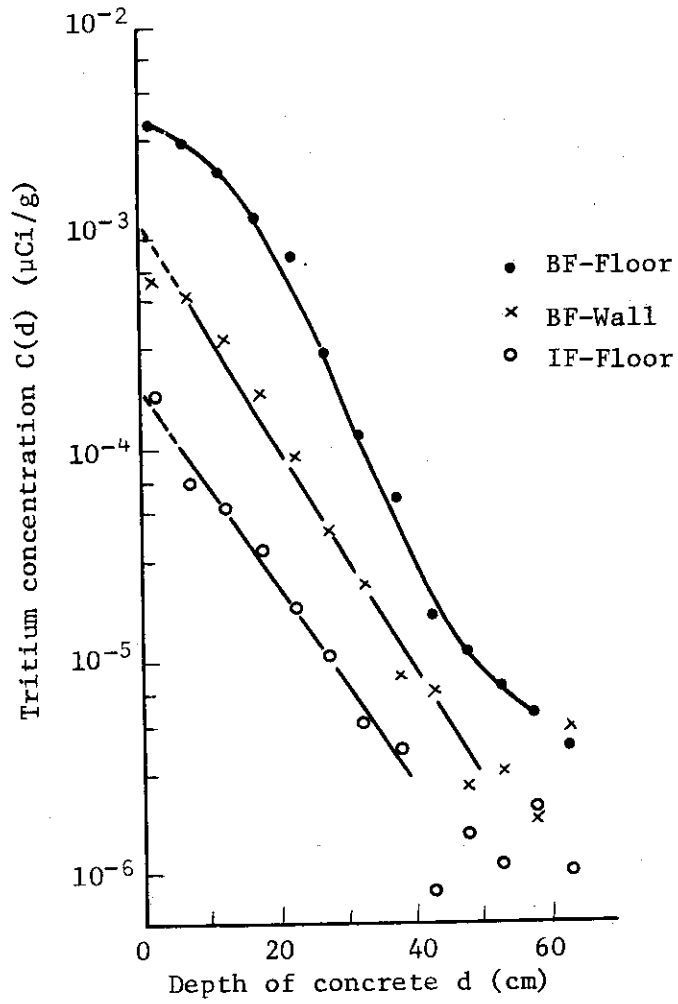


Fig. 2.2.5-1 Depth distribution of tritium concentration in concrete.

2.3 環境放射能

2.3.1 概要

大気中の Rn 娘核種の濃度変動と気象条件との関係の解析および現在日常モニタリングで使用している固定ろ紙式ダストモニタでの測定値の解析を行うのに必要なデータを得るために、 α 線と β 線が同時に測定できる CsI (Tl) シンチレーション検出装置の特性試験を行った。本装置は、 α 線 β 線の立上り時間から両者を分離測定するもので、 γ 線の混在による影響、長期間の安定性等、実際にダストサンプラに装備した場合の問題が予想されるが、 U_3O_8 線源を用いた試験ではほぼ満足できる結果が得られた。

モニタリングポスト6基 (MP-11, MP-15, MP-16, MP-17, MP-18, MP-19) について最大 10 R/h まで測定できるように改造を行った。装置は原研で開発されたもので、NaI (Tl) シンチレータを使用し、低線量率域では DBM 方式により、高線量率域では電流方式によりバックグラウンドレベルから 10 R/h まで測定するものである。高線量率域でのエネルギー特性を改善するために 7 mm 厚の鉛で検出部を遮蔽したため、低線量率域の感度が従来のものの約 55 % (約 1 μ R/h/cps) となった。高線量率域の換算係数は約 0.2 mR/h/cps である。エネルギー特性、方向特性、線量率特性はそれぞれ 15 %, 10 %, 10 % となり、高線量率域まで良好な特性を示した。

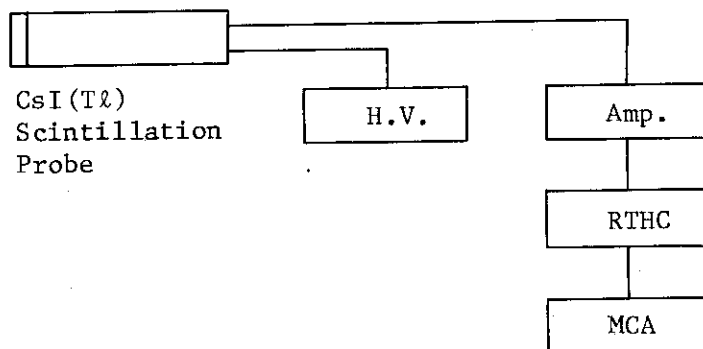
(片桐 浩)

2.3.2 CsI 検出器による α , β 放射能の分離測定

大気塵埃中の α , β 放射能濃度を集塵直後に連続測定し、Rn 娘核種の変動と気象条件との関連を解析すること、および現在大気塵埃中の放射能濃度の監視のために使用している固定ろ紙式ダストモニタによる測定値を解析するためのデータを得ることなどの目的で、 α , β 放射能を同時に測定するための測定部の特性試験を行ったので以下に述べる。

測定部の構成を Fig. 2.3.2-1 に示す。CsI (Tl) シンチレーション検出器から出力される α , β 放射線によるパルスを増幅・波形整形した後、ライズ・タイム・ツー・ハイト・コンバータ (応研電子 723-1B) を用いてそれぞれのパルスの立ち上がり時間を波高に変換し、その波高差で α , β 放射線を弁別することにより分離測定を行う。Fig. 2.3.2-2 にこの測定部を用いて、 U_3O_8 線源を測定した場合の波高分布を示す。これより各装置の設定値を適正に選ぶことにより α , β 放射線が確実に分離でき、両者の同時分離測定が可能であることがわかった。しかし本測定部を移動ろ紙式サンプラに取り付け、集塵直後の α , β 放射能の同時分離測定を行う場合には、① 測定部の安定性、② γ 線による影響、③ データ処理など考慮すべき点があるので、それらの点について今後検討を進めていく予定である。

(藪田 肇)



Scintillator : CsI(Tl) 2in ϕ \times 2mm
 Al(1 mg/cm²) window
 Amp. : Multimode Amplifier
 OKEN 704-3B
 RTHC : Rise Time To Height Converter
 OKEN 723-1B
 MCA : Multichannel Pulse Height Analyzer
 Tracor Northern TN-1705

Fig. 2.3.2-1 Schematic diagram of α , β discrimination system.

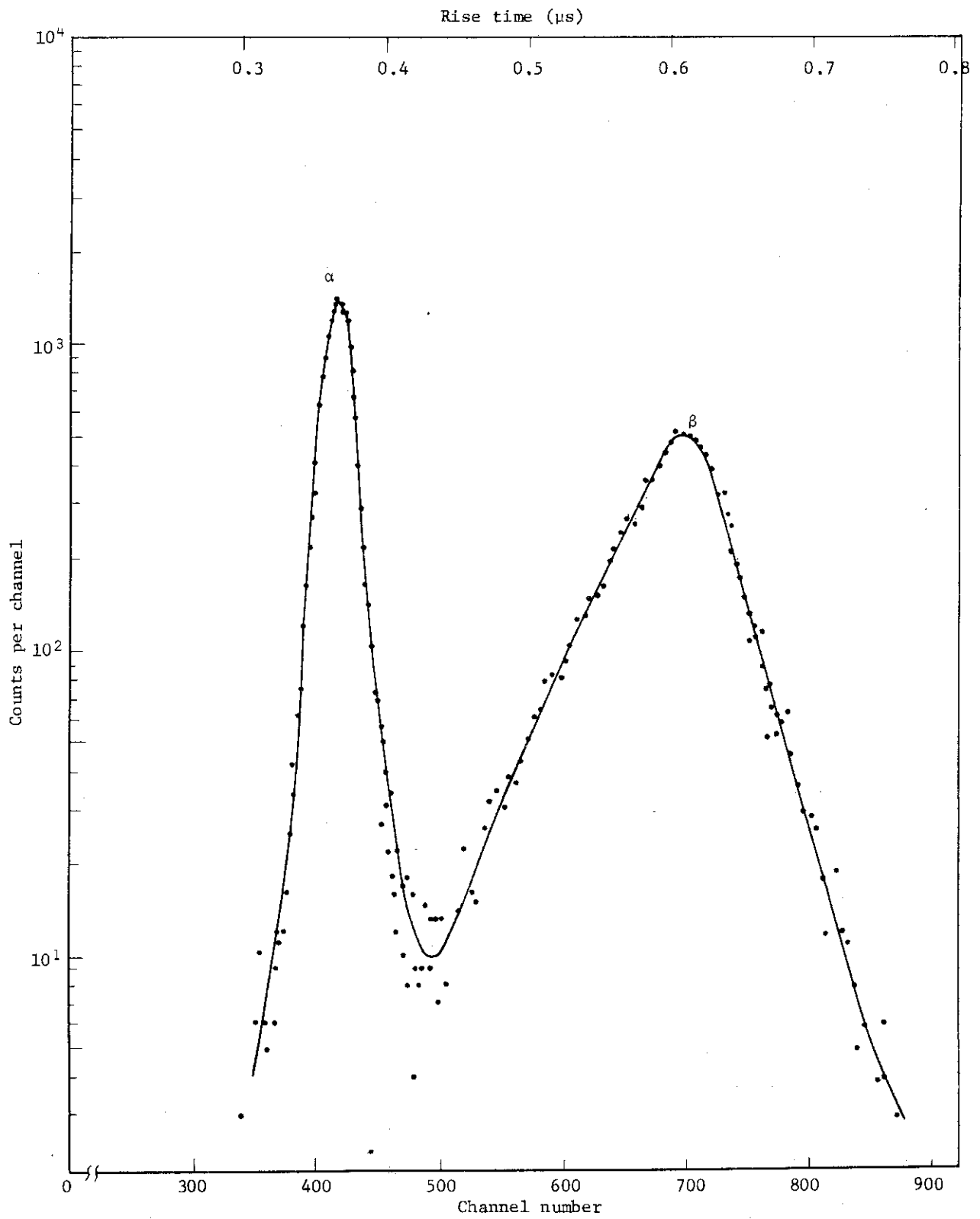


Fig. 2.3.2-2 Pulse height distribution of α, β particles using rise time to height converter.

2.3.3 広レンジモニタリングポストの特性

(1) 広レンジモニタリングポスト装置の概要

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」では、敷地周辺に設置するエリア放射線量率測定装置の性能として最大 10 R/h まで測定可能であることを発電用軽水炉に要求しており、また、他の原子炉施設でも参考にするよう示唆している。現在、10 R/h までの高線量率の測定には電離箱を、低線量率の測定には DBM 方式による NaI (Tl) シンチレーション検出器を使用する 2 検出方式が広く採用されている。しかし、東海研究所においては既に単一の NaI (Tl) シンチレーション検出器により、バックグラウンドレベルから最大 10 R/h まで測定できる広レンジ線量率計¹⁾が開発され、その性能についても十分実証されていたので、これをモニタリングポストに使用することとした。本装置は、バックグラウンドレベルから 5 mR/h までの低線量率域では DBM 方式により、5 mR/h から 10 R/h までの高線量率域では光電子増倍管からのアノード電流を測定する方式（電流方式）により測定を行うものである。データ伝送は、従来の 2 ch をそのまま使用することとした。No. 1ch は DBM の出力計数値を伝送する。No. 2ch は低線量率域測定時にはシングルチャンネルアナライザ（ウィンドウ幅 1.8 ~ 3 MeV）の出力計数値を、高線量率域測定時には自動切替えにより VFC 出力計数値を伝送する。広レンジ化したモニタリングポストは、MP-11, 15, 16, 17, 18, 19 の 6 基である。

以下にモニタリングポスト装置の概要を記す。

(a) 装置の構成

モニタリングポスト装置のブロックダイアグラムを Fig. 2.3.3-1 に示す。電流方式のエネルギー特性を改善するために、2" ϕ × 2" NaI (Tl) シンチレータに 7 mm 厚の鉛遮蔽体（開口面積 33 %）を取り付けた。このため、DBM 方式における G(E) 関数波形は鋸歯状波となった。高圧電源、DBM、アンプ付 SCA レートメータ、SWM（切替器）、TCM（温度補償回路）等の電子回路部およびビン電源はモニタ規格にしたがって設計した。プリアンプおよび VFC 回路部は、検出器から約 1 m のケーブルで接続されている。SWM の役割は、DBM からの線量率レベルにより、SCA 出力計数値と VFC 出力計数値との選択を行うものである。この切替線量率レベルは、1 μ R/h ~ 10 mR/h の範囲で可変であり、5 mR/h で VFC 出力計数値に切替わるように設定している。

(b) 感 度

検出器に鉛遮蔽体を取り付けたため、低線量率域の線量率感度は従来の値の約 55 % (1 μ R/h / cps) となった。高線量率域における線量率感度は、約 0.2 mR/h / cps となった。

(c) 自己汚染および宇宙線感度

鉛遮蔽体の中に自然放射性核種である U, Th 系列核種が混入しており、これらの核種からの線量率寄与は約 0.4 μ R/h となった。NaI (Tl) シンチレータ部および光電子増倍管 (RCA 6655 A) の ⁴⁰K による材質汚染は、非常に少なく 0.03 μ R/h 以下であった。また、3 MeV 以上の宇宙線感度は従来のものと同様（約 50 cpm）であった。これらの結果から、DBM 方式では材質汚染および 3 MeV 以上の宇宙線寄与相当分として約 1.2 μ R/h を差引いた。

(d) 今後の問題点

5 ~ 10 R/h の高線量率の測定を行うと、照射終了後短時間ではバックグラウンドレベルにも

どらないことがわかった。10 R/h 程度の高線量率で検出器を十数分照射した場合、バックグラウンドレベルにもどるまで照射終了後約 30 分かかった。これは、シンチレータおよび光電子増倍管の残光電流が原因であると考えられる。高線量率照射後からバックグラウンドレベルにもどるまでの時間は、シンチレータおよび光電子増倍管個々の特性により異なり、また、検出器への全照射時間に依存するため、今後それらの特性について検討する必要がある。

(小林 秀雄)

参考文献

1) 森内 茂 : 昭和 55 年日本原子力学会分科会予稿集, p. 90 (1980).

(2) 諸特性

広レンジモニタリングポスト装置について、予備系を含む計 7 系統の各種特性試験を実施した。高線量率域についてのエネルギー依存性を Fig. 2.3.3-2 に示す。200 keV 以下のエネルギー域については鉛シールドにより大幅に改善されており、総合的には 60 keV から 1.25 MeV までの範囲で $\pm 15\%$ 以内の平坦な特性が得られた。

方向依存性は、DBM 方式・電流方式双方ともほぼ同じ傾向となり、 0° から 120° までは $\pm 5\%$ 以内、また、 150° までについても $\pm 10\%$ 以内の一様な感度が得られた。使用した核種は ^{60}Co 、 ^{226}Ra 、 ^{137}Cs であるが 3 核種ともほぼ同様の結果となった。

線量率特性を Fig. 2.3.3-3 に示す。横軸は標準線量率、縦軸は 5 mR/h までが DBM 方式の指示線量率、5 mR/h から 10 R/h までが電流方式による指示線量率である。DBM 方式の低線量率域では $\pm 4\%$ 以内、電流方式の高線量率域についても $\pm 10\%$ 以内となり、良好な直線性が得られた。

なお、本装置の検出部は屋外に設置されており、周辺温度による影響が大きい。このため温度補償を行い、 -10°C から $+50^\circ\text{C}$ の範囲で大幅に温度特性が改善された。

(三原 明)

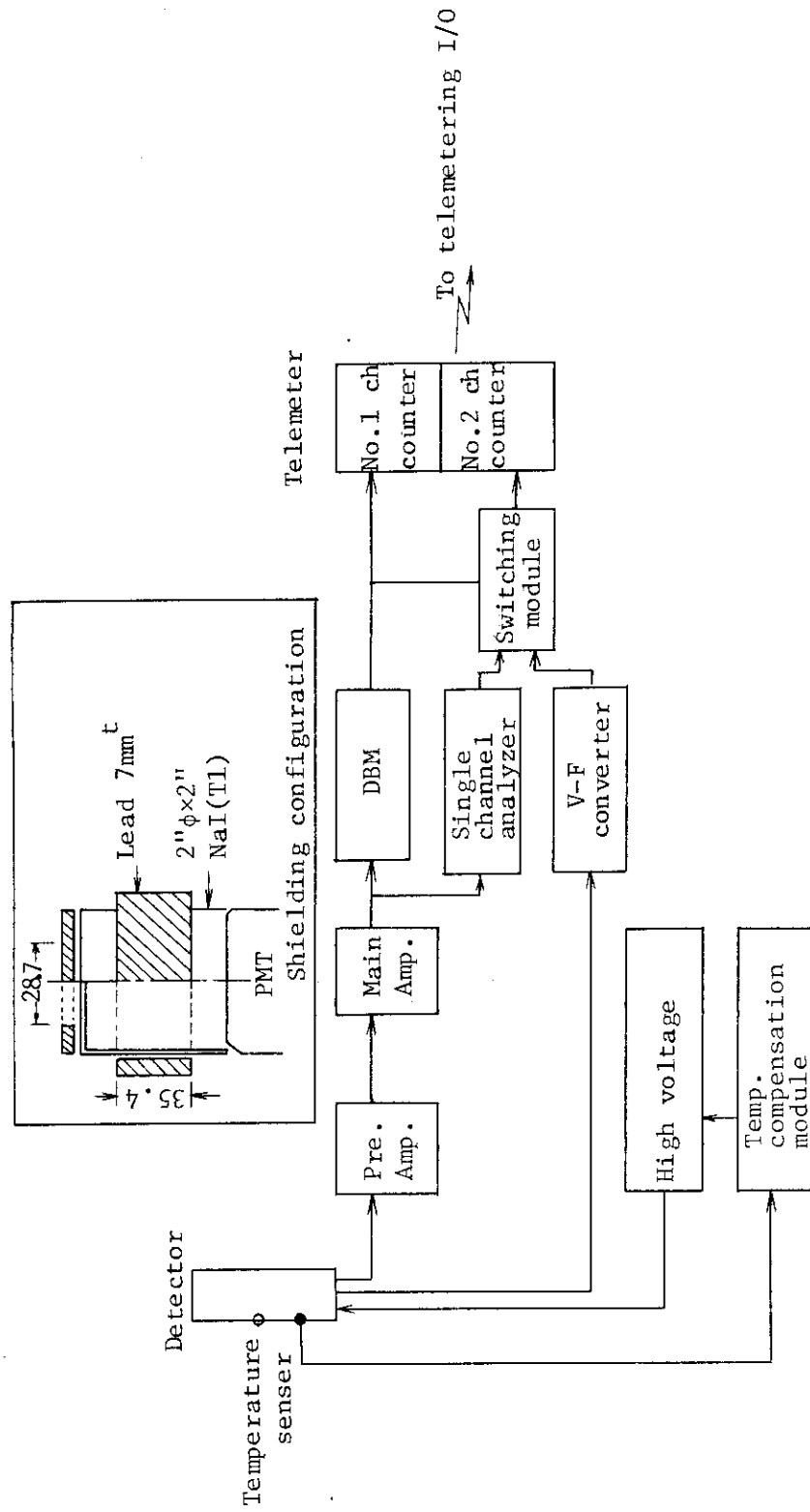


Fig. 2.3.3-1 Block diagram of wide range monitoring post equipment.

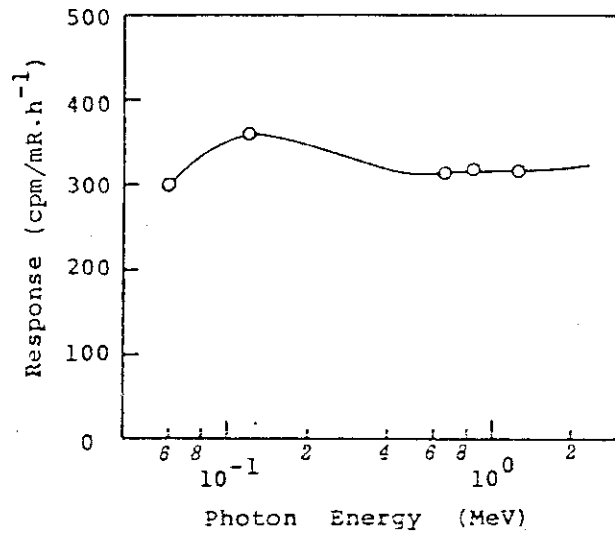


Fig. 2.3.3-2 Energy response of wide range monitoring post equipment.

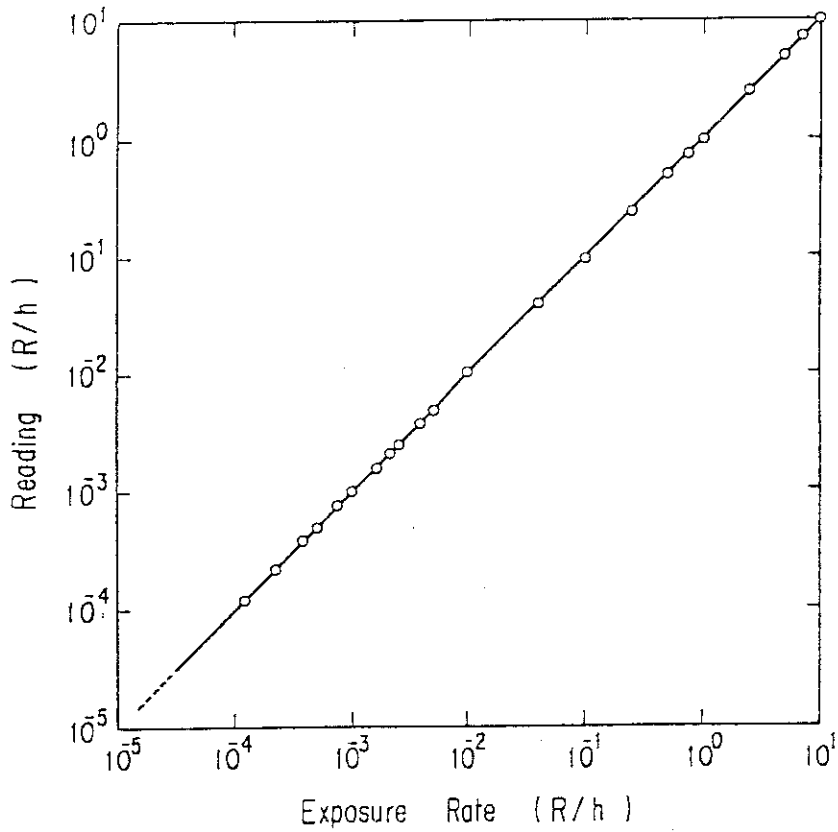


Fig. 2.3.3-3 Exposure rate response of wide range monitoring post equipment.

2.4 放射線計測

2.4.1 概要

臨界プラズマ試験装置はパルス状のX線を発生するので、このX線測定に適した新規の γ 線エリアモニタを開発し、試験施設に設置する必要がある。このため、検出部の特性調査に適したパルスX線発生装置を放射線標準施設棟に据付調整し、検出部の開発に着手した。

サーベイメータの自動校正装置は計算機を用いて、基準照射装置および校正用台車を自動制御する機能を有するものである。この装置は校正を行うための基準照射線量率をキーボードより指定すれば、自動的に線源が選択され、校正台車はマイクロコンピュータとパルスモータにより誤差1mmで所定位置に移動停止する。本装置の開発により校正作業における精度伝達を低損失で実施できるようになった。

(南 賢太郎)

2.4.2 パルスX線発生装置の設置

臨界プラズマ試験装置(JT-60)周辺に設置する放射線管理用モニタの試験開発を行うために、パルスX線発生装置を放射線標準施設棟に設置・整備した。高温プラズマから放射される制動X線は、高線量率のバースト状放射線である。このため、試験に用いるX線発生装置には、これらの特徴を十分模擬できるものが要求される。今回整備したパルスX線発生装置は、X線管に流れる高電圧電流の制御を高速で行うことが可能な装置であり、この要求に答え得るものである。

装置のブロック図をFig. 2.4.2-1に示す。本装置は、高圧側にテトロード管を使用し、X線管印加高圧を分圧することにより、この信号をVFコンバータと光ファイバーを用いて、テトロード管のコントロールグリッドへ結合し、フィードバック制御を行う。これにより、X線管印加高圧の完全直流化および安定化を行う。さらに、テトロード管のグリッドのバイアス電圧を制御することにより、X線管印加高圧をスイッチングし、X線のパルス化を行っている。X線管フィラメントの加熱は直流加熱方式であり、これに管電流帰還回路を組み合わせることにより、リップルのない安定した管電流が得られる。照射条件(管電流、管電圧、パルス幅、照射時間)を基に、内蔵マイクロコンピュータが、X線管の負荷条件(短時間許容負荷、蓄積熱容量)を管理する。

照射モードは、単一パルス照射、連続パルス照射、連続定出力照射の3通りである。

(1) 単一パルス照射モード

管電圧50～150kV(51段)、管電流10～800mA(15段)、パルス幅0.3～1000msec(32段)のパルス照射を行うことができる。

(2) 連続パルス照射モード

単一パルス照射モードの各設定範囲で、秒間1～400個(16段)のパルス照射を5～40秒間(11段)行うことができる。

(3) 連続定出力照射モード

管電圧 50 ~ 125 kV (39 段), 管電流 0.2 ~ 4.0 mA (20 段), 照射時間 1 ~ 9999 秒 (1 秒ステップ) で, 連続定出力照射を行うことができる。

また, 本装置には管電圧計, 管電流計, 曝射時間計, パルス計数計が付属しており, 上記の 3 通りの照射モードに対して, 実際の照射条件を測定することができる。

本装置の操作卓の外観を Photo. 2.4.2-1 に, パルス照射時の管電圧波形を Photo. 2.4.2-2 にそれぞれ示す。

(山口 恭弘)

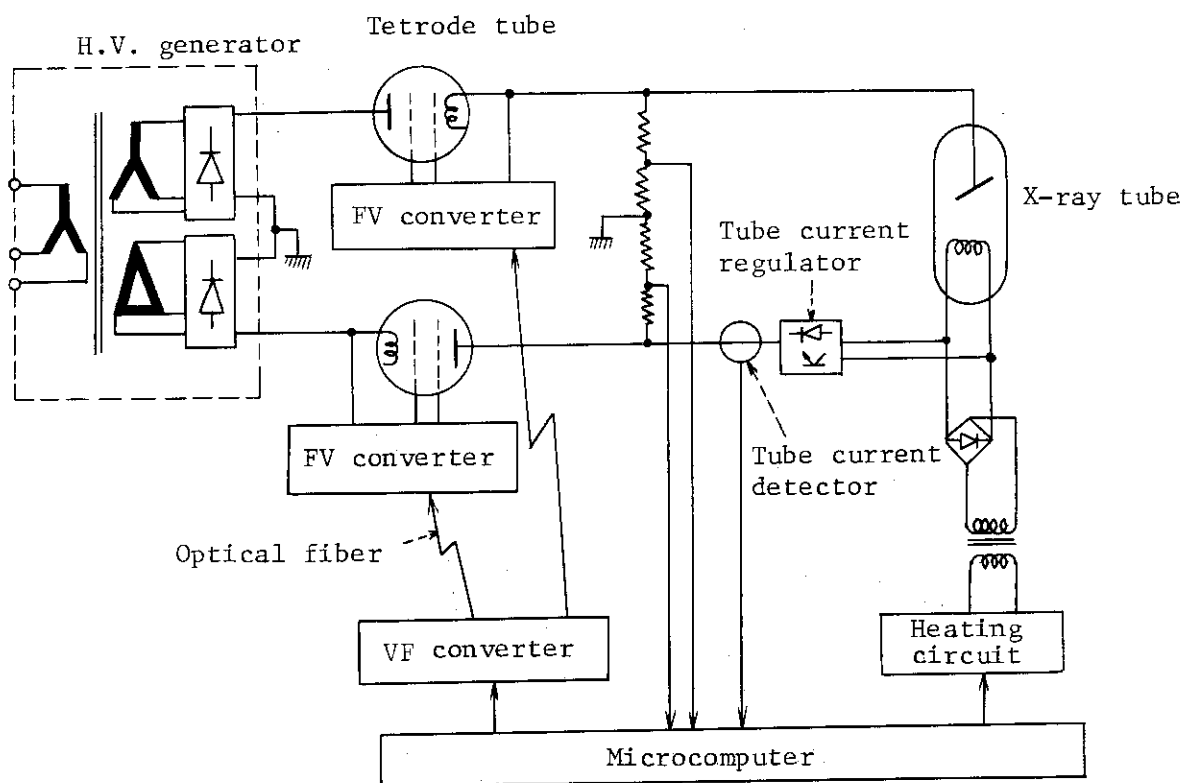


Fig. 2.4.2-1 Diagram of pulsed X-ray generator.

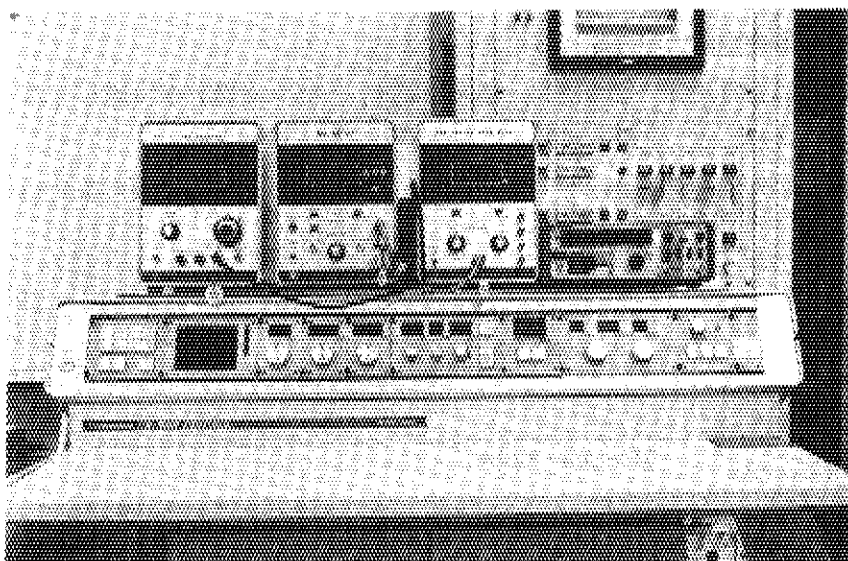
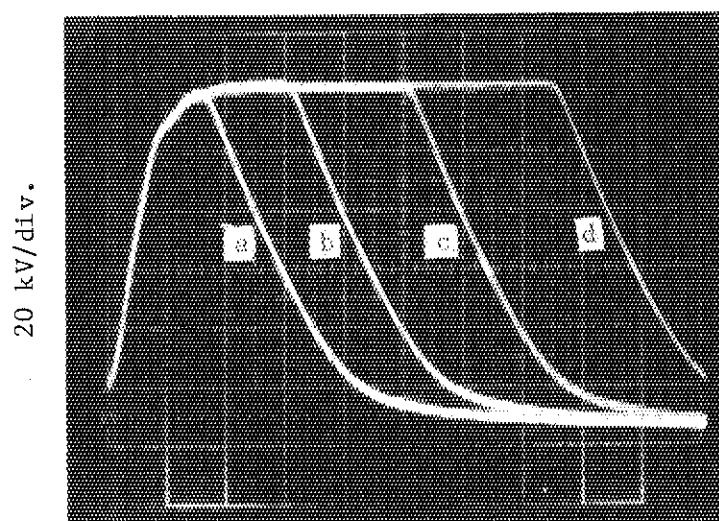


Photo. 2.4.2-1 Console of pulsed X-ray generator.



0.5 msec/div.

Photo. 2.4.2-2 High voltage wave forms of X-ray tube.

Setting conditions

120 kV, 200 mA

a : 0.3 msec

b : 1 msec

c : 2 msec

d : 3.2 msec

2.4.3 サーベイメータ自動校正装置の開発

サーベイメータの校正および管理業務を円滑に進めるため、サーベイメータ自動校正装置を開発した。この装置は、電算機を用いサーベイメータの校正作業と点検校正データの管理を行うものである。本装置は、既設の照射装置 2 基を自動制御し、使用線源、照射線量率を指定することにより、線源の減衰補正、検出器の構造による実効中心の補正を行い、校正台車を目的位置へ自動的に設定する。被校正測定器の指示値を工業用テレビで読み取り入力すると必要に応じ、温度、気圧を 20℃、760 mmHg に換算して校正定数を算出する。校正データは、定められた書式にしたがい端末装置より出力される。書式は、サーベイメータの機種に応じて校正データ、点検データとも 11 種に分類され、必要に応じて各種リストを取り出すことが可能である。また、本装置は、サーベイメータの貸出管理業務も実施できる。装置の外観とブロックダイアグラムをそれぞれ Photo. 2.4.3-1, Fig. 2.4.3-1 に示す。

(上沢 輝夫)

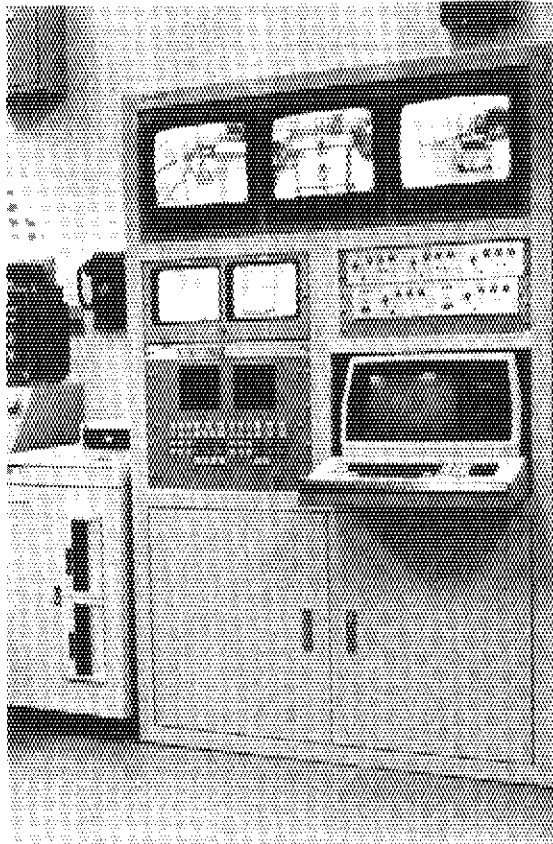


Photo. 2.4.3-1 Console of automatic calibrating apparatus for survey meters.

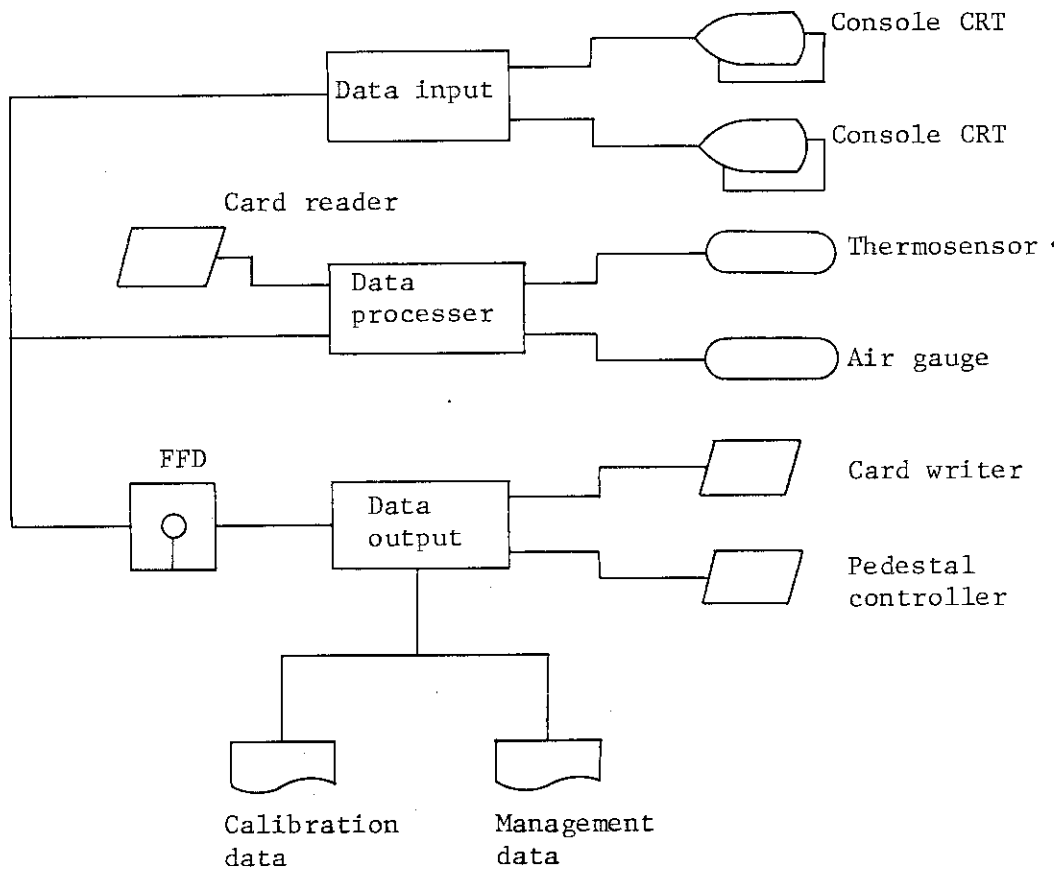


Fig. 2.4.3-1 Block diagram of survey meter calibration system.

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、放射性廃棄物の焼却処理設備の排ガス処理系における放射性核種の挙動を解明するため、実焼却処理設備を用いた試験を行った。また、使用済みとなったRI小線源など、密封状態の不良となったもの、揮発し易い線源を安全に取り扱い、廃棄する一方法として、市販熱硬化樹脂による固化を検討した。

(伊藤 尚徳)

大洗研究所では、放射性廃棄物管理における計算機の導入、受託調査によるマイクロ波を用いた熱分解溶融固化試験、ステンレス鋼配管の健全性を調査するための腐食試験、各種除染試験、 α 廃液濃度測定試験等、業務に直結した開発試験等を行い、知見を得た。

(三戸 規生)

2.5.2 RI小線源等廃棄物の有機系固化材の選定試験

RI使用施設において使用済みとなったRI小線源等には、密封状態が悪くなったもの、校正用線源のように試料皿からRIが剥離しやすくなったものおよびトリチウムターゲットのように揮発するおそれのあるものなどがある。これらを廃棄物として安全に取り扱うためには、発生元で固化封入することが考えられる。このため、これらの廃棄物を発生元で容易に固型化できる固化材を選定することを目的として調査検討した。その結果、入手しやすく、取り扱いが容易であり、さらに物性的に優れていることを理由に、プラスチック系固化材のうちから熱硬化性樹脂を対象とした。現在市販されている熱硬化性樹脂のうち、最適な固化材を選定するために、固化体の圧縮強度、硬化時における温度特性および比重に関する基礎物性試験を行った。

(1) 試験対象固化材

本試験では、市販されている熱硬化性樹脂9種類を入手した。これらの固化材名および配合比などをTable 2.5.2-1に示す。

(2) 試験方法

(a) 圧縮強度試験

混合した樹脂を、外径18mm、内径16mmおよび高さ40mmのテフロン製パイプの型枠に流し込み試験体を作製し、JIS-K 7208「プラスチックの圧縮試験方法」にしたがって圧縮試験を行った。また、この試験体の比重も求めた。

(b) 硬化時における温度特性試験

200mlビーカーに熱電対(C.A. 0.65 ϕ)を固定し、混合した樹脂を流し込み、6打点式温度記録計(0~300 $^{\circ}$ C)を用いて、温度の上昇から室温にもどるまで硬化時における温度の測定を行った。

(3) 試験結果

(a) 圧縮強度試験

試験結果を Table 2.5.2-1 に示す。これによると、すべての試験体の圧縮強度は、ロンジーパテの 290 kg/cm^2 を除けば 500 kg/cm^2 以上の高い値が得られた。放射性廃棄物の固化体の圧縮強度の基準については、科学技術庁告示第9号に示すように、海洋投棄用セメント固化体では 150 kg/cm^2 以上となっており、今回の試験結果は、この基準を十分に満足するものであった。

(b) 硬化時における温度特性試験

温度測定結果を Fig. 2.5.2-1 に示す。また、この結果より硬化時間および最高温度をまとめたものを Table 2.5.2-1 に示す。

なお、ここでの硬化時間は、測定開始からほぼ室温に近づくまでの時間とする。

硬化時における温度特性をみると、エポキシ樹脂 (M-208R, 208H) 以外はすべて発熱を伴う。各固化材の最高温度をみると、ロンジーパテが最も低く 54°C であり、スリーロイおよび試料埋込用樹脂は 160°C 以上であった。その他のものは 100°C 前後であった。今回入手した固化材のうち、エポキシ樹脂 (M-208R, 208H) のみが常温で硬化した。

また、硬化時間については、エポキシ樹脂 (M-208R, 208H) が2日ぐらいかかるのを除けば、すべて5時間以内であった。

(c) 比重

Table 2.5.2-1 に示すように、すべて1.0以上であった。

(4) 結論

以上の結果から、市販の固化材をそれぞれの取り扱い説明書に記載されている配合比にしたがって混合した場合に、取り扱いが容易でかつ硬化時にあまり温度があがらないものとして、エポキシ樹脂 (BS-133R, 133H)、エポキシ樹脂 (M-208R, 208H) および ADAPT-E があげられる。特にエポキシ樹脂 (M-208R, 208H) は常温で硬化するため、温度の上昇とともにトリチウムの揮発が生じるトリチウムターゲットの固化材に適しているといえる。

ただし、エポキシ樹脂 (M-208R, 208H) は、硬化時間等からみて、他の固化材と使用目的、取り扱い条件が著しく異なっていると判断されるので、対象固化材を再検討し、より適切な固化材を選択することとしたい。

(松浦 賢一)

Table 2.5.2-1 Physical properties of the thermosetting resins tested

Material	Composition (weight ratio)	Results of the tests				Specific gravity	
		Compressive strength(kg/cm ²)	Curing time (h)	Max. temperature (°C)			
EPOXY RESIN	Epoxy resin BS-133R, 133H	Resin : Hardener 1 : 1	4.0	88	900	1.3	
	Epoxy resin M-208R, 208H	4 : 1	>48	24	1,280	1.1	
	DEVCON A	9 : 1	2.5	113	510	2.8	
	THRELOY 2084 E	1 : 1	4.5	162	1,000	1.1	
	RONZY PUTTY TB 2083	1 : 1	2.5	54	290	1.6	
	ARALDITE AV 121B HY 951	10 : 1	3.0	117	790	1.6	
	POLYESTER RESIN	Polyester resin RIGOLAC 3116 NX	3116 NX: 100g, CaCO ₃ : 1.5g, Sand : 280g, : 1.2g Catalyst	1.5	76	790	2.0
		SHIRYŪMEKOMIYŌ ZYUSHI NO.101	Resin : 100g Catalyst(B): 1~2g Promoter(A): 0.5~2.0 ml	5.0	166	1,010	1.2
	POLYURE- THANE	ADAPT-E E-64A, E-65BS	Resin : Hardener 65 : 35	3.5	87	540	1.0

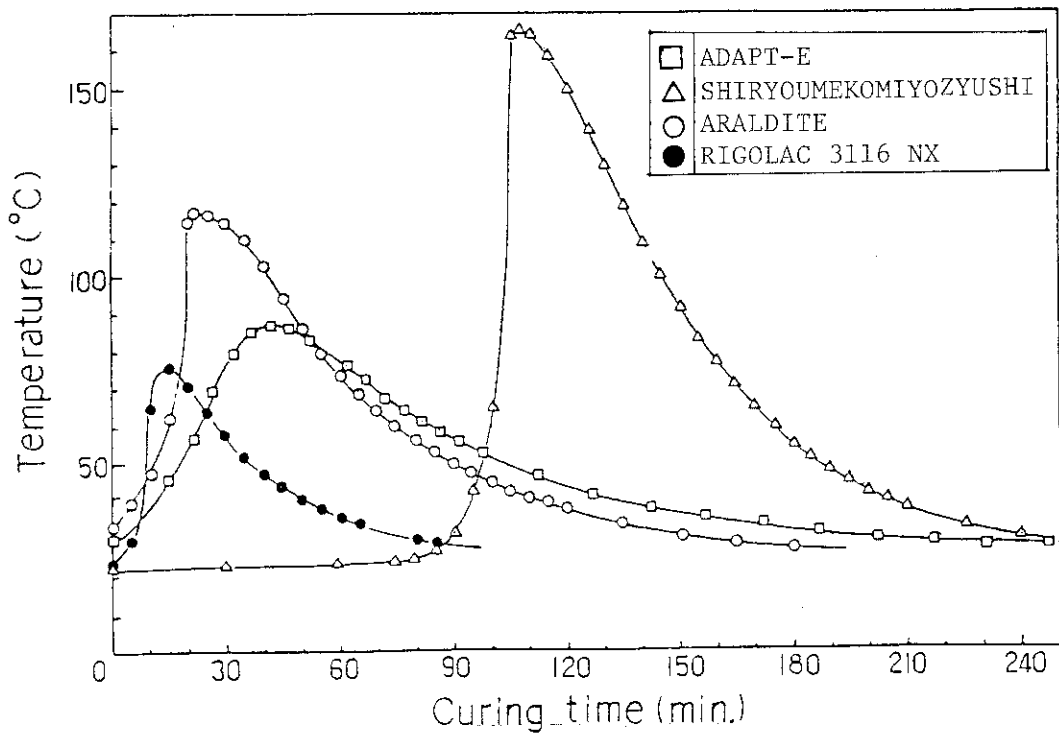
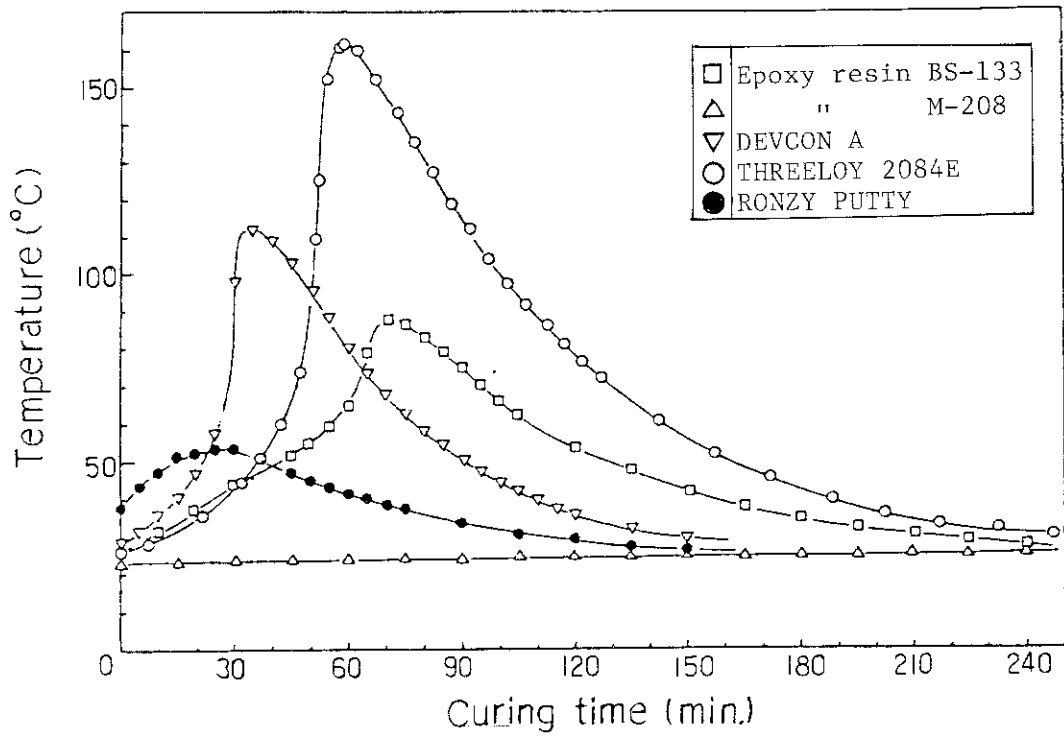


Fig. 2.5.2-1 Reaction temperature in curing time of thermosetting resin.

2.5.3 放射性廃棄物の焼却時における放射性核種の挙動

東海研究所では、可燃性固体廃棄物は焼却処理設備を用いて処理を行っている。この設備の排ガス処理系には、Fig. 2.5.3-1に示すように、1次および2次セラミックフィルタ、HEPAフィルタ（耐熱性）および排ガス洗浄塔が設置されている。

この排ガス処理系における放射性核種（以下、RI）の挙動を調べるために、実焼却処理設備を用いてRIで汚染させた模擬廃棄物を焼却することにより、焼却炉および排ガス処理系における除染係数（DF）を測定した¹⁾。

(1) 試験方法

^{58}Co ・ ^{60}Co (NO_3)₂, ^{106}Ru (Chloro-complexes) および $^{134}\text{CsCl}$ の水溶液で汚染させた模擬廃棄物（ウェス 1kg + ポリエチレン・酢酸ビニル 1kg, 20ℓ 紙バケツ入り）を作製した。これを実焼却処理設備（処理能力；100 kg/h）で焼却することにより、Fig. 2.5.3-1に示した測定点（ S_1 ～ S_5 ）でばいじん試料を採取し、各煙道を通じた排ガス中の放射能を測定した。焼却炉のDFは投入放射能と炉出口煙道を通じた排ガス中の放射能の比、また、排ガス処理系のDFは各除じん設備前後の煙道を通じた排ガス中の放射能の比として算出した。

(2) 試験結果および考察

焼却炉および排ガス処理系のDFの測定結果をTable 2.5.3-1に示す。

これより焼却時における放射性核種の挙動についてみると、 ^{58}Co および ^{60}Co については、焼却炉のDFが高く（残存率として91%）、かつ1次セラミックフィルタのDFが非常に高いことから、灰と同様の挙動を示していると考えられる。HEPAフィルタまでの総括DFはほぼ 10^7 以上となる。

^{106}Ru については、炉のDFが小さいことから炉内で一部揮発し、その揮発したRuは1次と2次セラミックフィルタ（800～550℃）ではほとんど捕集されていないことから気体状で存在していると考えられる。さらに、HEPAフィルタ（200℃）でのDFは非常に高いことから、温度低下により固体状に変化したものと考えられる。排ガス洗浄塔までの総括DFは 10^5 以上となる。

^{134}Cs については、焼却炉のDFが低いことから炉内で一部揮発し、その大部分は1次セラミックフィルタで捕集された。HEPAフィルタまでの総括DFは 10^8 以上が得られることが、今回の試験で確認することができた。

（加藤 清）

参考文献

- 1) 加藤ら；日本原子力学会 年会要旨集（第Ⅱ分冊），p. 75（1983. 3）

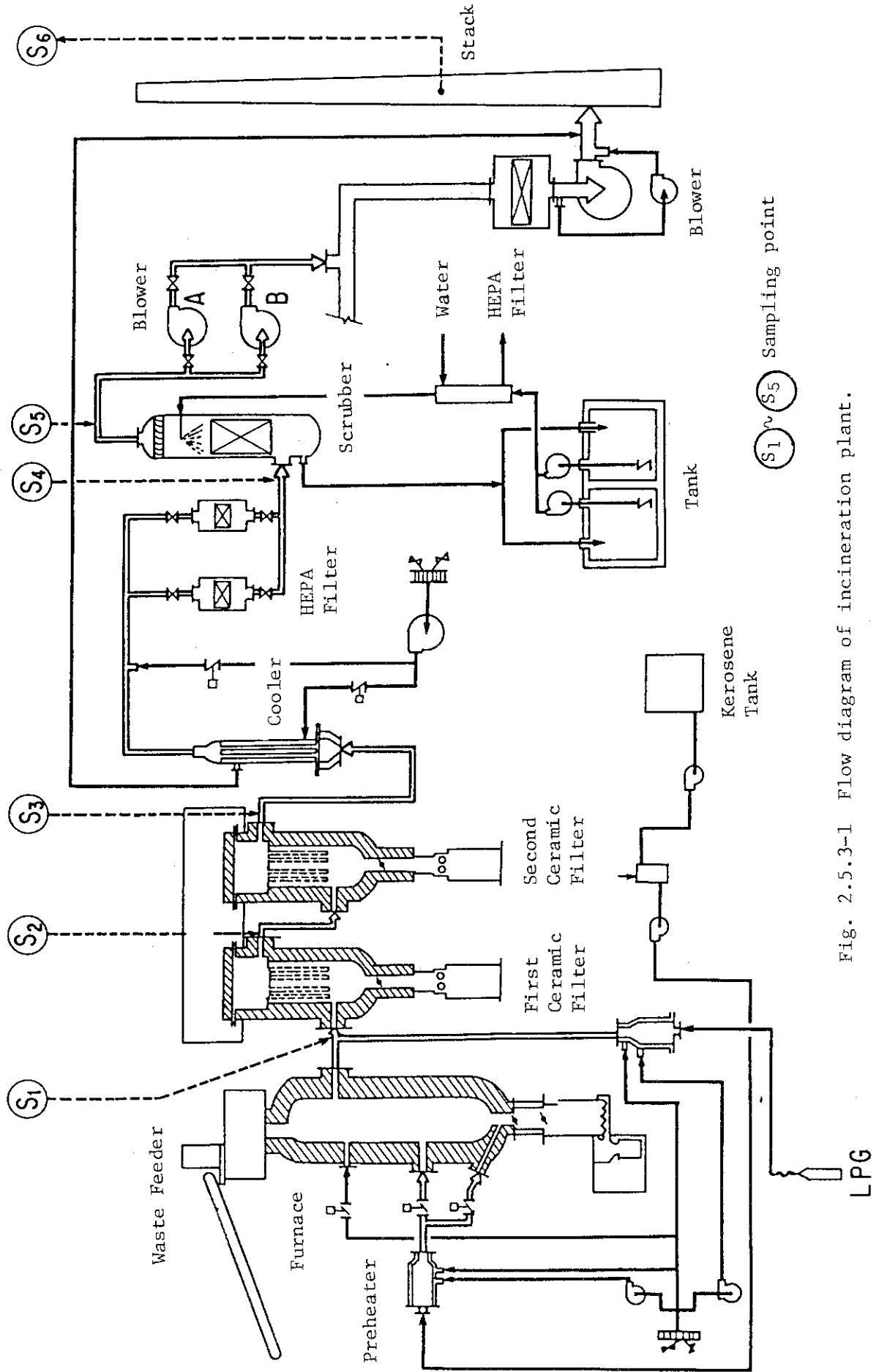


Fig. 2.5.3-1 Flow diagram of incineration plant.

Table 2.5.3-1 Decontamination factor of incineration plant

Nuclides	Input activity (mCi)	Decontamination factors (DF)					Overall DF
		Furnace	First ceramic filter	Second ceramic filter	HEPA filter	Scrubber	
⁵⁸ Co	17	1.1×10	>9.7×10 ⁴	*1	*1	-	*2 >8.8×10 ⁶
⁶⁰ Co	12	1.1×10	>1.0×10 ⁵	*1	*1	-	*2 >2.4×10 ⁷
¹⁰⁶ Ru	4.9	3.1	1.6	1.3	5.4×10 ³	>9.9	>3.5×10 ⁵
¹³⁴ Cs	100	3.2	1.4×10 ⁴	1.1×10	>2.5×10 ²	-	>1.2×10 ⁸

*1 Non-detectable

*2 Overall DF = $\frac{\text{Input activity into the furnace}}{\text{Output activity from HEPA filter}}$

2.5.4 放射性廃棄物管理用計算機導入の検討

大洗研，放射性廃棄物処理課において処理される廃棄物は，放射性廃液（3区分）， $\beta \cdot r$ 固体廃棄物（2区分），および α 固体廃棄物（2区分）の計7区分に大別される。これらの廃棄物は，それぞれ受入後一時貯蔵され各種の処理装置で減容処理し，最終的には固化体として集積保管されている。

その中で，低レベル $\beta \cdot r$ 固体廃棄物の年間受入個数は17,000個（1981年実績）にものぼり，過去の発生量の推移から今後ますます増加の傾向が予想される。また，これらの廃棄物はその性状等により更に細かく分類され，それぞれの処理工程にしたがって処理するため各工程から多くのデータ等が発生することになる。

これらのデータ等は，現在手計算で集計，記録されているがその作業の全業務量に占める割合が非常に大きく，また，今後ますます増加する事が予想されている。そこで，これらの業務を効率的に行うため計算機の導入について検討した。

計算機の使用範囲は，次の通りである。

1) 放射性廃棄物処理における帳票類の整理

搬入・処理・固化・保管等の一連の作業から得られるデータを処理記録として整理し，また，四半期報告や年度報告等の書類を作成させる。

2) 放射性廃棄物処理における放射能管理

現在固体廃棄物の放射能は，放射線量率の測定結果から推定しているが，自動放射能測定装置の導入により計算機処理を行う。また，液体廃棄物については，サンプリング法により放射能管理を行っているので，データの集計処理を自動化させる。

3) 処理施設の運転管理

処理装置運転時は，1～2時間ごとに運転データを記録しているので，計算機導入により各装置の運転自動化を図るとともにデータの計算機処理を行う。

4) 各種計算への応用

放射能減衰計算や遮蔽計算等日常業務に必要な諸計算について計算機処理させる。

以上の事から計算機導入により

- ① 人員を要する作業量が削減される。
- ② 現状では困難な帳票の検索作業が行える。
- ③ 測定方式および測定器の開発により，放射能管理が容易に行える。

などのメリットが生まれる。これにより，データの正確かつ迅速な把握による運転管理の合理化が行え，また，技術開発のためのデータ処理が容易にできる等を考慮すると業務の大巾な改善が期待される。

1982年度は，計算機システムの基本設計を行い，ソフト開発に着手した。

Fig. 2.5.4-1に，システム構成の概要を示す。

（小林 弘也，田所 則男）

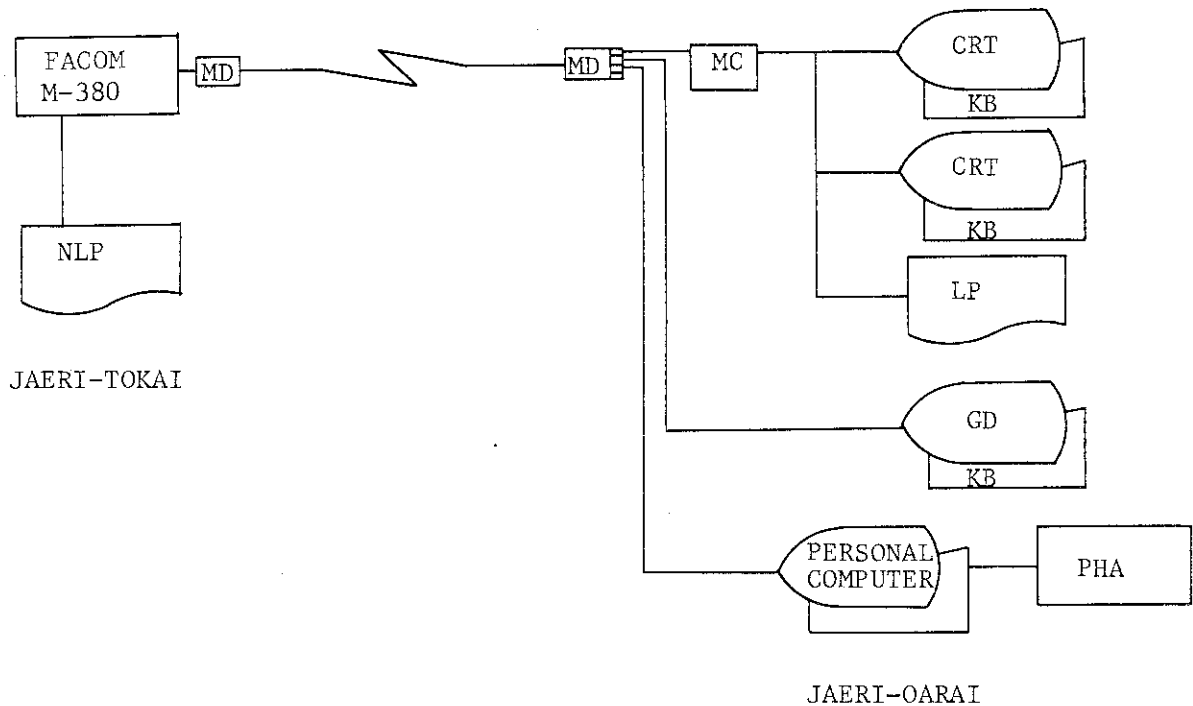


Fig. 2.5.4-1 Diagram of radioactive waste management system.

2.5.5 β , γ 固体廃棄物の熱分解試験

大洗研究所では、JMTR ホットラボ、動燃大洗工学センターの常陽の照射材料試験施設 (MMF)、照射燃料試験室 (AGF) 等から発生する高レベル β , γ 雑固体廃棄物 (表面線量率; 200 mR/h 以上) について、より一層の減容と安定化処理を目的として、マイクロ波加熱による熱分解・溶融固化の試験を行った。熱分解・溶融固化の処理システムを Fig. 2.5.5-1 に示す。本処理システムの特徴は、1つのエネルギー源で熱分解、灰化、溶融、ガス燃焼の一連の処理工程をまかなうことである。

本稿では、 β , γ 固体廃棄物の熱分解・灰化試験について報告する¹⁾。

本試験の熱分解試験では、 β , γ 固体廃棄物 7 種類の模擬試料について熱分解ガス組成、熱分解特性 (反応速度、物質収支)、コールドおよびホットトレーサの排ガス系への移行性と減容性等を調べた。灰化試験では、灰化特性、コールドおよびホットトレーサの排ガス系への移行性について調べた。

試験装置はマイクロ波発生装置 (周波数: 915 MHz \pm 25 MHz, 最大出力: 25 kW), 導波管, 熱分解溶融炉, タール回収塔またはトレーサ吸収塔, 排ガス処理装置 (ガス吸収器, HEPA フィルタ) の主要機器から構成される。Fig. 2.5.5-2 にその概略フローシートを示す。

(1) 試験方法

1) 熱分解試験方法

- ① 分解ガス組成, 分解速度, 物質収支, 減容性については, 固体廃棄物はコールドのウェス (RI 汚染除去用タオル), 紙 (ペーパータオル), 塩化ビニルシート, 酢酸ビニルシ

ート、ポリエチレンシート、ゴム手袋（放射性物質取扱い用ゴム手袋）、イオン交換樹脂〔陽イオン/陰イオン=1/1（重量比）〕の7種類を選定し、試料とした。試験はバッチ式で、窒素ガス雰囲気のもとで行った。試料量はそれぞれ250 gとした。

- ② トレーサの排ガス系への移行性については、固体廃棄物試料としてウェス、塩化ビニルシート、ゴム手袋の3種類を用い、上記と同条件でマイクロ波の出力、窒素ガス流量、熱分解時間を変化させて調べた。

マイクロ波出力は4.1 kW, 5.7 kW, 7.4 kW とし、窒素ガス流量は0 ℓ/min, 20 ℓ/min, 40 ℓ/min とした。熱分解時間は、7分, 10分, 15分および20分とした。トレーサは、コールド試験では、塩化コバルト六水塩と塩化セシウムを用い、ホット試験では、 ^{60}Co , ^{137}Cs 含有の蒸発缶濃縮液（pH: 6.0, 密度: 1.15 g/cm^3 , 固形物含量: 19.8 wt%）を用いた。トレーサの分析は、原子吸光法とGe (Li) 波高分分析法により行った。

2) 灰化試験方法

ウェス、紙、塩化ビニルシートの熱分解残渣の当量混合物（30 g）を用い、灰化速度、灰化率、トレーサの排ガス系への移行性を調べた。特に、トレーサの移行性は、マイクロ波の出力を2.4 kW, 4.1 kW, 5.7 kW に、また、パーズ空気ガス量を、8.5 ℓ/min, 30 ℓ/min, 50 ℓ/min に変化させ、その影響について調べた。トレーサは上記と同じものを使用した。

(2) 試験結果と考察

1) 熱分解試験結果

① 熱分解ガスは低分子量成分（ H_2 , CO , CO_2 , CH_4 , C_2H_4 で約90%占有）から成り、燃焼が容易である。② 分解ガス組成は、マイクロ波の出力にほとんど依存しなかった。③ 難分解性の廃棄物（主にポリエチレン）はウェスとの混合系で完全に分解した。④ 物質収支は固体廃棄物試料の平均で分解ガスが約50%, タールが約25%, 残渣が約10%であった。⑤ トレーサの排ガス系への移行率は、廃棄物個々で異なり、核種の挙動は発生するタールに同伴した。廃棄物個々のトレーサの移行率をTable 2.5.5-1に示す。⑥ コールドトレーサとホットトレーサは同様な移行率を示した。しかし、ウェスはコールドトレーサが熱分解の促進に寄与するため、コールド試験では、セシウムの移行率が ^{137}Cs に比べ約1桁高い値を示した。⑦ ^{60}Co と ^{137}Cs の移行率は全般に ^{137}Cs が ^{60}Co に比べ数倍高い値を示した。⑧ マイクロ波出力、パーズ窒素ガス量、加熱時間はトレーサの移行率にほとんど影響を与えなかった。マイクロ波の出力変化に伴うトレーサの移行率をTable 2.5.5-2に示す。

2) 灰化試験結果

① 熱分解残渣30 gは約30分で灰化し、その灰化率は約95%であった。② トレーサの排ガス系への移行率はマイクロ波出力およびパーズ空気ガス量にほとんど依存せず、コールドトレーサおよびホットトレーサとも同様な値が得られた。③ ^{60}Co と ^{137}Cs の移行率は ^{137}Cs が ^{60}Co に比べ約1桁高い値を示した。トレーサの移行率をTable 2.5.5-1に示す。

なお、今回の試験は、三機工業（株）と共同で実施したものである。

今後の熱分解試験では、混合系試料およびイオン交換樹脂を対象にさらに熱分解特性、トレーサの排ガス系への移行性について試験するとともに移行性に及ぼす因子、熱分解灰化の連続

処理等についても試験する予定である。

(福田 勝男)

参考文献

- 1) 三戸規生他 ; 日本原子力学会年会第Ⅱ分冊, F 1, F 2 1983.

Table 2.5.5-1 Volatilization rates of tracer in pyrolysis and ashing treatment of β , γ solid wastes

Treatment	Sample	Cold or hot test	Volatilization rates to off-gas system (%)	
			Co	Cs
Pyrolysis *1	Cotton (towel)	Cold	0.19 (± 0.10)	4.0 (± 2.0)
		Hot	0.15 (± 0.11)	0.27 (± 0.13)
	Vinyl chloride (sheet)	Cold	4.5 (± 1.6)	11.3 (± 3.8)
		Hot	5.7 (± 2.7)	14.8 (± 4.7)
	Rubber (for handling of RI)	Cold	1.4 (± 0.84)	10.3 (± 4.2)
		Hot	2.2 (± 1.3)	6.3 (± 1.5)
Ashing *2	Char *3	Cold	0.57 (± 0.06)	12.6 (± 5.7)
		Hot	0.84 (± 0.48)	9.1 (± 1.6)

*1 microwave power; 4.1~7.4 kW

*2 microwave power; 2.4~5.7 kW

*3 are mixed in equal quantities after pyrolysed cotton, vinyl chloride, rubber

Tracer; cold tracer: $\text{CoCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, CsCl

hot tracer : evaporator concentrate included ^{60}Co and ^{137}Cs .

Table 2.5.5-2 Volatilization rates of Cs tracer in pyrolysis treatment of solid wastes sample (Influence of microwave power)

Microwave power (kW)	Volatilization rates of Cs (%)					
	Cotton (Towel)		Vinyl chloride (sheet)		Rubber (for handling of RI)	
	Cold tracer	Hot tracer	Cold tracer	Hot tracer	Cold tracer	Hot tracer
4.1	3.2 (± 2.0)	0.15 (± 0.03)	10.1 (± 2.4)	11.4 (± 2.5)	8.2 (± 3.6)	4.6 (± 0.8)
5.7	4.5 (± 1.4)	0.34 (± 0.17)	12.3 (± 5.0)	20.5 (± 2.5)	7.6 (± 1.2)	7.6 (± 0.2)
7.4	4.2 (± 2.3)	0.31 (± 0.07)	11.5 (± 3.3)	12.5 (± 1.5)	15.1 (± 2.0)	6.8 (± 1.1)
Av.	4.0 (± 2.0)	0.27 (± 0.13)	11.3 (± 3.8)	14.8 (± 4.7)	10.3 (± 4.2)	6.3 (± 1.5)

Purged N_2 gas ; 20 l/min

Sample ; about 250 g

Tracer ; Cold : $\text{CoCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ (10g), CsCl (1.0g)

Hot : ^{137}Cs (1.0 μCi)

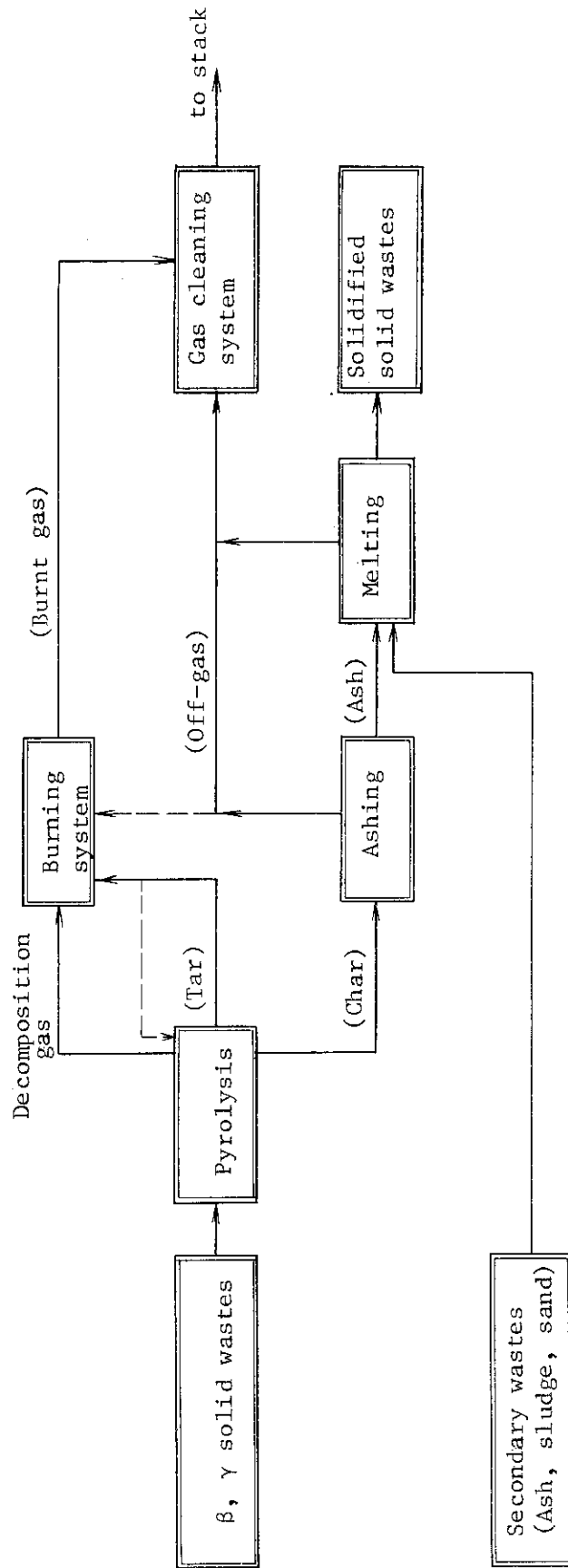


Fig. 2.5.5-1 Treatment process of pyrolysis and melt solidification of β, γ solid wastes.

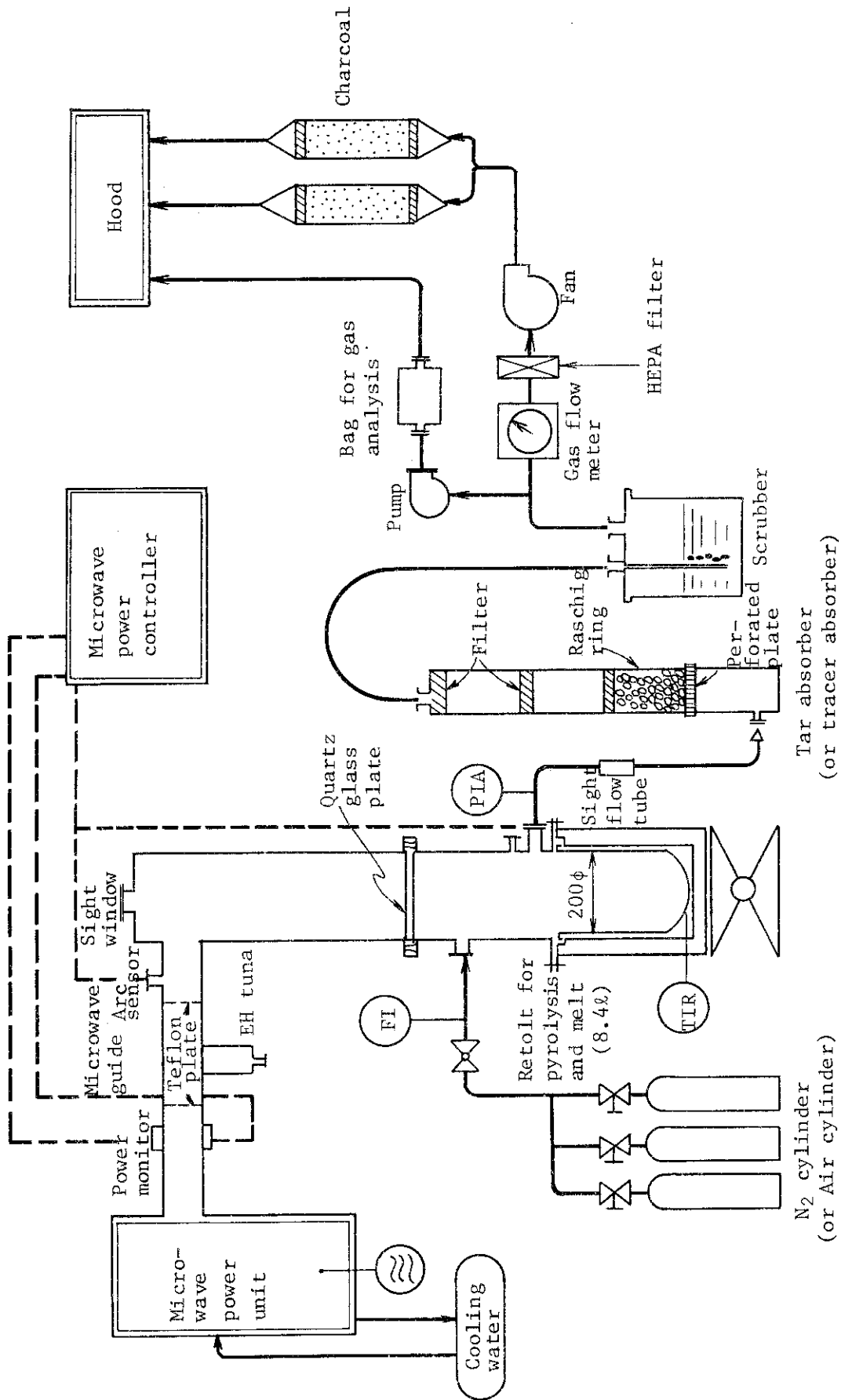


Fig. 2.5.5-2 Flow sheet of pyrolysis and melt solidification unit of β, γ solid wastes.

2.5.6 β , γ 固体廃棄物の溶融固化試験

本稿は、前項 2.5.5 で報告した β , γ 固体廃棄物の熱分解・溶融固化処理システムのうち、マイクロ波加熱により廃棄物を溶融し、放射性物質をガラス質中に固定する溶融固化試験について報告する¹⁾。

本試験では、原研大洗研究所の既設の廃棄物処理装置から発生する 2 次廃棄物の模擬試料を用いて、溶融特性、溶融時におけるトレーサの排ガス系への移行性と減容性等を調べた。

模擬試料は、焼却灰（一般事務用灰）、スラッジ（水酸化第二鉄（ $\text{Fe}(\text{OH})_3$ ）とリン酸二水素カルシウム水塩（ $\text{Ca}(\text{H}_2\text{PO}_4)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ ）の等量混合物）、砂（川砂）の 3 種類とした。各試料の組成、かさ比重、融点（溶融開始温度）を Table 2.5.6-1 に示す。

試験装置は前項記述の装置を用い、本試験では、溶融固化物の炉内からの取り出し易さ等から金属溶融用ルツボ（ $140\text{mm}\phi \times 200\text{mmH} \times 15\text{mm}$ ）を熱分解溶融炉内に置いた。

〔試験方法〕

金属溶融炉内に試料約 1 ϕ を仕込み空気ガス雰囲気のもとでマイクロ波を照射し、溶融を行った。トレーサの排ガス系への移行性については、マイクロ波出力、溶融時間、試料の物理的形態を変えて、その影響を調べた。

マイクロ波出力は 8.2kW, 10.7kW, 13.0kW とし、溶融時間は 3 分から 20 分の範囲で 5 段階とした。試料の物理的形態は乾燥状態のもの、含水率をかえたもの（37wt% および 50wt%）の 3 種類とした。使用したトレーサおよびその分析法は前項 2.5.5 と同様とした。

〔試験結果〕

- (1) 溶融特性；① スラッジおよび砂は、溶融時の湯面の広がり良好で、速やかに溶融できた。② 焼却灰は湯面の広がり遅く、本格溶融開始までに時間を要したが、マイクロ波の出力調整等の運転操作方法により速やかに溶融できることがわかった。
- (2) トレーサの排ガス系への移行性；① 移行率は、廃棄物の種類によって異なり、その値は、上記溶融特性に依存し、スラッジ、砂、焼却灰の順に高い値を示した。Table 2.5.6-2 にその結果を示す。② マイクロ波出力、加熱時間とも移行率にほとんど影響を及ぼさなかった。これは、溶融体の粘性が高く、溶融時にトレーサの物質移動がほとんどないためと推定される。Table 2.5.6-3 にスラッジを試料としたマイクロ波出力の影響についての結果を示す。③ 試料の物理的形態（乾燥、含水）については有意な差は認められなかった。④ コールドトレーサおよびホットトレーサの比較では、各試料ともホットトレーサが約 1 桁程度低い移行率を示した。⑤ ^{60}Co と ^{137}Cs では、 ^{60}Co が ^{137}Cs に比べ約 1 桁程度低い移行率を示した。
- (3) 減容性；焼却灰は 1/11 に、スラッジは 1/5 に、砂は 1/1.5 にそれぞれ減容した。

〔まとめ〕

前項 2.5.5 の熱分解試験および本稿の溶融固化試験の結果から、 β , γ 固体廃棄物の熱分解・溶融固化処理システムについて、一連のプロセスとしてトレーサの排ガス系への移行率および減容性をまとめると、① トータル移行率は、 ^{137}Cs では 15.7%、 ^{60}Co では 2.9% であった。この値は、熱分解処理が大きく（約 50%）寄与しているため、熱分解で生じるタールの再分解を行うことにより更に軽減できる。② トータル減容性は、廃棄物の種類によって異なるが、含水ウェス、紙、塩化ビニルシートの混合系で約 1/1500（減重性；約 1/70）が得られた。こ

これらの結果を Fig. 2.5.6-1 および Fig. 2.5.6-2 に示す。

なお、本試験は、三機工業（株）と共同で実施したものである。

〔今後の予定〕

今後の試験としては、トレーサの排ガス系への移行性に主眼をおき、トレーサの化学形の影響、バッチ処理および連続処理の影響、固化体からの RI の浸出性等について試験を行う予定である。

（福田 勝男）

参考文献

- 1) 三戸規生他；日本原子力学会年会第Ⅱ分冊，F 1，F 2 1983。

Table 2.5.6-1 Component of simulated samples used for melt solidification test of β, γ solid wastes

	Incinerator ash	Sand (River sand)	Sludge
Water contents (wt%)	1.2	2.0	Fe(OH) ₃ : 50%, Ca(H ₂ PO ₄) ₂ · H ₂ O : 50%
C (wt%)	6.7	-	
SiO ₂	42.7	51.8	
Al ₂ O ₃	16.1	7.41	
Fe ₂ O ₃	1.73	4.12	
CaO	0.67	0.13	
MgO	14.2	1.65	
Na ₂ O	0.74	1.41	
K ₂ O	0.99	1.17	
ZnO	1.77	0.015	
SnO	0.030	0.089	
PbO	0.002	0.004	
MnO	0.079	0.046	
CuO	0.016	0.002	
NiO	0.028	0.005	
Bulk density	0.2	1.6	0.6
Melting point (°C)	1260	1370	1120

Table 2.5.6-2 Volatilization rates of tracer to off-gas system in melt treatment of simulated wastes

Simulated sample	Tracer	Volatilization rates (%)	
		Co	Cs
Sludge	Cold	0.19 (± 0.09)	0.56 (± 0.09)
	Hot	0.012 (± 0.006)	0.048 (± 0.020)
Sand (Riber sand)	Cold	0.29 (± 0.10)	1.93 (± 0.82)
	Hot	0.009 (± 0.005)	0.12 (± 0.06)
Incinerator ash	Cold	0.15 (± 0.01)	15.1 (± 0.4)
	Hot	0.12 (± 0.09)	0.84 (± 0.40)

Tracer; Cold: $\text{CoCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, CsCl Hot : ^{60}Co , ^{137}Cs

Table 2.5.6-3 Volatilization rates of tracer to off-gas system in melt treatment of simulated sludge (Influence of microwave power)

Microwave power (kW)	Volatilization rates of cold and hot tracer (%)			
	Co		Cs	
	Cold	Hot	Cold	Hot
8.2	0.16 \pm 0.01	0.008 \pm 0.007	0.66 \pm 0.55	0.027 \pm 0.012
10.7	0.12 \pm 0.02	0.016 \pm 0.009	0.54 \pm 0.13	0.068 \pm 0.006
13.0	0.29 \pm 0.10	0.012 \pm 0.003	0.48 \pm 0.05	0.049 \pm 0.005
Av.	0.19 \pm 0.10	0.012 \pm 0.006	0.56 \pm 0.39	0.048 \pm 0.020

Sample : 600 g ($\text{Fe}(\text{OH})_3 + \text{Ca}(\text{H}_2\text{PO}_4)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$)

Melted time: 4 min

Purged air : 50 l/min

Tracer : Cold: Co: 2.5g ($\text{CoCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$)Cs: 0.8g (CsCl)Hot : ^{60}Co : 3.4 μCi ^{137}Cs : 1.0 μCi

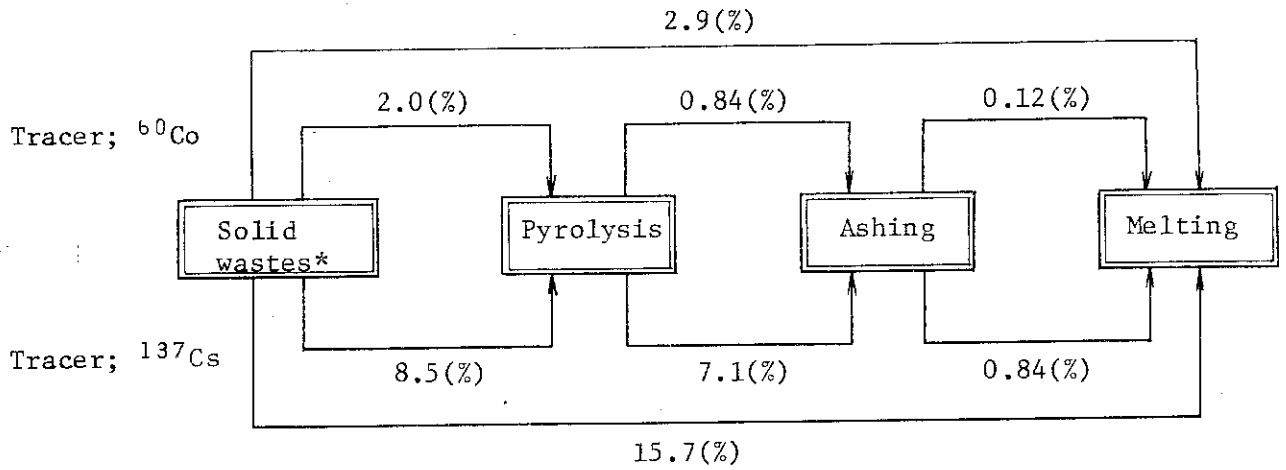
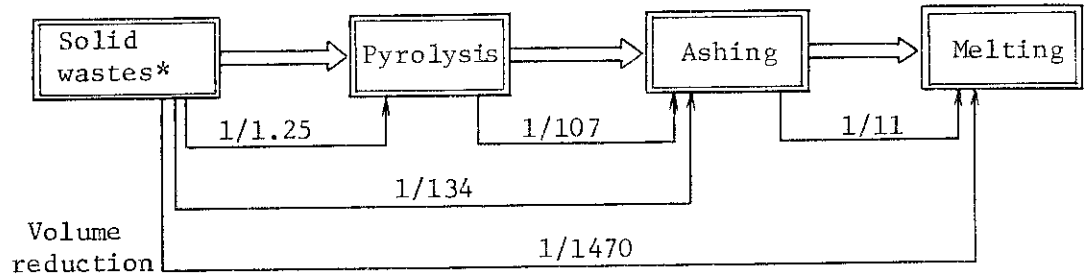


Fig. 2.5.6-1 Volatilization rates to off-gas system in pyrolysis and melting treatment of β , γ solid wastes.

* Solid wastes; mixture of cotton, vinyl chloride, rubber.



Volume (l)	200	(1/1.25)	160	(1/107)	1.5	(1/11)	0.14
Weight (kg)	20	(1/8.4)	2.4	(1/7.6)	0.32	(1/1)	0.32
Bulk density	0.1		0.015		0.2		2.3

Fig. 2.5.6-2 Volume reduction of β , γ solid wastes in pyrolysis and melting treatment.

* Solid wastes; mixture of cotton, paper, vinyl chloride.

2.5.7 ステンレス鋼配管の腐食試験

液体廃棄物の蒸発処理装置構造材料のうち、接液部には、ステンレス鋼が使用されている。このステンレス鋼の腐食は、装置を安全に維持、稼動していくうえで非常に重要な問題であり、液体廃棄物中に含まれる腐食性イオンがどの程度許容されるのか、具体的に知る必要がある。このため、実装置に使用しているステンレス鋼配管（SUS 304TP, SUS 316LTP）について、液体廃棄物中に比較的多量に含有し、かつ、腐食の大きな要因の一つである塩素イオンの各種液性および温度条件下における影響を試験した。

(1) 試験条件

供試体は、JISG 3459 に従った化学成分を有するステンレス鋼配管を使用した。配管は、輪切りにして、表面を研磨し、油膜除去後、重量および表面積を測定して、本試験に供した。

浸漬条件は、① pH を 1 に固定し、塩素イオン濃度を 0～5% に変化させた常温浸漬（約 20℃）、② 塩素イオン濃度を 5% に固定し、pH を 3～9 に変化させた常温浸漬、③ 塩素イオン濃度 5% で pH 7 とした沸騰水浸漬（8h/day 100℃）の 3 種類とした。Fig. 2.5.7-1 に浸漬の要領図を示す。

浸漬液は、蒸留水を用い、塩素イオンについては NaCl、pH については HNO₃ と NaOH で調整した。なお、試験期間の液の交換は行わず、継続して使用した。

腐食率は、ステンレス鋼の主成分である Fe, Cr, Ni の浸漬液中への溶出量で求め、供試体表面積に対する溶出した Fe, Cr, Ni の合計値とし、 $\mu\text{g}/\text{cm}^2$ で表わした。腐食率の評価は、金属材料の腐食の限界値 $100 \mu\text{g}/\text{cm}^2 \cdot \text{day}^1$ を目安とした。溶出元素の測定は、浸漬水をピペットで採取し、原子吸光分析法で行った。

(2) 試験結果

約 80 日間浸漬した結果、次のことがわかった。

- ① 塩素イオン濃度を変化させた結果は、pH 1、塩素イオン濃度 1% 以上で、SUS 304TP、SUS 316LTP とともに溶出し、腐食が進行していたが、0.5% 以下では顕著な腐食は認められなかった。Fig. 2.5.7-2 に塩素イオン濃度の変化による腐食試験の結果を示す。
- ② pH を変化させた結果は、塩素イオン濃度 5% で、pH を 5 以上とすると腐食はほとんど認められなかった。Fig. 2.5.7-3 に pH の変化による腐食試験の結果を示す。
- ③ SUS 304TP と SUS 316LTP の比較では、pH 1、塩素イオン濃度 1% で、SUS 304TP の方が腐食率は高かったが、3% 以上ではほぼ一致していた。
- ④ 浸漬温度の比較では、Fig. 2.5.7-3 のように、やや沸騰水浸漬が腐食しやすくなるものの大きな差は認められなかった。

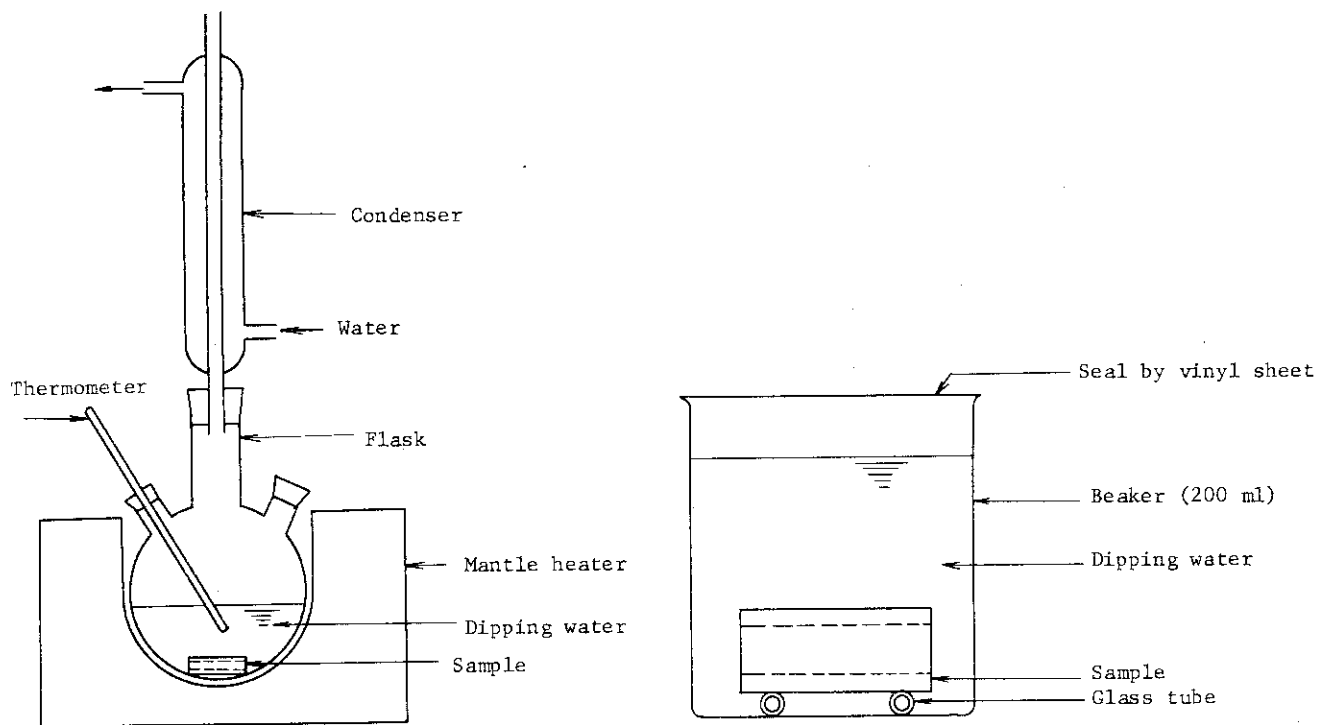
以上の結果から、液体廃棄物の塩素イオン濃度が 1% 以上であっても、pH を 5 以上に調整することによって、ステンレス鋼の顕著な腐食は防げることがわかった。したがって、塩素イオンを含有する液体廃棄物を蒸発処理する際には、液性を中性からアルカリ性とし、濃縮液の塩素イオン濃度を 5% 以下に保つよう運転する必要があることがわかった。

本試験では、浸漬水に蒸留水を用い、塩素イオンの影響を試験したが、今後は実廃液を用いて、さらに検討を加えていく予定である。

(山崎 保夫)

参考文献

- 1) 幡野佐一 ; 装置材料耐食表, 化学工業社, p 8 ~ (1977) .



(1) Conditions of boiled temperature

(2) Conditions of room temperature

Fig. 2.5.7-1 Apparatus of corrosion test.

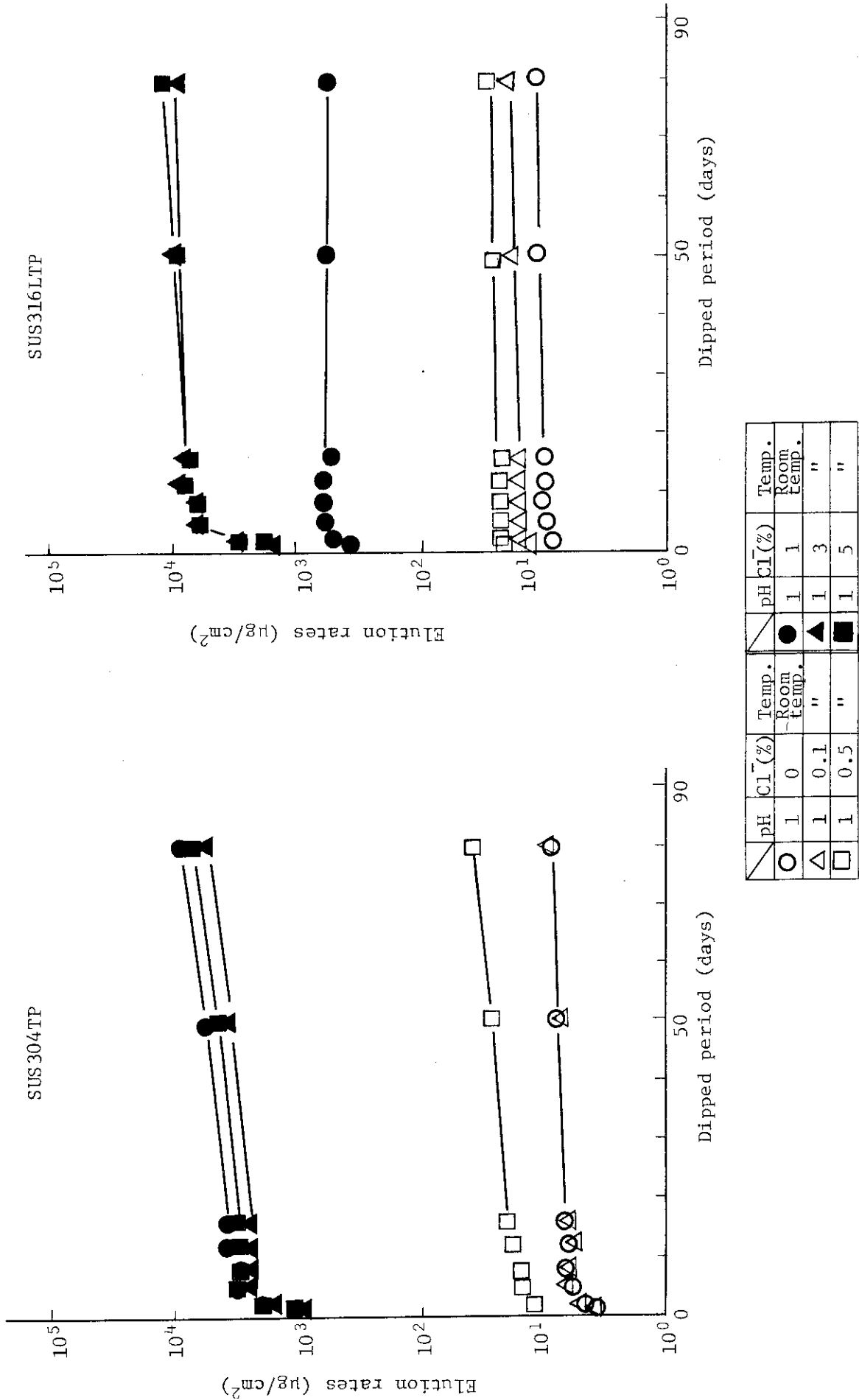


Fig. 2.5.7-2 Results of corrosion test for stainless steel pipes (Conditions; pH value: constant).

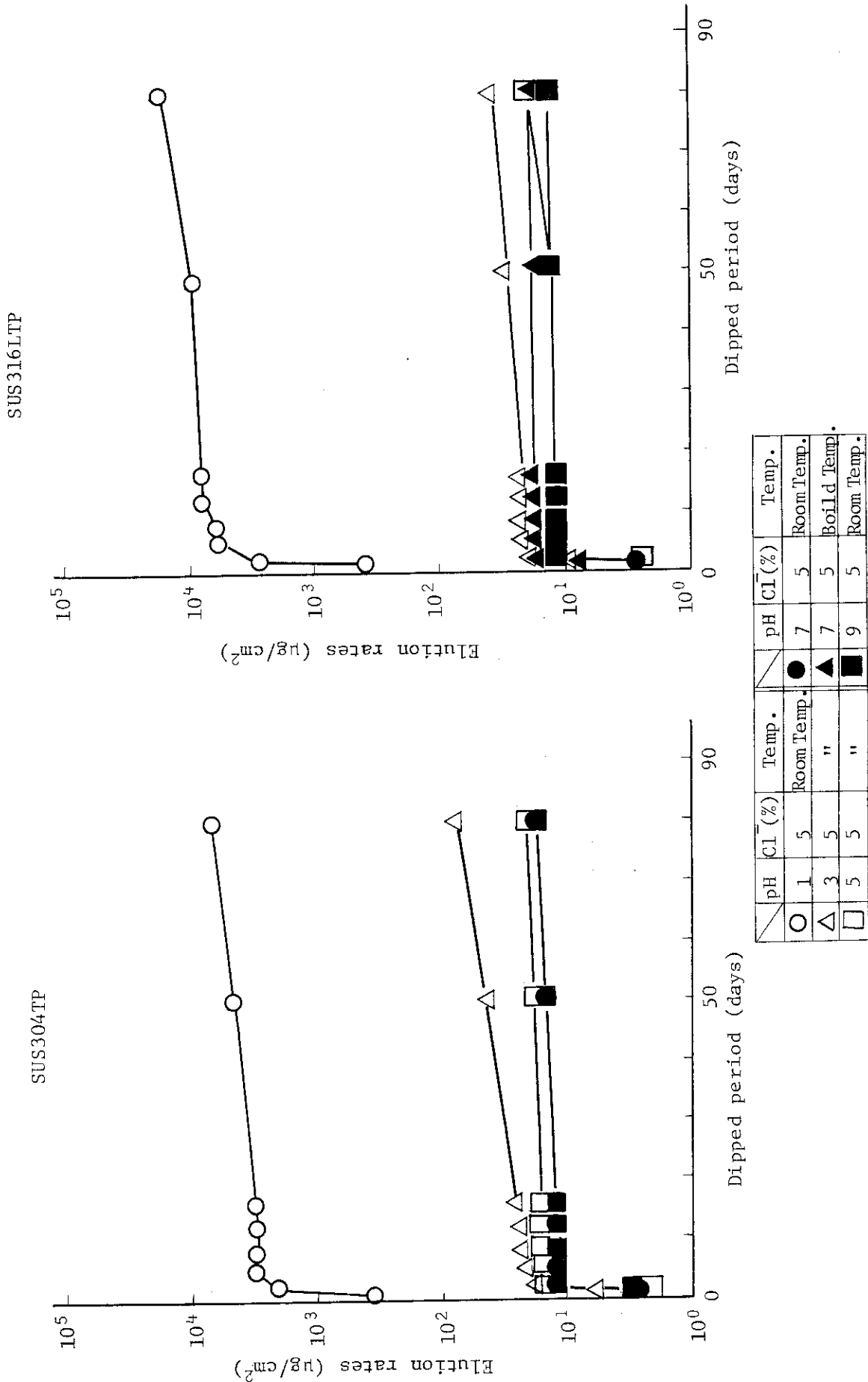


Fig. 2.5.7-3 Results of corrosion test for stainless steel pipes (Conditions; Chloride ion: constant).

2.5.8 水中プラズマアーク切断装置 (SUPA - Cut) の除染

SUPA - Cut* は、圧力管内圧クリーブ照射試験装置の炉内管より照射後試験試料を採取する目的で設計、製作された。これを用いて JMTR・SFC プールおよびその周辺において 1981 年 11 月から 1982 年 3 月にかけて各装置の組立、据付、調整、モックアップテストおよび切断作業が実施された。これらの切断作業終了後、SUPA - Cut は、一般区域へ保管するため除染を行った。

SUPA - Cut の除染は、従来まで定常的に実施されてきている機器類の除染と比較し、次にあげる特別の技術的措置が必要である。

- 1) 除染対象機器の種類 (大別して駆動機構、切断水槽、水浄化装置、空気浄化装置) が多く、重量物 (約 4000 kg) であるうえ、寸法精度が高い。
- 2) 汚染源は、高放射化されたクラッドの微粒子粉体であるため、汚染機器の乾燥により空気汚染等の危険性がある。
- 3) 水浄化装置のうち水中ポンプは、切断片が一部残留しているので線量率が高く (最大 1.2R/h) かつ、汚染密度も高い (最大 2.1×10^8 dpm/100cm²)。

これらの諸問題について以下に述べる技術的措置をして除染作業を行った。

4 種類の機器は、分解すると個数が非常に多くなるため、除染後の組立時に不明部品が出現しないよう特に配慮した。作業は切断水槽、駆動機構、水浄化装置、空気浄化装置の順に除染施設へ車両を使用して搬入し、各機器ごとにあらかじめ計画された手順 (サーベイ→包装解体→機器分解→スケッチまたは写真→サーベイ→除染→サーベイ→機器組立→返却) に従って行った。重量物取り扱いは、人力に頼らず施設に設置されている天井クレーンを使用した。作業の安全と寸法精度の確保のため、作業計画を綿密に検討し、実作業において誤操作のないよう教育訓練を繰返し行った。汚染粒子による空気汚染等の発生を防止するため、機器除染ホール内にさらに区画されているスチームジェット洗浄室を第 1 次除染作業場として使用することとし、除染前のサーベイ、包装解体、機器分解等の作業をここで行うとともに湿式法による除染を可能な限り採用して行った。その結果、問題となるような空気汚染の発生もなく、安全も確保され、順調に除染作業が進行した。

SUPA - Cut 構成各機器の配置を Fig. 2.5.8 - 1 に示す。主要材質は、SUS 304 であり、このほか、アルミニウム、鉄、ガラス、テフロン、天然ゴム等が使用されていた。形状は、モーターおよびその動力伝達機構を除いて板、棒、ブロック、ボルト、ナットであり、複雑なものは少なかった。主な汚染核種は、⁶⁰Co、¹²⁵Sb であった。

除染は、湿式法であらかじめ除染したのち各部品の再使用を考慮して大型部品については、化学除染法および物理除染法、これらの併用法、ボルトやナットなどの小物部品には超音波法を採用して行った。

今回の除染では、定常的な業務に採用している方法のほか、次にあげる除去剤、研磨ブラシ、超音波法を新たに技術開発することにより除染効果を高めることができた。除去剤は、界面活性剤とキレート形成剤を主体とする洗剤を特別に配合して用いた。研磨法は、直径 0.18mm SUS

* SUPA - Cut は Special safe Under - water Plasma Arc - Cutting Tool の略

ワイヤーを用いてスクラッチ型およびペベル型ブラシを製作し電動工具等に取り付けて行った。超音波除染は、出力2.4kW集中照射型の大出力装置を用い汚染レベル、形状、材質等を考慮して行った。噴射法による除染は、スチームジェット法より高圧噴射の得られる高温水ジェットクリーナーを用いて行った。

Table 2.5.8-1にSUPA-Cut各機器の除染前後の放射線量率、除染した部品の数、作業員、廃棄物排出量などのデータを示す。

本除染作業は、1982年3月15日から5月28日までのうち47日間実施され、フィルムバッジによる作業員の外部被曝線量は最大30ミリレム1名のほかは全員検出限界以下であった。

(三嶋 一幸)

Table 2.5.8-1 Results of decontamination of SUPA-Cut

Parts	Radioactive contamination				Number of parts (point)	Man Power (man·day)	Radioactive waste (m ³)	
	Fixed (mR/h)		Loose (dpm/100 cm ²)				Solid	Liquid
	Before	After	Before	After				
Cutting tank	300	<0.02	1.8×10 ⁵	<200	2237	53	0.76	10.0
Drive mechanism	200	<0.02	2.8×10 ⁴	<200	1538	49	0.48	5.2
Water clean system	0.8	<0.02	1.1×10 ³	<200	1342	61	0.60	7.1
Underwater pump	1200	1.0	2.1×10 ⁸	<200	144	56	0.48	2.5
Air clean system	0.05	<0.02	7.0×10 ³	<200	572	20	0.18	0.4
Tools etc.	5.0	<0.02	5.0×10 ³	<200	567	16	0.14	0.5
Total	-	-	-	-	6400	255	2.64	25.7

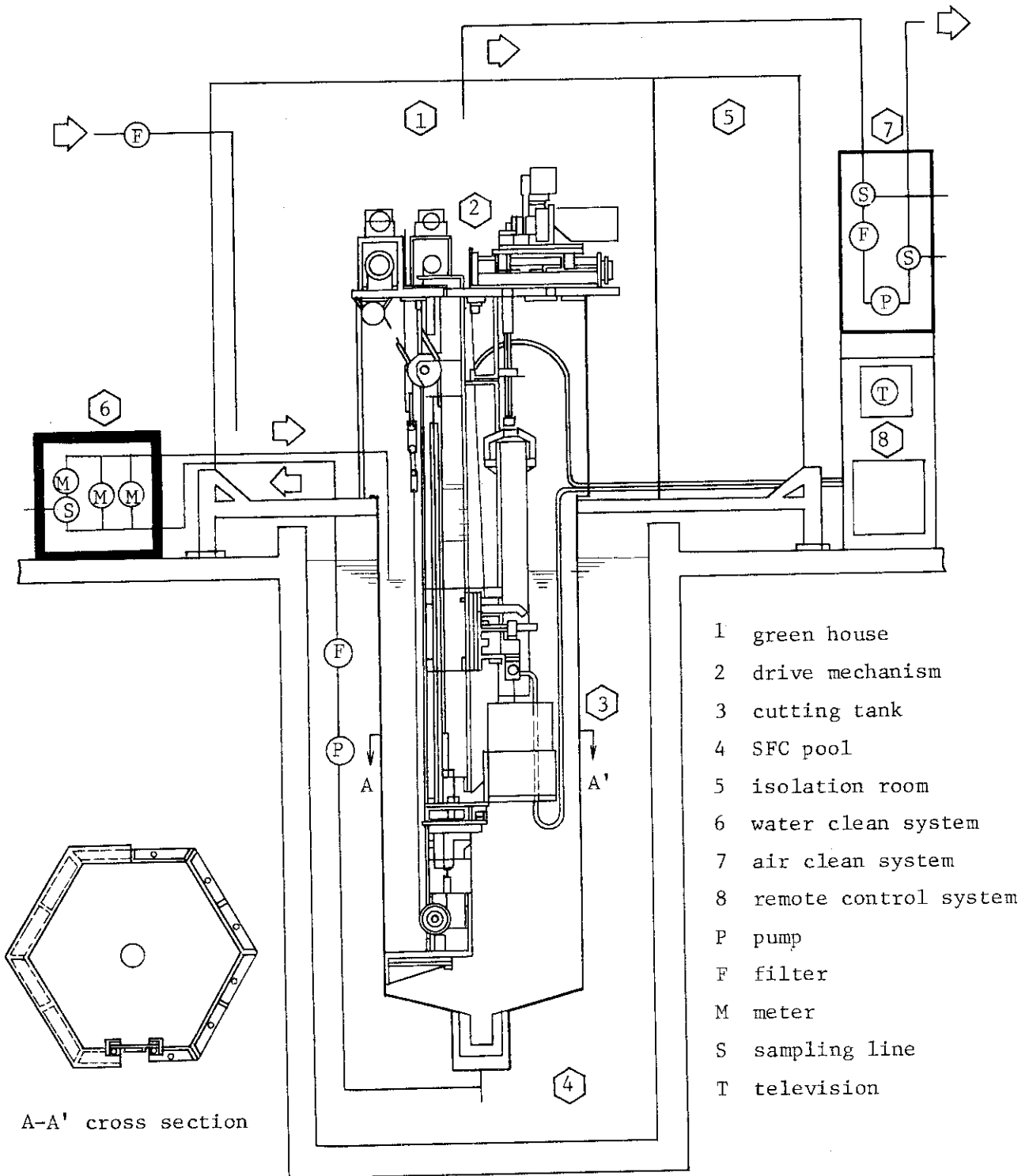


Fig. 2.5.8-1 Schematic diagram of SUPA-Cut.

2.5.9 電解研磨除染試験

電解研磨は、被研磨金属を陽極におき、特殊な電解液のなかで一定の電圧および電流を与えるると電気化学的反應が生じ被研磨金属の表面が溶解することによって行われる。電解研磨は、金属表面の平滑化、光沢化および不動態化が得られるところから各種機械部品、日用品、照明器具など多方面の金属表面仕上げの研磨工程に採用されている。この方法は、金属表面を短時間に数 μm 単位できれいに研磨する特徴を有するので、放射性汚染機器等の除染技術への適用性を調査する目的で基礎試験およびホット試験を実施した。

(1) 基礎試験

試験片は、通常、機器除染作業の対象となっているものの中からステンレススチール(SUS)、鉄鋼(SS)、アルミニウム(Al)、銅(Cu)の4種類を選び、前2者については板および棒を、後2者については棒をあらかじめ決められた寸法に裁断したものである。

電解液は、これまでに文献等で報告されているものから入手、調製、取り扱い等が容易と判断されたものを選び、SUS(7種)、SS、Al、Cu(各8種)計31種類の試験片について試験した。

電源は、整流器内蔵型最大電圧20V、最大電流200Aの容量をもつ市販の安定化直流電源を使用した。

このほか、電解槽にガラスビーカー、加温用にマントルヒーター、電解浴攪拌に電動攪拌機、陰極に銅板をそれぞれ使用した。

Fig. 2.5.9-1に電解研磨除染試験装置の概略を示す。

試験は、試験片の製作および前処理に始まり、各種電解液の調製、試験片と電解液の化学反応性の把握、電解研磨装置の組立ておよび試運転、電解研磨条件の調査、良好な条件による再確認試験の順に行った。

(2) ホット試験

ホット試験は、試験片をRI汚染させ、基礎試験で得た良好な電解研磨条件により除染を行った。また、JMTRおよびホットラボの放射線作業において長期間使用され、すでにルーズ汚染は除去されているものの固着残存汚染を有するハンドリングツールおよびセル内装機器についても除染を試みた。

(3) 試験結果

基礎試験では、各金属に適用できるそれぞれの電解研磨条件を見出すことに重点をおいて行った。その結果、電解液15種類(SUS, SS, Al各4種, Cu3種)、電圧5~20V、電流密度 $0.1\sim 1\text{ A/cm}^2$ 、浴温 $18\sim 80\text{ }^\circ\text{C}$ 、電解時間1~15分の範囲において比較的良好な電解研磨条件を掌握することができた。これらの結果を基にして、試験片をSUSおよびSSに限定し、より詳しい電解研磨条件を求めた。この結果をTable 2.5.9-1に示す。

ホット試験は、基礎試験における結果に基づき、まず試験片(SUS, SS)をRI($^{60}\text{CoCl}_2$, $^{137}\text{CsCl}$ の酸性水溶液約 $0.1\ \mu\text{Ci/ml}$)で汚染させ、赤外線による強制乾燥後、電解研磨を行った。その結果、表面状態は良好であり、RIの除去率は99.9%以上であった。ついでハンドリングツール(SUS)およびセル内装機器(SUS, SS)についても同様な電解研磨条件で実施した。この結果をFig. 2.5.9-2に示す。

以上の試験により、装置の大型化、自動化、電解液の後処理などに解決すべき種々の問題が残されているが、電解研磨法は、汚染機器等の除染に有効な技術であることが判明した。

(三嶋 一幸)

Table 2.5.9-1 Optimum conditions of electrolytic polishing

Mark	Electrolyte	Voltage (V)	Current density (A/cm ²)	Bath temp. (°C)	Time (min)	Metal applied
A	Sulfuric acid 550 ml Hydrofluoric acid 70 ml Water 390 ml	5	0.16~0.18	18	15	SUS 304
B	Phosphoric acid 1000 ml Potassium acid 50 g Water 100 ml	6	0.3 ~ 0.4	50	15	SUS 304
C	Sulfuric acid 300 ml Phosphoric acid 600 ml Chromic anhydride 50 g Water 100 ml	7	0.39~0.57	50	15	SUS 304
D	Phosphoric acid 900 ml Oxalic acid 60 g Gelatin 30 g Water 100 ml	6	0.33~0.39	80	15	SS41
E	Phosphoric acid 800 ml Acetic acid 150 ml Gelatin 50 g Water 100 ml	6	0.30~0.34	80	15	SS41
F	Perchloric acid 200 ml Ethyl alcohol 800 ml	6	0.44~0.7	70	15	SS41
G	Sulfuric acid 470 ml Phosphoric acid 430 ml Chromic acid 89.6 g Water 50 ml	5	0.13~0.14	24	15	SS41

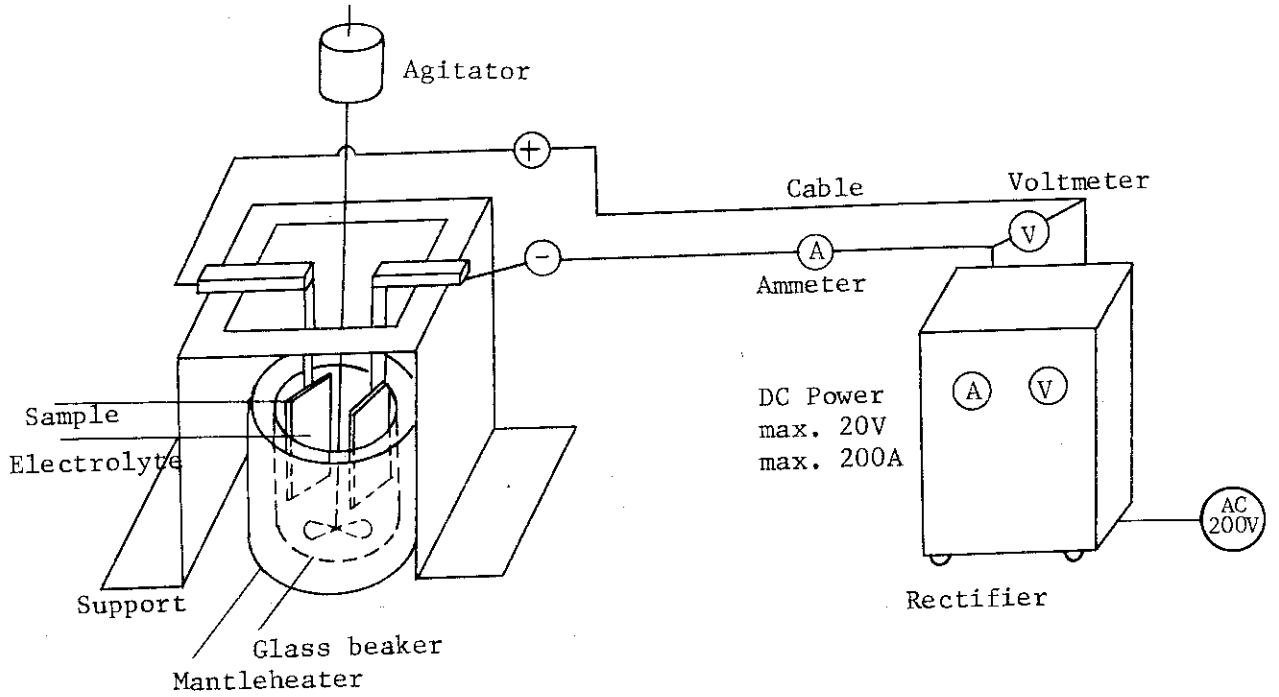


Fig. 2.5.9-1 Schematic diagram of electrolytic polishing test set.

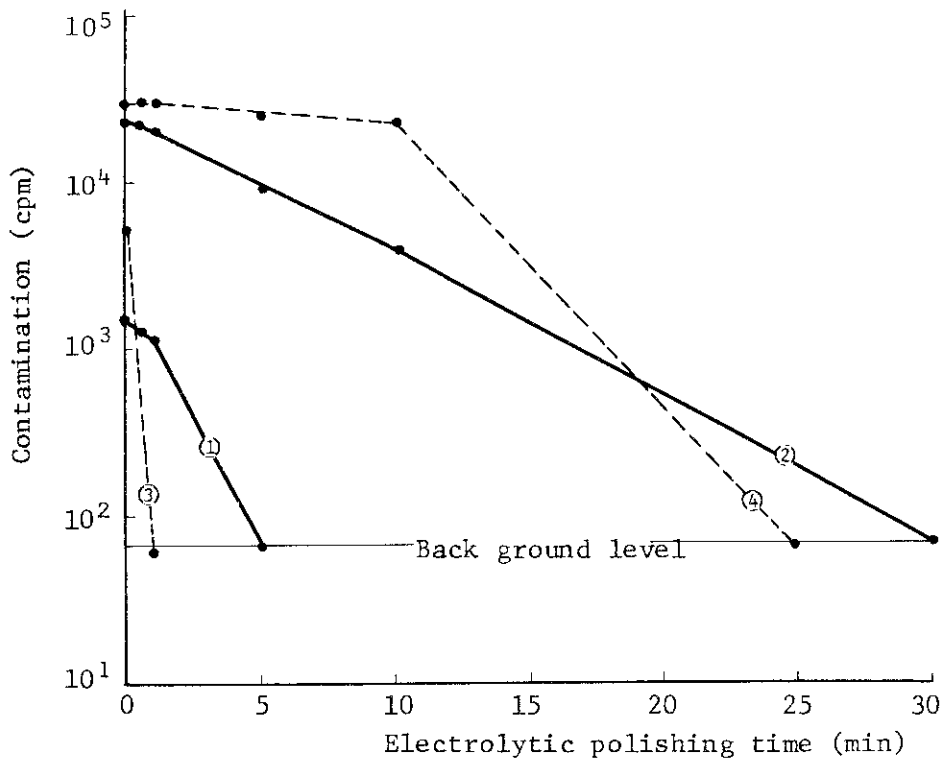


Fig. 2.5.9-2 Effect of electrolytic polishing (hot test).

Electrolytic polishing condition

①	Handling tool (SUS)	Mark B*
②	Cell part (SUS)	C*
③	Cell part (SS)	E*
④	Cell part (SS)	G*

* See Table 2.5.9-1.

2.5.10 α ホール除染廃液の α 濃度評価法の検討

大洗研究所の α ホール除染廃液は、前報¹⁾にて報告した薬注試験結果に基づいて実際の化学処理を行っている。その処理効果の評価法の1つとして、DF値の算定がある。しかし、従来から、簡易な濃度評価法として用いている蒸発乾固法では、原廃液中に含まれる洗剤等による固形分量が比較的多く、 α 線の自己吸収による測定精度の低下が考えられるため、今回、この評価法に対する自己吸収補正の可能性について検討した。試料としては、まず α ホール除染廃液を模擬するため、乾固時に実廃液と同程度の固形分量を生じるように、80～2000 ppm の範囲の洗剤溶液数種類を調製した。また、核種は ^{241}Am の硝酸溶液を加え、実廃液と同程度の濃度になるよう、 $10^{-4} \sim 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ の範囲で3種類を調製した。測定は、上記試料 40 ml を試料単位とし、50 mm ϕ ステンレス試料皿中で赤外線ランプにより蒸発乾固したものを、ZnS (α) シンチレーション・カウンタで10分間測定した。これらの測定結果から得た、見掛け上の濃度と蒸発乾固試料の重量との関係をFig. 2.5.10-1に示す。この測定値を最小2乗法により近似した曲線 (Fig. 2.5.10-1中の実線) から、固形分量をパラメータとして補正係数を求めるとFig. 2.5.10-2のようになり、濃度に対してほぼ直線性を示す結果が得られた。

今回の試験では、固形分を生じさせるものとして洗剤のみを用いているので、実廃液を完全に模擬しているとはいいがたいが、従来の α 濃度測定結果に対し、かなりの精度向上をもたらすことが期待でき、また、操作が極めて簡便で迅速にできることから現場作業としての評価の改善になるものと思われる。

(渡部 和弘)

参考文献

- 1) 渡部：保健物理—管理と研究 No. 24, JAERI - M 82-112, 162～164 (1981).

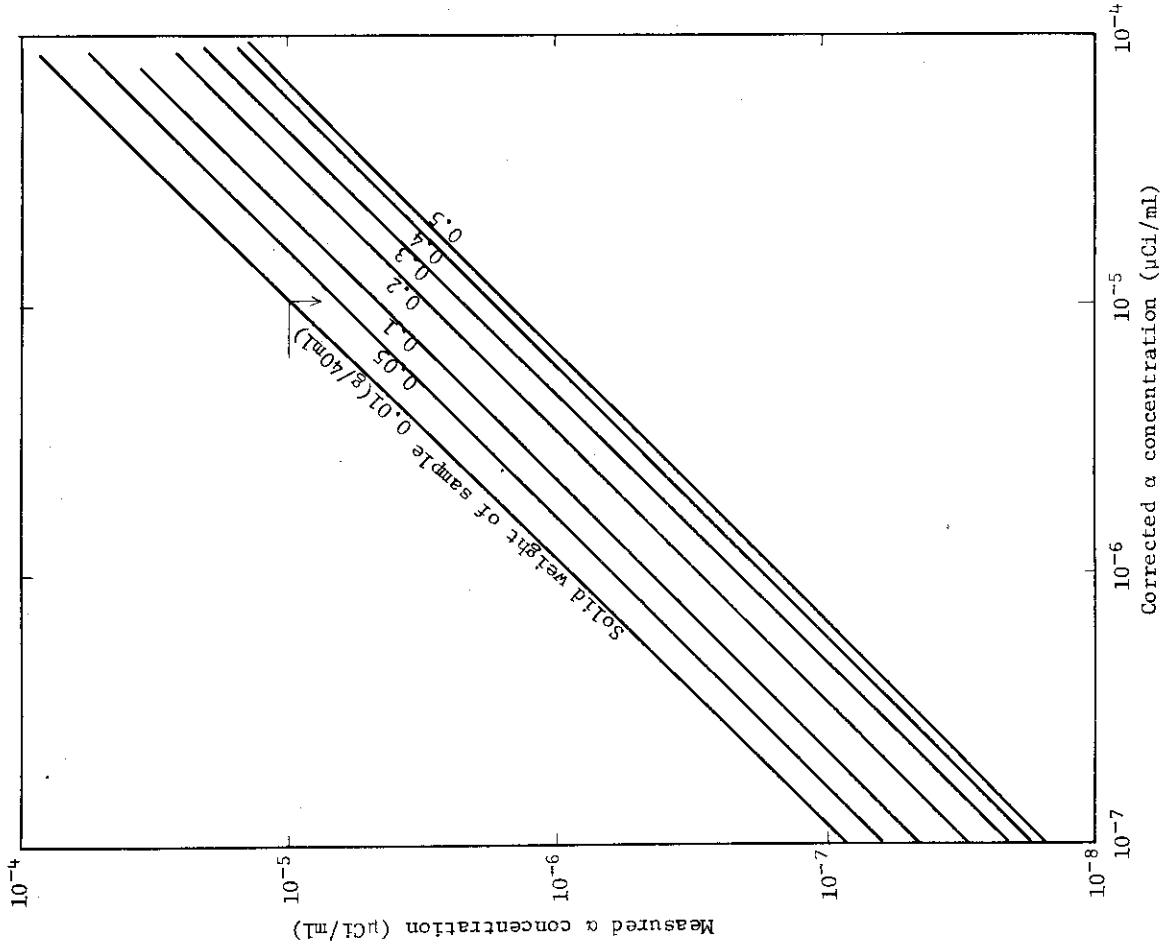


Fig. 2.5.10-2 Calibration curve.

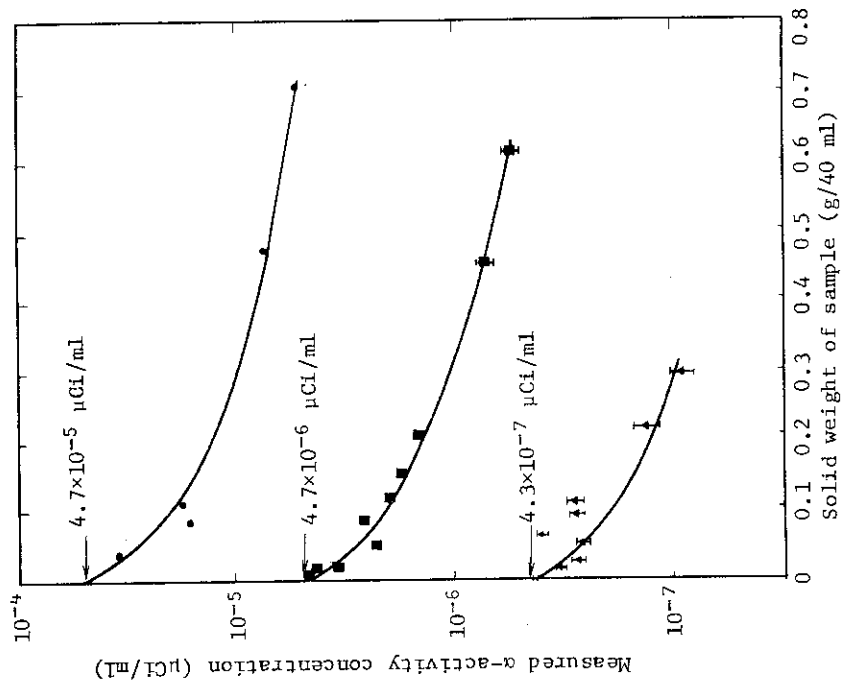


Fig. 2.5.10-1 Relation between solid weight of samples and measured α -activity concentration.

3.1 放射線計測

3.1.1 概要

核融合炉に関連し、トリチウム取扱施設の建設が計画されている。この施設では高濃度のトリチウムが取り扱われるので、事故的漏洩があった場合に、これをモニタリングする必要がある。このため、制動X線検出方式の高濃度トリチウムモニタの開発を実施している。1982年度はトリチウム隔離膜の低エネルギーX線遮蔽効果を調査し、検出器設計の基礎資料を得た。

各施設でガスモニタを使用しているが、このモニタを掘付現場で放射性ガスを用いて校正を行うことを目的として、可搬型のガスモニタ校正装置を開発した。1983年度より、本装置を用いて現場校正を実施し、放射性ガス濃度測定における精度の向上を図る。

(南 賢太郎)

3.1.2 制動放射線検出型トリチウムモニタの開発(Ⅲ)

(1) 制動放射線の薄膜に対する透過率

制動放射線検出型モニタ開発では比較的高い濃度を測定対象としているので、予想高濃度室から連続サンプリングし空气中トリチウム濃度を監視する方法を採用した。高濃度トリチウムによる検出器の汚染を防止するため、サンプリング容器の検出器挿入孔の先端に隔離膜を使用する。 ^3H β 線による制動放射線のエネルギーはたかだか18.6 keVであり、隔離膜で制動放射線が遮蔽されモニタ感度が低下する。95.6 mm ϕ \times 350 mmHの円筒形サンプリング容器(制動放射線入射口径55 mm ϕ , 1.6 mg/cm²厚のマイラ製隔離膜有)を使用し、ポリエステルおよびAl膜に対する制動放射線透過率を測定した。エネルギー範囲4~17 keVの制動放射線を計数したときの透過率をFig. 3.1.2-1に示す。原子番号の高いAlに対する透過率の方がポリエステルの場合よりも透過率の減少が急激である。膜が厚くなるにつれ透過率の減少する割合が小さくなるのは、制動放射線の平均エネルギーが高くなるためである。

(2) サンプリング容器の材質とモニタ感度との関係

Al製およびCu, Sn, Auめっきしたステンレス鋼製サンプリング容器(95.6 mm ϕ \times 30, 80, 150, 240, 350 mmH, 制動放射線入射口径55 mm ϕ 厚マイラ製隔離膜)を用い、モニタ感度と容器内壁面材質との関係を求めた。めっき層の厚さは2 μm 以上であり ^3H β 線の飛程もしくはそれ以上の厚みがある。モニタ感度と容器の高さとの関係をFig. 3.1.2-2に示す。検出器によってモニタの感度が異なるのは、エネルギー10 keV以下の光子に対する計数感度が異なるためである。めっき層が厚く壁面における制動放射線の発生割合が原子番号Zに比例するにもかかわらず¹⁾, Al製容器の場合の感度が他の材質の場合と比べやや低いと判定できる程度であり、材質によるモニタ感度の差は小さい。これは ^3H β 線の飛程が短いため、空気により制動放射線が発生する割合が多く、壁面により発生する割合が少ないためと思われる。

隔離膜として厚さ1.6 mg/cm²のマイラ膜を使用したとき、トリチウム濃度のモニタリング範囲は $10^{-2} \sim 10^3 \mu\text{Ci/cm}^3$ であるが²⁾, 隔離膜の種類と厚さの選定およびNaI(Tl)検出器の

特性，制動放射線入射口径の大小等によって，モニタリング濃度範囲を1桁程度変更することが可能である。

(備後一義)

参考文献

- 1) Koch, H. W. and Motz, J. W. : Rev. Mod. Phys. **31**(4), 920 (1959).
- 2) 備後一義：保健物理-管理と研究-No. 24, JAERI-M 82-112, 183 (1982).

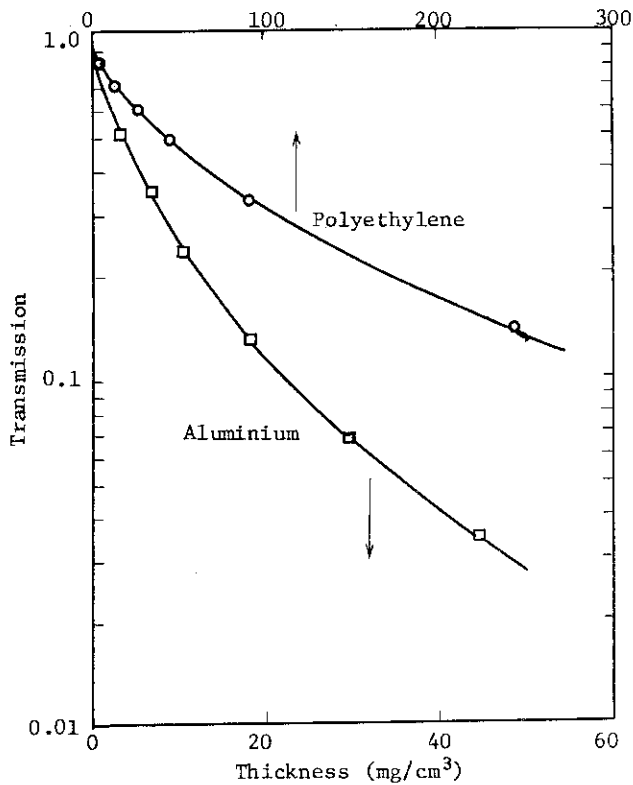


Fig.3.1.2-1 Transmission of Bremsstrahlung from ³H β-rays in the sampling cylinder (95.6mmφ × 350mmH).

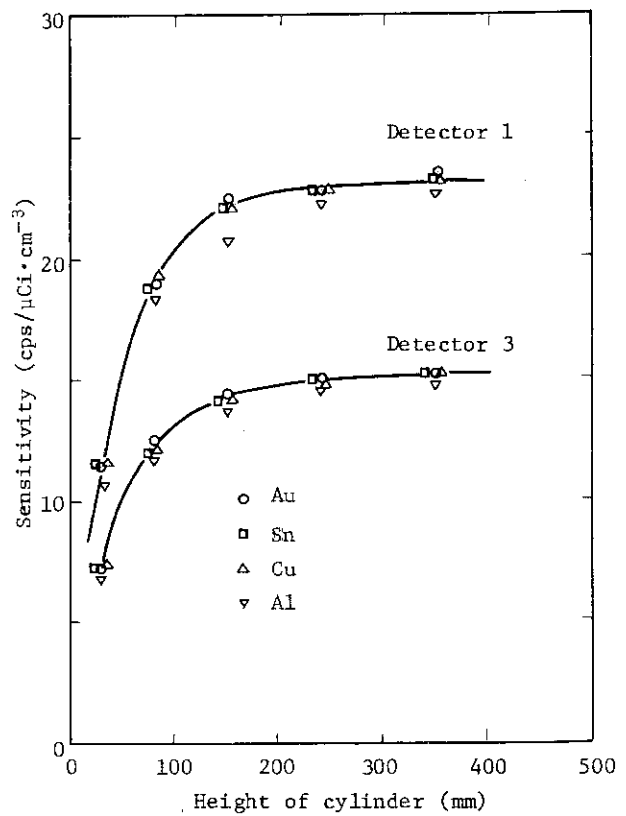


Fig.3.1.2-2 Sensitivity of Tritium monitor as a function of sampling cylinder (inner diameter: 95.6 mm).

3.1.3 可搬式ガスモニタ校正装置

原子炉施設、RI取扱施設等における放射性ガスの管理には、スタックガスモニタ、ルームガスモニタ等が使用されている。これら放射線管理用ガスモニタの測定精度を維持するためには、定期的に実ガス（放射性ガス）を用いた指示値校正を行う必要がある。一般に、スタックガスモニタは、低放射能濃度を測定する必要性から30ℓ程度の大容積の電離箱が使用され、また、周囲にγ線に対する鉛遮蔽が施されているため、設置場所から移動させて校正することは困難である。そのため、設置場所において校正することが可能な可搬式ガスモニタ校正装置を作製した。

校正装置の概略図をFig. 3.1.3-1に示す。校正装置の基準放射能測定器として、500 cm³の有効体積を持つ同形の電離箱が2本（IC-1、IC-2）並列に組込まれている。IC-1は真空排気して、校正用放射性ガスを系内に取込むために使用される、校正されるガスモニタとループを構成し、IC-1の校正用放射性ガスを校正装置内ベローズポンプにより、ループ内の放射能濃度が均一になるまで混合する。放射能濃度の均一性は、IC-1の出力により確認できる。

校正用放射性ガスが吸着しにくく、電離箱の汚染が生じない場合には、IC-1の出力とガスモニタの出力を比較することにより校正定数を決定する。一方、吸着性の高い放射性ガスを用いて校正を行う場合、校正されるガスモニタの容積が数10ℓと大きいと、IC-1に取込まれた初期濃度に比べ混合後の濃度がかなり低くなるため、IC-1の汚染が校正に直接影響する恐れが生ずる。この場合には、IC-2にループを切替え、IC-2の出力と比較して校正することができる。IC-1、IC-2は繰り返しの使用による汚染を考慮して、専用のマントルヒータにより、直接焼き出しが可能である。また、除染不可能な場合には、電離箱のみが容易に交換できる構造に設計した。

(吉田 真)

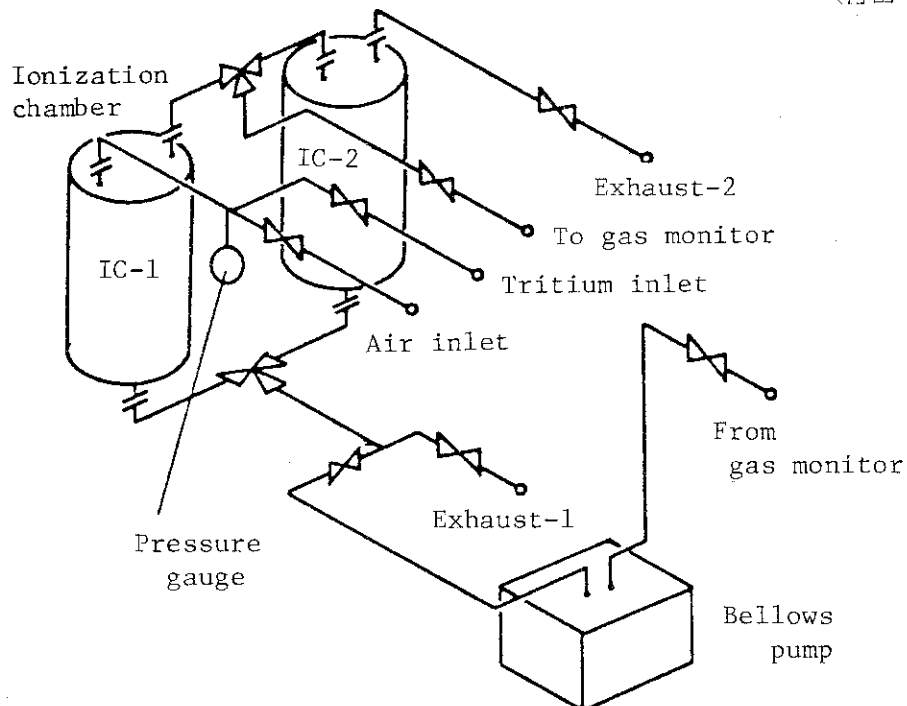


Fig. 3.1.3-1 Block diagram of portable calibration apparatus for radioactive gas monitors.

3.2 身体放射能

3.2.1 概要

1982年度の「内部被曝に関する研究」は次の通りである。

(1) Pu 肺負荷量測定

低エネルギーX線用ファントムの開発のため、ファントム素材の試作とその材質のX線透過率の測定を、前年度に引き続いて行った。脂肪、筋肉、軟骨等の素材開発はほぼ完了し、現在は肺組織等素材の開発を重点に行っている。また、胸部軟組織厚の実験式の決定に身長のパラメータをどのような形で組込むかを検討した。

管理に使用するため、ホスイッチ型検出器によるPu肺モニタの製作に着手した。

(2) トリチウム内部被曝

トリチウム内部被曝実験では、ガラス製代謝ケージを用いてマウスの飼育試験を行い、1日当たりの水分摂取量、飼料摂取量および尿、糞排泄量を測定し、これらの量の平均値とそのバラツキの程度を求めた。トリチウムの体内残留半減期が水分の過剰摂取により、減少することはよく知られているが、このことを利用して、体内トリチウムの合理的な排泄促進法を開発するためには、被験動物に、水分の過剰摂取を自由に行わせることが必要である。飲下水にサッカリン（0.15%）を混ぜてマウスに投与すると、水分摂取量および尿排泄量が通常時の3～4倍程度に増大することを認めたが、サッカリン濃度と水分摂取量との関係について検討を続けている。

(3) 事故時生物学的線量測定

γ 線による深部線量と染色体異常の関係を調べる実験を行った。水ファントム内に、水表面から一定の距離に血液試料を置き、 ^{60}Co γ 線で25R照射し、距離とリンパ球に誘発される二動原体染色体の発生率の関係を求めた。この結果、10cmまでは水深の増加とともに二動原体染色体の発生率は増し、それ以上はほぼ一定になる。これは、散乱線の効果によるものと考えられる。本実験は今後も検討を続ける。

(城谷 孝)

3.2.2 深部線量と染色体異常

水ファントム内に血液試料を置き、一定量の γ 線を照射した時、その試料の位置による二動原体染色体異常発生率の相違に関する実験を行った。

37℃の温水ファントム（30×30×25cm）内の水深0、5、10、15、20cmの点に血液試料を置き、100Ciの ^{60}Co γ 線源を用い、25R照射し、各点におけるリンパ球中の二動原体染色体の発生率を求めた。

線量測定は2500/3IONEX線量計（0.6cm³チェンバ）を用いて行った。チェンバをラテックス・シースに入れ、血液試料とともにファントム内のおおの水深点に固定した。おおの水深点において、37℃で25Rおよび21℃で5R照射するのに要した時間をTable 3.2.2-1に示す。また、この数値から深部率^{*}を求め、Fig. 3.2.2-1に示す。

* 深部率 (%) = (深部線量 / 表面線量) × 100

各水深点において 25 R 照射により誘発される二動原体染色体の発生率を Table 3.2.2 - 2 に示す。観察細胞数が充分でないので、まだ結論を下すことはできないが、この表においては水深が深くなると初めは上昇し、水深 10 cm の点付近でプラトーに達している。

一般に、放射線誘発染色体異常発生率は、同一線量を照射しても、用いる放射線のエネルギーによって異なり、エネルギーが低くなると発生率は高くなる。例えば、同一線量を照射しても X 線照射により誘発される発生率は、 ^{60}Co 線によって誘発される発生率よりも高い。このことからして、水深の増大に伴う発生率の増加は主に散乱線の影響によるものと考えられる。

なお、本実験は継続中である。

(井上義教)

参考文献

- 1) Johns, H.E. : X-rays and teleisotope γ rays. In Radiation Dosimetry, Vol. III, ed. F.H. Attix and E. Tochilin (1969), Academic Press, New York.

Table 3.2.2-1 Times taken to irradiate 25 R at 37°C and 5 R at 21°C with 100 Ci ^{60}Co γ rays

Depth in water (cm)	Times taken to irradiate 25 R at 37°C	Times taken to irradiate 5 R at 21°C
0	32 min. 17S	6 min. 42S
5	33 min. 18S	7 min. 22S
10	43 min. 33S	8 min. 46S
15	56 min. 49S	10 min. 40S
20	74 min. 50S	13 min. 24S
5*	64 min. 52S	—————

* 50 R exposure

Table 3.2.2-2 Dicentric frequencies after 25 R irradiation of human lymphocytes at various depth in water with 100 Ci ^{60}Co γ rays

Depth in water (cm)	Number of cells examined	Number of dicentric scored	Frequencies of dicentric per cell
0	244	1	0.0041
5	1830	14	0.0077
10	616	8	0.0130
15	989	10	0.0101
5*	1519	51	0.0336

* 50 R exposure

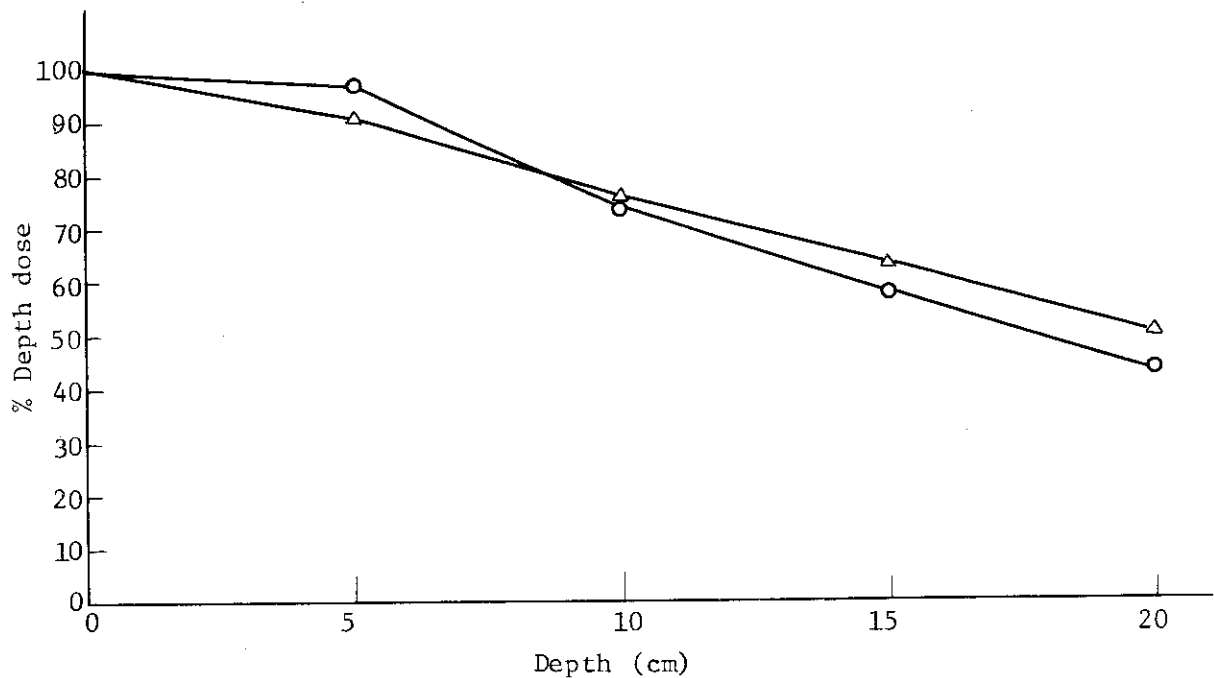


Fig. 3.2.2-1 The percentage depth dose as a function of depth in water.

○ : Data (37°C)
 △ : Data (21°C)

3.3 空 気 汚 染

3.3.1 概 要

放射性ヨウ素の環境における性状変化の研究においては、放射性元素状ヨウ素ガス (I_2) のフライアッシュへの吸着に関して反応時間、エアロゾル個数濃度および I_2 ガス初期濃度の影響を調べた。1981年度に開発した吸着評価式を本実験結果に適用することにより、付着確率は約 10^{-2} であることがわかった。この値は、 I_2 ガスの線香エアロゾルに対する付着確率にはほぼ等しかった。

原子炉事故時のヨウ素分離捕集に関する研究においては、これまでに銀アルミナが分離捕集材として最も望ましい特性を有することを明らかにしてきた。1982年度には、銀アルミナを充填した緊急時ヨウ素分離捕集カートリッジを試作した。このカートリッジについて実用的と考えられる捕集条件下において、放射性ヨウ化メチルおよびキセノンに対する捕集特性と分離捕集性能を明らかにした。

動力浄気式送風マスクの防護特性に関する基礎データを得た。送風マスクを装着した模擬人頭を NaCl エアロゾル雰囲気さらして置き、送風量と漏洩低減効果の関係を呼吸状態、漏洩孔の大きさ、面体内圧の面から明らかにすることができた。

エアロゾルの粒子径分布のように対数正規分布に従うデータが、計測上の制限から粒子径の小さい部分（下側）が計測されない場合がある。このような測定値に対して最尤法を適用し、もとの分布のパラメータ（平均値、偏差）を推定する方法を確立した。測定されなかった部分が 50% 程度であっても、10% 以内の誤差でもとのパラメータ値が推定できることがわかった。

家屋等の放射能防護効果の研究においては、初年度にあたる 1982 年度には、家屋の気密性に関連する既存の情報の調査を行い、現状を把握した。調査は、①家屋の自然換気率の実測データ、②換気率の測定法、③換気評価手法、④日本家屋の構造種別分布の実態、について行った。また、調査から、家屋の気密性の評価を行うためには、家屋の通気特性と風圧特性の実測が不可欠であることが明らかになった。

(村田幹生)

3.3.2 元素状ヨウ素ガスとフライアッシュエアロゾルとの吸着反応実験および解析

放射性ヨウ素の大気中での性状変化を明らかにする研究の一環として、これまでに放射性元素状ヨウ素 (I_2) ガスと線香エアロゾルとの吸着反応を調べ、実験法および評価法を確立した¹⁾。1982年度は、これらの方法に基づき、 I_2 ガスとフライアッシュエアロゾルとの吸着反応実験およびその解析を行った²⁾。

吸着実験は、 $^{131}I_2$ ガスを含む空気とエアロゾルを反応容器（円筒型、8ℓ）の上部から連続流入させ、下部より連続流出させる方法によって行った。反応後、メイバックサンプラを用いて、粒子状ヨウ素と I_2 ガスに弁別し、放射能測定により各成分の割合を求めた。フライアッシュには市販の試験用ダスト（JIS-10種）を、エアロゾル発生器にはダストフィーダーを用いた。

フライアッシュエアロゾルは球形で、微粒子粒度解析装置³⁾で測定した粒度分布はほぼ対数正規分布をしており、幾何平均径は $0.52 \mu\text{m}$ 、幾何標準偏差は1.6であった。実験条件は、反応時間0.5～4分、 I_2 ガス初期濃度 $10^{-14} \sim 10^{-8} \text{g}/\text{cm}^3$ 、エアロゾル個数濃度約 $8,000 \text{個}/\text{cm}^3$ に設定した。

反応時間とエアロゾル粒子単位面積あたりの I_2 吸着量との関係を調べた結果、 I_2 ガス初期濃度が約 $3 \times 10^{-11} \text{g}/\text{cm}^3$ のとき、吸着は1～2分でほぼ平衡に到達することがわかった。また、反応時間が2分、 I_2 ガス初期濃度が $10^{-13} \text{g}/\text{cm}^3$ のとき、全 I_2 に対する粒子に吸着した I_2 の割合は約30%であったが、 I_2 ガス初期濃度の増加とともに I_2 吸着割合は減少し、 $10^{-8} \text{g}/\text{cm}^3$ のとき0.1%以下となった。一方、 I_2 吸着量は I_2 ガス初期濃度とともに増加した。しかし、線香エアロゾルの場合と異なり、単分子層吸着量(約 $2 \times 10^{-7} \text{g}/\text{cm}^2$)を超えることはなかった。さらに、反応時間が2分のとき、反応後の I_2 ガス濃度 $C (\text{g}/\text{cm}^3)$ と I_2 吸着量 $U (\text{g}/\text{cm}^2)$ との間には、 $\ln U = -11.7 - 1.38 C^{-0.0667}$ の関係式が得られた。

Fig. 3.3.2-1は、反応時間が0.5分のときの I_2 ガス初期濃度と I_2 吸着割合との関係を示したものである。○印が実験値である。実線は、1981年度に作成した I_2 吸着に関する評価式に、上記の U と C の関係式と□の実験値に最も適合するように定めた付着確率を代入し計算した値である。計算値と実験値を比較すると、 I_2 ガス初期濃度が $10^{-12} \sim 10^{-11} \text{g}/\text{cm}^3$ の範囲で若干ずれているが、それ以外ではほぼ一致し、評価式は実験結果をよく説明できることがわかった。推定されたフライアッシュエアロゾルの付着確率は 8.7×10^{-3} であり、線香エアロゾルの場合の 7.6×10^{-3} と一致した。これは、両エアロゾルとも燃焼によって生成されたものであり、表面状態が似ているためと考えられる。また、この評価式によって、反応時間と I_2 吸着量についての実験結果もほぼ説明できることがわかった。

(野口 宏)

参考文献

- 1) 村田幹生：保健物理—管理と研究—No. 24, JAERI-M 82-112, 191 (1982)。
- 2) 野口 宏, 村田幹生, 加藤正平他：日本原子力学会年会(第II分冊), 7 (1983)。
- 3) 村田幹生：保健物理—管理と研究—No. 21, JAERI-M 8526, 179 (1979)。

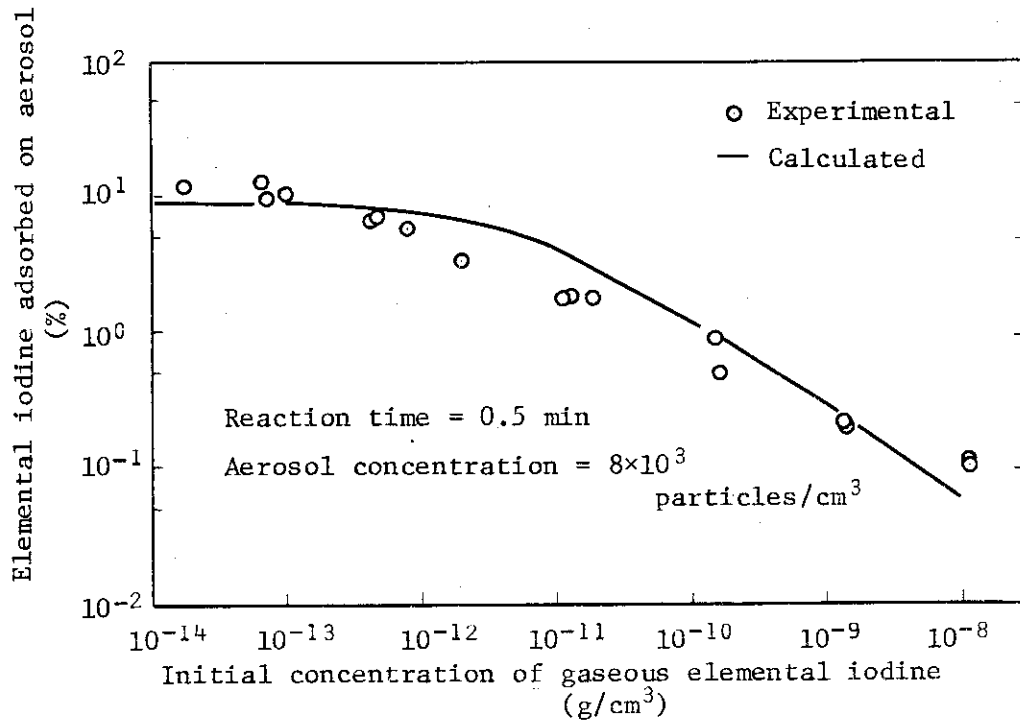


Fig.3.3.2-1 Variation of elemental iodine adsorbed on fly ash aerosol with initial concentration of gaseous elemental iodine.

3.3.3 緊急時用放射性ヨウ素捕集カートリッジの捕集特性

緊急時ヨウ素モニタリング法の確立のため、これまで放射性希ガス雰囲気中から選択的に放射性ヨウ素を捕集する吸着剤と捕集方法について基礎的な検討を進めてきた。1982年度は緊急時ヨウ素捕集カートリッジを試作し、実用的条件下におけるヨウ化メチルとキセノンに対する捕集特性を調べた。

試作カートリッジは外径 60 mm、内径 50 mm、厚さ 20 mm (吸着剤有効厚さ 16 mm) の円筒状で、吸着剤として、銀アルミナ、銀シリカゲル、および銀ゼオライトをそれぞれ充填したものである。捕集特性実験は、捕集流量率 1 ~ 100 l/min、相対湿度 15 ~ 95 % の任意の条件で放射性ヨウ化メチル、またはキセノンを連続数時間捕集できる装置を用いて行った。

実用的条件として捕集流量率 100 l/min におけるヨウ化メチルとキセノンの捕集特性を調べた結果、銀アルミナが最も優れていた。したがって銀アルミナカートリッジについて、さらに詳細にヨウ化メチルとキセノンに対する捕集特性を調べた。Table 3.3.3-1 は銀アルミナカートリッジによるヨウ化メチルとキセノンに対する捕集効率と分離捕集比を、TEDA 活性炭と比較して示したものである。ヨウ化メチルに対する捕集効率については TEDA 活性炭が銀アルミナより良いが、分離捕集比については、TEDA 活性炭は相対湿度によっては 10^3 であるが、銀アルミナは常に 10^5 以上であり分離捕集性能が優れていることが明らかとなった。

Fig. 3.3.3-1 は、捕集流量率が 50 l/min と 100 l/min で 1 時間捕集したときの相対湿度と捕集効率の関係を表わしている。いずれの流量率においても相対湿度の増加にしたがって効率

は低下し、特に相対湿度が90%付近で急激に効率が低下することがわかった。また、流量率は50 l/minの方の捕集効率が低いのは主として面速のちがいによるものと考えられる。

今後は捕集時間の影響などを調べ、捕集方法の検討を行い、あわせて、カートリッジの経年劣化を調べていく予定である。

(加藤正平)

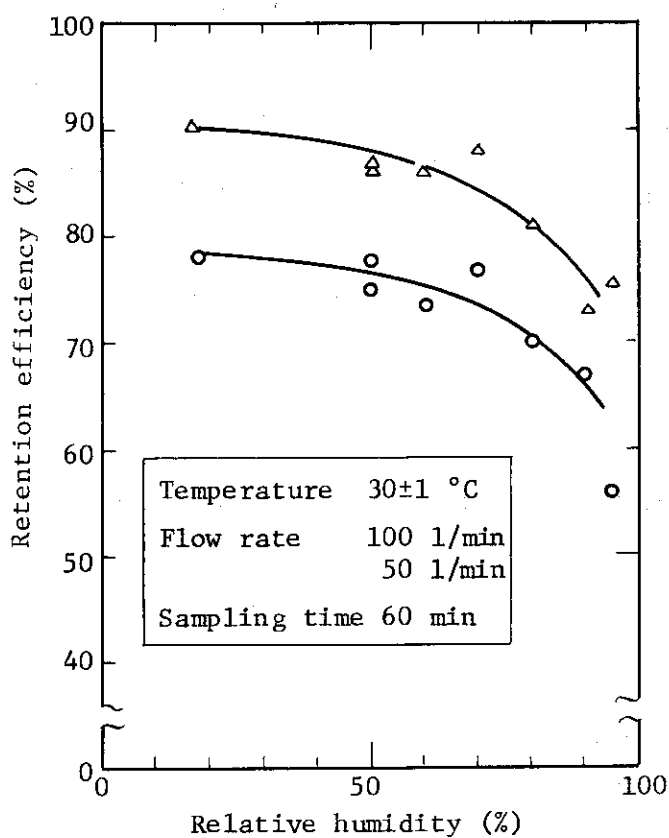


Fig.3.3.3-1 Relation between retention efficiency of silver alumina cartridge for methyl iodine and relative humidity.

Table 3.3.3-1 Retention efficiency and retention ratio of silver-alumina cartridge and TEDA-charcoal cartridge for CH₃I and Xe

Flow rate (l/min)	Relative humidity (%)	Silver alumina cartridge		TEDA-charcoal cartridge			
		Retention efficiency (%) CH ₃ I	Retention efficiency (%) Xe	Retention ratio*	Retention efficiency (%) CH ₃ I	Retention efficiency (%) Xe	Retention ratio
50	20	91	2×10^{-4}	5×10^5	99.4	7×10^{-2}	1×10^3
	70	83	$< 4 \times 10^{-5}$	$> 2 \times 10^6$	99.5	2×10^{-2}	5×10^3
	90	73	$< 4 \times 10^{-5}$	$> 2 \times 10^6$	88	2×10^{-4}	4×10^5
100	20	78	$< 1 \times 10^{-5}$	$> 8 \times 10^6$	99.2	4×10^{-2}	2×10^3
	70	77	$< 2 \times 10^{-5}$	$> 4 \times 10^6$	90	2×10^{-3}	5×10^4
	90	65	$< 2 \times 10^{-5}$	$> 3 \times 10^6$	77	8×10^{-4}	1×10^5

* Ratio of retention efficiency for CH₃I to that for Xe.

3.3.4 動力浄気式送風マスクの防護性能におよぼす送風量の効果

浄化された空気を携帯用送風器で面体内に送風する動力浄気式送風マスクは、作業性や防護効果において優れた特徴を有するが、送風により漏洩を低減させ防護性能を向上させる効果について詳細に調べられた報告はなかった。そのため送風による漏洩低減効果について呼吸状態、漏洩の大きさ、面体内圧などとの関係を調べた。

実験では、面体にガラス製キャピラリを貫通させることにより漏洩箇所を設け、その面体を模擬呼吸のできる模擬人頭に装着させチェンバ内に設置した。チェンバ内にはネブライザで発生させた NaCl エアロゾルを充たし、この状態で人頭に呼吸させながら送風器により面体に送風した。漏洩率 R はこのときの面体内の NaCl 濃度 C と面体外の濃度 C_0 から、 $R = C/C_0 \times 100 (\%)$ で計算した。

Fig. 3.3.4-1 はいろいろな仕事率 ($\text{kg}\cdot\text{m}/\text{min}$) に対応する呼吸状態における送風量と漏洩割合との関係を表わしている。漏洩比は送風のないときの漏洩率に対する送風時の漏洩率で定義され、漏洩比が小さいほど漏洩低減効果が優れていることを示している。漏洩比は送風量が増加するに従い少しずつ減少し、ある送風量から急激に減少し検出限界以下となった。また、仕事率が増加するに従い検出下限値に達するのに必要な送風量は増加することを示している。Fig. 3.3.4-2 はその時の面体内圧の変化と送風量との関係を表わす。吸気時最低圧力は送風しない場合負圧で、送風量が増加するに従い圧力が増加し、正圧になると直線的にゆっくりと増加した。一方、呼気時最大圧力は送風しなくても正圧であり、送風量の増加にしたがって直線的に増大した。

以上の結果から漏洩比が急激に減少するときの送風量は、吸気時最大圧力が正圧になるときの送風量に対応していることが明らかとなった。その他、漏洩孔の大きさを変化させて、送風量と漏洩比との関係を調べた結果、漏洩孔の大きさは送風による漏洩低減効果に対してほとんど影響を与えないことも明らかとなった。

(加藤正平)

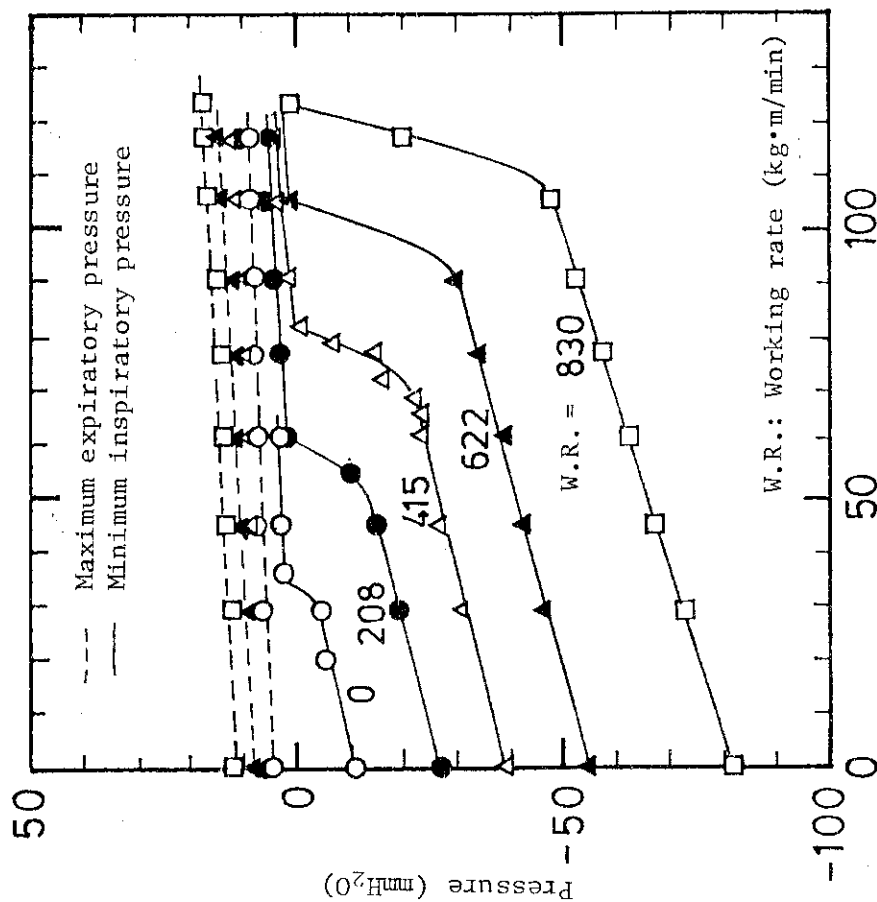


Fig. 3.3.4-2 Effect of air supply rate on pressure in mask at various working rates.

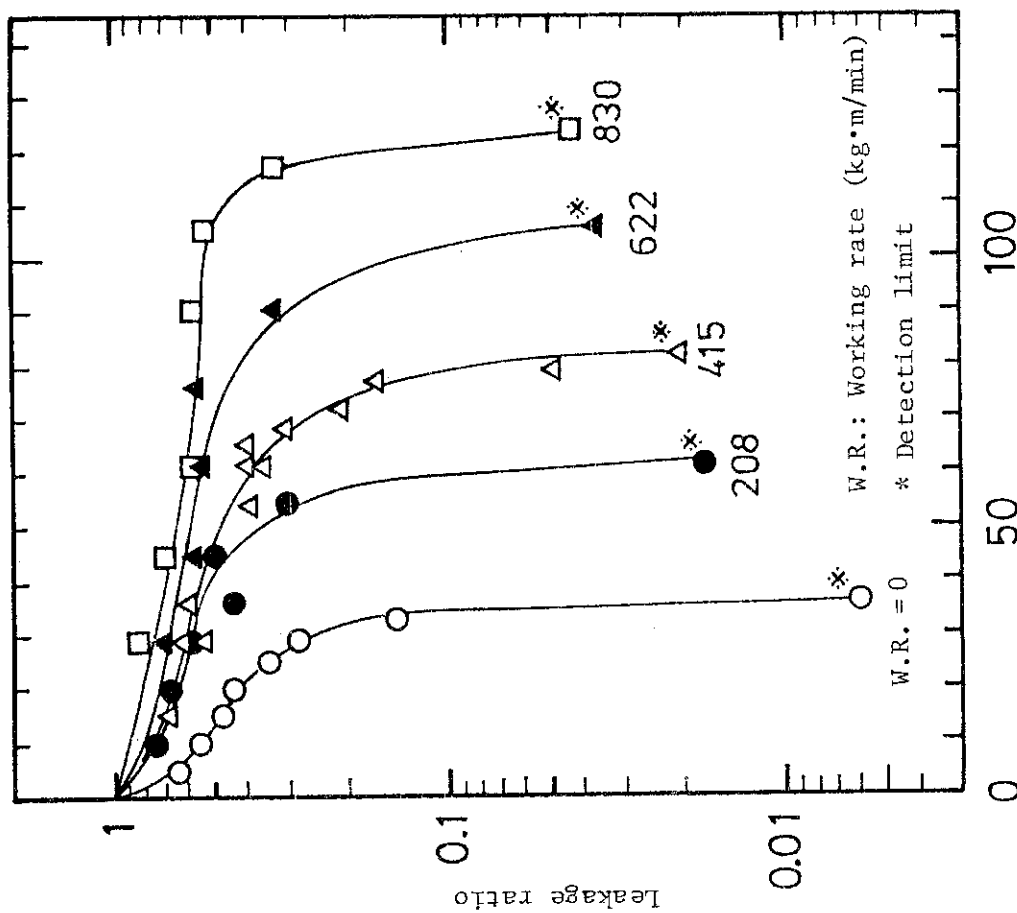


Fig. 3.3.4-1 Effect of air supply rate on mask leakage at various working rates.

3.3.5 対数正規分布則に従うエアロゾル粒径分布の下側の切れた場合のパラメータの推定

エアロゾル粒子径はエアロゾルの挙動を決定する重要な値の一つであり、そのため各種の粒子径測定器が開発されてきた。しかし測定器には検出下限値があり、これ以下の粒子径が測定できないため、下側の切れた分布の測定結果を得ることがある。エアロゾル粒径分布は対数正規分布に従うことが多く、分布のパラメータである中央径 x_g と幾何標準偏差 σ_g の推定は、しばしば対数確率紙を用いて行われることが多いが、下側の切れた分布に適用した場合、誤った推定を行うこととなる。したがって、より良い推定を行うため最尤法によるパラメータの推定の検討を行った。

最尤法は尤度関数が最大となるときのパラメータを最尤推定値として求める方法で、対数正規分布の下側が点 ξ で切れた場合、 $\mu = \ln x_g$ 、 $\sigma = \ln \sigma_g$ 、 $y_i = \ln x_i$ (x_i は粒子 i の粒子径)、 n を測定全粒子数とすると、尤度関数 L は次式で表わされる。

$$L = \prod_{i=1}^n \frac{1}{x_i \sigma \sqrt{2\pi}} \exp \left\{ -\frac{(y_i - \mu)^2}{2\sigma^2} \right\} \frac{1}{1 - A(\xi | \mu, \sigma^2)}$$

$$\text{ここで、} A(\xi | \mu, \sigma^2) = \int_0^{\xi} \frac{1}{x \sigma \sqrt{2\pi}} \exp \left\{ -\frac{(\ln x - \mu)^2}{2\sigma^2} \right\} dx$$

このときの μ と σ の最尤推定値は、 $\frac{\partial L}{\partial \mu} = 0$ 、 $\frac{\partial L}{\partial \sigma^2} = 0$ の尤度方程式の解であるが、解析解は得られていない。そのため、Aitchison と Brown の方法を用い数値計算で解いた。これを解くには個々の粒子についての径 x_i が明らかでなければならないが、分級されて得られたデータについては個々の粒子径は明らかでないため粒子径を仮定した。すなわち、粒子径 $x_0^j \sim x_0^{j+1}$ に含まれる n^j 個の粒子は、粒子径が等比級数的に配列しており、 j グループ i 番目の粒子径は $\ln x_i^j = \ln x_0^j + i \times \Delta^j$ (ただし、 $\Delta^j = (\ln x_0^{j+1} - \ln x_0^j) / n^j$) であるとして計算した。

最尤法による推定法の適用性の検討は、あらかじめパラメータ値の明らかな分級データに対して、最尤法と確率紙法による推定を行い、比較、検討した。Fig. 3.3.5-1 は、 $\mu = 1.0$ 、 $\sigma = 1.0$ の分布に従う全粒子数 $N_0 = 1000$ 個について、下側の粒子が全体の 30% 切れ、10 分級されたデータに対して、もとの分布 (破線)、最尤法により推定した分布 (実線)、およびデータを確率紙にそのまま示したもの (○印) であり、最尤法による推定値が、もとの分布を、良く推定できることを表わしている。Fig. 3.3.5-2 は $N_0 = 1000$ 、 $\mu = 1.0$ 、 $\sigma = 1.0$ のデータに関して、切れた割合と、確率紙と最尤法による μ と σ の推定値の関係を表わしている。 μ の推定値は切れた割合が増加するに従い、最尤法、確率紙法ともに増加するが、最尤法の場合、50% 切れても真値の 10% 以内の誤差である。 σ の推定値は切れた割合が増加するに従い、両方法とも推定値は減少するが、最尤法の場合、50% 切れても真値の 5% 以内の誤差であり、最尤法は確率紙法よりもかなり真値に近い値を推定できることが明らかとなった。また、 χ^2 検定による推定分布のデータへの適合性を調べると、最尤法による推定分布は非常に適合性が良いことが明らかとなった。

(加藤正平)

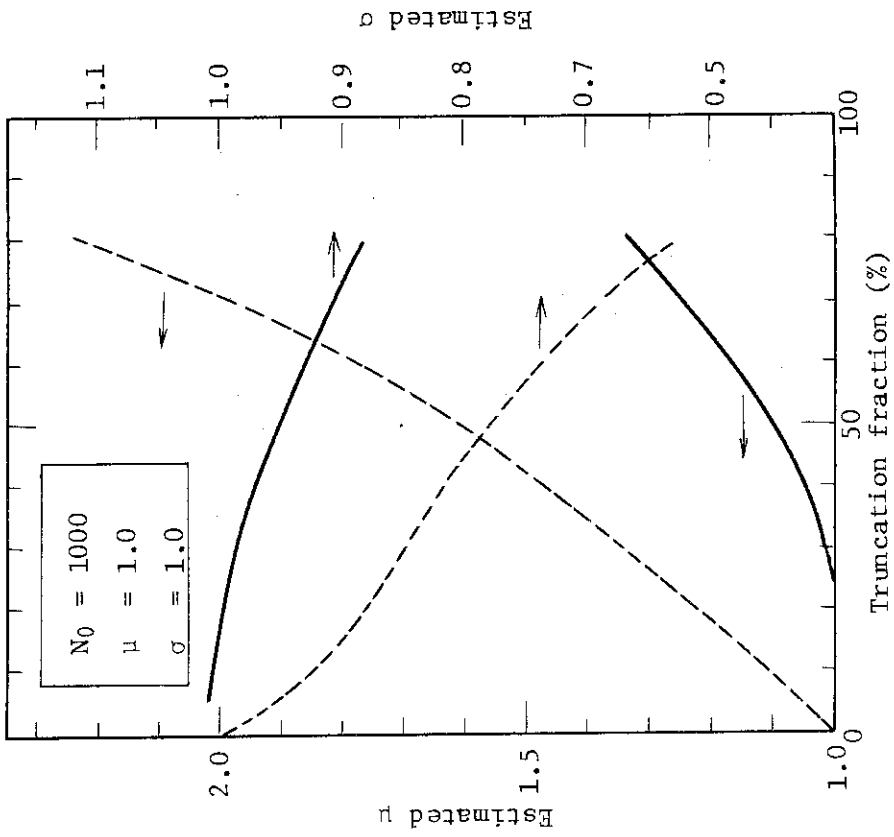


Fig.3.3.5-2 Relation between truncation fraction and μ or σ estimated by probability graph method (dashed line) and most likelihood method (solid line).

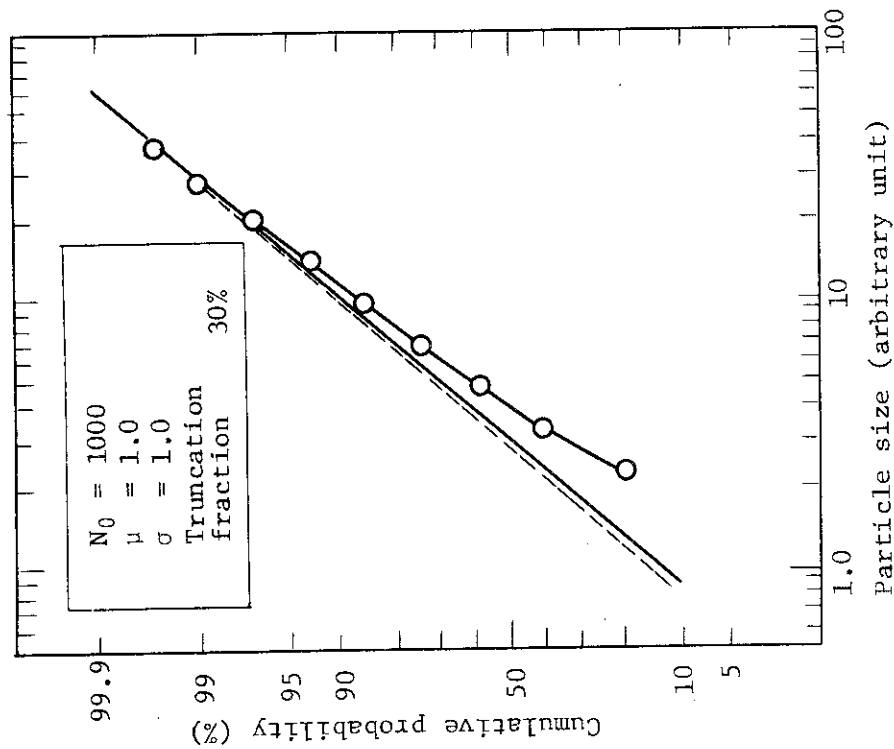


Fig.3.3.5-1 Shape of distribution of original data (---), truncated data (O-O), and estimated data by likelihood method (-----).

3.3.6 家屋等の放射能防護効果 (1)家屋の自然換気率等に関する調査

(1) 目的

緊急時において原子力施設から放射性物質の異常放出があった場合、当該地域住民の放射性物質による被曝を極力少なくする対策が必要である。このような場合、地域住民を避難させるか、または屋内退避させるなどの方法が考えられている。このうち屋内退避は住民にとって容易かつ安全に実施できる方法の一つと考えられるので、放射性ガス（特にヨウ素ガス）の侵入に対する家屋の防護効果を明らかにしておくことは緊急時計画の立案にとってきわめて重要である。

本研究は、緊急時において原子力施設から放出される放射性ヨウ素ガスの放出パターンや気象条件との関連で屋内退避による防護効果を評価するための解析手法の確立を目的としている。そのために必要な日本家屋の換気特性に関する諸データを調査あるいは実験によって明らかにする。なお、本研究は、国の「環境放射能安全性研究年次計画」の中の緊急時環境放射能予測システム開発5カ年計画の一環として行っている。

(2) 調査の内容と結果

研究の初年度である1982年度には、まず既存の関連情報の調査を行うこととし、清水建設(KK)に委託して次の項目の調査を行った。

- ① 家屋の自然換気率の実測データ
- ② 換気率の測定法
- ③ 換気評価手法
- ④ 日本家屋の構造種別分布の実態

換気回数の実測データは、国内で約210点、国外で約470点得られた。換気回数は測定例によって大きく異なり、0.05～5回/時にわたり分布した。収集データの解析から、換気に対する主要な影響因子は外部風速、室内外温度差および家屋の気密性であることがわかった。気密性は、家屋の構造、仕上げ、窓のつくり等に基づいて4段階の指標で表わしたものである。重回帰分析から、これらの3因子と自然換気回数の関係を経験的に説明する線型の回帰式を得た。

換気率の測定法に関する調査からは、六弗化イオウ(SF₆)あるいは炭酸ガス(CO₂)をトレーサとして用いる測定法が最も実用的であることがわかった。なかでも、CO₂法は国内で広く用いられており、家屋内にCO₂の自然発生源が存在しない場合には、最も適用性が高い方法と考えられる。

換気率を解析的に計算するために必要な、多室構造をもつ家屋の換気計算法を調査した。その結果、換気計算を行うためには、家屋を構成する要素(例えば窓枠、サッシ、ドアまわり)について通気特性を、また、家屋外周の風圧特性を実測せねばならないことが明らかになった。

家屋の気密性は家屋の構造種別によって概ね決定されるので、日本の家屋について構造種別(木造、防火木造、非木造)からみた戸数比率および床面積比率を都道府県別に調べ、まとめた。

(3) 今後の計画

本調査によって必要性が明らかになった家屋構成要素の通気特性を実物を用いて測定するとともに、家屋模型を用いて風圧特性の測定を行う。これらのデータを適用して換気率の解析評価法を開発する。さらに、実際の家屋を用いた換気のシミュレーション実験により解析法の検証を行い、家屋内退避による防護効果を評価する。

(村田幹生)

1. 外部投稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏名	標 題	誌 名
加藤正平 野口宏 村田幹生 今井裕* 松井浩 国分守信 *(興研)	原子炉事故時の放射性希ガス雰囲気中からの有機ヨウ素の分離捕集	保健物理 17, 427 ~ 436 (1982)
伊藤精 熊澤蕃 西健雄 沼宮内弼雄	NTA フィルムの速中性子検出限界線量当量	保健物理 17, 443 ~ 449 (1982)
間辺巖 吉田真 沼宮内弼雄	放射線管理試料の自動測定解析システムの開発	保健物理 17, 469 ~ 478 (1982)
野口宏 松井浩 吉田芳和	放射性ヨウ化メチルの光分解と元素状ヨウ素および他のヨウ素種の生成	原子力学会誌 24, 381 ~ 389 (1982)
南賢太郎	最近の環境モニタリング	KURRI-TR 209 (1982)
吉田真 備後一義 千田徹 川崎克也	ガラス製電離箱の特性改善	Radioisotopes, 31, 12, 648 ~ 651 (1982)
T. Watanabe N. Toshima H. Ryufuku	Theoretical Investigations Concerning Heavy Particle Collisions Followed by Electronic Transitions	Atom Coll. Res. Jpn. 8, 118 (1982)
H. Ryufuku T. Watanabe T. Ishihara	Comparison of UDWA with other Theories on High Energy Charge Transfer	Atom Coll. Res. Jpn. 8, 118 (1982)
H. Suzuki N. Toshima H. Ryufuku	Electron Capture Cross Section in A^{Z+} and He Collision Processes	Atom Coll. Res. Jpn. 8, 126 (1982)

1.2 総説・調査報告・解説等

氏 名	標 題	誌 名
山 口 恭 弘	係留気球を用いた垂直線量率分布測定の実験	保 健 物 理 17, 214 ~ 215 (1982)
吉 田 芳 和	「核燃料サイクル施設等における線量制限体系の適用に関する国際シンポジウム」の報告	保 健 物 理 17, 233 ~ 237 (1982)
高 田 和 夫	日本保健物理学会シンポジウム「保健物理のための遺伝学」を聞いて	保 健 物 理 17, 238 ~ 240 (1982)
吉 田 芳 和	研究施設等における放射線管理	保 健 物 理 17, 322 ~ 328 (1982)
伊 藤 直 次	立地安全評価	保 健 物 理 17, 345 ~ 350 (1982)
赤 石 準 水 下 誠 一 木 村 美和子* * (電総研)	ポスターセッションについて	保 健 物 理 17, 559 ~ 564 (1982)
松 下 絃 三	原研第1研究棟の改修工事における放射線管理の実験	保 健 物 理 18, 82 ~ 84 (1983)
長谷川 圭 佑	放射性コンシューマプロダクトとの出会い	保 健 物 理 18, 84 ~ 85 (1983)
南 賢 太 郎	北太平洋における放射性廃棄物海洋処分立合	保 健 物 理 18, 86 ~ 91 (1983)
赤 石 準 城 谷 孝 高 田 和 夫 水 下 誠 一 矢 部 明 藤 田 稔* * (東北大学)	作業者による放射性核種の摂取の限度 Part 2 (日本アイソトープ協会編 ICRP Publ. 30 Part 2 翻訳)	日本アイソトープ協会 刊行 1982年4月

氏名	標 題	誌 名
吉田 芳和	環境の放射線管理	アイソトープ便覧 (改訂3版) 1983
吉田 芳和 笠井 篤* 岸田 昌美 高田 和夫 *(環境安全研究部)	日本保健物理学会第17回研究発表会の 印象記	Isotope news 337 (7月号) (1982)

2. JAERI - レポート Mレポート

氏名	標 題	レポ ー ト No
備後 一義 千田 徹 吉田 真 川崎 克也	制動X線検出型トリチウムモニタの開発 (I) — サンプルング容器の形状と感度との関係、 トリチウム濃度モニタリング範囲	JAERI - M 82 - 148 (1982)
熊澤 蕃 島崎 潤也 沼宮内 弼雄	混成対数正規分布に関連した数値計算	JAERI - M 82 - 035 (1982)

3. 口頭発表および講演

氏名	標 題	学 会 名 等
伊藤 直次 吉田 芳和 国分 守信 松井 浩 南 賢太郎 片桐 浩	茨城県原子力防災訓練における事業所の環境 モニタリング	保健物理学会 1982年5月(東海)
村田 幹生	動力浄気式加圧送風マスクの特性試験(1)モデル 送風マスクにおける送風特性	同 上

氏 名	標 題	学 会 名 等
小 畑 一 一 藪 田 肇 小 林 秀 雄 片 桐 浩 国 分 守 信	自動読取り型 TLD 素子の特性	同 上
加 藤 正 平 野 口 宏 村 田 幹 生 三 井 貢* 松 井 浩 国 分 守 信 * (興研)	動力浄気式加圧送風マスクの特性試験 (2) 送風による漏洩低減効果	同 上
宮 本 俊 寛 井 沢 庄 治 高 場 勇 一 村 山 卓 村 田 幹 生 園 部 清 美* * (研究炉管理 部)	自給式加圧服の防護性能試験	同 上
野 村 俊 文 松 井 智 明 渡 部 孝 三	中性子照射による Al 材不純物からの FP 発生	同 上
南 賢 太 郎 山 口 恭 弘 村 上 博 幸 北 原 義 久 小 沢 紘 一 郎* 野 田 喜 美 雄* 金 盛 正 至* * (動 燃)	バースト状放射線に対する GM エリアモニタの 特性	同 上

氏 名	標 題	学 会 名 等
南 賢太郎 沼宮内 弼 雄 山 口 恭 弘 村 上 博 幸	臨界警報装置の試験校正法 —— 警報線量感度と配置計画 ——	同 上
吉 田 真 備 後 一 義 千 田 徹 川 崎 克 也	トリチウム標準ガス分取装置	同 上
備 後 一 義 千 田 徹 吉 田 真 川 崎 克 也	制動X線検出型トリチウムモニタの開発	同 上
間 辺 巖 吉 田 真	放射線管理試料の集中計測システム	同 上
南 賢太郎 山 口 恭 弘 江 花 稔* 金 盛 正 至* 宮 部 賢次郎* 野 田 喜美雄 * (動 燃)	臨界警報装置用中性子検出器の特性	同 上
南 賢太郎 山 口 恭 弘 江 花 稔* 金 盛 正 志* 宮 部 賢次郎* 野 田 喜美雄* * (動 燃)	臨界警報装置用 γ 線検出器の特性	同 上

氏 名	標 題	学 会 名 等
水 下 誠 一 大 井 義 弘 須 賀 新 一	全身カウンタ臓器校正のための簡便な胴体模型	同 上
水 下 誠 一 福 田 洋 斉 藤 節 子* 赤 石 準 *(動燃・東海)	原子力災害時における住民の放射能汚染 —— 茨城県東海地区原子力防災訓練に 参加して ——	同 上
赤 石 準 福 田 洋 服 部 隆 充 須 賀 新 一 矢 部 明	原研における ^3H 内部被曝管理経験	同 上
高 田 和 夫	ラットにおける ^{242}Cm の通過コンパートメント	同 上
国 分 守 信	TMI-2号炉の除染作業及び環境影響評価	日本原子力学会 1982, 10, 9 (神戸)
加 藤 正 平 野 口 宏 村 田 幹 生* 三 井 貢 雄 西 健 雄 松 井 浩 浩 国 分 守 信 *(興研)	ヨウ素, 希ガス分離捕集材としての各種吸着剤 の特性試験 (Ⅳ) 吸着剤の表面構造と捕集特性の関係	同 上
村 田 幹 生 野 口 宏 加 藤 正 平 松 井 浩 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の 相互作用 (3)植物燃焼エアロゾルへの放射性元素状ヨウ素 ガスの吸着	同 上

氏 名	標 題	学 会 名 等
西 沢 市 王 坂 本 勉 勝 山 和 夫 進 士 義 正 三 戸 規 生 山 崎 薫* * (新潟鉄工)	蒸気圧縮型蒸発装置を用いた高塩濃度廃液の 処理試験	同 上
野 口 宏 村 田 幹 生 加 藤 正 平 国 分 守 信	環境条件における放射性ヨウ素とエアロゾルの 相互作用 (4)フライアッシュエアロゾルへの放射性元素状 ヨウ素ガスの吸着	日本原子力学会 1983年3月(東京)
加 藤 清 森 下 悟 平 山 勝 嘉 江 村 悟	放射性廃棄物の焼却時における放射性核種の 挙動	同 上
松 元 章 他 中高レベル廃棄物 処理施設整備グループ	中高レベル廃棄物処理施設の建設と運転 (1)施設の概要と設計方針	同 上
讃 井 賢 造 他 中高レベル廃棄物 処理施設整備グループ	中高レベル廃棄物処理施設の建設と運転 (2)蒸発処理装置	同 上
志 垣 康 展 他 中高レベル廃棄物 処理施設整備グループ	中高レベル廃棄物処理施設の建設と運転 (3)アスファルト固化装置	同 上
大 塚 保 他 中高レベル廃棄物 処理施設整備グループ	中高レベル廃棄物処理施設の建設と運転 (4)固体処理設備	同 上

氏 名	標 題	学 会 名 等
福 田 勝 男 栗 林 寿* 佐 藤 元 昭 岩 本 貞 雄 進 士 義 正 三 戸 規 生 菊 池 順 彦* 田 村 貢 大* * (三機工業)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の熱分解溶融固化試験 (I) 概 要 (II) 熱分解試験 (III) 溶融固化試験	同 上
南 賢太郎	大西洋における海洋処分の実施状況	原子力環境整備センター研究会 1982年10月(東京)
松 元 章	原子力開発の現状	原子力広報研修センター 原子力講演会 1982年11月(静岡)
阿 部 昌 義	原研大洗研における TRU 廃棄物処理	超ウラン元素の工学研究専門委員会 1983年1月(大洗)
吉 田 芳 和 阿 部 昌 義 池 沢 芳 夫	使用済エアフィルタの減容処理	第2回空気清浄技術研究大会 1983年3月(東京)
山 本 峯 澄 吉 田 芳 和 松 井 浩 浩 池 沢 芳 夫	原研東海研における放射性物質の管理	第2回空気清浄技術研究大会 1983年3月(東京)
山 本 峯 澄 吉 田 芳 和 松 井 浩 浩 池 沢 芳 夫 平 山 勝 嘉 国 分 守 信	Experiences in radioactive gaseous effluents management in JAERI (原研における放射性希ガス放出物の管理経験)	IAER 主催原子力施設のオフガス浄化系の試験と運転に関するセミナー 1982年5月(西ドイツ, カールスルーエ)

氏 名	標 題	学 会 名 等
H. Ryufuku T. Watanabe T. Ishihara	Comparison of UDWA with Other Theories on High Energy Charge Transfer	8th Int. Conf. Atom Phys. (Aug. 1982 Goteborg Sweden)
木 谷 進* 池 沢 芳 夫 松 井 浩 狐 塚 正 夫** * (安全工学第3研究室) ** (千代田保安)	Penetration of Aerosol Particles through Two-Stage HEPA Filter System	ICCCS 国際会議 1982年9月 (東京)
熊 澤 蕃 沼宮内 弼 雄	A Method for Implementation of ALARA for Occupational Exposure Using the Hybrid Lognormal Model	米国保健物理学会 (ラスベガス) 1982, 6月
Nelson 熊 澤 蕃 Richardson	Hybrid Lognormal Analysis of U.S. Occupational Exposure in 1975 and 1980	同 上

4. 受託調査・研究

相 手 方	標 題	実 施 課 室
科 技 庁	昭和 56 年度廃炉技術開発	放射線管理第3課 他
”	昭和 57 年度廃炉技術開発	放射線管理第3課 放射性汚染処理第1課 他
”	極低レベル固体廃棄物処分技術調査	放射線管理第1課 放射性汚染処理第1課
動力炉・核燃料 開発事業団	臨界警報装置の動特性調査(Ⅲ)	線 量 計 測 課
”	大洗地区放射性廃棄物処理施設に関する業務(Ⅷ) (高レベル α 固体貯蔵施設の増設)	放射性廃棄物処理課, 放射線管理課, 建設部
三 機 工 業 (株)	$\beta \cdot \gamma$ 固化廃棄物の熱分解・溶融固化試験に関する調査	放射性廃棄物処理課
日本特殊塗料(株)及び エービーシー化工(株)	原子炉施設で使用する汚染防護塗料の耐汚染性及び除染性に関する調査	放射性汚染処理第1課

5. 講師招へい

講演者	機関名	題目	講演年月日	招へい課室
一 政 祐 輔	茨城大学理学部	トリチウムの体内挙動と 排泄促進について	1982年 10月22日	体内放射能課
満 木 泰 郎	電力中央研究所 土木技術研究所	海洋および陸地処分用廃 棄物パッケージについて	1982年 10月26日	放射性汚染処理 第1課

6. 所外研修コースへの協力

コース名	題目	講師人数
放射線医学総合研究所 放射線防護課程（3回）	個人被曝管理	1
放射線安全技術センター 第2種放射線取扱 主任者	放射線の量の測定に関する放射線の人体 に与える影響	3
運輸省 放射性物質安全輸送 講習会	原子力の基礎知識と放射線と人体に与え る影響	2
環境放射線監視センター （静岡県） 緊急時環境モニタリング 基礎技術研修会	原子力防災に関する基礎知識	1
東京大学 アイソトープ総合センタ ー学内研修会 放射線管理専門コース	放射性廃棄物の処理処分	1

7. 所内研修コースへの協力

コース名	講義・実習	単位数又は時間 (1単位は80分)	講師人数(延)
RI・原子炉研修所 〔原子炉研修部門〕			
一般課程(第39回)	講義	8単位	8
保健物理専門課程(第14回)	講義	47単位	26
	実験	528時間	20
	実習	4.5コース	19
原子炉工学専門課程(第7回)	講義	6単位	6
原子力防災対策講座(第4回)	講義	13単位	7
	実験	244時間	24
原子力防災講座(基礎技術) (第15～24回)	講義	59単位	17
放射線防護専門課程(第1回)	講義	39単位	23
	実験	400時間	18
放射性廃棄物処理講座(第4回)	講義	7単位	6
	実験	56時間	7
原子力入門講座(第9回)	講義	8単位	8
原子力教養講座(第13回)	講義	3単位	3
〔RI研修部門〕			
基礎課程(第180～185回)	講義	6単位	1
専門課程(第136回), 放射線管理コース	講義	6単位	5
	実験	8単位	2
〃(第137回), RIの生物科学 への利用コース	講義	1単位	1
その他のコース			
〔放射線作業従事者訓練〕			
東海研究所協力業者安全協議会	講義・実習	18時間	28
〃放射線安全訓練	講義・実習	42時間	32

編 集 後 記

本報の執筆および編集はほぼ予定どおりに進んだ。編集委員会において、本報への投稿が少ないという意見があった。年報としての性格を生かすためにも積極的に投稿して頂きたい。

(野口 記)

編 集 委 員 会

委員 長	沼宮内 弼 雄	(東海研究所保健物理部次長)
委員長代理	高 田 和 夫	(" 体内放射能課)
幹 事	野 口 宏	(" 放射線管理第1課)
委 員	原 田 康 典	(" " 第2課)
	新 野 二 男	(" " 第3課)
	田 村 勝 裕	(" 線量計測課)
	宇佐美 淳	(" 放射性汚染処理第1課)
	丸 山 亨	(" " 第2課)
	綿 貫 孝 司	(高崎研究所管理部安全管理課)
	近 藤 吉 男	(大洗研究所放射線管理課)
	渡 部 和 弘	(" 放射性廃棄物処理課)
事 務 局	新 妻 久 郎	(東海研究所保健物理部保健物理業務課長)
	森 賢 造	(" " 保健物理業務課)
	青 木 千 エ	(" " ")

頁	行	誤	正
1	上 10	530mrem	560 mrem
"	上 12	13.2 人	13.3 人
14	最右欄下 6	$^{131}\text{I}; 8.4 \times 10^{-3}$	$^{131}\text{I}; 8.4 \times 10^{-4}$
15	第 4 欄下 6	$^{90}\text{Sr};$	削 除
16	廃棄物処理 場の焼却炉	放射能 廃液量 (mCi) (m ³) 焼却炉	放射能 廃液量 (mCi) (m ³) 焼却炉
"	第 4 欄下 10 及 び 最右欄下 10	$^{131}\text{I}; 8.4 \times 10^{-3}$	$^{131}\text{I}; 8.4 \times 10^{-4}$
"	第 4 欄下 4 及 び 最右欄下 4	^{155}Eu	^{152}Eu
100	上 15	管理目標値	線量目標値
"	下 11	(772 名)	(722 名)
102	上 9	1.2Ci 廃液量	1.2Ci ₊ 廃液量
108	上 3	772 名	722 名
112	Fig.C.3.2-1	トリチウム濃度 1982.9 図の上方 ○ 1983.1 " ○	トリチウム濃度 1982.9 図の上方 ● 1983.1 " ●
181	上 1	2.5.9 電解研磨除染試験	2.5.9 電解研磨除染試験
189	上 9	電 継 箱	電 離 箱
198	下 5	吸気時最大圧力	吸気時最低圧力
203	表中誌名欄 下 5	Jpn. 8, 118	Jpn. 8, 123
206	表中下 5	北原 義久	北原 義久*
211	表中下 4	$\beta \cdot \gamma$ 固化廃棄物の～	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の～