

安全管理部研究開発成果外部発表要旨

(昭和63年上期)

1988年9月

動力炉・核燃料開発事業団

東 海 事 業 所

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

技術管理部 技術情報室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Information Service

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo, Japan.

©動力炉・核燃料開発事業団 1988

安全管理部研究開発成果外部発表要旨
(昭和63年上期)

石 黒 秀 治*

要 旨

安全管理部の研究開発に係わる業務は、必要に応じ日本保健物理学会や日本原子力学会の研究発表会及びその他の機会をとらえて随時発表している。

本報告書は、昭和63年度の安全管理部内の研究開発推進委員会の企画として、昭和63年度上期に外部発表した16編の発表要旨をまとめたものである。今回の発表の場としては、第3回放射線検出器とドシメトリィ研究会、第7回IRPA会議、第4回PNC/kfk再処理技術会合、第2回アクチニド長半減期核種の低レベル測定に関する国際会議及び第23回日本保健物理学会研究発表会である。

本報告書は、発表の記録としてだけでなく、発表テーマに従事している関係職員の教育資料としても有効利用されることを期待するものである。

* 安全管理部研究開発推進委員会委員長 (放射線管理第二課長)

目 次

発表の経緯	1
1. ^{85}Kr ガスモニタ用プラスチックシンチレータ検出器の特性	2
2. Experience of personnel monitoring at the plutonium Fuel Fabrication Facilities	6
3. BEHAVIOR OF TRITIUM IN ENVIRONMENTAL SAMPLES AROUND NUCLEAR FACILITIES AT TOKAI-MURA	11
4. CONSTRUCTIONAL DESIGN PRINCIPLES ON RADIATION PROTECTION AND METHODS OF RADIATION CONTROL AT THE LARGE SCALE PLUTONIUM FUEL FABRICATION FACILITY OF FULLY REMOTE OPERATION	16
5. ANALYSIS OF OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURE IN REPROCESSING PLANT OF PNC, TOKAI	21
6. 大規模補修工事に於ける放射線管理 Radiation Protection Experience in Large Scale Maintenance Works at TRP	26
7. Monitoring of Gaseous Radioactive Effluent in TRP	31
8. Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products	37
9. Low Level Measurement of ^{129}I in Environmental Samples	43
10. 再処理施設に於ける保守工事の放射線管理	50
11. 再処理施設に於ける空間線量率管理の概要	56
12. レムカウンタの特性試験	61
13. クリプトン85用広帯域放射線測定器の開発	65
14. 土壌から精米または葉菜への安定ヨウ素の移行について	68
15. 施設入域管理の為の全身カウンタ測定に於ける有意放射能の取り扱い —チェルノブイル事故のモニタリング経験—	71
16. 呼吸保護具性能評価試験方法の開発	75

発 表 の 経 緯

・第3回「放射線検出器とドシメトリ」研究会 (S 63. 2. 9～2. 10)

No	タ イ ト ル	発表日	発表者	所 属	共同発表者
1	⁸⁵ Kr ガスモニタ用プラスチックシンチレータ検出器の特性	2.10	高崎 浩司	放二課	小嶋, 江花, 石黒

・INTERNATIONAL RADIATION PROTECTION ASSOCIATION-7 (S. 63. 4. 10～4.17)

2	Experience of personnel monitoring at the Fabrication Facilities	4.10 ～17	宮部賢次郎	安対課	百瀬, 大和, 木下
3	BEHAVIOR OF TRITIUM IN ENVIRONMENTAL SAMPLES AROUND NUCLEAR FACILITIES AT TOKAI-MURA	4.10 ～17	石田順一郎	環安課	成田, 北原
4	CONSTRUCTIONAL DESIGN PRINCIPLES ON RADIATION PROTECTION AND METHODS OF RADIATION CONTROL AT THE LARGE SCALE PLUTONIUM FUEL FABRICATION FACILITY OF FULLY REMOTE OPERATION	4.10 ～17	麻生 良二	放一課	尾方 堀越, 白井
5	ANALYSIS OF OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURE IN REPROCESSING PLANT OF PNC, TOKAI	4.10 ～7	牧野 明寛	放二課	武藤, 宮部, 石黒, 木下

・PNC/kfk 再処理技術会合 (S 63.5.11)

6	大規模補修工事に於ける放射線管理 Radiation Protection Experience in Large Scale Maintenance Works at TRP	5.11	田子 格	放二課	牧野, 石黒
7	Monitoring of Gaseous Radioactive Effluent in TRP	5.11	高崎 浩司	放二課	石黒

・Second International Conference on Low Level Measurements of Actinides And Long-Lived Radionuclides in Biological and Environmental Samples (S. 63. 5. 19～5.20)

8	Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products	5.16	林 直美	環安課	片桐, 成田, 木下
9	Low Level Measurement of ¹²⁹ I in Environmental Samples	5.19	片桐 裕実	環安課	成田, 大和, 木下

・日本保健物理学会 第23回研究発表会 (S. 63. 5. 19～5.20)

10	再処理施設に於ける保修工事の放射線管理	5.19	大高 正	放二課	今熊, 石黒
11	再処理施設に於ける空間線量率管理の概要	5.19	鈴木 一教	放二課	小林 (博) 鈴木 (信) 石黒
12	レムカウンタの特性試験	5.19	永井 博行	放一課	野田, 関
13	クリプトン85用広帯域放射線測定器の開発	5.20	高崎 浩司	放二課	小嶋, 江花, 石黒
14	土壌から精米または葉菜への安定ヨウ素の移行について	5.20	並木 篤	環安課	片桐, 成田
15	施設入域管理の為の全身カウンタ測定に於ける有意放射能の取り扱い -チェルノブイル事故のモニタリング経験-	5.20	井上 誠	安対課	松嵐, 宮部, 大和
16	呼吸保護具性能評価試験方法の開発	5.20	郷田 正	放一課	増田, 松本, 関

1. ^{85}Kr ガスモニタ用

プラスチックシンチレータ検出器の特性

動燃・東海 ○高橋 浩司, 小嶋 昇, 江花 稔, 石黒 秀治

1. はじめに

動力炉・核燃料開発事業団東海事業所再処理施設の主排気筒および付属排気筒より放出される気体廃棄物については、常時排気モニタにより放射性物質濃度およびその量の監視を行っている。ここでは今回開発を行ったプラスチックシンチレータを検出器とする広帯域クリプトン濃度測定器について述べる。

2. 排気監視の概要

再処理施設では燃焼度 28,000 MWD/t 以下、冷却日数 180 日以上の使用済燃料の処理を行っている。そのため使用済燃料の処理時に発生する気体廃棄物に含まれる放射性核種は比較的長半減期の ^{85}Kr 、 ^{129}I および ^3H 等である。気体廃棄物は主排気筒および付属排気筒より周辺環境へ放出されるが、これらの気体廃棄物の放出管理は放射線管理において特に重要であり、排気筒には排気モニタおよび ^3H サンプラを設置して気体廃棄物中の放射性物質の濃度および量を評価している。Table 1 に排気モニタの仕様、Fig. 1 に排気モニタの構成を示す。排気モニタはダストモニタ部、ヨウ素モニタ部、クリプトンモニタ部から構成されている。放射性ダストおよびヨウ素はモニタによる捕集材上の放射能の連続監視を行うとともに、回収した捕集材を測定・評価している。クリプトンガスはモニタによる連続監視・測定により評価している。トリチウムは冷却捕集法により水分として一定期間捕集し、液体シンチレータ法により測定・評価を行っている。

希ガスである ^{85}Kr は使用済燃料中に内蔵されていた放射能のほぼ全量が環境中に放出される。そのため非常に広い濃度範囲において測定する必要があるが、単一の検出器でこのような濃度帯をカバーすることは困難であり、現在のところ低濃度と高濃度に分けて測定している。

3. 広帯域クリプトン濃度測定器の仕様

上述のように現在のクリプトンモニタ部は低濃度と高濃度に分けて 2 種類の検出器で測定を行っている。しかし、2 種類の検出器を用いた測定ではそれぞれに計測機器を必要としコストが高くなる。また、2 系統であることからデータ処理が複雑である。そこで、単一検出器による測定システムとして、プラスチックシンチレータを検出器とする広帯域クリプトン濃度測定器の開発を行った。

Fig. 2 に広帯域クリプトン濃度測定器の概略図を示す。測定器はプラスチックシンチレータ検出器、Gated PMT (Photo multiplier)、CFC (Current to Frequency Converter)

およびDRM (Digital Rate Meter) で構成される。検出器は直径2 inch, 0.5mm厚のプラスチックシンチレータで, ^{85}Kr の β 線(最大エネルギー670 KeV)を検知する。検出器の信号はGated PMTから, 電流として出力される。この電流をCFCでパルスに変え, DRMで計算する。電流による測定を行う場合, PMTの暗電流がバックグラウンドとして問題となるが,Gated PMTの採用により暗電流の影響に関係なく微小電流の測定が可能である。また, CFCは電流一周波数変換利得の直線性が良く, Gated PMTとの組合せにより計測部は8桁のダイナミックレンジを持っている。サンプリング容器は直径250mm, 高さ148mmの円筒形容器で形状および寸法は ^{85}Kr の β 線の最大飛程, および滞留の起こりにくさを考慮して決定した。

4. 校正試験および評価

Table 2に今回製作した広帯域クリプトン濃度測定器とGM管タイプのクリプトン低濃度用測定器の主な特徴を示す。基準電離箱により値づけされた ^{85}Kr ガスを用い, $10^{-6}\sim 10^{-1}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度範囲で校正を行った。この結果, 濃度換算係数は $2.00\times 10^{-8}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$, 濃度換算係数の一定性(JIS Z 4317-1986)は $\pm 3\%$ 以内(JISでは $\pm 5\%$ 以内), また, バックグラウンドは79 cpm, 測定下限濃度(JIS)は $9.2\times 10^{-8}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ でGM管よりも高い値である。CFCの性能から $1\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度まで測定できるので, 測定範囲は $10^{-7}\sim 1\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり, 従来のGM管タイプのクリプトン低濃度用測定器とNaIタイプのクリプトン高濃度用測定器の測定範囲をほぼカバーしている。プラスチックシンチレータに ^{85}Kr が吸着される問題があったが, 合成樹脂で検出器を保護することにより解決した。その他, 測定器としての基本的な試験を行ったが, その結果より現場応用の目処がたった。

5. まとめ及び今後の課題

$10^{-7}\sim 1\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の ^{85}Kr の濃度を測定できる広帯域クリプトン濃度測定器を製作した。測定器としてJISで定められている条件を十分に満たすものである。今後はCFCの省スペース化を行うとともに, プラスチックシンチレータの径を変えた試作装置を製作し, 測定下限濃度を現在排気モニタで使用しているGM管検出器のレベルまで下げられるかどうかについて検討する。

参考文献

- 1) 田子格, 石黒秀治: 原子力誌, 29〔8〕, 681 (1987)。

Table 1 排気モニタの仕様

検出部	α 線ダスト	β (γ)線ダスト	ヨウ素	Kr(低濃度用) Kr(高濃度用)	
測定対象	4 MeV以上の α 線	0.3~3 MeV の β 線	^{129}I および ^{131}I の γ 線	^{85}Kr の β 線	^{85}Kr の γ 線
検出器	ZnS(Ag)シンチ レーション	端窓型GM管	NaI(Tl)シンチ レーション	側窓型GM管	NaI(Tl)シンチ レーション
測定範囲 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	6×10^{-14} ~ 6×10^{-8}	1×10^{-13} ~ 6×10^{-10}	2×10^{-13} ~ 5×10^{-8}	10^{-8} ~ 10^{-4}	10^{-4} ~ 10^{-2}
測定方式	固定ろ紙集じん方式 (ガラスセルロースろ紙)		固定ろ紙集じん方式 (活性炭カートリッジ)	ガス連続流入方式	
検出効率または 濃度換算係数	10%以上 (ろ紙上放射能)	10%以上 (ろ紙上放射能)	2%以上 (カートリッジ上放射能)	約 1×10^{-8} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$	約 1×10^{-6} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$

Table 2 広帯域クリプトン濃度測定器とGM管
タイプクリプトン低濃度用測定器の主な特徴

	広帯域クリプトン濃度測定器	GM管タイプクリプトン 低濃度用測定器
測定濃度範囲	10^{-7} ~ $1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	10^{-8} ~ $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
濃度換算係数 (JIS $\pm 5\%$ 以内)	$2.00 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$ $\pm 3\%$	$1.07 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$ $\pm 3\%$
測定下限濃度 (JIS $5 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下)	$9.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$4.0 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
バックグラウンド	79 cpm	30 cpm

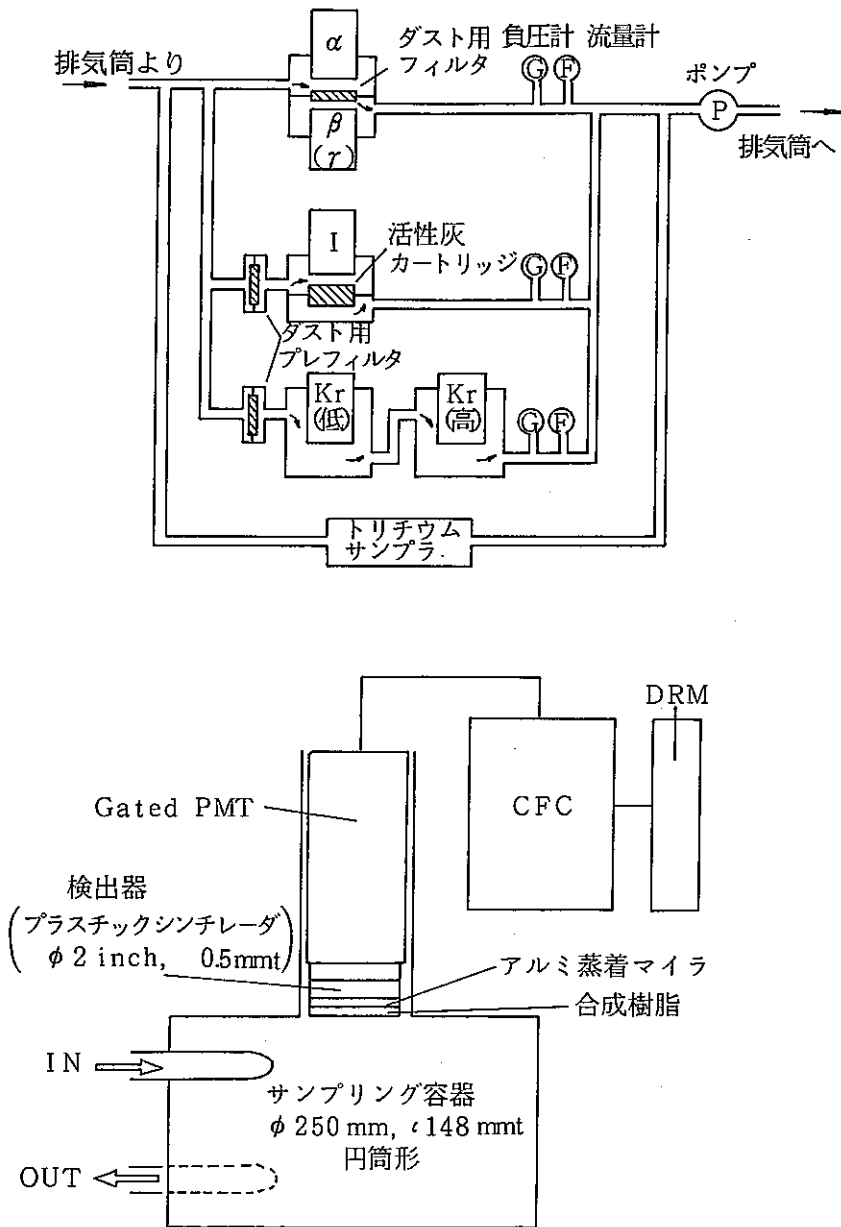


Fig. 2 広帯域クリプトン濃度測定器概略図

2. Experience of personnel monitoring at the plutonium Fuel Fabrication Facilities

○K. Miyabe, T. Momose, A. Yamato, M. Kinoshita

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation
4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan

1. INTRODUCTION

Increasing use of plutonium in nuclear fuel cycle, it is important to measure precisely and to reduce properly occupational dose at plutonium fuel fabrication facilities.

At Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC), the plutonium fuel fabrication facilities have been operating since 1965. Plutonium and uranium mixed-oxide fuel for the Experimental Fast Reactor (JOYO) and the Heavy Water Reactor (FUGEN) have been manufactured continuously. About 79 tons of mixed-oxide fuel have been fabricated and shipped to reactors, and the fuel included 295 assemblies to JOYO and 332 assemblies to FUGEN until 1986.

Gamma ray and neutron have to be considered for external exposure to workers in the facilities. We have been making intense efforts to reduce occupational exposure of workers, such as shielding of radioactive nuclides and mechanization of fuel fabrication process. We had developed the self-designed personnel monitoring system using TLD badge and finger ring dosimeter, and occupational doses of workers have been measured routinely. Also the dose limitation system shown in Table 1 have been adopted for exposure control of workers based on ALARA concept. Consequently the doses of workers have been kept enough below the dose limit recommended by ICRP.

Table 1 Dose limitation system at PNC Tokai Works

Category	Investigation level	Action level	Dose limit
A	3 mSv/3 months	13 mSv/3 months	30 mSv/3 months
B	1 mSv/3 months	4 mSv/3 months	15 mSv/year

A: Workers who receive occupational dose continually
B: Workers who enter the controlled area occasionally

This paper describes the outline of the personnel monitoring system and the overall view of the occupational doses at the Plutonium Fuel Fabrication Facilities based on our experience for more than 20 years.

2. PERSONNEL MONITORING

1) Principle

At the facilities, a large quantity of PuO_2 and UO_2 are handled in the process of mixed-oxide fuel fabrication. Several kg order of PuO_2 and UO_2 are handled in a glove box through almost all process of the facilities. The dominant nuclides which cause external exposure are ^{239}Pu , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am . These isotopes emit gamma ray, low-energy x-ray, spontaneous fission neutron and (α, n) reaction neutron. Glove box is made of acry-lite panels of 10 mm thickness and lead-contained gloves. Gamma and neutron dose rates locally become to a few hundreds of $\mu\text{Sv/h}$ order at the surface of glove boxes. To reduce the dose rates, lead-contained acrylites of 35 mm thickness are added at preferable places.

The dominant energy of gamma ray in working areas is 59.5 keV from ^{241}Am . Neutron energy spectrum measured by a spherical multi-moderated ^3He detector is shown in Fig. 1. More than 90 % of dose equivalent is originated from the fast neutron above 15 keV.

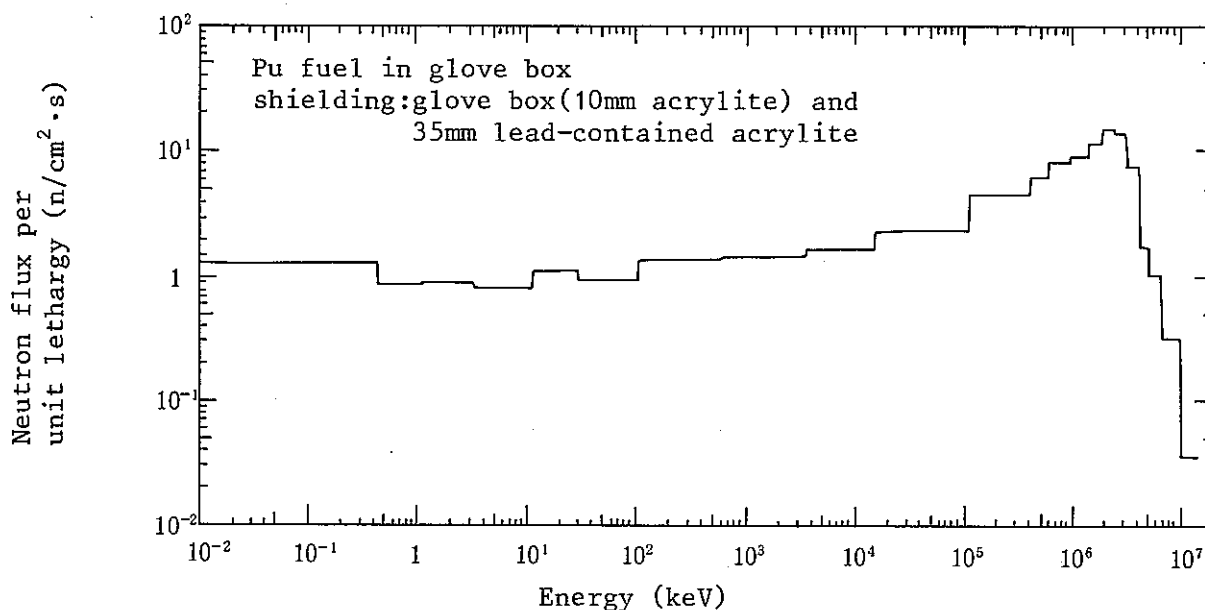


Fig. 1 Neutron energy spectrum at the plutonium fuel fabrication facilities

Considering these radiation features in the facilities, personnel monitoring program have been designed and monitoring methods have been developed. And occupational doses of workers have been measured for whole body and extrimity (finger).

2) Monitoring methods

The doese to radiation workers have been evaluating quarterly or monthly using TLD badge and the finger ring dosimeter.

For the measurement of whole body dose, TLD badge capable of evaluating gamma, beta and neutron doses had been developed and applied to the routine personnel monitoring. Gamma dose is evaluated as lcm-deep dose equivalent by a ${}^7\text{Li}_2 \text{}^{10}\text{B}_4 \text{O}_7$ (Cu) element behind a filter of 1000 mg/cm^2 thickness. Three ${}^6\text{Li}_2 \text{}^{10}\text{B}_4 \text{O}_7$ (Cu) elements and one ${}^7\text{Li}_2 \text{}^{10}\text{B}_4 \text{O}_7$ (Cu) element are used for evaluating thermal, epi-thermal and fast neutron doses separately by means of Albedo method. The recording level for TLD badge are 0.1 mSv for gamma dose and 0.2 mSv for neutron dose respectively.

Especially for workers who handle PuO_2 and UO_2 in glove boxes, the finger ring dosimeter of TLD type have been used. Finger ring dosimeter consists of CaSO_4 (Tm) enclosed in rod-type glass ampoule and the element is surrounded by a energy compensation filter. The recording level is 0.2 mSv for gamma dose.

3. OCCUPATIONAL DOSE STATISTICS

The number of workers and annual collective dose for the period of 1972-1986 are shown in Fig. 2. The total collective dose in these 15 years was 5.6 man·Sv. At the early stage in the fuel fabrication, the collective doses were relatively high. By the introduction of radiation shielding and mechanization of the fuel fabrication process, the collective doses had decreased in the period of 1974-1978. But the collective doses had increased from 1978, because plutonium recovered from high burn-up spent fuel had become treated.

The precise dose data of 1982-1986 are shown in Table 2. About 250 workers had doses above the recording level (0.1 mSv) every years. The ratio of gamma to neutron in annual collective doses were 0.95-1.19. Annual average doses were about 1.8-2.7 mSv for workers of measurable dose.

Fig. 3 shows the probability vs dose of the individual annual doses for fiscal years of 1984-1986 in log-normal distribution. About 45 % of workers over the recording level were below 1 mSv and 80 % of them were below 5 mSv. As individual doses were controlled to be kept below the investigation level (3 mSv/3 months) defined in our dose limitation system, the individual highest annual doses have been get down to in a dose range between 8 mSv and 12 mSv. Therefore the dose distribution did not fit to log-normal distribution in higher dose range over 5 mSv.

Plutonium and uranium mixed-oxide fuel have been also used at the Heavy Water Reactor (FUGEN) of 165 MWe. In the period of 1978-1985, the cumulative electric output of the reactor was 0.495 GWe·y. The collective dose of fuel fabrication workers corresponding to this reactor operation was 0.416 man·Sv. The collective dose of plutonium and uranium mixed-oxide fuel fabrication per unit generated output of FUGEN was 0.84 man·Sv/GWe·y.

The highest extrimity annual doses at finger were 17.7-61.0 mSv in 1978-1986.

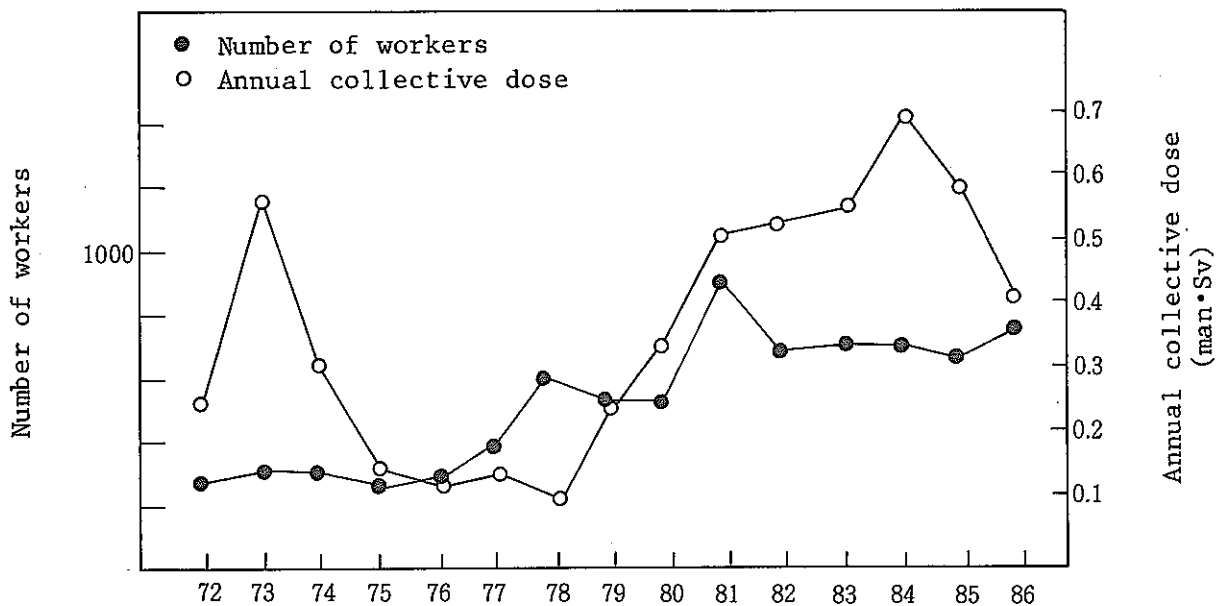


Fig. 2 Number of workers and annual collective dose at the plutonium fuel fabrication facilities

Tbale 2 Doses at the plutonium fuel fabrication facilities

fiscal year	number of workers	number of workers with measurable dose	collective dose (man•Sv)			average dose (mSv)
			gamma	neutron	total	
1982	584	266	0.26	0.27	0.53	2.0
1983	721	254	0.28	0.30	0.58	2.3
1984	692	279	0.32	0.38	0.70	2.5
1985	660	220	0.28	0.31	0.59	2.7
1986	762	231	0.21	0.20	0.41	1.8

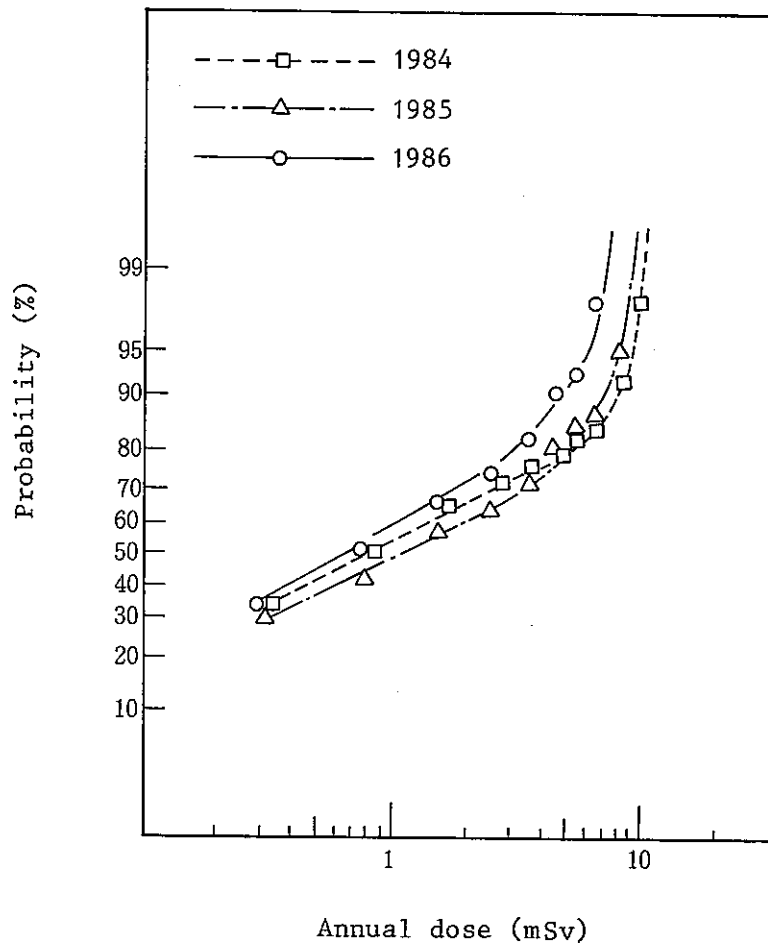


Fig. 3 The log-normal distribution of annual individual doses

3. BEHAVIOR OF TRITIUM IN ENVIRONMENTAL SAMPLES AROUND NUCLEAR FACILITIES AT TOKAI-MURA

○ J. ISHIDA, O. NARITA, Y. KITAHARA

Power Reactor and Nuclear Fuel Development corporation
4-33 Muramatu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan

1. INTRODUCTION

Many kinds of nuclear facilities such as Power Reactors, Research Reactors, Reprocessing Plant etc. are operated in Tokai-mura, located 140 km north of Tokyo. From a point of view of tritium discharge to the environment, Heavy Water Reactors and a Reprocessing Plant are noteworthy.

Tritium concentrations in drinking water, river water, rain water and sea water have been measured in a series of environmental monitoring around the fuel reprocessing plant at Tokai-Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC). Besides this monitoring, a measurement method of tritium concentration in the air has been investigated. This report summarizes the results of tritium concentration in the air at Tokai-mura.

2. METHOD

Atmospheric tritium occurs mainly in two chemical forms which are tritiated water vapor (HTO) and tritium gas (HT). We developed an atmospheric tritium sampler which can differentiate between HTO and HT (Fig. 1). These samplers have been set at three monitoring points around Tokai-mura and the concentrations of HTO and HT in the air have been measured separately since 1983; while only HTO had been measured by using the other samplers since 1976.

The procedure of differentiating between HTO and HT is as follows:

Water vapor is adsorbed on the first molecular sieve column. Tritium gas passed through this column is oxidized by the palladium (Pd) catalyzer and adsorbed on the last molecular sieve column (HT column in Fig. 1). HTO free water is decomposed into hydrogen and oxygen electrolytically in an Electrolysis cell to give a hydrogen carrier for HT. Then, the decomposed hydrogen with the sampled HT in the air is oxidized

by the Pd catalyzer. The produced H₂O and HTO are adsorbed on the HT column and the Pd catalyzer column. By knowing the ratio of an amount of water adsorbed by both columns to the electrolyzed water, the efficiency of Pd catalyzer is obtained as follows;

$$(\text{Efficiency of oxidation}) = \frac{W_{\text{Pd}} + W_{\text{HT}}}{W_{\text{E}} - W_{\text{D}}} \times 100 (\%)$$

W_{Pd} : Gain in weight at Pd Column (gram)

W_{HT} : Gain in weight at HT Column (gram)

W_{E} : Loss in weight at Electrolysis Cell (gram)

W_{D} : Gain in weight at Drying Column (gram)

Efficiency of oxidation is, on average, almost 100 %.

After the sampling, each column is heated about 450 °C in a furnace. Water trapped by each column is desorbed and recovered by a cold trap. Forty milliliters of sampled water is mixed with 60 ml of scintillator (AQUASOL-2). After that, the mixture is kept in a cooler (about 10 °C) for about one day. Then, tritium concentration in the recovered water is measured by a low background liquid scintillation counter. That measurement is repeated ten times, counting unit being 50 minutes. The detection limit is about 20-30 pCi/ℓ.

3. RESULTS and DISCUSSION

As an example of seasonal variation of HTO concentration in the air, the data measured at one monitoring station are shown in Fig. 2. There are two kind of units to show tritium concentration in the air by pCi/m³, and in the water vapor by pCi/ℓ. Although tritium concentrations in water vapor are stable, the tritium concentrations in the air show high in the summer and low in the winter because of humidity. The chronological change of annual tritium concentration in water vapor is shown in Fig. 3 and that in the air is shown in Fig. 4. Each geometrical mean (m_g) plotted on Figs. 3 and 4 is obtained based on about fifty individual values measured at each place during a year, respectively. Figures 3 and 4 also show the values of ' $m_g \times \sigma^3$ ' where σ is a geometric standard deviation. The measured data at monitoring station-1 (ST-1) have practically shown the same values around 140 pCi/ℓ in water vapor and 1 pCi/m³ in the air, respectively. On the other hand, the measured data at

monitoring station-2 and 3 (ST-2, 3) have shown a decreasing tendency. The decreasing rates calculated by the least square method, based on the measured data at ST-2 and 3 from 1980 to 1986, are about 5 pCi/(ℓ·year) and about 0.05 pCi/(m³·year), respectively. These values correspond to the half-life of 10-11 years which are almost the same as the decay half-life of tritium.

The chronological concentration of HT in the air is plotted on Fig. 5. The geometric mean based on the measured data at ST-1, 2, and 3 show the same values and tendency. There is no difference among these data. The individual data throughout the year also present no seasonal variation as in the case of HTO.

The measured data at ST-3 in 1984 are plotted on a log-normal distribution paper as shown in Fig. 6. This indicates that the data of HTO and HT in the air fit the log-normal distribution. Figure 6 shows that the geometric mean of HTO is 0.45 times lower than that of HT, while the standard deviation of HTO is 1.5 times higher than that of HT.

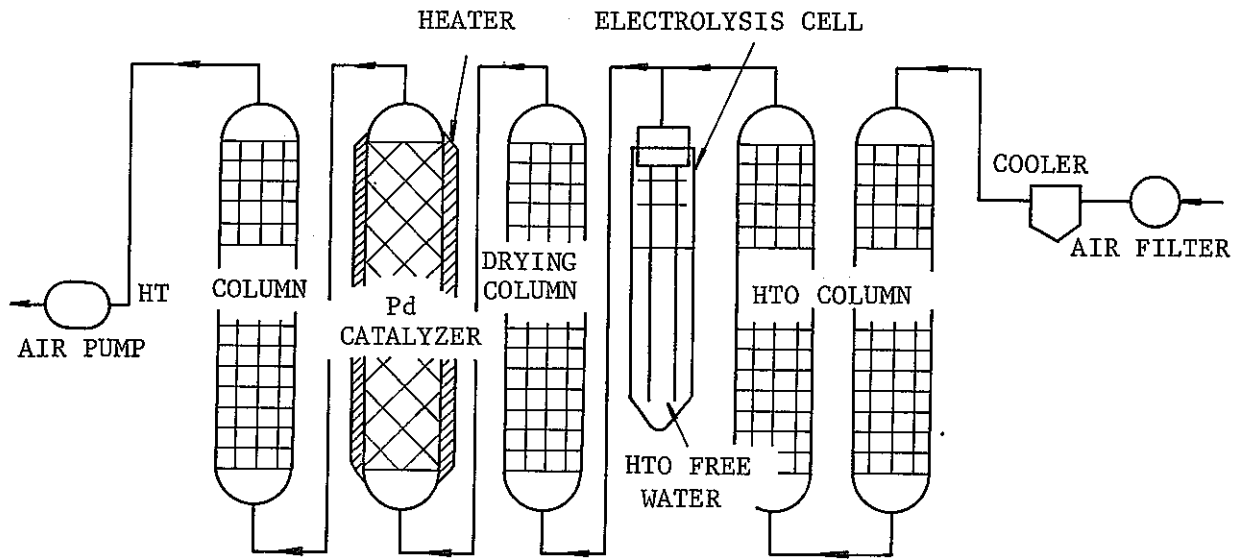


Fig. 1 Atmospheric HTO and HT Sampler

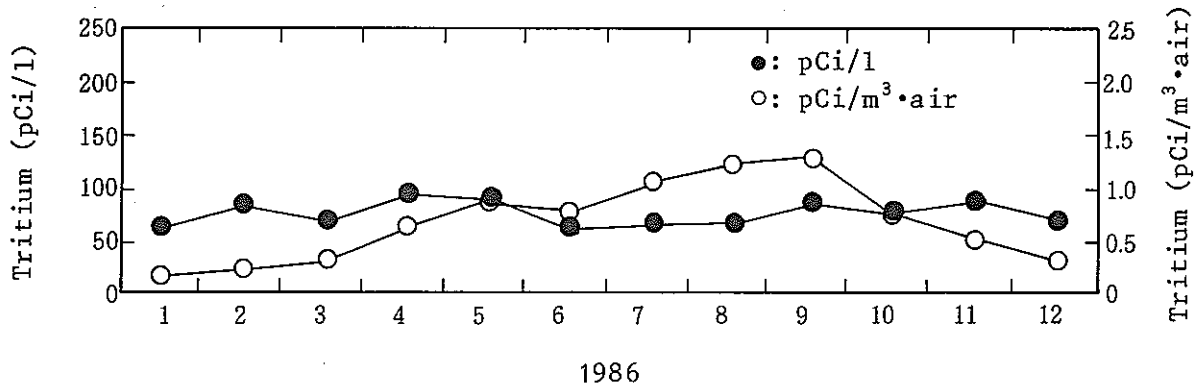


Fig. 2 Monthly Tritium Concentration in Air around Tokai-mura

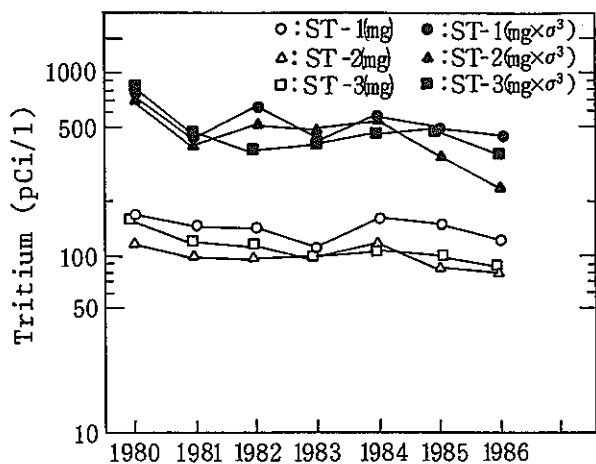


Fig. 3 Annual Tritium Concentration in Water Vapor (pCi/l)

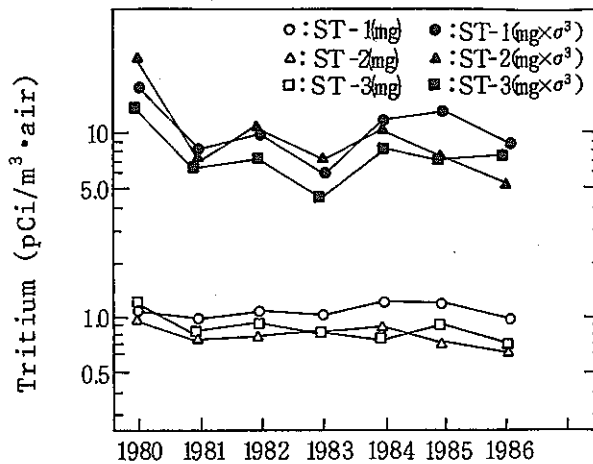


Fig. 4 Annual Tritium(HTO) Concentration in Air (pCi/m³·air)

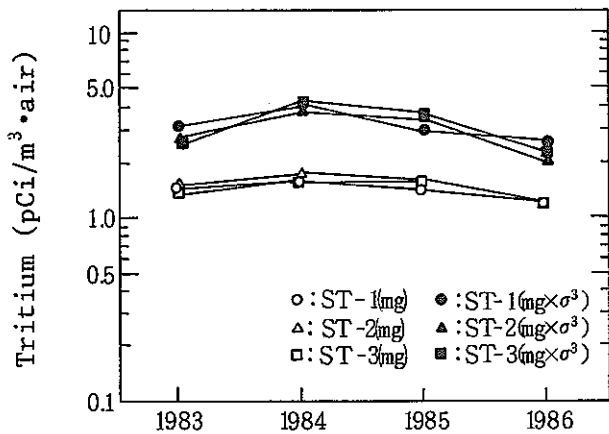


Fig. 5 Annual Tritium(HT) Concentration in Air (pCi/m³·air)

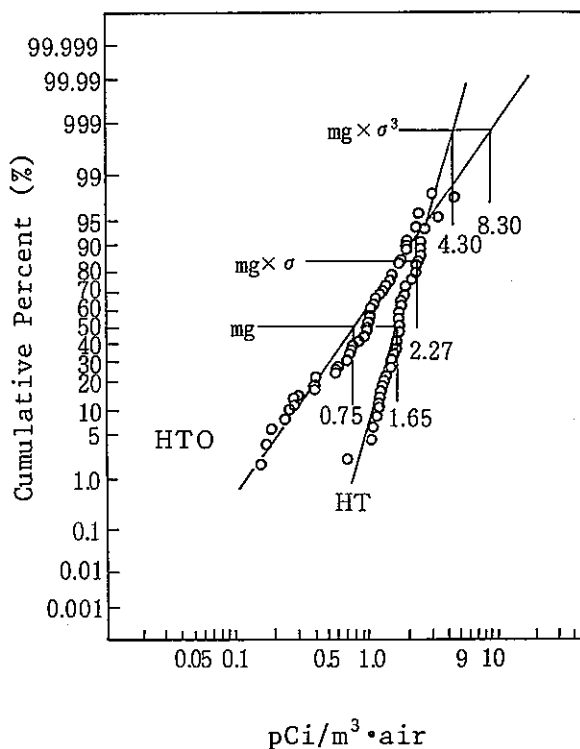


Fig. 6 Measured HTO and HT Concentration plotted according to an assumed log-normal distribution

4. CONSTRUCTIONAL DESIGN PRINCIPLES ON RADIATION PROTECTION AND METHODS OF RADIATION CONTROL AT THE LARGE SCALE PLUTONIUM FUEL FABRICATION FACILITY OF FULLY REMOTE OPERATION

○ R. ASO, H. OGATA, Y. HORIKOSHI, K. SHIRAI

Power Reactor and Nuclear Fuel Development corporation, JAPAN

1. INTRODUCTION

The large scale Plutonium Fuel Fabrication Facility. (Pu-3rd) of PNC is designed to fabricate the Pu and U mixed-oxide (MOX) fuel for FBR "MONJU" and "JOYO". The fuel production capacity of Pu-3rd is enlarged to 5 tons MOX per year.

The fuel fabrication process is operated by fully remote operation. The process consists of:

- (1) Pellet Fabrication Process
- (2) Pin Loading and Assembling Process
- (3) Analytical Chemistry Process
- (4) Storage for plutonium powder, pellets, pins and assemblies

The external exposure to the workers at a plutonium fuel fabrication facility is potentially larger than that of uranium fuel fabrication facility for LWR because of the gamma ray emitted from Am-241, the daughter nuclide of Pu-241, and of the neutron by the reaction $O(\alpha,n)Ne$ and spontaneous fission.

At the existing FBR Fuel Fabrication Facility of PNC (Pu-2nd) where the operation is done manually, there are three operating modes which bring external exposure to the workers. The operating modes are:

- (1) Operation with gloves.
- (2) Observation in front of glove boxes.
- (3) Operation at instrument panels.

We have experienced that the collective dose per unit plutonium fuel fabrication at Pu-2nd had been increasing due to the use of recovered plutonium from high burn-up spent fuel. Therefore it is the essential issue at the design stage of Pu-3rd to reduce the external exposure from the viewpoint of ALARA.

Pu-3rd is constructed based on the experiences of Pu-2nd reflecting the changes for better and rationalization.

This paper shows the constructional experiences of Pu-3rd focusing on the design principles on external exposure reduction and methods of radiation control.

2. DESIGN PRINCIPLES

2.1 General design principles

At the design stage of Pu-3rd, the requirements given in the guide of the Nuclear Safety Commission of Japan (1) have been taken fully into consideration in order to ensure the safety features. This guide lays down requirements for radiation control and other safety measures.

The design criteria for radiation protection are as follows:

- (1) Shielding appropriate to an individual process should be considered in order that the external exposure of the personnel does not exceed the level given in radiations.
- (2) For the purpose of decreasing the internal exposure of personnel, a system of multiple confinement barriers should be applied.
- (3) The radiation control system should be designed to maintain a good operating environment.

2.2 Design principles for external exposure reduction

The principal causes of external exposure gotten from the experiences at Pu-2nd are as follows:

- (1) Direct access to the glove box and manual handling of the radioactive materials (exposure sources).
- (2) Storage of the radioactive materials in the working area such as inside of glove box or storage box in the process room during the routing inspection and maintenance work.
- (3) Surface contamination on the inside wall of glove box caused by leakage of materials from the process machine.
- (4) Maintenance work at the process room staying in the high level radiation field.

To prevent the external exposure from the causes above mentioned, the following design principles are incorporated:

- (a) Fully remote operation of the fabrication process from the process control room.
- (b) Prepare the intermediate storages for feed powder and pellet. When the operators need to enter the process room, the radio-

active materials are transferred to the storage before entrance.

- (c) The powder process machines are improved with high containment ability and powder feeding is done by double containment system.
- (d) Glove boxes are designed to be separable to each other. When it needs to maintain the machines, the glove box and the machine are separated in the lump and transferred to the maintenance room where the radiation level is kept to be at the background level.

3. RADIATION CONTROL DESIGN FEATURES

3.1 External radiation monitoring

Features of external radiation monitoring are as follows:

- (1) A fixed area monitoring system is applied to the facility. Signals and alarms from the detectors can be observed on the centre panel in the radiation control room.
- (2) Each monitor consists of couple of gamma ray monitor and neutron monitor. The G-M detector for gamma monitor is improved to have good response to the dominant gamma ray energy of 59.5 keV from Am-241.
- (3) Each monitor is installed at the entrance of the process room to be able to judge whether it is permissible to enter or not.
- (4) Entrance to the process room is limited under the normal operation mode that the radioactive materials exist in the room. The entrance limitation indicators are installed at the entrance of the rooms.

3.2 Air contamination monitoring

Features of air contamination monitoring are as follows:

- (1) A continuous airborne radioactivity monitoring and sampling system is applied to the facility. Signals and alarms from the detectors can be observed on the centre panel in the radiation control room.
- (2) Alpha ray energy to be detected is limited to the range of 3.5 MeV to 5.5 MeV focusing on the alpha ray from the plutonium nuclides.
- (3) The monitoring system has alpha ray energy spectrum analyzers to be able to distinguish between natural alpha emitters such as Rn-Tn daughters and plutonium nuclides as early as possible

just after alarm.

- (4) The airborne trap for air sampling of the process room is installed outside of the room to prevent exposure of workers who change the airborne sampling filters.

4. BENEFICIAL ESTIMATION OF EXPOSURE DECREASE RESULTED FROM FULLY REMOTE OPERATION

The cumulative collective dose for FBR Mox fuel fabrication at Pu-2nd is about 2 man·Sv during the period from 1981 to 1986. Total amount of fuel production in this period is about 2.5 Ton·MOX. Therefore the average collective dose per unit fuel production is estimated to be about 0.8 man·Sv/Ton·MOX.

If the operation at Pu-3rd is done by manual handling, the annual collective dose is estimated about 4 man·Sv/y based on the exposure at Pu-2nd above mentioned. This value means that the individual annual collective dose amounts to 40 mSv/y for each of one hundred workers at Pu-3rd.

It can be done to calculate beneficial estimation of exposure decrease resulted from fully remote operation of Pu-3rd.

Beneficial estimation is measured by quantity of

a) collective dose per unit fuel production ; man·Sv/Ton·MOX
and

b) collective dose per unit energy production ; man·Sv/GW(e)·y
comparing between the actual result of Pu-2nd and design objective of Pu-3rd

The results of estimation are shown in table 1.

Table 1 Beneficial estimation of exposure decrease

	result of Pu-2nd	objective of Pu-3rd	Pu-3/Pu-2
Amounts of fuel production	2.5 Ton·MOX (1981~1986)	5.0 Ton·MOX/y	
Collective dose	2.0 man·Sv/2.5 Ton·MOX	2.3×10^{-2} man·Sv/5 Ton·MOX	
Collective dose per unit fuel production	0.8 man·Sv/Ton·MOX	4.6×10^{-3} man·Sv/Ton·MOX	$\frac{1}{180}$
Design burn-up of fuel	50,000 MWD/MTM* (JOYO MK-II)	80,000 MWD/MTM* (MONJU)	
Collective dose per unit energy production	18 man·Sv/GW(e)·y**	6.3×10^{-2} man·Sv/GW(e)·y**	$\frac{1}{280}$

* MTM(Metric Ton Metal) = 0.9 Ton·MOX

** $\text{GW(e)} \cdot \text{y} = \text{MWD} \div 365(\text{day/y}) \times 0.3 \left(\frac{\text{electric}}{\text{efficiency}} \right) \times 10^{-3} (\text{Giga/Mega})$

5. CONCLUSIONS

The large scale plutonium Fuel Fabrication Facility (Pu-3rd) has started its uranium test operation on November 1987. The effect of constructional design principle on radiation protection will be demonstrated through the following fullscale operation.

It will be the subject to the health physicist to develop and establish the administrative standards and procedures for radiation protection and control at a fully remote operating facility based on the experiences of Pu-3rd.

Reference

- [1] Fundamental Guide to safety Examinations of Nuclear Fuel Processing Facilities, Nuclear Safety Commission of Japan (1980).

5. ANALYSIS OF OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURE IN REPROCESSING PLANT OF PNC, TOKAI

○ A. MAKINO, S. MUTO, K. MIYABE, H. ISHIGURO, M. KINOSHITA

Health and Safety Division, Tokai Works PNC.
Tokai-mura, Ibaraki, JAPAN

H. SAKAMOTO

Tokai Office, Inspection Development Company Ltd.
Tokai-mura, Ibaraki, JAPAN

1. INTRODUCTION

Reprocessing plant of PNC in Tokai-mura (Tokai-plant) began the operation in 1980, however the operation was suspended in 1983, because of the failure of acid recovery evaporator and the pinholes appeared at dissolvers.

While repairing the dissolvers with remote welding method and the acid recovery evaporator with direct maintenance by workers under high radiation exposure in cell, PNC decided to install the third dissolver to ensure the stable operation of the plant.

After the installation work of the third dissolver performed in 1984, the plant operation was started again in 1985. The cumulative amount of spent fuel reprocessed reached to 347 tons as of May 1987.

The averaged number of radiation workers engaged in operation and maintenance work is around 2,000 persons/year and the averaged annual collective dose is around 0.8 man·Sv.

In this paper, the authors give an empirical formula for the annual individual dose distribution of Tokai-plant, which was acquired through the analysis of past annual individual dose distributions.

2. Radiation control

The radiation control of the plant has two major aspects. The one is the routine radiation control for the routine radiation works associated with regular plant operation. The other is the non-routine radiation

control for the non-routine radiation works such as maintenance works and reform of process equipments.

Non-routine radiation work is further divided into two categories, namely special radiation work (SRW) and second grade radiation work. The non-routine radiation works in which the pre-operational estimated dose for whole body, extremities or skin could exceed respectively 3 mSv, 15 mSv or 6 mSv per week are to be classified as SRW to be put under more strict radiation control.

Non-routine radiation works other than SRW are classified as second grade radiation work. Safety regulation of the plant prescribes some radiation protection criteria to keep individual dose as low as reasonably achievable. Table 1 shows a part of the dose limitation system for whole body.

Table 1 Dose limitation System at Reprocessing plant of PNC, Tokai for whole body

Investigation level	Action level	Dose limit
3 mSv/3 months	13 mSv/3 months	30 mSv/3 months

3. ANNUAL INDIVIDUAL DOSE DISTRIBUTION

The individual dose distribution of the year in which the plant was operated relatively smooth (Operation-year), namely 1981, 1982, 1985 and 1986, form Log-normal distribution, as is seen in Fig. 1. Year denotes fiscal year and this is the same hereafter.

On the other hand, the individual dose distribution of the year in which large scale SRW's such as maintenance of the acid recovery evaporator (E30-Work) and installation of the third dissolver (R12-Work) were performed (LSRW-year), namely 1983, 1984, has sharp increase in higher dose region, therefore the individual dose distribution dose not form Log-normal distribution. This is shown as curved distribution in Fig. 2. Radiological data of E30-Work and R12-Work are presented in Table 2 to help realize the magnitude of these radiation works.

Table 2 Radiological data of E30-Work and R12-Work

	Period [day]	Workers [person]	Average dose [mSv]	Collective dose [man·Sv]
E30-Work	190	320	4	1.2
R12-Work	150	340	4	1.3

4. ANALYSIS OF INDIVIDUAL DOSE DISTRIBUTION

Individual dose distributions of E30-Work and R12-Work were precisely examined.

As a result, it was found in each case that there is a group of workers with higher individual dose and that the individual dose of the group forms Normal distribution as is shown in Fig. 3. Subtracting this group from the whole workers who received higher dose than detection limit (curved distribution in Fig. 2), we had the same Log-normal distribution (dotted distribution in Fig. 2) as in Fig. 1.

This leads us to conclude that the distribution of LSRW-year has two components, namely Log-normal distribution and Normal distribution. The latter is specific to LSRW-year.

5. CONCLUSION

The empirical formula for the annual individual dose distribution of Tokai-plant (F) is given as follows:

$$F(x) = \frac{\beta N}{\sqrt{2\pi}} \int_0^x \left[\frac{(1-\lambda)}{\sigma_f X} \text{Exp} \left\{ -\frac{(\ln X - \mu_f)^2}{2\sigma_f^2} \right\} + \frac{\lambda}{\sigma_g} \text{Exp} \left\{ -\frac{(X - \mu_g)^2}{2\sigma_g^2} \right\} \right] dx$$

Table 3 Parameters for the annual individual dose distribution function

x	Individual dose	[mSv]
N	Total radiation workers in a year	1,500~2,900[person]
β	Ratio of workers with measurable dose to N	0.31 ~ 0.46
σ_f	Standard deviation of Log-normal distribution	1.0 [mSv]
μ_f	Mean of Log-normal distribution	0.6 [mSv]
σ_g	Standard deviation of Normal distribution	2.7 [mSv]
μ_g	Mean of Normal distribution	10.0 [mSv]
λ	Ratio of workers with Normal distribution to βN	Operation-year : 0 LSRW-year : 0.1

5. REMARKS

As for the specific radiation work that could give rise to higher individual dose, it is one of the conceivable choices to increase the number of workers to be employed in the work in order to reduce the number of workers who would receive higher dose.

However this could possibly cause the increase of collective dose as a whole.

This is the subject left to be discussed from the view point of the Optimization of Radiation Protection.

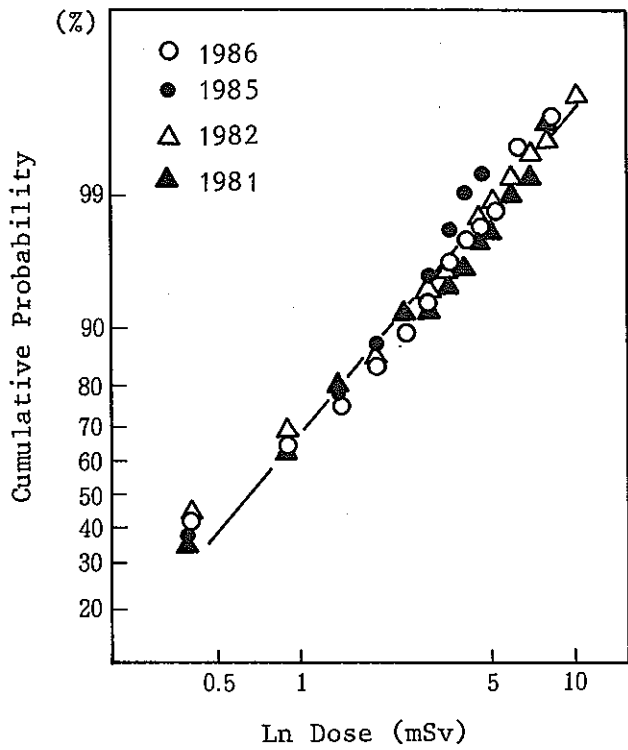


Fig. 1 Annual individual dose distribution of Operation-year*

* Definition is give in the text

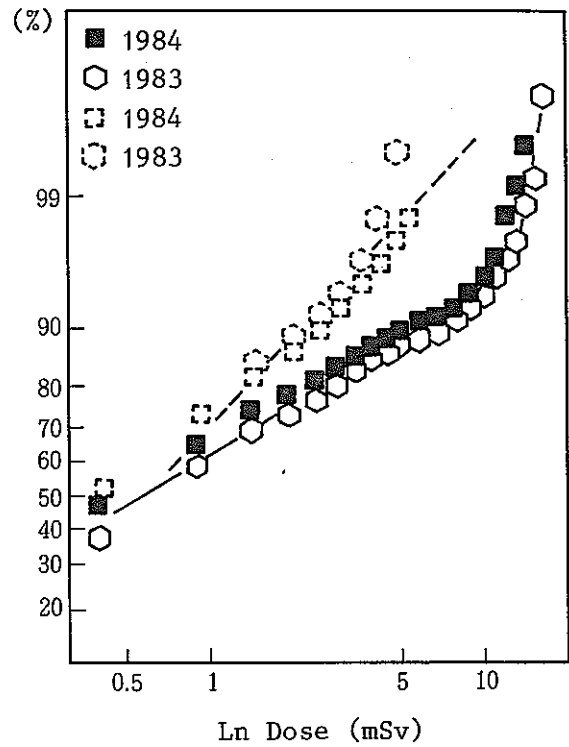


Fig. 2 Annual individual dose distribution of LSRW-year* (Curved) and modified distribution (Dotted)

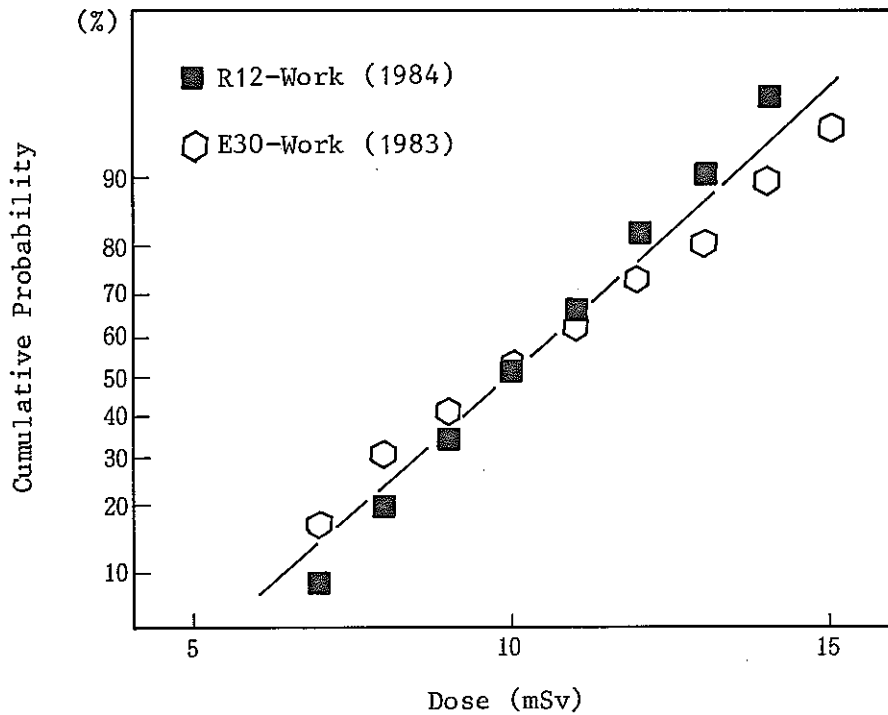


Fig. 3 Annual individual dose distribution of workers who received higher dose than other workers in R12-Work and E30-Work

6. 大規模補修工事における放射線管理 Radiation Protection Experience in Large Scale Maintenance Works at TRP

安全管理部 放射線管理第二課

○田子 格, 牧野 明寛, 石黒 秀治

1. はじめに

東海再処理施設では、これまで数多くの設備の補修・改造を実施してきたが、その大半は放射性物質が存在する中での作業であり、作業員に対して種々の放射線防護策を必要とするものであった。これらの作業は、第1種（特殊）または第2種放射線作業として綿密な作業計画の下に実施され、特に前者は放射線状況の厳しいセル内等での作業であり、作業規模の大小はあるが年間100件前後実施してきている（表-1参照）。これまでに実施した特殊放射線作業の中では、1978、1979及び1983年の酸回収蒸発缶の補修工事、1984年の新溶解槽据付工事等が工事規模が大きく、かつ特に厳しい放射線状況下での作業であり、作業員の放射線防護において高度の技術を要するものであった。

本稿では、これらの大規模補修工事の際の作業員の放射線防護面における経験及び知見を、主として個人被ばく管理を中心に紹介する。

2. 事前措置

前述の大規模補修工事はすべてセル内に設置した設備の補修であって、セル内は通常人の立ち入りができない密閉された（換気を除いて）空間であり、また放射線状況のモニタリング設備がないことから、作業員のセル入室に先立って何らかの方法で事前放射線モニタリングが必要であった。このために、検査用配管を利用してセル内にTLD素子や遠隔操作型γ線サーベイメータを挿入して線量分布を概略的に測定したり、セル内空気等をサンプリングして汚染状況及び存在核種を推定した。

また、セル内の配管・容器内の放射性物質の押し出し、内部洗浄を繰り返し実施するとともに、マニピュレータによる遠隔操作が可能なセルにおいては、拭き取り、電解研磨、除染用剥離剤、局部遮蔽等により可能な限り除染、線量率低減を図った。

次に、作業員がセルに入室し、直接除染、養生、局部遮蔽を行うとともに、詳細に放射線モニタリングを行った。補修工事を行う作業環境として、線量率は100 mR/h以下に低減するまで除染、遮蔽を行い、空気汚染は $10^{-8} \sim 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、表面汚染は $1 \sim 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ の放射線環境の中、適切な防護性能の防護具を着用した。

3. 被ばく基準

作業者の被ばく線量の管理基準は全身について $30\text{mSv}/3$ カ月と法令で定められているが、特殊放射線作業においては表-2に示す全身被ばく線量を管理目安値とし、これを基に個人被ばく管理を行った。これ以外に、作業毎、作業グループ毎にあらかじめ作業内容の解析と放射線状況の事前モニタリング結果から、全身、皮膚、手部の計画被ばく線量を推定し、これも管理目安値とした。

また、内部被ばくについては、空気汚染状況に応じた防護性能の呼吸保護具を着用することにより吸入による放射性物質の摂取を防止するものとした。

4. 被ばく管理手法

作業者の全身被ばく線量を評価するため、評価の目的、評価期間に応じて表-3に示す個人被ばく線量計を着用した。定常用TLDバッジは、当該特殊放射線作業を含む作業者の再処理施設における四半期集積線量を評価し、アラームメータ及びポケット線量計は作業毎に被ばく線量及び集積線量を仮評価するためのものであり、作業中は後者の評価値に基づきながら作業の進行に伴う個人被ばく管理を進めていった。

この中で、遠隔被ばく管理装置は、セル内の高線量エリアにおける作業者の全身被ばく線量をセル外でもリアルタイムで集中監視できる装置である。この装置の概要を図-1に示す。

作業者は、マイク・イヤホンからなる通話装置、デジタル式線量計（GM管または半導体検出器）及び送受信装置から構成される子機を携帯して作業を実施し、子機は被ばく線量測定データを無線でセル外の親機に送信するとともに、親子間で通話ができる。この装置により作業者の被ばく状況を放管担当者がセル外で把握することが可能で、それを基に適切な作業指示をするなど、より有効で安全な個人被ばく管理を行うことができた。

5. 被ばく実績

これまでに実施された大規模補修工事における外部被ばく実績を表-4に示す。これらの補修工事においては、いずれの場合も全身被ばく線量は管理基準値を大きく下回り、またほとんどの場合、計画被ばく線量を下回るものであった。また、内部被ばくについては問題となるような放射性物質の吸入はなかった。

図-2に過去10年間の東海再処理施設の集団被ばく線量の推移を示す。これからわかるように、東海再処理施設の年間の集団被ばく線量は、大規模補修工事による影響を大きく受け、通常の燃料処理運転及び保守作業による集団被ばく線量は大きな変動はせず、特に1985、1986年度においては年間約 $0.7\text{man}\cdot\text{Sv}$ であった。

この集団被ばく線量は、他の同様の再処理施設と比較しても低いものである。

6. 今後の計画

1988年は、6月以降大規模補修工事が何件か計画されている。清澄工程のパルスフィルターの2系列化、Pu溶液蒸発缶塔部交換、酸回収蒸発缶交換、せん断装置更新が特殊放射線作業として実施され、年間の集団被ばく線量が再び増加することが予想される。このため、現在、作業計画を立案中であり、放射線防護面においてもこれまでの経験を生かして更に被ばくの低減化を図って行きたいと考えている。

Table 1 Number of Radiation Works Performed in TRP

Radiation Work	Fiscal Year					
	1981	1982	1983	1984	1985	1986
Special	89	124	108	119	109	117
2nd Grade	308	322	232	278	274	278

Table 2 Dose Limitation System in Special Radiation Work

(for Whole Body)

Reference Level	Dose Limit
1 mSv/day	30 mSv/3 months
3 mSv/week	
13 mSv/3 months	
Preestimated Dose/Working Period	

Table 3 Personal Dosimeters Used in Special Radiation Work

Dosimeter	Measuring Period
TLD Badge (Routine)	Quarterly or Monthly
TLD Badge (Non-Routine)	Working Period
Alarm Dosimeter (with Remote Monitoring System)	daily
Pocket Dosimeter	daily

Table 4 Radiological Data on Major Large Maintenance Works in TRP

Major Large Maintenance Work		Object	Period	Workers (man)	Collective Dose (man·Sv)	Maximum Individual Dose (mSv)
Repair of Acid Recovery Evaporator	I	Inspection	Evaporator (E-30) 1978. 8 ? 1979. 3	140	0.08	1.6
		Replacement	Evaporator (E-30) 1979. 3 ? 1979.10	191	0.59	9.8
	II	Replacement	Boiler of Evaporator (E-30) 1983. 4 ? 1983.10	319	1.38	17.2
Installation of Third Dissolver	Decontamination		Dissolver Loading Cell (R131) 1984. 6	128	0.16	3.4
	Installation		Third Dissolver (R-12) 1984. 7 ? 1984.11	335	1.34	14.9
Repair of Plutonium Evaporator	Replacement		Evaporator 1984. 6 ? 1984.12	133	0.02	1.6

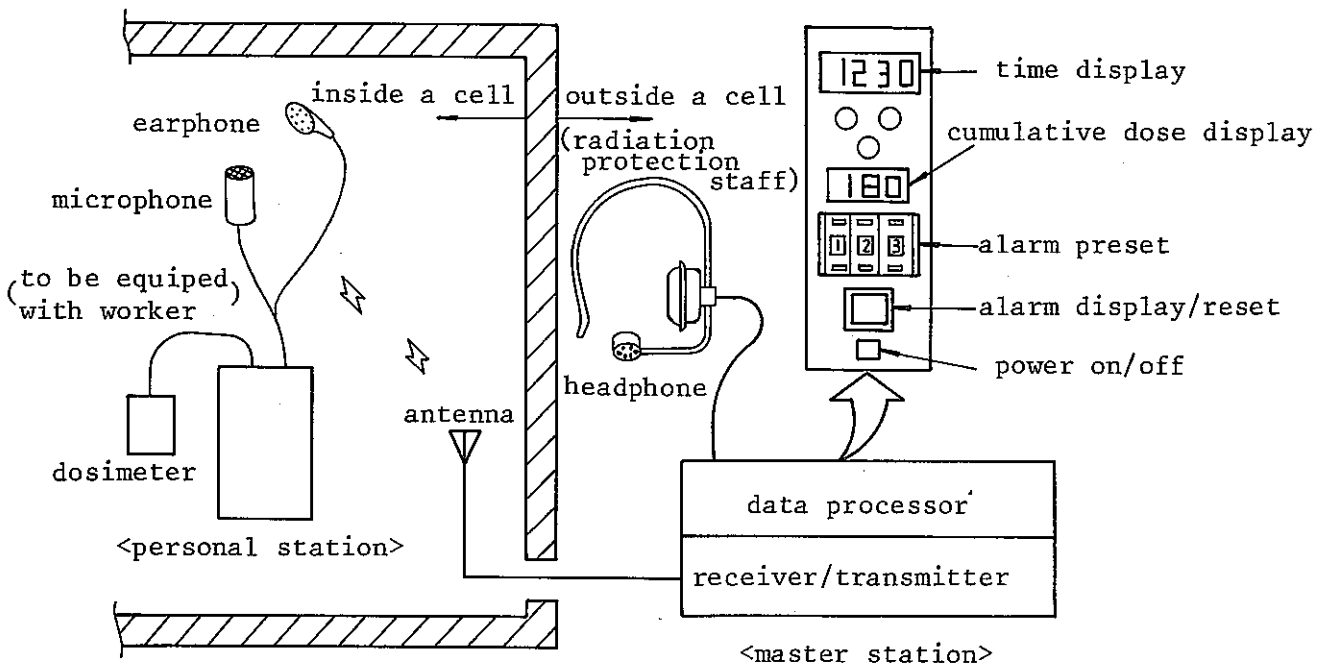


Fig. 1 Remote Monitoring System for External Exposure

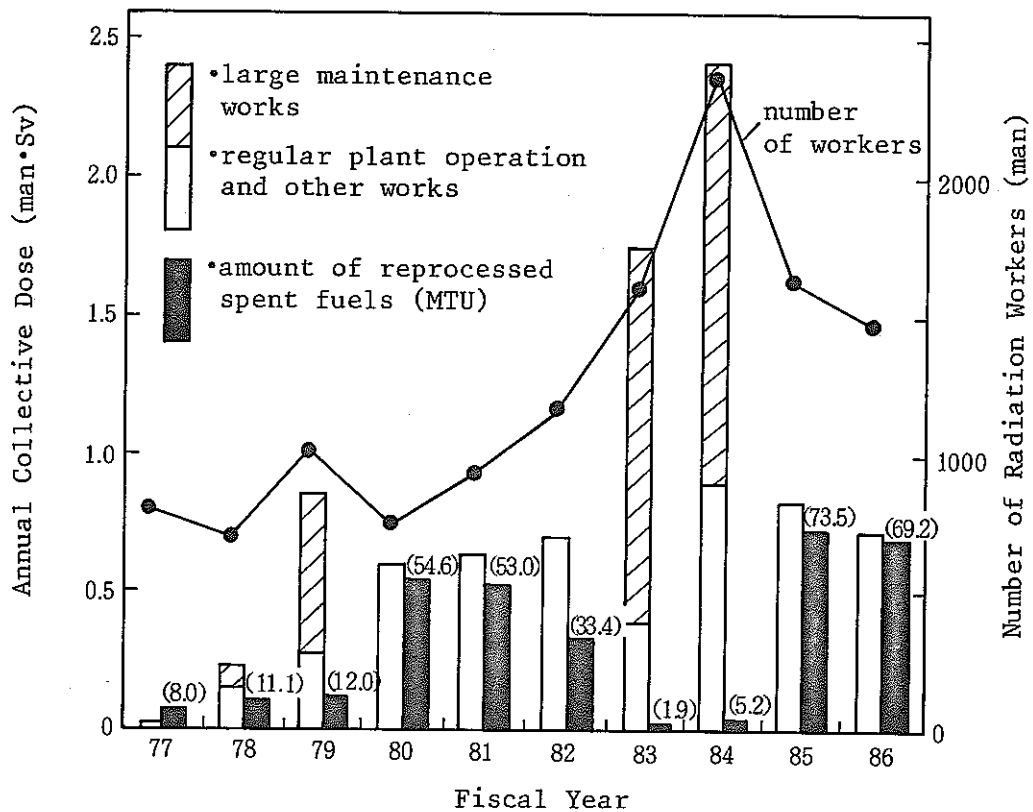


Fig. 2 Annual Collective Dose of TRP

7. Monitoring of Gaseous Radioactive Effluent in TRP

東海事業所安全管理部放射線管理第2課

○高崎 浩司, 石黒 秀治

1. まえがき

TRPにおいて使用済燃料の再処理に伴い主排気筒から放出される主要核種は ^{131}I , ^{129}I , ^{85}Kr および ^3H である。これら核種を含む気体廃棄物は排気モニタリングシステムによって連続的に監視されると同時に、その放出量は定められた基準値を超えないように管理されている。

本発表ではTRPの放射性気体廃棄物の排気モニタリングシステムについて述べるとともに、ホット試験開始以来大気中に放出された主要核種の放出実績についても述べる。

2. 放出基準

TRPは平均燃焼度28000MWD/MTU、比出力35MW/t、冷却日数180日以上、最大濃縮度4W/Oの使用済燃料を1日当たり0.7t処理する能力を持っている。これらの使用済燃料の処理に伴って放射性気体廃棄物が発生するが、これら放射性気体廃棄物は十分な汚染除去処理を行った後に高さ90mの主排気筒から放出される。この時主排気筒から放出される放射性気体廃棄物中の主要な核種は ^{131}I , ^{129}I , ^{85}Kr 及び ^3H である。TRPの年間の操業日数を300日とした場合、主要核種の一年間の放出量をTable 1に示す。この放出量に基づいて施設周辺公衆の被ばく線量を評価すると、例えば ^{85}Kr については全身最大で $4.8\mu\text{Sv}/\text{年}$ となり、日本の現行法規に規定された許容被ばく線量を評価すると、例えば ^{85}Kr については全身最大で $4.8\mu\text{Sv}/\text{年}$ となり、日本の現行法規に規定された許容被ばく線量及びICRPの示す線量限度を十分に下回ることが確認されている。

TRPの保安規定においては更に上記の放出限度に基づいて、3ヶ月間および3ヶ月で平均した場合の1日の放出基準が定められている。Table 1およびTable 2は保安規定に定められている放出基準である。これらの諸基準が遵守されていることを確認するために、排気モニタによって排気モニタリングを行っている。

3. 排気モニタリングシステム

再処理工場の換気系には建屋換気系、セル換気系および槽類換気系の3つの換気系があり、排気はすべて主排気筒から放出される。付属排気筒も同様にアスファルト固化処理施設および廃溶媒処理処分技術開発施設の排気を大気中に放出している。また、再処理工場、アスファルト固化処理施設および廃溶媒処理処分技術開発施設以外の施設のセル換気系及び槽類換気系の排気は主排気筒か

ら放出される。従って、主排気筒および付属排気筒からの放射性気体廃物をモニタリングすることにより、再処理施設全体から放出される放射性気体廃棄物の放出量を監視することができる。

主排気筒および付属排気筒には排気モニタを設置し、ダスト状放射性物質、 ^{131}I 、 ^{129}I 、 ^{85}Kr 、及び ^3H の放出量の監視を行っている。Fig. 1に主排気筒の排気モニタのシステムの概略を示す。それぞれのモニタ部は試料の交換および保守点検等による欠測が他のモニタ部に影響しないように並列に設置されている。更に、主排気筒のスタックモニタは欠測を防止するために2台設置されている。

ダストモニタ部ではダストフィルタでダスト状放射性物質を捕集し、フィルタの上面にZnS (Ag)シンチレーション検出器を、フィルタの下面にはGM管検出器を設置し、それぞれ α 放射能を測定している。

ヨウ素モニタ部ではプレフィルタでサンプリングガス中のダストを取り除いた後、チャコールフィルタ、チャコールカートリッジで排気中のヨウ素を捕集する。チャコールフィルタ、およびチャコールカートリッジに捕集されたヨウ素はNaI (Tl)シンチレーション検出器で γ 線エネルギーを分析して ^{131}I 、 ^{129}I の測定を行っている。また、現在排気中のヨウ素の化学形態について調査研究を行っている。

クリプトンガスモニタ部ではプレフィルタでサンプリングガス中のダストを取り除いた後、直列に配置されたGM管検出器とNaI (Tl)検出器でクリプトンガス濃度の測定を行っている。2台の検出器で構成されているのは ^{85}Kr の濃度が工程の運転停止時の下限濃度から、せん断、溶解工程運転時の最大濃度まで非常に広範囲に変化するためである。現在、上記の全濃度範囲を測定可能なプラスチックシンチレータを検出器とする測定器を研究開発中である。

トリチウムサンプリング部については他の部分と異なり、連続監視は行っていない。これは ^3H が低エネルギーの β 放射体であるため工程運転中は ^{85}Kr の影響により、電離箱等でのリアルタイムの測定が困難なためである。トリチウムの捕集方法としては、サンプリングガスを冷却し、トリチウムを水分として捕集している。

^{85}Kr を除くダスト状放射性物質、 ^{131}I 、 ^{129}I および ^3H については、1週間毎に試料の交換回収を行い、ダスト状放射性物質についてはガスフロー比例計数管で、ヨウ素は半導体検出器で、 ^3H については液体シンチレーション検出器で精密に測定し、放出量の評価を行っている。

4. 放出の実績

TRPは1977年9月のホット試験開始から1987年までにBWR、PWRの軽水炉燃料および動燃ふげんのATR燃料約340 tの処理を行った。Table 3にこの間のTRPからの放出実績を示す。 ^{85}Kr は約 5.9×10^6 TBq、 ^{129}I は約 4.4×10^{-3} TBq、 ^3H は約 2.3×10 TBqが大気中に放出された。 ^{131}I については、1986年のソ連チェルノブイリ原子力発電所事故による影響を除けば、すべて検出限界未満である。ダスト状放射性物質についても現在まで有意値は検出されていない。また、

再処理工場が運転を停止するインターキャンペーン中は ^3H を除き、いずれの核種も検出限界未満となり放出されていない。

^{129}I の放出量について、1985年に3ヶ月の放出基準を超えた事例が1件あるが、この場合も年間の放出量は基準値以下であった。 ^{129}I の放出についてはその後更に低減化の努力が為されており、1986年、1987年の ^{129}I の放出量は使用済燃料の処理量の増加に比べてむしろ減少の傾向にある。

定常運転時の放射性気体廃棄物の放出状況として、1986年の86-2キャンペーン時の放出実績について述べる。86-2キャンペーンは1986年の8月30日から12月5日までの98日間実施された。Table 4に86-2キャンペーンでの処理燃料のデータを示す。平均燃焼度約20,000 MWD/MTU, PWR燃料約7 t, BWR燃料約27 t, ATR燃料約5 tの合計約40 tの使用済燃料が処理された。

Table 5に86-2キャンペーンでの放出実績を示す。86-2キャンペーン期間中は ^{85}Kr は約 $7.4 \times 10^3 \text{ Ci}$, ^{129}I は約 $1.1 \times 10^{-4} \text{ TBq}$, および ^3H は約1.4 TBqが放出され、ダスト状放射性物質、及び ^{131}I は検出限界未満であった。86-2キャンペーンでは1日平均約0.4 tの使用済燃料の処理を行っており、その1日平均の放出量はTable 1の放出基準値と比較して十分に少ない。また、ORIGENコードによって計算されたインベントリーと比較すると ^{85}Kr , ^{129}I , および ^3H についてそれぞれ約100%, 約0.4%, 約0.3%が大気中に放出された。

5. まとめ

再処理工場の運転に伴って排気筒から実際に放出されるのは ^{85}Kr , ^{129}I および ^3H である。1977年のホット試験開始から1987年までに排気筒から ^{85}Kr は約 $5.9 \times 10^6 \text{ TBq}$, ^{129}I は約 $4.4 \times 10^{-3} \text{ TBq}$, ^3H は約 $2.3 \times 10^3 \text{ Ci}$ が大気中に放出された。これら主要核種の年間の放出量についてはいずれも保安規定に定める基準値以下に管理されている。また、86-2キャンペーン中の主要核種の放出割合に関しては、ORIGENコードで計算されたインベントリーに対して、 ^{85}Kr については約100%, ^{129}I については約0.4%, ^3H については約0.3%程度が大気中に放出されたことが知見として得られている。

Table 1 Authorised Limits for Discharge in TRP

Specific Nuclide			
Nuclide	Daily Limit (TBq)	Quarterly Limit (TBq)	Annual Limit (TBq)
^{85}Kr	3.0×10^2	2.7×10^4	8.9×10^4
^3H	1.9×10^2	1.7×10^2	5.6×10^2
^{131}I	5.3×10^{-5}	4.8×10^{-3}	1.6×10^{-2}
^{129}I	5.6×10^{-6}	5.2×10^{-4}	1.7×10^{-3}

Table 2 Other Nuclides

Nuclide	Quarterly Limit (Bq/cm ³)
α limitters	2.2×10^{-2}
Other Nuclides	1.1×10^2

Table 3 Annual Discharge in TRP

Year	^{85}Kr (TBq)	^3H (TBq)	^{131}I (TBq)	^{129}I (TBq)	Dust $\alpha, \beta\gamma$	Processed Uranium(MTU)
1977	2.0×10^2	1.7×10^{-1}	< DL	4.1×10^{-6}	< DL	3.3
1978	2.4×10^3	9.3×10^{-1}	< DL	9.1×10^{-4}	< DL	15.8
1979	6.7×10^2	3.9×10^{-1}	< DL	2.7×10^{-4}	< DL	5.1
1980	7.7×10^3	3.5	< DL	7.5×10^{-4}	< DL	54.9
1981	6.1×10^3	2.9	< DL	3.1×10^{-4}	< DL	40.8
1982	9.6×10^3	4.5	< DL	6.0×10^{-4}	< DL	51.0
1983	5.0×10^2	1.9	< DL	1.9×10^{-4}	< DL	3.1
1984	4.5	6.0×10^{-1}	< DL	2.6×10^{-5}	< DL	—
1985	1.2×10^4	2.8	< DL	1.0×10^{-3}	< DL	73.5
1986	9.0×10^3	2.2	* < DL	2.2×10^{-4}	< DL	45.5
1987	1.1×10^4	2.8	< DL	1.5×10^{-4}	< DL	49.9
Total	5.9×10^4	2.3×10	< DL	4.4×10^{-3}	< DL	340

* Chernobyl Accident (^{131}I : 1.5×10^{-5} TBq)

< DL: less than Detection Limit

Table 4 Reprocessing Nuclear Fuel in 86-2 Campaign

86 2 Campaign(1986 8/30 12/5)

Reactor	Assemblis	Charged Uranium(L)	Average Burn up (MWD/MTU)	Term
Mihama No.1 (PWR)	23	7.625	21.678	8/30 ~ 9/21
Fukusima No.1 (BWR)	68	12.730	19.567	9/22 ~ 10/15
Fukusima No.2 (BWR)	34	6.262	25.392	10/21 ~ 10/31
Hamaoka No.1 (BWR)	34	6.258	24.531	10/31 ~ 11/13
Fukusima No.1 (BWR)	12	2.211	17.761	11/14 ~ 11/17
PNC Fugen (ATR)	34	5.198	9.799	11/18 ~ 11/27
		Total 40.3 t	Average 19.867	Total 98 days

Table 5 Inventory and Discharge in 86-2 Campaign

Nuclide	Inventory (TBq)	Discharge (TBq)	Daily Discharge (TBq)	Rate (%)
^{85}Kr	7.4×10^3	7.4×10^3	7.6×10	100
^3H	4.1×10^2	1.4	1.4×10^{-2}	0.3
^{131}I	7.4×10^8	< DL	—	—
^{129}I	3.0×10^{-2}	1.1×10^{-4}	1.1×10^{-6}	0.4

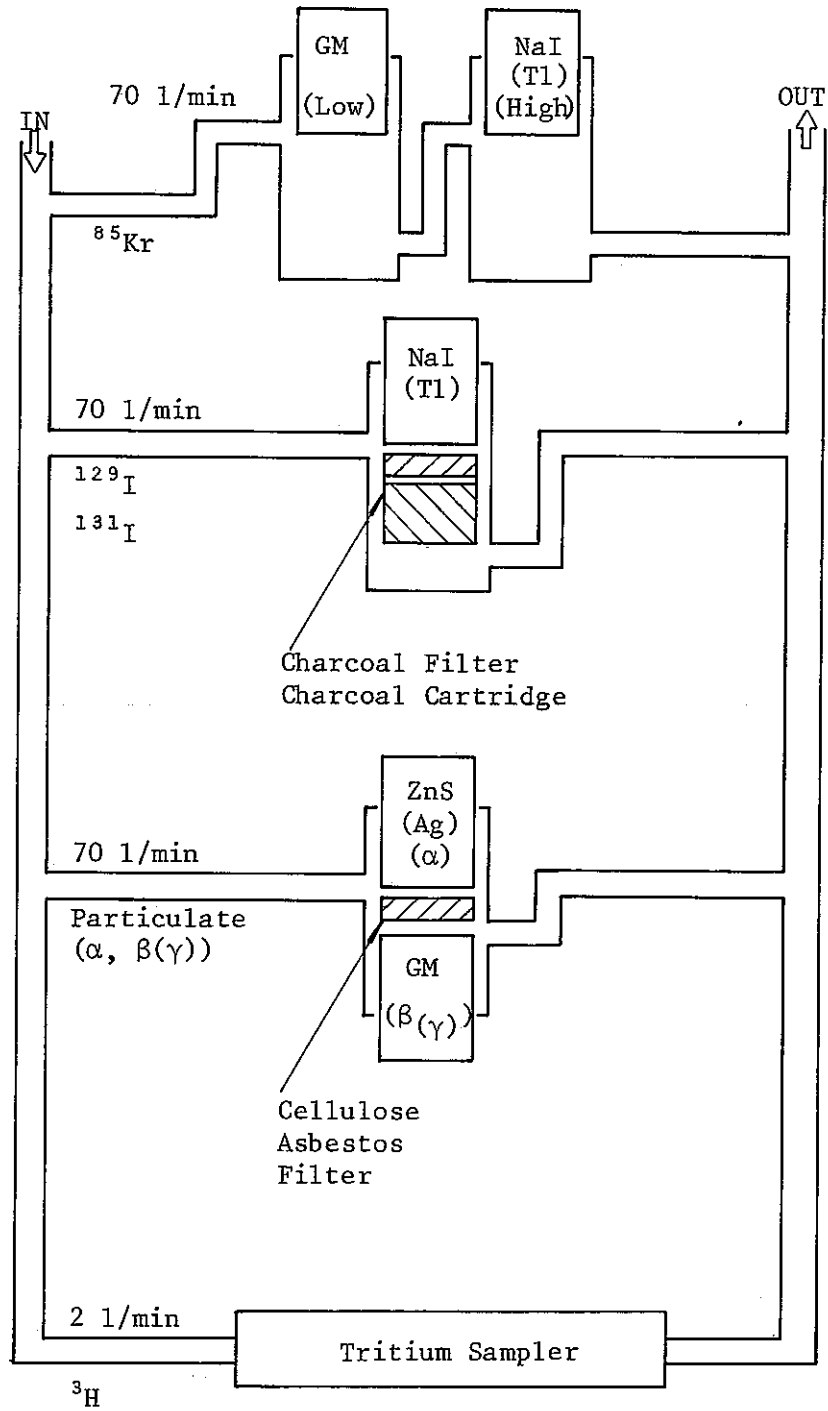


Fig. 1 Effluent Monitoring System

8. Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products

ON. HAYASHI, H. KATAGIRI, O. NARITA and M. KINOSHITA

Environmental Protection Section, Tokai-works
Power Reactor and Nuclear Fuel Development corporation
Tokai-mura, Ibaraki-ken 319-11, Japan

For a realistic dose estimation, we derived the concentration factors (C.F.) of plutonium and americium from the field measurements of marine products and ambient coastal sea water.

The distribution of the concentration ratios (C.R.) between the concentration in marine products and that in ambient sea water shows a lognormal distribution. The concentration factors of plutonium and americium which are derived as the geometric mean of C.R. values, are 31 and 67 for whitebait, 12 and 37 for flatfish, 350 and 220 for brown algae, 140 and 670 for shellfish, 27 and 130 for cephalopods, 250 and 550 for crustaceans, respectively.

1. INTRODUCTION

The concentration factor (C.F.) for the marine products is one of the important parameters to estimate the collective dose commitment for the public. The factor is usually represented in terms of a ratio between the concentration of an element or radionuclide of marine products and that of the ambient sea water. The C.F.s to be used in the absence of site-specific data have already been reported. (1), (2), (3) The site-specific data make the dose estimation more realistic ones.

This article describes C.F.s of plutonium ($^{239,240}\text{Pu}$) and americium (^{241}Am) obtained from the field data between marine products and coastal sea water.

2. DETERMINATION OF $^{239,240}\text{Pu}$ and ^{241}Am

Analytical method employed were mentioned precisely in literatures (4), (5) and briefly stated here.

The marine products collected are whitebait (*Engraulis japonica*), flatfish (*Paralichthyidae* and *Pleuronectidae*), brown algae (*Ecklonia* cave, *Hizikia fusiforme* and *Undaria pinnatifida*), shellfish (*Gomphina*

(Macridiscus) melanaegis), cephalopods (Decapod and Octpod) and crustaceans (shrimp). A few kilograms of their fresh edible parts were provided for the analysis. The unfiltered coastal sea water collected quarterly (100~200ℓ) were provided for the analysis.

After suitable pretreatment, $^{239,240}\text{Pu}$ and ^{241}Am were separated from other elements by means of the anion exchange resin method. Plutonium and americium were electrodeposited on stainless steel discs for 2 hours from the ammonium sulfate solution (pH 2) at 1 ampere and were measured by a silicon surface barrier detector connected to a pulse height analyzer.

3. CALCULATION OF CONCENTRATION FACTOR

On the relationship between the concentration of radionuclides in a living organism and that in the ambient sea water, it is known that rates of both uptake and excretion are affected by many factors such as body size, temperature, salinity.⁽³⁾

We derived the C.F. on the assumptions as follows.

- 1) C.F. is given simply as a ratio which relates the concentration in the edible parts of marine products to that in sea water.
- 2) The concentration in the collected marine products are equilibrated with the mean concentration in the sea water collected in the same quarter of year.
- 3) The concentration data and the concentration ratios (C.R.) follow lognormal distribution, respectively.

$$\text{C.R.} = \frac{\text{concentration in marine products (Bq/kg·fresh)}}{\text{concentration in sea water (Bq/ℓ)}}$$

The C.R. values were derived from the samples collected in 1980 - 1986 for plutonium and in 1982 - 1986 for americium.

The concentration levels of $^{239,240}\text{Pu}$ and ^{241}Am in the environmental samples have been the same order as the levels caused by the global fallout.⁽⁵⁾

We attempted to calculate concentration factors as the values which are shown as follows.

- 1) The geometric mean of C.R. values which are derived as a ratio between the nuclides concentration in the marine products and that in the sea water collected in the same quarter of year.

- 2) The arithmetic mean of C.R. values described above.
- 3) The ratio that is calculated with the geometric mean of the concentration in the marine products and that in the sea water.
- 4) The ratio that is calculated with the arithmetic means of the both concentrations.

4. RESULT AND DISCUSSION

4.1 Distribution of C.R. values.

Cumulative frequency plots of plutonium and americium concentration ratios for whitebait and brown algae are shown in Fig. 1, and Fig. 2, respectively.

The C.R. values of americium for whitebait shows a higher tendency to distribute than those of plutonium and they follow each lognormal distribution. Other marine products such as flatfish, shellfish, cephalopods and crustaceans indicate the same tendency as whitebait.

But C.R. values for brown algae show a different one that C.R. values of plutonium distribute slightly higher than those of americium. This may be affected by the adsorption of the actinides on the surface of brown algae.⁽⁶⁾

The ranges and geometric means of C.R. values are shown in Table 1.

4.2 Comparison of C.F. values calculated with different methods.

C.F. values for plutonium calculated with different methods are shown in Table 2. The data for each marine products are in the same order of magnitude, but C.F.s derived as an arithmetic means of C.R. values have a tendency to give a higher value than other methods. The C.F. values for americium show the same tendency too.

But the method using the geometric mean of C.R. values, which were derived as a ratio between the concentration in the marine products and that in the sea water collected in the same period, is more suitable for a estimation of site-specific concentration factor, because we can grasp the range and most frequent value of C.R. values with their distribution.

5. CONCLUSION

Generally, the derived C.F.s based on the field data reflects all process such as absorption, adsorption of particulate matters, ingestion from food-chain and the C.F. values of americium for marine products are

higher than those of plutonium. (2),(3)

The distributions of C.R. values for plutonium and americium are regarded as lognormal ones. The site-specific concentration factors were derived from the geometric mean of C.R. values. The C.F.s of americium for whitebait, fish (adult) and crustaceans are two or three times and those for shellfish and cephalopods are approximately five times higher than those of plutonium. But C.F. for brown algae shows a different tendency.

The obtained C.F. values of the plutonium and americium for brown algae, shellfish and cephalopods are lower than the values estimated elsewhere and those of other marine products are in the same order of magnitude. (2),(3)

6. REFERENCES

- (1) USNRC Regulatory Guide 1,109; Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluating compliance with 10 CFR PART 50, Appendix 1 (1976)
- (2) S.E. THOMPSON et al., Concentration factors of chemical elements in edible aquatic organisms; UCRL-50564 (1972)
- (3) IAEA TECHNICAL REPORTS SERIES No. 247; Sediment Kds and concentration factors for radionuclides in the marine environment.
- (4) A. YAMATO, J. Radioanal. Chem., 75 (1985) 265.
- (5) N. HAYASHI et al., J. Radioanal. Nuclear Chem., 115 (1987) 369.
- (6) R. J. PENTREATH, "The biological availability to marine organisms of transuranium and other long-lived nuclides." Impact of Radionuclide Releases into the Marine Environment (Proc. Symp. Vienna, 1980), IAEA, Vienna (1981) 241.

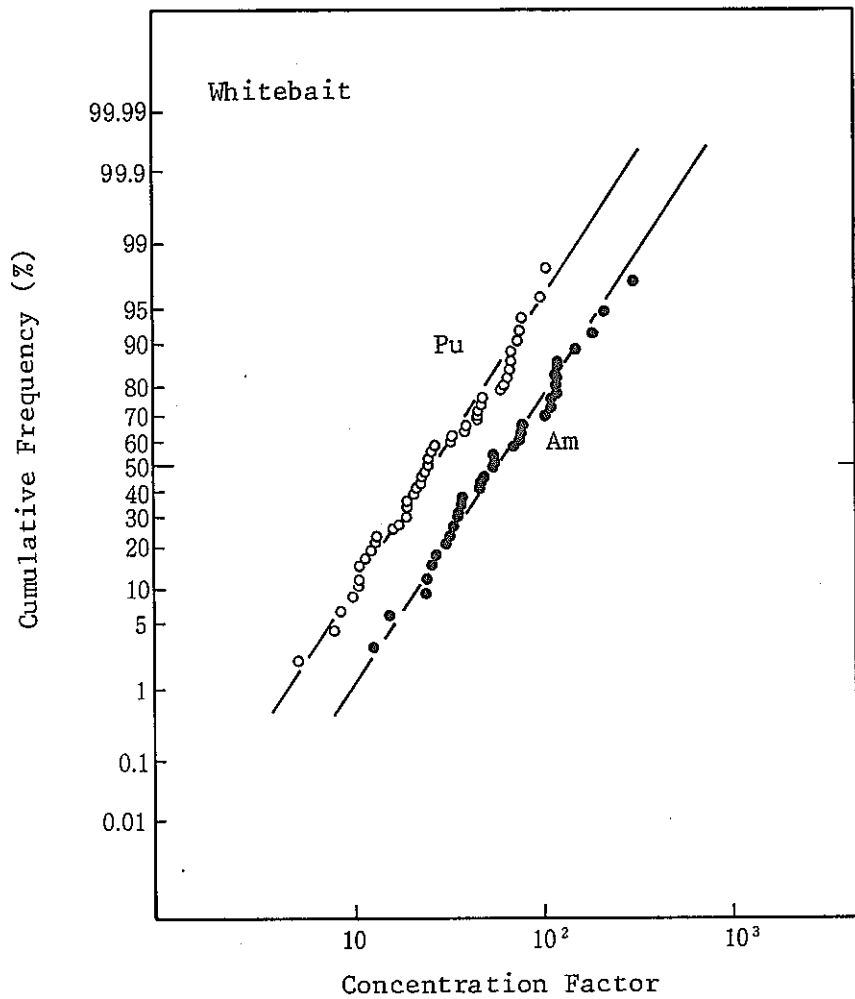


Fig. 1 Cumulative frequency plots of Pu and Am concentration factors for Whitebait

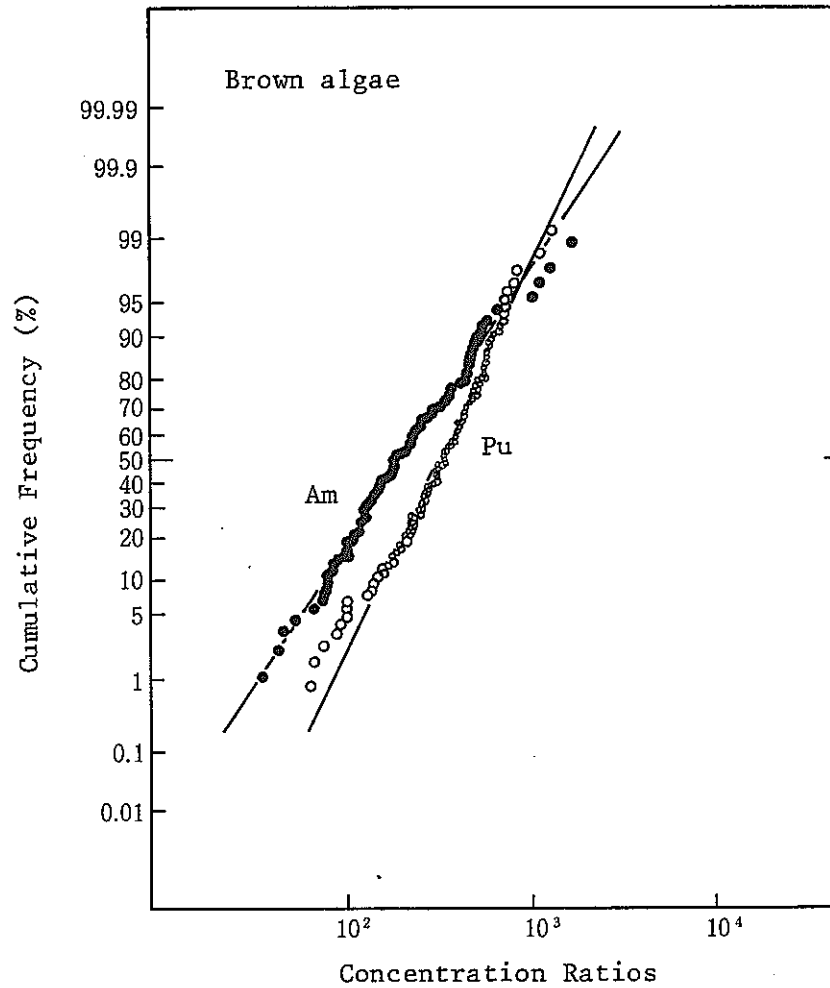


Fig. 2 Cumulative frequency plots of Pu and Am concentration ratios for Brown algae

Table 1 The geometric mean of C.R. values for plutonium and americium.

	Plutonium			Americium		
	Number of data	Range of C.R. value	The geometric mean	Number of data	Range of C.R. value	The geometric mean
Whitebait	48	5.6- 130	31	34	14- 370	67
Fish(adult)	44	3.9- 47	12	39	12- 260	37
Brown algae	124	68-1500	350	87	37-2100	220
Shellfish	71	46- 530	140	53	76-3200	670
Cephalopods	45	4.8- 150	27	29	42- 430	130
Crustaceans	49	49-2000	250	32	130-3400	550

1) C.R. values were derived as a ratio between plutonium or americium concentration in the marine products and the sea water were collected in the same quarter of year.

Table 2 Derived concentration factors of plutonium with different calculation methods.

	The geometric mean of C.R. values. 1)	The ratio of the geometric means of concentration. 1)	The arithmetic mean of C.R. values. 1)	The ratio of the arithmetic means of concentration. 2)
Whitebait	31	27 (51) ³⁾	41	33 (51) ³⁾
Fish(adult)	12	11 (45)	15	13 (45)
Brown algae	350	330(128)	410	360(128)
Shellfish	140	130 (74)	160	150 (74)
Cephalopods	27	26 (48)	40	35 (48)
Crustaceans	250	210 (51)	310	240 (51)

- 1) C.R. values were derived as a ratio between plutonium concentration in the marine products and the sea water which were collected in the same quarter of year.
- 2) It is the ratio between the geometric means or the arithmetic means of plutonium concentration in the marine products and that in the sea water. The number of the concentration data of the sea water are 109.
- 3) The number of the concentration data of the marine products.

9. Low Level Measurement of ^{129}I in Environmental Samples

O. H. KATAGIRI, O. NARITA, A. YAMATO, M. KINOSHITA

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation
Tokai-mura, Ibaraki-ken, Japan
Post No. 319-11

An analytical method of ^{127}I and ^{129}I in various environmental samples has been developed.

The method consists of the following procedures: separation of iodine from the samples using a double layered quartz tube firing apparatus, post-irradiation purification of iodine and measurement of ^{126}I and ^{130}I by means of gamma spectrometry.

The relative standard deviations of this method was less than 6 %.

1. INTRODUCTION

The longest-lived radioisotope of iodine, ^{129}I has a half-life of 1.57×10^7 y and it is present in the environment from natural and man-made sources.

As a natural source, it is produced by spontaneous fission of natural uranium and spallation reactions in the upper atmosphere. Natural occurring ^{129}I on the earth is estimated to be about 1.5 TBq and atom ratios of $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$ in hydrosphere, atmosphere and biosphere is estimated to be about 3×10^{-15} (1).

Since 1945, the atom ratio of $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$ in the environment has been increasing because of the ^{129}I added to the environment by nuclear weapon tests, and peaceful use of nuclear energy.

Brauer et al.(2) reported that the ratio of $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$ was 10^{-8} to 10^{-7} in the 1960's and 1970's, and 10^{-4} to 10^{-3} at some vicinity area of nuclear facilities.

Analytical method of ^{129}I which applied liquid scintillation counting method, X-ray spectrometry, mass spectrometry and do on has been described by several authors.(3) ~ (7)

In the usual environment since the ^{129}I concentration is still very low no one can detect it by simple β or γ ray radiation detector with proper chemical purification, the authors intended to accomplish a

reliable and high sensitive analytical method based on thermal neutron activation analysis and gamma spectrometry.

In this paper tracer experiment to confirm recovery of different chemical forms and also reproducibility of the method was tested.

2. EXPERIMENTAL

Analytical procedure of this method is shown in Fig. 1.

Soil samples were collected at 4 or 5 points at each place with a frame of $7.5 \times 7.5 \times 5$ cm-depth. Collected sample was dried at 70°C and a fraction of under 2 mm mesh sieve was served for analysis.

2.1 Preirradiation separation

The combustion method is used for isolations of iodine prior to neutron activation.

As a yield tracer ^{125}I was spiked to each sample (about 100g). The sample spiked with ^{125}I was placed inside of a double layer quartz tube with quartz wool plugs at both sides of sample.(Fig. 2).

Dry oxygen is passed through inner tube and outer tube at a rate of 0.2 l/min. and 0.8 l/min., respectively. And the sample is ignited at 1000°C .

Furnace 1 was moved automatically (0.5 cm/min.) from the end to the midway of the tube where the sample is placed to expel the iodine from the sample into exhaust gas. Furnace 2 was heated at 1000°C in order to complete the oxidization of organic materials which is exhausted from the sample. Then off-gas is passed through a activated charcoal column (about 3 g) maintained at 150°C in order to adsorb iodine with high efficiency. Then the iodine adsorbed on the charcoal was transferred to another smaller activated charcoal bed about 0.5 g by combustion of first charcoal using a small apparatus. The oxygen flows during the combustion was controlled at a rate of 0.1 l/min.

The second charcoal bed was transferred to a beaker, and then 6M NaOH of 20 ml was added to leach iodine from activated charcoal in a ultrasonic wave cleaner for 3 or 4 hours. Filtrate was acidified with HNO_3 (5M) and introduced into separatory funnel to which CCl_4 and NaNO_2 (10%, 10ml) were added. Iodine was extracted into CCl_4 phase by shaking, and then was back-extracted into SO_3 -water. The SO_3 -water was boiled to remove excess SO_2 gas for about 30 min and PdCl_2 solution was added to precipi-

tate PdI_2 .

The precipitate was filtered on a glass fiber filter and dried, then transferred into a quartz tube. The precipitation was heated at 500°C to decompose and iodine was trapped in a part of the U-tube at liq. N_2 temperature. During the decomposition of the precipitation He-gas was passed through the tube at a rate of 30 ml/min . The outlet end of the quartz tube was sealed, and whole system was evacuated. Then inlet end was sealed off at the U-tube, and iodine was diffused to ampoule part (A part of Fig. 3).

2.2 Neutron Irradiation

The neutron irradiation was performed in the T-pipe of JAERI reactor "JRR-4" during 40 minutes in the thermal neutron flux of $8 \times 10^{13}\text{ n/cm}^2\cdot\text{sec}$.

Each set of the samples was irradiated with comparator standards containing known-amounts of ^{127}I and ^{129}I .

Neutron capture reaction for iodine takes place during the irradiation according to the followings.

- (1) $^{127}\text{I} (\text{n}, \gamma) ^{128}\text{I} (\beta^-, \gamma)$ H.L: 25 min
- (2) $^{127}\text{I} (\text{n}, 2\text{n}) ^{126}\text{I} (\beta^-, \gamma)$ H.L: 13 days
- (3) $^{129}\text{I} (\text{n}, \gamma) ^{130}\text{I} (\beta^-, \gamma)$ H.L: 12.5 hr
- (4) $^{127}\text{I} (\text{multi-neutron capture}) ^{130}\text{I}$
- (5) $^{81}\text{Br} (\text{n}, \gamma) ^{82}\text{Br}$

The reaction (4) and (5) may interfere with measurements for determination of ^{129}I .

2.3 Post-irradiation purification and measurement

Irradiated ampoule was crushed in an ampoule crusher containing some SO_3 -water, iodine and bromine carrier and CCl_4 to prohibit volatilization of irradiated iodine.

The solution in the crusher was filtered by glass fiber filter and transferred into a separatory funnel. Then the solution was acidified with HNO_3 and NaNO_2 (10%, 10ml) was added. The iodine was extracted into CCl_4 phase, then back-extracted into SO_3 -water. Excess SO_2 gas in the SO_3 -water was removed by boiling and AgNO_3 solution was added to get final precipitation of AgI .

The AgI precipitation was measured with a Ge (Li) detector. Each activity of ^{126}I , ^{128}I and ^{130}I was calculated from gamma-ray spectrum.

On the other hand, ^{125}I was measured with a Low Energy Photon Spectrometer (LEPS), and the chemical yield was calculated.

Obtained typical Ge(Li) spectrum is shown in Fig. 4.

3. Results and discussion

3.1 Influence of chemical form on the recovery

The influence of chemical form on the recovery at the time of combustion of soil was studied with regard to Iodine, Iodide and Iodate, respectively. Each form of ^{125}I with stable iodine was prepared by classical methods and was used as tracers. The tracers were added to 100 g soil and treated as mentioned in section 2.1. Chemical yield of stable iodine was measured by AgI gravimetric method and ^{125}I -tracer measurement method after combustion and chemical separation. Results are shown in Table 1.

No significant difference of recovery was observed among different chemical species of iodine and the results gotten from gravimetric method and ^{125}I -tracer measurement method were in good agreement. From this results, one can say that high temperature combustion method is effective for the sublimation of iodine leaving matrix material of environmental samples, and also ^{125}I -tracer is valid as a yield monitor even if the chemical form were different from in situ iodine in soil samples.

3.2 The accuracy of the method

Soil sample was analyzed by repeatedly employing this method. The relative standard deviation on five runs were about 6 %.

These results showed that the reproducibility of this method was invariable enough for low level ^{129}I measurement.

4. CONCLUSION

Neutron activation technique has been applied for the determination of ^{129}I in soil samples. And this method was sufficiently sensitive to measure back-ground level of ^{129}I .

REFERENCE

- (1) SRINIVASAN, B., ALEXANDER, E.C., JR. AND MANUEL, O.K. (1971).
"Iodine-129 in terrestrial ores," *Science* 173, 327.
- (2) BRAUER, F.P., SOLDAT, J.K., TENNY, H., JR. STREBIN, R.S. (1973),
"Natural iodine and iodine-129 in Mammalian Thyroids and Environmental

Samples taken from Locations in The United States," IAEA-SM-180/34
PP. 1 ~ 26.

- (3) MANGO, P.J., REAVEY, T.C., APIDIANAKIS, J.C. (1972). "Iodine-129 in the Environmental around a Nuclear Fuel Reprocessing Plant," ORR/SIP 72-5.
- (4) GABAY, J.J., PAPERIELLO, C.J., GOODYEAR, S., DALY, J.C., MATSUZEK, J.M. (1974). "A Method for Determining Iodine-129 in Milk and Water," Health Physics 26 PP. 89 ~ 96.
- (5) RHODES, B.A. (1965). "Liquid Scintillation Counting of Radioiodine," Analytical Chem. 37 PP. 995.
- (6) MATSUZEK, J.M., DALY, J.C., GOODYEAR, S., PAPERIELLO, C.J., GABAY, J.J., (1973) "Environmental Levels of ^{129}I ," IAEA/SM-180-39.
- (7) BOULOS, M.S., BECKER, V.J., MANUEL, O.K. (1973)., "Iodine-129 in Thyroid Glands," Health Physics 24 PP. 375 ~ 378.

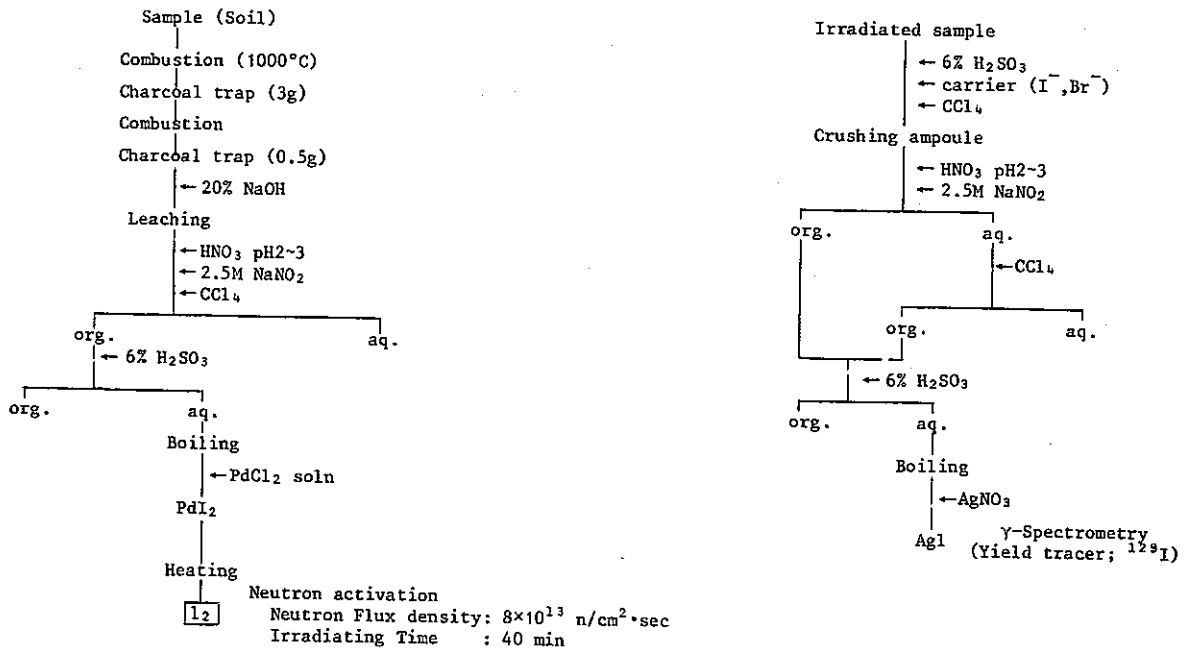
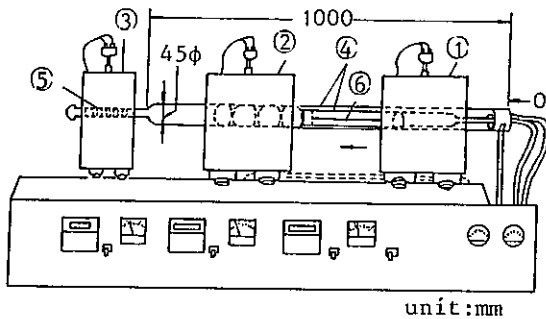
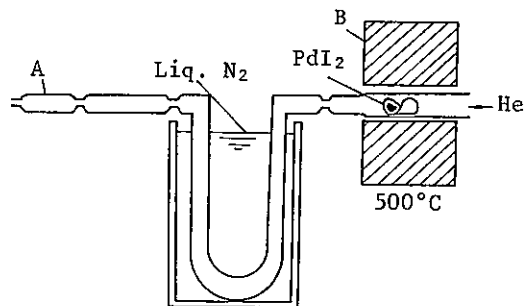


Fig. 1 Analytical Procedure for ¹²⁹I in soil



- ① Electric furnace(1000°C)
- ② Electric furnace(1000°C)
- ③ Electric furnace(150°C)
- ④ Double layer Quartz tube
- ⑤ Activated charcoal(3g)
- ⑥ Sample(~100g)

Fig. 2 Combustion apparatus



- A: Quartz tube for ampoule
- B: Electric furnace

Fig. 3 PdI₂ decomposition apparatus

TIME(L) - 40000
 PSET(L) - 40000

UNIT# 4 DT - 0%
 TAG NO. - 0
 4095 CH#

0 CH# VFS-LOG(2 20) CRT-(49-84)

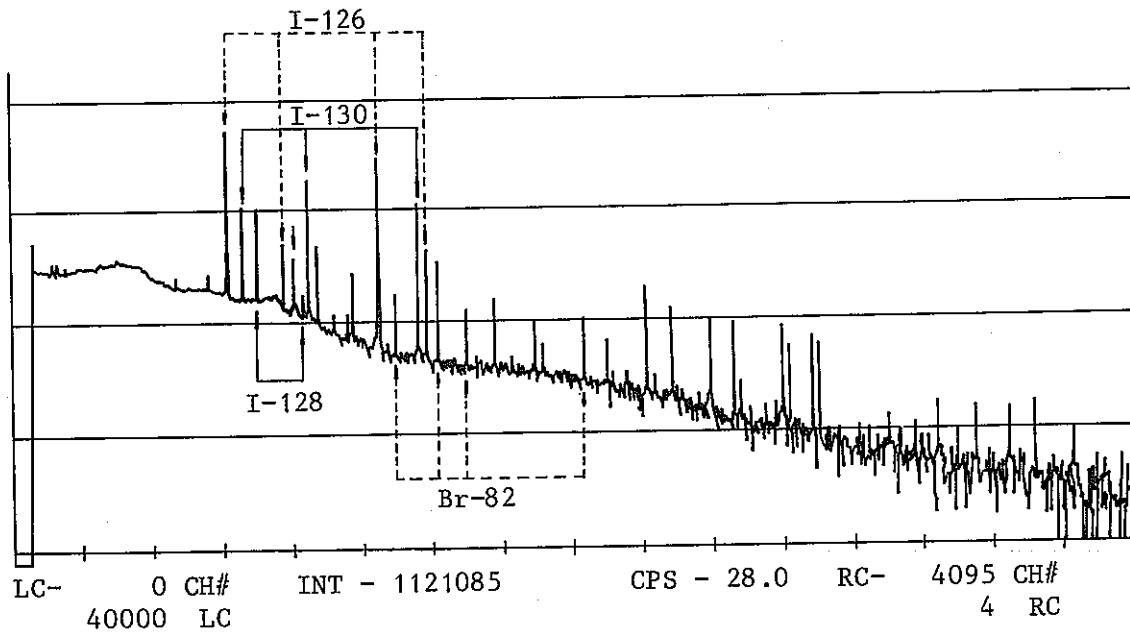


Fig. 4 Gamma Spectorum of soil: Ge(Li)

Table 1 Recovery of iodine by combustion method from soil spiked with different chemical forms

Chemical form ^{*)}	Recovery (%)	
	AgI gravimetric method	¹²⁵ I-tracer method
I ₂	86	91
I ⁻	89	88
IO ₃ ⁻	87	89

*: 10mg I of each species was added.

10. 再処理施設における保守工事の放射線管理

動燃・東海 ○大高 正・今熊 義一・石黒 秀治

1. はじめに

再処理施設に於ける放射線作業は、施設運転に伴う定常放射線作業と機器の交換・保守工事等の非定常放射線作業に分類し、更に非定常放射線作業は、特殊放射線作業と第二種放射線作業に分類して作業を実施している。

特殊放射線作業は表-1に示す様に作業区域の放射線状況等の項目の何れか一つでも該当していれば特殊放射線作業となる。

特殊放射線作業は昭和52年度より実施しており表-2に示す様に現在までに約1300件に達している。52年・53年度はホットラン開始後の点検作業が多かった為、150～160件となっている。また、55年・56年度は90件以下であったのが、57年度以降、110件前後に増加しているのはアスファルト固化体貯蔵施設等の新施設の稼働によるものである。今回は、これらの作業経験、特に放射線管理的立場から、作業計画の立案、作業中の監視・測定、作業終了後のデータ整理・保管方法及び使用機器、特に放射線管理機器について紹介する。

2. 特殊放射線作業概要

特殊放射線作業は作業開始前に特殊放射線作業計画書を各記入様式に従って詳細に記入し職制上の確認は基より、核燃料取扱主任者、安全作業主任者等の関係部署の同意・承認を得た後作業を開始する。

特殊放射線作業はセル内作業の保守工事等が主で有るため、図-1に示す様に汚染コントロール用のグリーンハウス、作業本部、身体サーベイエリア等の作業エリアを設定して作業を行う。

計画時にこれら作業エリアの事前モニタリングの測定方法等の検討後測定を実施し、モニタリング結果に基づき呼吸保護具、防護具の選定及び被ばく線量の算出、更に作業手順、使用機器等及び各種放射線管理用機器類の選定と必要個数並びに配置箇所等について作業担当課担当者として放射線管理課担当者間の事前相談により決定している。

作業中のモニタリングは、まず各作業区域について作業計画時の予想放射線状況と相違ない事を確認してから作業を開始させ、作業中は常時立合い、作業エリアの放射線状況を連続モニタリングし、作業に伴う放射線状況の変動を適時評価し、その結果を直ぐに作業に反映させる。

また、着用防護具類、被ばく測定機器の使用、作業手順、使用機器等について作業計画書通り行われていること、並びに防護具類の着脱・脱装手順及び身体サーベイ手順等の監視をすると共に作業員の被ばく値の読み取り集計を行い、計画被ばく線量以内であることを確認し確認結果、不備があ

れば早急に改善・改良を実施するように、作業担当課に進言する。

作業終了後は、使用防護具類、使用機器類、モニタリング方法、結果等について評価等を行い報告書を作成する。報告書は各課別にファイリングし、更に放射線状況、被ばく状況等はダイジェスト版としてまとめ今後の作業に反映できる様に整理・保管する。

3. 放射線管理機器の開発・改良

前記した様に、特殊放射線作業はセル内作業が主で、セル内は外からは見えない所が多く作業指示・確認がしづらく、又線量率も比較的高く、特に局所的に高線量率の箇所が多い等被ばく管理上難しく、更に表面汚染密度も高レベルで作業に伴って床等のダストが舞い上がり空气中放射性物質濃度も上昇し易く、モニタ等の取り扱い及び測定・監視に支障を来す事があった。このため特殊放射線作業に使用する測定機器の開発・改良を行った。

代表的な物について、その概要を次に紹介する。

3.1 無線式個人被ばく管理装置

セル内作業員の被ばく線量をセル外でリアルタイムに確認でき、通話装置により、作業指示、連絡等が行え、作業性の向上、被ばくの低減が図れている。図-2にブロック図を示す。

この装置は、デジタル表示部と無線送受信部から成る親機と、データ送信、音声送受信の子機及びデジタル線量計で構成されている。子機は、デジタル線量計からの測定データを無線で親機に送信し、親機はその送られてきたデータを各子機毎に表示・監視することができる。更に、親子間の会話もできるので作業本部からの指示・連絡等を確実にできる。

3.2 遠隔放射線量率測定装置

セル内の放射線量率の事前モニタリングは遠隔操作で実施する事が多く、検出器を移動する場合、ケーブルがセル内の突起物に引っ掛かる等、操作性が悪く不便を来していた。

このため、遠隔測定装置を作成し、セル内の操作は検出器のみとした為、操作性の向上が図れた。図-3に装置のブロック図を示す。

この装置は、無線送受信装置を内蔵する親機と検出器及びデータ送信部から成る子機で構成され、子機内蔵の γ 線用半導体検出器からの信号をプリアンプを通して親機に無線送信する。親機は、このデータパルスを受信し、線量率計に表示する。子機は、常時通信状態に有り親機から送られる制御信号によって子機送受信部電源のON・OFFを行うことができる。

また、親機と検出機を有する子機を同軸ケーブルで結び、データを親機に伝送出来る有線式タイプも使用できる。有線式検出器で有るため、セルに付随している計装用配管等を利用してセル内の測定が容易に行える。

3.3 γ 線用局部アラームメータ

小型・軽量であり局部の被ばく線量を測定するもので作業中の被ばく線量が集積線量として直読でき且つ警報機能を有しているため過剰被ばくの防止効果がある。

図-4に構成図を示す。

この装置は、半導体素子の検出器からの信号をプリアンプを通して計測部へ送信し、計測部で信号を集積している。計測部には、アラーム設定器と計測表示器があり999 mremまでの警報設定と、随時集積線量を確認することができる。

3.4 カートリッジ式集塵器

図-5に示す様に従来のダストモニタは、サンプリングポンプ等により作業区域の空気をサンプリングしダストモニタ集塵器のダストろ紙で粉塵を受けて、ダストろ紙上に検出器を置いて測定する構造であり、集塵部内の汚染は基より、検出器も汚染してしまい、測定・監視に支障を来していた。このため、気密性の高いカートリッジ式の集塵器を作成し、更にダストモニタの一部改良を行う事により、汚染防止を図った。

また、作業区域の放射線状況により遮蔽体付集塵部、遮蔽体無しの集塵部等を作成して、汎用性も高めた。

4. まとめ

最後に、これまでの経験から、セル内作業開始前に遠隔除染と鉛等による遮蔽処置を充分行い、作業区域の線量率を可能な限り低減することは不可欠である。

更に、作業手順等を作業者に十分周知させるためには、教育訓練の実施は、絶対必要であり、特にモックアップテストの実施は、作業手順の確認、作業時間の短縮、作業性の向上に大変有効であり、強いては被ばくの低減化につながる大きな要因であると言える。

また、作業計画時に於ける放射線状況の事前評価は、防護具類の選定、被ばく管理上極めて重要であり、可能な限り詳細に実施することが必要である。

尚、放射線量率等のモニタリングは、遠隔で行うことが多く評価を確実にを行う為には、測定器の測定精度の維持、向上が必要である。

表-1 特殊放射線作業の定義

項目	適用事項
外部被ばく (1週間)	全身 100 mrem以上
	局部 1500 mrem以上
	皮膚のみ 600 mrem以上
作業場所の線量率	γ 線 50 mR/h以上
	β 線 300 mrad/h以上
空气中放射性物質濃度	週平均で (MPC) a \times 0.75 の10倍以上
表面汚染密度	α 核種 $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci} / \text{cm}^2$ 以上
	$\beta\gamma$ 核種 $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci} / \text{cm}^2$ 以上
作業区域	レッド区域 (セル内) に立ち入る作業

表-2 再処理施設の年度別特殊放射線作業実施件数

年度	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	合計
件数	148	158	109	81	88	114	111	118	112	117	112	1268

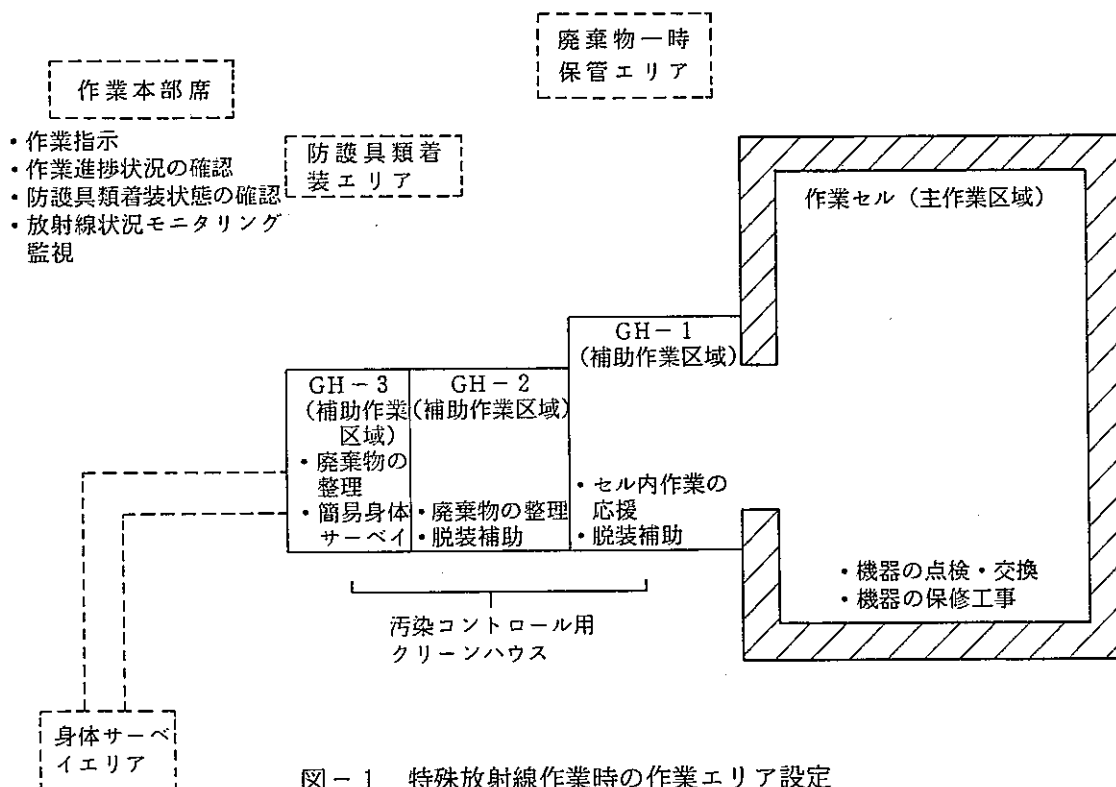


図-1 特殊放射線作業時の作業エリア設定

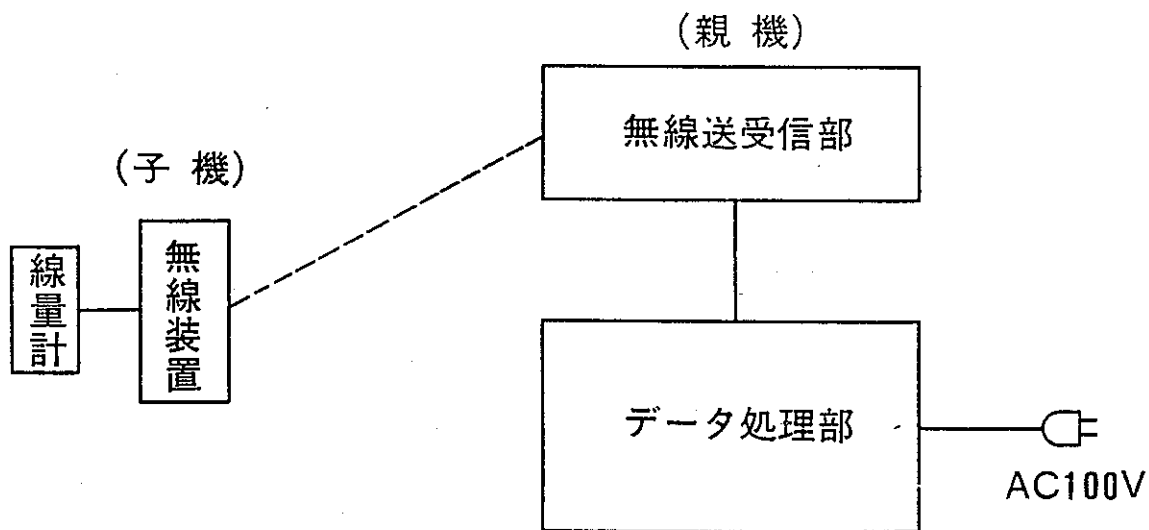


図-2 無線式個人被ばく管理装置ブロック図

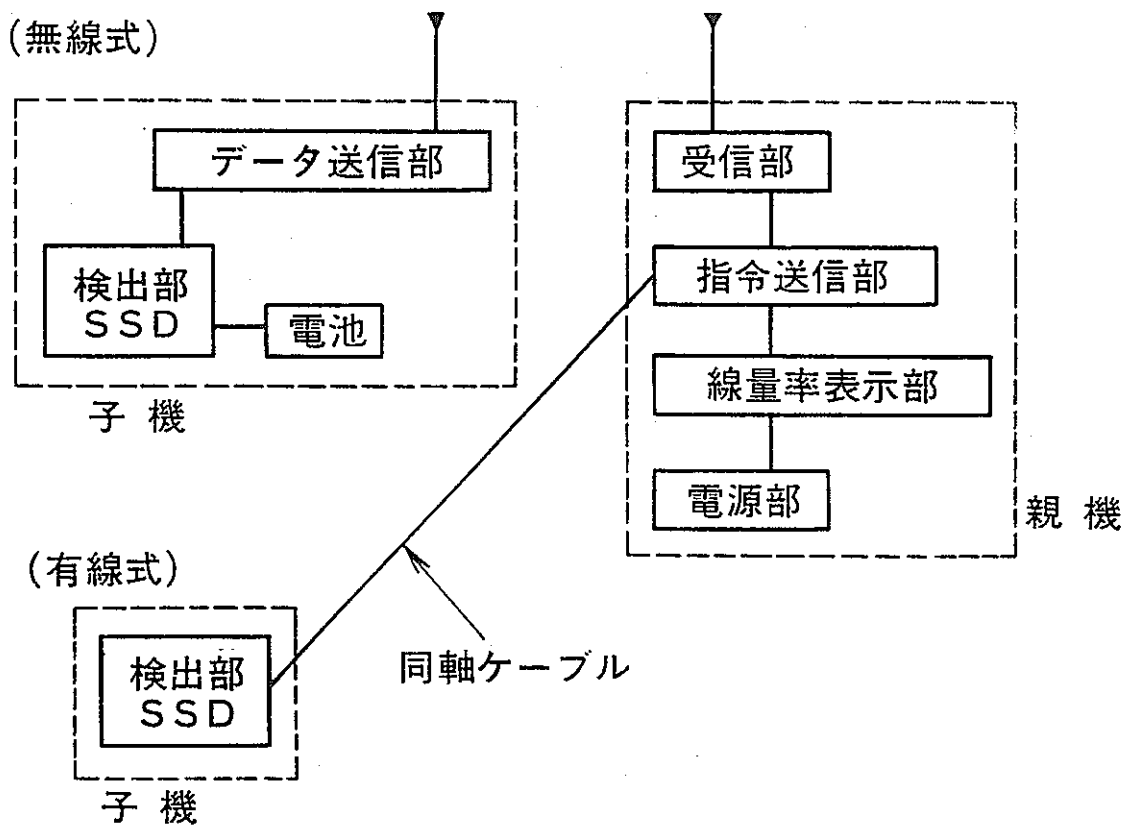


図-3 遠隔放射線モニタリング装置ブロック図

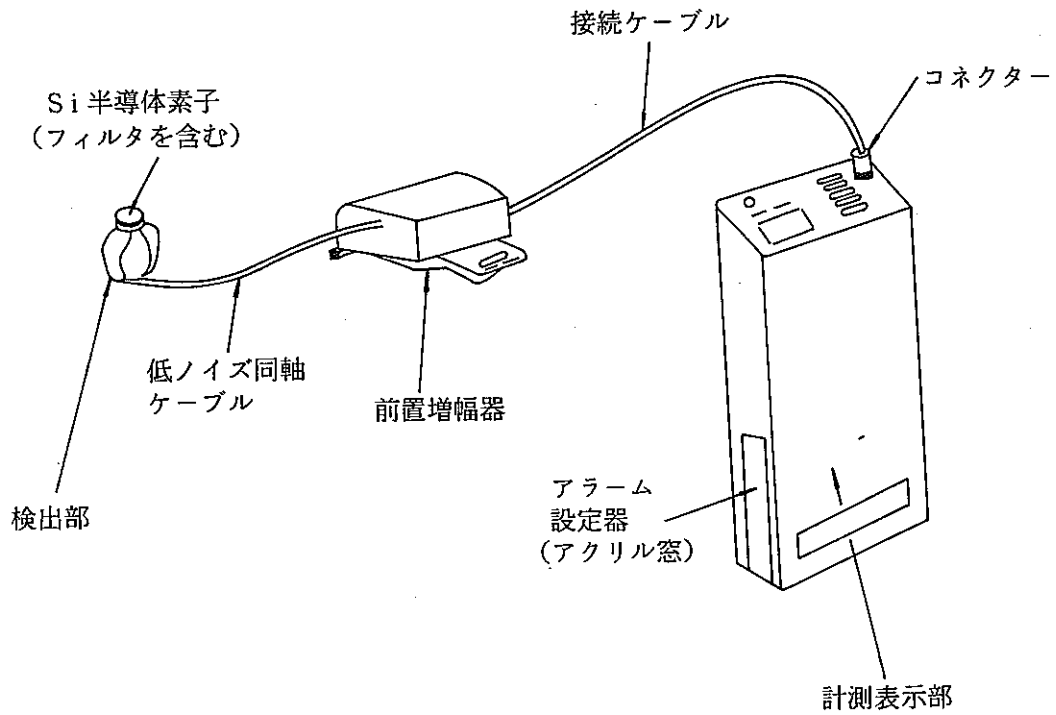


図-4 γ 線局部アラームメータの構成図

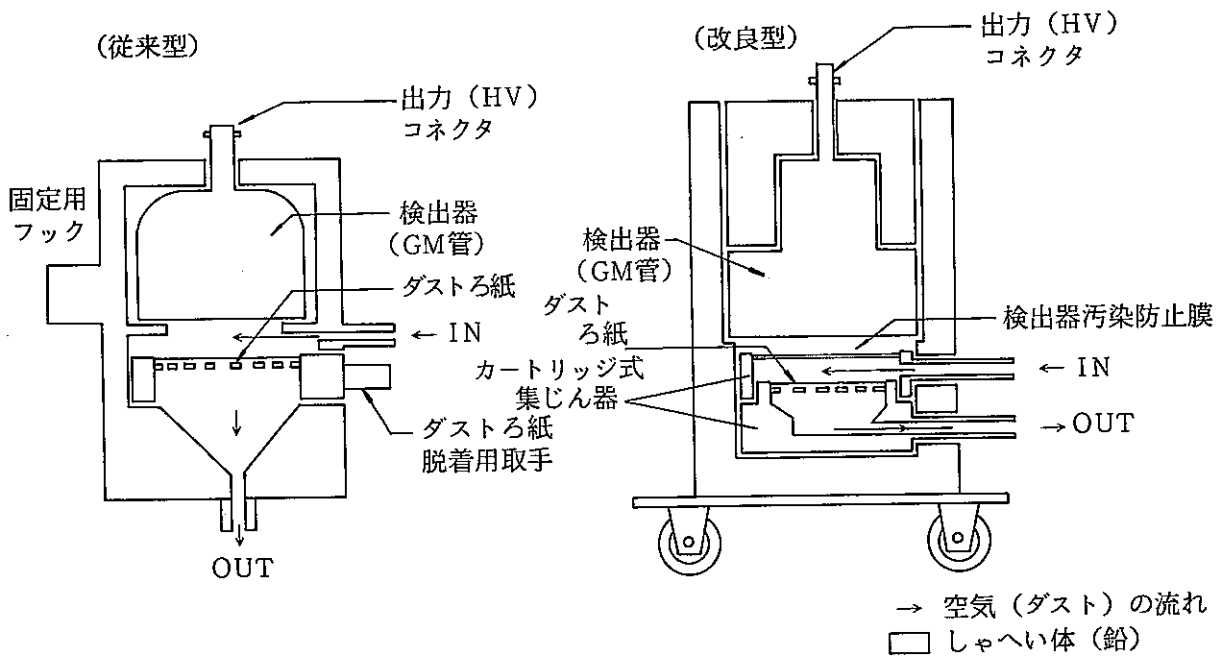


図-5 $\beta(\gamma)$ 線用ダストモニタ集じん部断面図

11. 再処理施設における空間線量率管理の概要 The Use of Programmable Ion Chamber for Controlling Exposure in Tokai Reprocessing Plant

動燃・東海 ○鈴木 一教, 小林 博英,
Kazunori SUZUKI, Hirohide KOBAYASI,
鈴木 信夫, 石黒 秀治
Nobuo SUZUKI, Hideharu ISIGURO

1. はじめに

再処理施設における空間線量率の管理は、作業者の被ばくを一定限度以内に管理することはもとより、作業者の被ばくをできる限り低く管理するという保安規定における放射線管理の基本方針に沿って実施されている。今回再処理施設における空間線量率の概要を報告する。また、空間線量率測定業務の効率的運用を図るために開発した記憶式電離箱サーベイメータについてその概要を報告する。

2. 空間線量率管理の概要

Table 1 に再処理施設における空間線量率の管理基準値を、Fig. 2 に空間線量率管理全体のフローを示す。作業環境における空間線量率管理はエリアモニタ、サーベイメータ及び TLD を使用して行っている。

エリアモニタによる監視は、管理区域のうち作業者が通常立ち入る区域に検出器を固定で配備し、放射線状況を中央監視室の監視パネルにて集中的に監視するものである。

サーベイメータによる測定はエリアモニタによる測定を補完するために行うもので、各管理区域内の定点をその重要度に応じて1回/日、1回/週及び1回/月の頻度で測定評価している。

また、管理区域境界の様な線量率が十分低く管理される区域は各区域の定点に TLD 素子を設置し、3ヶ月間の平均線量率を測定評価し、異常な線量率変動が無いことを確認している。

一方、これらの測定結果において異常を認めた場合は、特殊モニタリングを開始し、早急に原因を調査し、線量率の低減に努めている。

3. 記憶式電離箱サーベイメータの仕様

再処理施設におけるサーベイメータによる空間線量率の測定状況は施設全体で、日単位、週単位及び月単位の測定点がそれぞれ 50 点、300 点及び 50 点となり、これらを合計すると週当たり約

600点もの測定を実施している。この為、測定業務では多くのデータを記録することや測定記録用備品の携行が必要であり、これら測定記録用備品の現場携行は煩わしい行為となっている。

そこで、測定データを記憶できる記憶タイプの電離箱サーベイメータを開発した。記憶式サーベイメータの外観をFig. 2に示す。本サーベイメータは500 ccの電離箱で、線量率データは本体の表示部にデジタルで表示すると共にデータ記憶用の64Kバイト ICメモ리카ートリッジに測定日時、測定番号と対応して最大1020個まで記憶する。また、記憶データは専用の読み取り装置で読み出しプリンタに印字する。

4. まとめ

4.1 線量率管理のまとめ

再処理施設における空間線量率の管理は無用な被ばくの防止を目的として、次に示す3つの原則に従い管理してきた。

まず第一に線量率はより低く管理するという原則に対しては、作業環境を放射線レベルにより区域区分し、それぞれの区域における線量値の上限値を定める方法を用いてきた。また、たとえ線量率が区域の上限値以下であってもその低減が容易であれば遮蔽や除染を積極的に行ってきた。

第二に線量率変化は早期に発見するという原則に対しては、エリアモニタには事前予知的に変化を検知する予知レベル警報機能を設けた。またモニタ等でカバーできない場合や時々変化する事象については巡回監視を行い早期発見に努めた。

また、第三の原則である監視結果の作業者への通知については、区域の上限値を超えた場合にはただちに警報を発するなどして、付近の作業者へ知らせ被ばく線量が許容線量を超える事はなく作業者の被ばく管理に十分に寄与した。

4.2 記憶式電離箱サーベイメータの評価

Table 2に記憶式電離箱サーベイメータの使用経験の評価をまとめた。本サーベイメータの使用上の評価として、1測定ポイント当たりの測定回数とその精度の評価を行った。この結果1回測定における同一測定ポイントでの測定値の誤差は通常の測定レンジ0.1mR/h~100mR/hにおいて10%程度であり、在来機種のそれとほぼ同程度であり、1回測定で十分であると判断した。また本サーベイメータによるデータ処理方法について検討した。この結果将来的には、ICメモ리카ートリッジを介して計算機により、直接報告書を作成することが可能であるとの見通しを得た。

Table 1 管理区域の区域区分基準

区 域	放射線量率	備 考
グリーン区域 (G)	$\leq 1.25 \text{ mrem/h}$	操作区域など
アンバー区域 (A)	$\leq 50^* \text{ mrem/h}$	保守区域や一部工程を含む区域
レッド区域 (R)	$> 50 \text{ mrem/h}$	セル内区域

* 作業頻度の比較的高い区域では 2.5 mrem/h 以下

Table 2 記憶式電離箱サーベイメータを使用した経験の評価

1. デジタル表示 ……	読み取り誤差なし
2. 1ポイント当りの 測定回数 ……	測定値のバラツキ 約10% 在来機種との測定比較結果差はない ↓ 1回測定で十分
3. 測定値の取扱い ……	コンピュータとの整合が可能 将来 → 報告書作成可能
4. 機 能 性 ……	17項目の測定機能をもつ コンパクト設計 寸法, 形状, 重量ともに在来機種と同じ

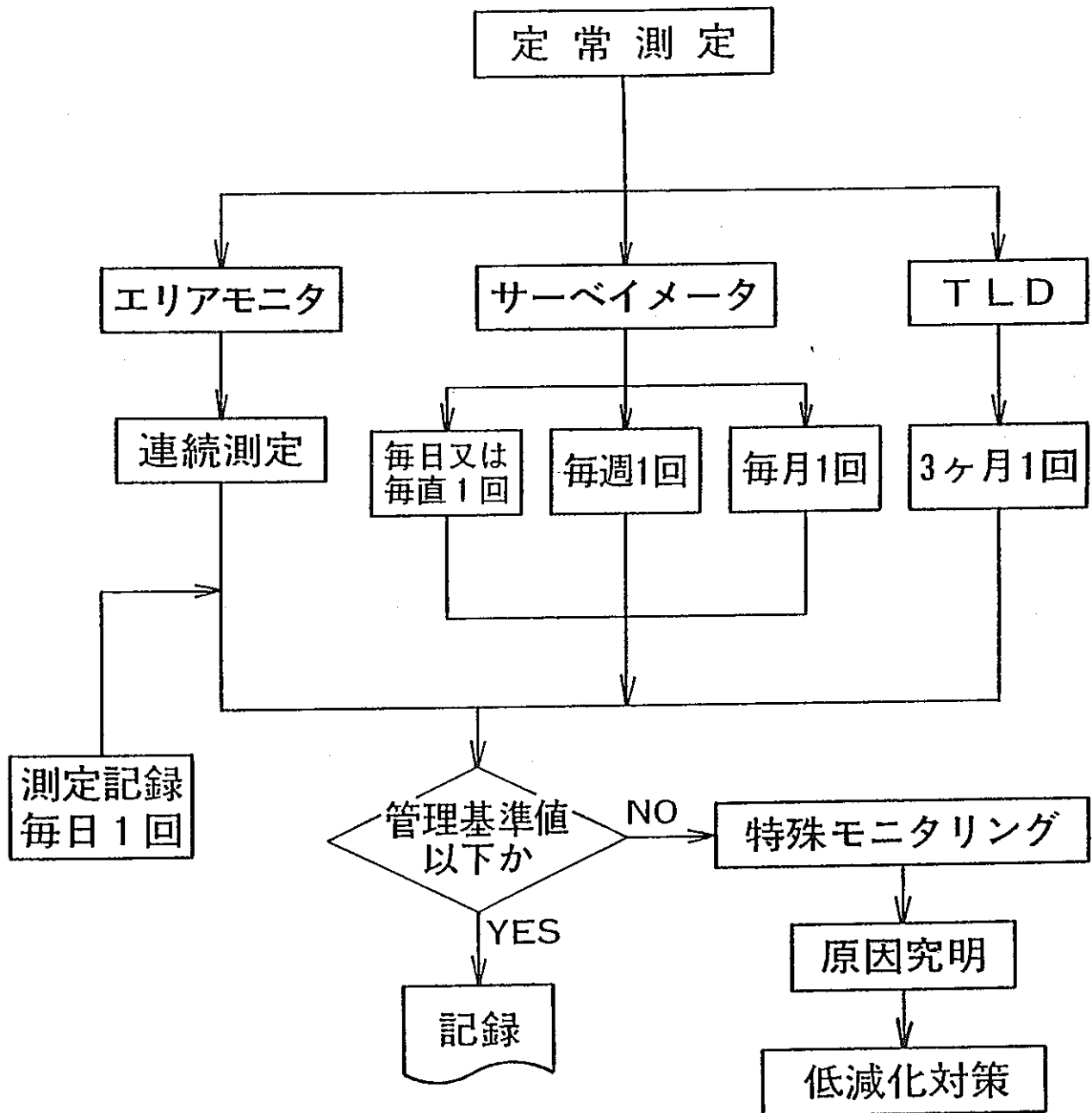


Fig. 1 空間線量率管理のフロー

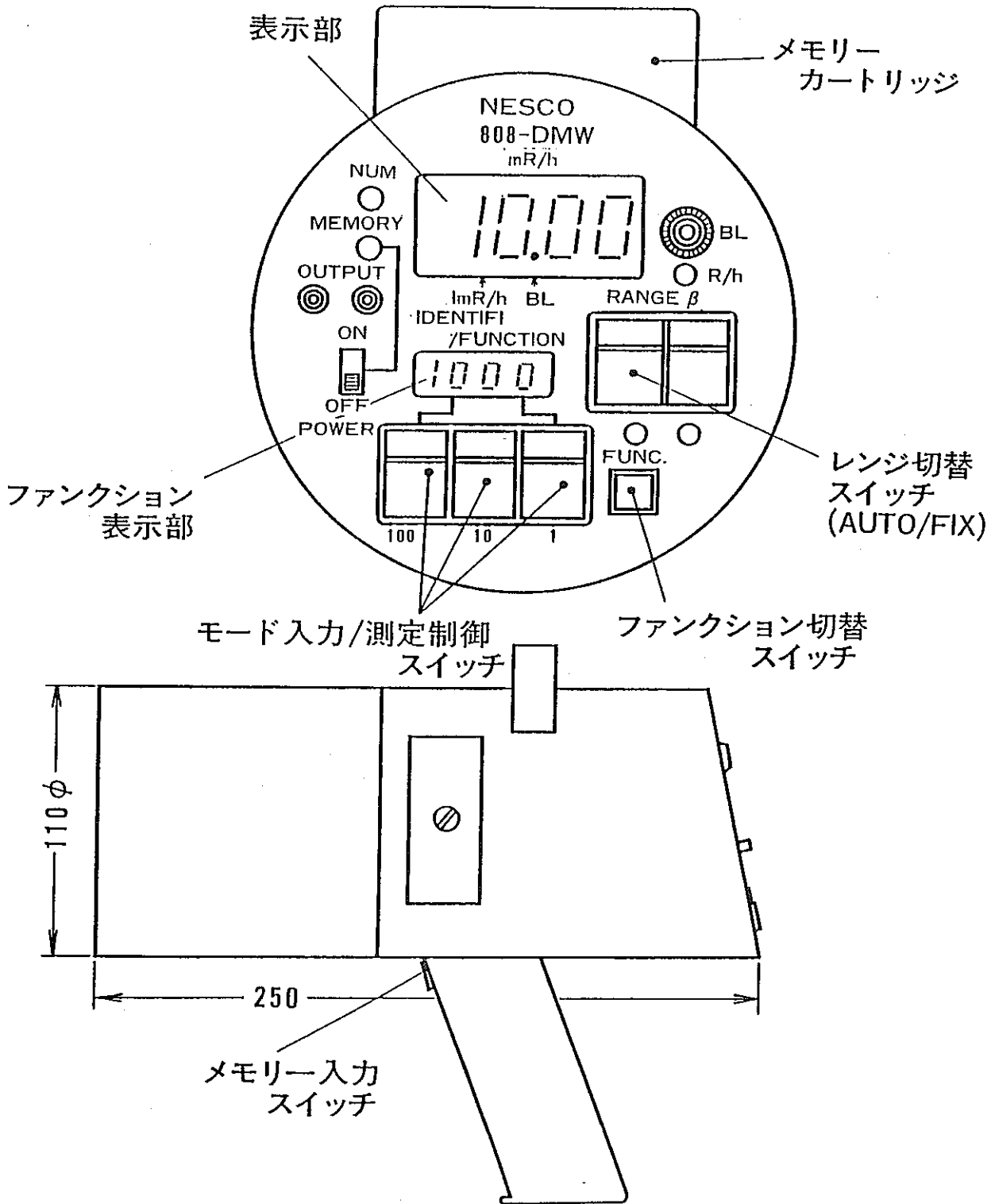


Fig. 2 記憶式電離箱サーベイメータの外観図

12. レムカウンタの特性試験

動燃・東海 ○永井 博行, 野田喜美雄, 関 昭雄

1. はじめに

動燃東海事業所では、プルトニウム燃料製造施設等において、プルトニウムやウランの化合物からなる核燃料物質が取扱われており、それらから放出される中性子に対する被曝管理が重要である。そのため、レムカウンタによる作業環境における線量率の測定等が実施されている。

現在使用しているレムカウンタは、そのエネルギー特性がICRPのレム曲線に全エネルギー領域において一致しているとはいえないため、中性子エネルギーに起因する測定誤差が生じる。また、最近では他のメーカーにおいて新しい中性子検出器を用いたり、高感度化、軽量化されたレムカウンタが市販されるようになってきた。

それら新旧のレムカウンタの諸特性、使用上の問題等を把握することは、作業環境における線量率を測定する上で重要であるため、特性試験を実施し、その結果について検討をする。

レムカウンタの仕様をTable 1に示す。

2. 試験及び結果

Table 1 に示すレムカウンタを動燃東海事業所計測機器校正施設の中性子線源 (^{252}Cf , $^{241}\text{Am}-\text{Be}$, $^{238}\text{Pu}-\text{Be}$ 線源) 及び γ 線源 (^{137}Cs 線源) を用い、中性子感度試験、方向依存性試験及び γ 線感度試験を実施するとともに作業現場での操作性及び機能について検討した。

試験条件は、中性子線源とレムカウンタの中心を床から高さ1.25 m、両点間の距離を1 m、 γ 線源とレムカウンタの中心を床から高さ1.5 mとした。

(1) 中性子感度試験

4機種とも中性子感度は ^{252}Cf 線源による値が $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ 線源による値よりも20~30%大きい (Table 2)。また、減速材 (ポリエチレン) + ^{252}Cf 線源による値は ^{252}Cf 線源による値より20~30%大きい。メーカー仕様においてもレムカウンタの検出感度とICRP Pub. 21のレスポンスとのずれは数十KeVまで中性子エネルギーが低くなるにつれ増加する。

また、ICRP Pub. 21とICRP Pub. 51との中性子フテックス線量当量換算係数の違いによる中性子感度の変化は、中性子エネルギーが主に速中性子領域であったためみられない。

(2) 方向依存性試験

レムカウンタは、Fig. 1に示す方向依存性試験結果のように角度の低下がある。Fig. 1において基準値の $\pm 10\%$ の範囲はAが $-120^\circ \sim +120^\circ$ 、Bが $-170^\circ \sim +160^\circ$ 、Cが $-120^\circ \sim +140^\circ$ 、Dが $\pm 50^\circ \sim \pm 120^\circ$ であり、角度による最大感度と最小感度の差は、Aが約30%、B及びDが約25

%, Cが約15%である。

(3) γ 線感度試験

0.1 R/hの照射では4種類とも計数しないが、10 R/hの照射ではAを除く3機種が計数した。特にB及びDにおいては10 μ rem/hを越え中性子線量の検出限界以上であった。

(4) 操作性及び機能

重量はAに比べる機種とも軽量化され特にC, Dは約60%である。電源電圧の低下をA, Bは使用前メーター指示で確認できるが, C, Dは動作電圧以下時に電圧低下表示が点灯する。A, Bは外部電源及び記録計を接続することで, 移動型のエリアモニタにして使用できる。

3. まとめ

- (1) エネルギー特性は, 4機種ともICRP Pub. 21のレム曲線に全エネルギー領域において一致しているとはいえないため, 必要に応じて作業環境でのフィールド校正を行なうことが重要である。
- (2) 方向依存性の大きいレムカウンタは角度による感度の低下を考慮しなければならない。
- (3) γ 線に対する感度は, 動燃東海事業所における作業環境での中性子測定に影響しない。

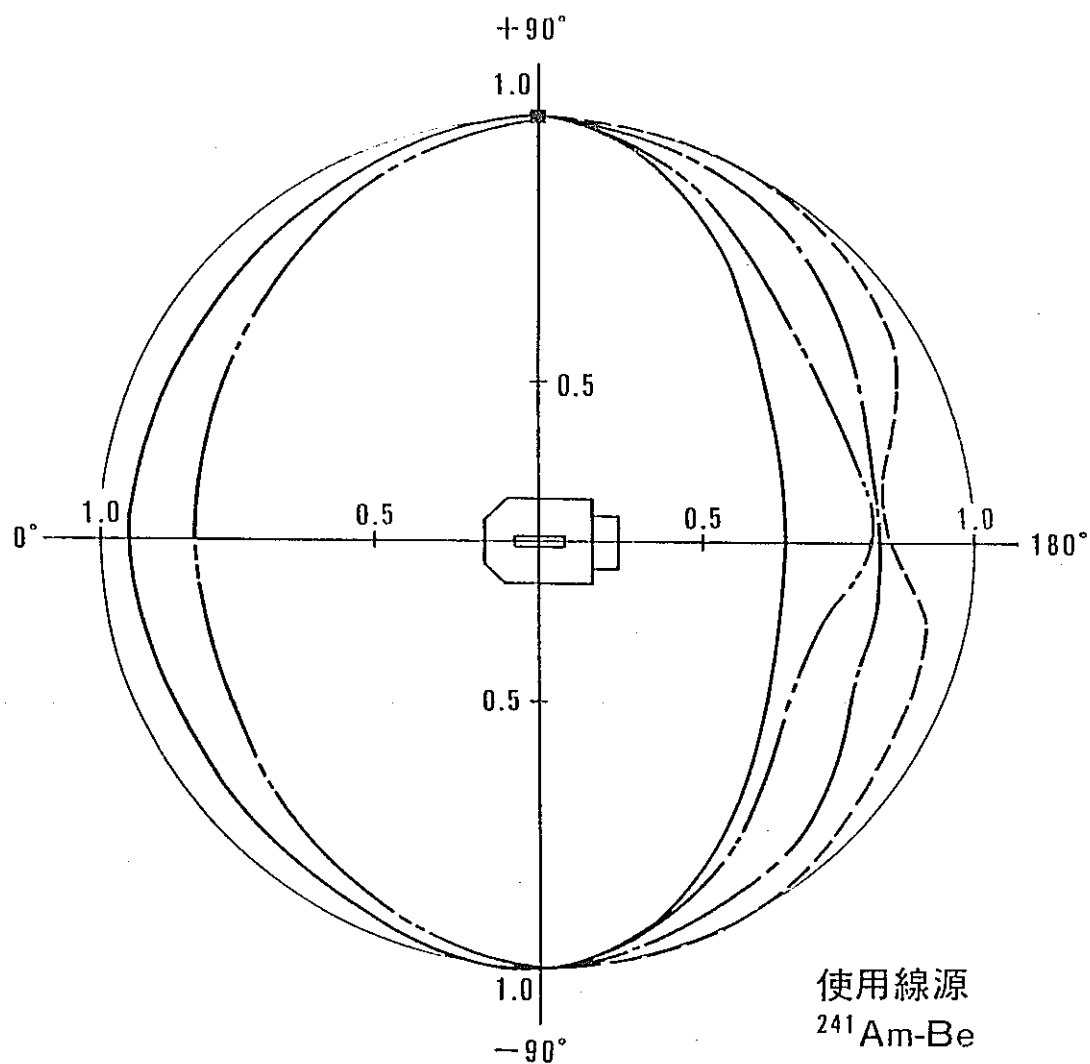
Table 1 レムカウンタの仕様

	A	B	C	C
検出器	BF 3 比例計数管 円筒形 $\phi 30 \times 175$ mm 880 mHg	3 He 比例計数管 円筒形 $\phi 25.4 \times 70$ mm 4 気圧	3 He 比例計数管 球形 1 インチ ——	3 He 比例計数管 球形 2 インチ 5 気圧
線量換算係数 (中性子感度)	3.3 cps/mrem/h ($^{241}\text{Am}-\text{Be}$)	15 cps/mrem/h $\pm 10\%$ (^{252}Cf)	2.4 cps/mrem/h	50 cps/mrem/h $\pm 20\%$
測定範囲	0.1 ~ 10000 mrem/h	0.001 ~ 1000 mrem/h	0.1 ~ 999.9 mrem/h	0.01 ~ 999.9 mrem/h
重量	10.5 kg	約 9.0 kg	約 6 kg	約 6.5 kg
測定エネルギー 範囲	0.025 eV ~ 17 MeV	0.025 eV ~ 約 15 MeV	0.025 eV ~ 11 MeV	0.025 eV ~ 8 MeV
自然計数率	——	0.01 cps 以下	約 0.003 cps 以下	0.02 cps 以下
表示	アナログ	デジタル, アナログ	デジタル	デジタル, アナログ

Table 2 レムカウンタの中性子感度

線源	中性子感度 (cps/mrem/h)				中性子感度比 (測定値/メーカー仕様)			
	A	B	C	D	A	B	C	D
$^{241}\text{Am}-\text{Be}$	3.29	12.1	1.88	3.64	1.00	0.81	0.78	0.73
^{252}Cf	3.96	14.7	2.33	4.63	1.20	0.98	0.97	0.93

※ 中性子感度 (メーカー仕様)
 A : 3.3 cps/mrem/h, B : 15 cps/mrem/h
 C : 2.4 cps/mrem/h, D : 50 cps/mrem/h



- | | | | |
|---|---------|---|-----|
| A | ——— | B | ——— |
| C | - - - - | D | ——— |

Fig. 1 レムカウンタの方向依存性 (水平方向)

13. クリプトン85用広帯域放射線測定器の開発

動燃・東海 ○高崎 浩司, 小嶋 昇, 江花 稔, 石黒 秀治

1. はじめに

動力炉・核燃料開発事業団東海事業所再処理施設の主排気筒および付属排気筒より放出される気体廃棄物については、常時排気モニタにより放射性物質濃度およびその量の監視を行っている。ここでは今回開発を行ったプラスチックシンチレータを検出器とするクリプトン85用広帯域放射線測定器について述べる。

2. クリプトン85用広帯域放射線測定器の仕様

主排気筒より放出される気体廃棄物の ^{85}Kr は希ガスであり、使用済燃料中に内蔵されていた放射能のほぼ全量が環境中に放出される。そのために非常に広い濃度範囲において測定する必要があるが、単一の検出器でこのような濃度範囲をカバーすることは困難であり、現在のところ低濃度と高濃度に分けて2種類の検出器で測定を行っている。

しかし、2種類の検出器を用いた測定ではそれぞれに計測機器を必要としコストが高くなる。また、2系統であることからデータ処理が複雑である。そこで、単一検出器による測定システムとして、プラスチックシンチレータを検出器とするクリプトン85用広帯域放射線測定器の開発を行った。

Fig. 1にクリプトン85用広帯域放射線測定器の概略図を示す。測定器はプラスチックシンチレータ検出器、Gated PMT (Photo-multiplier)、CFC (Current to Frequency Converter) および DRM (Digital Rate Meter) で構成される。検出器は直径 2 inch、0.5 mm厚のプラスチックシンチレータで、 ^{85}Kr の β 線(最大エネルギー 670 KeV)を検知する。検出器の信号は Gated PMT から、電流として出力される。この電流をCFCでパルスに変え、DRMで計数する。電流による測定を行う場合、PMTの暗電流がバックグラウンドとして問題となるが、Gated PMTの採用により暗電流の影響に関係なく微小電流の測定が可能である。また、CFCは電流一周波数変換利得の直線性が良く、Gated PMTとの組合せにより計測部は8桁のダイナミックレンジを持っている。サンプリング容器は直径 250 mm、高さ 148 mmの円筒形容器で形状および寸法は ^{85}Kr の β 線の最大飛程、および滞留の起こりにくさを考慮して決定した。

3. 校正試験および評価

基準電離箱により値づけされた ^{85}Kr ガスを用い、 $10^{-6} \sim 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度範囲でのGM管検出器タイプのクリプトン低濃度用測定器、NaIシンチレーション検出器タイプのクリプトン高濃度用

測定器および今回製作したクリプトン85用広帯域放射線測定器の実流校正試験を行った。Fig. 2にその結果を示す。また、Table 1に実流校正試験で得られたそれぞれの検出器の濃度換算係数を示す。

クリプトン85用広帯域放射線測定器は試験した濃度範囲において十分な直線性を示し、従来のGM管検出器タイプのクリプトン低濃度用測定器とNaIシンチレーション検出器タイプのクリプトン高濃度用測定器の測定範囲をほぼカバーしている。CFCの性能から $1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度まで測定できるので、測定範囲は $10^{-7} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。プラスチックシンチレータに ^{85}Kr が吸着される問題があったが、合成樹脂で検出器を保護することにより解決した。

JISで定められている測定下限濃度試験(JIS Z 4317 - 1986)を行い、GM管検出器タイプのクリプトン低濃度用測定器、およびクリプトン85用広帯域放射線測定器について比較した。Table 2にその結果を示す。測定下限濃度についてはクリプトン85用広帯域放射線測定器はJISの条件($5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下)を満たしているがGM管検出器タイプのクリプトン低濃度用測定器よりも高い値となった。

クリプトン85用広帯域放射線測定器を実際に再処理施設主排気筒に設置し従来のクリプトンモニタとの比較を行った。Fig. 3にクリプトン85用広帯域放射線測定器での測定濃度と従来のクリプトンモニタでの測定濃度の時間変化を示す。太い線が従来のクリプトンモニタ、細い線がクリプトン85用広帯域放射線測定器の値である。測定値および追従性等において問題はなかった。

4. まとめ及び今後の課題

$10^{-7} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の ^{85}Kr の濃度を測定できるクリプトン85用広帯域放射線測定器を製作した。測定器としてはJISで定められている条件を十分に満たすものである。今後はCFCの省スペース化を行うとともに、プラスチックシンチレータの径を変えた試作装置を製作し、測定下限濃度を現在排気モニタで使用しているGM管検出器のレベルまで下げられるかどうかについて検討する。

Table 1 濃度換算係数の測定結果

検出器	濃度換算係数	実流試験濃度範囲
GM管検出器	$1.07 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$	$10^{-6} \sim 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
NaI検出器	$1.32 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$	$10^{-5} \sim 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
クリプトン85用 広帯域放射線測定器	$2.00 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cpm}$	$10^{-6} \sim 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

Table 2 測定下限濃度の測定結果

検出器	測定下限濃度
クリプトン85用 広帯域放射線測定器	$9.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
GM管検出器	$4.0 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

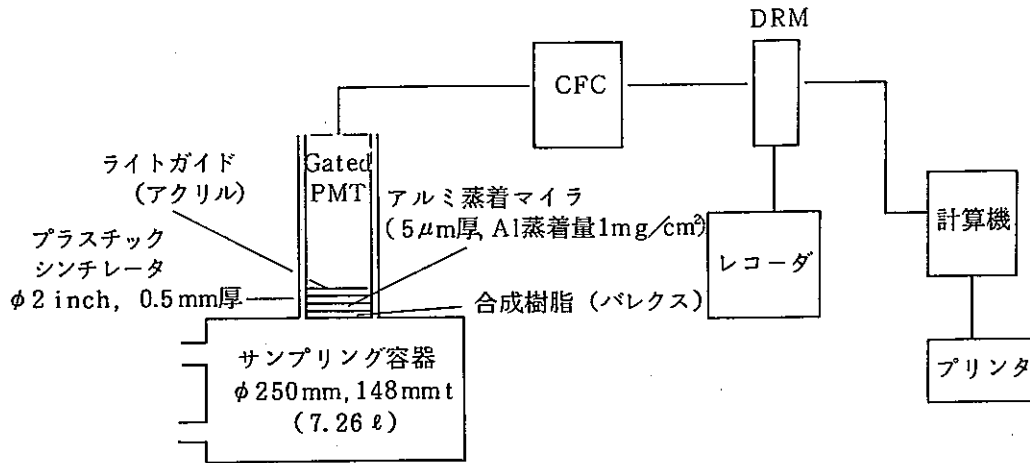


Fig. 1 クリプトン85用広帯域放射線測定器の構成

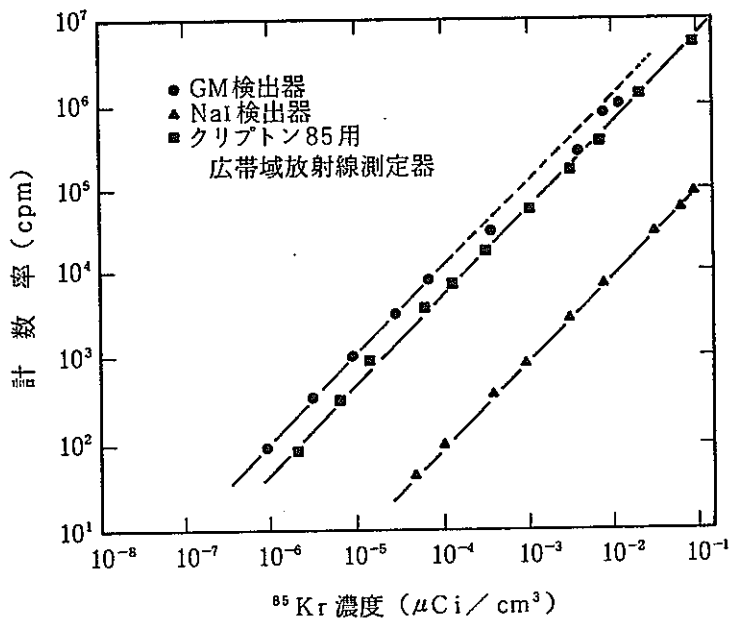


Fig. 2 実流校正の試験結果

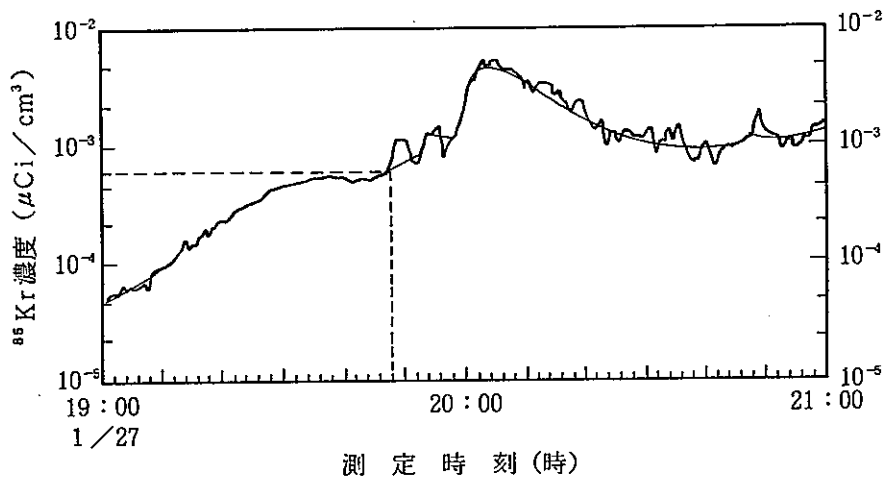


Fig. 3 GM管検出器とNaIシンチレータによる濃度測定値とクリプトン85用広帯域放射線測定器による濃度測定値との比較

14. 土壌から精米または葉菜への 安定ヨウ素の移行について

動燃・東海 ○並木 篤, 片桐 裕実, 成田 脩

1. はじめに

再処理施設の安全審査においては、長半減期核種である¹²⁹Iについての被ばく線量評価が実施されているが、土壌からの移行パラメータが乏しかったこと等から、NRC Reg. guide 1-109等を参考にして安全側の評価がなされている。

再処理施設の安全指針にも示されている様に、より現実的な評価を行う必要があることから、動燃事業団においては、実際のデータからこれらのパラメータを評価するために、各種環境試料中の¹²⁹Iの分析手法の開発を行ってきた。

これまでに、土壌に関しては分析手法を確立したが、精米等については¹²⁹Iの放射能レベルが低く、現在のレベルを検出することは困難であり、¹²⁹Iを用いて土壌から精米への移行パラメータを求めることは困難である。そこで、長期的には¹²⁹Iと同じ挙動をとると考えられる安定ヨウ素(¹²⁷I)の値からヨウ素の移行に関する調査を進めてきた。

本報告では、これまで得られた精米及び葉菜についての調査結果を報告する。

2. 分析法

- 1) 精米：中性子照射 [¹²⁷I(n, γ) ¹²⁸I] → 湿式分解 → PdI₂ → γスペクトロメトリー (¹²⁸I)
- 2) 葉菜：炭酸塩焙焼 → 浸出 → 溶媒抽出 → イオン電極法 (¹²⁷I)
- 3) 土壌（全ヨウ素）：炭酸塩焙焼 → 浸出 → イオン電極法 (¹²⁷I)
- 4) 土壌（水溶性ヨウ素）：インキュベーション（14日間） → 分離 → イオン電極法 (¹²⁷I)

3. 結果及び考察

葉菜及び精米への安定ヨウ素の移行について対数確率紙にプロットしたものをFig.1及びFig.2に、また移行係数（濃度比）をTable 1にそれぞれ示す。

土壌から葉菜及び精米への安定ヨウ素の移行係数（濃度比）の幾何平均値は、Table - 1に示す様に、精米で 1.1×10^{-3} （全ヨウ素）、 7.4×10^{-3} （水溶性ヨウ素）、さらにホウレン草で 6.7×10^{-3} 、白菜で 2.6×10^{-3} という結果であった。移行係数として過去に報告されている文献値と比較してみると、精米に関しては高城等の報告 2×10^{-3} （全ヨウ素）、 2×10^{-1} （水溶性ヨウ素）と比べ、全ヨウ素は比較的近い値であったが水溶性ヨウ素については、約1桁低い値であり、葉菜に関してはY. C. Ng等の報告 4.5×10^{-3} とほぼ同じ値であった。

これらの値は、安全審査において使用された 2×10^{-2} (pCi /kg生 veg / pCi /kg . soil) に比べ約 1 桁低い値であった。実際のフィールドでの値であり、大気からの直接沈着の寄与を考慮すると土壌からヨウ素の移行は極めて小さいものと思われる。また、精米のように湛水状態で栽培されるものについては、土壌中から溶出する水溶性ヨウ素が米への経根移行に寄与するものと考えられることから、従来の精米中のヨウ素と水田土中の全ヨウ素及び土壌中から溶出する水溶性ヨウ素を求め、両者の移行係数の違いをみたところ、水溶性ヨウ素の方が濃度比としては多少高めの値であった。このことは、土壌中の全てのヨウ素が移行に関与しているのではなく、かなりの部分は土壌の鉱物中に閉じ込められているのではないかと思われる。

4. 今後の課題

今回の調査で用いたインキュベーションについて、温度、pH、水分等の条件の違いにより溶出する割合が異なってくるのではないかと考えるため、これらを考慮しながら調査を進めてゆくことが必要であると考え。

また、大気経由によって米に供給されるヨウ素量や、土壌中でのヨウ素の化学形態等、環境中におけるヨウ素の挙動についても、今後詳しく調査してゆくことが重要であると考え。

参考文献

- 1) 武石 稔 他, 日本保健物理学会 第19回発表会要旨集 (1984年)
- 2) 並木 篤 他, 日本保健物理学会 第21回発表会要旨集 (1986年)
- 3) 高城 裕之 他, 保健物理 20, pp251 ~ 257 (1985)
- 4) Y.C.Ng 他, NUREG / CR - 2975 (1982)

Table 1 葉菜及び精米における土壌からの安定ヨウ素の移行 (濃度比)

種別	件数	濃度比		
		範囲	幾何平均	
			mg	σg
ホウレン草	10	$3.7 \times 10^{-3} \sim 1.3 \times 10^{-2}$	6.7×10^{-3}	1.6
白菜	6	$1.2 \times 10^{-3} \sim 4.4 \times 10^{-3}$	2.6×10^{-3}	1.6
精米 (全ヨウ素)	27	$2.4 \times 10^{-4} \sim 4.5 \times 10^{-3}$	1.1×10^{-3}	2.1
精米 (水溶性 ヨウ素)	9	$4.3 \times 10^{-3} \sim 1.6 \times 10^{-2}$	7.4×10^{-3}	1.5

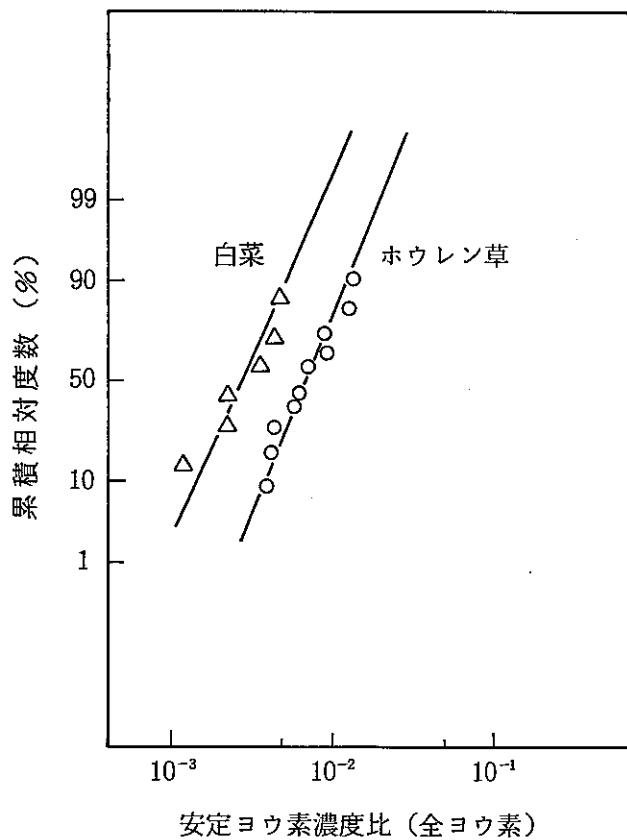


Fig. 1 葉菜類への安定ヨウ素の移行

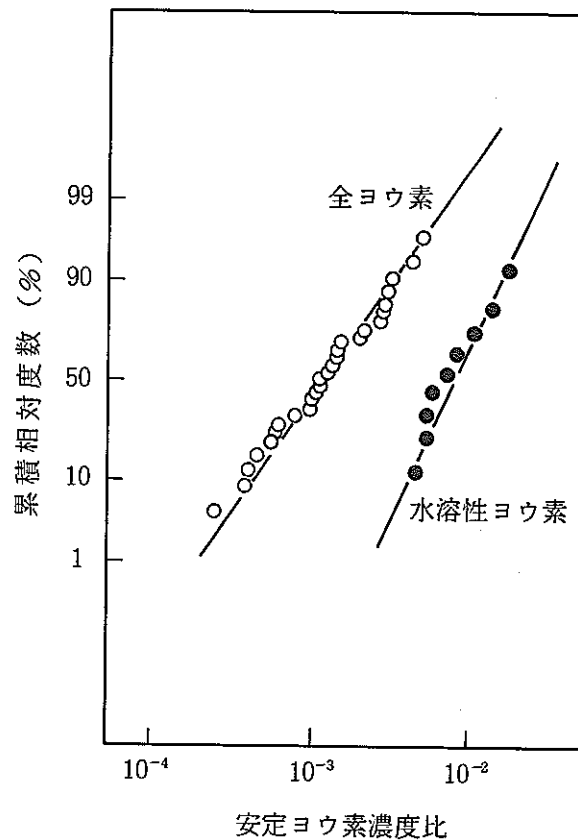


Fig. 2 精米への安定ヨウ素の移行

15. 施設入域管理の為の全身カウンタ測定 における有意放射能の取扱い

－チェルノブイル事故後のモニタリング経験－

動燃・東海 ○井上 誠，松嵐 聡，宮部賢治郎，大和 愛司

1. はじめに

動力炉・核燃料開発事業団東海事業所再処理施設等の管理区域へ立入る従事者に対しては、全身カウンタによる作業前後の内部被曝モニタリングを実施し、作業に起因する汚染のない事を確認している。

ここでは、全身カウンタによる体内放射能のモニタリング結果及び有意値検出者の施設への入域時測定におけるモニタリングの考え方について述べる。

2. 全身カウンタによるモニタリングの概要

全身カウンタは、簡易型と精密型の2種類（計3台）を有している。定常測定については、入所・退所時及び年1回の頻度で簡易型を用い従事者・随時立入者を対象に行い測定結果をスクリーニングレベルと比べ測定を行う。一方非定常測定においては、体内摂取時または、その恐れが生じた時定常モニタリングでスクリーニングレベル以上の時等に精密型で体内放射能の定性・定量を行う。

表-1に全身カウンタの構成を示す。簡易型は、プラスチックシンチレータを用い体内汚染の有無の判定を行い、精密型ではNaI(Tl)シンチレータを用いて体内放射能の定量を目的に実施している。

3. スクリーニングレベルの考え方

スクリーニングレベル設定には大別して、体内放射能の有無の判定に用いるものと線量当量に相当する計数レベルを用いる方法の2種類がある。一部の原子力施設においては、一般的に種類が ^{60}Co ・ ^{54}Mn であり、管理上の合理性と言う観点からスクリーニングレベルを ^{60}Co の線量から3ヶ月30 mremに対応する計数値に設定している。一方、再処理工場等においては、使用済燃料を取扱う為、種々の核種が存在し線量からスクリーニングレベルを一律に設定するのは難しいのと、施設内の作業環境は汚染の無い状態、いわゆるゼロコンタミネーションの汚染管理を行っている為、体内汚染の有無の判定として平常人のバックグラウンド+3 σ で実施している。

4. チェルノブイル事故後のモニタリング結果

チェルノブイル発電所の事故発生後、欧州から来所する者について簡易型による入域測定を実施

した。図-1に簡易型全身カウンタ測定による計数値分布を示す。横軸にチェルノブイル事故発生後からの経年月を、縦軸に計数値を示してある。昭和61年4月26日の事故発生後1ヶ月近くに最初のスクリーニングレベルを超える被検者が見つかり、最初の3ヶ月は増加していたが、それ以降はほぼ同値と成った。これら計数値の違いは、国別、個人の経路等の相違、また当初来所した者が帰国し、再来所した事や欧州での滞在場所及び食生活の違いによるものと思われる。

一方、簡易型全身カウンタ測定後に精密型全身カウンタ測定を実施した代表スペクトルを図-2に示す。測定を行った全ての被検者に ^{134}Cs と ^{137}Cs が検出され、合わせた体内放射能量は、平均で $1.5 \times 10^2 \text{ Bq}$ 、最大で $3.2 \times 10^3 \text{ Bq}$ であった。

5. 欧州人に対する入所時のスクリーニングレベル設定

欧州から来所した者のほとんどがスクリーニングレベル以上であった為、精密型全身カウンタ測定を行っていたが、事故発生後の4ヶ月頃には、汚染核種とレベルが把握できた為、入所時での簡易型による測定でスクリーニングレベル以上であっても精密型の測定は行わず、新たに欧州人に対する入所時のスクリーニングレベルを設けた。図-3にチェルノブイル事故後の欧州滞在者に対するスクリーニングレベルの考え方を示す。これは、入所時の簡易型測定における判定が有意値であった場合にアンケートによる確認を行う。内容としては、主に滞在場所と過去における原子力施設での汚染の有無の確認で、先ず汚染が無かったとした場合は、チェルノブイル事故が起因するものと思われるが現状に対しての汚染レベルを当初の測定で把握している事より、その汚染レベル範囲のなかの判定を設定した。図-4に示す。この汚染レベル範囲の判定の設定は、対数正規確立紙にプロットした計数値分布から累積相対度数が99%に対応する計数値より求めたものである。図からもわかる様に経時の変化を眺めた計数値の違いをスクリーニングレベル設定時に考慮する必要がある。この判定の中にあれば、体内放射能は ^{134}Cs と ^{137}Cs であると判定し入域としたが、判定を超えている場合及びアンケートによる確認で原子力施設での汚染があった場合は、体内の核種・放射能量がわからない為、精密型の測定を実施する。

6. 結 論

チェルノブイル事故後のモニタリングにおいて、欧州人等にスクリーニングレベルを超える体内汚染(^{134}Cs : $9 \times 10^2 \text{ Bq}$, ^{137}Cs : $2.3 \times 10^3 \text{ Bq}$ 最大値)を検出した事及び欧州人等に対して新たにスクリーニングレベルを設定した事により合理的な運用を図れたのである。

表-1 全身カウンタの測定概要

測定装置 項目	全 身 カ ウ ン タ				
	簡 易 型			精 密 型	
遮蔽体	鉄:100mm 鉛:3mm プラスチック:5mm			鉄:200mm 鉛:3mm 銅:0.5mm 塩ビ:3mm	
検出器	寸法	440Lmm×200Wmm×100tmm プラスチックシンチレータ		寸法	20mmφ×10mmNaI
	入射窓厚さ	0.5mm (St)		入射窓厚さ	0.048mm (St)
	光電子増倍管	3本 (12.5mmφ)		光電子増倍管	3本 (7.5mmφ)
検出限界	4 nCi			1 nCi	

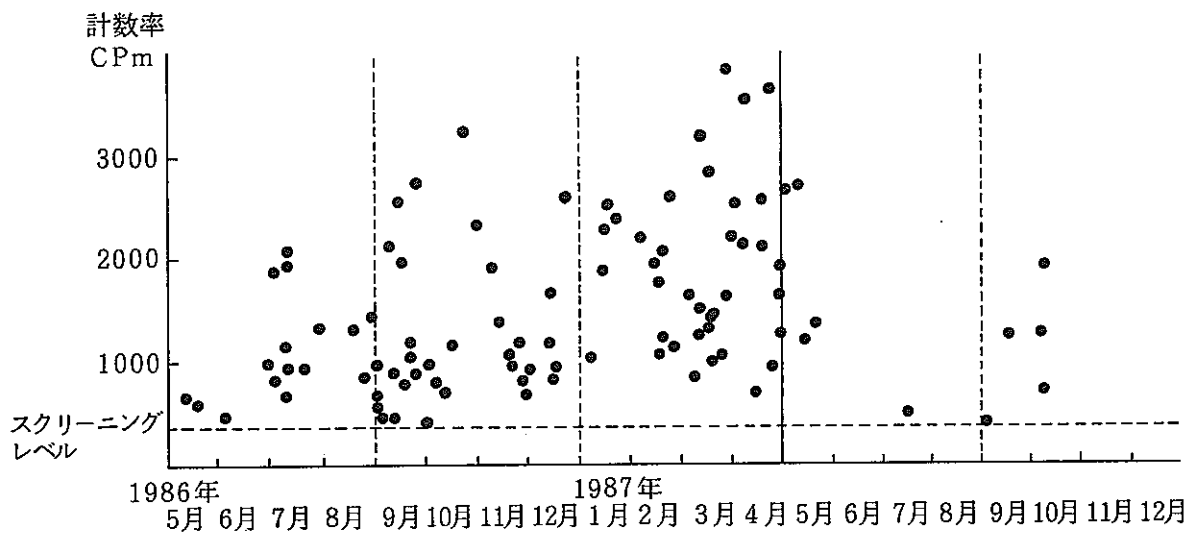


図-1 簡易型全身カウンタ測定の計数値分布

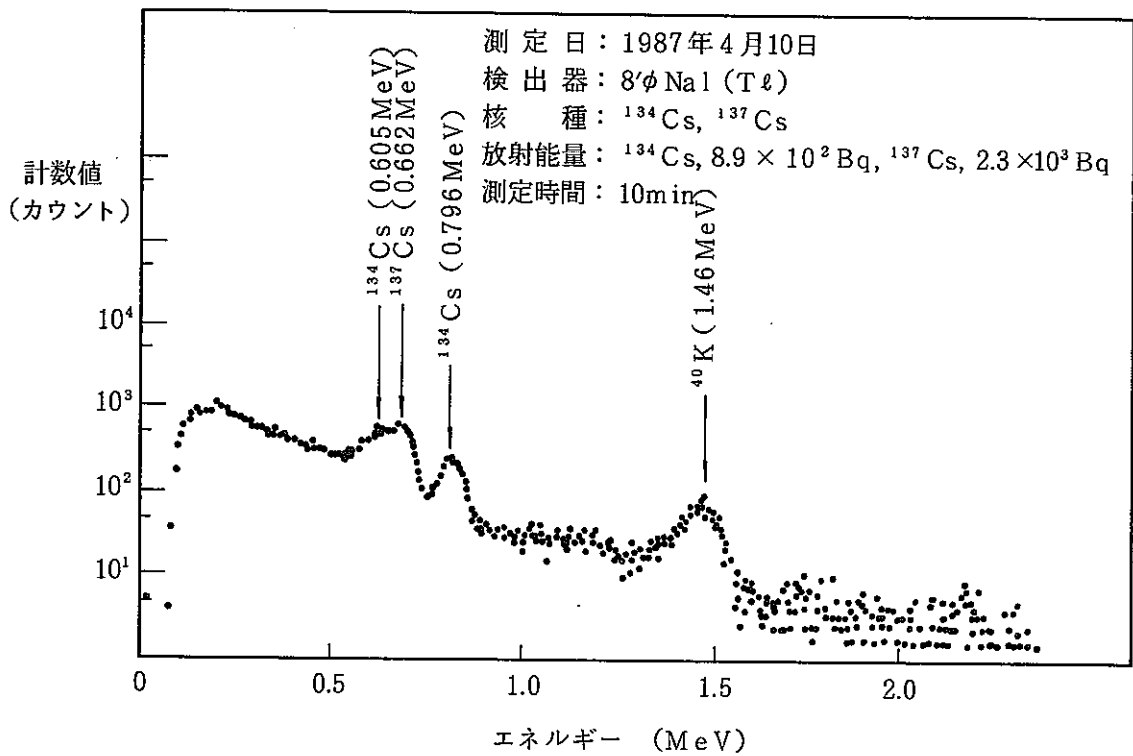


図-2 精密型全身カウンタによる体内放射能測定者のγ線スペクトル図

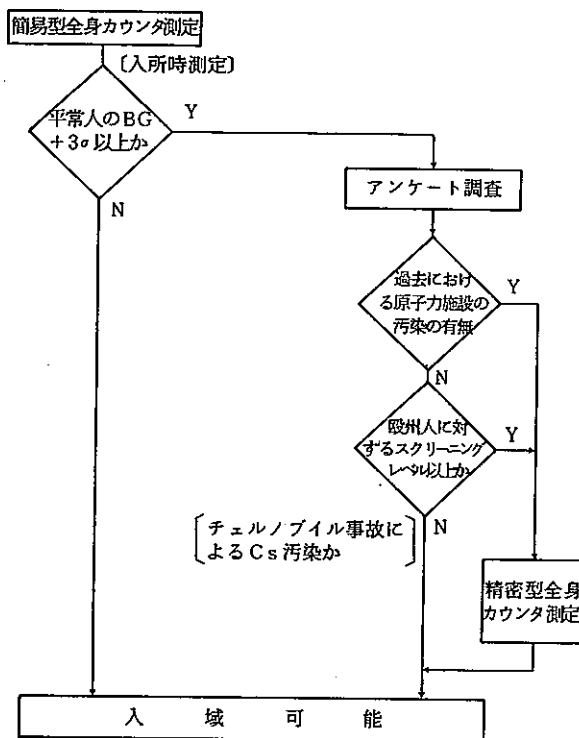


図-3 チェルノブイル事故後の欧州滞在者に対するスクリーニングレベルの考え方

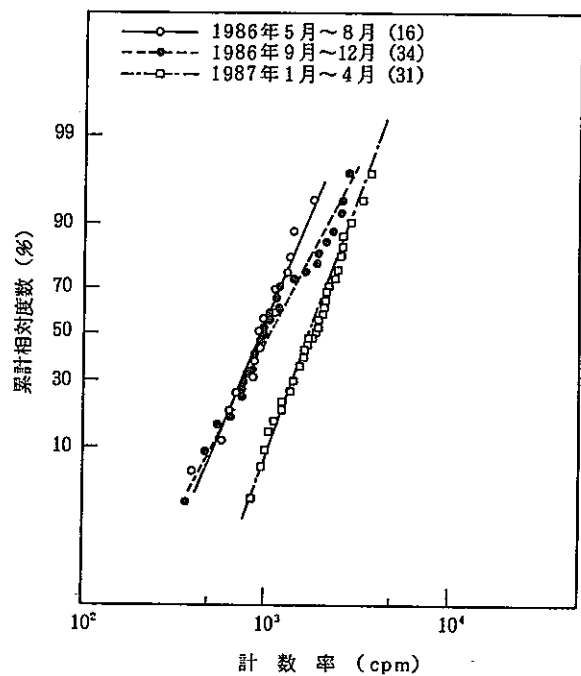


図-4 簡易型全身カウンタ測定による計数率の対数正規分布

16. 呼吸保護具性能評価試験方法の開発

動燃・東海 ○郷田 正, 増田 庄司,* 松本 盛雄, 関 昭雄
重松製作所株*

1. はじめに

放射線作業に用いる呼吸保護具は、作業者の内部被ばくを防止する上で重要な役割をもつため、使用に際し、その特性を十分に把握する必要がある。

動燃・東海事業所では、呼吸保護具の使用に際して、放射線作業に使用する呼吸保護具を、十分に検討して選定し、作業者の安全を確保すると共に、呼吸保護具性能評価試験方法の開発を行って、呼吸保護具の性能を明確にしていく事により、放射線作業の安全をより確実にこなえるように実施している。

呼吸保護具性能評価試験方法の開発の結果、これまで防護係数が明確になっていなかったエアラインマスクやエアラインスーツなどの高い防護性能を有する呼吸保護具の防護係数を測定できるシステムが完成したので、ここで述べる。

2. 開発の目的

動燃・東海では、空气中放射性物質濃度が高い作業場で放射線作業を行うため、高い防護性能を有する呼吸保護具が要求されている。しかし、従来の測定方法では、防護係数（以下「PF」と言う）の測定が 10^4 程度しか測れなかったため、具体的に高い防護性能を評価できている呼吸保護具を入手することが困難であった。呼吸保護具のPFを決定する上で、さまざまな安全上の要因を考慮して、PFは実測値より1桁～2桁低い値にするのが妥当と考えられ、従来よりも数桁高い値が測定できるシステムを必要としていた。

このため、動燃・東海では、独自に呼吸保護具の性能を測定評価し 10^5 ～ 10^6 程度PFを有する呼吸保護具を選定するため、 10^6 程度のPFを測定できるシステムの開発を行った。

3. 開発内容

(1) エアロゾル濃度を広範囲に測定する技術の開発

従来の測定方法よりも広範囲にエアロゾル濃度を測定する技術の開発として、低濃度と高濃度のエアロゾル測定について、それぞれ検討を行った。

低濃度のエアロゾルの測定では、測定器にレーザ光式光散乱粒子測定器を用いることとした。この測定器を用いたのは、半導体産業の発展に伴ってエアロゾル測定技術が急速に向上したこ

とにより、従来のよりも4桁以上低い濃度が測定できる測定器を容易に入手できたためである。

高濃度のエアロゾルを測定では、動燃独自にエアロゾル希釈装置を開発し300倍の希釈を可能とした。エアロゾル濃度を広範囲に測定できるようになった。

これらの測定方法の開発によりエアロゾルの測定範囲を図-1に示すように広範囲にすることができた。

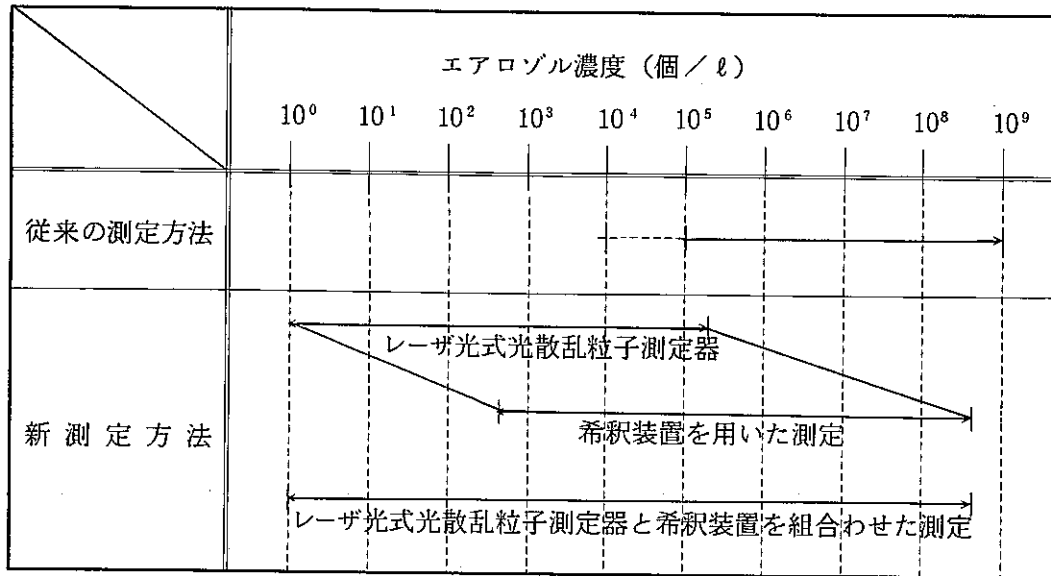


図-1 測定範囲の比較

(2) 測定に影響を及ぼす因子を除去する方法の検討

上記の開発により測定範囲が 1×10^8 個/ℓ から 6×10^8 個/ℓ となり、 6×10^8 までPFが測定できることになるが、実際にはエアラインスーツなどの場合、スーツ内から発生する埃の影響で 6×10^8 まで高い測定が行えない。このためスーツ内で発生する埃を、無じん服を使用して低減下した。

無じん服の使用により、日常の作業服着用時に比べてスーツ内で発生する埃を従来の10分の1である 2×10^2 個/ℓ 程度に低減することができた。

4. 開発結果

従来のPFの測定限界が 10^4 であったのが、以上に述べた開発により呼吸保護具外のエアロゾル濃度が 6×10^8 個/ℓ に対して保護具内の濃度が 2×10^2 個/ℓ 程度であるので、目標としていた 10^6 程度のPFを測定することができるようになった。

これまでに述べた開発・検討により製作した呼吸保護具性能試験システムの構成を図-2に示す。また本試験システムを用いて行った試験結果の1例を図-3に示す。

なお、図-4においてエアラインマスクがエアラインスーツよりPFが高くでているのは、エアラインマスクは服から発生する埃が無いためである。

5. まとめ

呼吸保護具性能評価試験の開発にて、広範囲のエアロゾル濃度を測定するためレーザ光式光散乱粒子測定器と開発した希釈装置を用い、さらに無じん服を使用することにより 10^7 程度のPFの測定を行うことができるようになった。

動燃・東海では、この試験システムを用いることにより各種呼吸保護具の性能評価試験を実施し、数多くの測定結果を得ることができた。

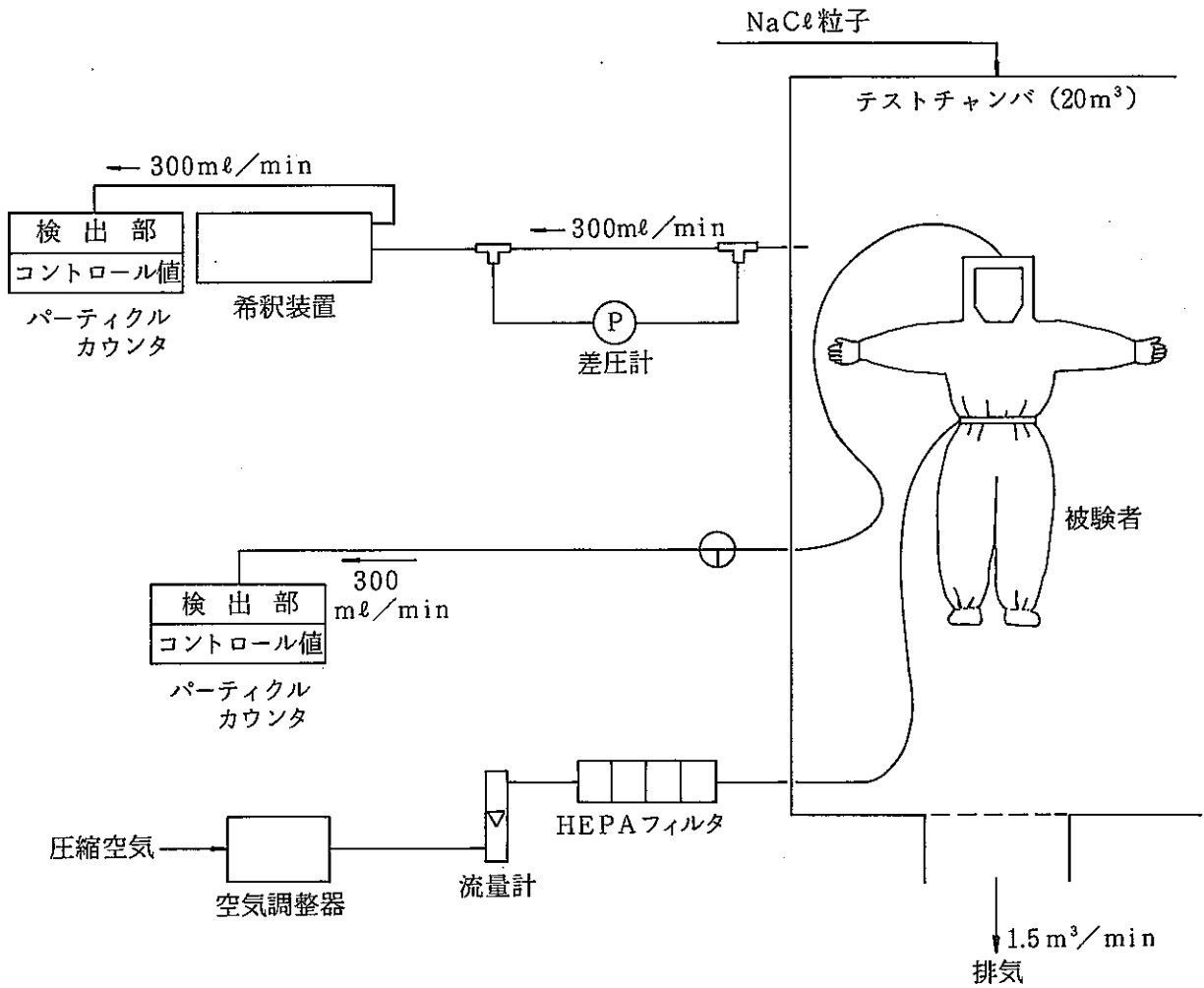
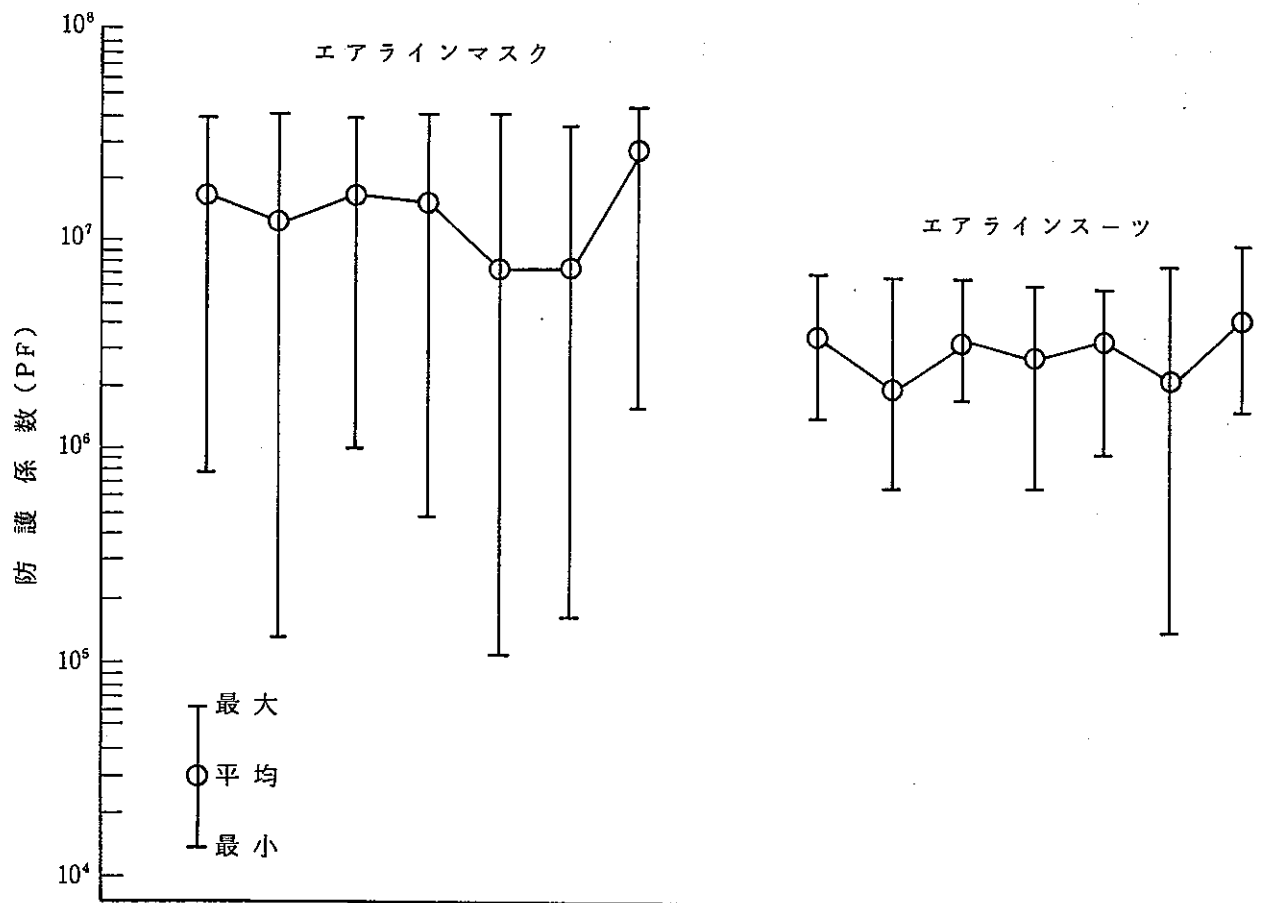


図-2 PF測定システムの構成



静	話	顔の上下左右	腕の上下	屈伸	踏台昇降	静
止	す					止

静	上体左右	前屈	腕の上下	胸部圧迫	屈伸	静
止						止

模 擬 動 作

図-3 呼吸保護具の防護具の防護性能測定例