一般論文

原子力発電所の高エネルギー放射線場における個人モニタの問題点†

津久井豊*1, 吉沢康雄*1, 亘 恒男*2

(1972年8月23日受理)

Study on the Individual Monitoring for High Energy Radiation in the Nuclear Power Station†

Yutaka TSUKUI,*1 Yasuo YOSHIKAWA*1 and Tsuneo WATARI*2

From the experiences in individual monitoring at Tsuruga Nuclear Power Station of JAPC, it has been shown that measured values of the film badge worn by radiation workers exceed those of the pocket dosimeter placed in the same position of their bodies.

In order to solve this problem concerning the individual monitoring, γ -ray dose rate spectra were measured in the working places of the nuclear power station and the response of the film badges was compared with that of other monitors.

The following results were obtained;

- 1) The contribution of γ -ray of the energies higher than 3-MeV to total γ -ray dose rate is greater than a half at the working places examined.
- 2) Measured values of the film badge with Cd and Pb filters are relatively larger than those of other monitors.

From the discussion about individual monitoring, it is concluded that it is important to improve the accuracy of individual monitor to be used at high energy γ -ray field.

I 序 論

放射線作業者が装着しているフィルムバッジの指示値

が、ポケット線量計のそれと異なる値を示す事実が、日本原子力発電株式会社敦賀発電所（軽水冷却減速沸騰水型原子炉）の放射線管理の経験から得られていた¹⁾。

Table 1 は、1970年4月から1971年3月の期間中（1970年10月は除外）、敦賀発電所の放射線作業者が着用した個人モニタのデータから作成した表であり、フィルムバッジによる1ヶ月の指示値と、ポケット線量計による1日の指示値から換算した1ヶ月の線量とを対応させてある。この表から、線量が多くなるにしたがって、両モニタの指示値の違いが目立ち、相対的にフィルムバッジの値がポケット線量計の値を上まわる ことがわ

† 1972年2月23日、日本保健物理協議会第7回研究発表会で本研究の一部を発表。

*1 東京大学医学部放射線健康管理学教室；東京都文京区弥生2-11-16（〒113）Faculty of Medicine, Univ. of Tokyo; 11-16, Yayoi 2-chome, Bunkyo-ku, Tokyo.

*2 日本原子力発電株式会社敦賀発電所；福井県敦賀市明神町1（〒914）Tsuruga Nuclear Power Station, Japan Atomic Power Company; 1, Myojin-cho, Tsuruga-shi, Fukui-ken.

Table 1 Comparison of measured values between the film badges and the pocket dosimeters.

Measured values of the pocket dosimeters (mR)	Measured values of the film badges (mR)														
	0	50	100	150	200	250	300	350	400	450	500	550	600	650	700
	49	99	149	199	249	299	349	399	449	499	549	599	649	699	
0— 49	398	66	5	1			1								
50— 99	91	150	60	24	1	1									
100—149	5	18	27	25	12	9	2	1							
150—199	1	1	5	16	17	19	6	5	1	1					
200—249				2	7	9	8	5	2						
250—299				1	2	4	2	4	5	2	3				
300—349							2		2					1	
350—399				1					3	1	1		2	1	1
400—449									1	1	2	3	1		
450—499							1	1							
500—											1		1		2

かる。

原子炉施設内の放射線作業場において、3 MeV をこえる高エネルギー γ 線が存在することについては、いくつかの報告がある^{2~4)}。

本研究では、前述したフィルムバッジとポケット線量計の指示値の違いが、高エネルギー γ 線の寄与によるという想定のもとに、原子力発電所の作業環境の γ 線線量率スペクトルを測定し、さらに同環境における各種個人モニタの性能を検討し、あわせて高エネルギー γ 線の被曝管理における個人モニタリングについて、若干の考察を行なった。

II 作業環境における γ 線線量率スペクトルの測定

1. 測定条件

測定場所の選択に関しては、次の条件を満たすように配慮した。

- (1) 線量率は、波高分析器のバイルアップが問題にならない程度の低いレベル (1 mR/hr 以下) であること。
- (2) 高エネルギー γ 線の存在が予想される 1 次冷却系の近傍であること。
- (3) 測定作業が発電所の業務に支障をきたさないこと。

以上の観点から、タービン建屋 1 階および 3 階が選ばれた。なお、作業環境中の主要な放射線源は、1 次冷却水である。

γ 線エネルギースペクトルの測定は、NaI(Tl) シンチレーション計数装置 (3" ϕ $\times$ 3"L) に 400 チャンネルの波高分析器を接続させて行なった。NaI(Tl) シンチレ

ータは、壁や床からの散乱放射線を考慮して、壁から 1 m 以上の距離で、床から約 1 m の地点に配置した。コリメータは使用しなかった。

波高分析器のエネルギー較正は、 ^{60}Co の 1.17, 1.33 MeV および ^{16}N の 6.13 MeV の γ 線の光電ピークを用いて行なわれた。 ^{16}N は、作業環境の放射線測定の過程に認められた核種である。

本測定系で得られたデータの解析方法として、逆応答行列補正法^{5~7)}を用いた。これは、NaI(Tl) シンチレーション計数装置で測定された γ 線の波高分布を、真のエネルギースペクトルに変換する方法の 1 つであり、入射 γ 線が連続スペクトルのときに比較的错误が小さいため、しばしば用いられているものである。

入射光子スペクトル、すなわち γ 線の真のエネルギースペクトルを N_i 、出力波高分布を P_j 、応答行列を M_{ij} 、その逆行列を M_{ij}^{-1} とすると、入射光子スペクトルは、逆応答行列補正を施して、次式で求まる。

$$N_i = \sum_{j=1} M_{ij}^{-1} \times P_j$$

本研究に用いた逆応答行列は、次の仮定のもとにモンテカルロ計算によって作成された応答行列の、逆行列である。

① 入射 γ 線は、NaI(Tl) シンチレータの円筒軸に平行である。

② NaI(Tl) シンチレータの Al キャンニングの効果は無視できる。

③ 応答行列の諸性質は、以下のとおりである。

エネルギー範囲

0 ~ 9.2 MeV

メッシュの数 46
1 メッシュの幅 200 keV

逆応答行列補正で求めた入射光子スペクトルは、NaI (Tl) シンチレータが置かれた空間を横切る光子のスペクトルを意味する。したがって、この空間が空気で満たされていると仮定すれば、光子スペクトルから線量率スペクトルが求まる。線量率スペクトルに変換するには、次の式が用いられる。

$$Q_{\text{NaI},i} = k \frac{N_i \cdot E_i \cdot \mu^a(E_i) \cdot \bar{l}}{V_{\text{NaI}} \cdot t \cdot W_a} (\mu\text{R/hr})$$

ただし

$Q_{\text{NaI},i}$: 逆応答行列補正で求めた入射光子に対応する線量率 ($\mu\text{R/hr}/200 \text{ keV}$)

N_i : i 番目のヒストグラムの入射光子数

E_i : i 番目のヒストグラムの中心のエネルギー (eV)

$\mu^a(E_i)$: i 番目のエネルギーに対する空気の実吸収係数 (cm^{-1})

$\bar{l}$: シンチレータの実効長 (5.3 cm)

V_{NaI} : シンチレータの体積 (cm^3)

t : スペクトルの測定時間 (sec)

W_a : 空気の W 値 (33.9 eV)

k : イオン対・線量率換算係数 (1.72)

NaI(Tl) シンチレータの近くに、球形電離箱を配置して、 γ 線線量率の比較測定を行なった。タービン建屋 1 階では 1 l 体積の電離箱、3 階では 15 l 体積の電離箱を使用した。これらの電離箱は ^{137}Cs 線源を用いて校正されている。電離箱からの電離電流は、振動容量電位計を用いて測定した。Fig. 1 に、NaI(Tl) シンチレータと電離箱との測定の位置関係を示す。

Fig. 1 Arrangement of the NaI scintillator and the ionization chamber for measurement.

2. 測定結果および結果の考察

Fig. 2 に、タービン建屋 1 階で測定された γ 線の波高分布を示す。エネルギー分布は、7 MeV 近くまで広がっており、6.13 MeV に ^{16}N の光電ピークが、5.6 および 5.1 MeV 付近にその γ 線のシングルエスケープピーク、およびダブルエスケープピークが現われている。この ^{16}N は、1 次冷却系に含まれている ^{16}O が核反応

を経て生成された、半減期 7.4 秒の核種である。

Fig. 3 は、 γ 線の波高分布、真のエネルギースペクトルおよび線量率スペクトルを同一の図に示したものである。波高分布は、46 行 46 列の逆応答行列補正を施すために、8 チャンネルごとの計数の和を求めて 46 個のヒストグラムとなっている。これには 6.13 MeV の光電ピークも消え、連続的なスペクトルになっているが、真のエネルギースペクトルのほうには、6 MeV 付近に著しいピークが現われている。なお、この逆応答行列補正を明瞭なピークを持った波高分布に用いると、行列補正の振動効果のため、負のスペクトルが出てしまう。真のエネルギースペクトルの 8 MeV 付近で、スペクトルが負になっているのも、このためである。しかし、周囲のヒストグラムで補償されるので、全体の計数率には影響を及ぼさない。Fig. 3 中に点線で示したのが、前述の変換式を用いて求めた線量率スペクトルである。低エネルギー部分では、計数率の値が高くなっているが、線量率

Fig. 2 Gamma-ray spectrum measured at 1st floor (B) in turbine building.

の値は比較的小さい。

Table 2 は、数個所の測定点で得られた線量率、全線量率に対する 3 MeV 以上の γ 線による割合および電離箱から求めた線量率を示す。NaI(Tl) シンチレータによる線量率は、線量率スペクトルを全エネルギー領域にわたって積分して得た。本研究における測定場所では、3 MeV 以上の γ 線が全線量率の半分以上を占めている。電離箱の指示値が、NaI(Tl) シンチレータからの値より若干高くなった。この相違の原因としては、

- ① 波高分析器内の増幅器の直線性の変動
- ② 電離箱の、標準線源による較正上の問題点

Fig. 3 Observed pulse height distribution, true energy spectrum and dose rate spectrum measured at 1st floor (B) in turbine building.

③ 線量率への変換式中の実効長 ($\bar{l}$) のとり方などが考えられる。

III フィルムバッジと他の個人モニタとの測定値の比較

1. 測定条件

各種個人モニタの測定場所として、主蒸気管室、熱交換器室およびタービン建屋3階の3個所を選定した。これらの場所は、1次冷却系の近傍であるので、 ^{16}N からの 3 MeV 以上の γ 線が、全線量率のかんりの割合を占めている。

フィルムバッジ5個、ポケット線量計5個、熱蛍光線量計2個およびガラス線量計2個を1組にして、一定時間各測定場所で照射した。あらかじめ、電離箱式サーベイメータで各測定点の線量率を測定し、線量が 100 mR 程度になるように照射時間を調整した。

2. 測定結果

Fig. 4 に、各測定点における各種個人モニタの測定値を示す。すべての測定点で、フィルムバッジがポケット線量計のみならず、熱蛍光線量計およびガラス線量計に対しても、相対的に高い値を示している。

Fig. 4 Measured values obtained by various personnel monitors at some working places.

Table 2 Gamma-ray dose rates measured in turbine building.

Measuring point	Dose rate by NaI scintillator (mR/hr)	$\frac{\text{Dose rate } (>3 \text{ MeV})}{\text{Dose rate (total)}} \times 100$ (%)	Dose rate by ionization chamber (mR/hr)
1st floor A	0.583	68	0.646
1st floor B	0.651	70	0.701
1st floor C	0.760	71	0.807
3rd floor A	0.442	56	0.528
3rd floor B	0.542	56	0.610

IV バッジフィルタの効果の測定

1. 測定条件

本研究で問題にしたフィルムバッジは、広範囲用フィルムバッジといわれ、20 keV から 3 MeV までの γ 線を、 $\pm 15\%$ の精度で測定できるようになっている。相対感度の補正は、200 keV 以上については Cd と Pb を重ねたフィルタの部分の黒化度を、200 keV 以下については、さらにプラスチックフィルタと Al フィルタの部分の黒化度も用いて、行なわれている。

バッジフィルタの効果の測定場所として、3 MeV 以上の γ 線が全線量率の半分以上を占めているタービン建屋 3 階を選んだ。電離箱式サーベイメータによって線量率が測定されている地点で、Al フィルタを両面につけたフィルムバッジを 5 個 1 組にして一定時間照射し、電離箱式サーベイメータから求めた線量の値と、5 個のフィルムバッジの指示値の平均値との比を求めた。同様な測定を、両面に Pb フィルタ、Cd-Pb フィルタおよび前面に Pb、後面に Al フィルタをつけた場合についても行なった。 ^{226}Ra - γ 線を照射したときの、各種フィルタの効果についても、同様な測定を行なった。

Fig. 5 Ratio of measured values of the film badges to those of the survey meter at 3rd floor in turbine building.

2. 測定結果

Fig. 5 に、電離箱式サーベイメータによって求めた線量の値と、フィルムバッジの指示値の平均値との比を示す。 ^{226}Ra - γ 線については、この比がだいたい 1 になる。これに対して、タービン建屋 3 階における照射では、Pb のような高原子番号フィルタを用いると、フィルムバッジの平均値がサーベイメータの値の 1.5 倍以上を示す。しかし、Al のような低原子番号フィルタを用いた場合や、 γ 線の入射方向に Pb、反対方向に Al フィルタを用いた場合は、その比がほぼ 1 に近くなる。

V 考 察

Cd および Pb フィルタを用いた広範囲用フィルムバッジは、3 MeV をこえる γ 線に対して、相対的に高い感度を示す。フィルムバッジの相対感度のエネルギー依存性は、Al のような低原子番号フィルタを用いたときには、200 keV 以下で感度が高く⁸⁾、Pb のような高原子番号フィルタを用いたときには、数 MeV 以上で感度が高くなる^{9),10)}。

本研究の対象となった高エネルギー放射線場では、Fig. 3 で示したように 200 keV 以下の γ 線の成分がきわめて微量であるので、低原子番号フィルタの利用により、高エネルギー γ 線の過大評価を防ぐことができる。フィルムバッジを用いて、この放射線場の被曝管理を行なうには、

- ① 広範囲用フィルムバッジについている Al フィルタの部分の黒化度を線量評価に使用する
 - ② Al のバッジケースを用いた従来の γ 線用フィルムバッジを使用する
- の 2 つの方法が考えられる。

原子力発電所における作業環境では、3 MeV 以上の γ 線のはかに多重散乱線や、 β 核種汚染物質からの制動放射線などの低エネルギー放射線による被曝もあると考えられる。したがって、1 つの個人モニタを用いて被曝管理を行なうには、その個人モニタの相対感度を 20 keV から 10 MeV 程度まで一定にする必要がある。フィルムバッジを個人モニタとして使用するには、フィルムの前面と後面のフィルタを変化させる方法 (Fig. 5) とか、後面フィルタの効果を減少させる方法とかが考えられる。フィルムバッジ以外の個人モニタを、低エネルギー γ 線と高エネルギー γ 線が混在した放射線場で使用するには、3 MeV 以上の γ 線に対する相対感度を、さらに検討する必要がある。

ICRP Publication 12¹¹⁾ で、個人モニタリングは「作業者個人が着用した装置による測定およびその解釈、…

…、そのような測定が、体内の特定器官や組織に対する全線量……などの推定値を与えることを意図している場合をいう」と記載されている。これは、個人モニタリングが、個人モニタの測定値から臓器線量を推定することであると解釈してよいであろう。

したがって、個人モニタリングの精度は、

(i) 個人モニタ自体の測定精度

(ii) 個人モニタの指示値から臓器線量を評価する際の精度

によって決まる。通常1つの線量計の指示値を、身体の上すべての臓器線量としているため、低エネルギー γ 線の場合には¹²⁾、(ii)の精度が悪くなる。高エネルギー γ 線による全身均等被曝の場合は、低エネルギー γ 線の場合に比べると、個人モニタの指示値と臓器線量との差が少ない。したがって個人モニタリングの精度は、個人モニタ自体の測定精度に依存する割合が大となり、個人モニタの精度が重要な意義を持つ。

広い線束の高エネルギー γ 線にさらされると、全身の組織および臓器がほぼ均等に被曝される事態が生ずる。ICRP Publication 9¹³⁾では、個々の臓器の線量限度について述べている。しかし、ICRP Publication 14¹⁴⁾では、すべての臓器が均等に被曝するときは、被曝の危険が各臓器のうける危険の和になるという考え方を採用し、全身均等被曝の線量限度として、赤色骨髓に対する値より小さな値を導出している。

以上の2点、すなわち(1)個人モニタの測定精度が個人モニタリングの精度を左右する程度が大であること、(2)ICRP Publication 14¹⁴⁾の考え方を参考にすると、線量限度低減の必要性が今後問題となる可能性が大きいことから、高エネルギー γ 線用の個人モニタの測定精度の向上が重要であると考えられる。

VI 結 論

原子力発電所内の作業環境において、 γ 線線量率スペクトルを測定し、フィルムバッジが他の個人モニタより相対的に高い値を示す原因について考察し、さらに高エネルギー γ 線に関する個人モニタリングについて、若干の検討を加えた。その結果、次の知見を得た。

(1) 本研究で対象にした作業環境では、 γ 線線量率の半分以上が、3 MeV以上のエネルギーのものによって占められている。

(2) Cd および Pb フィルタ部分の黒化度をもとにして線量評価を行なう広範囲用フィルムバッジは、高エネルギー γ 線場において、他の個人モニタより相対的に高い指示値を示す。

(3) 本研究で対象にした作業環境では、Al フィルタを用いたフィルムバッジを使用して、個人被曝管理を行なうことが可能である。

(4) 高エネルギー放射線場の個人モニタリングに関しては、個人モニタの測定精度の向上が重要な課題である。

本研究は、日本原子力発電株式会社の協力を得て行われた。研究に際しての討議に加わられた関係者各位、ならびに、その実施に関して協力をおしめなかった同社敦賀発電所の各位に深く感謝する。なお、 γ 線スペクトルの解析に関するご教示をいただいた名古屋工業技術試験所の湊進氏にお礼申し上げる次第である。

参 考 文 献

- 1) 平沢悠紀, 亘 恒男, 水落正志; 保物協第6回研究発表会口頭発表 (1971).
- 2) P.D. HOLT and J.A.B. GIBSON; *J. Nucl. Energ. Parts A/B*, **19**, 17 (1965).
- 3) 中島敬行ほか; 日本原子力学会誌, **12**, 577 (1970).
- 4) 平沢悠紀, 亘 恒男; フィルムバッジニュース, (39), 2 (1971).
- 5) 兵藤知典; “放射線遮蔽入門”, p. 187 (1966), 産業図書, 東京.
- 6) 湊 進, 川野 実; 応用物理, **39**, 272 (1970).
- 7) S. MINATO and M. KAWANO; *J. Nucl. Sci. Technol.*, **7**, 401 (1970).
- 8) フィルムバッジニュース, (35), 11 (1970).
- 9) P.D. HOLT; *Phys. Med. Biol.*, **10**, 345 (1965).
- 10) M.J. HEARD and B.E. JONES; Symposium on Personnel Dosimetry Techniques for External Radiation, Madrid (OECD), 89 (1963).
- 11) General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, A Report by Committee 4 of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 12 (1968), Pergamon Press, Oxford.
- 12) A.R. JONES; *Health Phys.*, **12**, 663 (1966).
- 13) Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 9 (1965), Pergamon Press, Oxford.
- 14) Radiosensitivity and Spatial Distribution of Dose, Reports Prepared by Two Task Groups of Committee 1 of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 14 (1969), Pergamon Press, Oxford.