研究論文

531. 高速中性子束測定用 ^{232}Th 小型核分裂計数管加藤 英 正^{*†}

(1970年 2月20日 受理)

A ^{232}Th Miniature Fission Counter for Fast Neutron Flux Measurements

By Hidemasa KATO

A ^{232}Th miniature fission counter probe was perfected with use of the Th depositing technique. A sensitivity of approximately 1×10^{-6} counts/n/cm² was obtained for reactor fast neutron flux with a typical cylindrical counter (6 mm O.D., 10 mm sensitive length). The counter was applied to the measurement of the fast neutron flux distribution within a research reactor core. The fast neutron flux distribution thus measured with the counter provided results identical with that obtained from the activation of threshold foils. Depleted U fission counters with Cd-cover have in the past been used for fast neutron flux measurements. The ^{232}Th fission counter can, however, be used without Cd-filter, with excellent resolution of thermal and epithermal neutrons.

I. 緒 言

原子炉内の中性子束を測定する核分裂計数管の中性子受感物質としては、熱中性子用として ^{238}U , ^{235}U , ^{239}Pu , 高速中性子用として ^{232}Th , ^{234}U , ^{238}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{240}Pu , ^{241}Am などが考えられ、通例よく使用されているのは ^{235}U , ^{238}U である。 ^{235}U は熱中性子用として、 ^{238}U は高速中性子測定用⁽¹⁾として使用されている。

高速中性子束を測定する場合、 ^{238}U の高純度のものが得難く、普通入手できるものは劣化Uで ^{235}U が混入している。そのため、高速中性子のみを測定したい場合には、熱中性子をさえぎるために Cd または B で計数管を覆って使用せねばならない。Cd の使用は熱中性子の遮蔽に有効であるが、炉心内の中性子束分布を乱すおそれがある⁽²⁾。そこで、 ^{232}Th が 1.2 MeV に核分裂のしきい値をもつことに着目し、 ^{232}Th の電鍍法を試み、Cd の被覆を必要としない ^{232}Th 沈着の小型核分裂計数管を試作した。天然の Th 中の ^{232}Th の存在比は 100% であり、市販品を使用できる利点がある。

本報告は、試作した ^{232}Th 小型核分裂計数管について、Th の電鍍技術を中心とする製作過程、計数管の特性、研究用原子炉の炉心内の高速中性子束分布の測定に使用した結果を報告する。

II. 製作過程

1. 計数管の仕様および構造

Table 1 に試作した核分裂計数管の仕様とその特性を示す。

特性比較のために、核分裂性物質として ^{232}Th のほかに、93% ^{235}U および天然Uを使用し、同軸円筒型および平行板型の形状の計数管を製作した。別に核分裂以外の原因による計数を調べるために、核分裂性物質を沈着しない計数管も同時に製作した。同軸円筒型計数管の構造を Fig. 1 に示す。

円筒型計数管の構造は以下の点を考慮して決めた。

- (1) 臨界集合体の実験時や原子炉の特性試験時に、計数管を燃料集合体間に挿入して炉心内中性子束分布を測定できるようにするため、形状を小型(外径 6 mm)にする。同時にγ線に対する感度を低下させる。
- (2) 構造材には中性子吸収断面積の小さい材質を用い、計数管を挿入したための中性子束の歪を小さくする。

* 日立製作所中央研究所王禅寺支所 (Nucl. Energy Div., Central Res. Lab., Hitachi Ltd.)

† 現在、動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor & Nucl. Fuel Development Corp.)

Table 1 Characteristics of fission counter

Structure	Cylinder type			Parallel plate type	
Fissile material	^{232}Th	^{235}U	Natural U	^{232}Th	^{235}U
Enrichment		93%			93%
Chemical form of deposition	Th_2O_3	U_3O_8	U_3O_8	Th_2O_3	U_3O_8
Thickness of deposition	2 mg/cm ² deposited on cathode			0.5 mg/cm ² deposited on cathode	
Neutron sensitive region	5.6 mm ϕ × 10 mm			4 mm in diameter	
Counter size	Outside diameter 6 mm Sensitive length 10 mm			Diameter 18 mm Thickness 8 mm	
Filling gas	2 kg/cm ² (abs.), Ar+N ₂			2 kg/cm ² (abs.), Ar+N ₂	
Neutron sensitivity (counts/n/cm ²)	1 × 10 ⁻⁶ for fast neutron (>1.2 MeV)	2 × 10 ⁻³ for thermal neutron	2 × 10 ⁻⁵ for thermal neutron	3 × 10 ⁻⁸ for fast neutron (>1.2 MeV)	1.5 × 10 ⁻⁴ for thermal neutron
Plateau	2%/100V at 200~500V			1%/100V at 200~500V	
Rise time of pulse	Rise time < 0.4 μsec Pulse height ~ 100 μV			Rise time < 0.4 μsec Pulse height ~ 200 μV	
γ -ray sensitivity	< 10 ⁻⁴ cps/R/hr			< 10 ⁻⁴ cps/R/hr	
Insulation resistance(Ω)	> 10 ¹¹	> 10 ⁹	> 10 ¹¹	> 10 ¹¹	> 10 ¹⁰

Fig. 1 ^{232}Th fission counter

(3) 波高特性を良好にするために陰極のみに核分裂性物質を沈着させる。

(4) 水中で使用できるように水封構造にする。

2. Th の電鍍

Th を高速中性子受感物質として計数管の電極円筒に沈着させるため電鍍方法を試み, Ni またはステンレス鋼製の円筒の内面に Th_2O_3 の沈着膜を形成することができた。以下にその方法を述べる。

まず, ^{232}Th を電鍍すべき内径 5.4 mm の SUS 27 の円筒(計数管陰極円筒)を電鍍に先立って脱脂洗浄と酸洗いを行い⁽³⁾, さらに絶縁処理をした。絶縁処理は被電鍍面以外への Th の電鍍をさけるためで, 酸洗後充分水洗した円筒を恒温槽に入れて完全に乾燥させた後, 被電鍍面以外のすべてに絶縁塗料を塗布した。電

鍍後その塗料被膜を完全に除去する必要があるため, 絶縁塗料としてビニライトをメチルエチルケトンに溶解したストリッププル絶縁塗料を用いた。ついで, 絶縁処理をした円筒に ^{232}Th を電鍍した。電鍍液はシュウ酸アンモニウムの水溶液中に硝酸トリウムを溶解したものを使用した。硝酸トリウムの量は Th の電鍍量に応じて増減すればよい。白金線を陽極とし円筒を陰極にして, 電鍍液温度一定で攪拌しながら電鍍した。電鍍防止用の絶縁塗料をはぎとり水洗して電鍍作業を完了させた。電鍍面は Th の沈着程度の進行につれ

Fig. 2 γ -ray energy spectrum of ^{232}Th -deposited cylinder

て、 Th_2O_3 の白色を呈した。なお、Th の沈着を確かめるために、電鍍した円筒を $^{229}\text{NaI}(\text{TI})$ ウェル型クリスタル中に挿入し、256チャンネル波高分析器でThの γ 線を測定した。Fig. 2 は電鍍した円筒の γ 線を15 min 間計測したものである。

このスペクトルは Th (市販の Th_2O_3 粉末) の γ 線スペクトルに一致した。Th の沈着量は、電鍍前後の電鍍液の α 放射能の比をガスフロー計数装置で測定して求めた。Table 2 に電鍍例を示す。この電鍍例では43%の電鍍効率が得られた。

Table 2 Example of ^{232}Th deposition for fission counter

Original electrolyte (Liquid volume 10 cc was used)	
$(\text{NH}_4)_2\text{C}_2\text{O}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ 0.2 mole solution	
$\text{Th}(\text{NO}_3)_4 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ 50 mg/10 cc	
α counting rate 2,260 counts/30 min/0.1 cc	
Background counting rate 63 counts/30 min [†]	
Remaining electrolyte	
α counting rate 4,171 cpm/10 cc	
Efficiency of deposition 43%	
Deposited quantity	Th_2O_3 9.85 mg ^{232}Th 8.95 mg
Deposited thickness	$\text{Th}_2\text{O}_3 \sim 2 \text{ mg/cm}^2$

[†] Counting time

3. ガス充填

充填ガスについては、以前に試作した核分裂計数管の経験⁽⁴⁾⁽⁵⁾にない、電子のドリフト速度を大きくし⁽⁶⁾、パルスのライズタイムを小さくするとともに、電子の付着確率を小さくし、良好なプラトー特性を得るために、高純度 Ar に少量の N_2 を混入して使用した。また、信号対雑音比を良好にするため、核分裂破片の飛程と電極間隙の大きさを考慮し、ガスの充填圧力を $2 \text{ kg/cm}^2(\text{abs.})$ とした。

4. 波高分布

計数管の信号対雑音比を良好にするために、核分裂性物質は計数管の陰極面のみに沈着した。これは電子捕集型として使用する際、パルスの波高値がイオン対の発生場所に依存するためである⁽⁷⁾。Fig. 3 に平行板型計数管について陰極沈着と陽極沈着のパルス波高分布の計算による比較を示す。この計算では、パルス波高分布への陽イオンドリフトの寄与を無視し、核分裂破片の比電離能は飛跡の初めが最大で、飛跡に沿って直線的に減少するものとした⁽⁸⁾。計算のパラメータに核分裂破片の飛程 S_0 と電極間隙 d の比をとり、 S_0/d :

Fig. 3 Comparison of pulse height distribution with cathode coatings and anode coating

$d=1:1, 2:1, 5:1$ について計算した。

Fig. 3 は計数値 $N(E)$ と波高値 E との関係を示す。計算の規格化条件として、 $\int_0^1 N(E)dE=1$ とした。Fig. 3 は陽極沈着の場合にはパルス波高値が零から分布するのに対し、陰極沈着の場合には、ある波高値より小さいパルスは生じないこと、および S_0/d を大きくすると、 γ 線のパイルアップの確率を減らすのに有効であるが⁽⁹⁾、波高分布が波高値の小さい方へ広がるので、 S_0/d をあまり大きくすることは好ましくないことを示す。円筒型計数管の場合も定性的に同様なことがいえる。なお、Th の沈着厚みは、核分裂破片の自己吸収により信号対雑音比が小さくならない範囲で高速中性子に対する感度を大きくするために、厚くすることができる。 Th_2O_3 沈着膜中の核分裂破片の飛程は約 10 mg/cm^2 なので、沈着厚みは沈着層を斜めに通過する核分裂破片も考慮に入れ、最大 2 mg/cm^2 程度が適当である。

Ⅲ. 計数管の特性

試作した ^{232}Th 核分裂計数管の主な特性は Table 1 に示したとおりである。ここで、計数管の特性測定のため、研究用原子炉 HTR⁽⁹⁾ の炉心部を高速中性子源として使用した。パルス波形のライズタイムは前置増幅器(ライズタイム約 $0.3 \mu\text{sec}$)を通した後で $0.4 \mu\text{sec}$ であった。Figs. 4, 5 にそれぞれ試作した平行板型および円筒型の ^{232}Th 核分裂計数管の波高分布特性を示す。パルス波高値は、ケーブル10mを接続して使用した時、入力換算で約 $100 \mu\text{V}$ であった。パルス波高

Fig. 4 Pulse height distribution (differential) and integral bias curve of parallel plate type fission counter with ^{232}Th depositing on cathode

Fig. 5 Integral curve of pulse height distribution of ^{232}Th fission counter (cylinder type)

値に関しては、検出器本体の容量 (5 pF) に対しケーブルの容量 (100 pF/m) が大きく影響し、ケーブルが 5 m になれば容量が約 $\frac{1}{2}$ になるので波高値は約 200 μV になる。

Fig. 6 に ^{232}Th 核分裂計数管のプラトー特性を示す。得られたプラトーは円筒型の場合、使用電圧 300 ~ 500 V に対し 2%/100 V である。

Fig. 7 に ^{232}Th 核分裂計数管の計数率の炉出力に対する直線性を示す。横軸は原子炉 HTR の出力を示し、炉出力 100 W は 1.2 MeV 以上の速中性子束密度約 $2 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ に相当する。Fig. 7 は計数管の計

Fig. 6 Plateau curve of ^{232}Th fission counter

Fig. 7 Linear relationship between reactor power and counting rate obtained with ^{232}Th fission counter

数率と炉出力の比例性が 0.3 W (速中性子束 $6 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$) から 1 kW (速中性子束 $2 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$) の測定範囲内で約 $\pm 3\%$ 以内にあることを示す。

IV. 高速中性子束分布測定例

試作した ^{232}Th 核分裂計数管と、比較のために作成した Table 1 の特性を有する 93%濃縮 ^{235}U および天然 U 核分裂計数管とを使用して、HTR 炉心内の速中性子束および熱中性子束分布を測定した。Fig. 8 に

Fig. 8 Vertical neutron flux profiles measured by ^{232}Th , ^{235}U , natural U, fission counters in HTR core

^{232}Th , 93% ^{235}U および天然 U の核分裂計数管による HTR 炉心中央部(中央燃料集合格子中心)の垂直方向(軸方向)の高速中性子束分布と熱中性子束分布の測定結果を示す。

この測定時の炉出力は ^{232}Th , 93% ^{235}U , 天然 U 核分裂計数管に対し, それぞれ 100 W, 50 mW, 2 W である。93% ^{235}U および天然 U 核分裂計数管の場合には, 実質的に熱中性子束分布を測定していることになるので, 燃料棒上下の反射体効果が顕著にあらわれているが, ^{232}Th 核分裂計数管で測定した分布は, Fig. 9 に示すように, 高純度(99.99%) Al 箔, Cd 被覆 Ni 箔をしきい検出箔に使用した $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$, $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 反応にもとづく速中性子束分布の測定結果に一致した。これは, ^{232}Th 核分裂計数管が高速中性子のみに感じ, 熱中性子および熱外中性子の影響を受けないためである。また, ^{232}Th 核分裂計数管と $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 反応を使用した高速中性子束分布の測定結果に有意な差が認められないことは, 高エネルギー γ 線(>5.3 MeV)による ^{232}Th の光核分裂¹⁰⁾の関与が ^{232}Th の高速中性子核分裂に比べて小さいことを間接的に示すものと考えられる。

Fig. 9 Distribution of reaction rates measured by ^{232}Th -fission, $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$, $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$, sub- and epi-Cd $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ ^{198}Au reactions in HTR core

V. 検 討

1. 高速中性子束に対する感度

HTR を利用して, ^{232}Th 核分裂計数管の高速中性子束(1.2 MeV 以上)に対する計数効率を検討した。計数効率を求めるためには, 高速中性子束の絶対値およびそのスペクトルがわかっている必要がある。

3 群理論による速中性子群 (0.18~10 MeV) の方程式

$$-D_1 \nabla^2 \phi_1 + \Sigma_1 \phi_1 = \varepsilon \nu \Sigma_f \phi_3 \quad (1)$$

において, $\nabla^2 \phi_1 = -B^2 \phi_1$ とおくと, 速中性子束は近

似的に次式で表わされる。

$$\phi_1 = \frac{\varepsilon \nu \Sigma_f}{D_1 B^2 + \Sigma_1} \phi_3 \quad (2)$$

ただし, ν : ^{235}U の核分裂当りに発生する中性子数, ε : 高速核分裂効果, Σ_f : 炉心部の平均の核分裂断面積, D_1 : 速中性子に対する拡散係数, B^2 : バックリング, Σ_1 : 速中性子に対する除去断面積, ϕ_3 : 熱中性子束

(2)式に以下の数値を代入すると,

$$\nu = 2.47 \pm 0.03, \quad \Sigma_f = 5.03 \times 10^{-2} \text{ cm}^{-1}$$

$$\varepsilon = 1.014, \quad D_1 = 1.59 \text{ cm}$$

$$\Sigma_1 = 0.0572 \text{ cm}^{-1}, \quad B^2 = 0.0107 \text{ cm}^{-2}$$

$$\therefore \phi_1 = 1.70 \phi_3 \quad (3)$$

となる。

炉中心の水中における熱中性子束 ϕ_3 は, sub-Cd Au 箔の β - γ 同時計数法の測定から炉出力 100 W において $2.39 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ である。したがって, 熱出力 100 W における炉中心の速中性子束 ϕ_1 は $4.06 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ となる。

速中性子スペクトルは, モレおよび H 以外の散乱を無視して, 次式で近似する。

$$\phi(u) = \frac{S(u)}{\Sigma_{sH}(u)} + \int_0^u \frac{S(u') du'}{\Sigma_{sH}(u)} \quad (4)$$

ただし, $S(u)$: 核分裂スペクトル

$$S(E) = A e^{-E} \sinh \sqrt{2E}, \quad (E \text{ は MeV 単位}) \quad (5)$$

ただし, $\Sigma_{sH}(u)$: H の巨視的散乱断面積,

u : レサジー

^{232}Th は 1.2 MeV にしきい値を有する。1.2 MeV 以上の高速中性子束密度は(4)式を用いて数値積分を実行することにより, 次のように求められる。

$$\phi(>1.2 \text{ MeV}) = \phi_1 \cdot \frac{\int_{1.2}^{\infty} \phi(u) du}{\int_0^{\infty} \phi(u) du} = \phi_1 \times 0.554 \quad (6)$$

^{232}Th 小型核分裂計数管の計数率は, ディスクリレベルによって多少異なるが, Fig. 5 の波高分布曲線のディスクリレベル 10 V の場合に, 炉心中心の水中(中央燃料集合格子の中心)において, 炉出力 100 W の時に $1.72 \times 10^6 \text{ cpm}$ であった。

したがって, ^{232}Th 小型核分裂計数管の 1.2 MeV 以上の中性子束に対する計数効率は次のようになる。

$$\begin{aligned} &^{232}\text{Th} \text{ 計数管の計数効率} \\ &= \frac{\text{計数率}}{1.2 \text{ MeV 以上の中性子束密度}} \end{aligned}$$

$$= \frac{1.72 \times 10^5}{\phi_1 \times 0.554 \times 60} \\ = 1.3 \times 10^{-6} \text{ counts/n/cm}^2 \quad (7)$$

一方、計数管に沈着している ^{232}Th の量から、 ^{232}Th が核分裂を起す割合を求め、以上に得た計数効率と比較する。 Th の核分裂が 100% 計数されると仮定すると、計数効率は次式で表わされる。

$$\text{計数効率} = \frac{N_{\text{Th}} \cdot \int_{2.1}^0 \sigma_F(u) \phi(u) du}{\int_{2.1}^0 \phi(u) du} \quad (8)$$

ここで、 N_{Th} : Th の原子数

σ_F : Th の核分裂断面積

計数管に沈着されている ^{232}Th の量は 8.95 mg (Table 2) である。したがって、 Th の原子数 $N_{\text{Th}} = 2.32 \times 10^{19}$ 、 ^{232}Th の核分裂断面積⁽¹¹⁾ および(4)式の $\phi(u)$ を用いて、(8)式の値を数値計算により求めると、次のようになる。

$$\text{計数効率の計算値} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ counts/n/cm}^2 \quad (9)$$

(7)式の実測値と(9)式の計算値とを比較した場合、実測値は計算値に対して約30%小さいが、計算の簡略化およびディスクリレベル以下の計数落しなどを考慮すれば、満足すべき一致であると考えられる。

2. Th の核分裂以外の原因による計数

Th の核分裂以外の原因による計数を調べるため、構造および充填ガスなどを同一条件にし、核分裂性物質を沈着していない計数管を同時に作成して、その特性を測定した。

中性子受感物質を沈着しない計数管を炉心部の中心に挿入し、ディスクリレベルなどを同じ条件にして計数した場合、炉出力 1 kW において 119 cpm、炉出力 5 kW において 737 cpm の計数があった、これは Th 核分裂計数管の計数値の 0.03% に相当する。したがって、 ^{232}Th の核分裂以外の計数は高速中性子束測定に対し実際上問題にならない程度に小さいことが確認された。

^{232}Th が中性子を吸収して ^{233}U に変換されるために生ずる影響を次節で考察する。

3. ^{233}U の核分裂の影響

^{232}Th 核分裂計数管を熱中性子炉(高速中性子と熱中性子の混在状態)で使用する場合は、 ^{232}Th の中性子吸収による ^{233}U の生成を考慮する必要がある。

^{233}U の生成を次式で概略計算して、 ^{233}U の核分裂の影響を考察する。

$$\frac{dN_{233}}{dt} = -N_{233}(\sigma_{233}^a \phi_3 + \sigma_{233}^f \phi_3) \quad (10)$$

$$\frac{dN_{233}}{dt} = -N_{233}\sigma_{233}^a \phi_3 + N_{233}\sigma_{233}^f \phi_3 \quad (11)$$

(10), (11)式を初期条件 $t=0$ で $N_{232} = N_{232}^0$, $N_{233} = 0$ および実際問題(熱中性子炉の場合)として、

$$\sigma_{232}^f \phi_1 < \sigma_{232}^a \phi_3 < \sigma_{233}^f \phi_3$$

の関係を考慮して解くと、

$$N_{232} \doteq N_{232}^0 \exp(-\sigma_{232}^a \phi_3 t) \quad (12)$$

$$N_{233} \doteq N_{232}^0 \cdot \frac{\sigma_{232}^f}{\sigma_{233}^f} \cdot \{\exp(-\sigma_{232}^a \phi_3 t) - \exp(-\sigma_{233}^f \phi_3 t)\} \quad (13)$$

したがって、 ^{233}U の熱中性子による核分裂の関与は、 ^{232}Th の高速中性子核分裂に対する比で表わすと次のようになる。

$$\frac{N_{233}\sigma_{233}^f \phi_3}{N_{232}\sigma_{232}^f \phi_1} \doteq \frac{\sigma_{232}^f}{\sigma_{232}^a} \cdot \frac{\phi_3}{\phi_1} \{1 - \exp(-\sigma_{233}^f \phi_3 t)\} \quad (14)$$

(14)式において、以下の断面積および中性子束の条件

$$\sigma_{232}^a = 7.56 \text{ barn}, \quad \sigma_{232}^f = 0.1 \text{ barn},$$

$$\sigma_{233}^f = 527 \text{ barn}$$

$$\phi_3 \doteq \phi_1 (\text{熱中性子炉の 1 例として仮定})$$

を考えると、 ^{233}U の核分裂が ^{232}Th の核分裂に対し 5% に達する中性子束積分量は

$$\phi_3 t \doteq 10^{16} \text{ n/cm}^2$$

となる。したがって、 ^{232}Th 核分裂計数管を高い熱中性子束密度の場合 ($\phi \geq 10^{11}$) で照射することは高速中性子用計数管としての特性を劣化させるので留意する必要がある。

4. 転換型検出器⁽¹²⁾としての考察

以上から、さらに次のことが考察される。 ^{232}Th は熱中性子を吸収して ^{233}U を生成するが、 ^{232}Th の中性子の吸収断面積は ^{235}U の核分裂断面積に比べて小さいので、このことを利用して、 ^{235}U 核分裂計数管(または電離箱)に比べ、核分裂物質の損耗量の少ない(寿命の長い)炉内検出器を製作できることが考えられる。たとえば、熱中性子束密度と高速中性子束密度が同程度の大きさの熱中性子炉の炉内での使用を考えると、最初は速中性子を検出することになるが、中性子照射積分量が 10^{19} nvt 程度に達すると、速中性子と熱中性子に対する感度が同程度になり、中性子束積分量が 10^{20} nvt 以上では実質的に熱中性子検出器となり、以後 ^{232}Th の損耗によって感度が $\frac{1}{2}$ に低下するまでの中性子束積分量は約 10^{23} nvt と計算される。これは従来の ^{235}U 検出器に比べて寿命が相当大きくとれる点で注目される。

Ⅶ. 結 言

以上に、高速中性子束の測定を対象として試作した²³²Th 核分裂計数管について、Th の電鍍方法、計数管の特性および使用結果を報告した。

²³²Th 核分裂計数管は、試作の円筒型のもの(外径6 mm, 中性子受感部長さ10 mm)について、高速中性子(1.2 MeV 以上の核分裂スペクトル)に対し、 10^{-6} counts/n/cm² 程度の感度が得られた。

試作した²³²Th 小型核分裂計数管を研究炉の炉内高速中性子束分布の測定に使用した結果は、しきい箔を使用した結果と一致し、²³²Th 小型核分裂計数管が炉内高速中性子束測定用として、劣化U使用の核分裂計数管にくらべ、Cd 被覆のわずらわしさをなしに実用できることを示した。

終りに、本研究の計数管の Th の電鍍および原子炉 HTR の使用による計数管の特性測定に際し、東京原子産業研究所の多大なご協力を得た。また、計数管の組立と溶接は日立製作所茂原工場で実施して頂いた。ここに記して感謝の意を表する。

— 参 考 文 献 —

- (1) HICKMAN, G.D.: *Nucl. Instrum. Methods*, **13**, 190 (1961).
- (2) PRICE, W.J.: "*Nuclear Radiation Detection*", (1958), McGraw-Hill Book Co., New York.
- (3) 加藤英正, 中山昌一: トリウムの電鍍方法, 特許公報 昭39-22104.
- (4) 加藤英正, 中山昌一, 太組健児, 他: 本会昭38年会要旨集, C8, 106 (1963).
- (5) 田口 正雍, 加藤英正, 中山昌一: 本会昭40年会要旨集, F46, 310 (1965).
- (6) 木村一治, 大宰恒吉, 佐々木 寛: "放射線とその測定", (1956), 技報堂.
- (7) ROSSI, B., STAUB, H.: "*Ionization Chambers and Counters*", (1949), McGraw-Hill Co.
- (8) MCKENZIE, J.M.: *Nucleonics*, **17**, 60 (1959).
- (9) "IAEA's Directory of Nuclear Reactors", **VI**, 35 (1966).
- (10) KOCH, H.W., McELHINNEY, J., GASTEIGER, E.L.: *Phys. Rev.*, **77**, 320 (1950).
- (11) HUGHES, D.J., SCHWARTZ, R.B.: *BNL-325*, (1958).
- (12) PHILLIPS, L.E.: *Reactor Fuel-Process. Technol.*, **12**[2], 195 (1966).

☆ 本 誌 投 稿 の 手 引 ☆

- 一般投稿は研究論文・技術報告・資料・ショートノート・私のノートから・談話室を原則とし、必ず会員の資格を有する。
- 掲載範囲は、原子力研究に関連する凡ゆる部門を含め、とくに限定しない。内容はオリジナルなものに限る。
- 刷上り6頁(ショートノートは2頁)以内は無料(有料頁は1頁6,000円)とする。和文は「会誌」に、欧文は Journal に掲載される。
- 必ず所定の原稿用紙(480字詰約4枚で1頁)を使用し、投稿規程に従って執筆する。ただし、欧文は、正副2通をタイプ用紙に、2段送り1枚約25行にタイプする(約3枚で1頁)。和・欧文とも所定の原稿表紙(無料)を添付する。図面はそのまま製版できるよう必ず墨入れトレースする(鮮明なゼロックス可)。
- 投稿希望者は事務局へ連絡すれば、原稿用紙(30枚綴1冊100円, 千45円)および投稿規程を送付する。
- 和・欧文を問わず表題・抄録・所属機関名などを和・英両文で正確に書いて添付する。
- 別に締切り日は設けない。原稿は当該分野担当の査読委員および編集委員の査読に回わり、次回以後の編集委員会において採否を決定する。査読通過および掲載巻号は決定次第通知される。
- 論文は査読通過後の受理順に掲載される。(掲載まで欧文約2~3ヵ月, 和文約4~5ヵ月)
- 別刷は掲載論文1篇につき30部まで無料で送付する(30部以上希望の時は、実費1部につき、50~100部で4頁以内50円, 5~8頁60円程度)。
- 査読・審議の結果、内容の訂正、文章の短縮、または図面の書き直しを要求されたり、時には掲載を遠慮いただく場合があるので、予めご了承願いたい。
- 欧文の修文・添削についてはすべて著者負担とする。(和訳を要求される場合もある)
- 訂正のため返却した原稿は6ヵ月以内に再提出しないと撤回とみなされる。
- 私のノートから・談話室欄(1~2頁)には、随時、随意に気軽な寄稿を歓迎する。
- その他、詳細は事務局へお問合せ下さい。