

臨界事故時における被曝線量評価法に関する調査(I)
(受託調査)

1988年3月

日本原子力研究所

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
技術協力部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to: Technical Evaluation and Patent Office, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo 107, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

臨界事故時における被曝線量評価法に関する調査(I)

東海研究所保健物理部線量計測課

南 賢太郎・吉澤 道夫・村上 博幸

関 武雄・沼宮内 弼雄

(1988年3月)

臨界事故時における作業者の高い中性子被曝線量を評価する方法には、各種の放射化箔を組み合わせたしきい値線量計を用いる方法、作業者の着用物及び人体組織の放射化を利用する方法がある。本調査では、1) 人体組織の放射化を利用した線量評価の方法等の文献調査および作業者の着用物、血液、頭髪等の放射化実験、2) しきい値線量計の感度の評価及び原子炉による中性子照射実験、を実施した。中性子照射には、JRR-4を利用した。その結果、1) では、被曝評価に有効と考えられる物や核反応が得られ、2) では、しきい値線量計の誘導放射能と曝射中性子フルエンスの関係が明らかになった。

目 次

1. 緒 言	1
2. 臨界事故時における作業者の放射化に関する調査	2
2.1 調査内容	2
2.2 調査方法および結果	3
2.2.1 文献調査結果	3
2.2.2 実験方法および結果	4
2.3 検 討	5
2.3.1 γ 線エネルギースペクトル分析結果について	5
2.3.2 作業者着用物等の被曝線量評価への適用の可能性について	6
2.4 結 論	6
2.5 今後の課題	6
3. しきい値線量計の基礎特性調査	7
3.1 しきい値線量計の構成	7
3.2 誘導放射能と中性子フルエンスの関係	7
3.2.1 中性子エネルギー群と中性子フルエンス (率)	7
3.2.2 誘導放射能と中性子フルエンスとの関係式	9
3.2.3 各エネルギー領域における放射化断面積	10
3.2.4 しきい値線量計の感度	12
3.2.5 検 討	13
3.3 しきい値線量計の JRR-4 による照射実験	14
3.3.1 照射方法	14
3.3.2 照射条件	14
3.3.3 誘導放射能の測定	14
3.3.4 照射直後の誘導放射能の計算	15
3.3.5 検 討	16
3.4 結 論	17
謝 辞	19
参考文献	19

1. 緒 言

本報告書は、動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所より受託した調査項目「臨界事故時における被曝線量評価法に関する調査(I)」に関する成果を記載したものである。以下に、契約の概要を示す。

1) 題 目

臨界事故時における被曝線量評価法に関する調査(I)

2) 調査項目

臨界事故時における被曝線量評価を目的とし、作業者の着用物及び人体組織の放射化について評価する。また、臨界事故時の中性子線量を評価するため核燃料使用施設内に設置するしきい値線量計の特性を調査するとともに線量評価システムを確立するための基礎資料を得る。

3) 調査範囲

- (1) 臨界事故時における作業者の放射化に関する調査
- (2) しきい値線量計の特性調査
- (3) 報告書の作成

4) 調査内容

- (1) 臨界事故時における作業者の放射化に関する調査
臨界事故時における被曝線量評価のため、作業者の着用物及び頭髮、血液等の人体組織の放射化物について原子炉を用いて調査する。
- (2) しきい値線量計の基礎特性調査
原子炉を用いしきい値線量計を照射し、中性子曝射線量と生成放射能の関係を明らかにする。
- (3) 成果の報告
上記(1)(2)の実施によって得られた成果をまとめて報告する。

5) 契約期間

昭和62年6月1日より昭和63年3月31日

6) 実施場所

日本原子力研究所・東海研究所・保健物理部・線量計測課

プルトニウム燃料製造施設等の核燃料施設では、臨界事故を防ぐため種々の対策がなされているが、万一臨界事故が生じた場合、作業者の被曝線量の評価を迅速に精度良く行なう必要がある。しかし、臨界事故時の線量評価においては、高被曝線量が予想されるため、通常の個人被曝線量計では性能的に問題がある。そのため、動力炉・核燃料開発事業団では、固定式臨界事故時線量計や臨界ベルトなどの放射化箔を利用したしきい値線量計により線量評価を行なうこととしている。しかし、放射化箔の検出感度等の基礎特性が明確でないとともに、中性子フルエンスや被曝線量の評価法が十分ではない。

そこで、放射化断面積等のデータから、しきい値線量計の感度を評価した。さらに、JRR-4を用いて実際に中性子照射を行なって評価した感度を検証し、中性子曝射線量と生成放射能の関係を明らかにした。

さらに、他の被曝線量評価法として有効と考えられる、作業者の着用物や人体組織の放射化等を利用する方法について、文献調査及び原子炉を用いた放射化実験を実施した。

以下、これらについて報告する。

2. 臨界事故時における作業者の放射化に関する調査

臨界事故時における作業者の被曝線量は、一般に、個人線量計や臨界事故時用個人被曝線量計¹⁾（以下臨界ベルトと呼ぶ）などにより測定評価される。しかしながら臨界事故時に予想される線量のレベル（250 mGy～10 Gy）²⁾を考慮すると、日常管理レベルの線量を主な測定対象としている個人線量計では性能的に問題がある。また臨界ベルトは、中性子線量評価にきわめて有効であるが、同ベルトを着用していなかった場合や臨界発地点と作業者の位置関係等により同ベルトの着用位置がその作業者の被曝を代表していない場合も起こり得るため、それだけでは必ずしも十分とは言えない。また、臨界事故時の作業者の被曝線量は、作業者の被曝位置の特定と遮蔽物の有無などに大きく依存するため、固定式のモニタ類のデータから判断することも多くの場合困難を伴う。

このようなことから、上記に述べた方法に加えて、作業者個人の着用物や人体組織自身から作業者の被曝線量に関する情報を得ることは、きわめて重要であるといえる。今回の調査では、作業者の身につけた個人線量計および身辺小物、また血液や頭髪等の放射化による被曝線量測定方法について検討を実施した。その結果について以下に示す。

2.1 調査内容

今回、調査検討を実施した内容およびその範囲を以下に示す。

(1) 文献調査内容

- 人体組織の放射化を利用した線量測定の方法、検出レベル等に関する調査
- 放射化以外の方法による線量測定方法に関する調査

(2) 実験調査内容

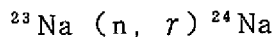
- 作業者の着用物（個人線量計、身辺小物類）および血液、頭髪等の放射化実験（JRR-4利用）、同放射化物の γ 線エネルギースペクトル分析による生成核種の調査

2.2 調査方法および結果

2.2.1 文献調査結果^{2),3),4),5),6),7)}

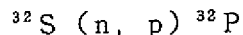
臨界事故時には、 γ 線による被曝に比べて中性子線による寄与が大きいため、従来より放射化を利用した測定方法が検討されている。人体組織の放射化による線量評価方法としては、血液中のナトリウムの放射化による ^{24}Na の測定や、毛髪中のイオウの放射化による ^{32}P の測定を利用したものが有効である。

人体は、約100g(70kgの体重の人)の ^{23}Na を含有しており、臨界事故によって発生した熱中性子や人体自身により減速、熱化した中性子との次の反応によって ^{24}Na を生成する。



同時に ^{36}Cl や ^{38}Cl も生成するが、 ^{36}Cl は純 β 核種であり($E_{\beta\text{max}} = 0.71\text{MeV}$)測定が難しく、 ^{38}Cl は半減期が短く($T_{1/2} = 37.3\text{min}$)、迅速な対応と半減期補正の問題がある。 ^{24}Na は半減期が15時間と長く、作業者の救護措置等を待って落ち着いた対応ができることから、一般にこれが利用されている。測定には二つの方法(① Whole body counting法、② 血液サンプル測定法)があり、それぞれの検出限界レベルや事故後の状況によりいずれかで実施する。Whole body counting法では、医学的処置(血液採取など)を必要としないこと等利点が多いが、測定対象者が多い場合や、身体に汚染を伴っている場合などには実施できない可能性がある。ところで、サーベイメータ類を用いた現場での人体サーベイも同方法の変形として有効であり、初期スクリーニングなどに応用できる。一方、血液サンプル測定法は、作業員から数ccないし100cc程度の血液を採取して測定する方法で、化学操作や大規模な装置等も不要である。 ^{24}Na の生成量は、 $0.5\mu\text{Gy} \sim 3\mu\text{Gy}$ あたり1Bqが大体の目安となるが、血液サンプル測定法では、1Gy以上の被曝に対するサンプル量は10cc程度、100mGy以下では100cc程度は必要になるとされている。

毛髪中のイオウの放射化を利用した方法は、サンプルが採取しやすい点や速中性子線量が直接的に得られることなどの利点がある。 ^{32}S は2.8MeV以上の速中性子に対して、以下のような反応を起こす。



生成した ^{32}P は半減期14.3日であるため、測定に際して落ち着いた対応が可能である。しかしながら、 ^{32}P は純 β 核種($E_{\beta\text{max}} = 1.71\text{MeV}$)であるため、サンプルは酸溶解などの化学処理を必要とする。毛髪中に含まれる ^{32}S は、平均で髪1gに対して50mgであり、採取するサンプル量は、線量にもよるが、やはり1g程度は必要であろう(目安としては、髪サンプル1g中の放射能2~3Bq生成あたりの線量がおよそ1Gyとなる)。

また生体試料を利用するものとしては、髪中のリンの放射化による ^{31}Si の測定も可能と考えられるが、半減期が短い(2.6時間)ことや生成量が少ないと予想されることから、被曝線量評価への有効性については疑問である。

臨界事故時における γ 線量評価には、TLDなどの個人線量計により十分な測定が可能と考えられるが、この場合にも個人線量計が万が一利用不可能となった場合を想定して他の方法を考慮しておく必要がある。このための有効な方法として、染色体異常分析法^{7),8)}がある。この方法は0.1Gy以上の線量に対して適用することが可能である。特にTLD等で自身の放射化による自己照射が考えられる場合、TLDの測定値では正確な γ 線量評価は不可能であり、同方法による測定が有効である。

他に歯や骨を利用したESR測定法⁹⁾なども考えられるが、現在のところ臨界事故時対応として考慮されている例は少ない。

2.2.2 実験方法および結果

1) 照射対象試料

今回中性子照射による放射化実験の対象としたのは、通常の作業時に作業者が身に付けていると見られる以下に示すような個人線量計、身辺小物類、生体組織等である。

- ・個人線量計 … TLD (松下電器製, UD-808, UD-809), TLDケース, クリップ, マーク板
- ・身辺小物類 … 名札板, シール, ボタン (大, 小2種類), ファスナー
- ・生体組織 … 血液 (今回の実験ではウサギの血液を利用した), 頭髪, 爪

以上の照射対象試料を写真2-1に示す。

2) 照射方法

中性子照射は、実験研究炉(JRR-4)を用いて実施した。被照射試料は、20mm ϕ ×70mmのポリエチレン製キャプセルに入れ、内径1インチの気送管にて炉内へ誘導し、一定時間照射した。照射条件等は以下に示す通りである。

- ・原子炉出力 … 1kW
- ・中性子フルエンス率 … 熱中性子: 1.3×10^{10} [n/cm²・s]
速中性子: 2.3×10^9 [n/cm²・s]
カドミ比: 4
- ・照射時間 … 30秒
- ・推定中性子線量当量 … 熱中性子: 4.2 Sv (吸収線量: 1.86 Gy)
速中性子: 2.8 Sv (吸収線量: 3.45 Gy)

3) γ 線エネルギースペクトル測定方法

照射済試料についてGe検出器(ORTEC GMX-08180)を用いた γ 線エネルギースペクトル測定を行なった。測定は、照射から2.5~5.5時間経過後、各試料毎に検出器に密着させた状態で実施した。測定時間は、各試料の表面線量率から5分あるいは10分のいずれかとした。測定結果は波高分析器(D.S. Davidson Model 2056-4K-A)により記録した。以上の測定の様子を写真2-2および写真2-3に示す。また各試料の γ 線エネルギースペクトルは、XYプロッタ(Roland DXY-880A)を用いて図示した。

4) 実験結果

今回照射した各試料の γ 線エネルギースペクトル分析結果を図2-1~図2-15に示す。

2.3 検 討

2.3.1 γ 線エネルギースペクトル分析結果について

図2-1～図2-7の各スペクトルと図2-15（バックグラウンド測定）とをそれぞれ比較すると、ボタン試料等一部で小さな ^{56}Mn のピークが認められる他は、そのスペクトル形はほとんど変わらないことがわかる。すなわち、これらの試料では、中性子線量評価に利用するのは難しいことがわかった。これらの試料の材質は、プラスチック類、紙類等が多く、有効な放射化断面積を有する金属成分の含有量が少ないこと、また含まれていてもアルミニウム等の軽金属が主で、生成放射性核種の半減期が短い（例えば ^{28}Al では $T_{1/2} = 2.24 \text{ min}$ ）ため、照射数時間後の測定では検出できなかったことなどが原因と考えられる。

TLDバッジケースについては、大線量照射時に、 ^{82}Br （半減期35.3 h）が検出される可能性のあることが、予備照射実験（熱中性子線量： $2.1 \times 10^4 \text{ Gy}$ ）により明らかとなった。着色剤中に臭素を含有しているものと考えられるが、その量はきわめて微少であると推測されることから、10Gyまでの被曝線量評価に際して ^{82}Br に着目する必要はないであろう。

血液試料の γ 線スペクトルでは、 ^{24}Na に着目することができる（図2-8）。実際の線量評価に応用するためには、検出効率の決定など更に詳細な定量的検討を要するが、極く少量のサンプル（今回は約1 cc）でも線量評価に利用することができることが明らかとなった。

磁気カード試料では、 ^{56}Mn のピークが観測された（図2-9）。これは、磁性塗料内の鉄または鉄中に含まれる不純物マンガンによるものと考えられる。今回の照射実験に利用した磁気カード（名札）の面積は、実際に作業者が身に付けているものの約10分の1であり、したがって現実の被曝後の測定においてはスペクトルピークの高さが約10倍になることを考慮すると、同試料は臨界事故時の被曝線量評価に有効であると判断できる。

ボタン試料（小）のスペクトル（図2-10）からは、 ^{24}Na のものと思われるピーク等が観測されるが、ピーク高等を考慮すると、被曝線量評価への応用は難しい。

TLD本体（UD-808、UD-809）のスペクトル（図2-11および図2-12）は、それぞれの含有成分の特徴を顕著に現わしている。UD-808では、TLD素材として $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ および $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ を使用しており、活性材として添加された銅の放射化によるものと思われる ^{64}Cu のピーク（図2-11）が認められる。一方、UD-809でも $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ を使用しているが、こちらは ^{64}Cu のピークはほとんど認められない（図2-12）。これは厚い金属カドミウムフィルタにより熱中性子が大部分吸収されてしまったことが主な原因と考えられる。UD-809では、したがってカドミウムより生じたピーク（ ^{115}Cd 、 ^{117}Cd 、 $^{117\text{m}}\text{Cd}$ 等）が多数認められており、これらを利用して被曝線量を評価することが可能である。

ファスナー試料では、 ^{56}Mn と ^{64}Cu のピークが現われており、（図2-13）、そのいずれかを利用することが可能と考えられる。

TLDバッジケース用のクリップはアルミニウム製である。すでに述べたように ^{27}Al の放射化生成物である ^{28}Al は半減期が短く、今回の実験では検出することができない。しかし、アルミニウム中不純物マンガンによるものと思われる ^{56}Mn のピークが顕著に現われており（図2-14）、これを使って被曝線量評価に利用することが可能である。

2.3.2 作業着着用物等の被曝線量評価への適用の可能性について

生体組織試料としては、血液が被曝線量評価に利用できることがわかったが、頭髮、爪などは、今回の γ 線スペクトル分析法では線量評価への利用は難しいと言える。ところで、すでに2.2.1で述べたように、髪中のイオウの放射化による ^{32}P の測定についても、複雑な化学操作の必要性や線量あたりの生成量から判断して、線量評価への利用はあまり実用的ではないと思われる。

身辺小物類試料としては、實際上磁気カードとファスナーが線量評価に利用できると思われる。

個人線量計としてTLDバッジ(UD-808, UD-809)を用いていた場合には、臨界事故時においても、それらの放射化による線量評価への利用が可能であることが明らかになった。ただし、UD-809のスペクトルは図2-12からわかるように混み入っており、測定器としてNaI(Tl)検出器を利用する場合には、UD-808を用いた方が無難であろうと判断される。また、TLDバッジでは、ケース用のクリップも有用であることがわかった。

以上の γ 線スペクトル分析結果および被曝線量評価への適用の可能性についての検討結果を表2-1に示す。

ところで表2-1に示す核反応の多くは、熱中性子に対するものであり、中速中性子および速中性子線に対する被曝線量評価には利用できないことがわかる。速中性子線量評価には、すでに述べた頭髮試料中のイオウやリンを利用する方法の他、今回の試料では、 $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$, $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ などを利用することも考えられる。しかしながら両反応の核分裂中性子に対する平均断面積はそれぞれ0.92 mb, 0.60 mbと小さく⁵⁾、臨界事故時の被曝線量評価に利用できるか否かについてはより詳細な実験的検討が必要であろう。

2.4 結 論

臨界事故が発生した際に、作業者の身体および着用物等の放射化を利用して中性子線による被曝線量を評価できる可能性のあることがわかった。今回調査検討した各種の試料の範囲では、TLDバッジが、作業者すべてが身に付けているものでもあり、また線量計としてだけでなく放射化物としての利用という点でも最も有用な試料であることがわかった。

2.5 今後の課題

今回作業者の着用物等の放射化について検討した結果、一部の着用物等について臨界事故時の被曝線量評価に有用であることがわかった。今後それらについてさらに定量的な検討を実施し、測定方法、評価方法を系統的に決定しておくことが必要となろう。

TLDバッジについては、線量計としての利用と、放射化用試料としての二面性があるため、両方法の適用範囲を検出限界を含めて検討する必要がある。

生体試料については、その化学操作や測定法等との関連も含めてさらに詳細に検討する必要がある。

今回は照射後数時間後を一応の目安として測定を実施したが、緊急に測定を行なう場合には、短半減期核種について、その取扱いを十分検討しておく必要がある。

3. しきい値線量計の基礎特性調査

臨界事故時の被曝線量評価では、中性子線被曝線量の評価が重要である。中性子線は、そのエネルギーにより身体への影響が異なる。そこで、被曝評価のためには、照射された中性子フルエンスとともに、そのエネルギースペクトルに関する情報が必要である。

しきい値検出器は、各種の金属及びイオウペレットなどの放射化箔を組み合わせたものである。各々の核反応のしきいエネルギー（しきい値）が異なることを利用して、誘導放射能から中性子エネルギースペクトルを推定し、中性子線量を評価できる。

このしきい値検出器を、臨界事故時線量計として用いるためには、各放射化箔の誘導放射能と照射中性子線量との関係を明らかにしておく必要がある。

本調査では、動力炉・核燃料開発事業団で使用されているしきい値型の臨界事故時線量計（以下、しきい値線量計と呼ぶ）を構成する20種類の放射化箔について、誘導放射能と中性子被曝線量との関係を計算により明らかにする。さらに、JRR-4を用いて実際に中性子照射を行い、計算結果の検証を行うとともに、測定を行う際に考慮すべき事柄を明らかにする。

3.1 しきい値線量計の構成

動力炉・核燃料開発事業団では、臨界事故時に、中性子による作業環境の線量率及び作業者の被曝線量を評価するため、しきい値線量計として、固定式臨界事故時線量計（標準型と簡易型）や臨界ベルトが使用されている。このうち、固定式臨界事故時線量計（標準型）が最も多種類の放射化箔で構成されており、他の線量計で使用されている放射化箔は、これらの一部である。従って、固定式臨界事故時線量計（標準型）を構成する放射化箔（20種類*、計25個）を調査対象とする。表3-1に、これらの放射化箔の種類、寸法、重量及び純度を示す。また、各放射化箔のターゲット核種、存在比、核反応の種類、生成核種及びその半減期を表3-2から表3-4に3.2.3で述べる核データとともに示す。

3.2 誘導放射能と中性子フルエンスの関係

3.2.1 中性子エネルギー群と中性子フルエンス（率）

本報告書では、中性子エネルギーを熱、中速、速の3群に分けて検討する。各々のエネルギー範囲を以下に示す。

熱中性子 : $E_n < 0.4 \text{ eV}$ (カドミカットオフ)

中速中性子 : $0.4 \text{ eV} \leq E_n < 0.2 \text{ MeV}$

速中性子 : $0.2 \text{ MeV} \leq E_n$

* ヨウ化アンモニウムは割愛した。

本報告書では、フルエンスを大文字 Φ 、フルエンス率を小文字 ϕ で表す。以下の式はすべてフルエンス率 ϕ で表すが、両辺に時間 t を乗ずれば、フルエンス Φ による表現になる。

1) 熱中性子

熱エネルギー領域では、中性子スペクトルはマックスウェル分布に従うと仮定できる。熱中性子フルエンス率の表現には、真の熱中性子フルエンス率； $\phi_{th}^{true} (= n \cdot v)$ と 2200 m/s 熱中性子フルエンス率； $\phi_0 (= n \cdot v_0)$ (ただし、 n は熱中性子密度、 v は中性子の速さ、 v_0 は 2200 m/s) の二つがある。本報告書では、2200 m/s 熱中性子フルエンス (率) を熱中性子フルエンス (率) と呼ぶことにする。従って、中性子スペクトルは次式で表わせる。

$$\phi_{th}(E) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \phi_{th} \frac{E}{E_T^2} \exp(-E/E_T) \quad (3-1)$$

ここで、 $E_T = 0.025 \text{ eV}$ である。

なお、真の熱中性子フルエンス率で表すと、

$$\phi_{th}(E) = \phi_{th}^{true} \frac{E}{E_T^2} \exp(-E/E_T) \quad (3-2)$$

となる。すなわち、

$$\phi_{th}^{true} = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \phi_{th} \quad (3-3)$$

なる関係がある。

2) 中速中性子

中速エネルギー領域は、主に軽い原子核による減速過程の中性子が支配的であり、 $1/E$ スペクトルを有していると仮定できる。すなわち、中速領域の中性子スペクトル $\phi_i(E)$ は、

$$\phi_i(E) = \frac{\phi_{epi}}{E} \quad (3-4)$$

と表わせる。ここで、 ϕ_{epi} は単位レサジーあたりのフルエンス率である。

本報告書では、この ϕ_{epi} を中速中性子フルエンス率と呼ぶ。また、 $\phi_i(E)$ を、上記のエネルギー範囲 (0.4 eV ~ 0.2 MeV) で積分したもの、すなわち、

$$\begin{aligned} \phi_{int} &= \int_{0.4 \text{ eV}}^{0.2 \text{ MeV}} \phi_i(E) \, dE \\ &= \int_{0.4 \text{ eV}}^{0.2 \text{ MeV}} \frac{\phi_{epi}}{E} \, dE \\ &= \phi_{epi} \left[\ln E \right]_{0.4 \text{ eV}}^{0.2 \text{ MeV}} \\ &= 13.1 \cdot \phi_{epi} \end{aligned} \quad (3-5)$$

を、全中速中性子フルエンス率と呼ぶことにする。

3) 速中性子

中性子エネルギーが 0.2 MeV より上の速中性子領域では、中性子スペクトルは核分裂スペク

トルと仮定できる。規格化された核分裂スペクトルを $\chi(E)$ とすると、中性子スペクトルは、

$$\phi_f(E) = \phi_f \cdot \chi(E) \quad (3-6)$$

と表わせる。本報告書では、 ϕ_f を速中性子フルエンス率と呼ぶ。

3.2.2 誘導放射能と中性子フルエンスとの関係式

Dy-A1, Co, Ni 箔のように、ターゲット核種が放射化した後の生成核種に核異性体が存在する場合がある。そこで、誘導放射能と中性子フルエンスとの関係式を、1) 核異性体が存在しない場合、2) 核異性体が存在する場合、の2つに分けて示す。以下の式は各エネルギー領域とも共通である。

1) 核異性体が存在しない場合

中性子に照射されている間の生成核種の原子数を表す微分方程式は、照射中のバーンアップを無視すると、

$$\frac{dN}{dt} = N_0 \sigma \phi - \lambda N \quad (3-7)$$

である。ここで、

N : 生成核種の原子数

N_0 : ターゲット核種の原子数 $= \frac{W \cdot f}{M} N_A$

W : 放射化箔の重量 [g]

f : ターゲット核種の存在比

M : " の原子量

N_A : アボガドロ数 ($= 6.02 \times 10^{23}$)

σ : 放射化断面積 [cm^2]

ϕ : 中性子フルエンス率 [$\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$]

λ : 生成核種の崩壊定数 [s^{-1}]

である。これを解いて、誘導放射能；A ($= \lambda \cdot N$) を求めると、次式を得る。

$$A = N_0 \sigma \phi [1 - \exp(-\lambda \cdot t_r)] \quad (3-8)$$

t_r : 照射時間 [s]

臨界事故時には、その放射線はバースト状であり、 $\lambda \cdot t_r \ll 1$ である。従って、上式は中性子フルエンス： $\Phi = \phi \cdot t_r$ を用いて

$$A = \lambda N_0 \sigma \Phi \quad (3-9)$$

となる。

2) 核異性体が存在する場合

生成核種およびその核異性体に対する (3-7) 式に対応する微分方程式は、

$$\frac{dN_m}{dt} = N_0 \sigma_m \phi \quad (3-10a)$$

$$\frac{dN}{dt} = N_0 \sigma \phi - \lambda N + \lambda_m N_m \quad (3-10b)$$

となる。ここで、

- N_0 : ターゲット核種の原子数
- N_m : 核異性体の原子数
- N : 生成核種の原子数
- σ_m : 核異性体への放射化断面積 [cm²]
- σ : 生成核種への放射化断面積 [cm²]
- λ_m : 核異性体転移の崩壊定数 [s⁻¹]
- λ : 生成核種の崩壊定数 [s⁻¹]

である。これより、核異性体、生成核種それぞれの誘導放射能 $A_m (= \lambda_m \cdot N_m)$ 、 $A (= \lambda \cdot N)$ を求めると次式となる。

$$A_m = N_0 \sigma_m \phi [1 - \exp(-\lambda_m \cdot t_r)] \quad (3-11a)$$

$$A = N_0 (\sigma_m + \sigma) \phi [1 - \exp(-\lambda \cdot t_r)] + \frac{\lambda}{\lambda_m - \lambda} N_0 \sigma_m \phi [\exp(-\lambda_m \cdot t_r) - \exp(-\lambda \cdot t_r)] \quad (3-11b)$$

核異性体の半減期が生成核種の半減期に比べて十分短く ($\lambda_m \gg \lambda$)、かつ、照射時間が核異性体の半減期よりも十分短い ($\lambda_m \cdot t_r \ll 1$) ならば (3-11a)、(3-11b) 式は、それぞれ、

$$A_m = \lambda_m N_0 \sigma_m \phi \quad (3-12a)$$

$$A = \lambda N_0 \sigma \phi \quad (3-12b)$$

となる。

従って、上述の仮定のもとでは誘導放射能の計算式は (3-9) 式に一致し、両者は独立に扱える。ただし、生成核種の測定時の誘導放射能には、冷却時間中の核異性体転移による増分が含まれているので、これを補正しなければならない。この補正については、3.3.4 で述べる。

(3-9) 式または (3-12) 式より、臨界事故時の線量評価では、しきい値線量計の誘導放射能は、中性子フルエンスに比例することがわかる。

3.2.3 各エネルギー領域における放射化断面積 ^{11), 12)}

1) 熱中性子領域

3.2.1 1) で述べた 2 種類の熱中性子フルエンス率の表現に対応して、熱中性子放射化断面積も、中性子速さ $v_0 = 2200 \text{ m/s}$ における断面積 (2200 m/s 断面積) ; σ_0 と次式で定義される熱中性子平均断面積 ; $\bar{\sigma}_{th}$ の 2 通りの表現がある。

$$\bar{\sigma}_{th} = \frac{\int \sigma_{th}(E) \cdot \phi(E) dE}{\int \phi_{th}(E) dE} \quad (3-13)$$

放射化反応の反応率 ; R は、中性子フルエンス率と断面積を用いると、一般に、次式で計算できる。

$$R = \bar{\sigma}_{th} \cdot \phi_{th}^{true} \quad (3-14)$$

これから計算を行う核反応の断面積 $\sigma(E)$ は、 $1/v$ 則に従うとしてよい。すると、 2200m/s 断面積 σ_0 を用いて、

$$R = \sigma_0 \cdot \phi_{th} \quad (3-15)$$

と表現できる。(3-3) 式と同様に、 σ_0 と $\bar{\sigma}_{th}$ の間には、

$$\bar{\sigma}_{th} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma_0 \quad (3-16)$$

という関係がある。

ここでは、(3-15) 式で各放射化箔の誘導放射能を計算する。計算に使用する断面積を表 3-2 に示す。この値は、IAEA Technical Reports Series No.273¹¹⁾ を参照した。

2) 中速中性子領域

中速エネルギー領域の中性子スペクトルは、(3-4) 式で表わされる。これより、放射化反応の反応率； R は次式で計算できる。

$$\begin{aligned} R &= \int_{0.4 \text{ eV}}^{0.2 \text{ MeV}} \sigma(E) \cdot \phi(E) dE \\ &= \phi_{epi} \int_{0.4 \text{ eV}}^{0.2 \text{ MeV}} \sigma(E) \frac{dE}{E} \\ &\approx \phi_{epi} \int_{0.4 \text{ eV}}^{\infty} \sigma(E) \frac{dE}{E} \\ &= \phi_{epi} \cdot I \end{aligned} \quad (3-17)$$

ここで、

$$I = \int_{0.4 \text{ eV}}^{\infty} \sigma(E) \frac{dE}{E} \quad (3-18)$$

は放射化共鳴積分と呼ばれている。

各放射化反応の評価された放射化共鳴積分の値¹¹⁾ を、誤差とともに表 3-3 に示す。

3) 速中性子領域

3.2.1 3) で述べたように、速中性子領域のスペクトルは、核分裂スペクトル $\chi(E)$ に従うと考えてよい。そこで、放射化断面積も核分裂スペクトルで平均した値を用いると計算が容易である。そこで、本報告書では、速中性子領域の放射化断面積として、核分裂スペクトル平均断面積

$$\bar{\sigma}_f = \frac{\int_0^{\infty} \sigma_f(E) \cdot \chi(E) dE}{\int_0^{\infty} \chi(E) dE} \quad (3-19)$$

を用いる。これを用いて、放射化反応の反応率；Rは、

$$R = \bar{\sigma}_f \cdot \phi_f \quad (3-20)$$

と計算できる。

核分裂スペクトルは、核分裂性物質の種類により若干異なるが、その差異は問題とはならないであろう。

表3-4に本報告書で用いる $\bar{\sigma}_f$ の値を誤差とともに示す。この値は、 ^{235}U の核分裂スペクトルに対する平均値である¹²⁾。また、断面積カーブを図3-1から図3-13¹¹⁾に示す。これにより、各放射化箔がモニターするエネルギー領域がわかる。さらに、参考として代表的な核反応について、そのレスポンス ($\sigma_f(E) \cdot \phi_f(E) / \bar{\sigma}_f$) を図3-14に示す¹⁰⁾。

3.2.4 しきい値線量計の感度

(3-9)式または(3-12)式に各エネルギー領域の中性子フルエンスおよび断面積を代入することにより、単位フルエンスあたりの照射直後の放射能(これを感度と呼ぶ)を計算する。以下に、各エネルギー領域の計算式を示す。

$$\text{熱領域} : \frac{A_{th}}{\phi_0} = \lambda \frac{W \cdot f}{M} N_A \cdot \sigma_0 \quad (3-21)$$

$$\text{中速領域} : \frac{A_{int}}{\phi_{int}} = \lambda \frac{W \cdot f}{M} N_A \cdot I \cdot \frac{1}{13.1} \quad (3-22)$$

$$\text{速領域} : \frac{A_f}{\phi_f} = \lambda \frac{W \cdot f}{M} N_A \cdot \bar{\sigma}_f \quad (3-23)$$

ここで、

- A_{th} : 熱中性子により誘導される照射直後の放射能 [Bq]
- A_{int} : 中速中性子により誘導される照射直後の放射能 [Bq]
- A_f : 速中性子により誘導される照射直後の放射能 [Bq]
- W : 放射化箔の重量 [g]
- f : ターゲット核種の存在比
- M : " の原子量
- N_A : アボガドロ数 ($= 6.02 \times 10^{23}$)
- λ : 生成核種の崩壊定数 [s^{-1}]
- σ_0 : 2200 m/sにおける放射化断面積 [cm^2]

- ϕ_0 : 2200 m/s 熱中性子フルエンス [cm⁻²]
 I : 放射化共鳴積分 [cm²]
 ϕ_{int} : 全中速中性子フルエンス [cm⁻²]
 $\bar{\sigma}_f$: 核分裂スペクトル平均放射化断面積 [cm²]
 ϕ_f : 速中性子フルエンス [cm⁻²]

である。

実際には、熱領域の放射化箔は熱および中速中性子の両方で放射化されるため、その全誘導放射能は熱中性子と中速中性子によるものの和になるが、ここでは両者を別々に計算しておく。各放射化箔について得られた値を表3-5に示す。ただし、中速領域の値は、全中速中性子フルエンスあたりの値である。また、自己遮蔽効果は考慮していない。

表3-5には、吸収線量*あたりの誘導放射能値（これも感度と呼ぶことにする）も同時に示しておく。この時用いた中性子フルエンス-吸収線量換算係数は、熱中性子に対して 2.1×10^8 [(n/cm²)/mGy]、中速中性子に対して、 1.7×10^8 [(n/cm²)/mGy]、速中性子に対して、 2×10^7 [(n/cm²)/mGy] である¹³⁾。表3-5には、放射化箔の重量が変わった場合にも対応できるよう、放射化箔1 gあたりの感度も示した。

3.2.5 検 討

表3-5にもとづき、しきい値線量計の感度、すなわち単位吸収線量あたりの誘導放射能で各放射化箔を比較すると、次のようなことがわかる。まず一般的な傾向として、しきい値線量計の感度は、中性子エネルギーが増加するにつれて桁で減少する。1 mGy あたりの誘導放射能は熱中性子領域で $10 \sim 100$ Bq であるのに対し、速中性子領域では $10^{-5} \sim 10^{-3}$ Bq であり、6~7桁低い。これは、速中性子によるしきい反応の断面積が低いためである。さらに、単位吸収線量あたりの中性子フルエンスが、速中性子では熱、中速中性子より1桁低いことが感度の低さを強調している。以下、各領域について検討する。

1) 速中性子領域

IAEA Technical Reports Series No211²⁾、ANSI N13.3-1969¹⁴⁾ などでは、臨界事故線量計は最低100 mGy (10 rad) が測定できる必要があるとされている。臨界事故時の誘導放射能測定における検出下限は、0.1~1 Bq 程度であると考えられるので、100 mGy の線量がすべて速中性子で与えられた場合、測定可能な放射化箔は、イオウ (S)、鉄 (Fe) の ⁵⁶Mn、アルミニウム (Al)、インジウム (In) であり、他のものは検出下限以下である。

また、図3-1から図3-13および図3-14からわかるように、核反応の種類が同じであれば、断面積カーブは核種に依らずほぼ同じエネルギー範囲にある。このことから、アンフォールディング等による詳細なスペクトル評価を考えない限り、上記4種類の放射化箔で被曝線量評価に必要なスペクトル情報は得られるであろう。

2) 中性中速中性子領域

この領域の放射化箔では、いずれも上記の基準は満足しているが、コバルト、モリブデンお

* 本報告書で用いる吸収線量は、いわゆる H_{MADDE} (最大線量当量)^{5),19)} が現われる深さにおける吸収線量である。

よび銀が他のものに比べて感度が低い。この3つを除いて考えると、まず、Dy-Al, In, Au, Cu は熱中性子領域のものと組み合わせて熱中性子フルエンスを評価するために必要である。その他ではLu-Al, W, Mn-Cuが感度が高く有効と考えられる。

3) 熱中性子領域

熱中性子領域では、どの放射化箔も感度が高い。また、放射化断面積も精度が高く、どの放射化箔を用いても十分な精度で評価が可能である。しかし、コバルトが他のものに比べて感度が低めである。これより、コバルトは、半減期が長いと長期の中性子フルエンスモニターとしては有用であるが、臨界事故時のようなバースト状の測定にはむいていないことがわかる。

問題点としては、表3-3および表3-4の共鳴エネルギーとしきいエネルギーのデータからわかるように、数KeVから0.7MeVのエネルギー領域に感度を有する放射化箔がないことがあげられる²⁾。この領域は、核分裂中性子の減速の度合いでスペクトルが比較的变化する領域である。従って、この領域をモニターする手段を今後検討する必要がある。

3.3 しきい値線量計のJRR-4による照射実験

前節で計算した誘導放射能と照射中性子量との関係を確認するため、しきい値線量計を実際に原子炉を用いて照射した。本節では、この照射実験の方法と得られた結果を述べ、前節の計算結果との比較を行う。また、誘導放射能測定時に必要なデータを示す。

3.3.1 照射方法

照射実験には、JRR-4の気送管照射設備を利用した。JRR-4の概要¹⁵⁾を表3-6に、気送管照射時の中性子フルエンス率のデータ¹⁵⁾を表3-7に示す。また、気送管照射設備を写真3-1および写真3-2に示す。

放射化箔を2.2.2と同様に気送管用照射キャプセル(写真3-3)に入れて照射した。中速および速領域の放射化箔には、厚さ0.5mmのカドミカバーをかけた。写真3-4に照射した放射化箔およびカドミカバーを示す。

3.3.2 照射条件

照射中性子フルエンスを、測定時の放射能が適切になるよう3つのレベルに分けた。ただし、照射時間は、照射時のキャプセル往復による誤差が1%以下になるよう100秒とし、各レベルとも同じにした。表3-8に各レベルの照射条件ならびに各レベルで照射した放射化箔を示す。ただし、中速中性子フルエンスは、表3-7のカドミ比のデータより求めた $1/E$ スペクトルを仮定した値である。また、レベル1およびレベル2の中性子フルエンスは、表3-7の3.5MW時のフルエンス率を出力の比で換算して求めた。

3.3.3 誘導放射能の測定

中性子照射により誘導された放射能を、イオウ以外は自動試料交換装置付Ge(Li)半導体検

出器 (CANBERRA GC2518) で、イオウペレットは、加熱処理後、低バックグラウンドβ線計数装置 (CANBERRA Model 2201) で測定した。写真3-5から写真3-7にGe (Li) 半導体検出器による試料測定の状態を示す。Ge (Li) 半導体検出器によるγ線計数時間は600秒、イオウのβ線計数時間は1200秒とした。γ線計数時における試料と検出器の間の距離は13cmを原則としたが、予想される放射能が弱いものについては1cmまで近づけて測定した。

測定時の放射能は、γ線を計測したものについてはBOBコードによるピーク解析¹⁶⁾を行い、イオウについてはβ線計数装置の計数効率より評価した。放射能をγ線ピーク解析で求める場合に使用した生成核種のγ線に関するデータ^{17), 18)}を表3-9に示す。

得られた測定時の放射能の値を表3-10に示す。速中性子領域のバナジウム (V) には、生成核種である⁴⁸Scのピークが検出されなかった。

3.3.4 照射直後の誘導放射能の計算

照射中性子フルエンスを(3-9)式を用いて求めるためには、半減期補正により照射直後の誘導放射能を求める必要がある。3.2.2で述べたように、核異性体が存在する場合 (Dy-A1, Co, Ni) については核異性体転移による増加分を補正しなければならない。この補正を行って照射直後の誘導放射能を求める式は次式である。

$$A = \frac{\sigma}{\sigma_m [1 - \exp(-\lambda_m \cdot t_c)] + \sigma} A' \cdot \exp(\lambda \cdot t_c) \quad (3-24)$$

ここで、

- A : 照射直後の誘導放射能 [Bq]
- A' : 測定時の誘導放射能 [Bq]
- t_c : 冷却時間 [s]

であり、他は(3-10)式と同じである。

(3-24)式について、照射後数時間、すなわち^{165m}Dy, ^{60m}Coの半減期より十分長く冷却した後測定した場合を考えると、 $\exp(-\lambda_m \cdot t_c) \rightarrow 0$ となり、これと(3-12b)式より

$$A' \cdot \exp(\lambda \cdot t_c) = \lambda \cdot N_0 \cdot (\sigma_m + \sigma) \cdot \Phi \quad (3-25)$$

となる。これは、核異性体の半減期より十分長く冷却した後測定した誘導放射能を単純に半減期補正した値は、核異性体を無視して、すべて⁶⁰Coまたは¹⁶⁵Dyが核異性体の断面積との和 (表3-2~表3-4のM+Gの値) で生成した放射能であると考えてよいことを示している。しかし、Niについては、^{58m}Coの半減期が9.15hと比較的長いため、(3-24)式による補正が必要である。

求めた照射直後の放射能を表3-10に誤差とともに示す。Dy-A1, Coについては上記の考察に基づき(3-24)式による補正は行っていない。誤差は、主にピーク解析時の統計誤差である。ただし、Niについては(3-24)式による補正時の断面積の誤差 (表3-4参照) を考慮してある。また、Sについては加熱処理時およびβ線計数時の効率の不確定さを考え20%とした。

3.3.5 検 討

今回の照射実験による結果を3.2の計算で求めた感度から計算した値と比較する。表3-11に両者を比較した結果を示す。実験値の方は、レベル1の照射量における値に換算した。表3-5との比較のため、熱領域の値は熱領域用放射化箔（Cd無し）と中速領域用放射化箔（Cd付き）の誘導放射能の差より次式で計算した熱中性子のみによる誘導放射能の値である。

$$A_{th} = A_{th+int} - \frac{W_{th}}{W_{int}} A_{int} \quad (3-26)$$

ここで

A_{th} : 熱領域用放射化箔の熱中性子による誘導放射能〔Bq〕

A_{th+int} : 熱領域用放射化箔（Cd無し）の全誘導放射能〔Bq〕

（表3-10の熱+中速の値）

A_{int} : 中速領域用放射化箔（Cd付き）の誘導放射能〔Bq〕

（表3-10の中速の値）

W_{th} : 熱領域用放射化箔の重量〔g〕

W_{int} : 中速領域用放射化箔の重量〔g〕

である。

表3-11をみると、速領域では実験値と計算値はほぼ一致しているが、熱および中速領域では計算値の方が2～4倍大きい。中速領域での大きなずれは、放射化箔の自己遮蔽効果が主たる原因と考えられる。主な放射化箔について自己遮蔽係数を求めると、Inで約0.2、Au、W、Mnで約0.4～0.5¹⁰⁾である。この自己遮蔽を考慮すると実効共鳴積分は表3-3の値の1/2～1/5となり、表3-5の感度も1/2～1/5に低下する。従って、これを補正すると実験値と計算値の比は、In、Auで0.9、Wで1.3となり、両者の一致は良いと考えられる。また、他の放射化箔でもほぼ同程度の自己遮蔽効果が予想され、これを補正すれば実験値と計算値は良く一致すると思われる。

熱領域については、ほぼ一律に2倍程度の差が見られる。これは、照射時に数個の放射化箔をまとめて照射した際、スペーサによる放射化箔間の距離が十分ではなく、熱中性子束が歪んだ可能性がある。また、速領域でもやや実験値が低めに出ていることから、計算に使用した中性子フルエンス率をやや高めに見積もっている可能性も考えられる。

以上のことから、表3-5のしきい値線量計の感度は、中速領域の自己遮蔽効果の補正が必要であることを除けば妥当な値であると結論できる。

今回の照射実験は、しきい値線量計の誘導放射能と照射中性子フルエンスとの関係を明らかにするのが目的であったため、中速中性子用と速中性子用の放射化箔に臨界事故時に予想される線量レベルよりかなり高い、20 Gyと70000 Gyという照射を行った。そのため、誘導放射能測定においては、誘導放射能の高いものほど後で測定するという手順をとった。しかし、実際の事故時においては今回とは違った測定順にしなければならないであろう。

測定順序を決める際考慮すべきことは、まず生成核種の半減期である。半減期が数時間のものは迅速な測定が要求される。そこで、半減期で分類し短いものから順に並べると次のようになる。

- ・半減期 1 h～5 hのもの
In, 7.9% Dy-Al, 81.3% Mn-Cu, Fe
- ・半減期 5 h～24 hのもの
5.2% Lu-Al, (In), Cu, Al, NaCl, Mg, Ti, W
- ・半減期 24 h～80 hのもの
V, Au, Mo, Zr
- ・半減期 80 h以上のもの
S, Ni, Ta, Ag, Co

しかし、3.2で明らかになったように、ここに挙げた放射化箔のすべてが線量評価に必要なわけではない。速中性子用の放射化箔で利用可能なものがS, Fe, Al, Inであることと中速中性子用のCo, Mo, Agの感度が低いことを考えると、すべてを測定するのは無駄に時間を費やすことになる。従って、被曝線量の初期評価のためにはSやAuなどの評価上有用な核種の測定を前にした方が良いと考えられる。

また、カドミ付In中の微量の ^{115m}In を測定するためには、 ^{116m}In と ^{115m}In の半減期の差を利用して、一度測定した後、 ^{116m}In がある程度減衰した2～3時間後に再測定するのが有利であろう（半減期5～24 h中の括弧はこの意味である）。

Feを測定する場合注意すべきことは、 ^{54}Mn と ^{56}Mn のピークが各々834.8 keV, 846.8 keVと近いことである。従って、NaI検出器を用いる場合には、上記の順番ではなく ^{56}Mn の減衰を待った後 ^{54}Mn のみに着目して測定しなければならないであろう。この場合、Feに代わるS, Niなどを、速中性子線量評価のために早く測定する必要がある。

3.4 結 論

臨界事故時線量計として用いられるしきい値検出器の誘導放射能と照射中性子フルエンスおよび被曝線量との関係を明らかにし、各放射化箔の感度を評価した。

その結果、速中性子用放射化箔の感度が、熱および中速中性子用のものより数桁低いことがわかった。そして、100 mGyを通常の放射能測定で検出できる箔は、イオウ、鉄、アルミニウム、インジウムであることがわかった。特にインジウムは、熱から速までの全範囲に高感度にカバーしていることがわかった。

今回のしきい値検出器の感度調査から、表3-1に示した放射化箔には、感度が低いものや感度を有するエネルギー範囲が類似しているものが多いことが明らかになった。従って、臨界事故時の線量評価のためには、In, Au, Cu, 81.3% Mn-Cu, W, S, Fe, Alがあれば十分であると考えられる。

また、問題点として、しきい値検出器では数keVから0.7 MeVのエネルギー範囲を測定するのが困難であることがわかった。今後、このエネルギー領域を測定する手段を開発する必要がある。

しきい値線量計をJRR-4を用いて実際に照射し、評価した感度の妥当性を検討した。その

結果、中速領域で自己遮蔽効果を考慮しなければならないことを除いて、評価した感度は妥当であることが確認された。自己遮蔽効果を考慮すると、中速領域の実際の感度は表 3-5 の値の約 1/2 程度になると予想される。

また、各放射化箔の誘導放射能測定時に必要な γ 線に関するデータをまとめた (表 3-9)。

今後検討すべき課題としては、前述の数 keV から 0.7 MeV のエネルギー領域を測定する手段の開発の他、次のことが考えられる。まず、今回の計算および実験はしきい値線量計が自由空間中におかれた場合のものである。実際には、しきい値線量計は、建屋の壁や人体に装着されている。従って、アルベドが無視できなくなる。この点の検討が今後必要である。

また、速中性子領域の評価にイオウが有用であることがわかったので、精度向上のために、加熱処理時の ^{32}P の損失等の因子を明らかにしておく必要があると考えられる。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、動力炉・核燃料開発事業団，東海事業所，安全管理部 木下睦部長，大和愛司課長，宮部賢次郎係長，百瀬啄磨研究員に終始懇切な御助言を頂きました。

また，JRR-4の利用にあたっては，研究炉利用課 青山功課長ならびに第2係の方々に終始懇切な御協力を頂きました。謹んで謝意を表わします。

参 考 文 献

- 1) JAERI-memo 61-093 (1986)
- 2) IAEA Technical Reports Series No.211 (1982)
- 3) H. J. Delafield et al. : AERE-R 7486 (1973)
- 4) G. S. Hurst et al. : ORNL-2748 (1959)
- 5) IAEA Technical Reports Series No.252 (1985)
- 6) W. G. Cross et al. : Radiat. Prot. Dosimetry, Vol. 10, pp. 265-276 (1985)
- 7) ICRP Publication 35 (1982)
- 8) D. C. Lloyed et al. : NRPB-R128 (1982)
- 9) 池谷元司 : Isotope news No.374, pp. 6-7 (1985)
- 10) IAEA Technical Reports Series No.107 (1970)
- 11) IAEA Technical Reports Series No.273 (1987)
- 12) IAEA Technical Reports Series No.156 (1974)
- 13) JAERI-memo 9229 (1980)
- 14) ANSI N13.3-1969 (1969)
- 15) JAERI-memo 9161 (1980)
- 16) JAERI-memo 58-019 (1983)
- 17) NCRP Report No.58 (1985)
- 18) Table of Isotopes, 7th. ed., C. M. Lederer and V. S. Shirley
: J. Wiley & Sons, Inc., New York (1978)
- 19) ICRP Publication 21 (1971)

表 2 - 1 被曝線量評価に有効な核反応

核 反 応	半減期 γ 線エネルギー (keV)	利用可能物品
$^{23}\text{Na} (n, \gamma) ^{24}\text{Na}$ * $^{27}\text{Al} (n, \alpha) ^{24}\text{Na}$	15.02 h 1369 keV	血 液
$^{55}\text{Mn} (n, \gamma) ^{56}\text{Mn}$ * $^{56}\text{Fe} (n, p) ^{56}\text{Mn}$	2.579 h { 847 keV 1810 keV	磁気カード ファスナー クリップ
$^{63}\text{Cu} (n, \gamma) ^{64}\text{Cu}$	12.70 h { 511 keV 1346 keV	TLD (UD-808) ファスナー
$^{114}\text{Cd} (n, \gamma) ^{115}\text{Cd}$ $^{116}\text{Cd} (n, \gamma) ^{117}\text{Cd}$ $^{116}\text{Cd} (n, \gamma) ^{117\text{m}}\text{Cd}$	53.4 h 528 keV 他 2.49 h 1303 keV 他 3.36 h 1997 keV 他	TLD (UD-809)

* 速中性子線に対する反応である。

表3-1 しきい値線量計の構成

エネルギー領域	放射化箔の種類	寸法 mm t × mm φ	純度 [%]	重量 [g]
熱中性子	7.9%Dy-Al	0.127 × 12.7	99.90	0.0563
	Co	0.051 × 12.7	99.90	0.0637
	Cu	0.127 × 12.7	99.99	0.1446
	Au	0.025 × 12.7	99.99	0.0585
	In	0.127 × 12.7	99.99	0.1208
中速中性子	7.9%Dy-Al	0.127 × 12.7	99.90	0.0560
	5.2%Lu-Al	0.102 × 12.7	99.78	0.0361
	In	0.127 × 12.7	99.99	0.1207
	Au	0.025 × 12.7	99.99	0.0603
	Ag	0.127 × 12.7	99.99	0.1688
	W	0.127 × 12.7	99.97	0.3929
	Co	0.051 × 12.7	99.90	0.0632
	81.3%Mn-Cu	0.051 × 12.7	99.72	0.5130
	Mo	0.076 × 12.7	99.98	0.0921
	Cu	0.127 × 12.7	99.99	0.1446
	NaCl	1.905 × 12.7	99.99	0.4444
	Ta	0.127 × 12.7	99.97	0.2666
速中性子	Ti	0.254 × 12.7	99.63	0.1428
	Ni	0.254 × 12.7	99.98	0.2857
	S	1.905 × 12.7	99.99	0.4397
	Fe	0.127 × 12.7	99.95	0.1310
	Al	0.762 × 12.7	99.99	0.2639
	Mg	0.127 × 12.7	99.78	0.0308
	V	0.051 × 12.7	99.97	0.0406
	Zr	0.127 × 12.7	99.73	0.1120
	In	0.127 × 12.7	99.99	0.1207

表3-2 しい値線量計の核データ〔熱中性子領域〕

放射化箔の 材質	ターゲット核種	存在比 [%]	核反応	生成核種	生成核種の 半減期	2200 m/s 放射化断面積 ⁽¹⁾ [barn]
7.9% Dy-Al	Dy-164	28.1	n, γ	Dy-165	2.33 h	1000 \pm 150
	Dy-165m			1.26 min.	1700 \pm 250	
Co	Co-59	100	n, γ	Co-60	5.27 y	18.80 \pm 1.50
				Co-60m	10.5 min.	18.65 \pm 1.70
Cu	Cu-63	69.2	n, γ	Cu-64	12.8 h	M+G 2700 \pm 75
						4.50 \pm 0.02
Au	Au-197	100	n, γ	Au-198	2.70 d	98.8 \pm 0.3
In	In-115	95.7	n, γ	In-116m	54.15 min.	162.3 \pm 0.7

表 3-3 しきい値線量計の核データ〔中速中性子領域〕

放射化箔の 材質	ターゲット核種	存在比 [%]	核反応	生成核種	生成核種の 半減期	放射化共鳴積分 ¹¹⁾ [barn]	主な共鳴エネルギー [eV]
7.9% Dy-Al	Dy-164	28.1	n, γ	Dy-165	2.33 h	M+G 650 \pm 100	
				Dy-165m	1.26 min.		
5.2% Lu-Al	Lu-175	97.4	n, γ	Lu-176m	3.68 h	523 \pm 57	0.124
In	In-115	95.7	n, γ	In-116m	54.15 min.	2605 \pm 115	1.46
Au	Au-197	100	n, γ	Au-198	2.70 d	1551 \pm 13	4.91
Ag	Ag-109	48.2	n, γ	Ag-110m	252.2 d	72.8 \pm 5.0	5.20
W	W-186	28.6	n, γ	W-187	23.9 h	490 \pm 15	18.8
Co	Co-59	100	n, γ	Co-60	5.27 y	39.7 \pm 4.3	132
				Co-60m	10.5 min.	31.4 \pm 4.8	
81.3% Mn-Cu	Mn-55	100	n, γ	Mn-56	2.58 h	13.8 \pm 0.4	337
				Mo-99	65.9 h	7.3 \pm 1.8	480
Cu	Cu-63	69.2	n, γ	Cu-64	12.8 h	4.94 \pm 0.10	577
NaCl	Na-23	100	n, γ	Na-24	14.96 h	0.320 \pm 0.015	2850
Ta	Ta-181	99.99	n, γ	Ta-182	115.0 d	717 \pm 25	4.28

表3-4 しきい値線量計の核データ (速中性子領域)

放射化箔の 材質	ターゲット核種	存在比 [%]	核反応	生成核種	生成核種の 半減期	核分裂スベクトル 平均断面積 ⁽²⁾ [mbarn]	しきいエネルギー [MeV]
Ti	Ti-46	8.2	n, p	Sc-46	83.8 d	12.5 ± 0.9	5.5
	Ti-47	7.4	n, p	Sc-47	3.35 d	20 ± 2.3	3.7
	Ti-48	73.7	n, p	Sc-48	43.7 h	0.315 ± 0.027	7.2
Ni	Ni-58	68.3	n, p	Co-58	70.8 d	113 ± 7	2.9
				Co-58m	9.15 h	35.4 ± 2.2	
S	S-32	95.02	n, p	P-32	14.3 d	69 ± 4	2.9
Fe	Fe-54	5.8	n, p	Mn-54	312.2 d	82.5 ± 5	3
	Fe-56	91.8	n, p	Mn-56	2.58 h	1.07 ± 0.08	7.5
Al	Al-27	100	n, α	Na-24	14.96 h	0.725 ± 0.045	8.7
Mg	Mg-24	78.99	n, p	Na-24	14.96 h	1.53 ± 0.09	6.3
V	V-51	99.75	n, α	Sc-48	43.7 h	0.022 ± 0.003	11.5
Zr	Zr-90	51.5	n, 2n	Zr-89	78.4 h	0.0687 ± 0.01	12
In	In-115	95.7	n, n'	In-115m	4.49 h	188 ± 11	1

表3-5 しきい値線量計の感度

照射領域	放射化箔の種類	生成核種	フルエンスあたりの誘導放射能 [Bq·cm ²]	吸収線量あたりの誘導放射能 [Bq·mGy ⁻¹]	フルエンスあたりの比誘導放射能 [Bq·g ⁻¹ ·cm ²]	吸収線量あたりの比誘導放射能 [Bq·g ⁻¹ ·mGy ⁻¹]
熱中子	7.9%Dy-Al	Dy-165	3.8×10 ⁻⁷	7.9×10 ¹	6.7×10 ⁻⁶	1.4×10 ³
		Dy-165m	7.1×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁴	1.3×10 ⁻³	2.7×10 ⁵
		M+G	1.0×10 ⁻⁶	2.1×10 ²	1.8×10 ⁻⁵	3.8×10 ³
	Co	Co-60	5.1×10 ⁻¹¹	1.1×10 ⁻²	8.0×10 ⁻¹⁰	1.7×10 ⁻¹
		Co-60m	1.3×10 ⁻⁵	2.8×10 ³	2.1×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁴
		M+G	1.0×10 ⁻¹⁰	2.1×10 ⁻²	1.6×10 ⁻⁹	3.4×10 ⁻¹
	Cu	Cu-64	6.4×10 ⁻⁸	1.3×10 ¹	4.4×10 ⁻⁷	9.3×10 ¹
		Au-198	5.3×10 ⁻⁸	1.1×10 ¹	9.1×10 ⁻⁷	1.9×10 ²
	In	In-116m	2.1×10 ⁻⁵	4.4×10 ³	1.7×10 ⁻⁴	3.7×10 ⁴
	中速中子	7.9%Dy-Al	Dy-165	1.9×10 ⁻⁸	3.1	3.3×10 ⁻⁷
Lu-176m			1.3×10 ⁻⁸	2.2	3.6×10 ⁻⁷	6.2×10 ¹
In		In-116m	2.6×10 ⁻⁵	4.4×10 ³	2.1×10 ⁻⁴	3.6×10 ⁴
		Au-198	6.6×10 ⁻⁸	1.1×10 ¹	1.1×10 ⁻⁶	1.9×10 ²
Ag		Ag-110m	8.0×10 ⁻¹¹	1.4×10 ⁻²	4.8×10 ⁻¹⁰	8.1×10 ⁻²
		W-187	1.1×10 ⁻⁷	1.9×10 ¹	2.8×10 ⁻⁷	4.8×10 ¹
Co		Co-60	8.2×10 ⁻¹²	1.4×10 ⁻³	1.3×10 ⁻¹⁰	2.2×10 ⁻²
		Co-60m	1.7×10 ⁻⁶	2.9×10 ²	2.7×10 ⁻⁵	4.6×10 ³
		M+G	1.5×10 ⁻¹¹	2.5×10 ⁻³	2.3×10 ⁻¹⁰	3.9×10 ⁻²
81.3%Mn-Cu		Mn-56	3.6×10 ⁻⁷	6.1×10 ¹	7.0×10 ⁻⁷	1.2×10 ²
	Mo-99	2.3×10 ⁻¹⁰	3.9×10 ⁻²	2.5×10 ⁻⁹	4.2×10 ⁻¹	
	Cu-64	5.2×10 ⁻⁹	8.8×10 ⁻¹	3.6×10 ⁻⁸	6.1	
	NaCl	Na-24	1.4×10 ⁻⁹	2.5×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻⁹	5.5×10 ⁻¹
Ta	Ta-182	3.4×10 ⁻⁹	5.8×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻⁸	2.2	
中速中子	Ti	Sc-46	1.8×10 ⁻¹³	3.5×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻¹²	2.5×10 ⁻⁵
		Sc-47	6.4×10 ⁻¹²	1.3×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻¹¹	8.9×10 ⁻⁴
		Sc-48	1.8×10 ⁻¹²	3.7×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻¹¹	2.6×10 ⁻⁴
	Ni	Co-58	2.6×10 ⁻¹¹	5.1×10 ⁻⁴	8.9×10 ⁻¹¹	1.8×10 ⁻³
		Co-58m	1.5×10 ⁻⁹	3.0×10 ⁻²	5.2×10 ⁻⁹	1.0×10 ⁻¹
	S	P-32	3.0×10 ⁻¹⁰	6.1×10 ⁻³	6.9×10 ⁻¹⁰	1.4×10 ⁻²
		Mn-54	1.7×10 ⁻¹³	3.5×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻¹²	2.7×10 ⁻⁵
	Fe	Mn-56	1.0×10 ⁻¹⁰	2.1×10 ⁻³	7.9×10 ⁻¹⁰	1.6×10 ⁻²
		Na-24	5.5×10 ⁻¹¹	1.1×10 ⁻³	2.1×10 ⁻¹⁰	4.2×10 ⁻³
	Al	Na-24	1.2×10 ⁻¹¹	2.4×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻¹⁰	7.7×10 ⁻³
Sc-48		4.6×10 ⁻¹⁴	9.3×10 ⁻⁷	1.1×10 ⁻¹²	2.3×10 ⁻⁵	
V	Zr-89	1.2×10 ⁻¹³	2.3×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹²	2.1×10 ⁻⁵	
	In-115m	4.9×10 ⁻⁹	9.8×10 ⁻²	4.0×10 ⁻⁸	8.1×10 ⁻¹	

表3-6 JRR-4の概要¹⁵⁾

炉の形式	濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型
熱出力	最大熱出力 3.5 MW (ただし、自然循環時は200 kW)
中性子フルエンス率	平均熱中性子フルエンス率 : $3.5 \times 10^{13} [\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ (3.5 MW)
減速材, 冷却材	軽水
反射材	軽水及び黒鉛
制御装置	粗調整安全板: 吸収材ボロン入りステンレス鋼 4個 微調整板 : 吸収材ボロン入りステンレス鋼 1個 後備安全板 : 吸収材ボロン入りステンレス鋼 2個
冷却系統	水冷強制循環 (熱出力200 kW以下のときには水冷自然循環も可能) 炉心入口最高温度: 52.7 °C 炉心出口最高温度: 60 °C

表3-7 原子炉出力3.5 MW時の気送管照射位置の中性子フルエンス率¹⁵⁾

熱中性子フルエンス率	$4.5 \times 10^{13} [\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$
速中性子フルエンス率	$8 \times 10^{12} [\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$
カドミ比 (Au)	4

表3-8 しい値線量計の照射条件

レベル	原子炉出力	照射中性子フルエンス [cm ⁻²]	中性子量 吸収線量 [Gy]	照射した放射化箔**	
1	200W	熱	2.6×10 ¹¹	1.2×10 ⁻¹	7.9% Dy-Al, Cu, In, Au
		中速	7.1×10 ¹⁰	4.2×10 ⁻¹	7.9% Dy-Al, In, Au, 81.3% Mn-Cu, Cu
		速	4.6×10 ¹⁰	2.3	S, (In)***
		合計	---	2.8	
2	1kW	熱	1.3×10 ¹²	6.2	Co
		中速	3.5×10 ¹¹	2.1	5.2% Lu-Al, Ag, W, Co, Mo, NaCl, Ta
		速	2.3×10 ¹¹	11.5	-----
		合計	---	19.8	
3	3.5MW	熱	4.5×10 ¹⁵	2.1×10 ⁴	-----
		中速	1.2×10 ¹⁵	7.1×10 ³	-----
		速	8.0×10 ¹⁴	4.0×10 ⁴	Ti, Ni, Fe, Al, Mg, V, Zr
		合計	---	6.8×10 ⁴	

- ・ 全中速中性子フルエンス Φ_{int} である。
- ** 中速及び速領域のものは, Cdカバー付きである。
- *** 中速領域のものと兼用した。

表3-9 しきい値線量計の生成核種と γ 線エネルギー^{(17), (18)}

放射化箔	生成核種	半減期	放出 γ 線エネルギー [k e V]	放出割合 [%]
7.9% Dy-Al	Dy-165	2.33 h	94.7	3.64
			279.8	0.507
			361.7	0.854
			633.4	0.578
			715.3	0.543
	Dy-165m	1.26 min.	108.2	3.00
C o	Co-60	5.27 y	1173.2	99.9
			1332.5	100
	Co-60m	10.5 min.	58.6	2.01
C u	Cu-64	12.7 h	511 (消滅 γ 線)	35.8
			1345.9	0.472
A u	Au-198	2.70 d	411.8	95.6
			675.9	0.804
I n	In-116m	54.15 min.	138.3	3.29
			355.4	0.83
			416.9	29.2
			463.1	0.83
			818.7	11.5
			1097.3	56.2
			1293.5	84.4
			1507.4	10.0
			1753.8	2.46
			2112.1	15.5
	In-115m	4.49 h	336.2	45.8

表3-9 しきい値線量計の生成核種と γ 線エネルギー (つづき)

放射化箔	生成核種	半減期	放出 γ 線エネルギー [k e V]	放出割合 [%]
5.2% Lu-Al	Lu-176m	3.68 h	88.36	8.7
A g	Ag-110m	252.2 d	446.8	3.70
			620.4	2.79
			657.8	94.38
			677.6	10.55
			687.0	6.44
			706.7	16.6
			744.3	4.7
			763.9	22.3
			818.0	7.32
			884.7	72.6
			937.5	34.3
			1384.3	24.28
			1475.8	3.99
1505.0	13.05			
1562.3	1.18			
W	W-187	23.9 h	72.0	10.8
			134.2	8.6
			479.6	21.1
			551.5	4.92
			618.3	6.07
			625.5	1.05
			685.7	26.4
			745.3	0.288
			772.9	3.98
864.7	0.325			

表3-9 しきい値線量計の生成核種と γ 線エネルギー (つづき)

放射化箱	生成核種	半減期	放出 γ 線エネルギー [keV]	放出割合 [%]
Mn	Mn-56	2.58 h	846.8	98.9
			1810.7	27.2
			2113.1	14.3
Mo	Mo-99	65.9 h	40.6	1.16
			140.5	90.6
			181.1	6.07
			366.4	1.20
			739.5	12.2
			777.9	4.31
NaCl Al Mg	Na-24	14.96 h	1368.6	100
			2754.0	99.9
Ta	Ta-182	115.0 d	65.7	3.00
			67.7	41.4
			84.7	2.54
			100.1	14.1
			113.7	1.90
			152.4	6.88
			156.4	2.65
			179.4	3.01
			198.4	1.41
			222.1	7.44
			229.3	3.62
			264.1	3.59
			928.0	0.64
			959.7	0.36
			1001.7	2.09
1113.4	0.38			
1121.3	35.0			

表3-9 しきい値線量計の生成核種と γ 線エネルギー (つづき)

放射化箱	生成核種	半減期	放出 γ 線エネルギー [k e V]	放出割合 [%]
T a (つづき)	Ta-182	115.0 d	1157.5	0.35
			1157.5	0.63
			1189.1	16.3
			1221.4	27.2
			1231.0	11.55
			1257.4	1.49
			1273.7	0.654
			1289.2	1.35
			1342.7	0.251
			1373.8	0.22
T i	Sc-46	83.8 d	889.3	99.98
			1120.5	99.99
	Sc-47	3.35 d	159.4	68.0
(V)	Sc-48	43.7 h	175.4	7.47
			983.5	100
			1037.5	97.5
			1212.9	2.38
			1312.1	100
N i	Co-58	70.8 d	511 (消滅 γ 線)	29.9
			810.8	99.4
			863.9	0.676
			1674.7	0.517
	Co-58m	9.15 h	25	0.035

表3-9 しきい値線量計の生成核種と γ 線エネルギー(つづき)

放射化箔	生成核種	半減期	放出 γ 線エネルギー [k e V]	放出割合 [%]
F e	Mn-54	312.2 d	834.8	99.98
	Mn-56	2.58 h	846.8	98.9
			1810.7	27.2
			2113.1	14.3
A l	Na-24	14.96 h	1368.6	100
M g			2754.0	99.9
Z r	Zr-89	78.4 h	909.2	99.01

表 3-10 しきい値線量計照射実験の結果

照射 レベル	エネルギー 領域	放射化箔	生成核種	半減期	冷却時間 [min.]	測定時間 [min.]	測定時の 誘導放射能 [Bq]	照射直後の 誘導放射能 [Bq]	誤差 [%]
L	熱+中速 (Cdなし)	7.9% Dy-Al Cu	Dy-165	2.33 h	708	10	3.69×10^3	1.23×10^5	5.3
			Cu-64	12.7 h	435	"	6.55×10^3	9.75×10^3	3.7
			In-116m	54.15 min.	295	"	7.46×10^4	3.26×10^6	0.5
			Au-198	2.70 d	358	"	1.06×10^4	1.13×10^4	0.8
L	中速 (Cd付き)	7.9% Dy-Al Cu	Dy-165	2.33 h	346	10	1.51×10^2	8.40×10^2	5.7
			Cu-64	12.7 h	376	"	5.96×10^4	3.92×10^2	2.3
			In-116m	54.15 min.	275	"	1.19×10^4	4.00×10^5	1.3
			Au-198	2.70 d	317	"	1.92×10^3	2.03×10^3	2.0
			Mn-56	2.58 h	326	"	7.80×10^2	3.36×10^3	1.0
			S	14.3 d	7681	20	1.6×10^1	2.1×10^1	20
L	熱+中速 (Cdなし)	Co	In-115m	4.49 h	275	10	1.65×10^2	3.35×10^2	21.6
			Co-60	5.27 y	582	10	7.89×10^1	7.89×10^1	3.7
L	中速 (Cd付き)	5.2% Lu-Al Ag W	Lu-176m	3.68 h	411	10	1.68×10^3	6.08×10^3	1.0
			Ag-110m	252.2 d	621	"	7.00	7.00	14.3
			W-187	23.9 h	683	"	1.08×10^4	1.50×10^4	2.0
			Co-60	5.27 y	602	"	3.52	3.52	20.8
L	熱+中速 (Cdなし)	Co	Mo-99	65.9 h	641	"	6.37×10^1	7.13×10^1	1.7
			Na-24	14.96 h	390	"	4.82×10^2	6.51×10^2	1.6
2		Ta	Ta-182	115.0 d	660	"	4.43×10^2	4.44×10^2	2.6

表 3-10 しきい値線量計照射実験の結果 (つづき)

照射 レベル	エネルギー 領域	放射化箱	生成核種	半減期	冷却時間 [min.]	測定時間 [min.]	測定時の 誘導放射能 [Bq]	照射直後の 誘導放射能 [Bq]	誤差 [%]
レ	速	Ti	Sc-46	83.8 d	757	10	1.34×10^2	1.35×10^2	12.4
			Sc-47	3.35 d	757	"	3.52×10^3	3.92×10^3	1.2
ベ	(Cd付き)	Ni	Sc-48	43.7 h	757	"	9.39×10^2	1.15×10^3	4.0
			Co-58	70.8 d	819	"	1.42×10^4	1.19×10^4	8.2
ル		Fe	Mn-54	312.2 d	697	"	4.20×10^2	4.20×10^2	5.9
			Mn-56	2.58 h	697	"	3.21×10^3	7.30×10^4	2.0
3		Al	Na-24	14.96 h	737	"	1.94×10^4	3.42×10^4	1.0
			Na-24	14.96 h	717	"	4.10×10^3	7.13×10^3	2.1
			Zr-89	78.4 h	797	"	7.58×10^1	8.52×10^1	31.5

表 3-11 しきい値線量計照射実験の結果の比較

照射領域	放射化箱の種類	生成核種	照射直後の実験値 [Bq]	誘導放射能 計算値 [Bq]	計算値/実験値
熱 中 性 子	7.9%Dy-Al	Dy-165	1.2×10^5	2.6×10^5	2.2
	Co	Co-60	1.5×10^1	2.6×10^1	1.7
	Cu	Cu-64	9.4×10^3	1.7×10^4	1.9
	Au	Au-198	9.3×10^3	1.4×10^4	1.5
	In	In-116m	2.9×10^6	5.5×10^6	1.9
中 速 中 性 子	7.9%Dy-Al	Dy-165	8.4×10^2	1.3×10^3	1.5
	5.2%Lu-Al	Lu-176m	1.2×10^3	9.2×10^2	0.77
	In	In-116m	4.0×10^5	1.8×10^6	4.5
	Au	Au-198	2.0×10^3	4.7×10^3	2.4
	Ag	Ag-110m	1.4	5.7	4.1
	W	W-187	3.0×10^3	7.8×10^3	2.6
	Co	Co-60	7.0×10^{-1}	1.1	1.6
	81.3%Mn-Cu	Mn-56	3.4×10^3	2.6×10^4	7.6
	Mo	Mo-99	1.4×10^1	1.6×10^1	1.1
	Cu	Cu-64	3.9×10^2	3.7×10^2	0.95
速 中 性 子	NaCl	Na-24	1.3×10^2	9.9×10^1	0.76
	Ta	Ta-182	8.9×10^1	2.4×10^2	2.7
	Ti	Sc-46	7.7×10^{-3}	8.3×10^{-3}	1.1
		Sc-47	2.2×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.3
		Sc-48	6.6×10^{-2}	8.3×10^{-2}	1.3
	Ni	Co-58	6.8×10^{-1}	1.2	1.8
	S	P-32	2.1×10^1	1.4×10^1	0.67
	Fe	Mn-54	2.4×10^{-2}	7.8×10^{-3}	0.33
		Mn-56	4.2	4.6	1.1
	Al	Na-24	2.0	2.5	1.3
子	Mg	Na-24	4.1×10^{-1}	5.5×10^{-1}	1.3
	Zr	Zr-89	4.9×10^{-3}	5.5×10^{-3}	1.1
	In	In-115m	3.4×10^2	2.2×10^2	0.65

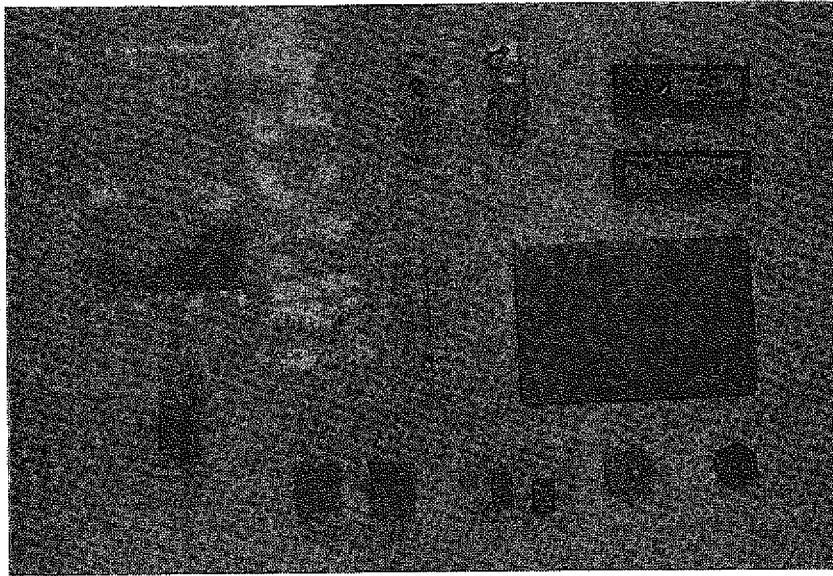


写真 2 - 1 放射化実験用試料

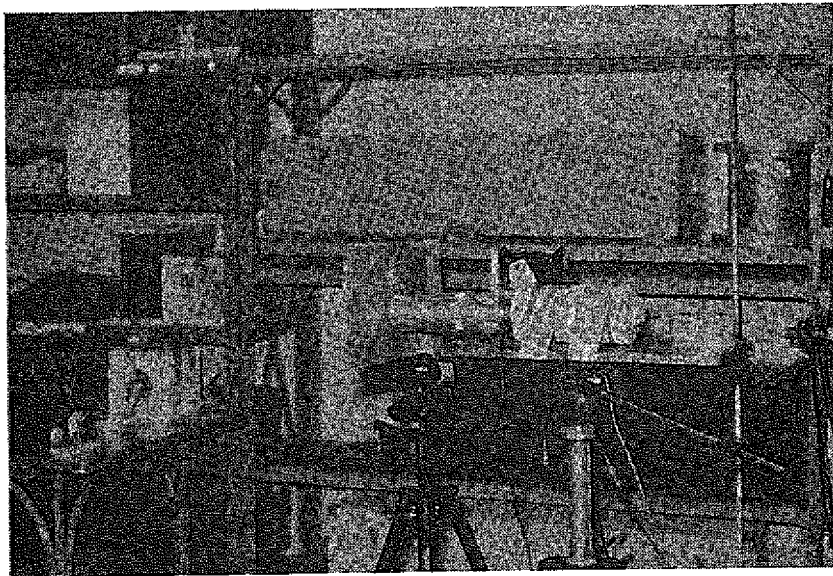


写真 2 - 2 Ge 検出器と放射化試料の配置状況

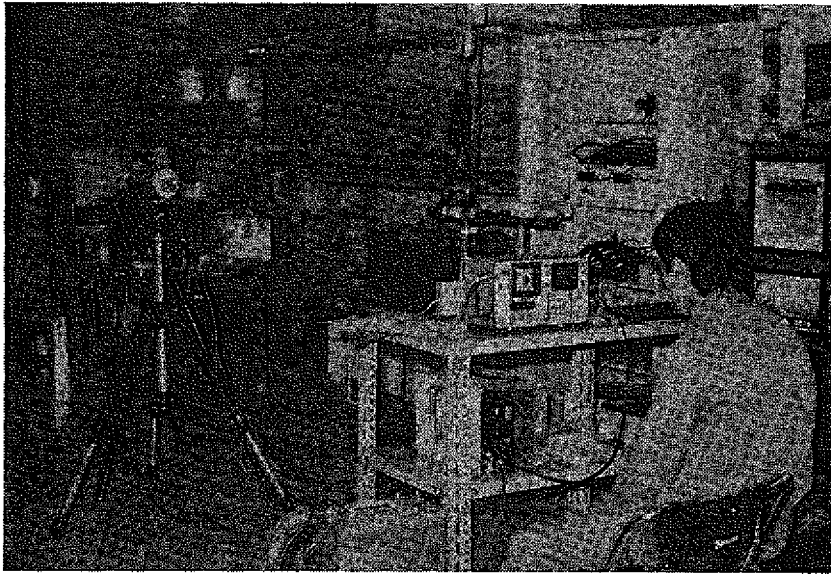


写真 2 - 3 Ge 検出器による放射化試料測定の様子



写真 3 - 1 JRR - 4 気送管照射設備 (制御盤)



写真3-2 JRR-4気送管照射設備（試料挿入口）

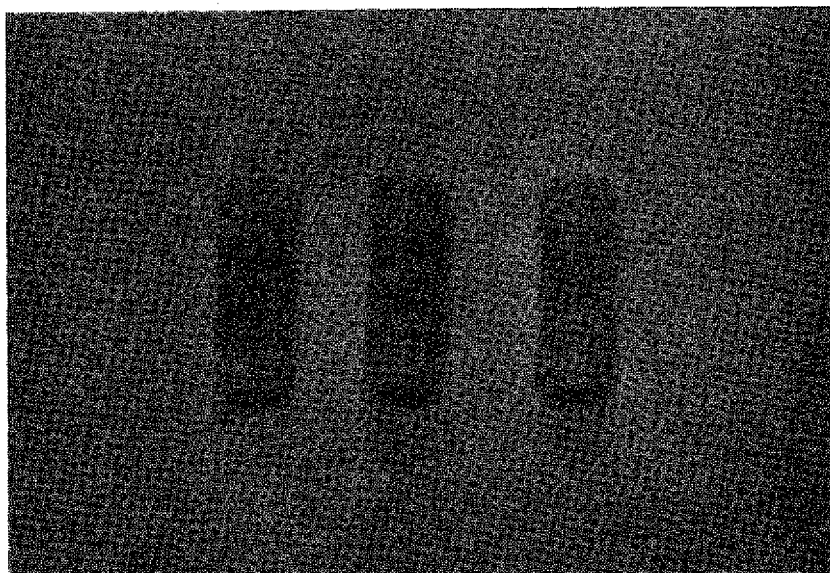


写真3-3 気送管照射用キャプセル

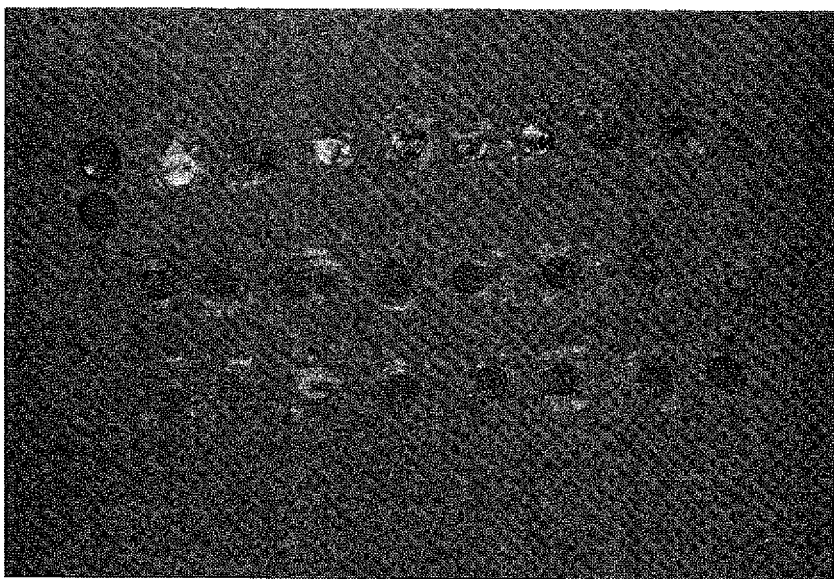


写真 3 - 4 照射した放射化箱およびカドミカバー

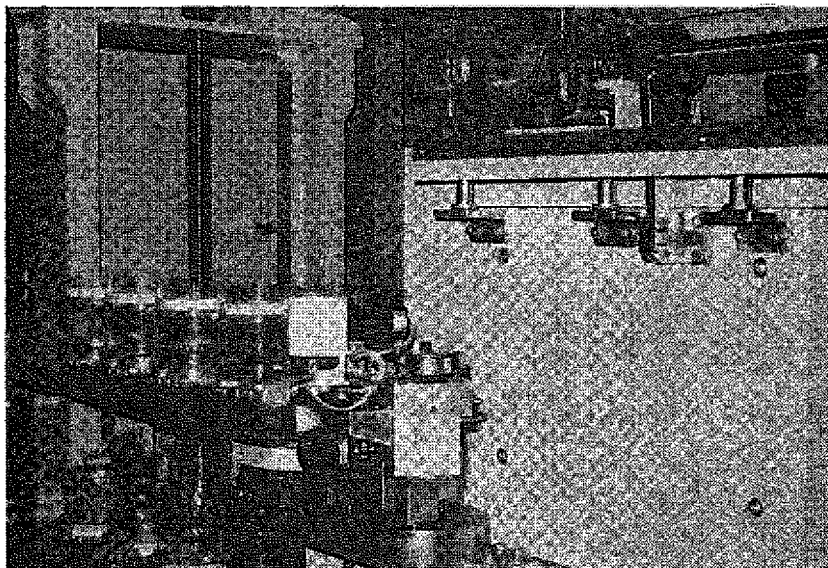


写真 3 - 5 自動試料交換装置付 Ge (Li) 半導体検出器

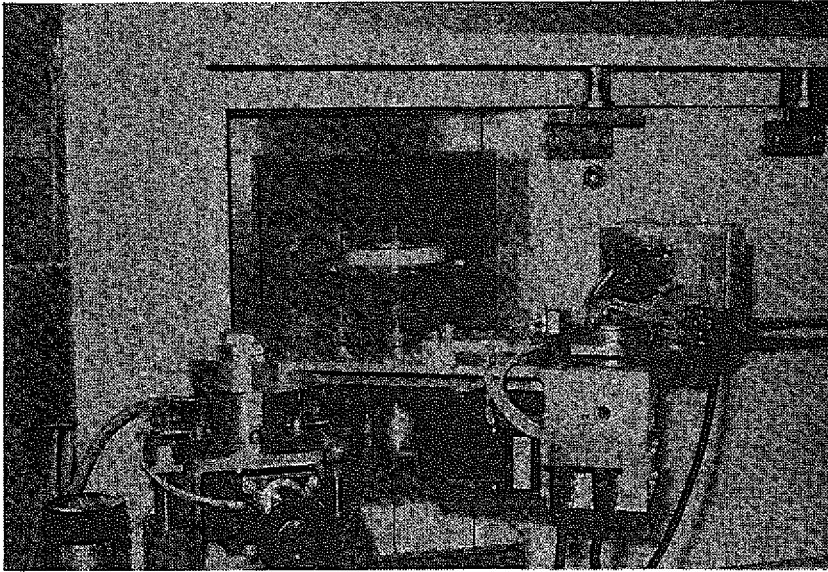


写真 3 - 6 Ge (Li) 半導体検出器による誘導放射能測定の様子

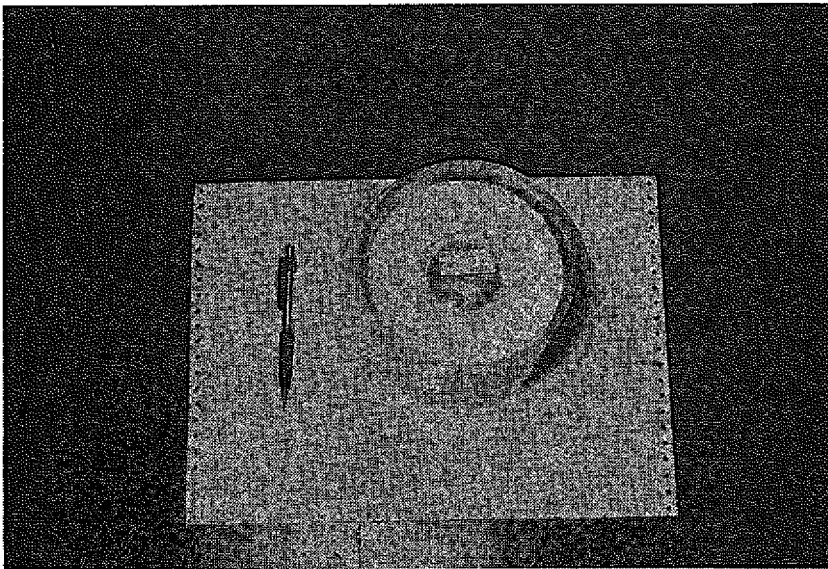


写真 3 - 7 試料の位置決め用治具

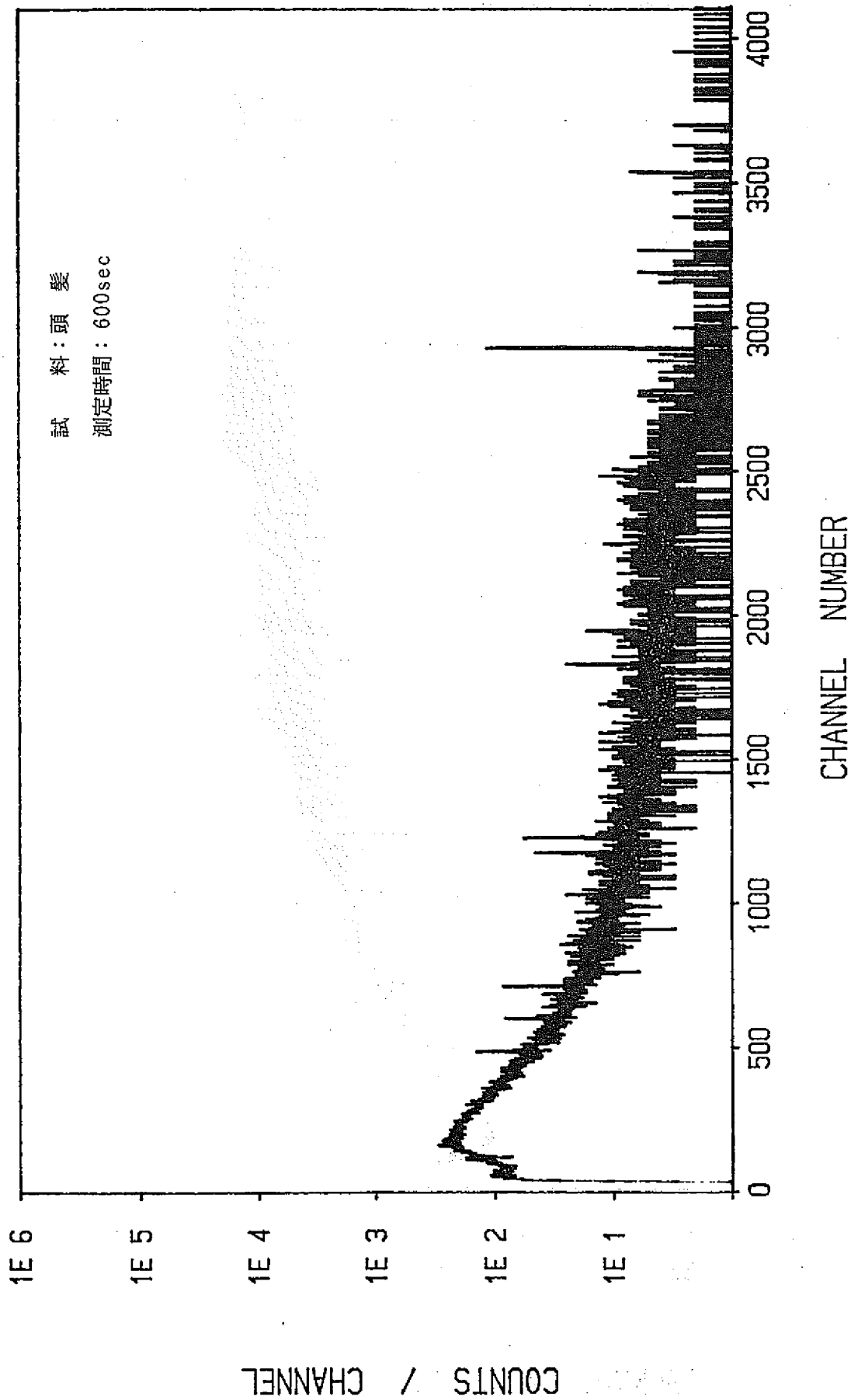


図2-1 放射化試料 γ 線スペクトル(頭髪)

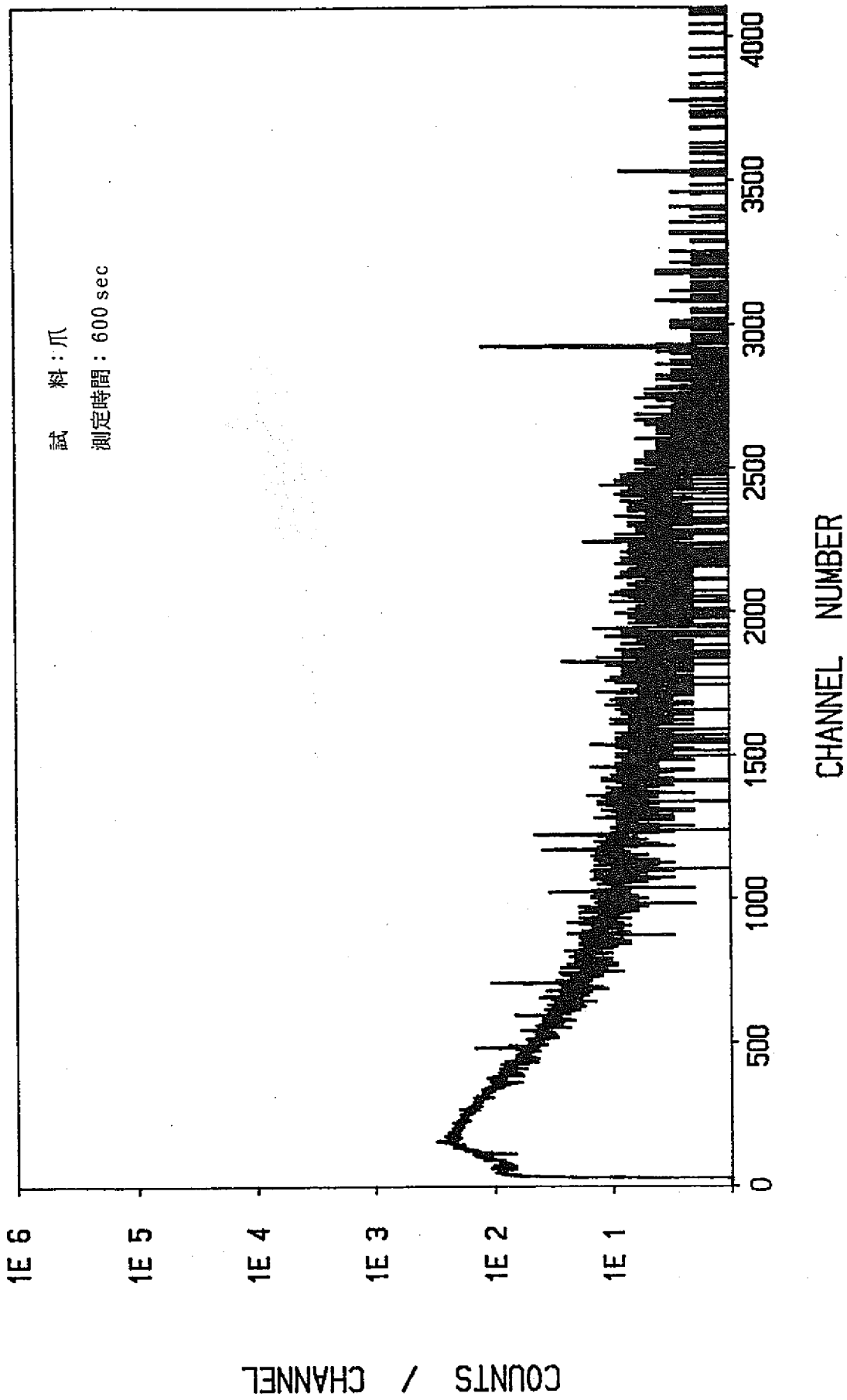


図2-2 放射化試料 γ 線スペクトル(爪)

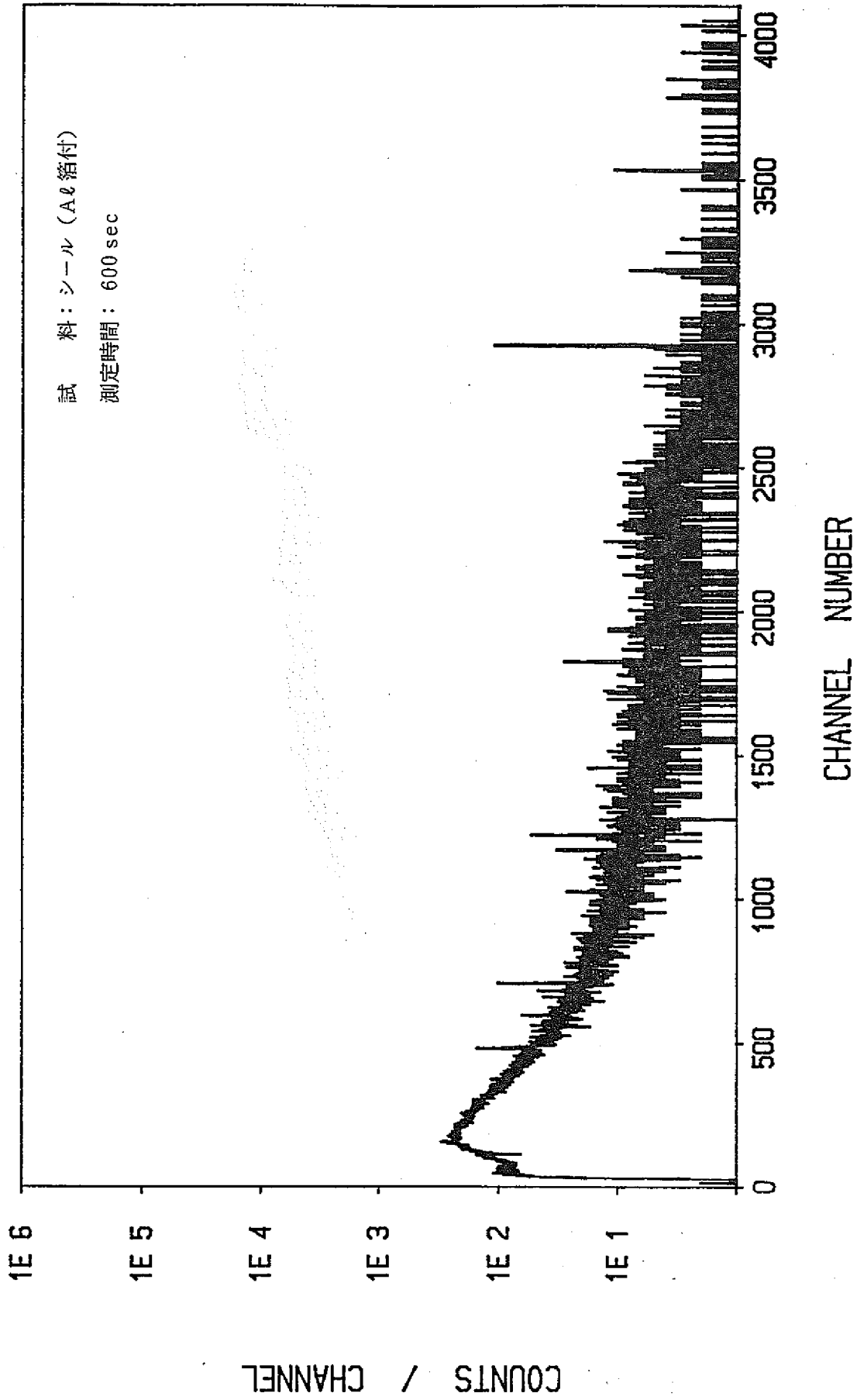


図 2-3 放射化試料ア線スペクトル (シール：A₀ 箔付)

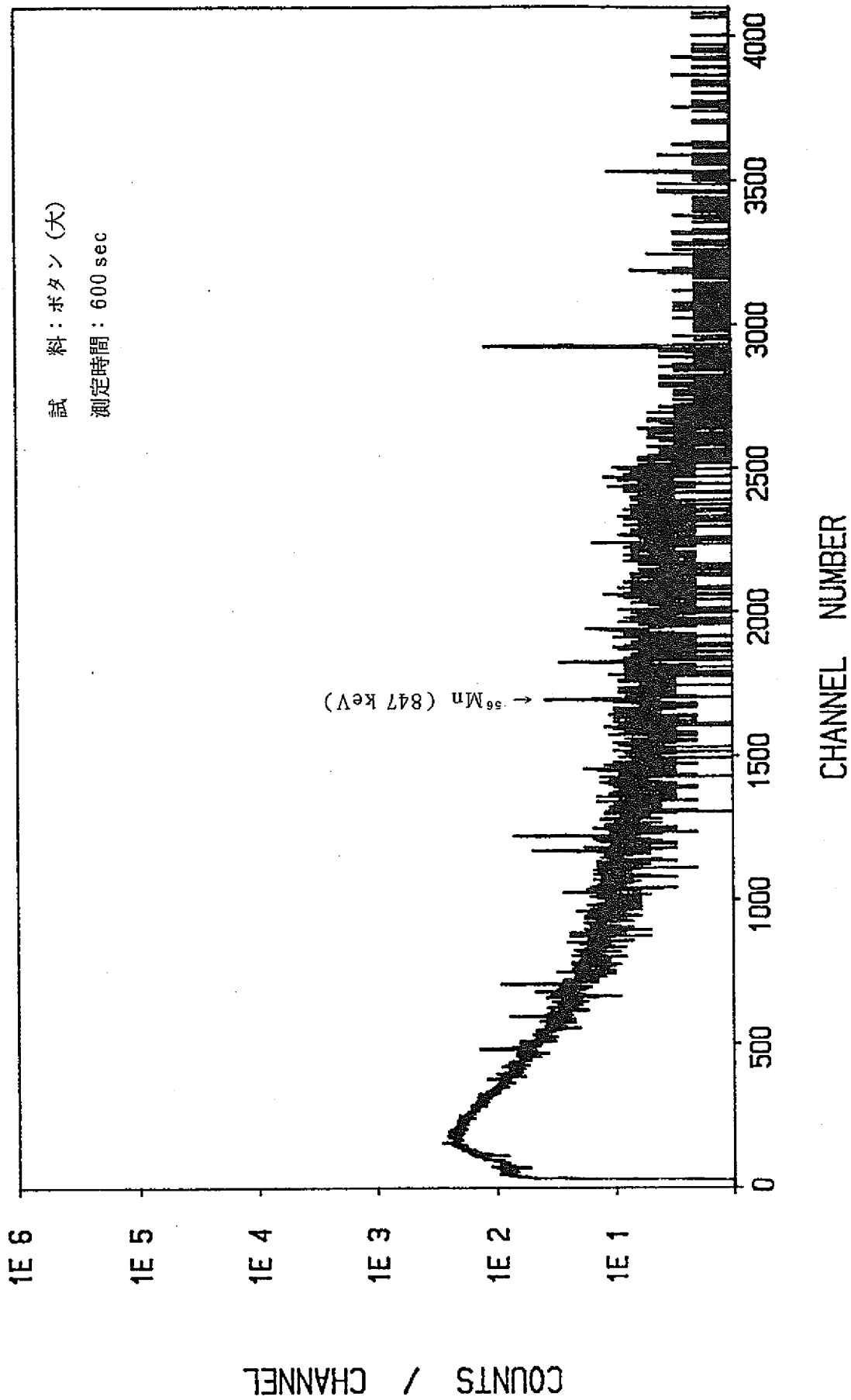


図2-4 放射化試料ア線スペクトル (ポタン(大))

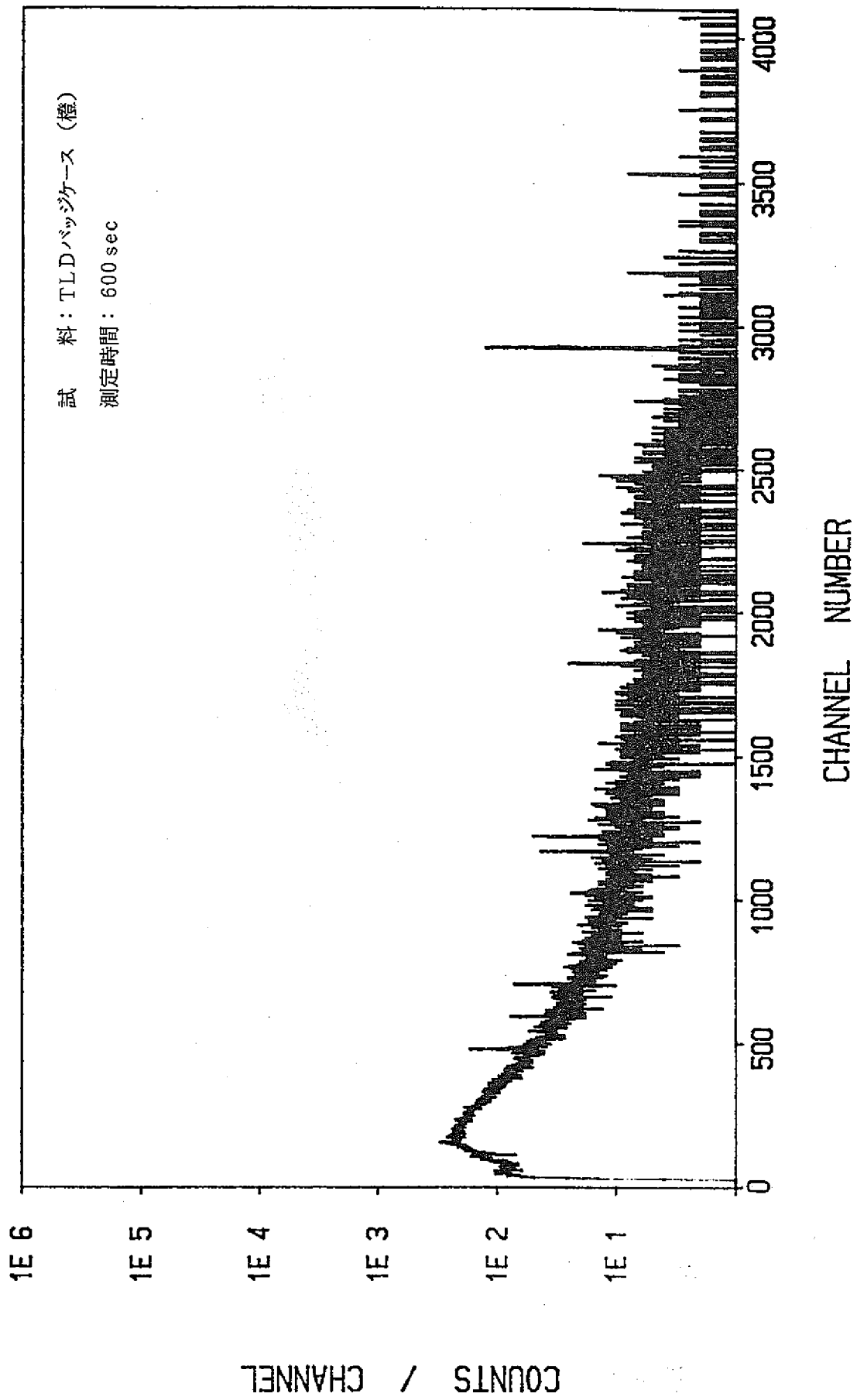


図2-5 放射化試料γ線スペクトル（TLDバッジケース：橙）

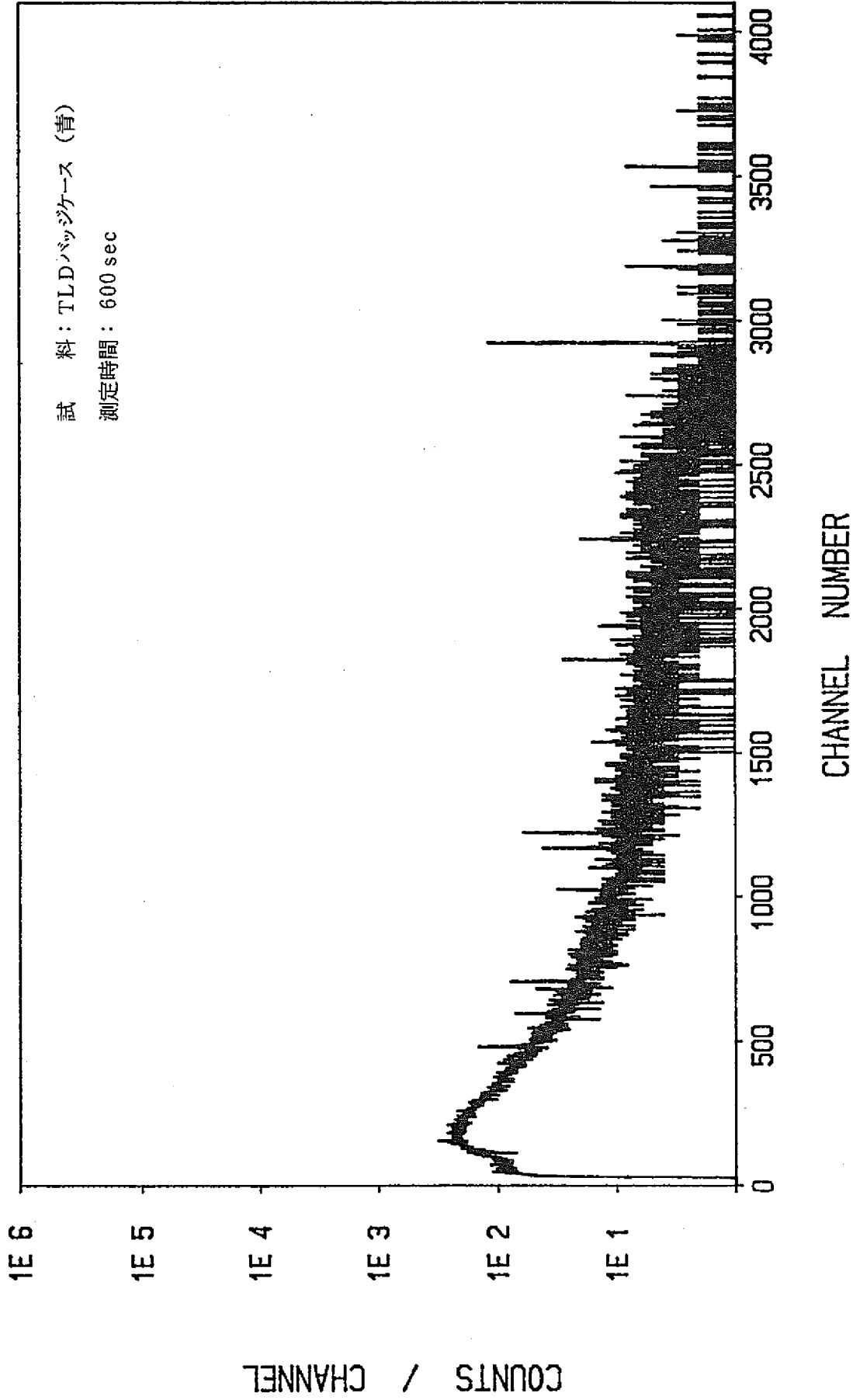


図2-6 放射化試料線スペクトル (TLDバッジケース：青)

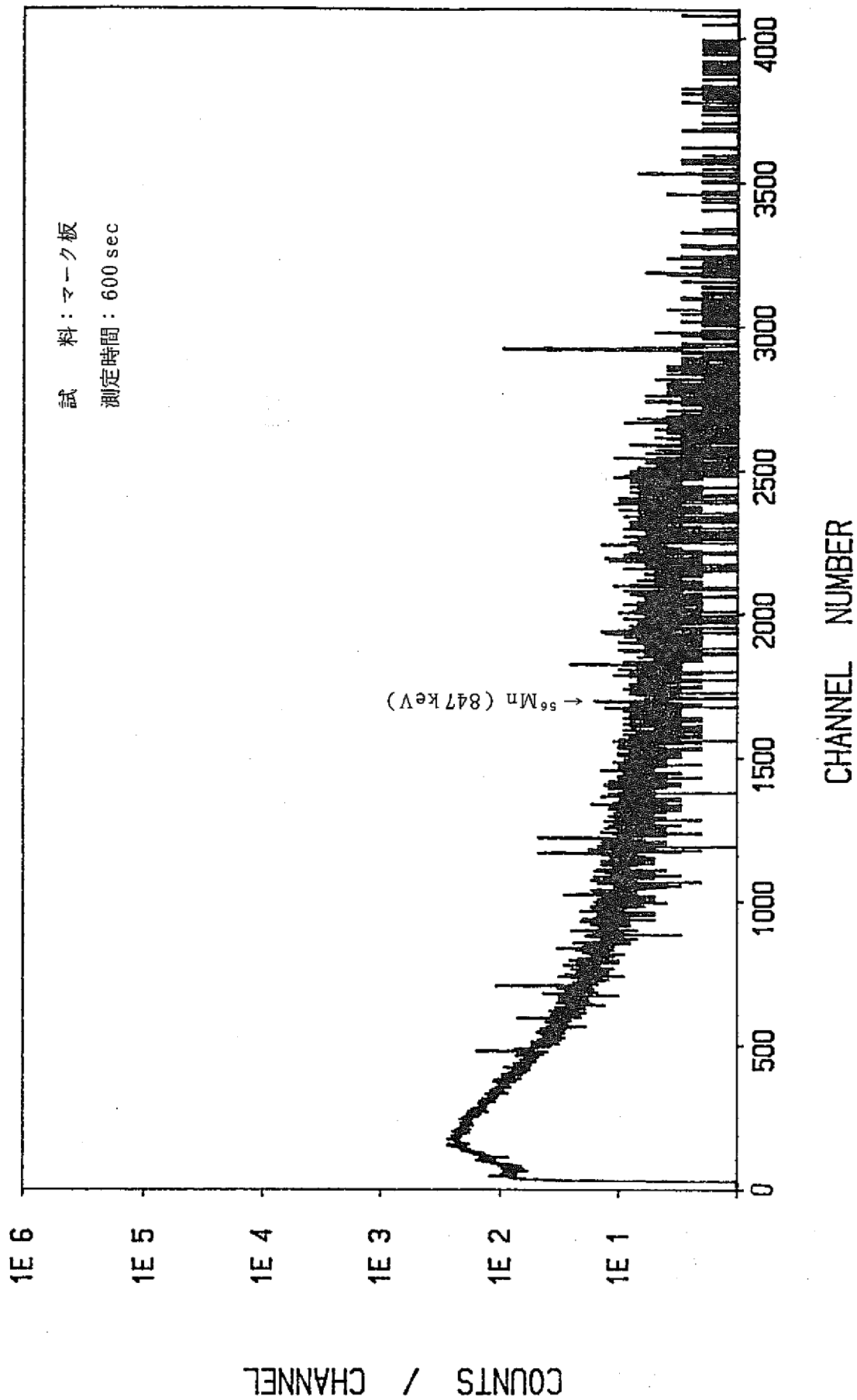


図 2-7 放射化試料 γ 線スペクトル (マーク板)

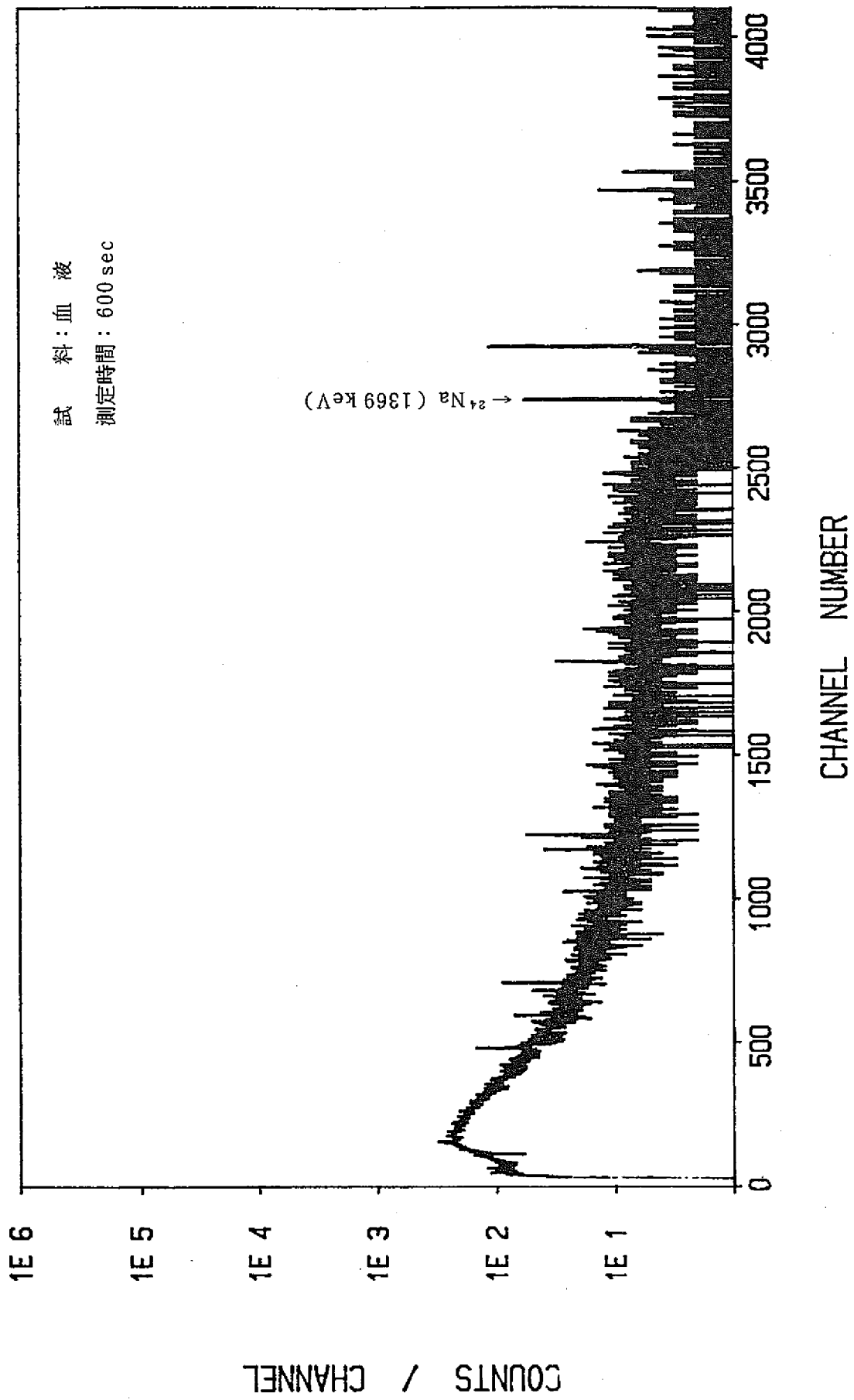


図2-8 放射化試料γ線スペクトル(血液)

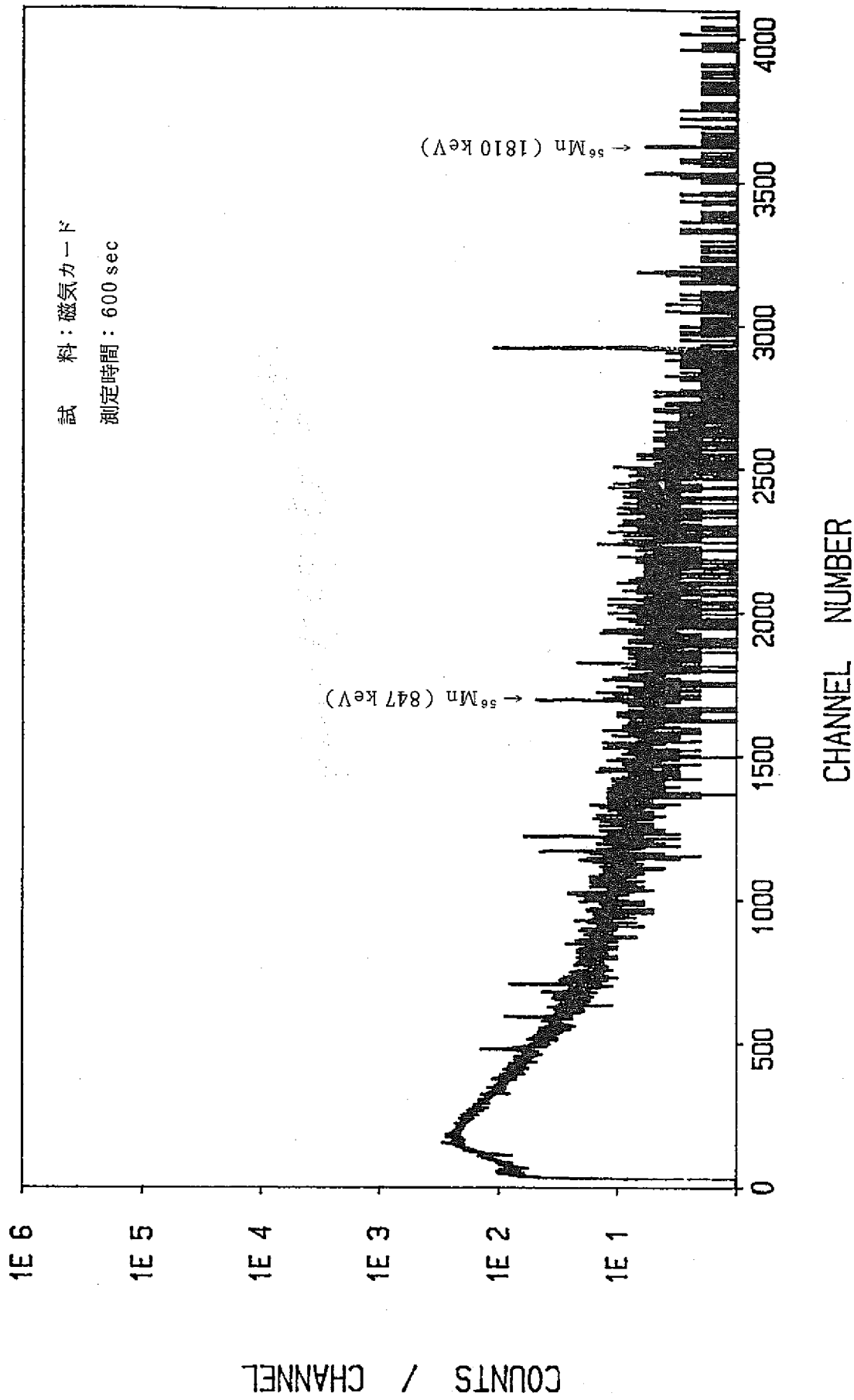


図2-9 放射化試料γ線スペクトル (磁気カード)

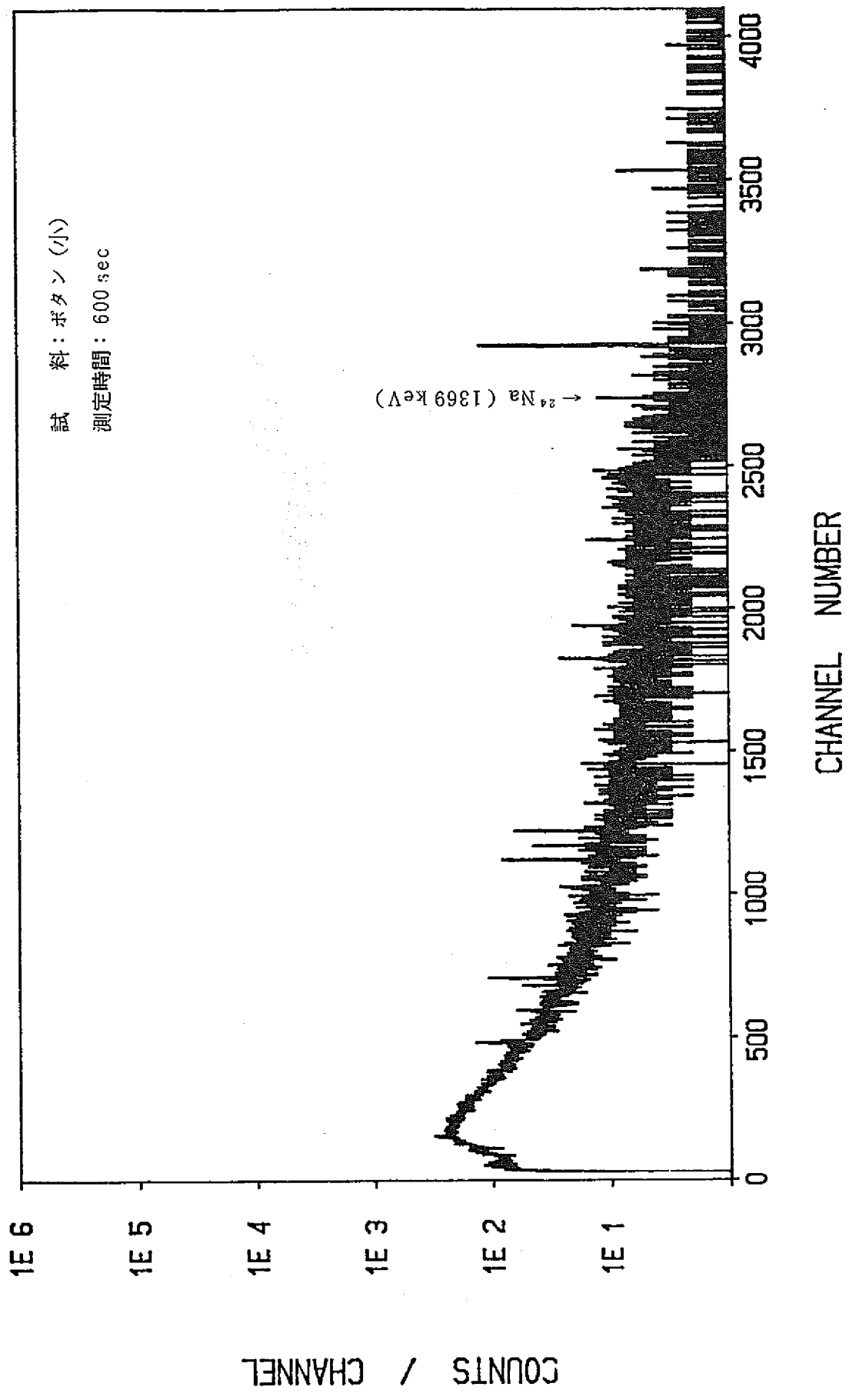


図2-10 放射化試料ア線スペクトル (ボタン(小))

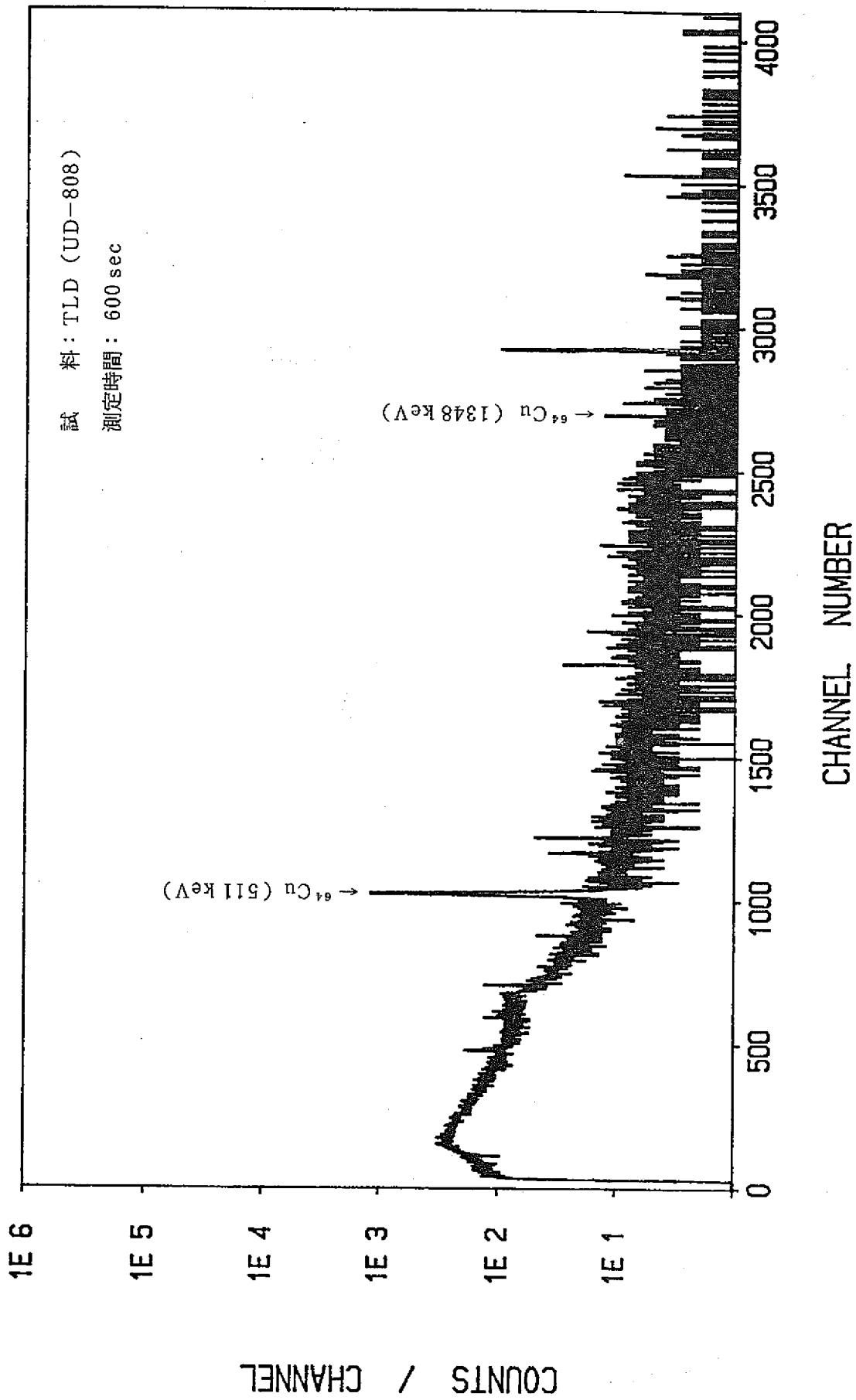


図 2-11 放射化試料線スペクトル (TLD: UD-808)

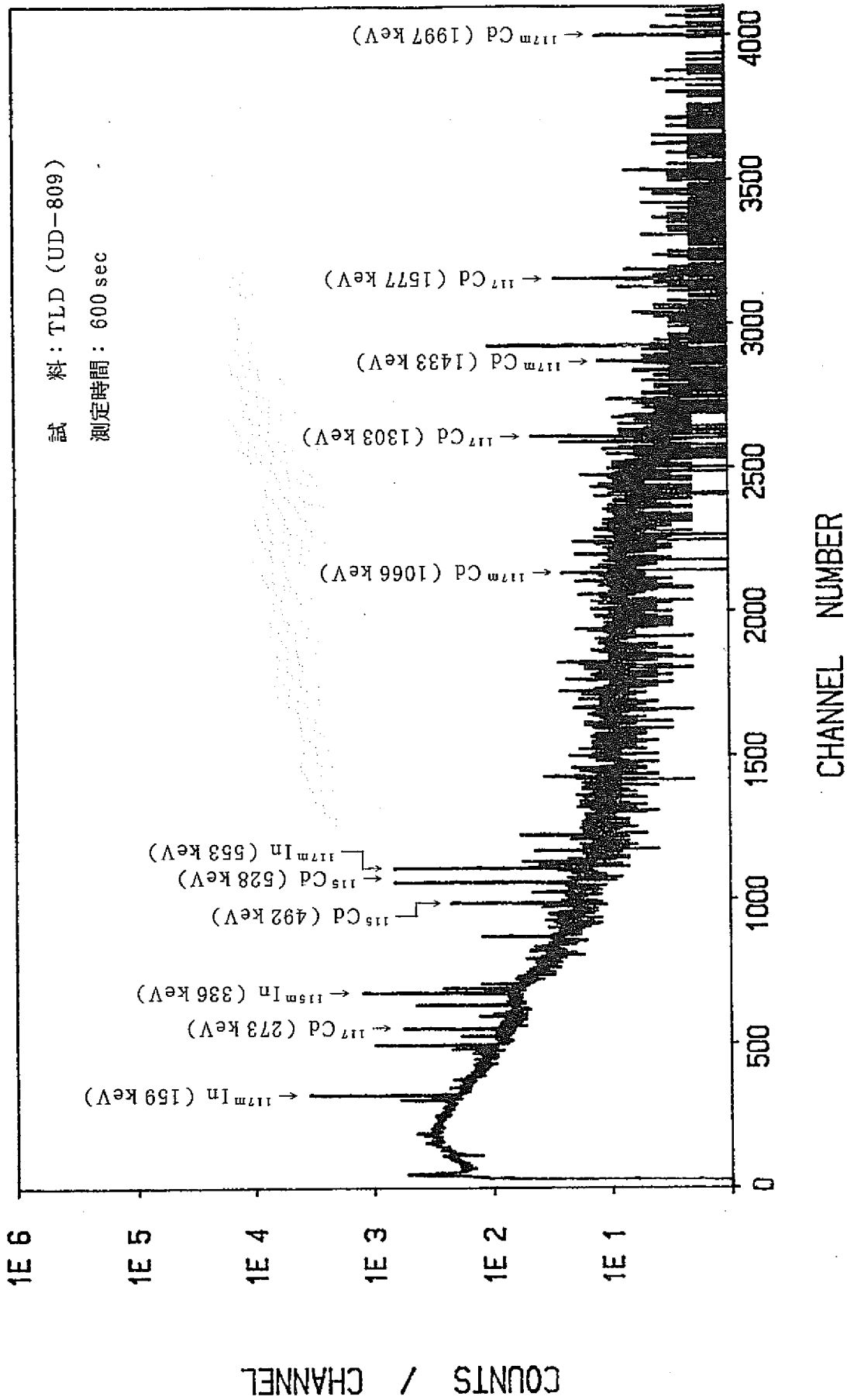


図 2-12 放射化試料 γ 線スペクトル (TLD: UD-809)

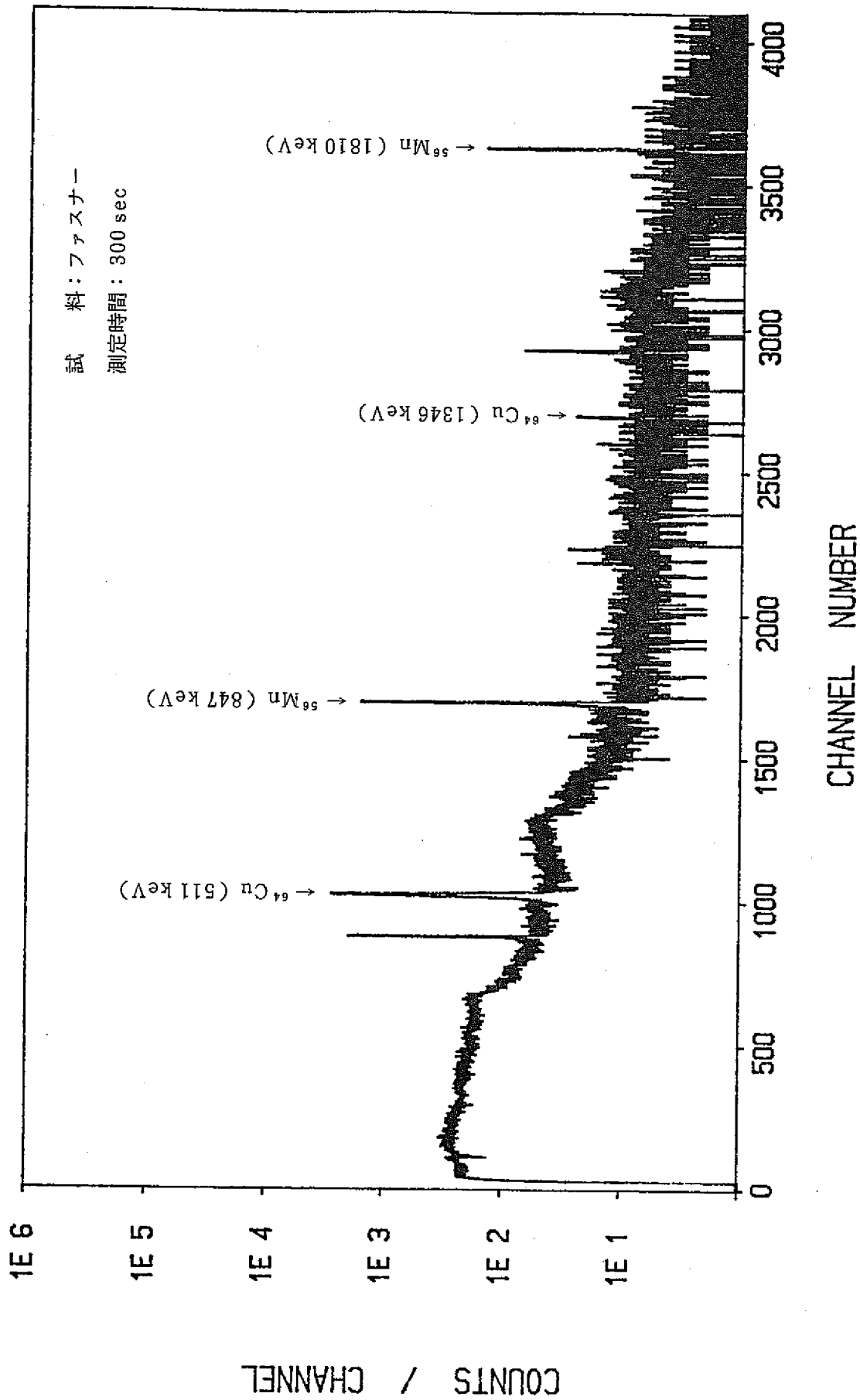


図 2-13 放射化試料の線スペクトル (ファスナー)

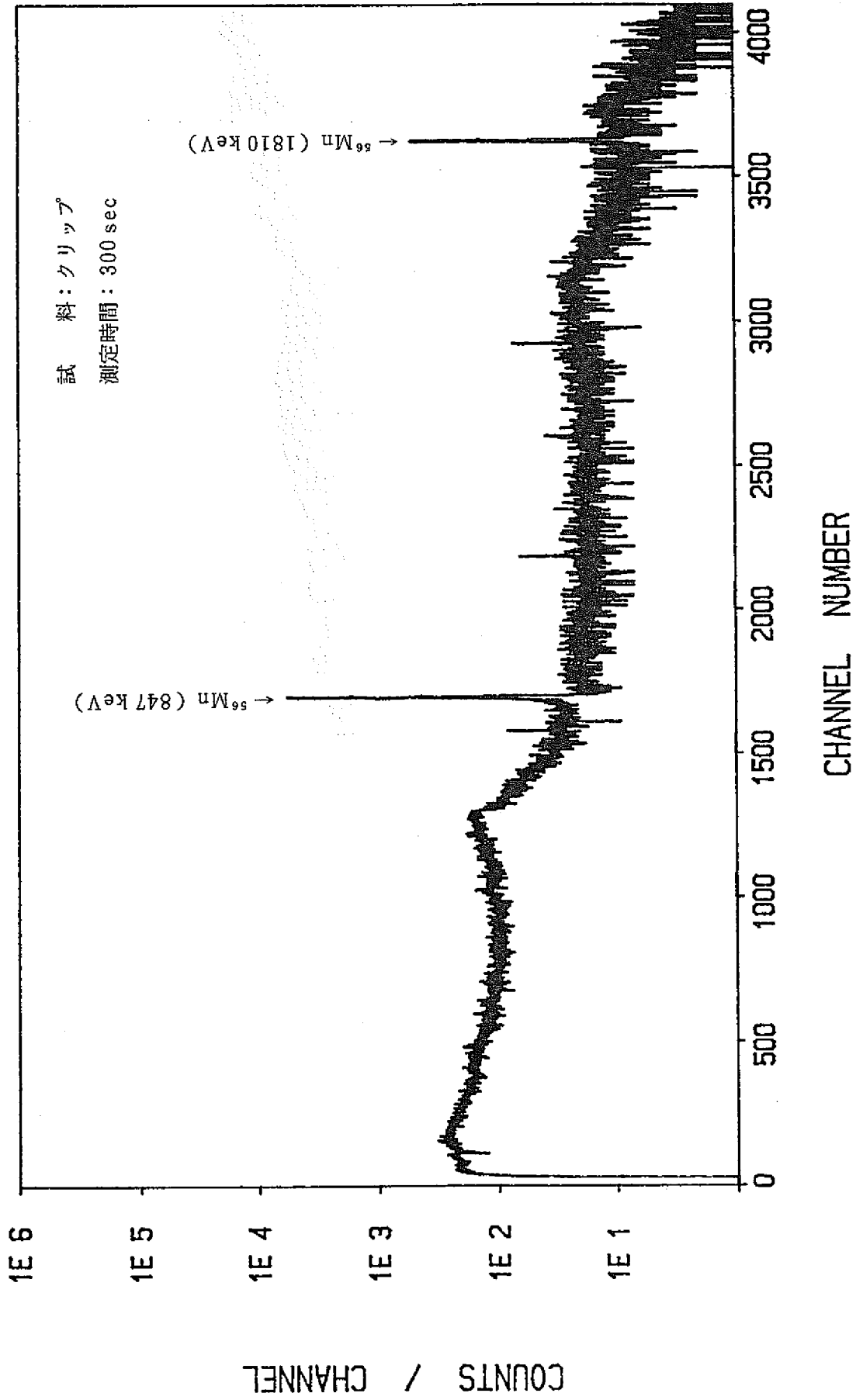


図2-14 放射化試料ア線スペクトル (Al製クリップ)

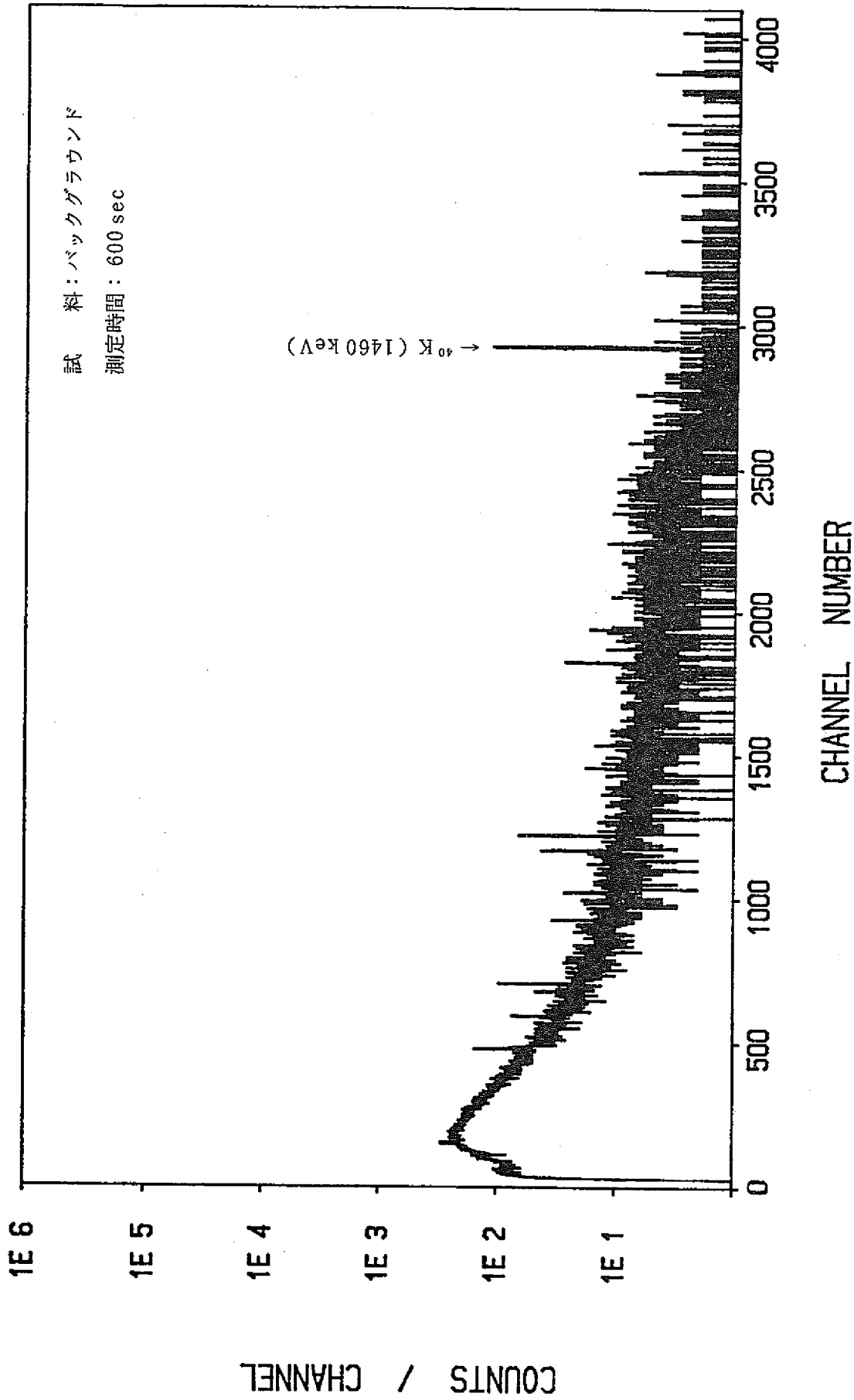


図2-15 放射化試料γ線スペクトル (バックグラウンド)

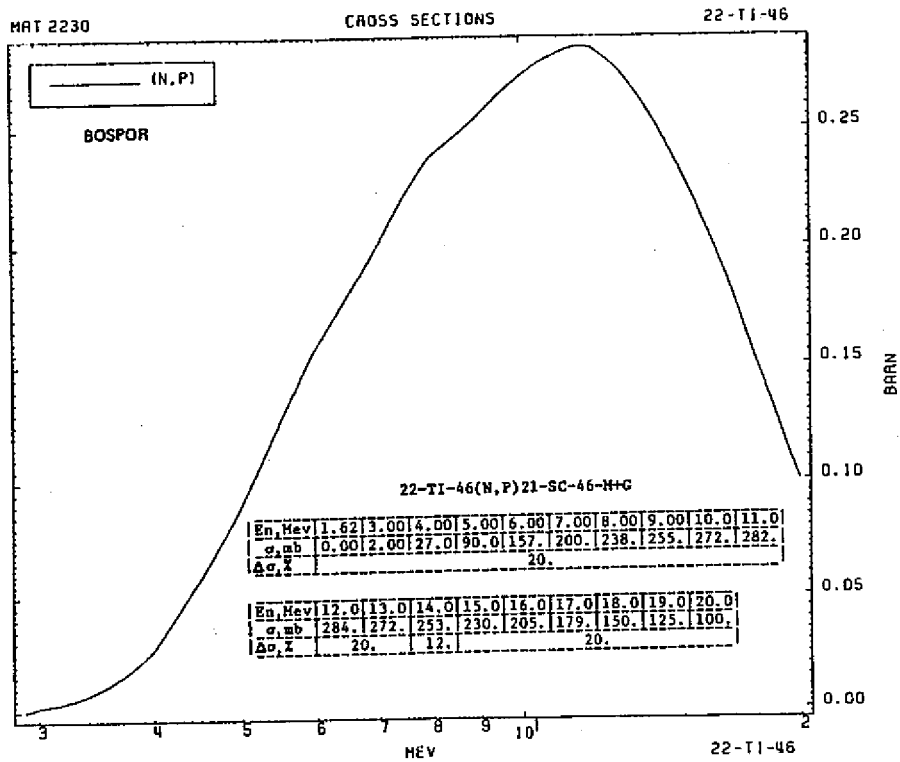


図3-1 $^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$ 反応の断面積¹¹⁾

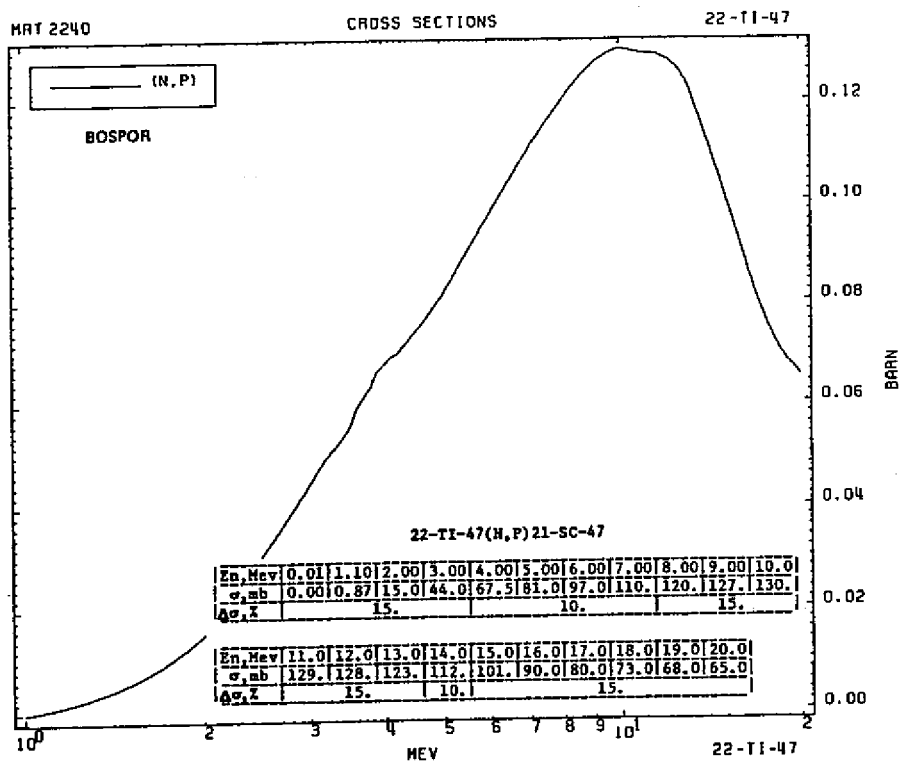


図3-2 $^{47}\text{Ti}(n, p)^{47}\text{Sc}$ 反応の断面積¹¹⁾

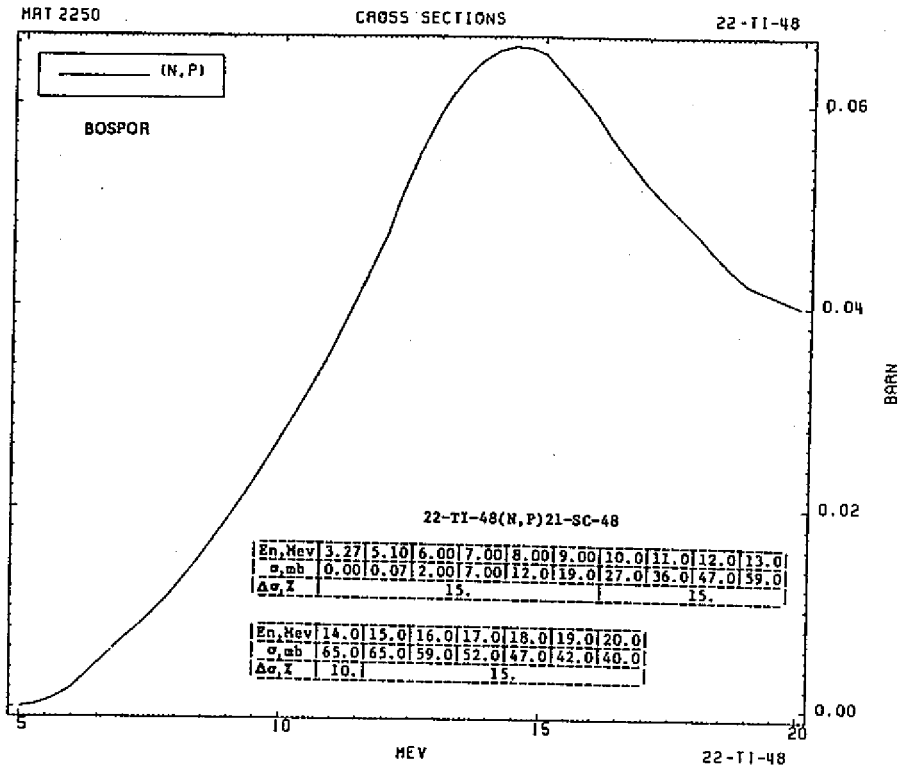


図3-3 $^{48}\text{Ti}(n, p)^{48}\text{Sc}$ 反応の断面積¹¹⁾

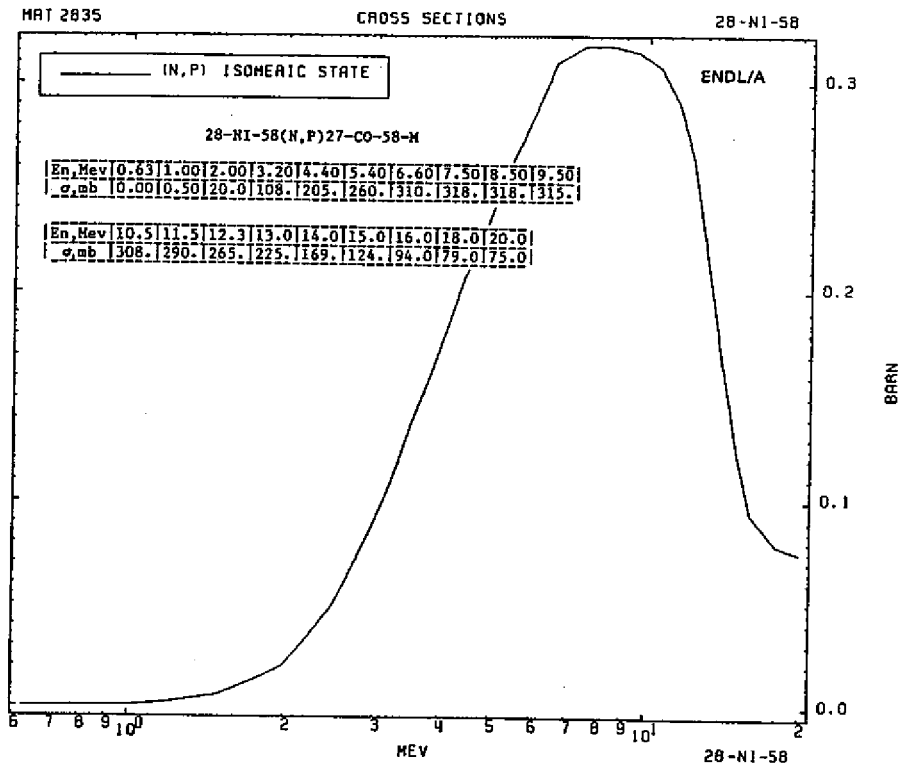


図3-4 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58\text{m}}\text{Co}$ 反応の断面積¹¹⁾

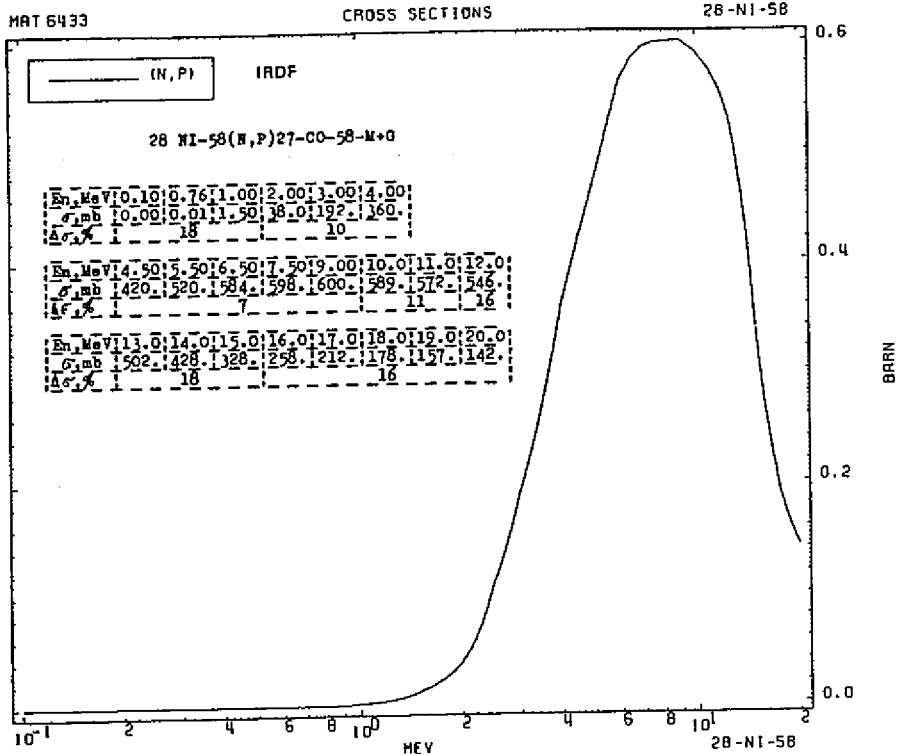


図3-5 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58\text{m}+g}\text{Co}$ 反応の断面積¹¹⁾

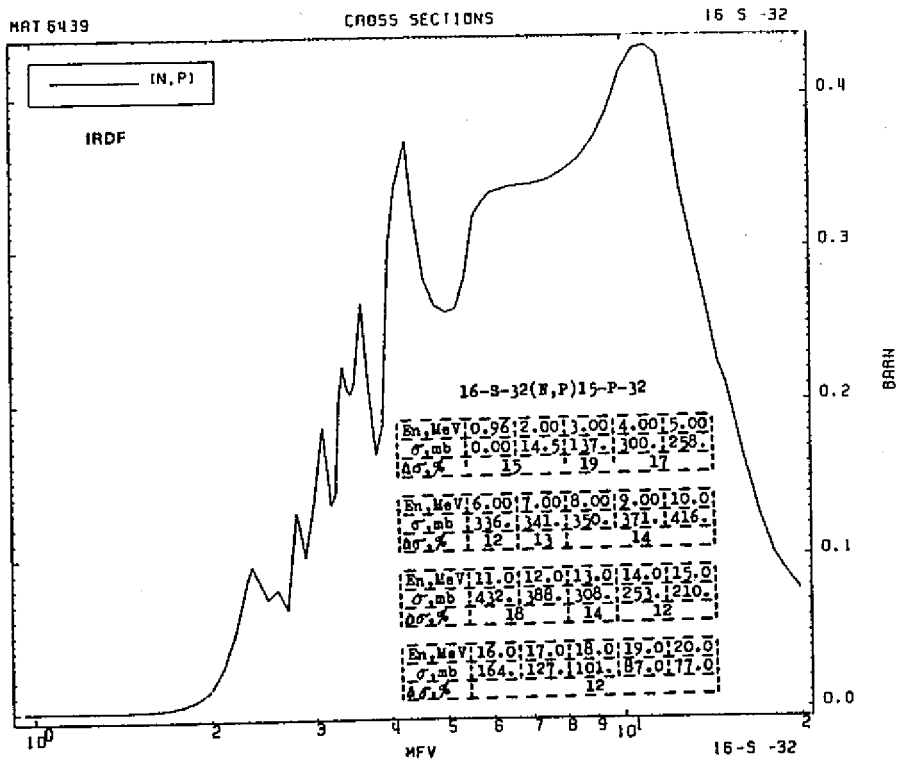


図3-6 $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$ 反応の断面積¹¹⁾

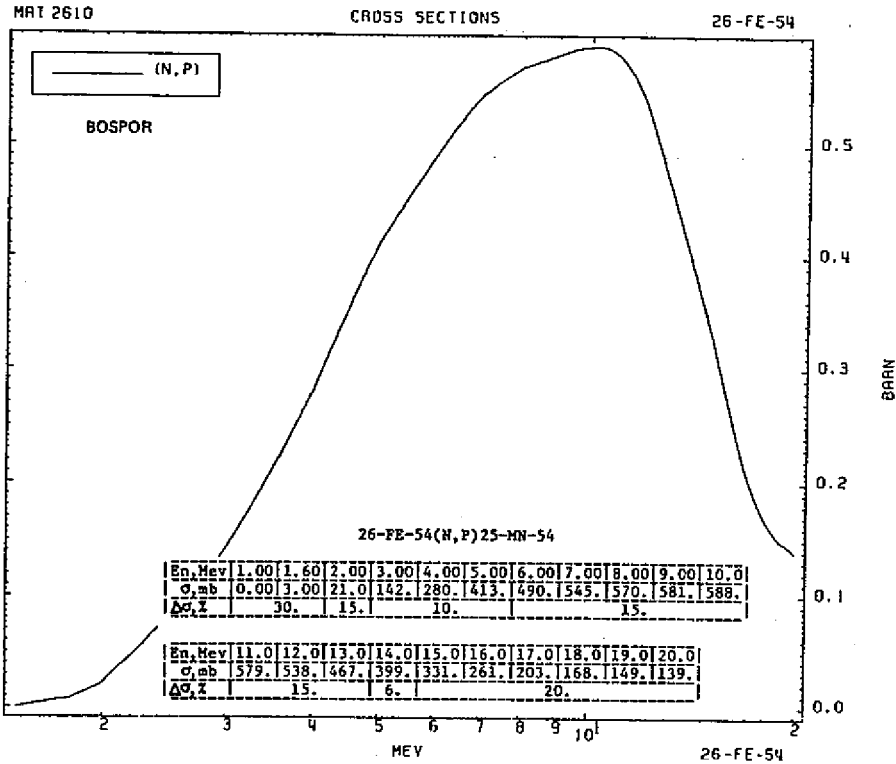


図3-7 $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応の断面積¹¹⁾

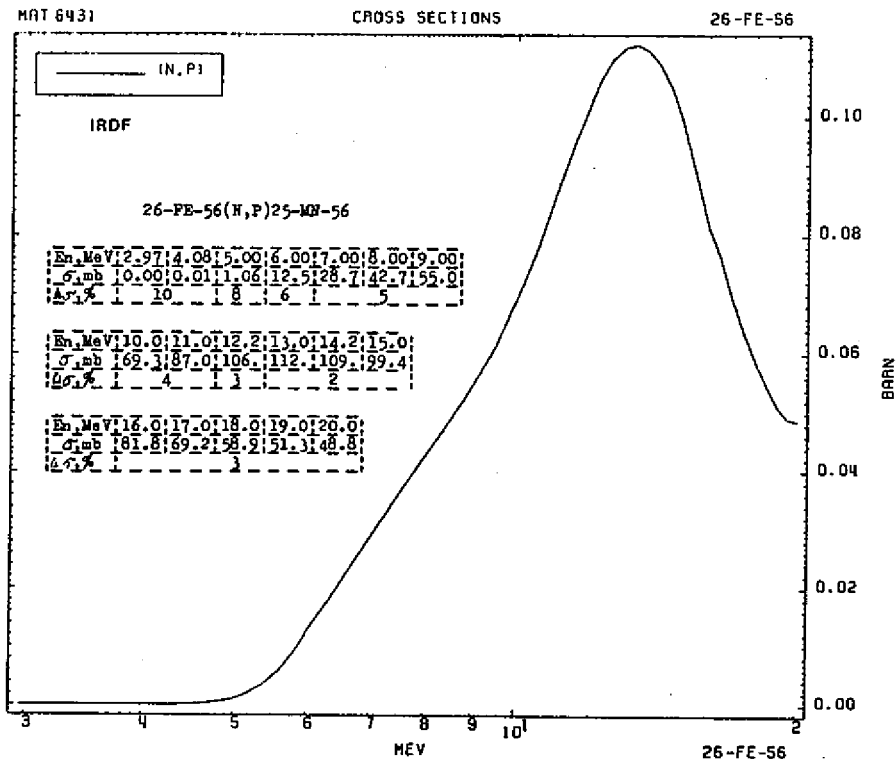


図3-8 $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$ 反応の断面積¹¹⁾

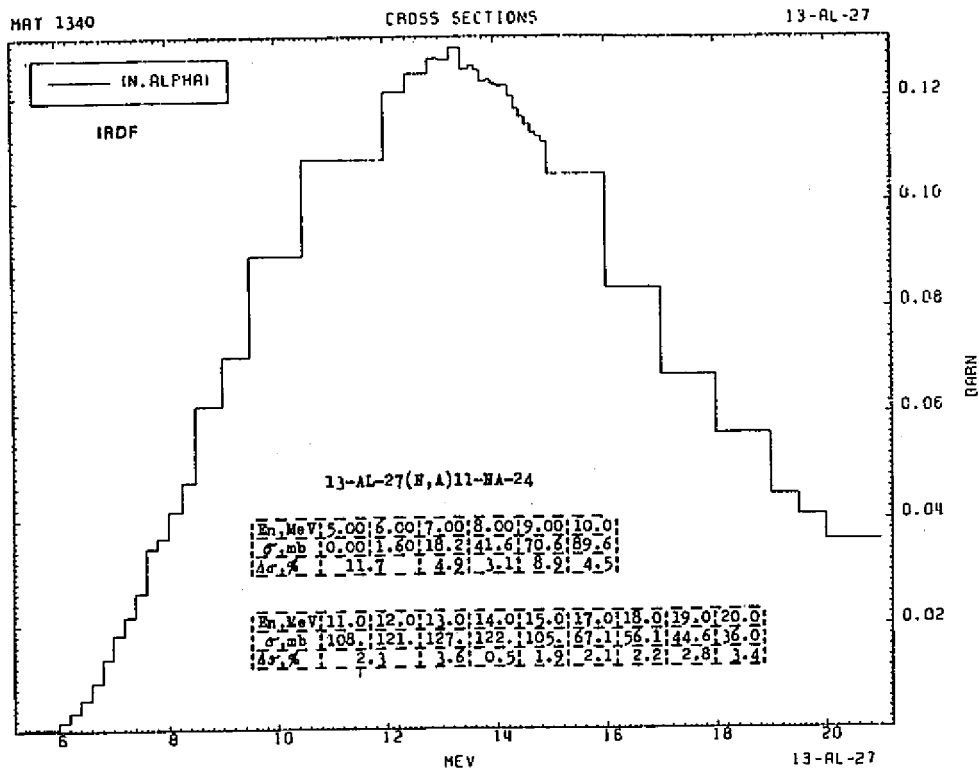


図3-9 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ 反応の断面積¹¹⁾

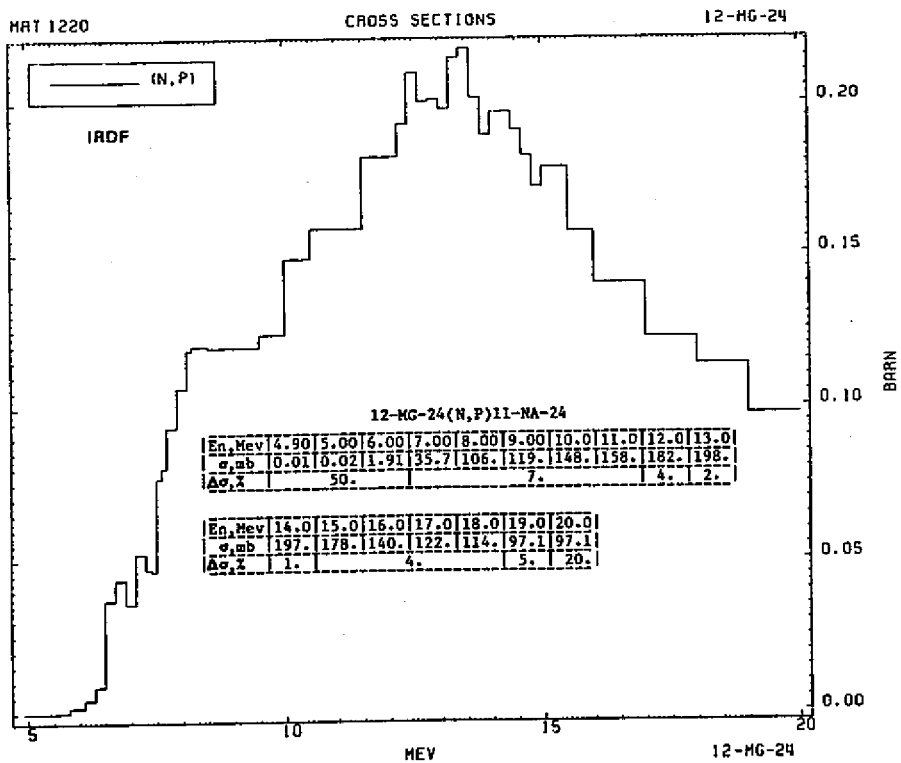


図3-10 $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$ 反応の断面積¹¹⁾

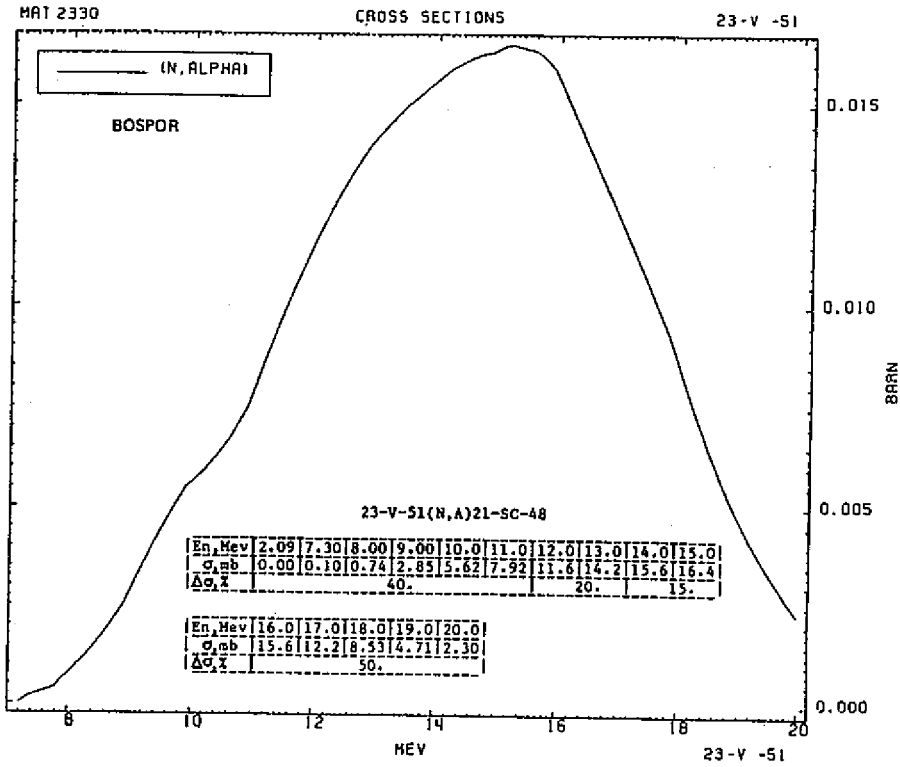


図3-11 $^{51}\text{V}(n, \alpha)^{48}\text{Sc}$ 反応の断面積¹¹⁾

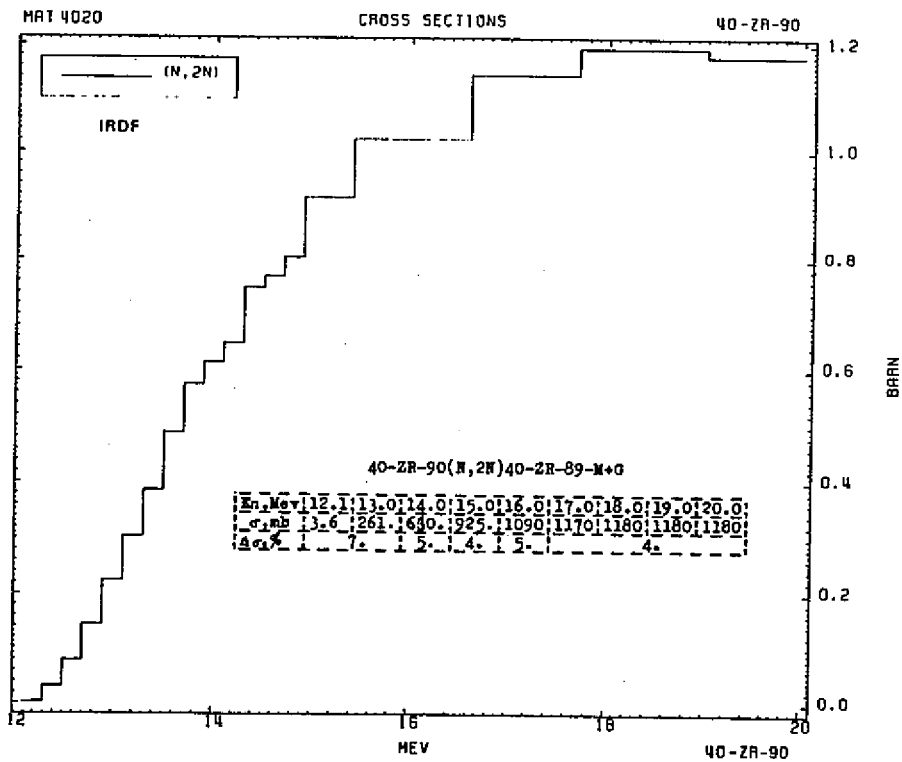


図3-12 $^{90}\text{Zr}(n, 2n)^{89}\text{Zr}$ 反応の断面積¹¹⁾

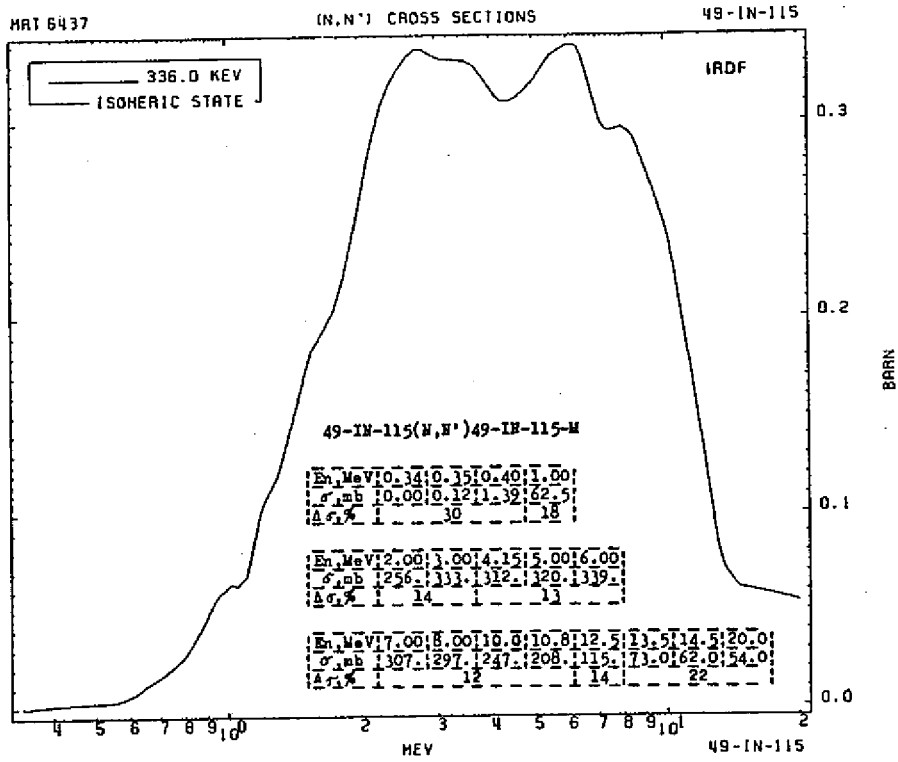


図3-13 $^{115}\text{In}(n, n')^{115m}\text{In}$ 反応の断面積¹¹⁾

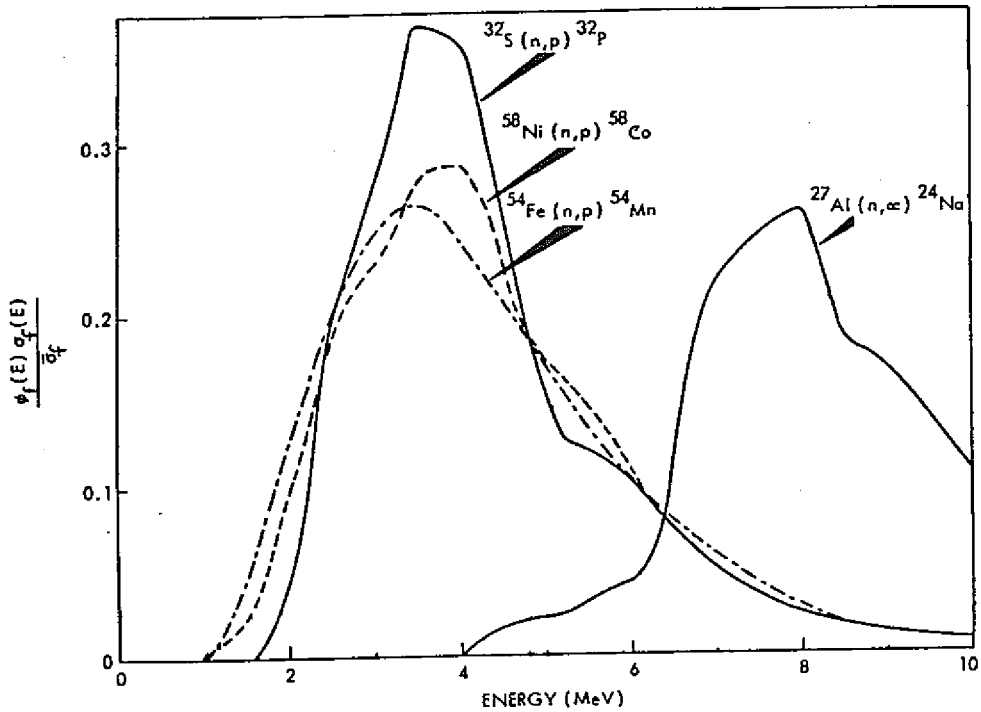


図3-14 主なしきい値反応のレスポンスカーブ¹⁰⁾