

JAERI - M  
89-083

NEANDC(J)-137/U  
INDC(JPN)-124/L

放射化断面積の測定

1989年7月

加藤 敏郎\*・河出 清\*・山本 洋\*

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 いばらき印刷(株)

放射化断面積の測定

日本原子力研究所東海研究所物理部

加藤 敏郎\*・河出 清\*・山本 洋\*

(1989年6月8日受理)

半減期が1分から20分程度の短寿命核生成断面積を、13.4 MeVから14.9 MeVの中性子エネルギーの範囲にわたり測定した。測定した反応は、N, P, V, Fe, Ni, Cu, Sr, Zr, Mo, Inの試料に対する $(n, 2n)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, n'p)$ ,  $(n, \alpha)$ 反応のうち15反応である。長寿命核生成の $^{58}\text{Ni}(n, t)$ ,  $^{92}\text{Mo}(n, n'\alpha)$ ,  $^{141}\text{Pr}(n, t)$ 反応についても測定した。

14 MeV または熱中性子照射で生成される短寿命の半減期の測定を0.05ないし0.8パーセントの誤差で行なった。測定したのは、 $^{13}\text{N}$ ,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{28}\text{Al}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{38}\text{K}$ ,  $^{42}\text{K}$ ,  $^{52}\text{V}$ ,  $^{62}\text{Cu}$ ,  $^{94\text{m}}\text{Nb}$ ,  $^{116\text{m}}\text{In}$ の10核種である。

---

本報告書は、日本原子力研究所が名古屋大学に委託して行った研究の成果である。

東海研究所 : 〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

\*名古屋大学

Measurement of Activation Cross Sections

Toshio KATOH\*, Kiyoshi KAWADE\* and Hiroshi YAMAMOTO\*

Department of Physics  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 8, 1989)

Fifteen neutron activation cross sections for (n,2n), (n,p), (n,n'p) and (n, $\alpha$ ) reactions producing short-lived nuclei have been measured in the energy range of 13.4 to 14.9 MeV for N, P, V, Fe, Ni, Cu, Sr, Zr, Mo and In. Cross sections for  $^{58}\text{Ni}(n,t)$ ,  $^{92}\text{Mo}(n,n'\alpha)$  and  $^{141}\text{Pr}(n,t)$  reactions were also measured.

Half-lives of  $^{13}\text{N}$ ,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{28}\text{Al}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{38}\text{K}$ ,  $^{42}\text{K}$ ,  $^{52}\text{V}$ ,  $^{62}\text{Cu}$ ,  $^{94\text{m}}\text{Nb}$  and  $^{116\text{m}}\text{In}$  were measured with relative uncertainties of 0.05 to 0.8 percent. These short-lived nuclei were produced by 14 MeV or thermal neutron irradiations.

Keywords: Activation, Cross Section, 14 MeV Neutron, Short-lived Nucleus, Half-life, Measurement

---

This work was performed under the contract between Japan Atomic Energy Research Institute and Nagoya University.

\* Nagoya University

## 目 次

1. 序 .....	1
2. 放射化断面積の測定 .....	1
2.1 実験方法 .....	1
2.1.1 放射化法 .....	1
2.1.2 中性子照射 .....	2
2.1.3 誘導放射能の測定 .....	3
2.1.4 崩壊データ .....	4
2.1.5 補正 .....	4
2.1.6 誤差の評価 .....	5
2.2 測定結果 .....	6
3. 半減期の精密測定 .....	6
3.1 実験方法 .....	6
3.2 線源の調整 .....	7
3.3 結果 .....	7
4. まとめ .....	8
謝 辞 .....	8
参考文献 .....	9
付録1 Relation between the d-T neutron energy and the incident deuteron energy .....	38
付録2 Detection efficiency of the Well-type Ge detector .....	39
付録3 Gamma-ray spectra of samples irradiated by 14 MeV neutron .....	40

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Measurement of Activation Cross Sections .....	1
2.1 Experimental Method .....	1
2.1.1 Activation Method .....	1
2.1.2 Neutron Irradiation .....	2
2.1.3 Measurement of Induced Activities .....	3
2.1.4 Decay Data .....	4
2.1.5 Correction .....	4
2.1.6 Evaluation of Errors .....	5
2.2 Experimental Results .....	6
3. Precise Measurement of Half-Lives .....	6
3.1 Experimental Method .....	6
3.2 Preparation of Sources .....	7
3.3 Results .....	7
4. Conclusion .....	8
Acknowledgements .....	8
Reference .....	9
Appendix 1 Relation between the d-T Neutron Energy and the Incident Deuteron Energy .....	38
Appendix 2 Detection Efficiency of the Well-Type Ge Detector .....	39
Appendix 3 Gamma-ray Spectra of Samples Irradiated by 14 MeV Neutrons .....	40

## 1. 序

中性子に対する各種元素の断面積のデータは評価済みデータとしてまとめられ、原子力の利用、核融合炉の開発に広く用いられている。中性子エネルギーが 14 MeV 付近では (n, 2n), (n, p), (n, n'p), (n, α) 等の反応が起こり、材料の放射化・損傷等の重大な問題になる可能性がある。現在実験データのない場合は種々のモデルに基づいた計算が用いられている。したがって、可能な限り測定したデータを提供することは計算方法の信頼性向上にも貢献するものと期待される。これまで反応生成核が 20 分程度以上の比較的長寿命のデータは、最近日本原子力研究所炉工学部と名古屋大学工学部との協力研究により系統的な測定が 26 元素を対象として 110 反応について行なわれ<sup>1)</sup>、かなり整備されてきた。他方、半減期が 20 分程度以下になると寿命が短いため、測定が困難になり、極端に少ない。また、測定された値も測定者が異なると食い違う場合が多い。

この研究では中性子エネルギーが 13.4 MeV から 14.9 MeV の範囲にわたり N, P, V, Fe, Ni, Cu, Sr, Zr, Mo, In の試料に対する (n, 2n), (n, p), (n, n'p), (n, α) 反応のうち 15 の短寿命核生成反応断面積を測定した。とくに β<sup>+</sup>崩壊で γ 線をほとんど放射しない場合の測定法を新たに工夫した。これにより測定対象を拡大することができた。

散乱中性子(低エネルギー中性子)の影響を考慮した解析もおこなった。さらに、中性子源の強度が強力であることを利用し、断面積の小さい <sup>58</sup>Ni(n, t), <sup>92</sup>Mo(n, n'α), <sup>141</sup>Pr(n, t) 反応断面積も測定した。短寿命核種の半減期測定を <sup>13</sup>N, <sup>18</sup>F, <sup>28</sup>Al, <sup>37</sup>S, <sup>38</sup>K, <sup>42</sup>K, <sup>52</sup>V, <sup>62</sup>Cu, <sup>94m</sup>Nb, <sup>116m</sup>In の 10 核種について行なった。Table 1 と Table 2 に測定した反応と半減期を示す。

## 2. 放射化断面積の測定

### 2.1 実験方法

#### 2.1.1 放射化法

放射化法は測定対象核種を含む試料を中性子照射し、生成された放射性核種の放射線を測定し、その強度から断面積を求めるものである。ここでは γ 線の強度とエネルギーを Ge 検出器で測定した。この結果から次の式で断面積 (σ) をもとめることができる。

$$C = N \sigma \phi \epsilon_f I_\gamma \{ 1 - \exp(-\lambda t_i) \} \exp(-\lambda t_c) \{ 1 - \exp(-\lambda t_m) \} / \lambda \dots\dots\dots(1)$$

- C : γ 線計数
- N : 試料の原子核数
- σ : 放射化断面積

## 1. 序

中性子に対する各種元素の断面積のデータは評価済みデータとしてまとめられ、原子力の利用、核融合炉の開発に広く用いられている。中性子エネルギーが 14 MeV 付近では (n, 2n), (n, p), (n, n'p), (n,  $\alpha$ ) 等の反応が起こり、材料の放射化・損傷等の重大な問題になる可能性がある。現在実験データの無い場合は種々のモデルに基づいた計算が用いられている。したがって、可能な限り測定したデータを提供することは計算方法の信頼性向上にも貢献するものと期待される。これまで反応生成核が 20 分程度以上の比較的長寿命のデータは、最近日本原子力研究所炉工学部と名古屋大学工学部との協力研究により系統的な測定が 26 元素を対象として 110 反応について行なわれ<sup>1)</sup>、かなり整備されてきた。他方、半減期が 20 分程度以下になると寿命が短いために、測定が困難になり、極端に少ない。また、測定された値も測定者が異なると食い違う場合が多い。

この研究では中性子エネルギーが 13.4 MeV から 14.9 MeV の範囲にわたり N, P, V, Fe, Ni, Cu, Sr, Zr, Mo, In の試料に対する (n, 2n), (n, p), (n, n'p), (n,  $\alpha$ ) 反応のうち 15 の短寿命核生成反応断面積を測定した。とくに  $\beta^+$ 崩壊で  $\gamma$ 線をほとんど放射しない場合の測定法を新たに工夫した。これにより測定対象を拡大することができた。

散乱中性子(低エネルギー中性子)の影響を考慮した解析もおこなった。さらに、中性子源の強度が強力であることを利用し、断面積の小さい  $^{58}\text{Ni}(n, t)$ ,  $^{92}\text{Mo}(n, n'\alpha)$ ,  $^{141}\text{Pr}(n, t)$  反応断面積も測定した。短寿命核種の半減期測定を  $^{13}\text{N}$ ,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{28}\text{Al}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{38}\text{K}$ ,  $^{42}\text{K}$ ,  $^{52}\text{V}$ ,  $^{62}\text{Cu}$ ,  $^{94\text{m}}\text{Nb}$ ,  $^{116\text{m}}\text{In}$  の 10 核種について行なった。Table 1 と Table 2 に測定した反応と半減期を示す。

## 2. 放射化断面積の測定

### 2.1 実験方法

#### 2.1.1 放射化法

放射化法は測定対象核種を含む試料を中性子照射し、生成された放射性核種の放射線を測定し、その強度から断面積を求めるものである。ここでは  $\gamma$ 線の強度とエネルギーを Ge 検出器で測定した。この結果から次の式で断面積 ( $\sigma$ ) をもとめることができる。

$$C = N \sigma \phi \epsilon_f I_\gamma \{ 1 - \exp(-\lambda t_i) \} \exp(-\lambda t_c) \{ 1 - \exp(-\lambda t_m) \} / \lambda \dots\dots\dots(1)$$

- C :  $\gamma$ 線計数
- N : 試料の原子核数
- $\sigma$  : 放射化断面積



- $\phi$  : 中性子束  
 $\epsilon_f$  :  $\gamma$ 線検出効率  
 $I_\gamma$  : 1崩壊あたりの $\gamma$ 線放出率  
 $\lambda$  : 生成核の崩壊定数  
 $t_i$  : 照射時間  
 $t_c$  : 冷却時間(照射直後から測定開始までの時間)  
 $t_m$  : 測定時間

## 2.1.2 中性子照射

### (1) 照射装置

中性子照射は大阪大学工学部の強力 14 MeV 中性子工学実験装置 (OKTAVIAN) で行なった。生成核種が1分から20分程度の短寿命の場合には気送管式照射台を用いた。

試料はポリエチレンカプセルに入れトリチウム回転ターゲットから 15 cm の位置へ圧縮空気で送り照射後減圧してもどした。移送時間は送りの場合は約 5 秒、もどりは約 2 秒であった。気送管は $d^+$ ビームに対し、 $0^\circ$ 、 $45^\circ$ 、 $70^\circ$ 、 $95^\circ$ 、 $120^\circ$ 、 $155^\circ$  の 6 方向、中性子エネルギーに換算して 14.9 MeV から 13.4 MeV の間で中性子エネルギー間隔がほぼ等しくなるようにして設置した。照射台の位置確認のため  $-95^\circ$  方向にも設置した。

$d^+$ ビームの加速エネルギーが 300 keV、電流は 5 mA の場合に 15 cm の位置での中性子束は  $(2 \sim 5) \times 10^7 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  であった。

### (2) 中性子モニター

中性子エネルギーは  $^{90}\text{Zr}(n, 2n)^{89}\text{Zr}$  ( $T_{1/2} = 3.27 \text{ d}$ ) 反応<sup>2)</sup>と  $^{93}\text{Nb}(n, 2n)^{92\text{m}}\text{Nb}$  (10.15 d) 反応<sup>3)</sup>の断面積のエネルギー依存性の違いを利用して求めた (Zr/Nb法)<sup>4)</sup>。断面積比とエネルギーの関係を Fig. 1 に示す。気送管相互の角度の精度は良いので個々の値は用いないで $d^+$ ビームのエネルギー ( $E_d$ ) をパラメーターとして相対論的計算で最もよく一致する  $E_d$  の値を求め、それに基づく中性子エネルギーを各角度での中性子エネルギーとした。Fig. 2 にみられるように  $E_d = 130 \text{ keV}$  がよくあうことがわかる。

付録 1 に種々の  $d$  エネルギーに対する中性子エネルギーの値を示す。試料の広がり (1 cm  $\times$  1 cm) によるエネルギーの不確定さは  $\pm 30 \text{ keV}$  程度 ( $95^\circ$  方向で最大となる) になる。

中性子束モニターとしては、この実験では  $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$  (9.46 m) 反応の断面積を同時におきる  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  反応<sup>5)</sup>を基準にして精度よく求めてモニター反応とした。この実験の測定対象は寿命が短いので通常用いられる  $^{93}\text{Nb}(n, 2n)$  反応および  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$  反応はモニターとして不適である。基準として用いた  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$  反応の断面積の値は Table 3 にしめす。また、これに基づいて求めたオクタビアン施設での  $^{27}\text{Al}(n, p)$  反応の便宜的な断面積値は Table 4 に示してある。実際には 1 cm  $\times$  1 cm  $\times$  0.2 cm のアルミ箔で照射試料をはさみ、2 枚のアルミ箔から求めた中性子束の平均値を試料位置の中性子束とし、それから求める反応の断面積を求めた。長寿命核種生成反応の場合には中性子束モニターは  $^{92}\text{Mo}(n, n'\alpha)^{88}\text{Zr}$  反応には  $^{93}\text{Nb}(n, 2n)$  反応<sup>3)</sup>を用い、 $^{58}\text{Ni}(n, t)^{56}\text{Co}$  反応には同時に起こる  $^{58}\text{Ni}(n, p)$  反応<sup>1)</sup>を、 $^{141}\text{Pr}(n, t)^{139}\text{Ce}$  反応には同時反応の  $^{141}\text{Pr}(n, p)$  を用い

た。ただし、 $^{141}\text{Pr}(n, p)$  反応の値は改めて  $^{93}\text{Nb}(n, 2n)$  反応を基準にして決定した。

照射中の中性子束の時間変動はフィッションカウンターを用い、3秒または6秒のマルチスケーリングでその計数を記録し、その計数を用いて補正した。

### (3) 照射試料

照射試料は天然組成のもの、または濃縮同位体 (Separated Isotope, S.I.) を用いた。金属箔は  $1\text{ cm} \times 1\text{ cm}$  の正方形 (厚さ:  $0.1 \sim 0.3\text{ mm}$ ) の形で、粉末試料は秤量後、薬包紙で  $1\text{ cm}$  角の正方形に包んで用いた。Table 5 および Table 6 に純度、組成比などを示す。

## 2.1.3 誘導放射能の測定

### (1) Ge 検出器

中性子照射によって生成された誘導放射能は Ge 検出器で測定した。使用した検出器の特性は Table 7 に示してある。検出器の先端には  $\beta$  線を防ぐために  $5\text{ mm}$  厚の亚克力板をつけてある。検出器上での試料の位置の検出効率への影響を調べるために、 $^{85}\text{Sr}$  をろ紙 ( $1\text{ cm} \times 1\text{ cm}$ ) に一様にしみ込ませた線源を検出器上で左右に動かして検出効率を調べた。Fig.3 にその結果を示す。これからわかるように置き方の誤差を  $\pm 0.3\text{ mm}$  以内とすれば、影響は  $0.3$  パーセント以内である。

検出効率は  $5\text{ cm}$  の位置で  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{56}\text{Co}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{154}\text{Eu}$  を用いて決定した。サンプイクの補正は行なっている。効率の誤差は  $300\text{ keV}$  以上で、 $1.5$  パーセント、 $80\text{ keV}$  から  $300\text{ keV}$  の間で  $3$  パーセント、 $80\text{ keV}$  以下で  $5$  パーセント程度と考えられる。線源強度が弱いときは試料を検出器の表面  $0.5\text{ cm}$  の位置で測定した。この場合には  $5\text{ cm}$  と  $0.5\text{ cm}$  で同一線源でエネルギーの関数として検出効率の比を求める方法<sup>6)</sup> で効率の校正をおこなった。Fig.4 にその結果を示す。図中の黒丸は  $^{24}\text{Na}$  の  $1368\text{ keV}$  の  $\gamma$  線の場合でコインシデンスサムの影響がある。この方法による効率校正の誤差は  $1.0$  パーセント程度である。微弱長寿命核種の測定にはウエル型 Ge 検出器を用いた。同検出器のボトムでの効率は付録 2 に示すように表面に置いたときに比べて  $5$  倍以上の効率が得られた。ボトムの位置での検出効率は上で述べた方法で  $5\text{ cm}$  の位置に効率校正した。 $\gamma$  線ピーク面積は関数フィテイングよりも精度のよい加えあわせ法<sup>6,7,8)</sup> によって求めた。

### (2) $\beta^+$ 放射核の測定法

生成核種のなかには主に陽電子のみを放出するものがある。この場合には試料を  $10\text{ mm}$  の亚克力板ではさんで陽電子を止め発生する消滅  $\gamma$  線を測定して生成量を求めた。この亚克力板の厚さが十分かどうか確かめるために、板厚を変えて  $511\text{ keV}$  の消滅  $\gamma$  線の検出効率を測定した (Fig.5 参照)。 $\beta^+$  の最大エネルギーが  $3\text{ MeV}$  までは十分止まることがわかる。また、 $\beta^+$  の広がりの影響を調べるために  $20\text{ mm}$  の位置 (ほぼ点線源とみなせる) と  $0.5\text{ cm}$  の位置での検出効率の比を  $E_{\text{max}}$  の関数として測定した。比較のために広がりのない  $\gamma$  線源として  $^{85}\text{Sr}$  の  $514\text{ keV}$  の  $\gamma$  線を用いた。結果を Fig.6 に示す。この結果から  $\beta$  吸収板を用いれば  $1$  パーセント以内の誤差で  $\beta^+$  放射核を  $511\text{ keV}$   $\gamma$  線源と考えてよいことがわかる。

2.1.4 崩壊データ

対象となった核種とモニター核種の半減期 ( $T_{1/2}$ ) と  $\gamma$  線エネルギー ( $E_\gamma$ ),  $\gamma$  線放出率 ( $I_\gamma$ ) を Table 8 に示す。

2.1.5 補正

中性子照射, 放射能測定の際に考慮した補正は以下の項目である。

- 1) 中性子束の時間変化,
- 2) 散乱中性子の影響,
- 3) コインシデンスサム, ランダムサム,
- 4) 試料の厚みによる測定位置のずれ,
- 5) 試料による  $\gamma$  線の自己吸収,
- 6) 妨害反応による流れこみ。

以下にこれらの補正について述べる。

(1) 中性子束の時間変動

この補正はフィッションカウンターによる計数をマルチスケーリングで行なって求めた。Fig.7にその結果を示す。この影響は1パーセント以下である。

(2) 散乱中性子の影響

発生した中性子がまわりの構造材で散乱されて低エネルギー中性子となって試料に当たることがある。d<sup>+</sup>ビームに対して70°方向で二結晶法により測定された中性子スペクトル<sup>9)</sup>をFig. 8に示す。10 MeV以下に散乱の影響がみられる。10 MeV以下を散乱中性子として補正する。補正は<sup>12</sup>C(n, n')のピークを除いて図に示すようなスペクトルに置き変えて次式で寄与の割合(FC)を見積もった。

$$FC = \frac{\sum \phi(E_i) \cdot \sigma(E_i)}{\{ \sum \phi(E_i) \cdot \sigma(E_i) + \phi_x \cdot \sigma_x \}} \dots\dots\dots(2)$$

( $\Sigma$ は0から10 MeVまでの和をとる)

- $\phi(E_i)$  : エネルギー  $E_i$  での中性子束
- $\sigma(E_i)$  : エネルギー  $E_i$  での反応断面積
- $\phi_x, \sigma_x$  : 散乱中性子成分を除いた高エネルギー部分全部がエネルギー  $x$  に集中しているものとみなした中性子束と反応断面積

カットオフエネルギー(この場合は10 MeV)の決め方でこのFCは30パーセント程度の変化があるのでこの補正に対する誤差は30パーセントとする。補正係数  $f_s$  は次のようになる。

$$f_s = \frac{\{ 1 - FC(n, x) \}}{\{ 1 - FC_{Al}(n, \alpha) \}} \dots\dots\dots(3)$$

ここで  $FC(n, x)$ ,  $FC_{Al}(n, \alpha)$  は対象核種および基準の<sup>27</sup>Al(n,  $\alpha$ )反応のFCである。低エネルギーまで断面積測定データのあるものについてはFCを求めた。結果をTable

8まよび Fig. 9 に示す。補正の一例として  $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$  の場合の結果を Fig. 10 に示す。補正の結果は Ikeda<sup>1)</sup> の結果と一致する。

(3) コインシデンスサム, ランダムサム

$\gamma$  線がカスケードに放射される場合にはコインシデンスサムを補正する必要がある。補正には全検出効率が必要なので  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  を用いて測定した (Fig. 11 参照)。実線は平行に  $\gamma$  線が入射するものとして測定点にあわせた計算値である。これから 5 cm 離れていても 1~2 パーセントのサム効果があることがわかる。サム効果を考慮した核種は  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{56}\text{Co}$ ,  $^{62\text{m}}\text{Co}$ ,  $^{62\text{g}}\text{Co}$ ,  $^{88}\text{Rb}$  である。計数率が 1k cps 以上になるとランダムサムによるパイルアップロスが問題となる。 $^{137}\text{Cs}$  とパルサーで測定したパイルアップロスの例を Fig. 12 に示す。本研究では増幅器の波形整形は 2  $\mu\text{s}$  でおこなった。

(4) 試料の厚みによる測定位置のずれ

試料の厚みのために線源の検出器に対する距離が実際的には遠くなる。0.5 cm と 5 cm の位置での検出効率の比から実効距離 ( $x_0$ )<sup>6)</sup> を求め近似的に逆二乗則がなりたつものとして次式から補正係数 ( $f_d$ ) を計算でもとめた。

$$f_d = \frac{(4.90 + 0.5t + x_0)^2}{(4.90 + x_0)^2} \dots\dots\dots(4)$$

ここで、 $t$  は試料の厚み (mm),  $x_0$  は実効距離 (mm), 4.90 (mm) は通称 0.5 cm の精確な値 (mm) である。単色  $\gamma$  線の計算例を Fig. 13 に示す。

(5) 試料による自己吸収

試料と検出器の距離は 5 cm なので  $\gamma$  線は平行入射とみなせ、かつ試料の厚みはほとんどの場合 100 mg/cm<sup>2</sup> 以下なので次式で補正係数を求めた。

$$f_a = 1 / (1 - 0.5 \sigma \mu t) \dots\dots\dots(5)$$

$\sigma$  は試料の密度,  $\mu$  は質量減弱係数<sup>10)</sup>,  $t$  は試料の厚みである。この誤差は補正量の 20 パーセント程度とみなせる。

(6) 妨害反応による流れこみ

別な反応を経由して目的核と同一の核種が生成される場合や測定核種と同一の  $\gamma$  線を放出する核種が生成される場合には、その補正をする必要がある。たとえば、 $^{98}\text{Mo}(n, n'p)^{97\text{m}}\text{Nb}$  の測定の際に、 $^{98}\text{Mo}$  濃縮同位体試料に含まれる少量の  $^{97}\text{Mo}$  による  $^{97}\text{Mo}(n, p)^{97\text{m}}\text{Nb}$  反応が起こり、生成核からはこの両反応の区別がつかないので、この補正をする必要がある。

2.1.6 誤差の評価

誤差の評価は実験からの誤差  $\delta_e$  (%) と解析に用いる崩壊データ<sup>11)</sup> および基準反応断面積からの核データ誤差  $\delta_r$  (%) に分けて考慮し、全誤差  $\delta_t$  (%) を

$$\delta_t^2 = \delta_e^2 + \delta_r^2 \dots\dots\dots(6)$$

として求めた。以下におおよその値を示す。

(1) 実験誤差 $\delta_e$	
試料の秤量 :	0.1 %
中性子束の時間変動 :	< 0.1 % (補正量の約 20 %)
統計誤差 :	0.5 ~ 40 % ( $^{27}\text{Mg}$ の統計誤差を含む)
ピーク面積の出し方 :	0.5 %
検出効率 :	1.5 % ( $E_\gamma \geq 300 \text{ keV}$ ), 3 % ( $E_\gamma : 300 \sim 80 \text{ keV}$ ), 5 % ( $E_\gamma < 80 \text{ keV}$ )
0.5 cm と 5 cm での効率校正 :	1.0 %
コインシデンスサム :	< 0.5 %
ランダムサム :	< 0.5 %
試料の厚みの補正 :	0.5 %
$\gamma$ 線の自己吸収 :	0 ~ 1.0 % (補正量の約 20 %)
散乱中性子の評価 :	補正量の 30 %
$^{27}\text{Al} (n, p) ^{27}\text{Mg}$ 反応断面積 :	0.5 % (統計誤差のみでよい)
(2) 核データに関する誤差 $\delta_r$ (%)	
$^{27}\text{Al} (n, \alpha) ^{24}\text{Na}$ 反応断面積 :	3.0 %
$\gamma$ 線放出率 ( $I_\gamma$ ) :	0 ~ 20 %
半減期 :	0 ~ 5 %
<hr/>	
合計 (1) + (2) :	3.6 ~ 40 %

十分に統計誤差を小さくできる場合には実験誤差 2.0 %, 全誤差 3.6 % 程度で断面積を決定できる。実験誤差では検出効率の誤差が大きく、核データでは基準反応断面積の誤差が大きい。

## 2.2 測定結果

短寿命核生成反応断面積測定の結果を Table 9 および Fig. 14 に示す。長寿命核生成反応断面積は Table 10 と Fig. 15 に示す。Table 9, 10 には  $\delta_e$ ,  $\delta_r$  および  $\delta_t$  を, Fig. 14, 15 には  $\delta_e$  のみを示してある。付録 3 に 14 MeV 中性子で照射された試料からの  $\gamma$  線スペクトルを示す。

## 3. 半減期の精密測定

放射化断面積の測定の際に必要な核データのの一つに生成核の半減期がある。本研究では 14 MeV 中性子や熱中性子照射で生成される短寿命核の半減期も Ge 検出器を用いて測定した。

### 3.1 実験方法

これまでに報告されている短寿命核の半減期の値には誤差の範囲を越えて相互にずれている場

(1) 実験誤差 $\delta_e$	
試料の秤量：	0.1%
中性子束の時間変動：	< 0.1% (補正量の約 20%)
統計誤差：	0.5 ~ 40% ( $^{27}\text{Mg}$ の統計誤差を含む)
ピーク面積の出し方：	0.5%
検出効率：	1.5% ( $E_\gamma \geq 300 \text{ keV}$ ), 3% ( $E_\gamma : 300 \sim 80 \text{ keV}$ ), 5% ( $E_\gamma < 80 \text{ keV}$ )
0.5 cm と 5 cm での効率校正：	1.0%
コインシデンスサム：	< 0.5%
ランダムサム：	< 0.5%
試料の厚みの補正：	0.5%
$\gamma$ 線の自己吸収：	0 ~ 1.0% (補正量の約 20%)
散乱中性子の評価：	補正量の 30%
$^{27}\text{Al} (n, p) ^{27}\text{Mg}$ 反応断面積：	0.5% (統計誤差のみでよい)
(2) 核データに関する誤差 $\delta_r$ (%)	
$^{27}\text{Al} (n, \alpha) ^{24}\text{Na}$ 反応断面積：	3.0%
$\gamma$ 線放出率 ( $I_\gamma$ )：	0 ~ 20%
半減期：	0 ~ 5%
<hr/>	
合計 (1) + (2) :	3.6 ~ 40%

十分に統計誤差を小さくできる場合には実験誤差 2.0%，全誤差 3.6%程度で断面積を決定できる。実験誤差では検出効率の誤差が大きく、核データでは基準反応断面積の誤差が大きい。

## 2.2 測定結果

短寿命核生成反応断面積測定の結果を Table 9 および Fig. 14 に示す。長寿命核生成反応断面積は Table 10 と Fig. 15 に示す。Table 9, 10 には  $\delta_e$ ,  $\delta_r$  および  $\delta_t$  を、Fig. 14, 15 には  $\delta_e$  のみを示してある。付録 3 に 14 MeV 中性子で照射された試料からの  $\gamma$  線スペクトルを示す。

## 3. 半減期の精密測定

放射化断面積の測定の際に必要な核データのの一つに生成核の半減期がある。本研究では 14 MeV 中性子や熱中性子照射で生成される短寿命核の半減期も Ge 検出器を用いて測定した。

### 3.1 実験方法

これまでに報告されている短寿命核の半減期の値には誤差の範囲を越えて相互にずれている場

合が少なくない。考えられる原因としては、以下のことがある。

- (1) 不純物の混入
- (2) 不感時間、パイルアップの補正が不十分であること

(1)の不純物の混入については、半減期の測定データのほとんど1975年以前の古いデータであり、検出器の分解能が良くなく、わずかな不純物の混入が見過ごされていたものとおもわれる。(2)については、短寿命核測定では短い測定時間内で十分な統計を得るために測定開始時にはかなり高計数率の測定となるために重要になる。この補正は通常はパルサーを用いて(パルサー法)補正するが、5 k cps 以上になるとパルサー法にも限界があることが指摘されている<sup>7)</sup>。本研究ではパルスと短寿命核種を同時に測定するパルサー法と、補正用線源( $^{133}\text{Ba}$  または  $^{137}\text{Cs}$ )と短寿命核を同時に測定する線源法を併用して両者の一致している範囲の計数率内のデータのみを用いることとした。

パルサー法の特徴としては次のことがあげられる。

- 1) 統計的ゆらぎがない。
- 2) バックグラウンドの少ない任意の高い波高部分に入れられる。
- 3)  $\gamma$ 線スペクトルを乱すことがすくない。
- 4)  $\gamma$ 線ピークとピークの形が少し異なる上に自分自身ランダムサムをつくらない。

線源法としては次のことがあげられる。

- 1) 信号が $\gamma$ 線そのものによるものであり、理想的である。
- 2) 統計的ゆらぎがある。
- 3) 任意の位置にいれることが出来ない。
- 4) 対象とする $\gamma$ 線よりやや低いエネルギーの線源を用いるので、時間的に減衰変化するコンプトンバックグラウンドの影響を受け、ピーク面積を求める際に誤差の入りこむ可能性がある。

二つの方法の併用により両者の特徴を取り入れた補正が出来るものと思われる。

半減期の $1/3 \sim 1/4$ の時間間隔のスペクトルマルチスケージング(SMC)を行い、磁気テープまたはフロッピーディスク上に書き込み、および10半減期の間、崩壊を追跡した。測定後、最小二乗法で解析した。

### 3.2 線源の調整

$^{18}\text{F}$ ,  $^{28}\text{Al}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{52}\text{V}$ ,  $^{62}\text{Cu}$  および  $^{116\text{m}}\text{In}$ , は名古屋大学工学部の Van de Graaff 型加速器の d-Li 中性子源で、 $^{13}\text{N}$  と  $^{38}\text{K}$  は OKTAVIAN で、 $^{52}\text{V}$ ,  $^{94\text{m}}\text{Nb}$  および  $^{42}\text{K}$  は立教大学の原子炉で照射した。 $^{42}\text{K}$  は  $^{42}\text{Ar} \rightarrow ^{42}\text{K}$  ジェネレーターからミルクキングでも取り出した。

### 3.3 結果

得られた結果を Table 11 と Fig. 16 に示す。これまでの結果は今回の結果と比較的よく一致しているが、 $^{18}\text{F}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{38}\text{K}$  はややずれている。

## 4. ま と め

放射化法により中性子エネルギー 13.4 MeV から 14.9 MeV の範囲で、15種の短寿命核生成反応断面積と3種の長寿命核生成反応断面積を  $(n, 2n)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, n'p)$ ,  $(n, t)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, n'\alpha)$  反応について測定した。陽電子崩壊の場合に消滅 $\gamma$ 線を測定する場合には10mmのアクリル板を利用すれば通常の $\gamma$ 線源と同様に扱えることがわかった。微弱長寿命核の測定ではウエル型Ge検出器が威力を発揮した。短寿命核の半減期精密測定を10核種について行い、パルサー法と線源法の併用により信頼性の高い結果を得ることができた。

## 謝 辞

この研究は日本原子力研究所からの委託研究として行なわれた研究である。同研究所核データセンターの五十嵐信一氏、浅見哲夫氏、中川庸雄氏には研究の遂行上、お世話になった。実験は大阪大学工学部の強力14 MeV中性子工学実験装置(OKTAVIAN)を用いて、同大学の住田健二教授、高橋亮人助教授、飯田敏行氏のご援助により行なわれた。また、杉本久司氏、伊達道淳氏、吉田茂生氏には同装置の運転を献身的にして頂いた。以上の方々には深く感謝いたします。ウエル型検出器の使用にあたっては名古屋大学アイソトープセンターの小島貞男氏にお世話になった。感謝いたします。実験の実施、データの解析に協力した名古屋大学の学部4年生および大学院生の加藤功騎、吉田宏之、後藤 雄、長 明彦、宮地正英、柴田理尋の諸君に感謝します。



## 4. ま と め

放射化法により中性子エネルギー 13.4 MeV から 14.9 MeV の範囲で、15種の短寿命核生成反応断面積と3種の長寿命核生成反応断面積を  $(n, 2n)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, n'p)$ ,  $(n, t)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, n'\alpha)$  反応について測定した。陽電子崩壊の場合に消滅 $\gamma$ 線を測定する場合には10mmのアクリル板を利用すれば通常の $\gamma$ 線源と同様に扱えることがわかった。微弱長寿命核の測定ではウエル型Ge検出器が威力を発揮した。短寿命核の半減期精密測定を10核種について行い、パルサー法と線源法の併用により信頼性の高い結果を得ることができた。

## 謝 辞

この研究は日本原子力研究所からの委託研究として行なわれた研究である。同研究所核データセンターの五十嵐信一氏、浅見哲夫氏、中川庸雄氏には研究の遂行上、お世話になった。実験は大阪大学工学部の強力14 MeV中性子工学実験装置(OKTAVIAN)を用いて、同大学の住田健二教授、高橋亮人助教授、飯田敏行氏のご援助により行なわれた。また、杉本久司氏、伊達道淳氏、吉田茂生氏には同装置の運転を献身的にして頂いた。以上の方々には深く感謝いたします。ウエル型検出器の使用にあたっては名古屋大学アイソトープセンターの小島貞男氏にお世話になった。感謝いたします。実験の実施、データの解析に協力した名古屋大学の学部4年生および大学院生の加藤功騎、吉田宏之、後藤 雄、長 明彦、宮地正英、柴田理尋の諸君に感謝します。

## 参 考 文 献

- 1) Ikeda, Y., Konno, C., Oishi, K., Nakamura, T., Miyade, H., Kawade, K., Yamamoto, H., Katoh, T.: JAERI, 1312 (1988)
- 2) Pavlik, A., Winkler, G., Vonach, H., Paulsen, A., Liskien, H.: J. Phys. G; Nucl. Phys. 8, 1283 (1982)
- 3) Nethaway, D. R.: J. Inorg. Nucl. Chem. 40, 1285 (1978)
- 4) Lewis, V. E., Zieba, K. J.: Nucl. Instr. Meth. 174, 141 (1980)
- 5) "Evaluated Neutron Data File, ENDF/B-V", ENDF/B Summary Documentation, compiled by R. Kinsey, ENDF-201, 3rd edition, Brookhaven National Laboratory (1979)
- 6) Kawade, K., Ezuka, M., Yamamoto, H., Sugioka, K., Katoh, T.: Nucl. Instr. Meth. 190, 101 (1981)
- 7) Debertain, K., Schötzig, U.: Nucl. Instr. Meth. 140, 337 (1977)
- 8) Yoshizawa, Y., Iwata, Y., Kaku, T., Katoh, T., Ruan, J., Kojima, T., Kawada, Y.: Nucl. Instr. Meth. 174, 109 (1980)
- 9) Takahashi, A., Ichimura, E., Sugimoto, H., Katoh, T.: JAERI-M 86-080 393 (1986)
- 10) Storm, L., Israel, H. I.: Nucl. Data Tables A7, 565 (1970)
- 11) Browne, E., Firestone, R. B., Shirley, V. S.: "Table of Radioactive Isotopes" John Wiley & Sons, New York (1986)

Table 1 Measured activation cross sections

Reaction	T <sub>1/2</sub>	Reaction	T <sub>1/2</sub>
<sup>14</sup> N(n,2n) <sup>13</sup> N	9.96m	<sup>63</sup> Cu(n,α) <sup>60m</sup> Co	10.47m
<sup>31</sup> P(n,2n) <sup>30</sup> P	2.50m	<sup>88</sup> Sr(n,p) <sup>88</sup> Rb	17.8m
(n,α) <sup>28</sup> Al	2.241m	<sup>94</sup> Zr(n,p) <sup>94</sup> Y	18.7m
<sup>51</sup> V(n,p) <sup>51</sup> Ti	5.76m	<sup>92</sup> Mo(n,2n) <sup>91g</sup> Mo	15.49m
<sup>54</sup> Fe(n,2n) <sup>53g</sup> Fe	8.51m	<sup>97</sup> Mo(n,p) <sup>97m</sup> Nb	1.0m
<sup>60</sup> Ni(n,p) <sup>60m</sup> Co	10.47m	<sup>98</sup> Mo(n,n'p) <sup>97m</sup> Nb	1.0m
<sup>62</sup> Ni(n,p) <sup>62m</sup> Co	13.91m	<sup>113</sup> In(n,2n) <sup>112m</sup> In	20.9m
(n,p) <sup>62g</sup> Co	1.50m		
<sup>58</sup> Ni(n,t) <sup>56</sup> Co	77.1d	<sup>141</sup> Pr(n,t) <sup>139</sup> Ce	137.66d
<sup>92</sup> Mo(n,n'α) <sup>88</sup> Zr	83.4d		

Table 2 Nuclides of half-life measurement

Nuclide
<sup>13</sup> N, <sup>18</sup> F, <sup>28</sup> Al, <sup>37</sup> S, <sup>38</sup> K, <sup>42</sup> K, <sup>52</sup> V, <sup>62</sup> Cu, <sup>94m</sup> Nb, <sup>116m</sup> In

Table 3 Cross section of the  $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$  reaction

$E_n(\text{MeV})$	Cross Section(mb)
14.96	$113.42 \pm 3.40$
14.92	$113.93 \pm 3.42$
14.84	$114.97 \pm 3.45$
14.71	$116.65 \pm 3.50$
14.53	$118.97 \pm 3.14$
14.32	$121.28 \pm 3.64$
14.10	$123.63 \pm 3.71$
13.95	$125.02 \pm 3.75$
13.81	$125.93 \pm 3.78$
13.68	$126.77 \pm 3.80$
13.55	$127.62 \pm 3.83$
13.33	$128.50 \pm 3.86$

Table 4 Conventional cross section of  $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$  reaction at OKTAVIAN Facility

$E_n(\text{MeV})$	Cross Section(mb)
14.87	66.82
14.64	69.40
14.35	72.66
14.02	76.36
13.70	79.95
13.40	83.32

\* not corrected for the scattering of neutron

\* error within 0.5 %

Table 5 Samples of natural abundance

Sample	Purity (%)	Weight (mg)	Reaction
N	99.99	70	$^{14}\text{N}(n,2n)$
P	99.999	60	$^{31}\text{P}(n,2n), (n,\alpha)$
V	99.99	80	$^{51}\text{V}(n,p)$
Cu	99.9	90	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60\text{m}}\text{Co}$
Sr	99.999	80	$^{88}\text{Sr}(n,p)$
Zr	99.8	65	$^{94}\text{Zr}(n,p)^{94}\text{Y}$
In	99.99	70	$^{113}\text{In}(n,2n)^{112\text{m}}\text{In}$
Ni	99.7	2600	$^{58}\text{Ni}(n,t)$
Mo	99.95	1000	$^{92}\text{Mo}(n,n'\alpha)$
Pr	99.999	200	$^{141}\text{Pr}(n,t)$

Table 6 Samples of separated isotope

S.I.	Enrichment (%)	Weight (mg)	Reaction	Impurity (%)
$^{54}\text{Fe}$	97.20	70	$^{54}\text{Fe}(n,2n)^{53\text{g}}\text{Fe}$	56(2.75), 57(0.05), 58(<0.01)
$^{60}\text{Ni}$	99.65	70	$^{60}\text{Ni}(n,p)^{60\text{m}}\text{Co}$	58(0.29), 61(0.03), 62(0.03), 64(<0.08)
$^{62}\text{Ni}$	97.01	40	$^{62}\text{Ni}(n,p)^{62\text{m,g}}\text{Co}$	58(3.45), 60(6.12), 62(1.40), 64(0.20)
$^{92}\text{Mo}$	97.01	70	$^{92}\text{Mo}(n,2n)^{91\text{g}}\text{Mo}$	94(0.86), 95(0.54), 96(0.43), 97(0.26), 98(0.51), 100(0.40)
$^{97}\text{Mo}$	94.25	50	$^{97}\text{Mo}(n,2n)^{97\text{m}}\text{Nb}$	92(0.22), 94(0.24), 95(0.59), 96(1.34), 98(3.07), 100(0.30)
$^{98}\text{Mo}$	98.3	70	$^{98}\text{Mo}(n,n'p)^{97\text{m}}\text{Nb}$	92(0.14), 94(0.1), 95(0.22), 96(0.34), 97(0.58), 100(0.31)

Table 7 Ge detectors

Detector	Efficiency (%)	Resolving power(keV)	Object of measurement
Vertical HpGe	12	1.75	Short-lived nuclei
Horizontal HpGe	16	2.00	Al monitor foil
Horizontal Ge(Li)	10	1.92	<sup>92m</sup> Nb, <sup>89</sup> Zr(for energy)
Vertical HpGe	23	2.00	<sup>92m</sup> Nb, <sup>89</sup> Zr(for energy)
Well type Ge	25	2.14	Long-lived weak activity

Table 8 Nuclear data used for the present measurement

Reaction	T <sub>1/2</sub>	E (keV)	I (%)	Q(MeV)	F.C. (%)**
<sup>27</sup> Al(n,α) <sup>24</sup> Na	14.959h	1368.6	99.994(3)	-3.13	2.1
(n,p) <sup>27</sup> Mg	9.46m	843.8	73(1)	-1.83	6.2
<sup>14</sup> N(n,2n) <sup>13</sup> N	9.96m	511*	199.62	-10.55	0
<sup>31</sup> P(n,2n) <sup>30</sup> P	2.50m	511*	200	-12.31	0
(n,α) <sup>28</sup> Al	2.241m	1778.7	100	-1.94	
<sup>51</sup> V(n,p) <sup>51</sup> Ti	5.76m	319.7	93.0(4)	-1.69	2.4
<sup>54</sup> Fe(n,2n) <sup>53g</sup> Fe	8.51m	377.9	42(8)	-13.38	0
<sup>60</sup> Ni(n,p) <sup>60m</sup> Co	10.47m	58.6	2.0(1)	-2.46	
<sup>62</sup> Ni(n,p) <sup>62m</sup> Co	13.91m	1163.5	68.1(14)	-4.48	
(n,p) <sup>62g</sup> Co	1.50m	1129.1	11.3(7)	-4.46	
<sup>63</sup> Cu(n,α) <sup>60m</sup> Co	10.47m	58.6	2.0(1)	1.69	
<sup>88</sup> Sr(n,p) <sup>88</sup> Rb	17.8m	1836.0	21.4(12)	-4.53	
<sup>94</sup> Zr(n,p) <sup>94</sup> Y	18.7m	918.8	56(3)	-4.10	
<sup>92</sup> Mo(n,2n) <sup>91g</sup> Mo	15.49m	511*	187.4	-12.68	0
<sup>97</sup> Mo(n,p) <sup>97m</sup> Nb	1.0m	743.4	97.95(10)	-1.89	
<sup>98</sup> Mo(n,n'p) <sup>97m</sup> Nb	1.0m	743.4	97.95(10)	-8.39	0
<sup>113</sup> In(n,2n) <sup>112m</sup> In	20.9m	155	12.8(4)	-9.60	0
<sup>58</sup> Ni(n,t) <sup>56</sup> Co	77.1d	2598.4	16.95(8)	-11.07	0
<sup>92</sup> Mo(n,n'α) <sup>88</sup> Zr	83.4d	393.7	97.3(1)	-5.61	
<sup>141</sup> Pr(n,t) <sup>139</sup> Ce	137.66d	165.9	79.99(16)	-5.93	

\* annihilation gamma-ray

\*\* contribution of scattered neutron

Table 9(a) Formation cross section of short-lived nuclei

$^{14}\text{N}(n, 2n)^{13}\text{N}$ (9.96m)					$^{31}\text{P}(n, 2n)^{30}\text{P}$ (2.50m)			
En(MeV)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)
14.87	7.20	2.6	3.0	4.0	15.0	5.0	3.0	5.8
14.64	7.28	2.8	3.0	4.1	13.2	4.5	3.0	5.4
14.35	7.07	2.9	3.0	4.2	11.1	4.6	3.0	5.5
14.01	5.84	3.0	3.0	4.2	6.0	5.7	3.0	6.4
13.70	4.63	3.3	3.0	4.5	3.0	8.8	3.0	9.3
13.40	3.59	2.7	3.0	4.0	1.1	13	3.0	20

$^{31}\text{P}(n, \alpha)^{28}\text{Al}$ (2.24m)					$^{51}\text{V}(n, p)^{51}\text{Ti}$ (5.76m)			
En(MeV)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)
14.87	116	3.6	3.0	4.7	30.8	5.3	3.0	6.1
14.64	116	3.5	3.0	4.6	33.0	4.9	3.0	5.7
14.35	126	3.4	3.0	4.5	33.8	4.9	3.0	5.7
14.01	134	3.4	3.0	4.5	33.8	4.6	3.0	5.5
13.70	130	3.5	3.0	4.6	32.3	5.0	3.0	5.8
13.40	135	2.6	3.0	4.0	34.4	4.1	3.0	5.1

$^{54}\text{Fe}(n, 2n)^{53}\text{Fe}$ (8.51m)					$^{60}\text{Ni}(n, p)^{60}\text{Co}$ (10.47m)			
En(MeV)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)
14.87	10.9	5.4	19	20	74	8.0	5.9	10
14.64	9.0	5.5	19	20				
14.35	5.3	6.4	19	20				
14.01	2.1	9.8	19	21	95	8.0	5.9	10
13.70	0.22	80	19	90				
13.40					100	8.0	5.9	10

\*  $\delta_e$ : experimental error,  $\delta_r$ : error of nuclear data,

$$\delta_t^2 = \delta_e^2 + \delta_r^2$$

\* error of neutron energy is estimated as about 50 keV

Table 9(b) Formation cross section of short-lived nuclei

$^{62}\text{Ni}(n,p)^{62\text{m}}\text{Co}$ (13.91m)					$^{62}\text{Ni}(n,p)^{62\text{m}}\text{Co}$ (1.50m)			
En(MeV)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)
14.87	19.5	6.9	3.6	7.8	26	17	6.9	19
14.64	18.3	7.1	3.6	8.0	33	23	6.9	24
14.35	16.7	6.5	3.6	7.4	25	19	6.9	20
14.01	17.5	5.2	3.6	6.4	21	16	6.9	17
13.70	11.9	11	3.6	12	17	40	6.9	41
13.40	13.1	5.3	3.6	6.4	16	15	6.9	17

$^{63}\text{Cu}(n,p)^{63\text{m}}\text{Co}$ (10.47m)					$^{88}\text{Sr}(n,p)^{88\text{m}}\text{Rb}$ (17.8m)			
En(MeV)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)
14.87	8	31	5.9	32	23	12	6.4	14
14.64	11	30	5.9	31	20	11	6.4	13
14.35	8	40	5.9	40	22	10	6.4	12
14.01	9	34	5.9	35	18	11	6.4	13
13.70	14	21	5.9	22	12	21	6.4	23
13.40	9	22	5.9	23	14	11	6.4	13

$^{94}\text{Zr}(n,p)^{94}\text{Y}$ (18.7m)					$^{92}\text{Mo}(n,2n)^{91\text{m}}\text{Mo}$ (15.49m)			
En(MeV)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)	$\sigma$ (mb)	$\delta e$ (%)	$\delta r$ (%)	$\delta t$ (%)
14.87	6.6	12	6.1	13	221	3.2	3.0	4.4
14.64	7.7	10	6.1	11	203	3.1	3.0	4.3
14.35	5.6	12	6.1	13	176	3.1	3.0	4.3
14.01	5.7	11	6.1	12	136	3.0	3.0	4.2
13.70	5.3	12	6.1	13	89	3.3	3.0	4.5
13.40	4.2	10	6.1	12	46	3.3	3.0	4.5



Table 9(c) Formation cross section of short-lived nuclei

$^{97}\text{Mo}(n,p)^{97\text{m}}\text{Nb}$ (1.0m)					$^{98}\text{Mo}(n,n'p)^{97\text{m}}\text{Nb}$ (1.0m)			
$E_n(\text{MeV})$	$\sigma(\text{mb})$	$\delta e(\%)$	$\delta r(\%)$	$\delta t(\%)$	$\sigma(\text{mb})$	$\delta e(\%)$	$\delta r(\%)$	$\delta t(\%)$
14.87	4.9	12	6.7	14	1.2	30	6.7	31
14.64	3.4	20	6.7	21	1.0	35	6.7	36
14.35	4.2	19	6.7	20	0.5	40	6.7	41
14.01	3.4	17	6.7	18				
13.70	3.3	21	6.7	22				
13.40	3.6	20	6.7	21				

$^{113}\text{In}(n,2n)^{112\text{m}}\text{In}$ (20.9m)				
$E_n(\text{MeV})$	$\sigma(\text{barn})$	$\delta e(\%)$	$\delta r(\%)$	$\delta t(\%)$
14.87	1.41	8.1	4.3	9.2
14.64	1.39	6.3	4.3	7.6
14.35	1.32	7.0	4.3	8.2
14.01	1.24	10	4.3	11
13.70	1.32	7.2	4.3	8.4
13.40	1.06	6.1	4.3	7.5

Table 10 Formation cross section  
of long-lived nuclei

$^{58}\text{Ni}(n,t)^{56}\text{Co}$				
En(MeV)	$\sigma(\mu\text{b})$	$\delta e(\%)$	$\delta r(\%)$	$\delta t(\%)$
14.87	30.7	18	4.7	19
14.63	24.8	19	4.7	20
14.43	17.8	21	4.7	26
14.16	11.6	25	4.7	26

\* based on the cross section of the  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  reaction

\* error of the neutron energy is estimated as about 100 keV

$^{92}\text{Mo}(n,n'\alpha)^{88}\text{Zr}$				
En(MeV)	$\sigma(\mu\text{b})$	$\delta e(\%)$	$\delta r(\%)$	$\delta t(\%)$
14.87	151	13	3.0	14
14.64	111	19	3.0	20
14.38	94	16	3.0	17
14.08	56	25	3.0	25

\* based on the cross section of the  $^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92}\text{Nb}$  reaction

$^{141}\text{Pr}(n,t)^{139}\text{Ce}$					$^{141}\text{Pr}(n,p)^{141}\text{Ce}$			
En(MeV)	$\sigma(\mu\text{b})$	$\delta e(\%)$	$\delta r(\%)$	$\delta t(\%)$	$\sigma(\mu\text{b})$	$\delta e(\%)$	$\delta r(\%)$	$\delta t(\%)$
14.87	332	15	4.5	16	9.73	3.4	3.0	4.5
14.67	358	14	4.5	15	10.10	3.4	3.0	4.5
14.44	276	14	4.5	15	9.65	3.4	3.0	4.5
14.19	240	14	4.5	15	9.31	3.4	3.0	4.5
13.89	203	16	10	19	8.72	9.5	3.0	10
13.43	150	18	6.2	19	7.86	5.4	3.0	6.2

\* The cross section of the (n,t) reaction is based on the  $^{141}\text{Pr}(n,p)$  reaction, and that of the (n,p) reaction on the  $^{93}\text{Nb}(n,2n)$  reaction

Table 11 Result of half-life measurement

Nuclide	Production reaction.	γ-ray $E_{\gamma}$ (keV)	$T_{1/2}$	
			Present	Ref.11
$^{13}\text{N}$	$^{14}\text{N}(n,2n)$	511	9.962(20)m	9.965(4)m
$^{18}\text{F}$	$^{19}\text{F}(n,2n)$	511	109.48(8)m	109.77(5)m
$^{28}\text{Al}$	$^{27}\text{Al}(n,\gamma)$	1779	2.239(9)m	2.2406(5)m
	$^{28}\text{Si}(n,p)$			
$^{37}\text{S}$	$^{37}\text{Cl}(n,p)$	3027	4.96(4)m	5.05(2)m
$^{38}\text{K}$	$^{39}\text{K}(n,2n)$	511	7.569(34)m	7.636(18)m
$^{42}\text{K}$	$^{41}\text{K}(n,\gamma)$ from $^{42}\text{Ar}$	1525	12.344(6)h	12.360(3)h
$^{52}\text{V}$	$^{55}\text{Mn}(n,\alpha)$	1434	3.757(5)m	3.75(1)m
	$^{51}\text{V}(n,\gamma)$			
$^{62}\text{Cu}$	$^{63}\text{Cu}(n,2n)$	511	9.722(39)m	9.74(2)m
$^{94\text{m}}\text{Nb}$	$^{93}\text{Nb}(n,\gamma)$	871	6.232(28)m	6.26(1)m
$^{116\text{m}}\text{In}$	$^{115}\text{In}(n,\gamma)$	1294	54.12(6)m	54.15(6)m

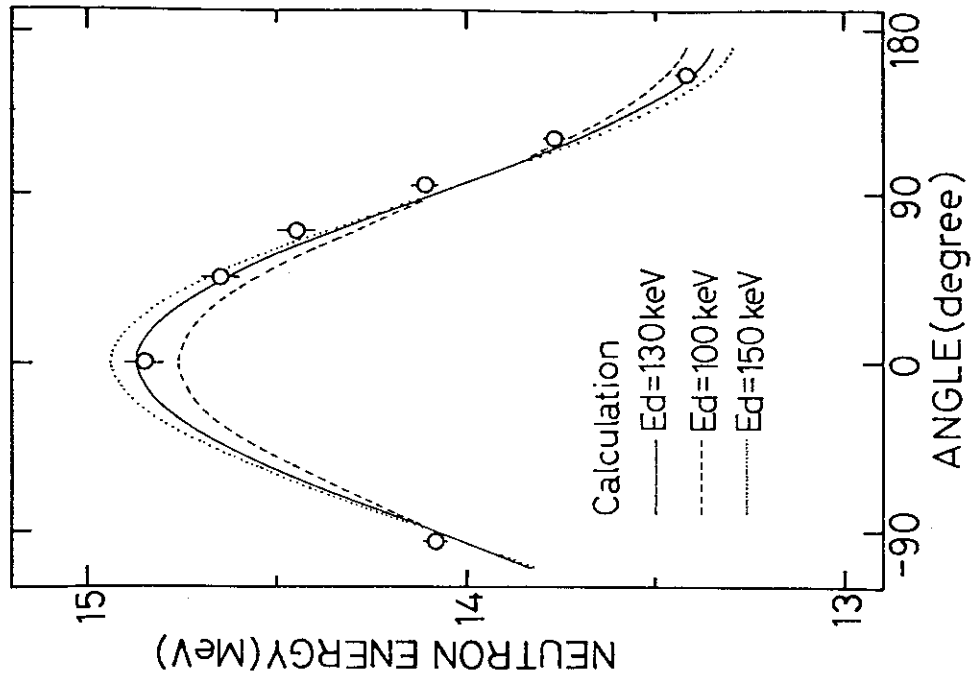


Fig. 2 Angular dependence of d-T neutron energy

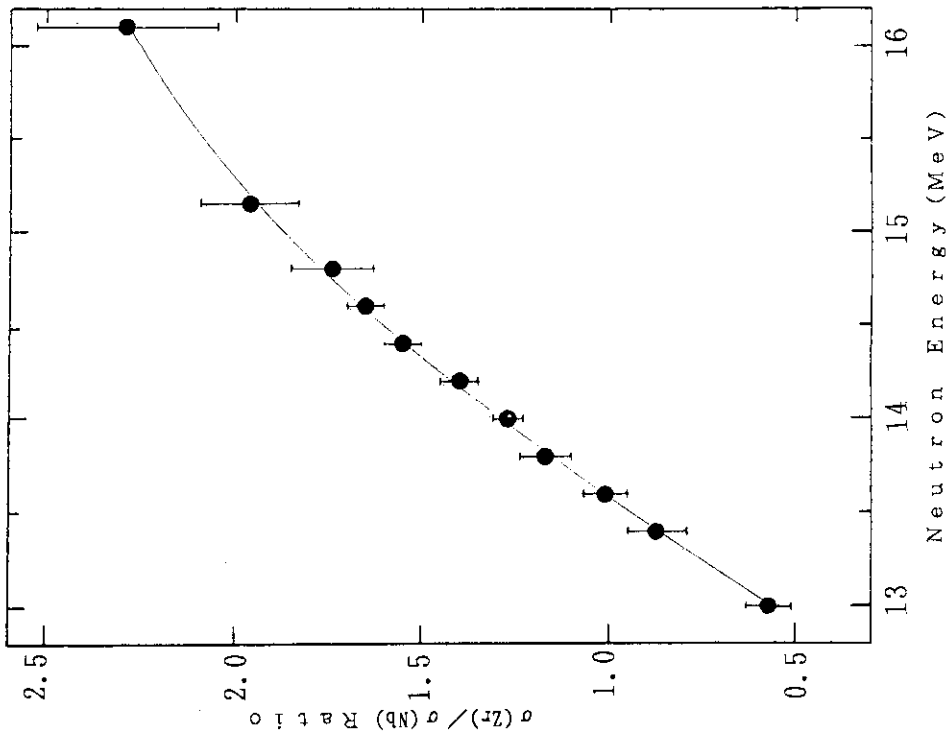


Fig. 1 Relation between the neutron energy and the ratio of cross sections of the  $^{90}\text{Zr}(n,2n)$  and the  $^{93}\text{Nb}(n,2n)$  reactions

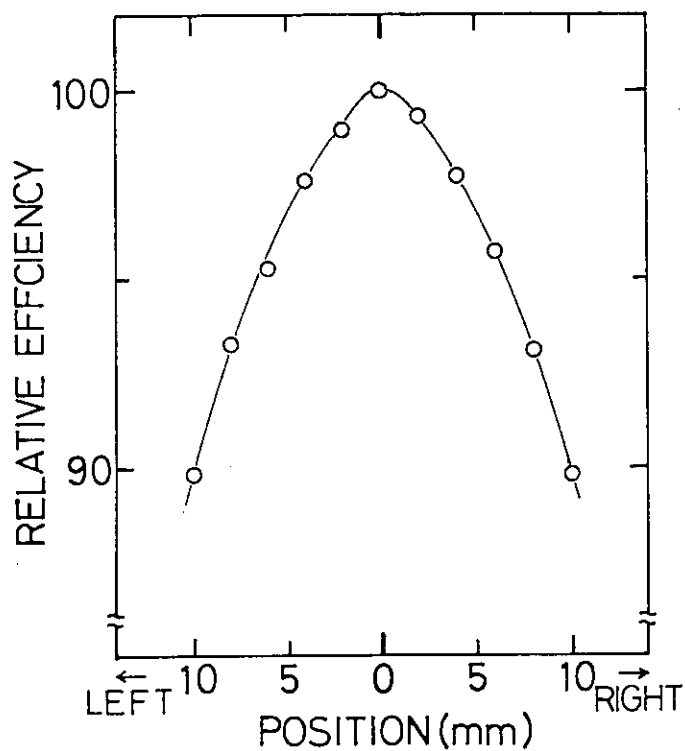


Fig. 3 Relation between detection efficiency and source position on the detector

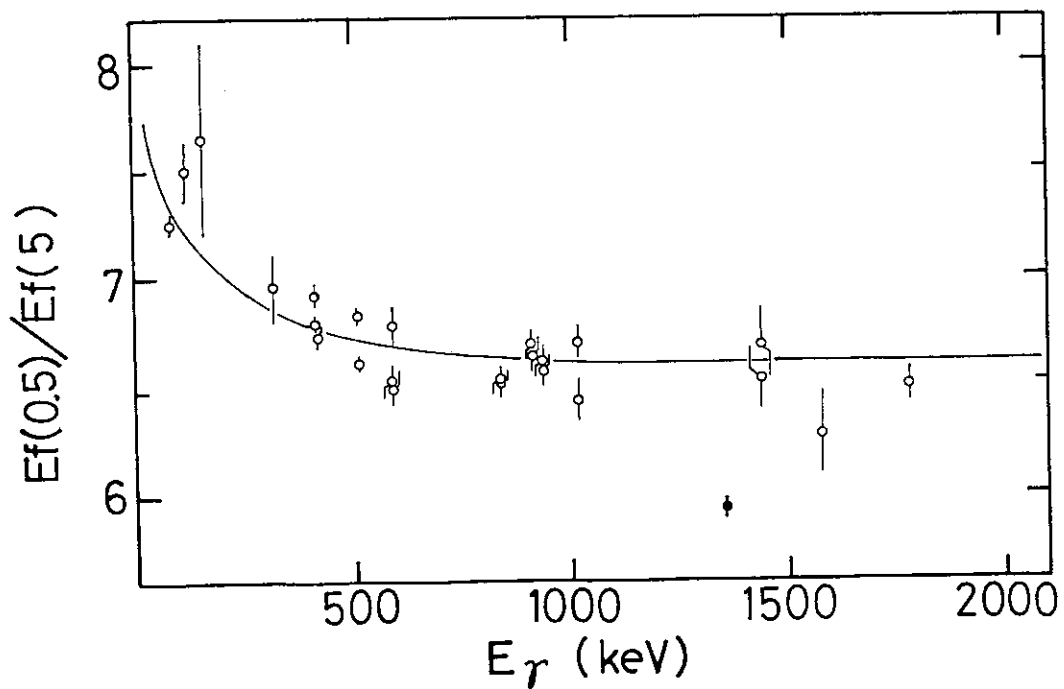


Fig. 4 Ratio of detection efficiencies at 0.5 cm at 5.0 cm

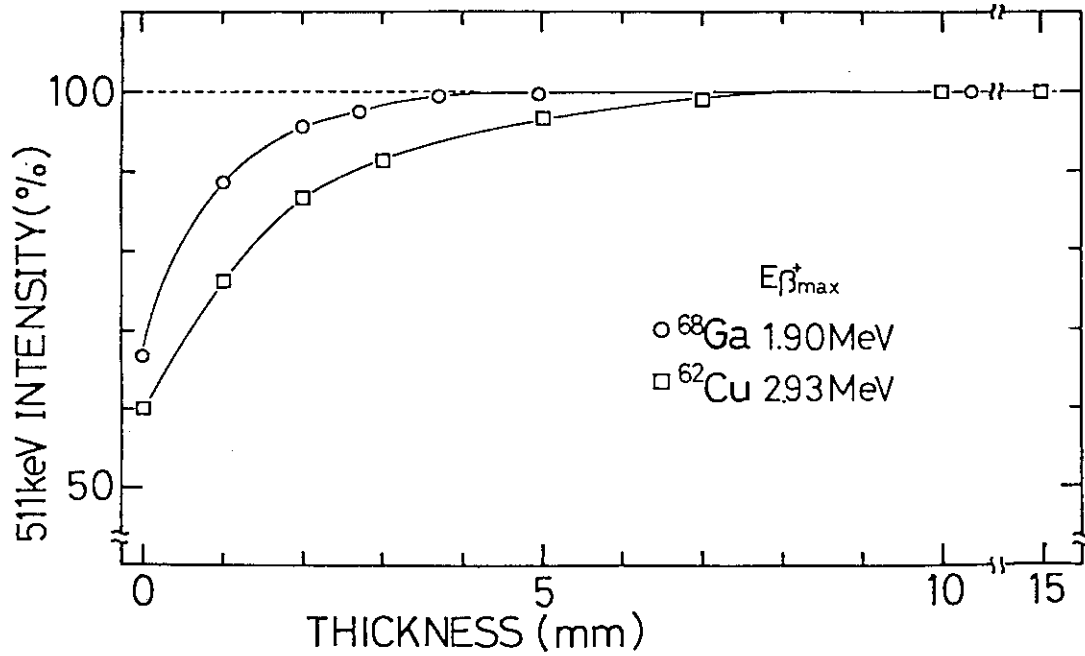
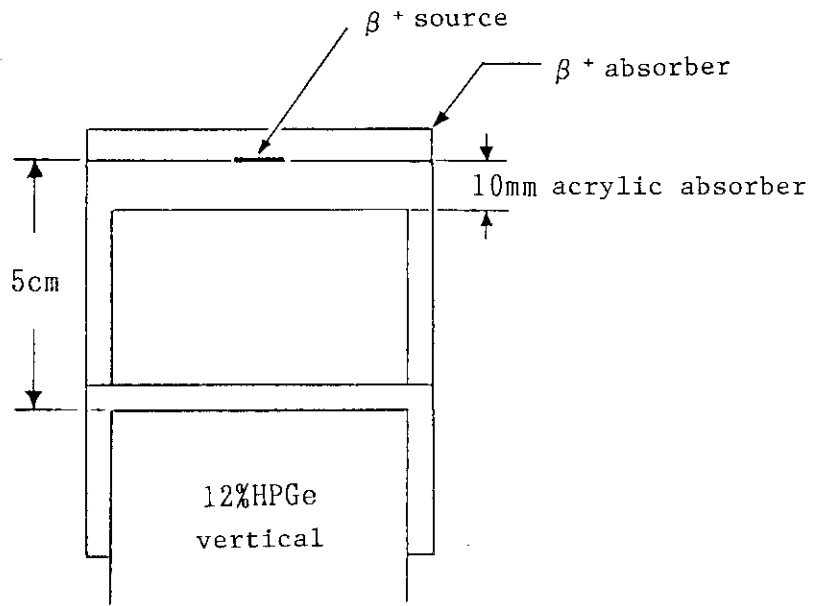


Fig. 5 Detection efficiency of the annihilation gamma-ray as functions of absorber thickness

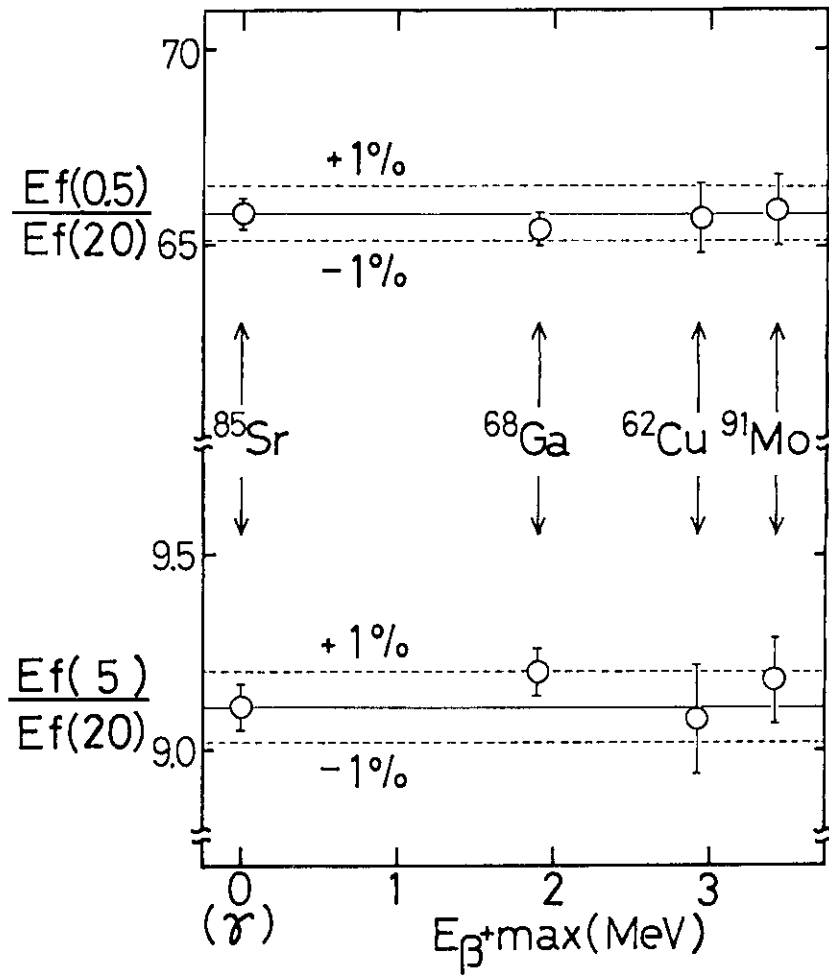


Fig. 6 Ratio of detection efficiencies for the 514 keV gamma-ray( $^{85}\text{Sr}$ ) and the annihilation gamma-ray

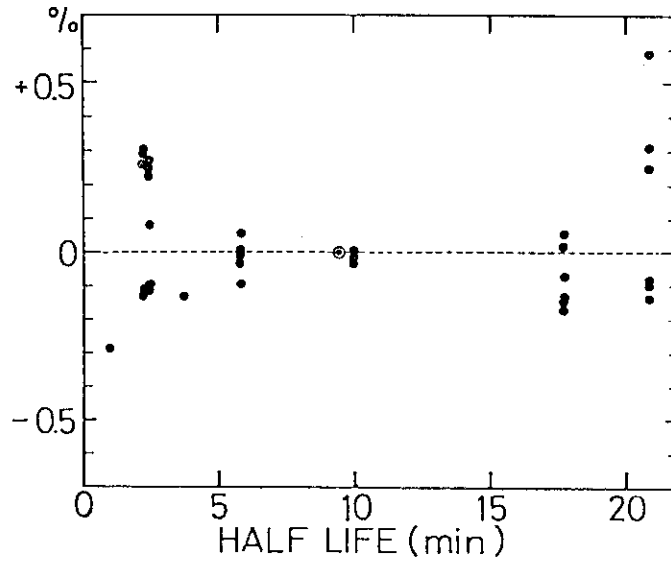


Fig. 7 An example of correction for the time variation of neutron flux

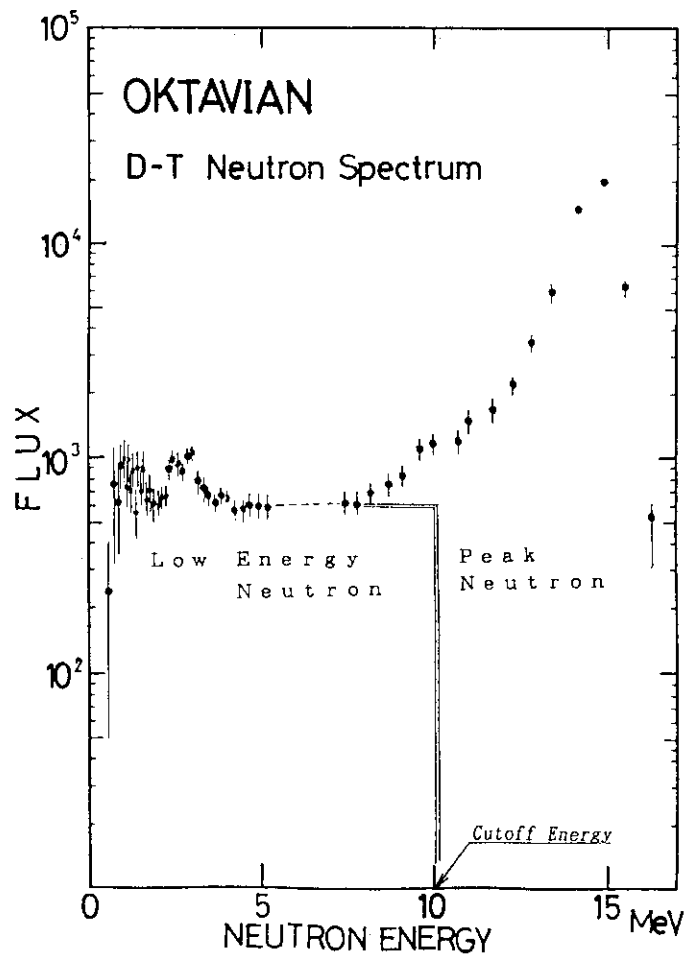


Fig. 8 Neutron spectrum at OKTAVIAN measured at the direction of  $70^\circ$  for the deuteron beam



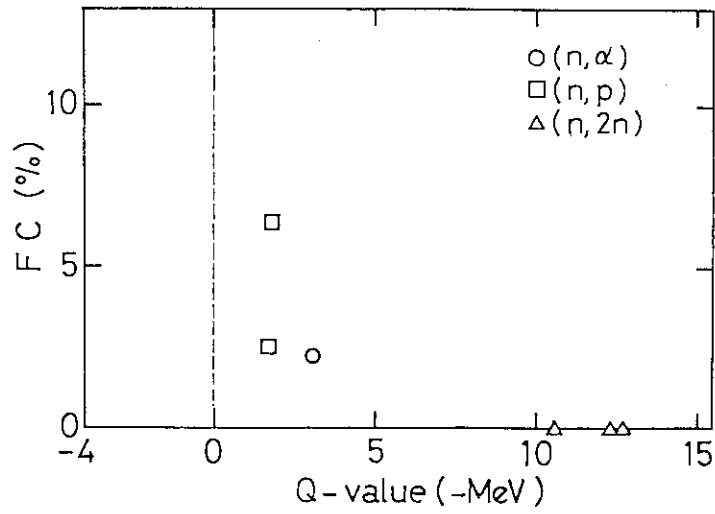


Fig. 9 Contribution of scattered neutron with energy less than 10 MeV

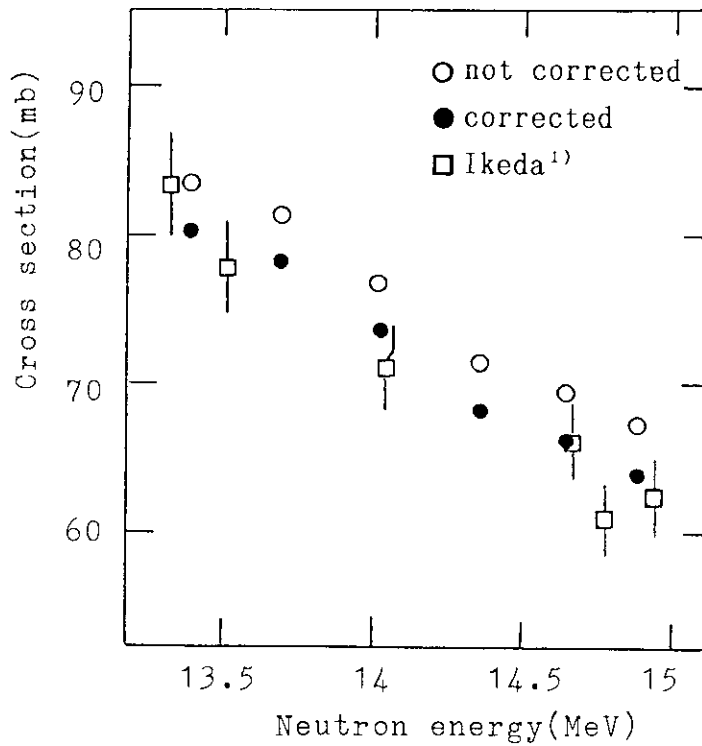


Fig. 10 Effect of scattered neutron for the cross-section of  $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$  reaction

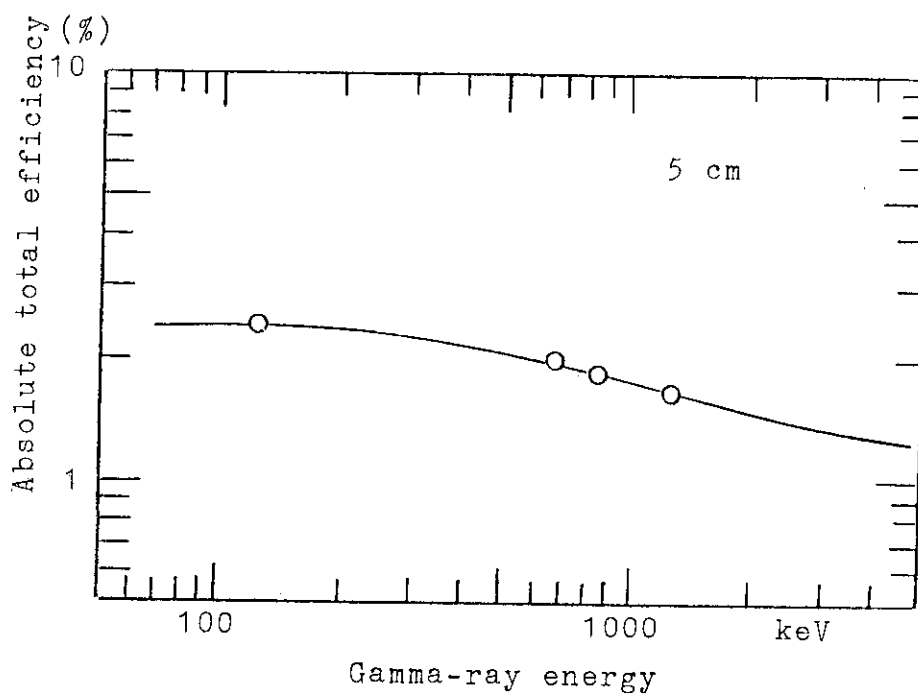


Fig. 11 Total detection efficiency of vertical HpGe detector

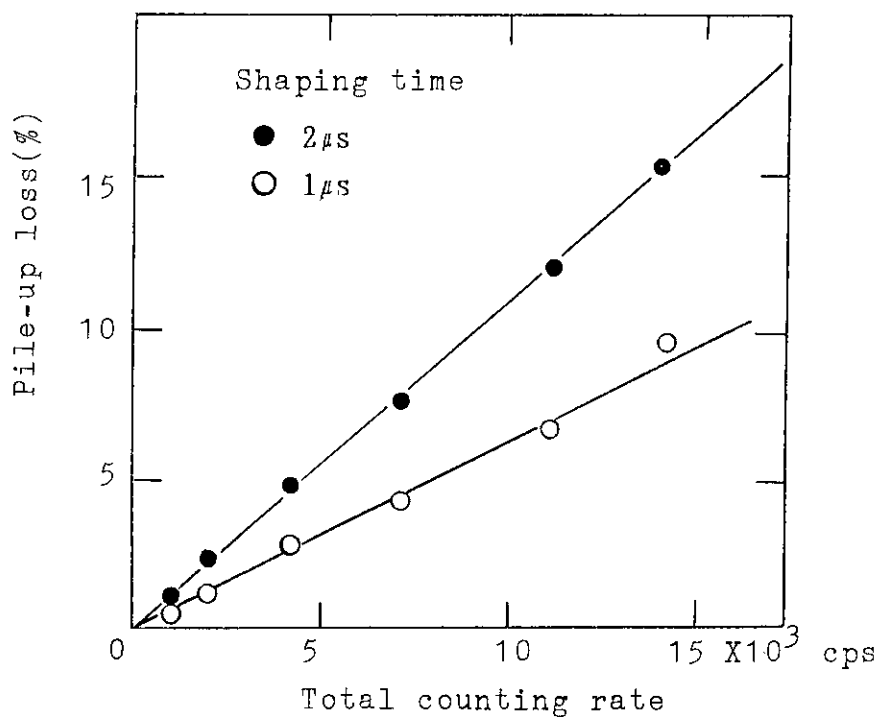


Fig. 12 Relation between pile-up loss and counting rate

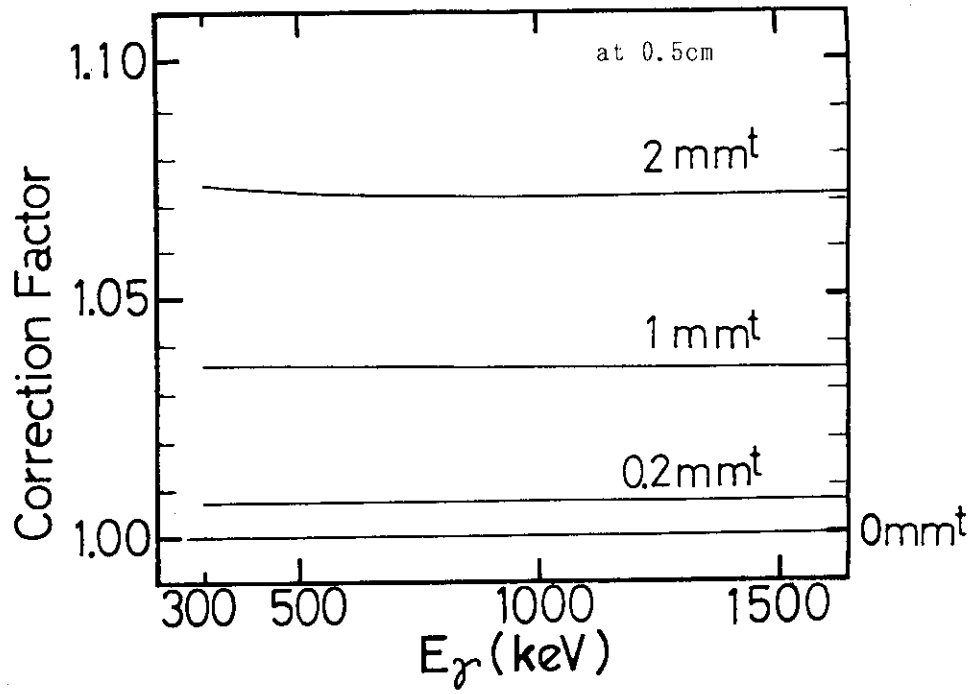


Fig. 13 Correction for the source thickness

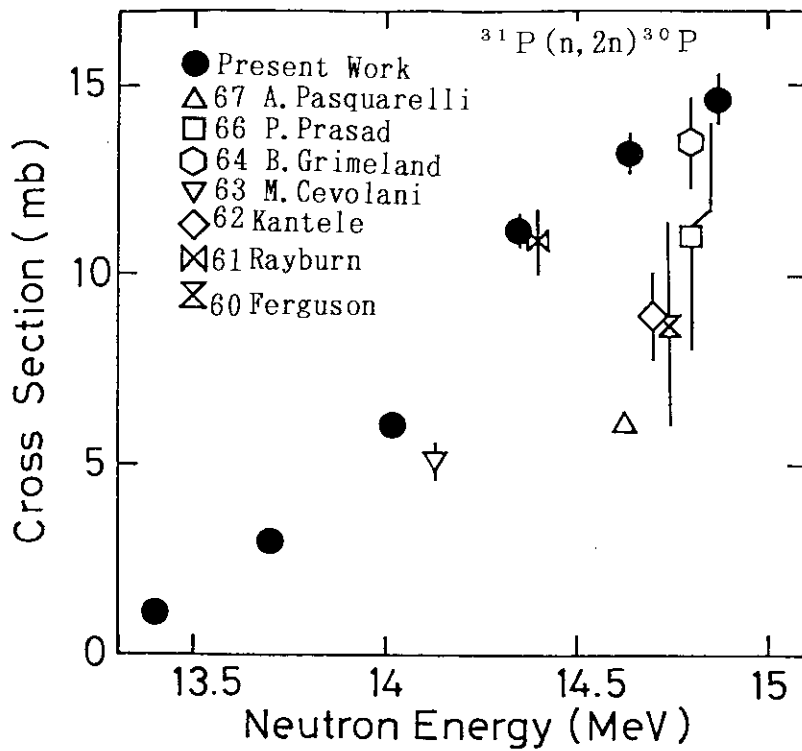
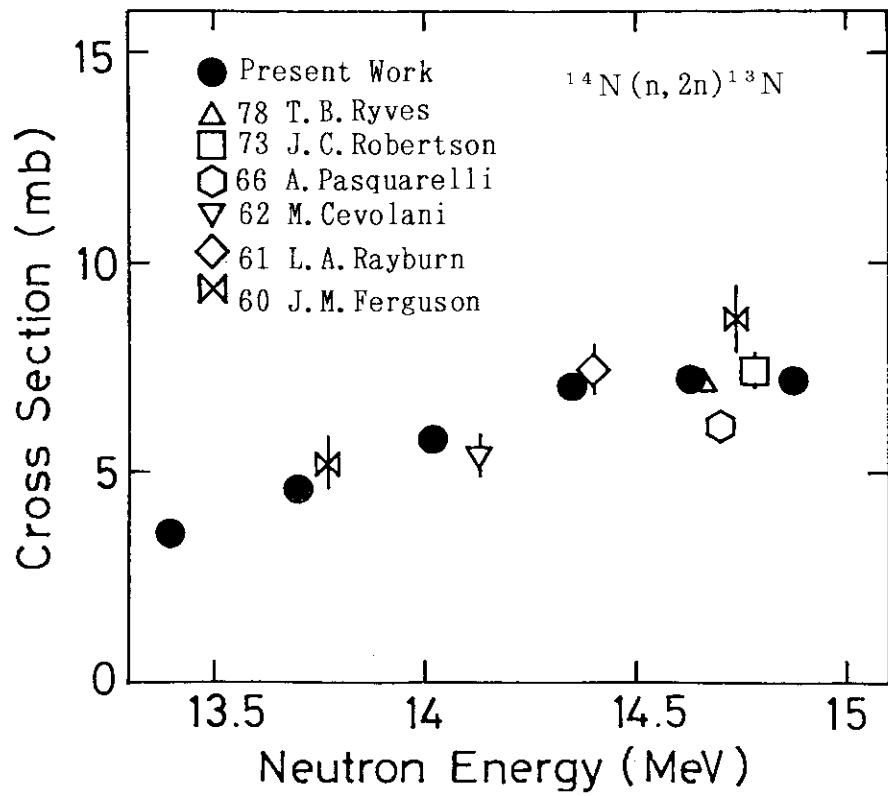


Fig. 14(a) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron

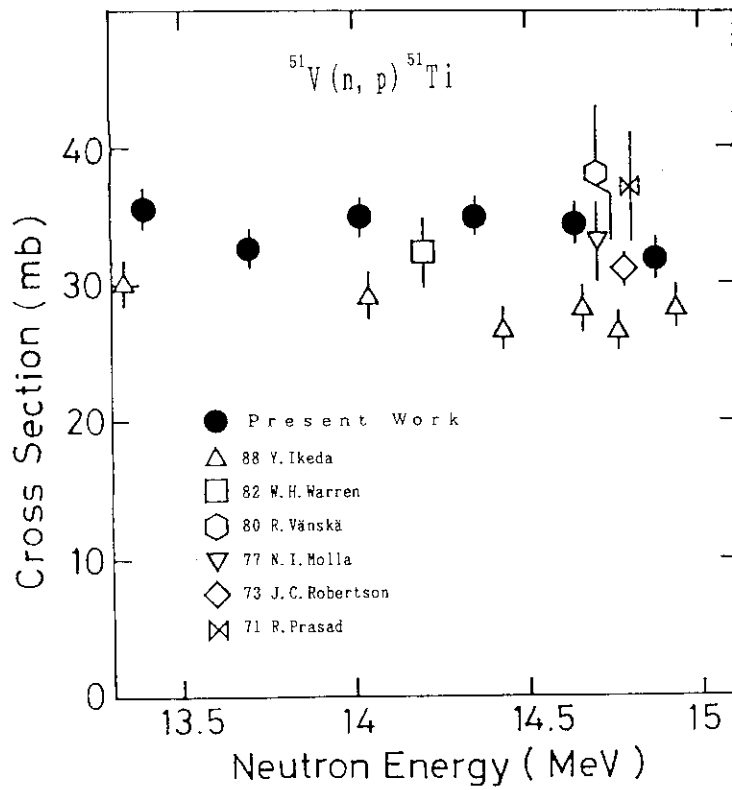
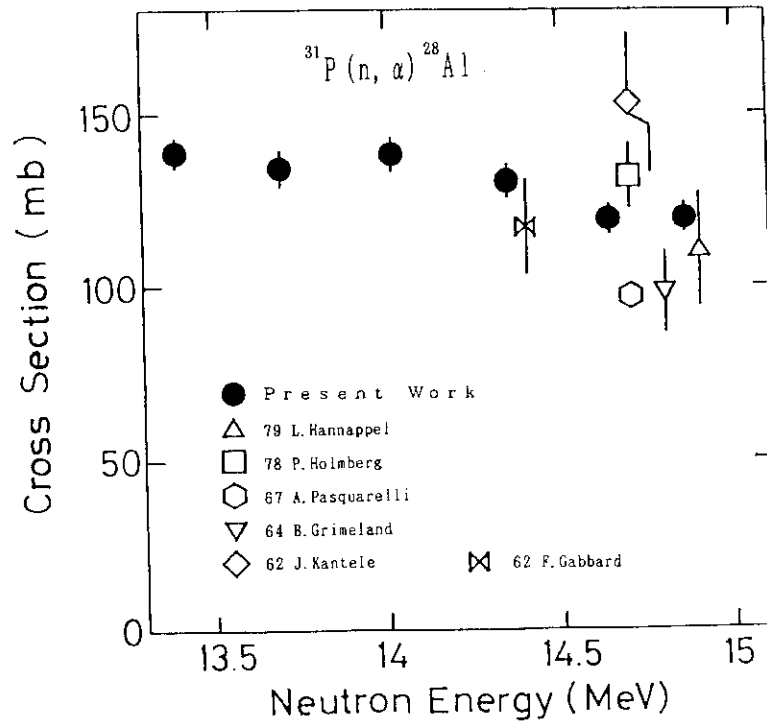


Fig. 14(b) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron

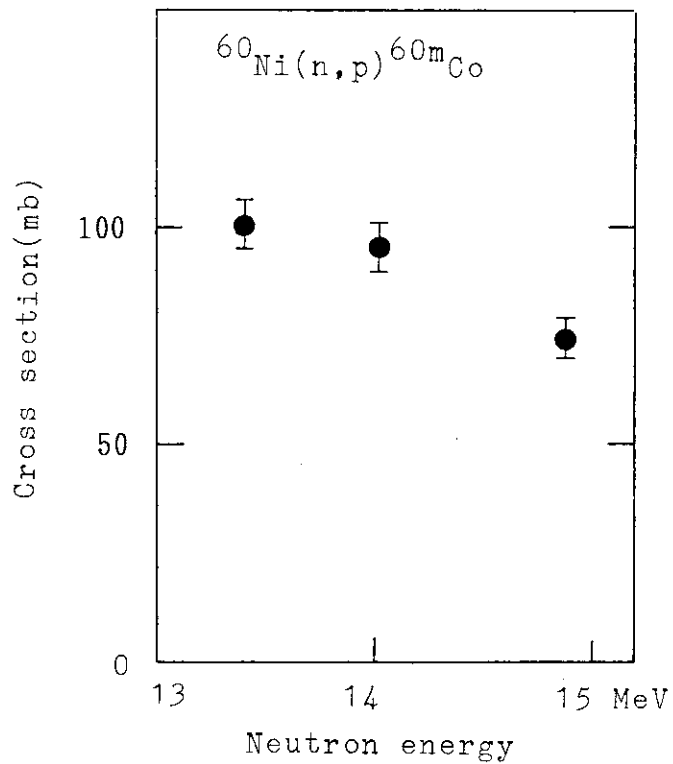
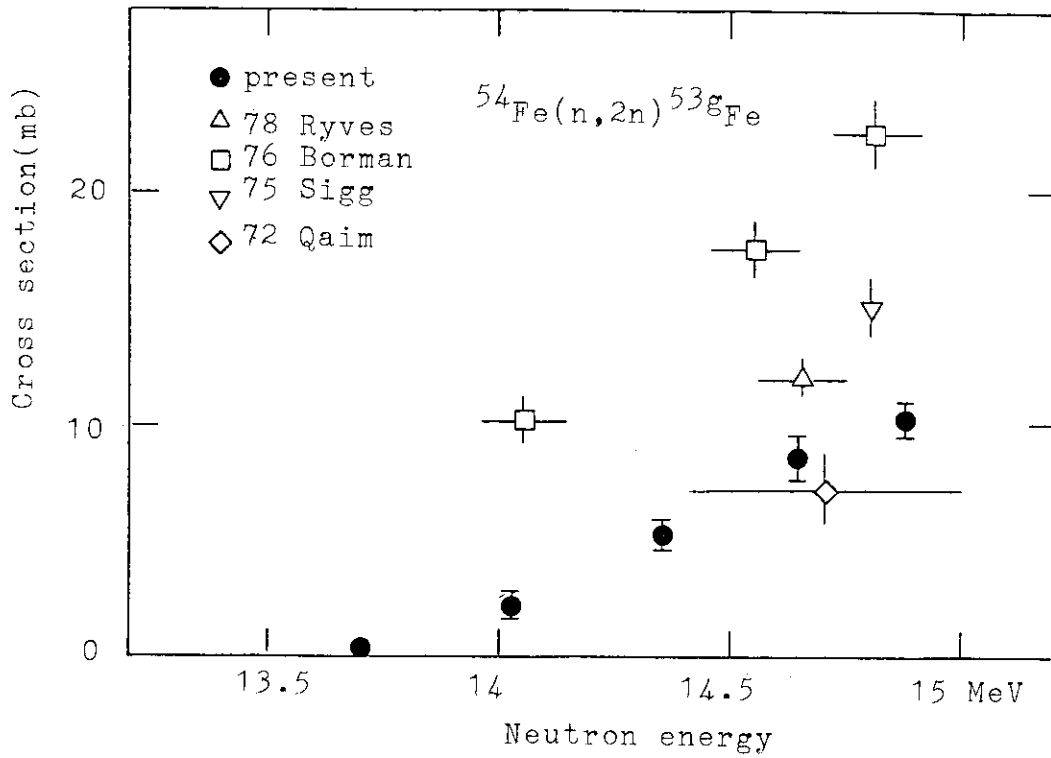


Fig. 14(c) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron

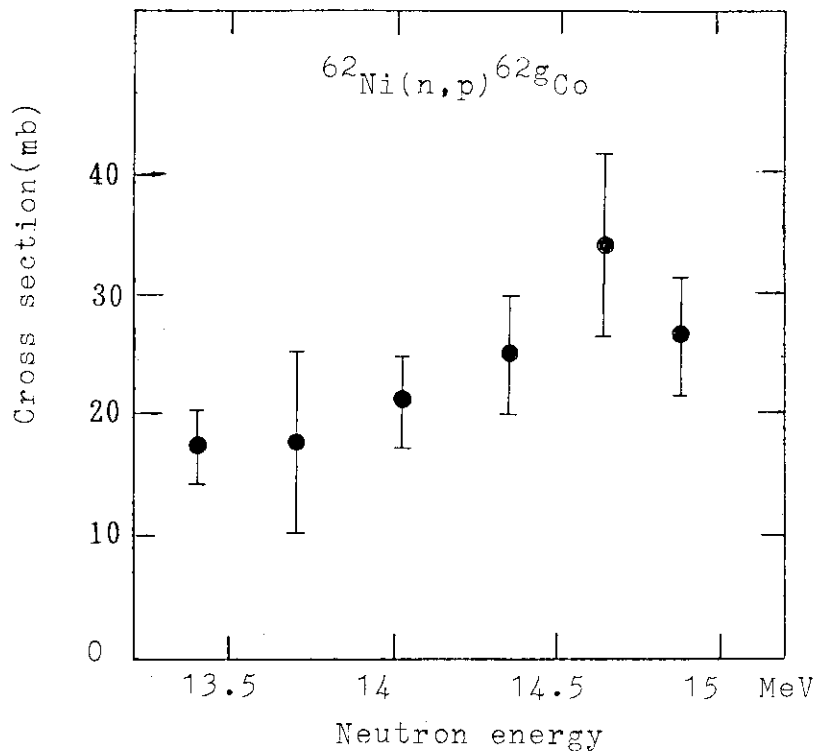
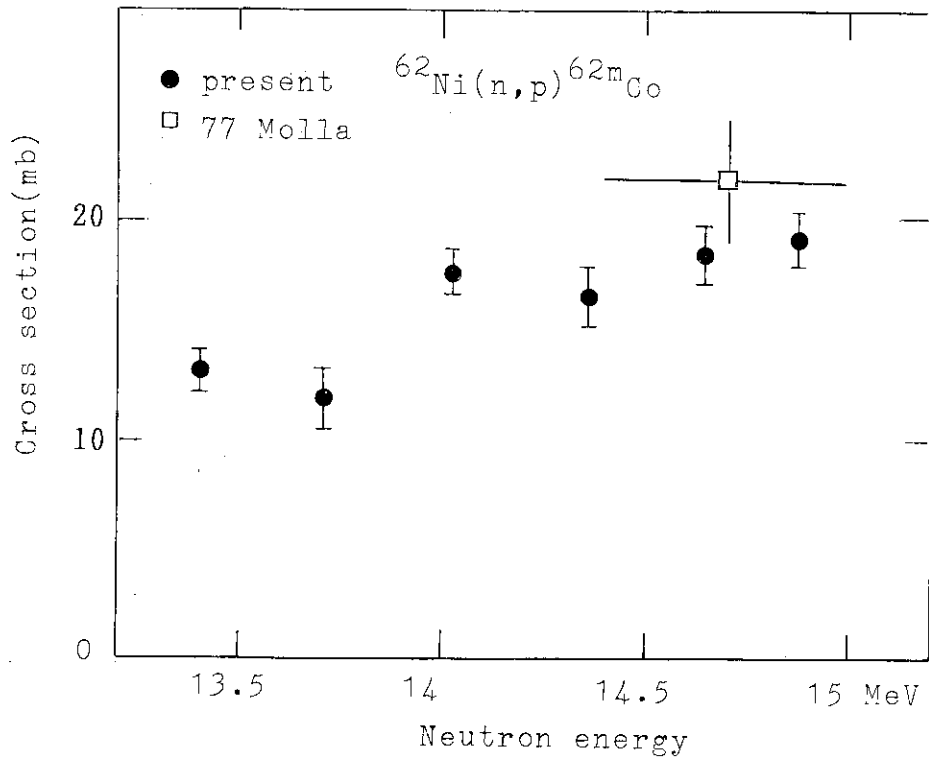


Fig. 14(d) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron

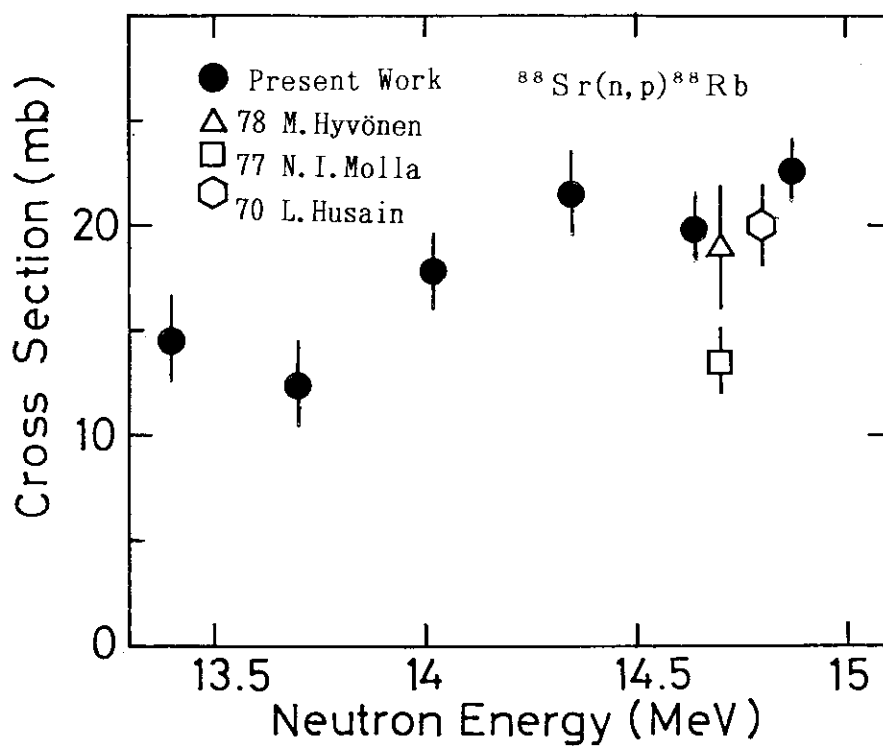
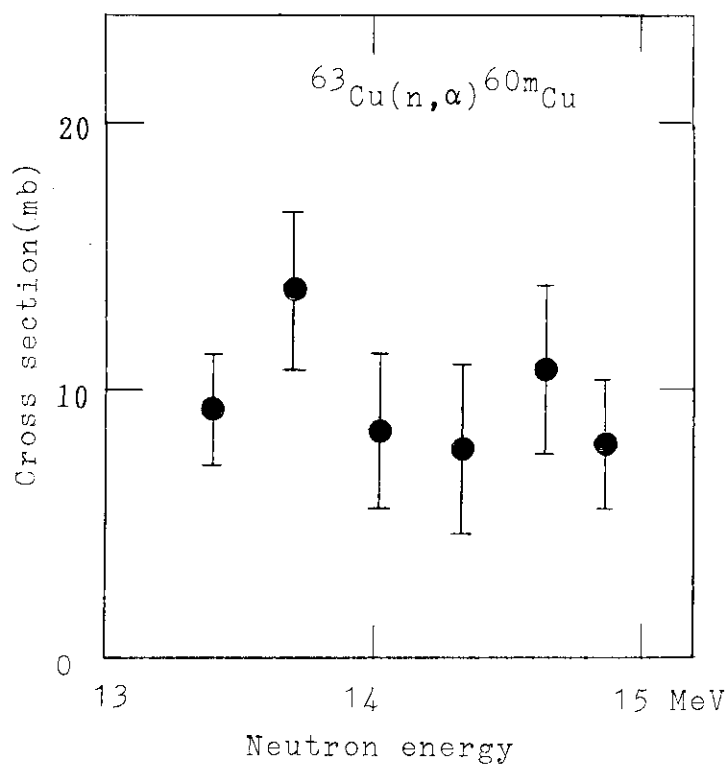


Fig. 14(e) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron



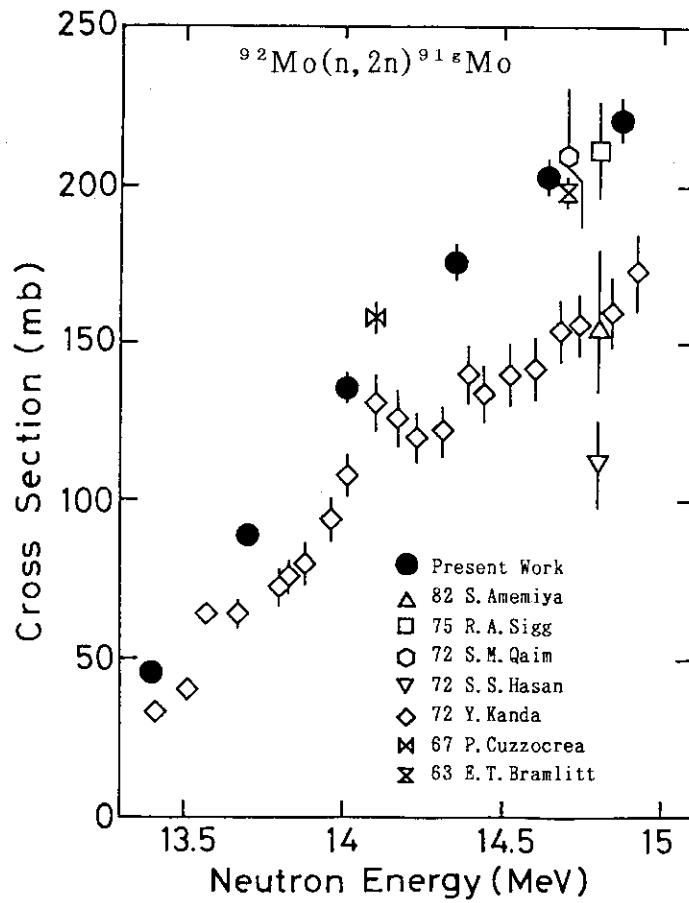
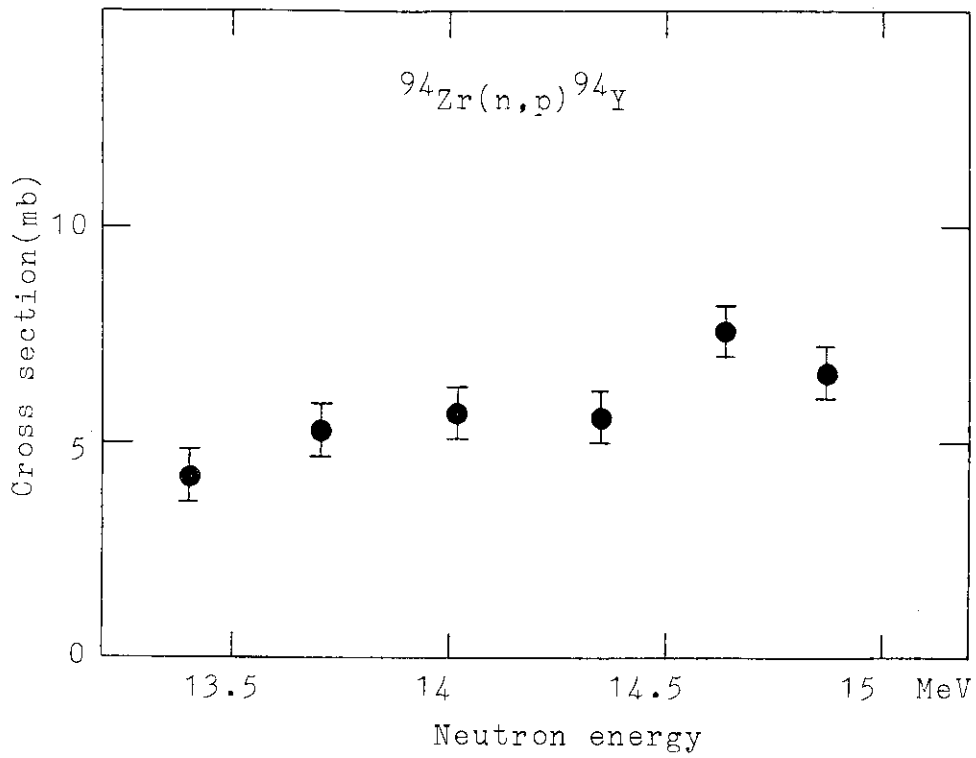


Fig. 14(f) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron

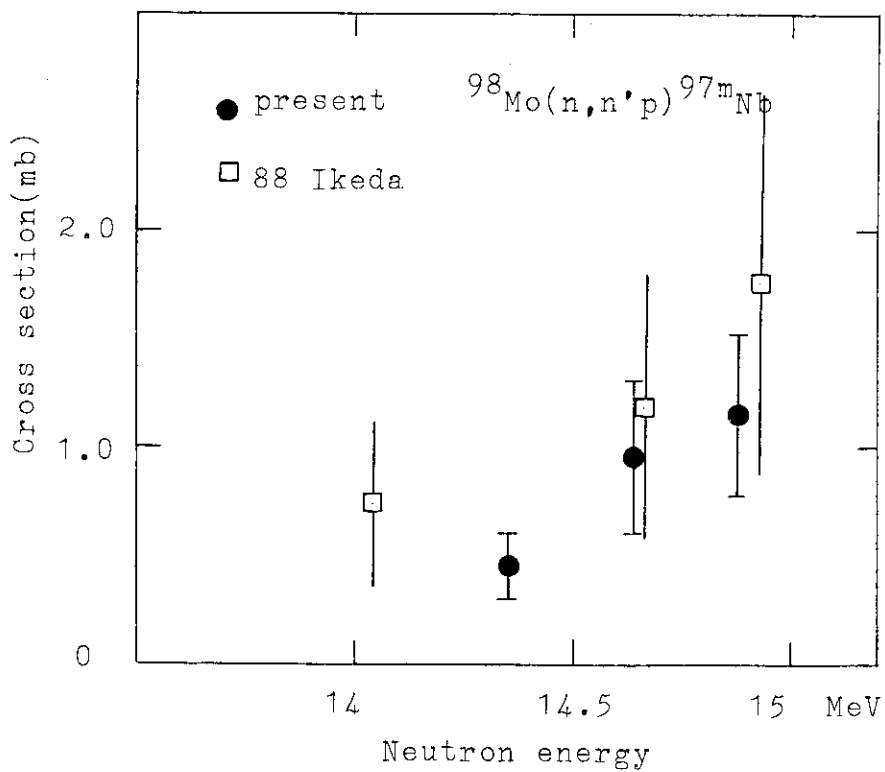
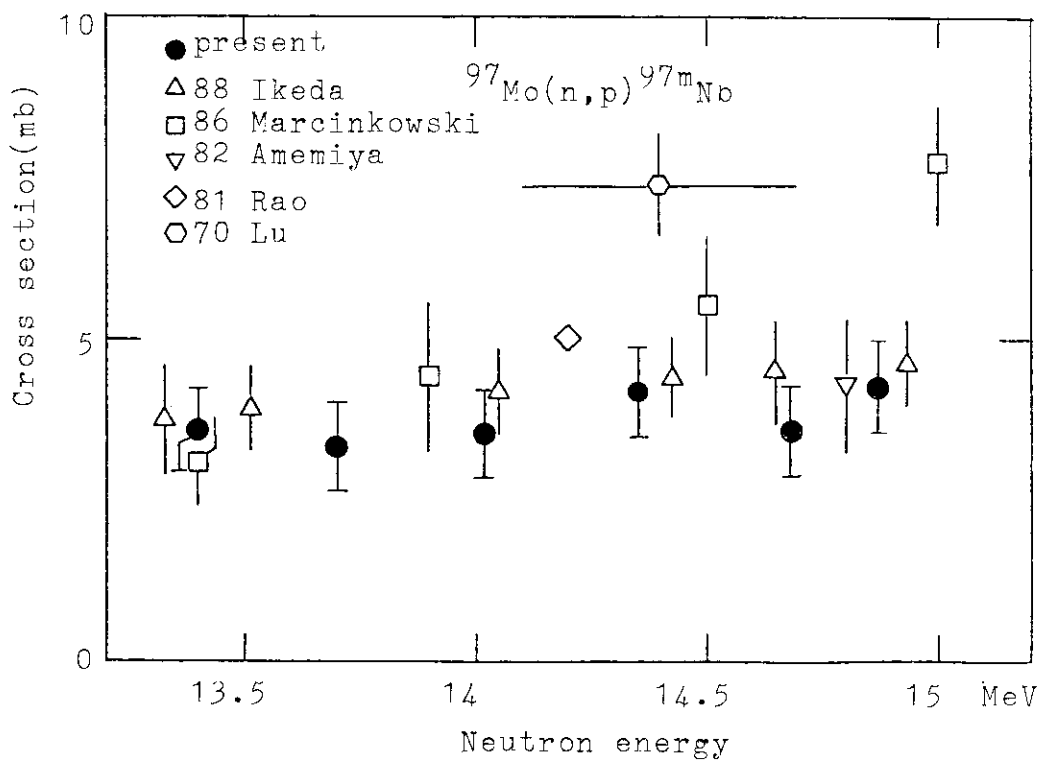


Fig. 14(g) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron

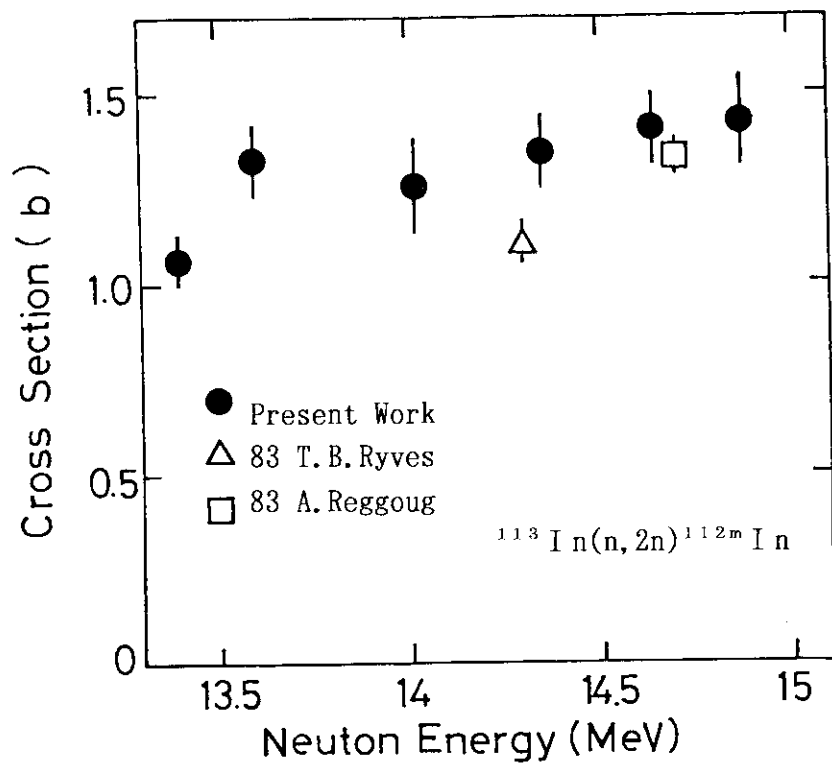


Fig. 14(h) Formation cross section of short-lived nuclei by 14 MeV neutron

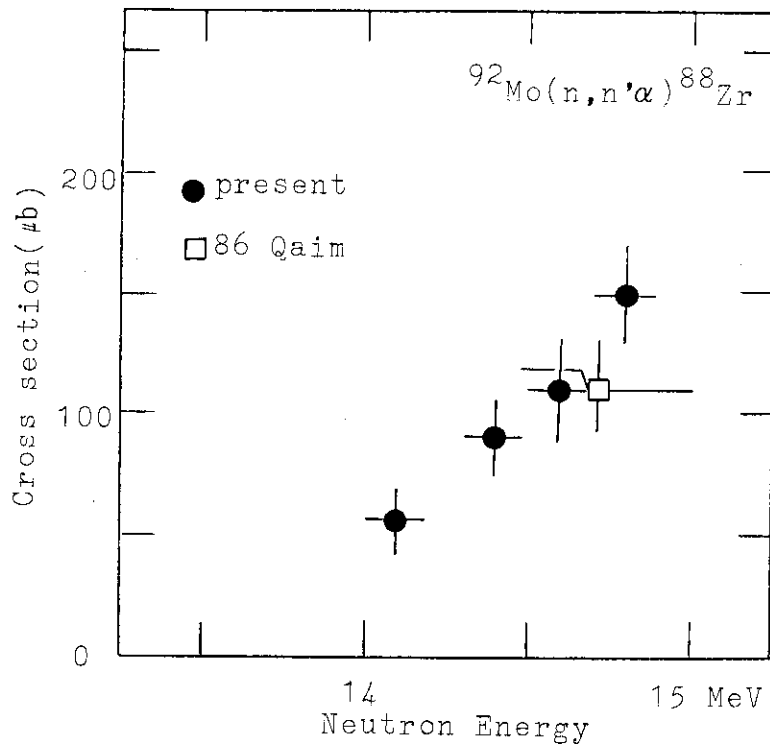
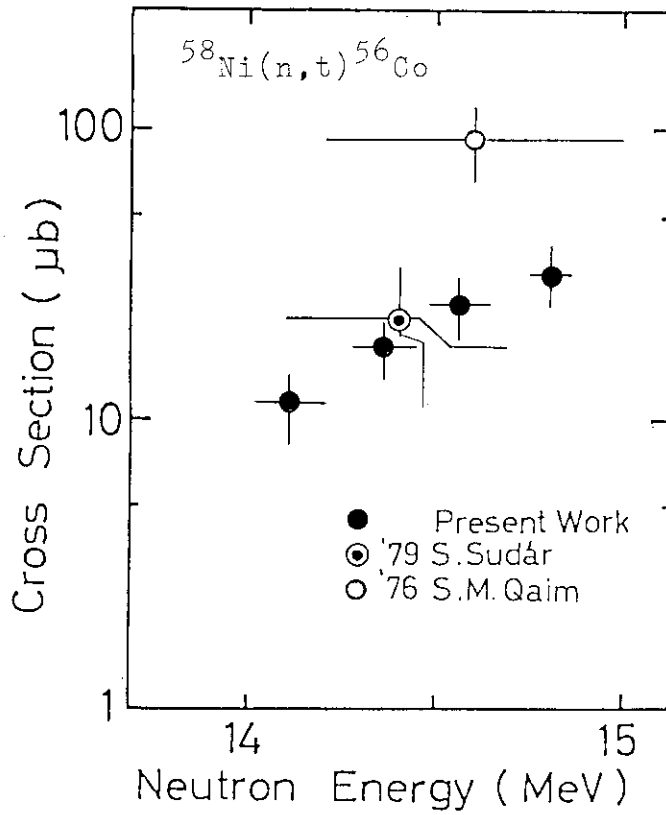


Fig. 15(a) Formation cross section of long-lived nuclei by 14 MeV neutron

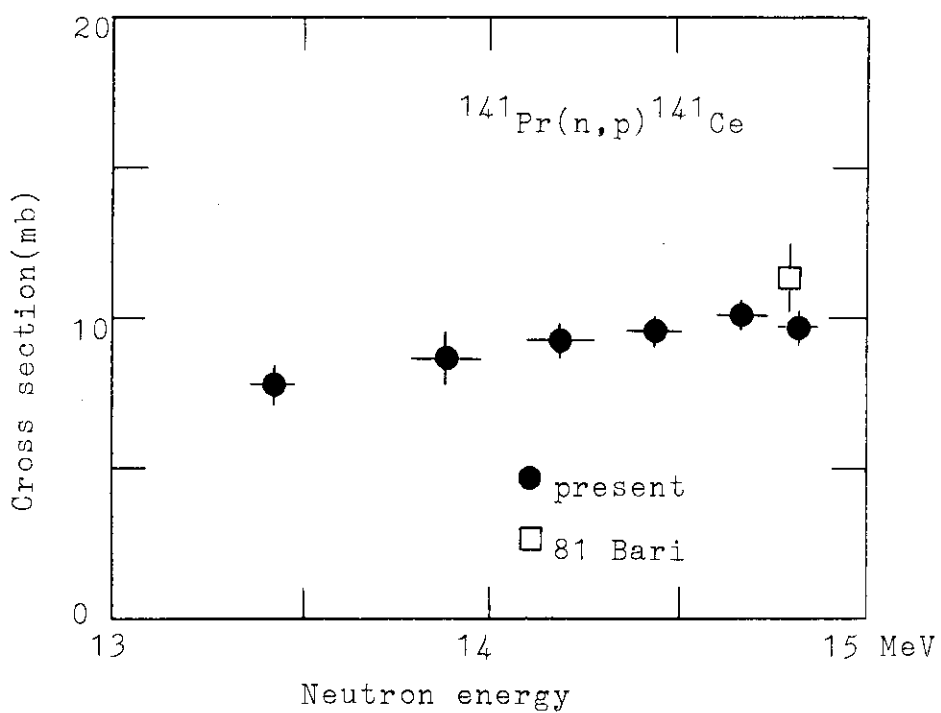
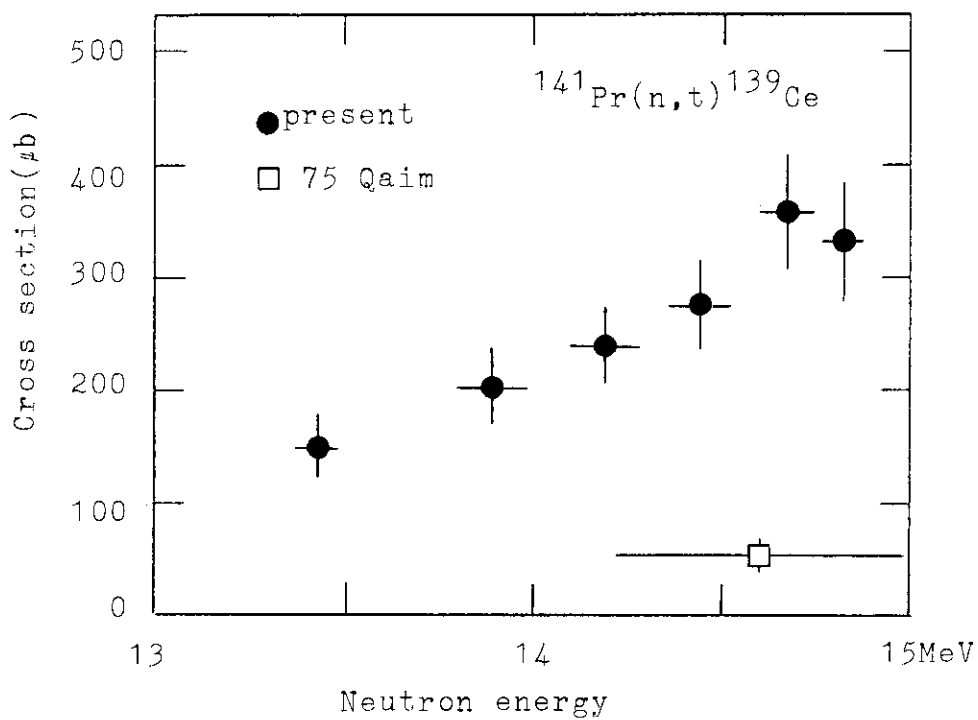


Fig. 15(b) Formation cross section of long-lived nuclei by 14 MeV neutron

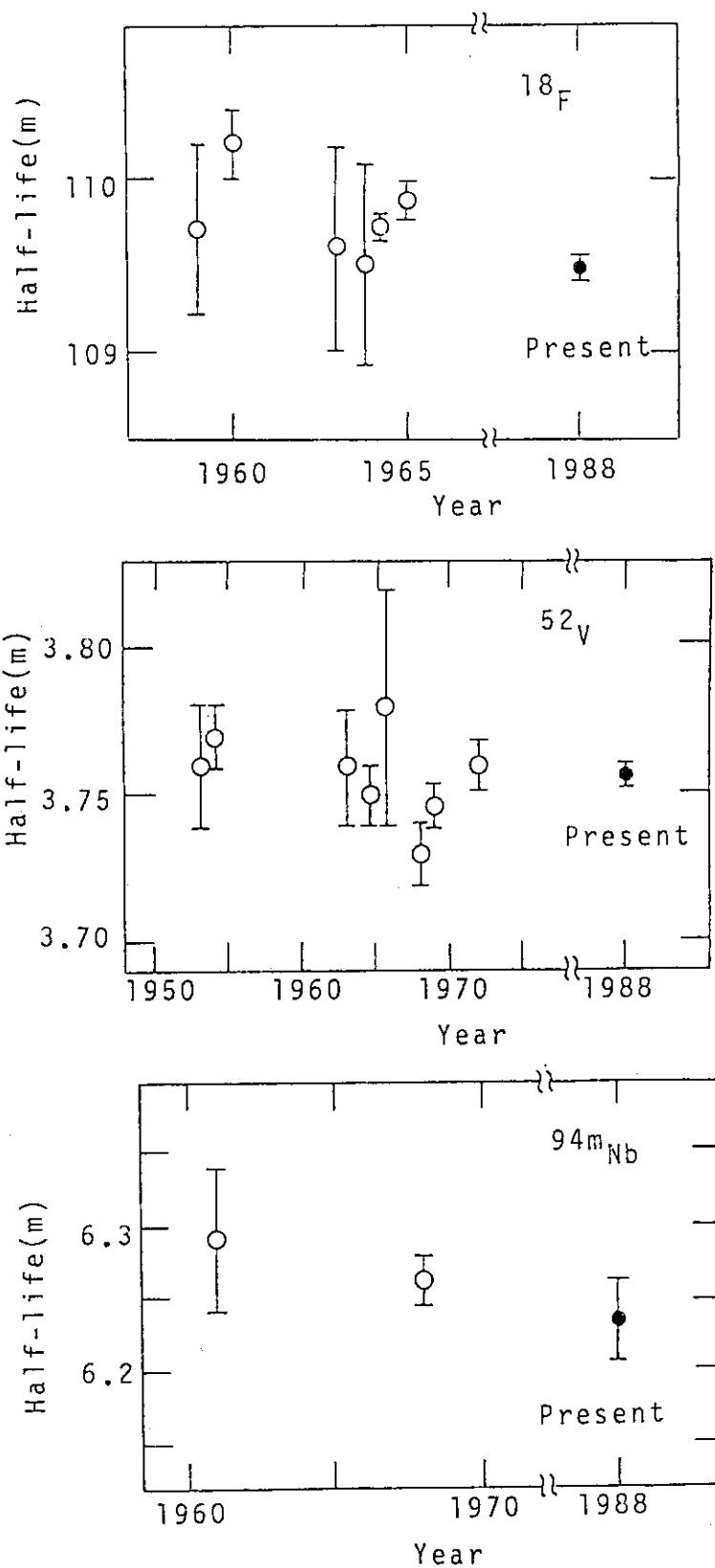


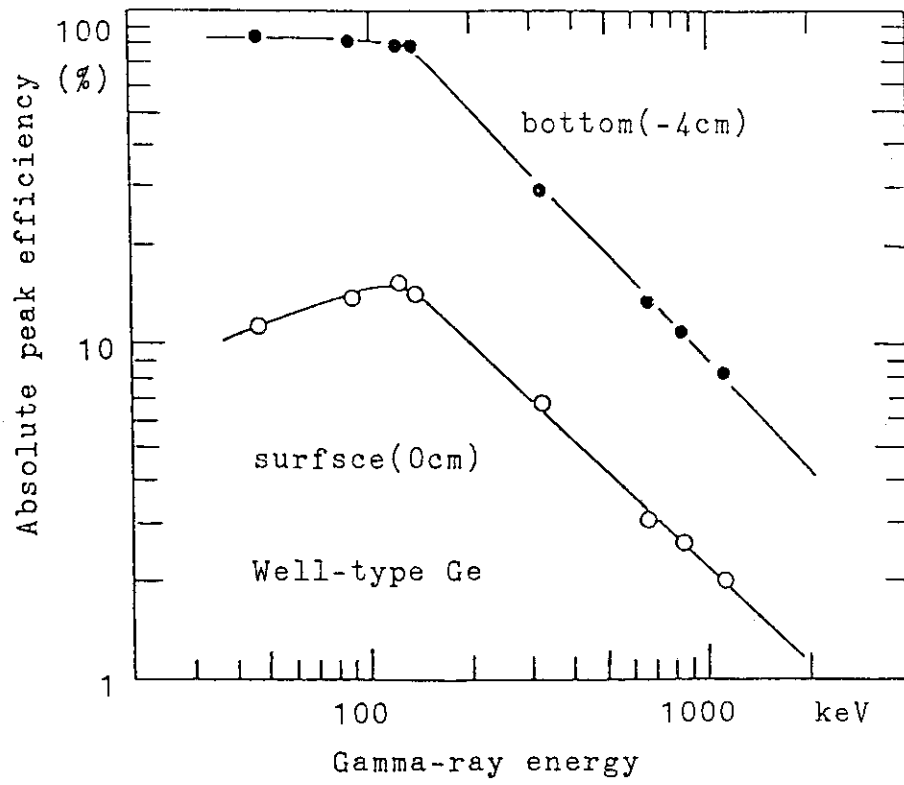
Fig. 16 Comparison of measured half-lives

付録1 Relation between the d-T neutron energy and the incident deuteron energy

Ed: incident deuteron energy, deg: degree,  
 En: neutron energy(non-relative), Enr: neutron energy(relative).

Ed= 100 keV		Ed= 110 keV		Ed= 120 keV		Ed= 130 keV		Ed= 140 keV		Ed= 150 keV	
deg	Enr(MeV)	deg	Enr(MeV)	deg	Enr(MeV)	deg	Enr(MeV)	deg	Enr(MeV)	deg	Enr(MeV)
0	14.7601	0	14.7987	0	14.8359	0	14.8921	0	14.9066	0	14.9404
5	14.7574	5	14.7959	5	14.8329	5	14.8890	5	14.9034	5	14.9371
10	14.7493	10	14.7874	10	14.8241	10	14.8797	10	14.8938	10	14.9271
15	14.7360	15	14.7734	15	14.8094	15	14.8644	15	14.8778	15	14.9106
20	14.7174	20	14.7539	20	14.7890	20	14.8431	20	14.8557	20	14.8876
25	14.6939	25	14.7291	25	14.7631	25	14.8161	25	14.8276	25	14.8585
30	14.6655	30	14.6993	30	14.7319	30	14.7836	30	14.7938	30	14.8234
35	14.6326	35	14.6647	35	14.6957	35	14.7458	35	14.7545	35	14.7826
40	14.5954	40	14.6256	40	14.6547	40	14.7031	40	14.7101	40	14.7366
45	14.5542	45	14.5823	45	14.6094	45	14.6558	45	14.6610	45	14.6857
50	14.5093	50	14.5352	50	14.5602	50	14.6044	50	14.6077	50	14.6304
55	14.4613	55	14.4847	55	14.5073	55	14.5493	55	14.5504	55	14.5711
60	14.4103	60	14.4312	60	14.4514	60	14.4910	60	14.4898	60	14.5083
65	14.3569	65	14.3751	65	14.3927	65	14.4299	65	14.4098	65	14.4425
70	14.3015	70	14.3170	70	14.3319	70	14.3665	70	14.3465	70	14.3744
75	14.2446	75	14.2572	75	14.2694	75	14.3014	75	14.2814	75	14.3043
80	14.1865	80	14.1963	80	14.2058	80	14.2350	80	14.2241	80	14.2330
85	14.1278	85	14.1346	85	14.1414	85	14.1679	85	14.1545	85	14.1609
90	14.0689	90	14.0728	90	14.0768	90	14.1006	90	14.0807	90	14.0887
95	14.0102	95	14.0113	95	14.0125	95	14.0336	95	14.0153	95	14.0168
100	13.9522	100	13.9505	100	13.9490	100	13.9675	100	13.9477	100	13.9458
105	13.8953	105	13.8908	105	13.8867	105	13.9027	105	13.8830	105	13.8763
110	13.8400	110	13.8329	110	13.8262	110	13.8396	110	13.8200	110	13.8087
115	13.7866	115	13.7769	115	13.7678	115	13.7788	115	13.7593	115	13.7435
120	13.7356	120	13.7234	120	13.7120	120	13.7207	120	13.7012	120	13.6813
125	13.6872	125	13.6727	125	13.6591	125	13.6657	125	13.6462	125	13.6223
130	13.6419	130	13.6252	130	13.6096	130	13.6142	130	13.5947	130	13.5671
135	13.5999	135	13.5813	135	13.5637	135	13.5664	135	13.5470	135	13.5160
140	13.5615	140	13.5411	140	13.5218	140	13.5228	140	13.5035	140	13.4694
145	13.5270	145	13.5050	145	13.4842	145	13.4837	145	13.4644	145	13.4275
150	13.4966	150	13.4732	150	13.4510	150	13.4492	150	13.4299	150	13.3906
155	13.4706	155	13.4460	155	13.4226	155	13.4197	155	13.4004	155	13.3590
160	13.4491	160	13.4234	160	13.3991	160	13.3952	160	13.3760	160	13.3329
165	13.4322	165	13.4057	165	13.3807	165	13.3760	165	13.3569	165	13.3124
170	13.4200	170	13.3930	170	13.3674	170	13.3623	170	13.3431	170	13.2977
175	13.4127	175	13.3853	175	13.3594	175	13.3539	175	13.3348	175	13.2888
180	13.4103	180	13.3828	180	13.3568	180	13.3512	180	13.3320	180	13.2858

付録2 Detection efficiency of the Well-type Ge detector





付録3 Gamma-ray spectra of samples irradiated by 14 MeV neutron

EXPLANATION

Sample: BN	⇒①
Time: 600s-58s-600s	⇒②
●: $^{14}\text{N}(n, 2n)^{13}\text{N}$	⇒③
Det.: 12% HPGe	⇒④
Source Distance: 0.5cm	⇒⑤
Absorber: アルミ 1.0cm	⇒⑥

- ① Sample
- ② Irradiation time, cooling time, time of measurement
- ③ Reaction
- ④ Detector
- ⑤ Source distance of measurement
- ⑥ Absorber for measurement of positron

\* Neutron energy: 14.9 MeV

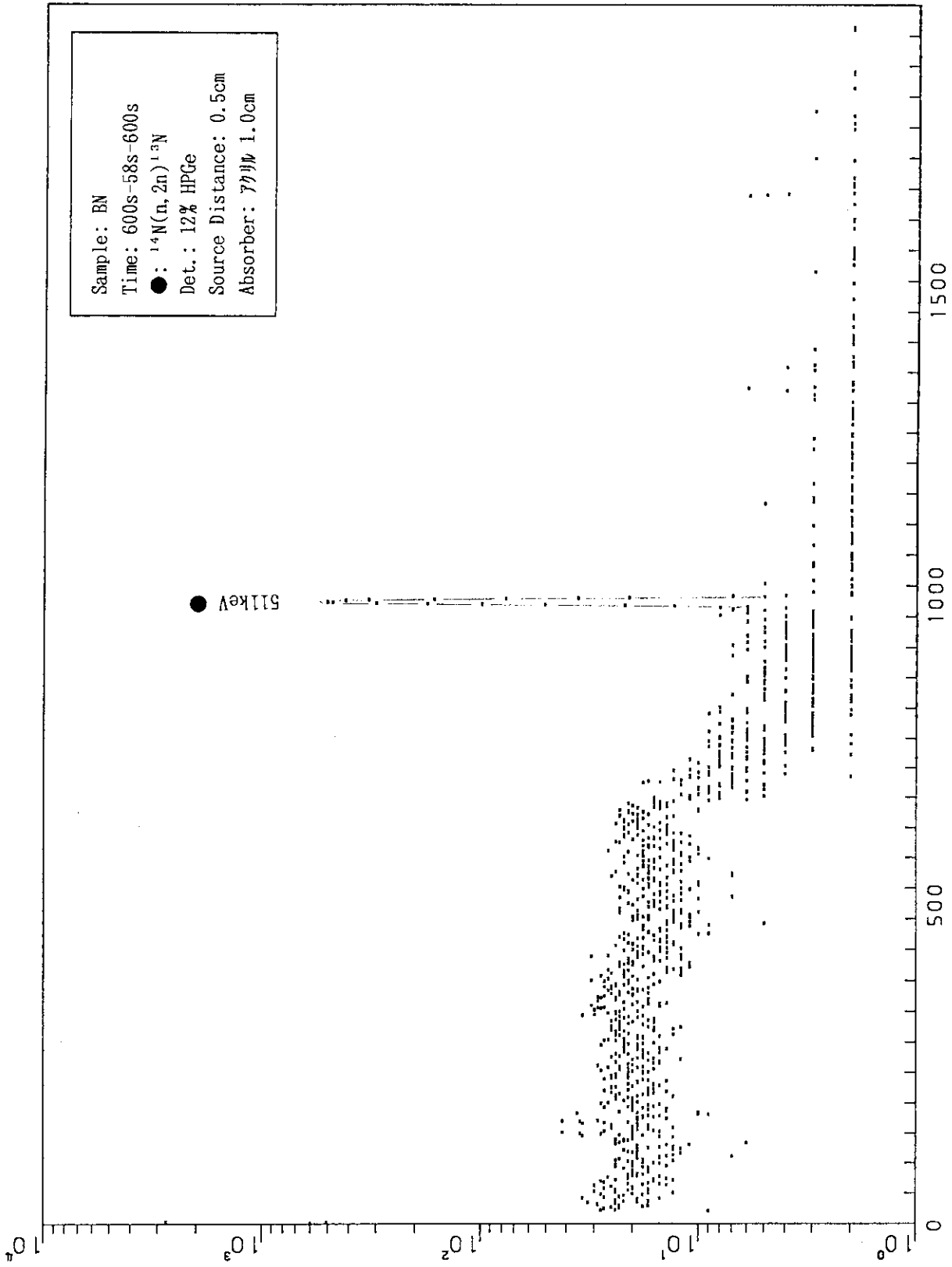


Fig. A.3.1

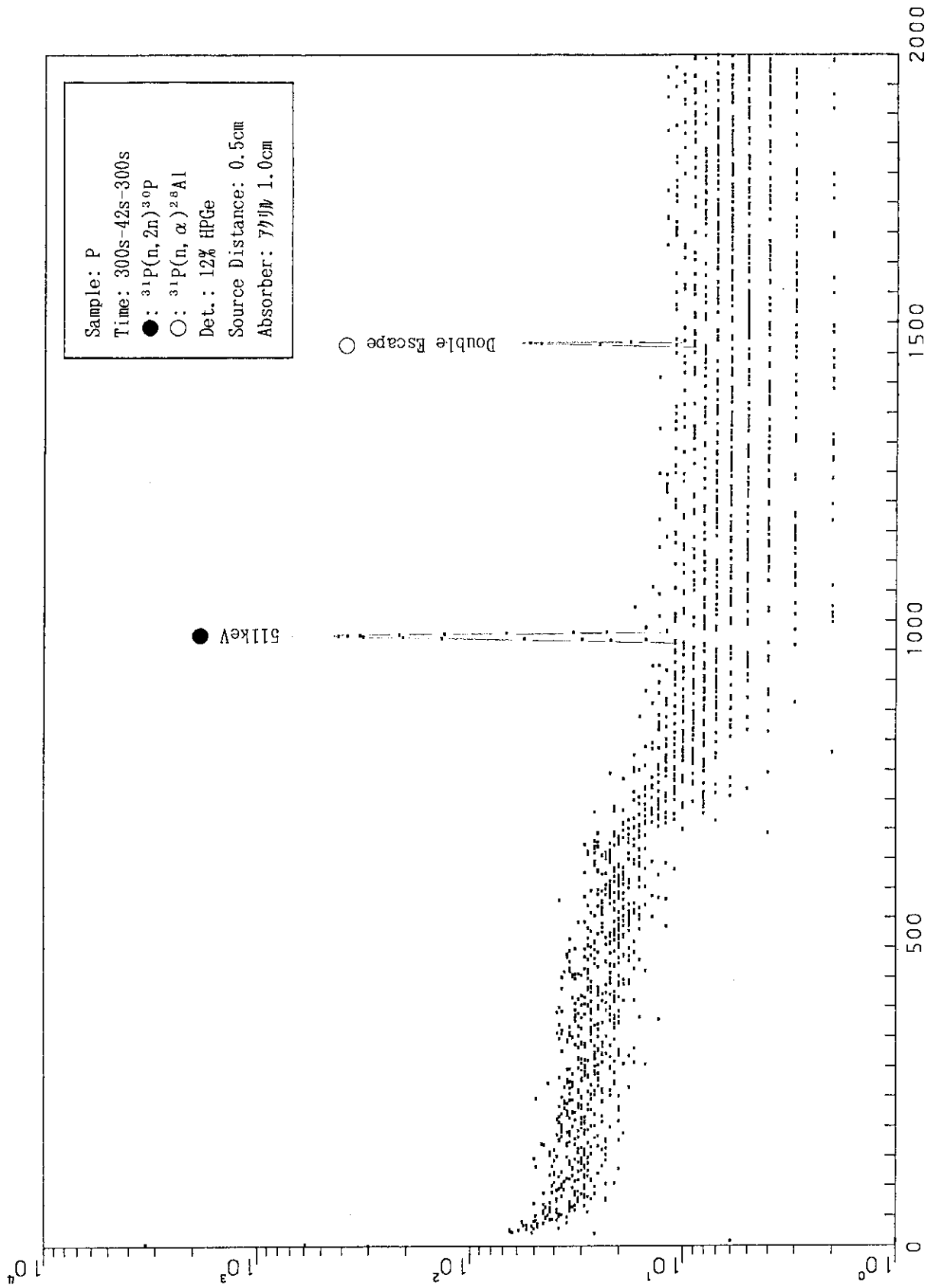


Fig. A.3.2

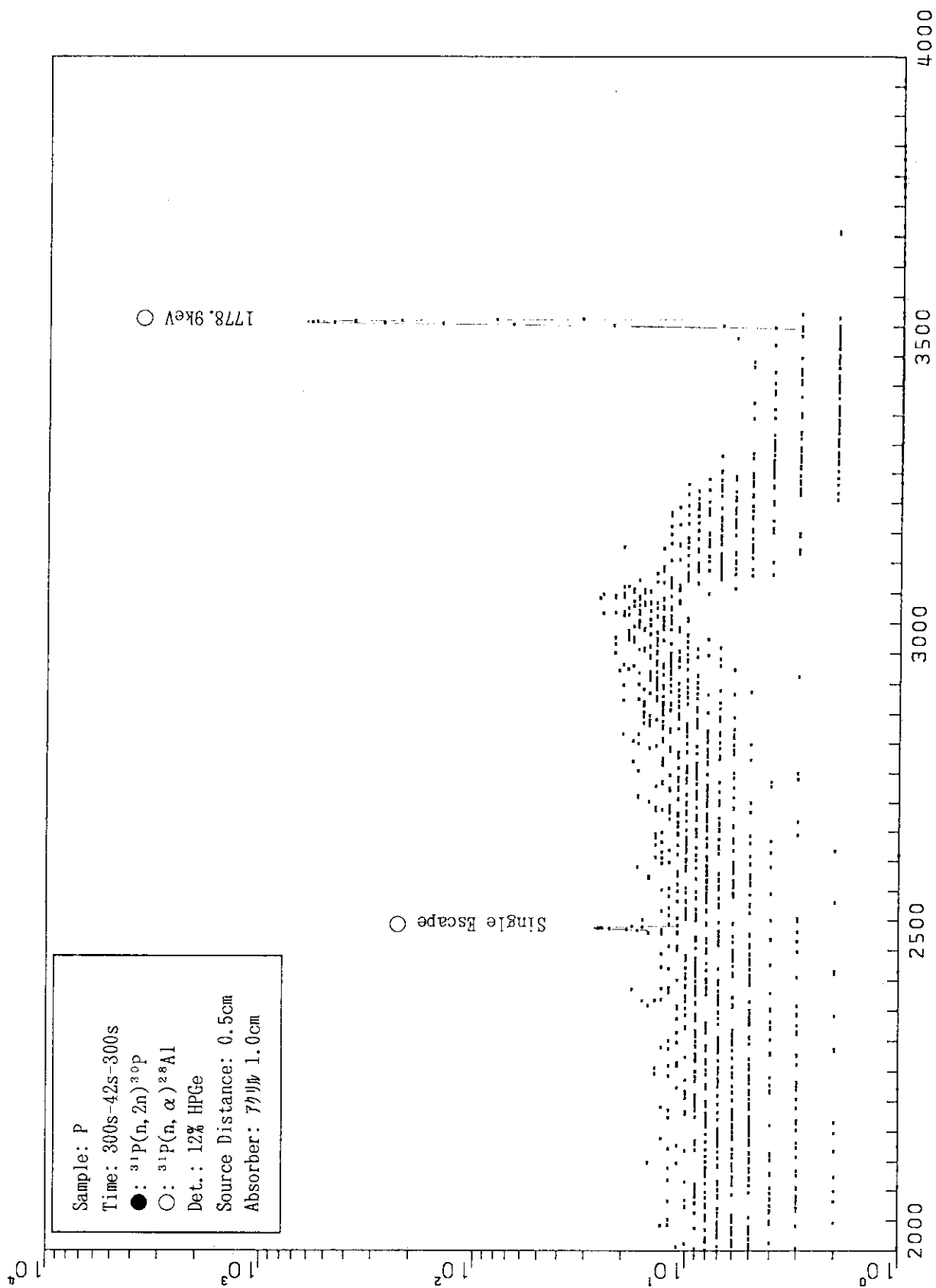


Fig. A.3.3

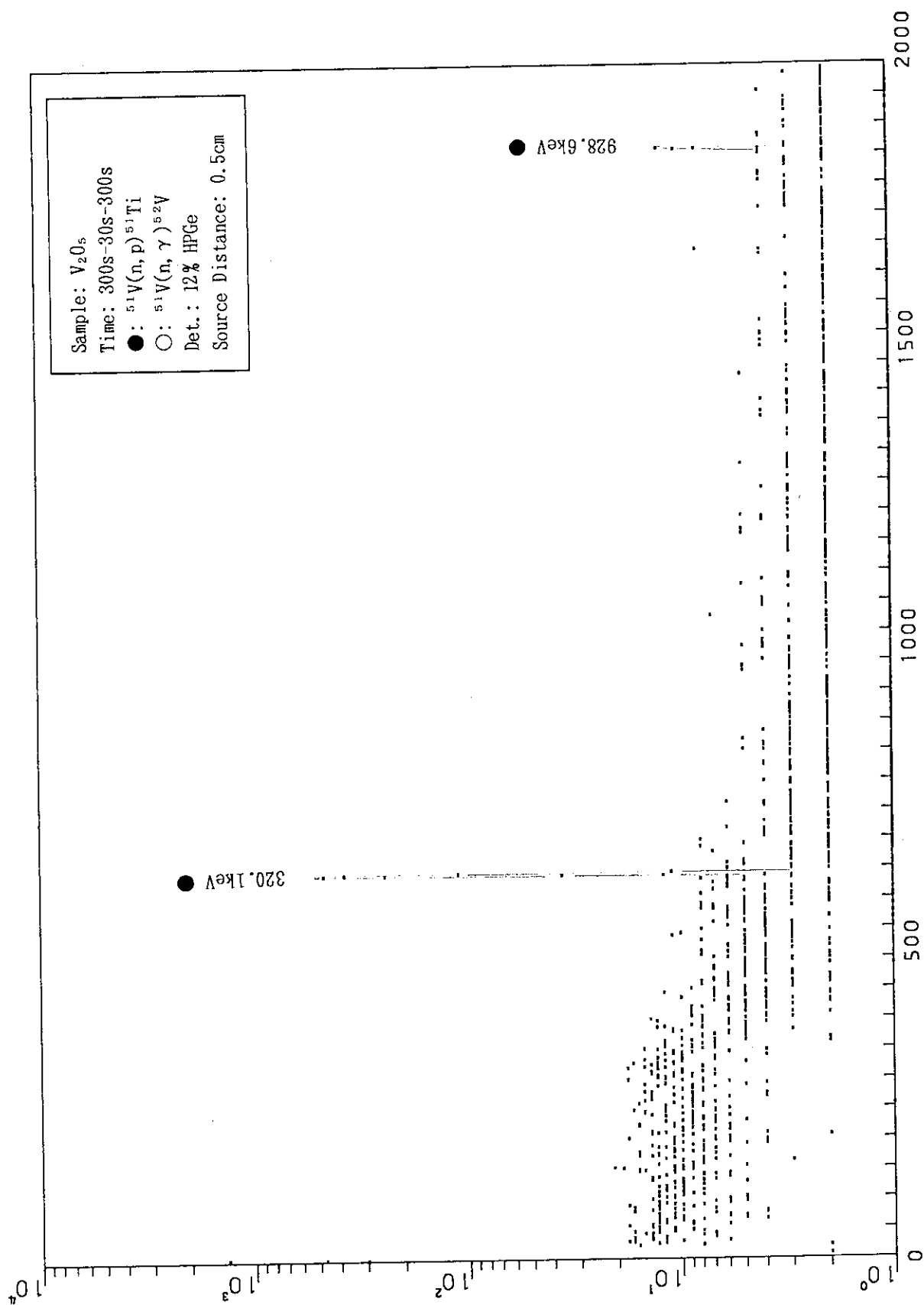


Fig. A.3.4

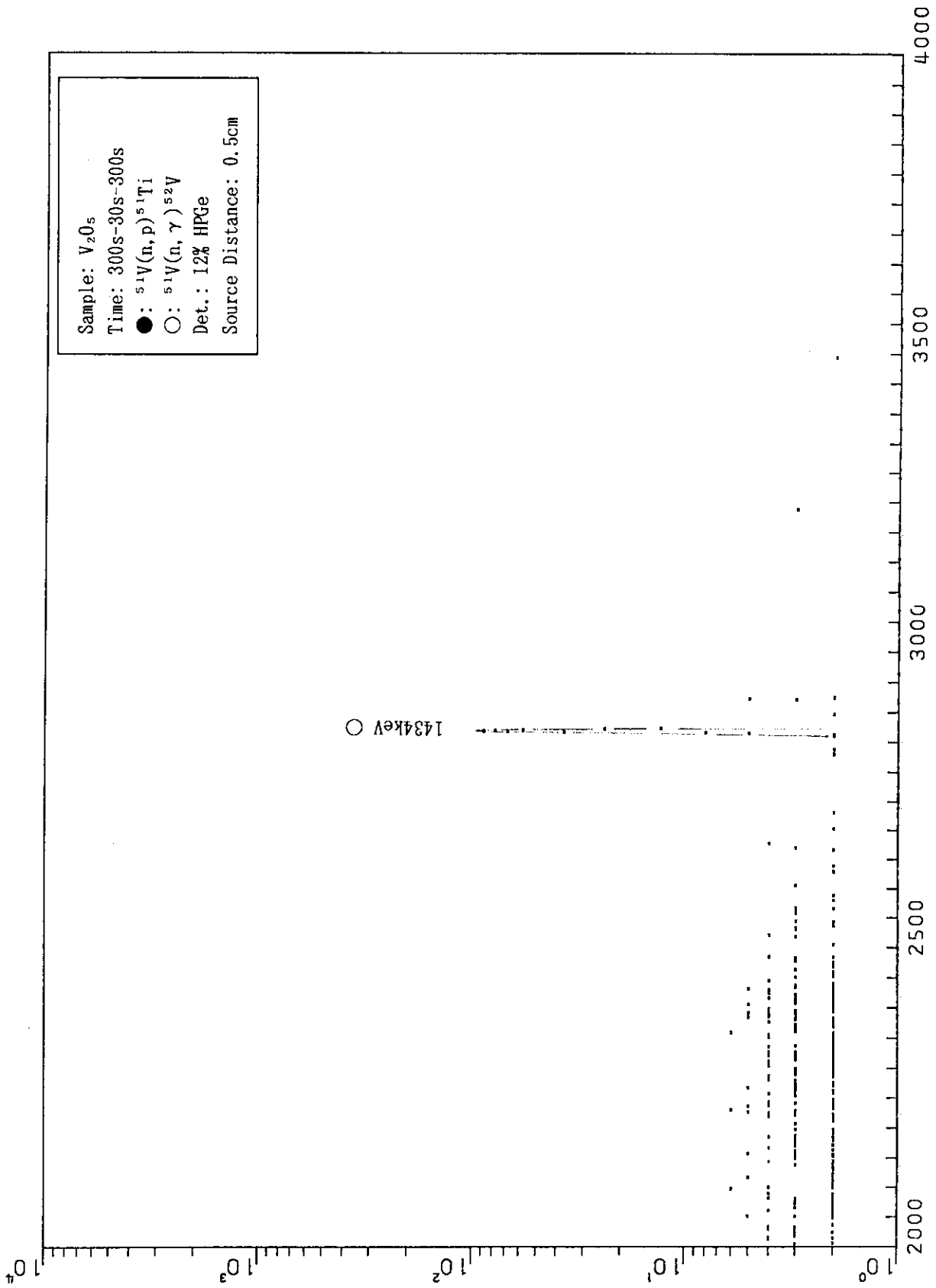


Fig. A.3.5

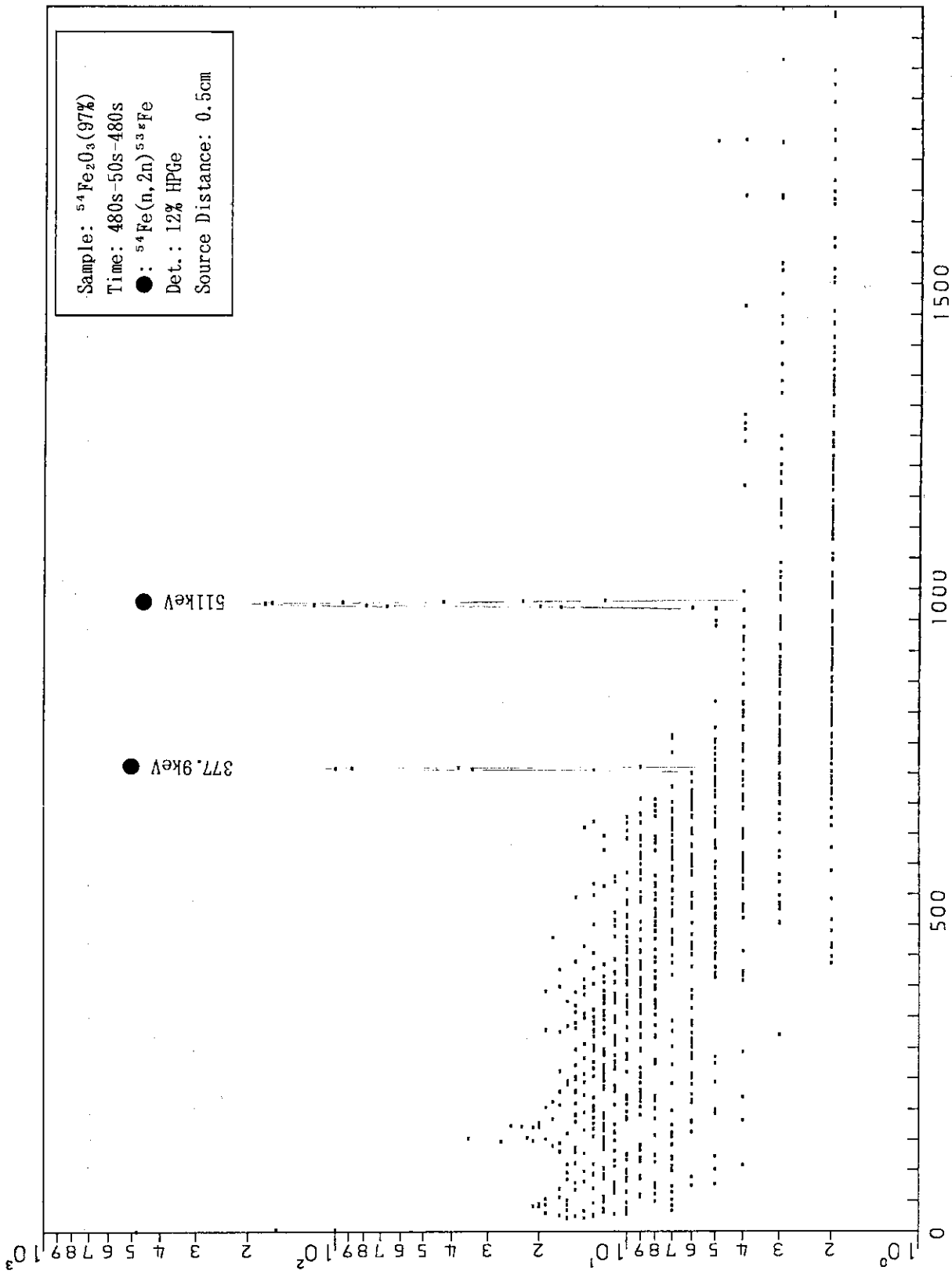


Fig. A.3.6

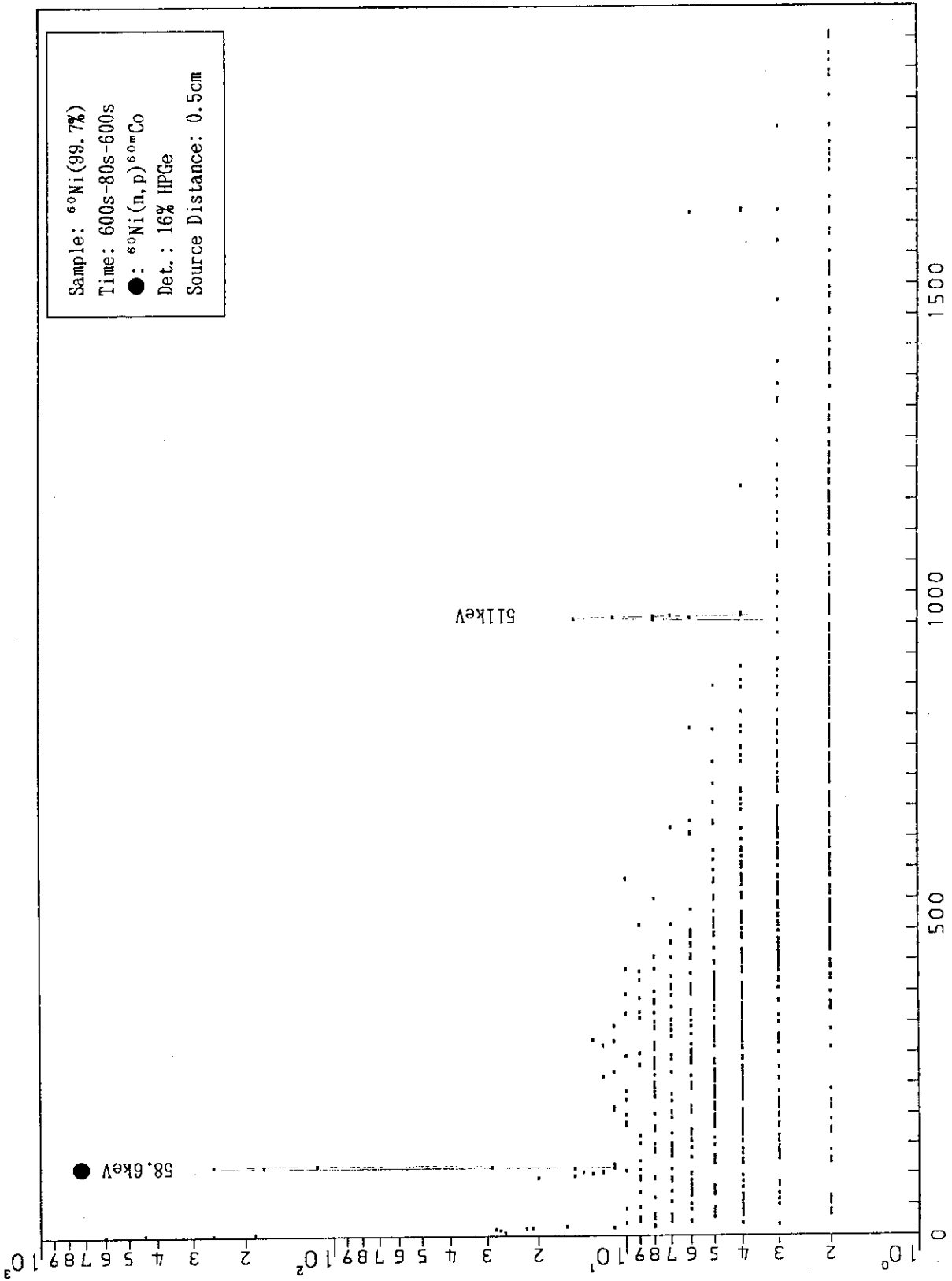


Fig. A.3.7





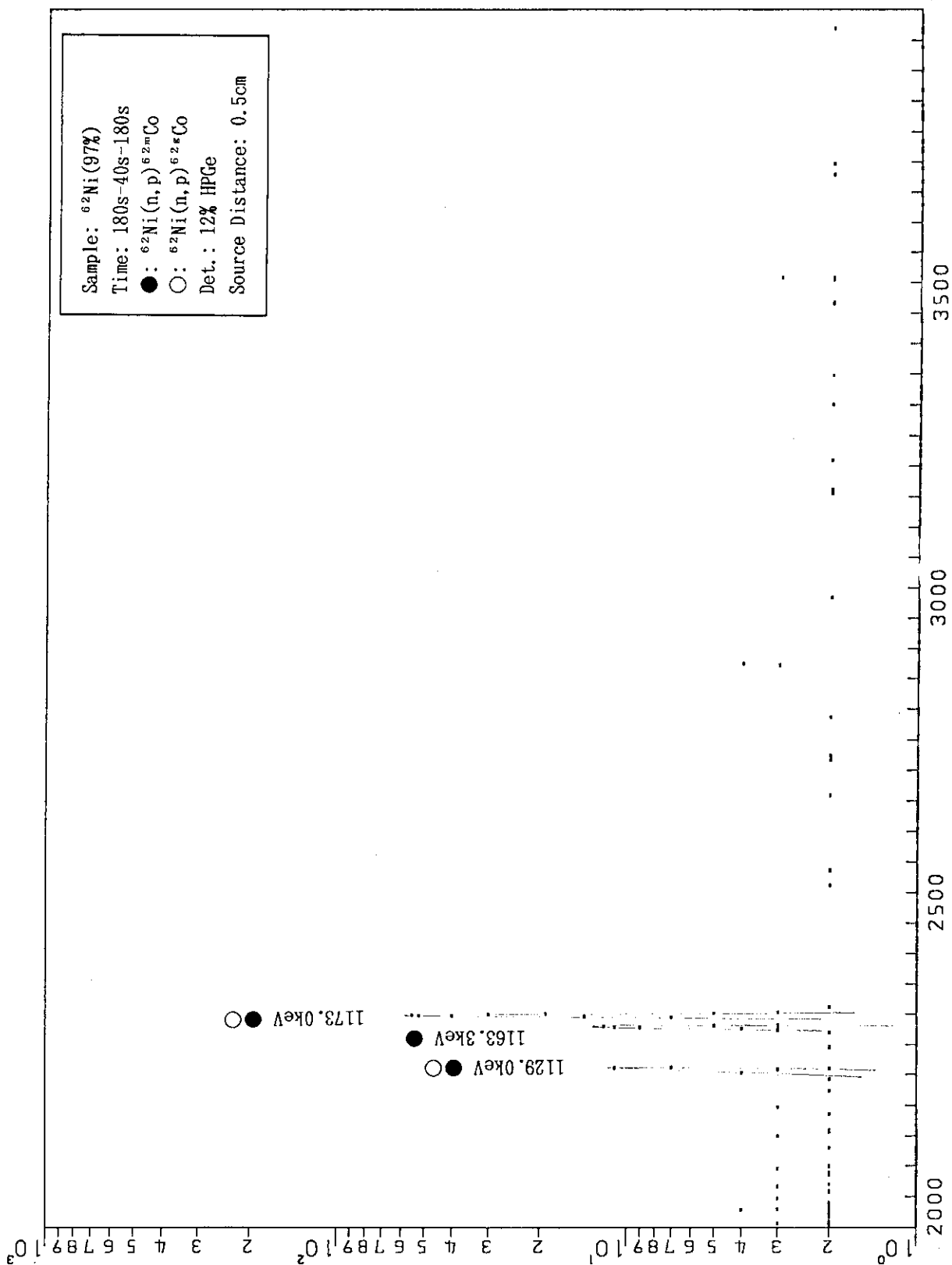


Fig. A.3.9

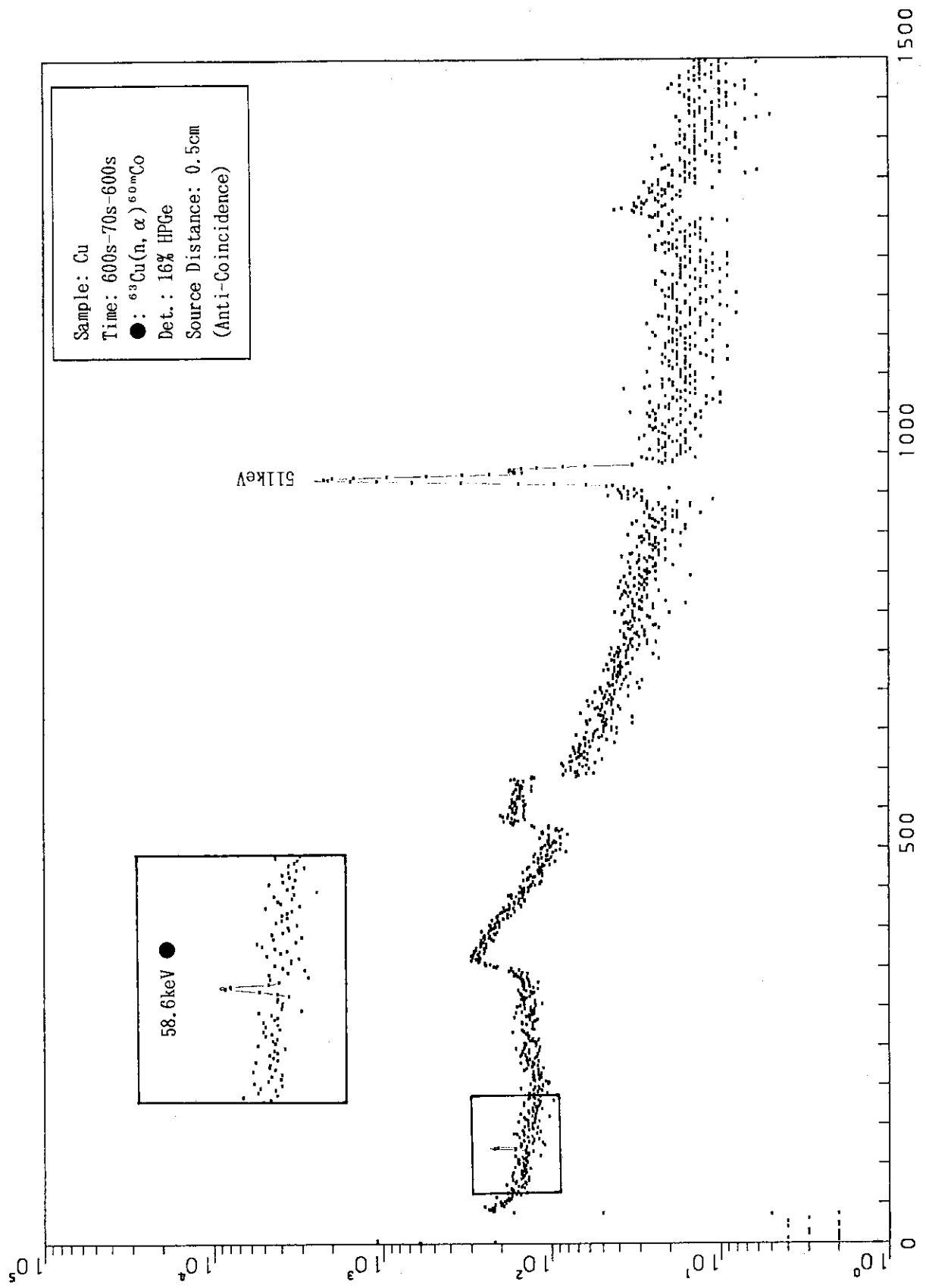


Fig. A.3.10

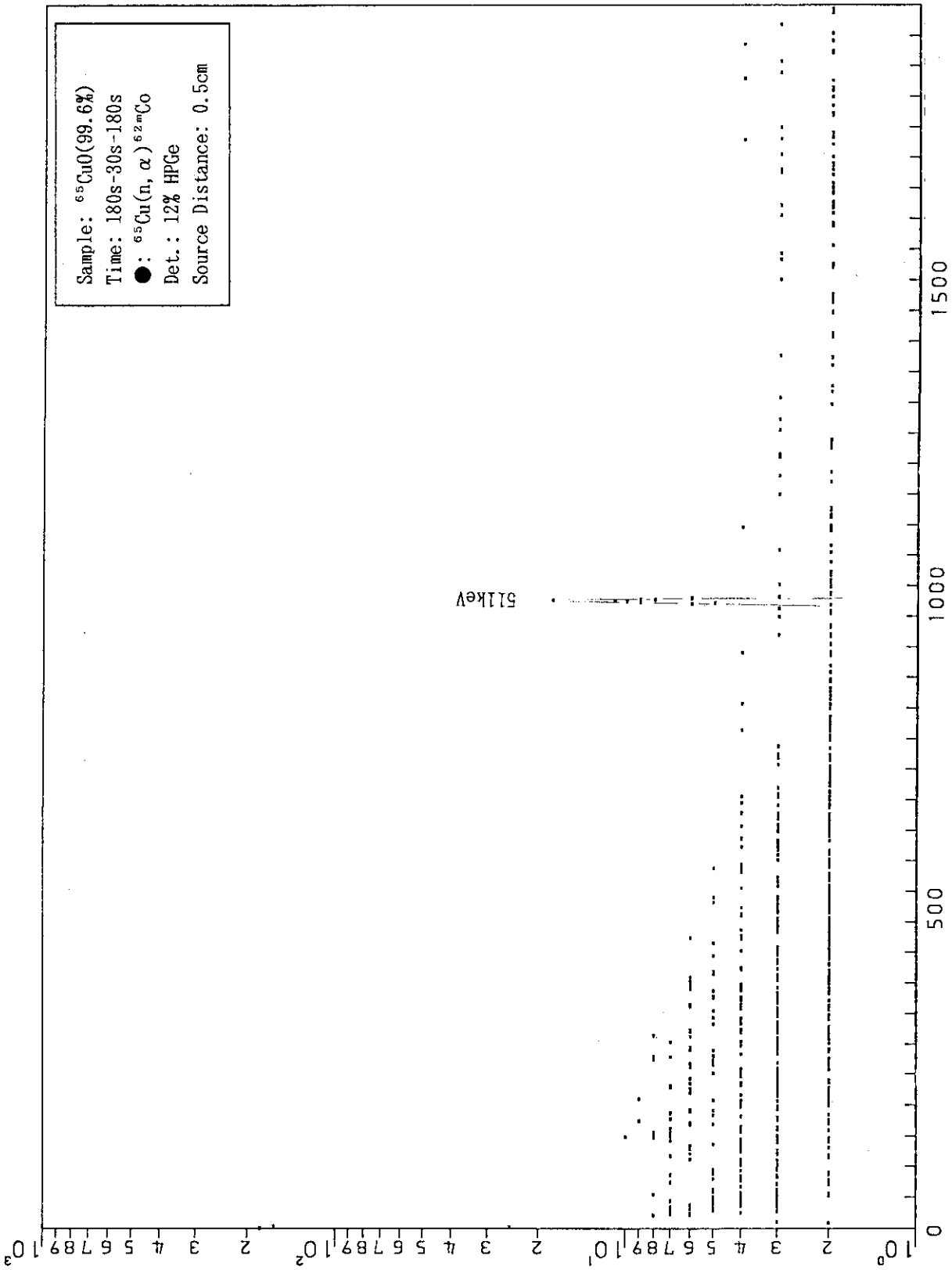


Fig. A.3.11

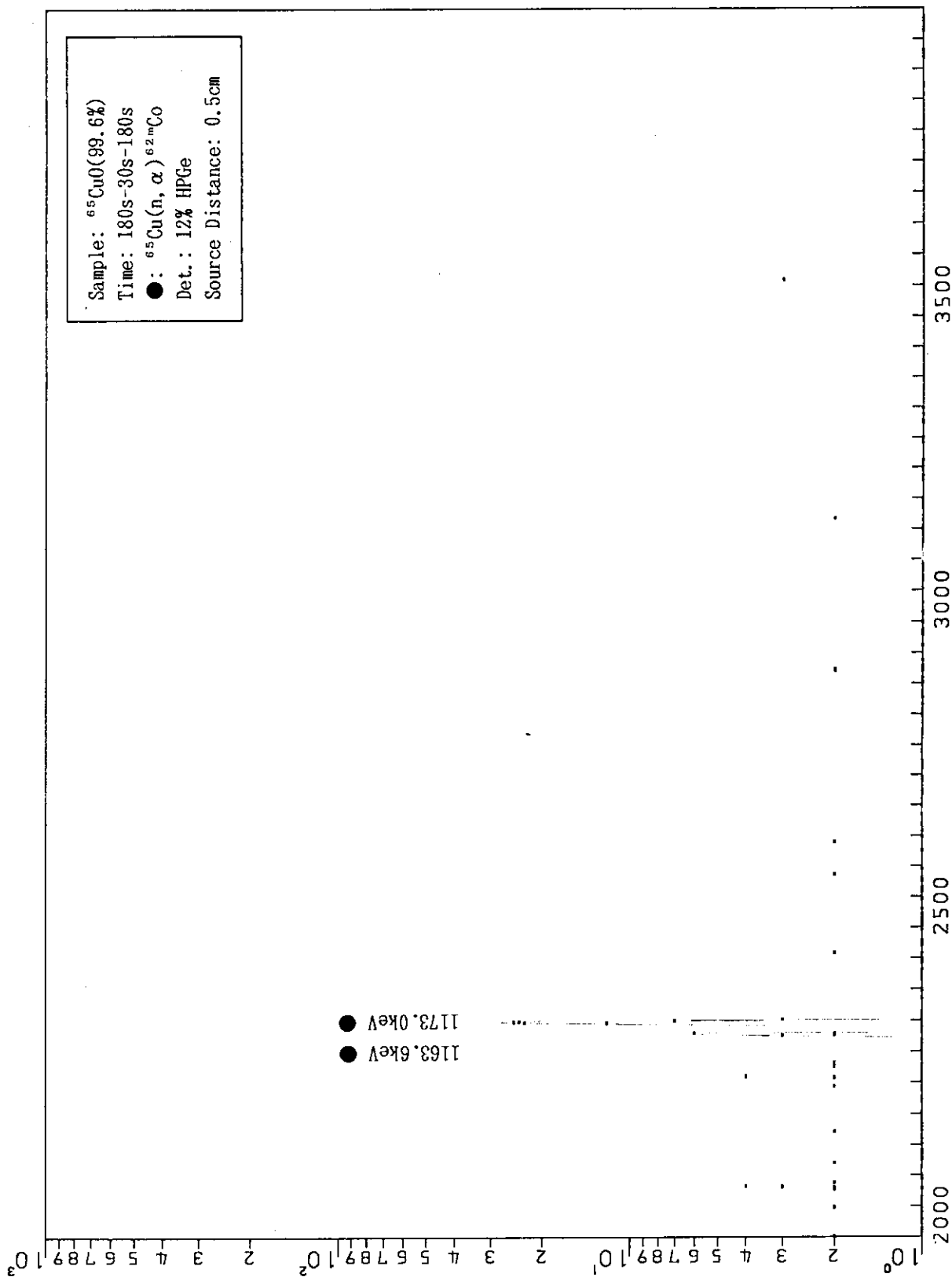


Fig. A.3.12

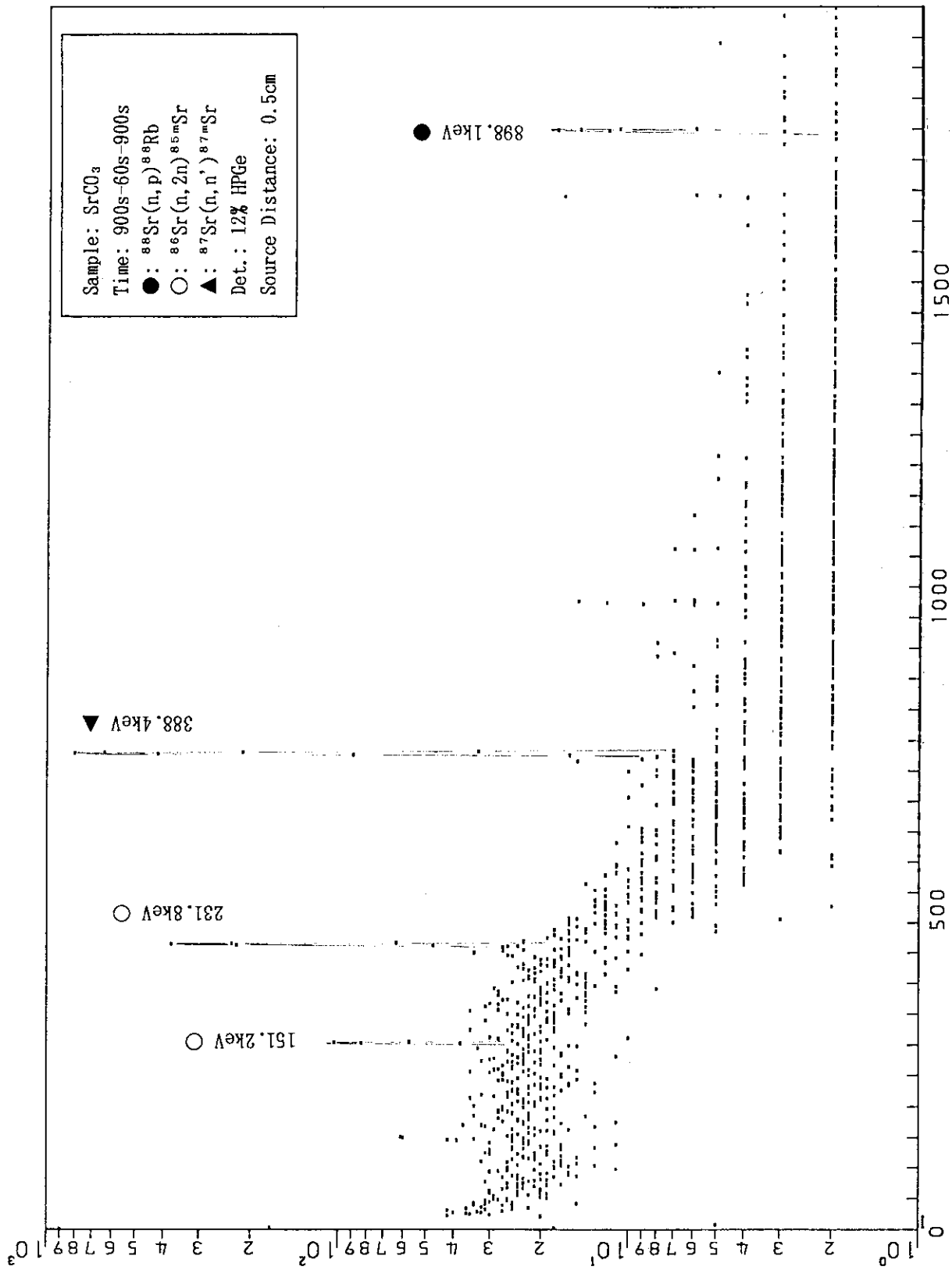


Fig. A.3.13

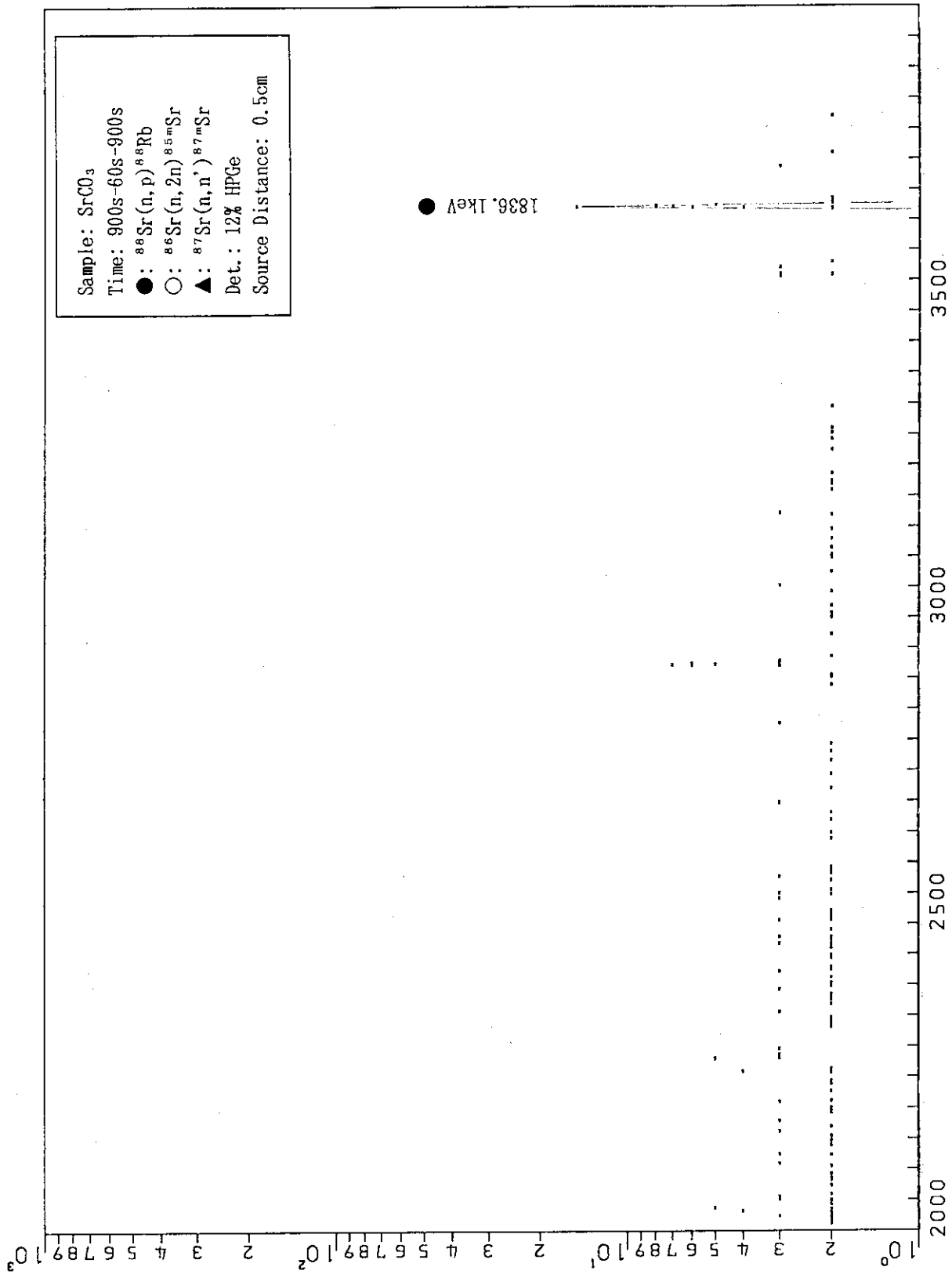


Fig. A.3.14

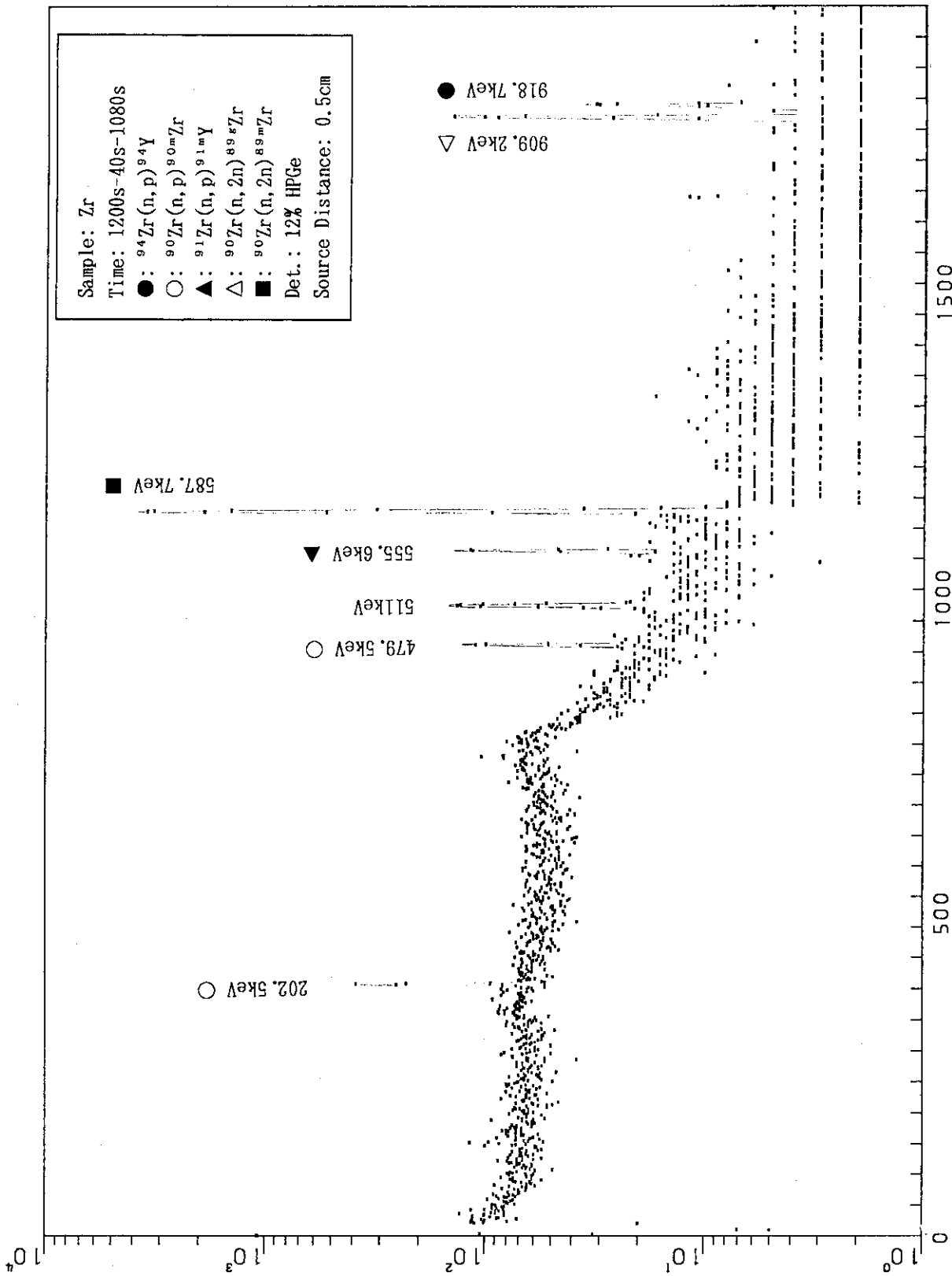


Fig. A.3.15



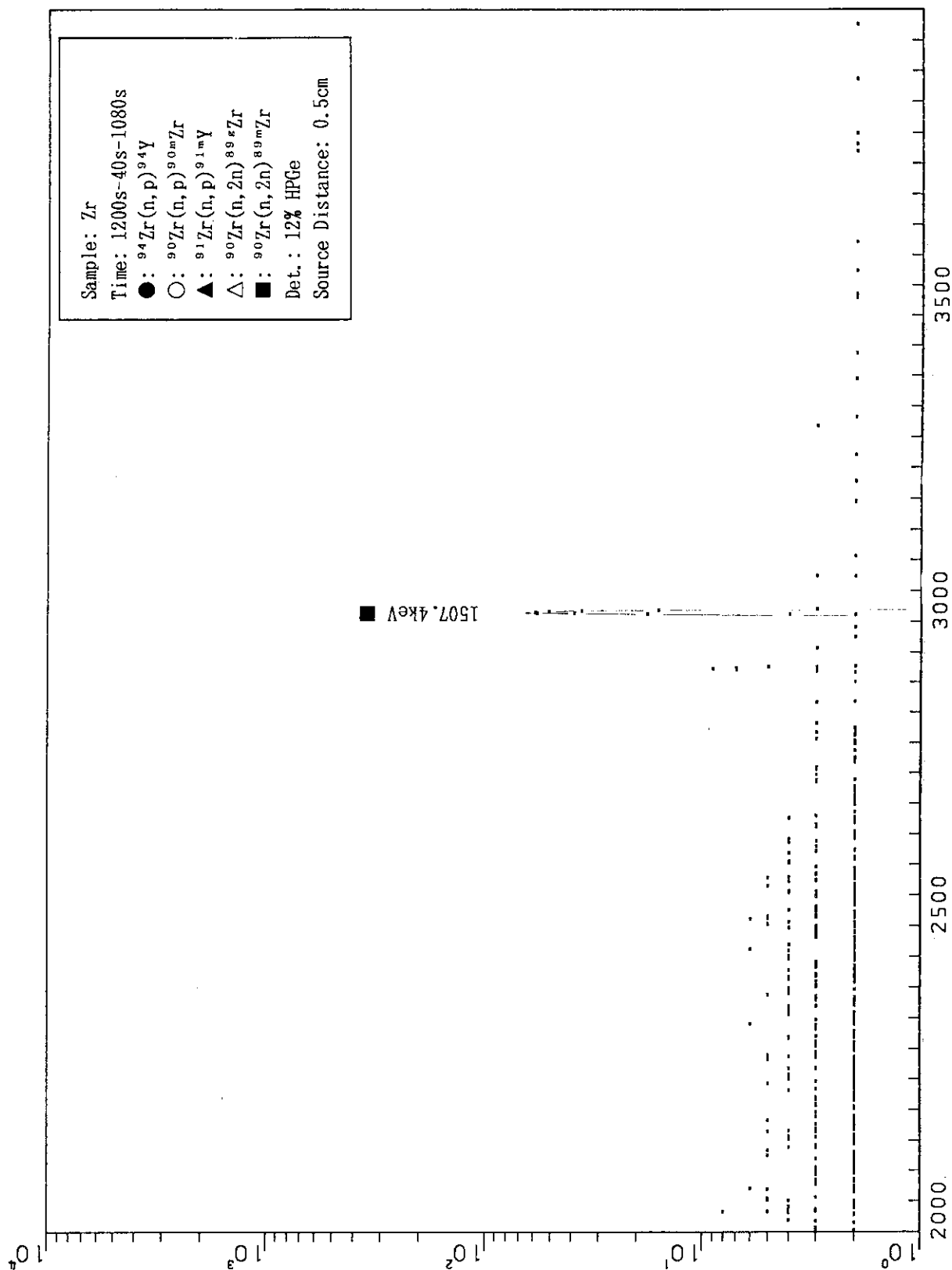


Fig. A.3.16

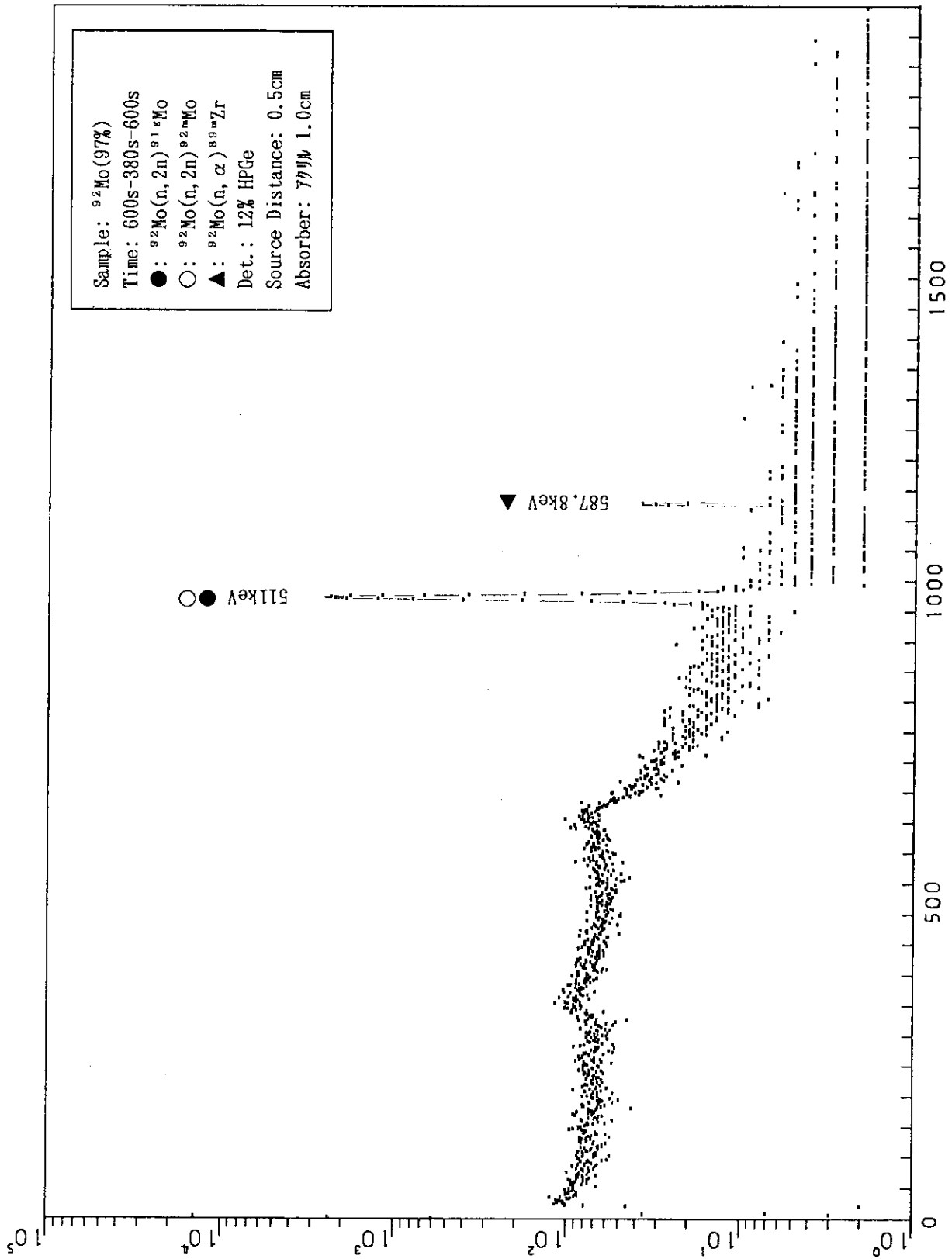


Fig. A.3.17

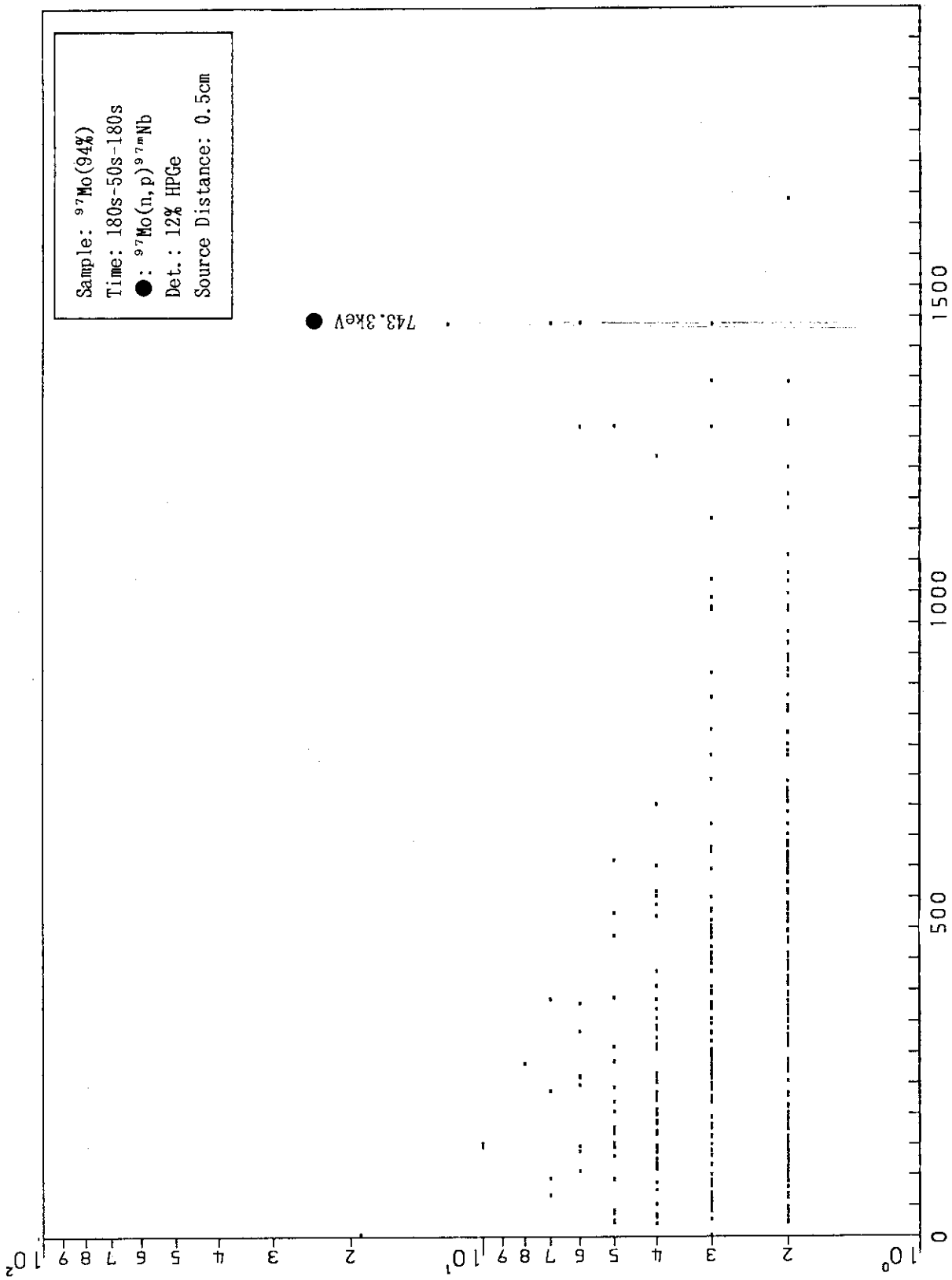


Fig. A.3.18

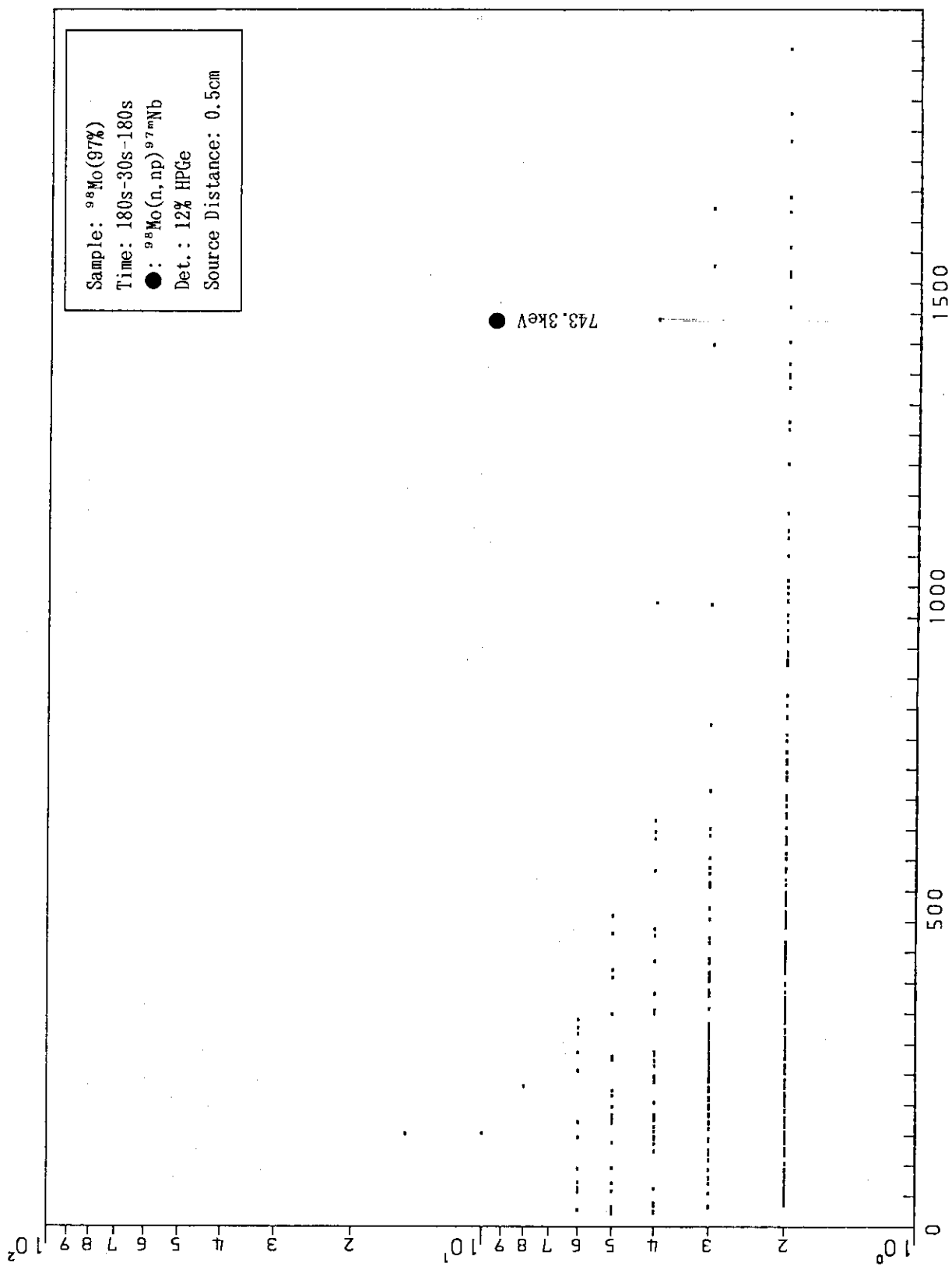


Fig. A.3.19

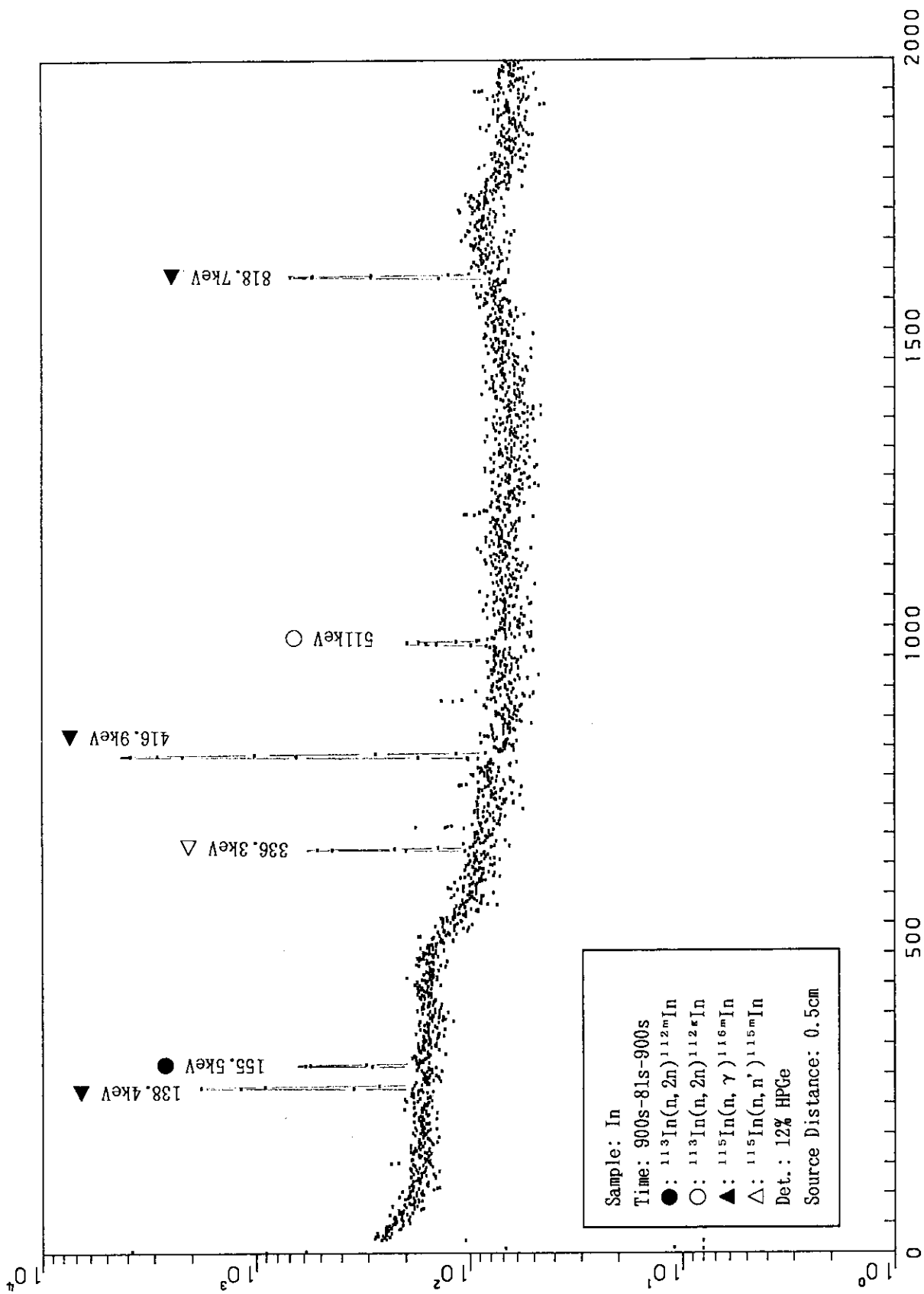


Fig. A.3.20

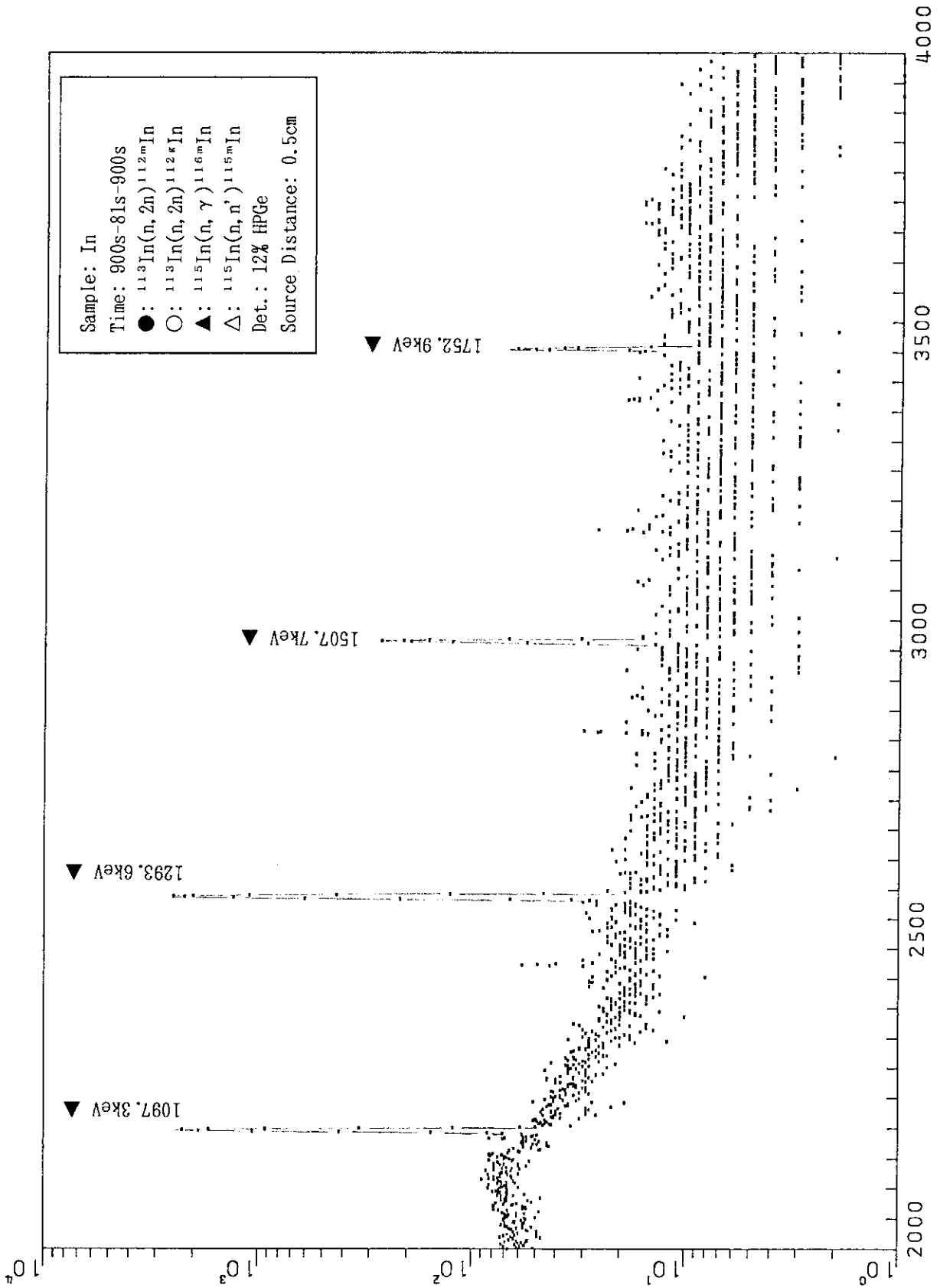


Fig. A.3.21