

JAERI-Tech
97-027



電子リニアック施設コンクリート遮蔽体中の
γ線放出核種の測定

1997年7月

遠藤 章・川崎克也・菊地正光・原田康典

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、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、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力公済会資料センター（〒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。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 刷 (株)高野高速印刷

電子リニアック施設コンクリート遮蔽体中の γ 線放出核種の測定

日本原子力研究所東海研究所保健物理部

遠藤 章・川崎 克也・菊地 正光・原田 康典⁺

(1997年5月29日受理)

原研東海研究所の電子リニアック施設において、コンクリート遮蔽体中に残留する γ 線放出核種の分布を調べた。ターゲット室、加速管室など7箇所のコンクリート遮蔽体からコアボーリングにより試料を採取し、これらについてNaI(Tl)検出器を用いた γ 線計数率及びGe半導体検出器を用いた γ 線スペクトルの測定を行った。加速器の運転に伴い生成された放射性核種として、熱中性子捕獲反応による ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、制動放射線及び速中性子の核子放出反応による ^{22}Na 、 ^{54}Mn が検出された。遮蔽体の深さ方向におけるこれらの核種の分布及び組成と、コンクリート試料の採取位置との関係について検討した。

Measurement of Concentrations of γ -ray Emitters Induced in the Concrete Shield
of the JAERI Electron Linac Facility

Akira ENDO, Katsuya KAWASAKI, Masamitsu KIKUCHI
and Yasunori HARADA⁺

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

(Received May 29, 1997)

Measurement has been made to study distributions of γ -ray emitters induced in the concrete shield of the JAERI electron linac facility. Core boring was carried out at seven positions to take samples from the concrete shield, and γ -ray counting rates and γ -ray spectra of these samples were measured with a NaI(Tl) detector and a Ge semiconductor detector, respectively. The following radionuclides were detected in the concrete samples: ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{152}Eu and ^{154}Eu generated through thermal neutron capture reaction, and ^{22}Na and ^{54}Mn generated through nuclear reactions by bremsstrahlung and fast neutrons. The relation between the distributions of γ -ray emitters, as a function of the depth of concrete, and the positions of core boring is discussed.

Keywords : High-energy Accelerator, Electron Linac, Induced Radioactivity,
Concrete Shield, γ -ray Emitter

⁺ Department of Synchrotron Radiation Facilities Project, Kansai Research Establishment

目 次

| | |
|---|----|
| 1. 緒 言 | 1 |
| 2. 電子リニアック施設と利用状況の概要 | 1 |
| 3. 実 験 | 2 |
| 3.1 コンクリート遮蔽体からの試料採取 | 2 |
| 3.2 NaI(Tℓ)検出器を用いた γ 線計数率の測定 | 3 |
| 3.3 γ 線スペクトル分析 | 3 |
| 4. 結 果 | 4 |
| 4.1 コンクリートの深さ方向における γ 線計数率 | 4 |
| 4.2 核種組成 | 4 |
| 5. 考 察 | 5 |
| 6. 結 言 | 8 |
| 謝 辞 | 9 |
| 参考文献 | 10 |

Contents

| | |
|---|----|
| 1. Introduction | 1 |
| 2. Outlines of the JAERI Electron Linac Facility and Its Usage | 1 |
| 3. Experiment | 2 |
| 3.1 Core Boring of the Concrete Shield | 2 |
| 3.2 Measurement of γ -ray Counting Rates by a NaI(Tℓ) Detector | 3 |
| 3.3 γ -ray Spectroscopy | 3 |
| 4. Results | 4 |
| 4.1 γ -ray Counting Rates as a Function of the Depth of Concrete | 4 |
| 4.2 Compositions of γ -ray Emitters | 4 |
| 5. Discussion | 5 |
| 6. Conclusions | 8 |
| Acknowledgment | 9 |
| References | 10 |

1. 緒言

高エネルギー加速器施設では、加速された一次ビームやそれがターゲット等に入射した際に発生する二次放射線により、加速器本体やその周辺機器、加速器室内の空気や壁等が放射化される。放射化された機器や構造物は、加速器の保守点検などのため加速器室内に立ち入る作業員の被ばく源になるとともに、施設の改修及び解体時には放射性廃棄物となる。したがって、作業員の被ばく防護や施設のデコミッションングの観点から、加速器の運転に伴い加速器機器や建屋の構造物中に生成される放射性核種の濃度や分布を把握する必要がある。特にコンクリートは、遮蔽体及び建屋の主要な構造材として大量に用いられているため、コンクリート中に生成される放射性核種の分布に関する知見は極めて重要である。

高エネルギー加速器施設のコンクリート遮蔽体中に生成される放射性核種については、これまでにいくつかの測定及び計算による評価が報告されている [1-8]。しかし、生成される放射性核種が遮蔽体の内部においてどのような分布をしているかについてはデータが少なく、例えば Armstrong ら [1] の計算, Urabe ら [6], Kimura ら [7] 及び榎本ら [8] の測定に限られている。したがって、加速粒子の種類やエネルギー、ビーム出力などと、生成される放射性核種の種類、濃度及び分布との関係を把握するためには、より多くの加速器施設における実測データの蓄積が不可欠である。

本報では、原研東海研究所の電子リニアック施設において、ターゲット室、加速管室等のコンクリート遮蔽体からコアボーリングにより試料を採取し、遮蔽体内部に残留する γ 線放出核種の分布を調査した結果について報告する。

2. 電子リニアック施設と利用状況の概要

東海研究所の電子リニアック施設の構造、加速器の性能及び利用方法について、本報の説明に必要な点を以下に述べる。より詳しい内容は、文献 [9, 10] に記述されている。

東海研究所の最初の電子リニアックは 1960 年に建設され、その後約 10 年間、低速中性子断面積の測定、RI の製造研究等に利用された。1970 年から電子ビームのエネルギー及び出力を上げるための増力工事が行われ、1972 年に完成した電子リニアックは、1993 年 10 月 3 日に運転を終了するまでの 21 年間、中性子断面積測定を始めとする様々な研究に活用された。Table 1 及び 2 に、1960 年に建設された電子リニアック及び増力工事により 1972 年に完成した電子リニアック、それぞれの性能を示す。Table 3 には、1961 年から 1993 年にかけて本施設を利用して行われた研究テーマと加速器の利用時間を示す [10]。増力工事後のビーム出力は、工事前と比較して 2 桁以上増加した。また、加速器の利用時間も、増力工事後の方が工事前と比較して長い。そこで以下の説明は、増力工事後の施設についてのみ述べる。

Fig. 1 に増力工事直後の電子リニアック施設主要部の見取図を示す。電子銃により入射された電子は、5本の加速管で所定のエネルギーまで加速された後、偏向磁石により実験目的に応じてそれぞれのビーム輸送管へ振り分けられる。ビーム輸送管は3本あり、その末端(4箇所)にはターゲット等が配備され、それぞれ下記の目的に利用された。

- TC: タンタルターゲット。中性子線発生用ターゲットで、飛行時間法による中性子断面積の測定に用いられた。
- TR: 白金ターゲット。エックス線発生用ターゲットで、 (γ, n) , (γ, p) 反応等を利用したRIの製造研究に用いられた。
- TL_R: 電子線照射用。
- TL_C: タンタル + 鉛ターゲット。中性子線発生用ターゲットで、飛行時間法による中性子回折の研究に用いられた。

これらのターゲットとビーム輸送管の一部は、その後、新たな研究テーマが加わったことにより次のように改造された。TRの位置には、低速陽電子利用実験のために、陽電子発生用タンタルターゲットと陽電子輸送管が設置された(1986年)。また TL_C は撤去され、コンクリート遮蔽体の外側に設置された電子貯蔵リングまで、ビーム輸送管が延長、接続された(1989年)。

3. 実験

3.1 コンクリート遮蔽体からの試料採取

加速器の運転によりコンクリート遮蔽体中に生成された γ 線放出核種の分布を調べるため、コアボーリングによりコンクリート試料を採取した。Fig. 2 にボーリング位置とそれぞれの位置でのボーリングの深さを示す。コンクリート試料は、加速管やビーム輸送管とほぼ同じ高さから、直径約5 cmの棒状で壁をほぼ貫通するように採取した。TC前方のコンクリート遮蔽壁面には、これに密着した状態で厚さ10 cm(幅20 cm, 高さ5 cm)の鉛ブロックが積まれていたため、No.1の位置ではこの鉛ブロックを取り除き試料の採取を行った。

採取した棒状の試料は、 γ 線スペクトル測定の際に鉛遮蔽体に入れるために、ダイヤモンドカッターで10 cm間隔に切断した。上記の手順で採取、切断したコンクリート試料の寸法は、平均で直径4.5 cm, 長さ9.5 cm, 密度2.2 g/cm³であった。

Fig. 1 に増力工事直後の電子リニアック施設主要部の見取図を示す。電子銃により入射された電子は、5本の加速管で所定のエネルギーまで加速された後、偏向磁石により実験目的に応じてそれぞれのビーム輸送管へ振り分けられる。ビーム輸送管は3本あり、その末端(4箇所)にはターゲット等が配備され、それぞれ下記の目的に利用された。

- TC: タンタルターゲット。中性子線発生用ターゲットで、飛行時間法による中性子断面積の測定に用いられた。
- TR: 白金ターゲット。エックス線発生用ターゲットで、 (γ, n) , (γ, p) 反応等を利用した RI の製造研究に用いられた。
- TL_R: 電子線照射用。
- TL_C: タンタル + 鉛ターゲット。中性子線発生用ターゲットで、飛行時間法による中性子回折の研究に用いられた。

これらのターゲットとビーム輸送管の一部は、その後、新たな研究テーマが加わったことにより次のように改造された。TR の位置には、低速陽電子利用実験のために、陽電子発生用タンタルターゲットと陽電子輸送管が設置された(1986年)。また TL_C は撤去され、コンクリート遮蔽体の外側に設置された電子貯蔵リングまで、ビーム輸送管が延長、接続された(1989年)。

3. 実験

3.1 コンクリート遮蔽体からの試料採取

加速器の運転によりコンクリート遮蔽体中に生成された γ 線放出核種の分布を調べるため、コアボーリングによりコンクリート試料を採取した。Fig. 2 にボーリング位置とそれぞれの位置でのボーリングの深さを示す。コンクリート試料は、加速管やビーム輸送管とほぼ同じ高さから、直径約 5 cm の棒状で壁をほぼ貫通するように採取した。TC 前方のコンクリート遮蔽壁面には、これに密着した状態で厚さ 10 cm(幅 20 cm, 高さ 5 cm)の鉛ブロックが積まれていたため、No.1 の位置ではこの鉛ブロックを取り除き試料の採取を行った。

採取した棒状の試料は、 γ 線スペクトル測定の際に鉛遮蔽体に入れるために、ダイヤモンドカッターで 10 cm 間隔に切断した。上記の手順で採取、切断したコンクリート試料の寸法は、平均で直径 4.5 cm, 長さ 9.5 cm, 密度 2.2 g/cm³ であった。

3.2 NaI(Tl) 検出器を用いた γ 線計数率の測定

NaI(Tl) 検出器を用い、3.1 節で述べた手順で採取したコンクリート試料について、その長さ方向での γ 線計数率を測定した。測定装置の構成図を Fig. 3 に示す。前面に幅 1 cm のスリットを設けた厚さ 10 cm の鉛遮蔽体を組み、内部に直径 3 インチ、厚さ 3 インチの NaI(Tl) 検出器を設置した。鉛遮蔽体の内表面には、鉛の KX 線 (75 keV) をカットするために厚さ 1 mm のカドミウム板を張った。試料の中心軸と検出器の中心とが一致するように高さを調整した木製の試料台をスリット前面に設置し、切断面を合わせてこの上に並べたコンクリート試料からの γ 線のスリットを通して計測した。検出器からの信号は、前置増幅器から主増幅器を経て、波高分布測定器及びカウンターで計数した。波高弁別レベルは、50 keV から 3 MeV の γ 線を計数するように調整し、測定時間は試料の放射能強度に応じ 300 s、または 500 s とした。ターゲット室、または加速管室に面していた末端を 0 cm とし、位置により計数率が大きく変化する 0 ~ 20 cm の範囲では 1 または 2 cm 間隔で、それ以降では 5 または 10 cm 間隔で測定を行った。

コンクリート中には ^{40}K やウラン系列の天然の放射性核種が含まれており、加速器の運転により生成された放射性核種からの γ 線計数率を得るには、この天然の放射性核種に起因する計数率の寄与を除く必要がある。4 章で述べるように、Ge 半導体検出器を用いた γ 線スペクトル分析の結果では、ボーリング位置 No.4 で採取したコンクリート試料からは天然の放射性核種しか検出されていない。そこで、この試料の 125 cm (加速器制御室に面した末端部) での計数率を、本測定におけるバックグラウンドとした。検出下限計数率 $n_{\text{D.L.}}$ (cps) は、バックグラウンド試料の計数率の標準偏差の 3 倍 (3σ) とし、次式によって求めた。

$$n_{\text{D.L.}} = \frac{3}{2} \left\{ \frac{3}{t_s} + \sqrt{\left(\frac{3}{t_s}\right)^2 + 4n_b \left(\frac{1}{t_s} + \frac{1}{t_b}\right)} \right\} \quad (1)$$

ここで、 t_s 、 t_b は、それぞれ試料、バックグラウンドの測定時間 (s)、 n_b はバックグラウンド計数率 (cps) である。バックグラウンド試料の測定では、 $t_b = 500$ s で $n_b = 3.90$ cps であったため、試料の測定時間が 500 s のとき、 $n_{\text{D.L.}} = 0.38$ cps となる。

3.3 γ 線スペクトル分析

Ge 半導体検出器を用いた γ 線スペクトル分析により、コンクリート試料中の核種ごとの濃度を評価した。測定に用いた装置の仕様を Table 4 に示す。スペクトルの測定及び解析は、環境用 γ 線分析システムソフトウェア [11] を用いて行った。

γ 線スペクトルから核種ごとの濃度を算出するために、測定試料とほぼ同じ形状及び密度を有する校正用体積線源を作製し、全エネルギーピークに対するピーク効率曲線を求めた。校正用体積線源の作製には、耐硫酸塩ポルトランドセメント及び ^{152}Eu 溶液 (DAMRI 製、847.3 kBq/g \pm

2%)を用い、川崎ら [12] の方法により、均一な放射能分布を持つ直径 4.5 cm、長さ 9.5 cm、密度 2.1 g/cm^3 の円柱状線源を作製した。線源は 3 つ作製し、線源間のピーク効率のばらつきについても評価を行った。

Fig. 4 にピーク効率測定時の検出器と校正用体積線源の配置を示す。体積線源は、パルスのパイプアップを低減するため、アクリル製の試料台を用いて検出器表面から体積線源中心までが 11.5 cm 離れた位置に配置した。

Table 5 には、3 つの校正用体積線源それぞれの γ 線スペクトルから得られた主要な全エネルギーピークに対するピーク効率を示す。ピーク効率は、3 つの線源間で良く一致している。各ピークに対するピーク効率を 3 つの線源で平均し、これを γ 線エネルギーに対しプロットして得られたピーク効率曲線を Fig. 5 に示す。

コンクリート試料の測定は Table 4 及び Fig. 4 に示した条件で行い、測定時間は試料の放射能強度に応じて $1 \times 10^4 \text{ s}$ 、または $5 \times 10^4 \text{ s}$ とした。測定された γ 線スペクトルからそれぞれの核種の主要な全エネルギーピークの計数値をもとに、Fig. 5 のピーク効率曲線を用いて核種ごとの濃度を算出した。さらにこれらについて放射能減衰に対する補正を行い、加速器が運転を終了した 1993 年 10 月 3 日における放射能濃度を得た。

4. 結果

4.1 コンクリートの深さ方向における γ 線計数率

Fig. 6 に、NaI(Tl) 検出器を用いて測定した γ 線計数率をコンクリート遮蔽体表面からの距離に対しプロットした結果を示す。計数率は、TC の前方 (Fig. 2 の No.1) から採取した試料が最も高く、次いで TC の下部 (No.5) 及び斜め前方 (No.7)、TL_R の前方 (No.6)、TR の側面 (No.2)、そして加速管室 (No.3) の順に低くなる。また、パルス変調室 (No.4) の試料においては、有意な計数率が得られなかった。No.1、5 及び 7 の試料の γ 線計数率は、採取位置により絶対値は異なるものの、表面から 3 ~ 6 cm あたりで最大となり、その後は距離に対しほぼ指数関数的に減少している。

4.2 核種組成

Fig. 7 に、No.1 から採取した 0 ~ 10 cm のコンクリート試料の γ 線スペクトルを示す。加速器の運転により生成された放射性核種として ^{22}Na 、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu の 6 核種が同定された。本研究の γ 線スペクトルの測定は、加速器の運転終了から約 1 年後に行われた。

2%)を用い、川崎ら [12] の方法により、均一な放射能分布を持つ直径 4.5 cm、長さ 9.5 cm、密度 2.1 g/cm^3 の円柱状線源を作製した。線源は 3 つ作製し、線源間のピーク効率のばらつきについても評価を行った。

Fig. 4 にピーク効率測定時の検出器と校正用体積線源の配置を示す。体積線源は、パルスのパイプアップを低減するため、アクリル製の試料台を用いて検出器表面から体積線源中心までが 11.5 cm 離れた位置に配置した。

Table 5 には、3 つの校正用体積線源それぞれの γ 線スペクトルから得られた主要な全エネルギーピークに対するピーク効率を示す。ピーク効率は、3 つの線源間で良く一致している。各ピークに対するピーク効率を 3 つの線源で平均し、これを γ 線エネルギーに対しプロットして得られたピーク効率曲線を Fig. 5 に示す。

コンクリート試料の測定は Table 4 及び Fig. 4 に示した条件で行い、測定時間は試料の放射能強度に応じて $1 \times 10^4 \text{ s}$ 、または $5 \times 10^4 \text{ s}$ とした。測定された γ 線スペクトルからそれぞれの核種の主要な全エネルギーピークの計数値をもとに、Fig. 5 のピーク効率曲線を用いて核種ごとの濃度を算出した。さらにこれらについて放射能減衰に対する補正を行い、加速器が運転を終了した 1993 年 10 月 3 日における放射能濃度を得た。

4. 結果

4.1 コンクリートの深さ方向における γ 線計数率

Fig. 6 に、NaI(Tl) 検出器を用いて測定した γ 線計数率をコンクリート遮蔽体表面からの距離に対しプロットした結果を示す。計数率は、TC の前方 (Fig. 2 の No.1) から採取した試料が最も高く、次いで TC の下部 (No.5) 及び斜め前方 (No.7)、TL_R の前方 (No.6)、TR の側面 (No.2)、そして加速管室 (No.3) の順に低くなる。また、パルス変調室 (No.4) の試料においては、有意な計数率が得られなかった。No.1、5 及び 7 の試料の γ 線計数率は、採取位置により絶対値は異なるものの、表面から 3 ~ 6 cm あたりで最大となり、その後は距離に対しほぼ指数関数的に減少している。

4.2 核種組成

Fig. 7 に、No.1 から採取した 0 ~ 10 cm のコンクリート試料の γ 線スペクトルを示す。加速器の運転により生成された放射性核種として ^{22}Na 、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu の 6 核種が同定された。本研究の γ 線スペクトルの測定は、加速器の運転終了から約 1 年後に行われた。

このため、加速器施設のコンクリート中に生成される放射性核種として他の研究 [4, 6-8] において報告されている核種のうち、比較的半減期の短い ^{46}Sc (半減期 83.8 日), ^{59}Fe (44.5 日) や生成量の少ない ^{65}Zn (244.1 日) はここでは検出されなかった。

γ 線スペクトルにおいて同定された核種のうち、 ^{22}Na の定量に用いる 1274.5 keV のピーク (放出率 99.9 %) は、 ^{154}Eu の 1274.4 keV のピーク (35 %) と重なる。そこで放射能濃度の計算にあたっては、まず 723.3 keV のピークを用いて ^{154}Eu を定量し、次いで 1274.5 keV のピーク面積から ^{154}Eu による寄与を差し引き ^{22}Na の濃度を求めた。

Fig.8 に、核種ごとの濃度を遮蔽体表面からの距離に対してプロットした結果を示す。No.4 の試料からは、本測定条件において有意な濃度の人工の放射性核種は検出されなかった。No.1 の試料における ^{60}Co の濃度は、10 ~ 20 cm 及び 20 ~ 30 cm の試料の測定値が、それらの前後の深さの試料で得られた測定値から外挿したものより、やや高い値を示した。また ^{54}Mn も、10 ~ 20 cm 及び 20 ~ 30 cm の試料からのみ検出されており、その前後の深さでは検出下限濃度を下回っている。これら 2 つの試料において ^{60}Co , ^{54}Mn の濃度が高い値を示したのは、試料中には鉄筋片があり、その放射化で生成された ^{60}Co , ^{54}Mn が含まれているためである。この他に採取位置 No.6 の 0 ~ 10 cm 及び No.7 の 0 ~ 10 cm の試料にも鉄筋片が含まれていた。これらの試料では γ 線計数率の測定においても、鉄筋片位置での計数率はその前後の深さにおける値より高くなることが認められている (Fig. 6(a), (f), (g))。

5. 考察

高エネルギー電子加速器施設における放射化は、加速された電子がターゲット等に入射した際に電磁カスケードで発生する制動放射線と光中性子に主に起因する。本加速器で得られる電子ビームのエネルギー領域においては、制動放射線の強度は角度依存性が大きくターゲット前方において最も高い。また、光中性子は制動放射線エネルギーが 10 ~ 30 MeV の領域で起こる巨大共鳴吸収によるものが主であり、ターゲット前方のごく限られた領域を除くと、ほぼ等方的に放出される [13]。Table 6 には、 γ 線スペクトル分析で検出された核種について、コンクリートに含まれる元素 [14] から制動放射線及び中性子により生成される反応とそれらの反応断面積を示す。 ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{152}Eu 及び ^{154}Eu は熱中性子捕獲反応 (n, γ) から、また、 ^{22}Na 及び ^{54}Mn は制動放射線や速中性子による核子放出反応により生成されたと考えられる。

TC 前方の No.1 と TL_R 前方の No.6, また、TR 側面の No.2 と TC 下部の No.5 及び斜め前方の No.7 から採取した試料の γ 線計数率を比較すると、コンクリートの放射化の度合いは、TC 周辺が TL や TR 周辺と比べて高い。この理由として、TC を利用した実験時間が TL 及び TR の利用時間より長いこと、TC は中性子断面積測定用で高い中性子発生率を得るためのターゲッ

このため、加速器施設のコンクリート中に生成される放射性核種として他の研究 [4, 6-8] において報告されている核種のうち、比較的半減期の短い ^{46}Sc (半減期 83.8 日), ^{59}Fe (44.5 日) や生成量の少ない ^{65}Zn (244.1 日) はここでは検出されなかった。

γ 線スペクトルにおいて同定された核種のうち、 ^{22}Na の定量に用いる 1274.5 keV のピーク (放出率 99.9 %) は、 ^{154}Eu の 1274.4 keV のピーク (35 %) と重なる。そこで放射能濃度の計算にあたっては、まず 723.3 keV のピークを用いて ^{154}Eu を定量し、次いで 1274.5 keV のピーク面積から ^{154}Eu による寄与を差し引き ^{22}Na の濃度を求めた。

Fig.8 に、核種ごとの濃度を遮蔽体表面からの距離に対してプロットした結果を示す。No.4 の試料からは、本測定条件において有意な濃度の人工の放射性核種は検出されなかった。No.1 の試料における ^{60}Co の濃度は、10 ~ 20 cm 及び 20 ~ 30 cm の試料の測定値が、それらの前後の深さの試料で得られた測定値から外挿したものより、やや高い値を示した。また ^{54}Mn も、10 ~ 20 cm 及び 20 ~ 30 cm の試料からのみ検出されており、その前後の深さでは検出下限濃度を下回っている。これら 2 つの試料において ^{60}Co , ^{54}Mn の濃度が高い値を示したのは、試料中には鉄筋片があり、その放射化で生成された ^{60}Co , ^{54}Mn が含まれているためである。この他に採取位置 No.6 の 0 ~ 10 cm 及び No.7 の 0 ~ 10 cm の試料にも鉄筋片が含まれていた。これらの試料では γ 線計数率の測定においても、鉄筋片位置での計数率はその前後の深さにおける値より高くなることが認められている (Fig. 6(a), (f), (g))。

5. 考察

高エネルギー電子加速器施設における放射化は、加速された電子がターゲット等に入射した際に電磁カスケードで発生する制動放射線と光中性子に主に起因する。本加速器で得られる電子ビームのエネルギー領域においては、制動放射線の強度は角度依存性が大きくターゲット前方において最も高い。また、光中性子は制動放射線エネルギーが 10 ~ 30 MeV の領域で起こる巨大共鳴吸収によるものが主であり、ターゲット前方のごく限られた領域を除くと、ほぼ等方的に放出される [13]。Table 6 には、 γ 線スペクトル分析で検出された核種について、コンクリートに含まれる元素 [14] から制動放射線及び中性子により生成される反応とそれらの反応断面積を示す。 ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{152}Eu 及び ^{154}Eu は熱中性子捕獲反応 (n, γ) から、また、 ^{22}Na 及び ^{54}Mn は制動放射線や速中性子による核子放出反応により生成されたと考えられる。

TC 前方の No.1 と TL_R 前方の No.6, また、TR 側面の No.2 と TC 下部の No.5 及び斜め前方の No.7 から採取した試料の γ 線計数率を比較すると、コンクリートの放射化の度合いは、TC 周辺が TL や TR 周辺と比べて高い。この理由として、TC を利用した実験時間が TL 及び TR の利用時間より長いこと、TC は中性子断面積測定用で高い中性子発生率を得るためのターゲッ

トであったことからコンクリート位置における中性子フルエンス率が高かったことなどが挙げられる。

No.1, 5 及び 7 の試料の γ 線計数率は遮蔽体表面から 3 ~ 6 cm で最大となり、その後距離に対し指数関数的に減少する傾向が見られた。しかし、測定に用いた円柱状のコンクリート試料において遮蔽体表面にあたる部分は試料の末端部であるため、末端部近くの測定では 1 cm のスリットを介し測定対象となる立体角内に入るコンクリートの体積が小さくなり計数率が低下する。したがって、遮蔽体表面からの距離と γ 線計数率との関係から遮蔽体中の γ 線放出核種の分布を推定するためには、試料の末端部近くにおける γ 線計数率の低下の度合いを明らかにする必要がある。そこで、測定時の条件を模擬した計算シミュレーションにより、試料位置と NaI(Tl) 検出器の全計数効率との関係を調べ、これを測定値と比較することでコンクリート内部での γ 線放出核種の分布について検討した。

計算には放射線輸送モンテカルロコード EGS4 [15] を用い、Fig. 9 に示す体系でコンクリート試料の形状を模擬した円柱を定義し、この中に 1.33 MeV の γ 線を等方的に放出する線源を分布させ、円柱を x 軸に沿って移動させたときの円柱の位置と検出器の全計数効率との関係を調べた。線源分布は、円柱中で均一に分布した場合と、 $y-z$ 面内では均一で x 軸方向には指数関数的に分布した場合の 2 つのケースを仮定した。指数関数分布に対しては、No.1 試料の γ 線計数率 (Fig. 6(a)) が、遮蔽体表面からの距離に対し直線的に減少する部分を直線でフィッティングし得られた傾きで円柱中に線源が分布しているとした。円柱の直径はコンクリート試料と同じ 4.5 cm とし、また長さは、No.1 試料において表面から 125 cm 以降では検出下限計数率を超える有意な計数率が得られていないことから 150 cm とした。

計算結果を Fig. 10(a) に示す。円柱中に γ 線源が均一に分布した場合、NaI(Tl) 検出器の全計数率は円柱の端面が $x = 3$ cm までは増加し、その後は円柱の位置に依存せず一定になる。また γ 線源が長さ方向に指数関数分布した場合の全計数率は、円柱の端面が $x = 2$ cm まで増加し、その後円柱中の γ 線源の分布と同じ傾きで減少する。一方、No.1 試料における γ 線計数率を鉄筋片の放射化が影響している測定点を除いてフィッティングすると (Fig. 10(b)), γ 線計数率は遮蔽体表面から 3 cm のところで最大となったあと指数関数的に減少している。この分布を Fig. 10(a) と比較してみると、表面からの距離に対し指数関数的に減少する部分の傾きは、計算シミュレーションにおいて線源が円柱の長さ方向に指数関数分布したときの傾きと良く一致している。しかし、 γ 線計数率が最大となる位置 (3 cm) や表面から最大値にいたる計数率の変化は、線源が円柱の長さ方向に指数関数分布した場合に比べて均一分布した場合のほうが、より近い傾向を示している。したがって、No.1 の試料における γ 線放出核種の濃度は遮蔽体表面から 3 cm まではほぼ一定で、その後表面からの距離に対し指数関数的に減少する分布をしているものと推定される。

No.5, 7 の試料における γ 線計数率は、遮蔽体表面からそれぞれ 6 cm, 4 cm まで増加し、その後指数関数的に減少している。計算シミュレーションからは、円柱端面の位置が $x = 3$ cm 以上に

なると NaI(Tl) 検出器の全計数効率と測定位置との関係は、円柱末端部における計数率の低下の影響を受けず、円柱中の γ 線源分布を反映したものになることが明らかにされている。したがって、No.5, 7 の試料における γ 線放出核種の濃度は、遮蔽体表面からそれぞれ 6 cm 及び 4 cm の位置までは緩やかに増加し、その後表面からの距離に対し指数関数的に減少していると推定される。

γ 線放出核種の濃度が上に述べたような分布をとる理由は、コンクリートの深さ方向における熱中性子束の分布によるものと考えられる。すなわち、コンクリートに入射した速中性子は散乱等によりエネルギーを失うため、熱中性子束は表面から数 cm のところまでほぼ一定、もしくは緩やかに増加する。その結果、コンクリート中に生成される主要な核種である ^{152}Eu , ^{60}Co の濃度が、熱中性子束に対応した分布となったためと考えられる。熱中性子捕獲反応による生成核種の濃度が、コンクリート遮蔽体の表面から数 cm の位置までほぼ一定となる分布は、Urabe ら [6] や Kimura ら [7] の報告とも一致している。しかし、核種ごとの濃度分布については、試料の長さが平均 9.5 cm であり、測定点の間隔が NaI(Tl) 検出器を用いた測定と比べて広がったために確認できなかった。なお、No.1 の試料における γ 線計数率は、No.5, 7 の試料より遮蔽体表面に近いところで最大になっている。これはターゲットから発生した中性子が鉛ブロックを透過したあとコンクリートに入射しているため、コンクリート入射時の中性子スペクトルが、ターゲットから直接コンクリートへ入射している No.5 及び 7 とは異なっているためと考えられる。

Fig. 11 には、TC 周辺の 3 箇所 (No.1, 5, 7) から採取した試料について、 ^{22}Na 及び ^{60}Co と ^{152}Eu との濃度比をコンクリート表面からの距離に対しプロットしたものを示す。 ^{60}Co 及び ^{152}Eu は熱中性子捕獲反応により生成されるため、両核種の濃度比は試料の採取位置及びコンクリートの深さによらずほぼ一定である。一方、 ^{22}Na の濃度はターゲット前方において ^{152}Eu と同程度であるのに対し、ターゲット下部 (No.5) では 2 桁近くも小さい。また、Fig. 6 (a), (e), (g) の γ 線計数率が遮蔽体表面からの距離に対し直線的に減少する部分の傾きから、計数率が 1/10 になるコンクリートの厚さは、No.1, 5, 7 のそれぞれについて 55 cm, 44 cm, 34 cm であり、No.5, 7 と比べて No.1 では遮蔽体の深部にまで放射化が及んでいる。これらの結果から、 γ 線放出核種の濃度や組成はターゲットからの位置に依存していることが分かる。

No.1, 5 及び 7 の 0 ~ 10 cm の試料について、TC の中心を線源の中心とし、そこからの距離 (No.1 158 cm, No.5 122 cm, No.7 291 cm) の違いによるフルエンス率の比を求め、それをかけた ^{152}Eu 及び ^{22}Na の濃度比を求めると以下ようになる。

$$\begin{array}{l} ^{152}\text{Eu} \quad \text{No.1} : \text{No.5} : \text{No.7} = 2.3 : 1.0 : 3.3 \\ ^{22}\text{Na} \quad \text{No.1} : \text{No.5} : \text{No.7} = 88 : 1.0 : 27 \end{array}$$

^{152}Eu の濃度はターゲットからの角度にさほど依存せず、3 箇所においてほぼ同じレベルにあるのに対し、 ^{22}Na の濃度はターゲット前方において高く、電子ビーム入射軸からの角度が大きくなるにつれて急激に小さくなることが分かる。No.1 ではコンクリート遮蔽体の前面に厚さ 10 cm の

鉛ブロックが積まれていたが、この厚さの鉛に対する透過率は、例えば 0.4 ~ 5 MeV の単一エネルギー中性子では 0.4 ~ 0.5 [16]、また 10 MeV 以上の光子では約 1/100 [2] である。したがって、鉛による減衰を考慮すると、ターゲットで発生した制動放射線が直接コンクリートに入射した場合、No.1 と No.5 との ^{22}Na の濃度比は約 10^4 倍にもなると予測される。以上の結果から、光中性子はほぼ等方的に放出されるため、それにより生成される核種の濃度分布はターゲットからの角度に依存しない一方、制動放射線の強度は角度依存性が大きいため、 (γ, n) 反応で生成される ^{22}Na の濃度は電子ビーム入射軸に沿った位置で非常に高くなると結論できる。これは高エネルギー電子加速器施設における放射化の特徴として非常に重要である。

加速管室の第 5 加速管側面のコンクリート壁から採取した試料 (No.3) からは、 ^{22}Na 、 ^{60}Co 、 ^{152}Eu が検出された。加速器の運転終了から 11 ヶ月後に電離箱測定器 (Victoreen 450P) を用い加速管の表面における線量当量率の測定を実施したが、局所的に線量率の高い部分が数箇所検出され、最大値は第 5 加速管出口部で $7.2 \mu\text{Sv/h}$ であった。これは加速管においてビーム損失が起っていたことを示しており、加速管室の壁面の放射化はこのビーム損失から発生した制動放射線及び光中性子による核反応から生じたものと考えられる。

6. 結言

東海研究所電子リニアック施設において、コンクリート遮蔽体中に残留する γ 線放出核種の分布を調べた。ターゲット室、加速管室などのコンクリート遮蔽体からコアボーリングにより試料を採取し、これらについて γ 線計数率及び γ 線スペクトルの測定を行った。コアボーリングの位置と遮蔽体の深さ方向における γ 線放出核種の分布及び組成との関係について検討を行い、以下のことが明らかとなった。

- 1) 加速器の運転により生成された放射性核種として、 ^{22}Na 、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu の 6 核種が検出された。このうち ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu は光中性子に基づく熱中性子捕獲反応により、また ^{22}Na 、 ^{54}Mn は制動放射線及び速中性子の核子放出反応により生成されたと考えられる。
- 2) コンクリートの放射化の度合いは、中性子断面積測定用ターゲット C(TC) 周辺が最も高く、次いで RI の製造、低速陽電子実験用ターゲット R(TR) 及び中性子回折用ターゲット L(TL) 周辺、加速管室の順であった。この順序は、それぞれのターゲットの利用時間、中性子発生率に対応している。またパルス変調室のコンクリートからは、本測定条件で有意な濃度の人工の放射性核種は検出されなかった。

鉛ブロックが積まれていたが、この厚さの鉛に対する透過率は、例えば 0.4 ~ 5 MeV の単一エネルギー中性子では 0.4 ~ 0.5 [16]、また 10 MeV 以上の光子では約 1/100 [2] である。したがって、鉛による減衰を考慮すると、ターゲットで発生した制動放射線が直接コンクリートに入射した場合、No.1 と No.5 との ^{22}Na の濃度比は約 10^4 倍にもなると予測される。以上の結果から、光中性子はほぼ等方的に放出されるため、それにより生成される核種の濃度分布はターゲットからの角度に依存しない一方、制動放射線の強度は角度依存性が大きいため、 (γ, n) 反応で生成される ^{22}Na の濃度は電子ビーム入射軸に沿った位置で非常に高くなると結論できる。これは高エネルギー電子加速器施設における放射化の特徴として非常に重要である。

加速管室の第 5 加速管側面のコンクリート壁から採取した試料 (No.3) からは、 ^{22}Na 、 ^{60}Co 、 ^{152}Eu が検出された。加速器の運転終了から 11 ヶ月後に電離箱測定器 (Victoreen 450P) を用い加速管の表面における線量当量率の測定を実施したが、局所的に線量率の高い部分が数箇所検出され、最大値は第 5 加速管出口部で $7.2 \mu\text{Sv/h}$ であった。これは加速管においてビーム損失が起っていたことを示しており、加速管室の壁面の放射化はこのビーム損失から発生した制動放射線及び光中性子による核反応から生じたものと考えられる。

6. 結言

東海研究所電子リニアック施設において、コンクリート遮蔽体中に残留する γ 線放出核種の分布を調べた。ターゲット室、加速管室などのコンクリート遮蔽体からコアボーリングにより試料を採取し、これらについて γ 線計数率及び γ 線スペクトルの測定を行った。コアボーリングの位置と遮蔽体の深さ方向における γ 線放出核種の分布及び組成との関係について検討を行い、以下のことが明らかとなった。

- 1) 加速器の運転により生成された放射性核種として、 ^{22}Na 、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu の 6 核種が検出された。このうち ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu は光中性子に基づく熱中性子捕獲反応により、また ^{22}Na 、 ^{54}Mn は制動放射線及び速中性子の核子放出反応により生成されたと考えられる。
- 2) コンクリートの放射化の度合いは、中性子断面積測定用ターゲット C(TC) 周辺が最も高く、次いで RI の製造、低速陽電子実験用ターゲット R(TR) 及び中性子回折用ターゲット L(TL) 周辺、加速管室の順であった。この順序は、それぞれのターゲットの利用時間、中性子発生率に対応している。またパルス変調室のコンクリートからは、本測定条件で有意な濃度の人工の放射性核種は検出されなかった。

- 3) ターゲット周辺のコンクリートにおいて γ 線放出核種の濃度は、コンクリート表面から 3 ~ 6 cm あたりまでほぼ一定、もしくは緩やかに増加し、その後は表面からの距離に対し指数関数的に減少している。これは、コンクリートに入射した速中性子が散乱等によりエネルギーを失い、表面から数 cm のところまでは熱中性子束がほぼ一定、もしくは緩やかに増加するため、 ^{152}Eu 、 ^{60}Co の濃度が熱中性子束に対応した分布となったことによるものと考えられる。
- 4) TC 周辺から採取した試料について、ターゲットからの距離によるフルエンス率の違いを補正すると、熱中性子捕獲反応で生成される ^{152}Eu の濃度は採取位置によらずほぼ同じレベルにあるのに対し、制動放射線による (γ, n) 反応で生成される ^{22}Na の濃度はターゲットからの角度に大きく依存し、ターゲット前方において非常に高い。

本研究では、電子リニアック施設のコンクリート遮蔽体中に生成される誘導放射性核種について、それらの生成反応や遮蔽体内部での分布を理解するうえで参考となる測定データが得られた。長期間にわたり定常的に運転された高エネルギー加速器施設において、遮蔽体中の誘導放射能に関し実測されたデータは非常に限られている。したがって、本研究の結果は、運転を終了した本施設のデコミッショニングを検討するうえで貴重な資料となるとともに、高エネルギー電子加速器施設における放射線防護のために有用なデータになるものと考えられる。

謝辞

本研究を行うにあたり、コンクリート試料の採取にご協力頂いた加速器管理室 小林 千明元室長、荳司 時男氏、石崎 暢洋氏、田山 豪一氏、核種分析にご協力頂いた線量計測課 大井 義弘氏、また、本報告をまとめるにあたり貴重なご意見を頂いた山口 恭弘氏に感謝の意を表します。

- 3) ターゲット周辺のコンクリートにおいて γ 線放出核種の濃度は、コンクリート表面から 3 ~ 6 cm あたりまでほぼ一定、もしくは緩やかに増加し、その後は表面からの距離に対し指数関数的に減少している。これは、コンクリートに入射した速中性子が散乱等によりエネルギーを失い、表面から数 cm のところまでは熱中性子束がほぼ一定、もしくは緩やかに増加するため、 ^{152}Eu 、 ^{60}Co の濃度が熱中性子束に対応した分布となったことによるものと考えられる。
- 4) TC 周辺から採取した試料について、ターゲットからの距離によるフルエンス率の違いを補正すると、熱中性子捕獲反応で生成される ^{152}Eu の濃度は採取位置によらずほぼ同じレベルにあるのに対し、制動放射線による (γ, n) 反応で生成される ^{22}Na の濃度はターゲットからの角度に大きく依存し、ターゲット前方において非常に高い。

本研究では、電子リニアック施設のコンクリート遮蔽体中に生成される誘導放射性核種について、それらの生成反応や遮蔽体内部での分布を理解するうえで参考となる測定データが得られた。長期間にわたり定常的に運転された高エネルギー加速器施設において、遮蔽体中の誘導放射能に関し実測されたデータは非常に限られている。したがって、本研究の結果は、運転を終了した本施設のデコミッショニングを検討するうえで貴重な資料となるとともに、高エネルギー電子加速器施設における放射線防護のために有用なデータになるものと考えられる。

謝辞

本研究を行うにあたり、コンクリート試料の採取にご協力頂いた加速器管理室 小林 千明元室長、荏司 時男氏、石崎 暢洋氏、田山 豪一氏、核種分析にご協力頂いた線量計測課 大井 義弘氏、また、本報告をまとめるにあたり貴重なご意見を頂いた山口 恭弘氏に感謝の意を表します。

参考文献

- [1] Armstrong, T.W., et al.: Nucl. Sci. Eng., 38, 265 (1969).
- [2] IAEA Technical Reports Series No.188 (1979).
- [3] Kondo, K., et al.: Health Phys., 46, 1221 (1984).
- [4] Phillips, A.B., et al.: Health Phys., 51, 337 (1986).
- [5] IAEA Technical Reports Series No.283 (1988).
- [6] Urabe, I., et al.: Health Phys., 60, 587 (1991).
- [7] Kimura, K., et al.: Health Phys., 67, 621 (1994).
- [8] 榊本 和義, 他: 東北大学 核理研研究報告, 29, 111 (1996).
- [9] 竹腰 秀邦, 他: JAERI-1238 (1975).
- [10] 大久保 牧夫, 他: JAERI-M 93-250 (1994).
- [11] SEIKO EG&G. 環境用 γ 線分析システムマニュアル 第3版 (1991).
- [12] 川崎 克也, 他: 日本原子力学会 昭和62年秋の大会予稿集, H2 (1987).
- [13] Hayashi, S.A., et al.: Ann. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ., 13, 23 (1980).
- [14] 小山 謹二, 他: JAERI-M 6928 (1977).
- [15] Nelson, W.R., et al.: SLAC-265 (1985).
- [16] Maruyama, T., et al.: 日本医学放射線学会物理部会誌, 1, 45 (1981).
- [17] IAEA Technical Reports Series No.273 (1987).

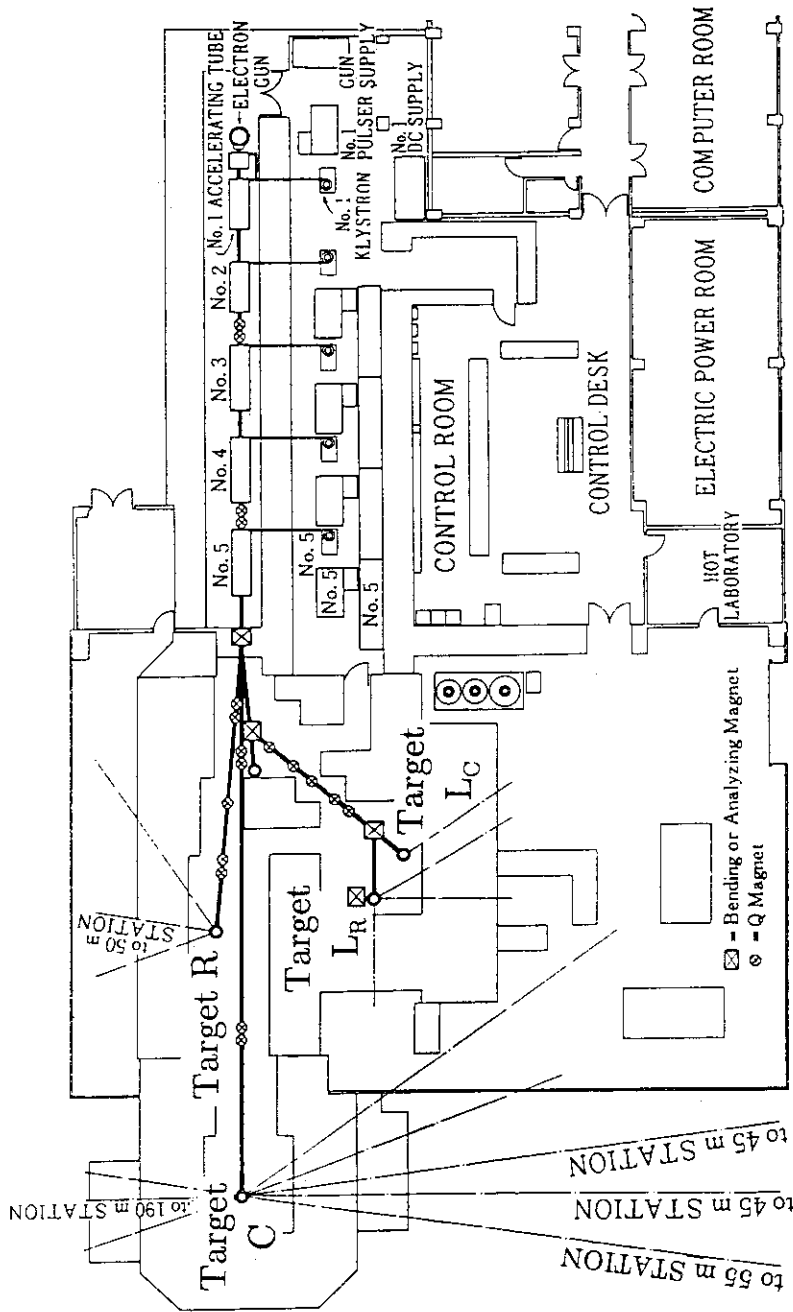
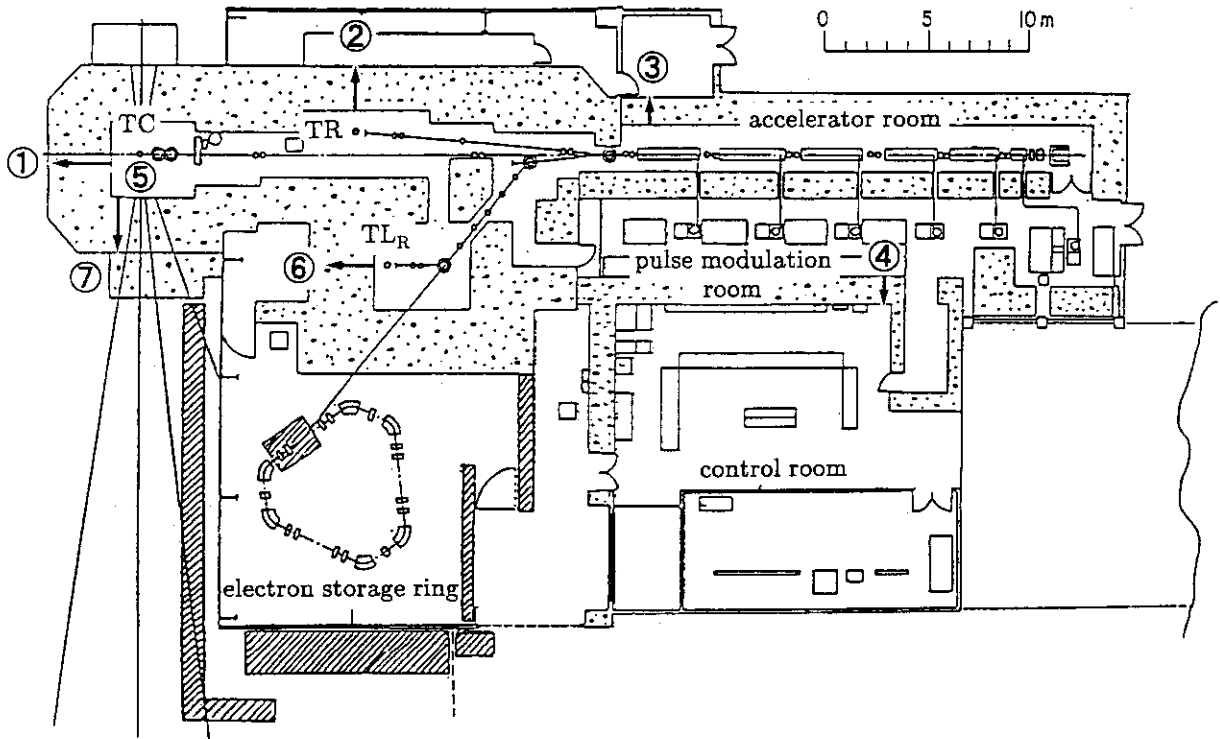


Fig. 1 JAERI electron linac constructed in 1972.



| Position | Boring depth (cm) | Position | Boring depth (cm) |
|----------|----------------------|----------|----------------------|
| No.1 | 310 | No.5† | 60 |
| No.2 | 200 | No.6 | 150 |
| No.3 | 120 | No.7 | 250 |
| No.4 | 130 | | |

† A concrete rod was taken from the floor.

Fig. 2 Positions of core boring.

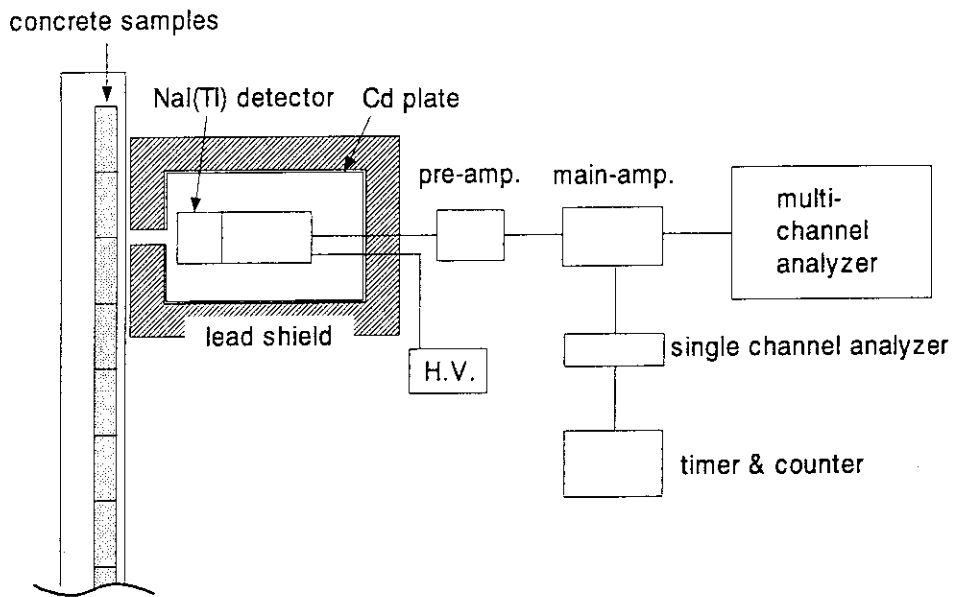


Fig. 3 Configuration of the NaI(Tl) detector and concrete samples for measuring γ -ray counting rate.

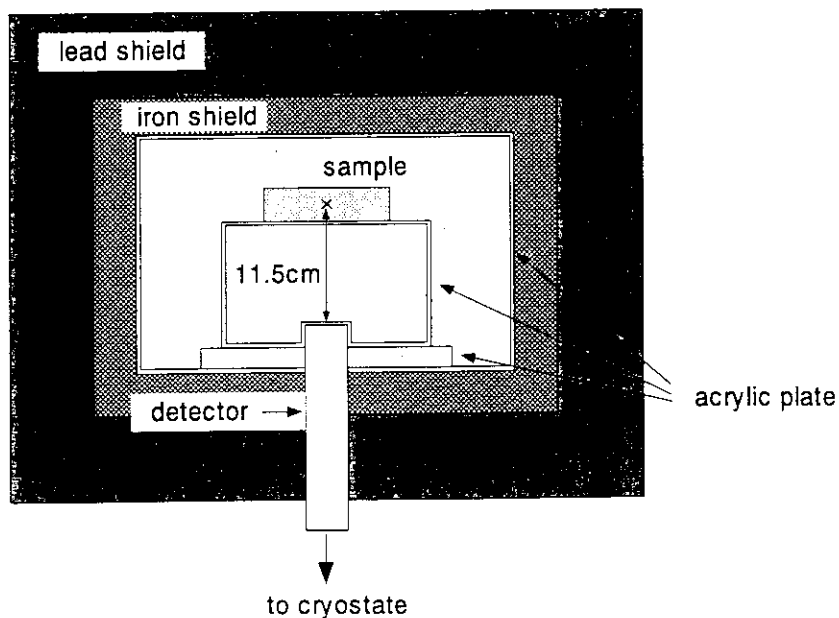


Fig. 4 Configuration of the Ge detector and a concrete sample for measuring γ -ray spectrum.

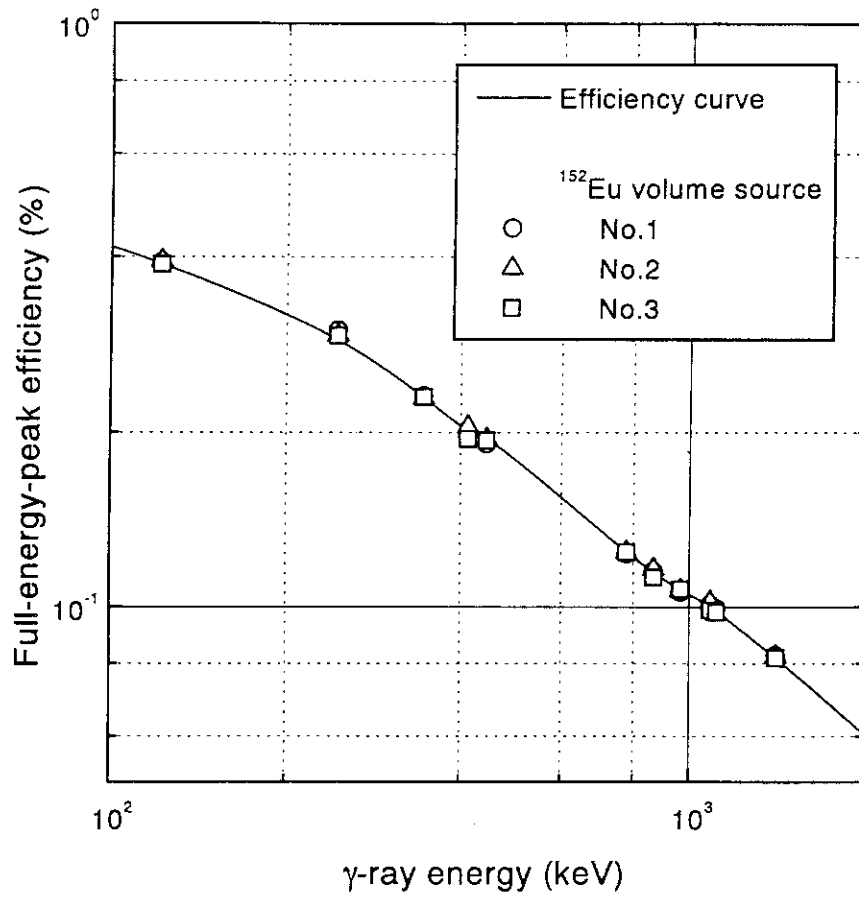


Fig. 5 Full-energy-peak efficiency curve for the Ge detector.

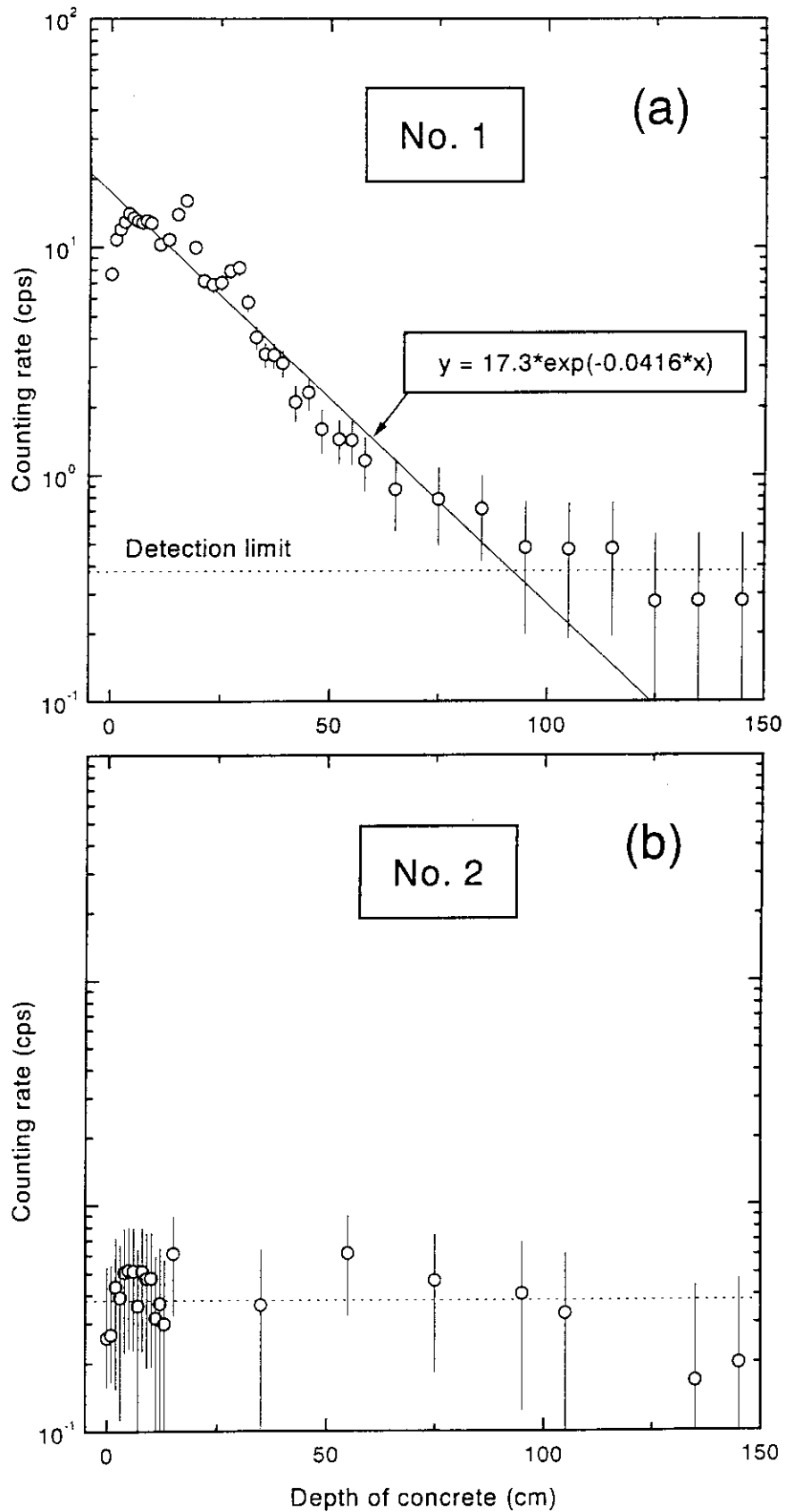


Fig. 6 γ -ray counting rates as a function of the depth of concrete. (a) Boring position No.1; (b) No.2. Error bars represent three standard deviations of the counting rate.

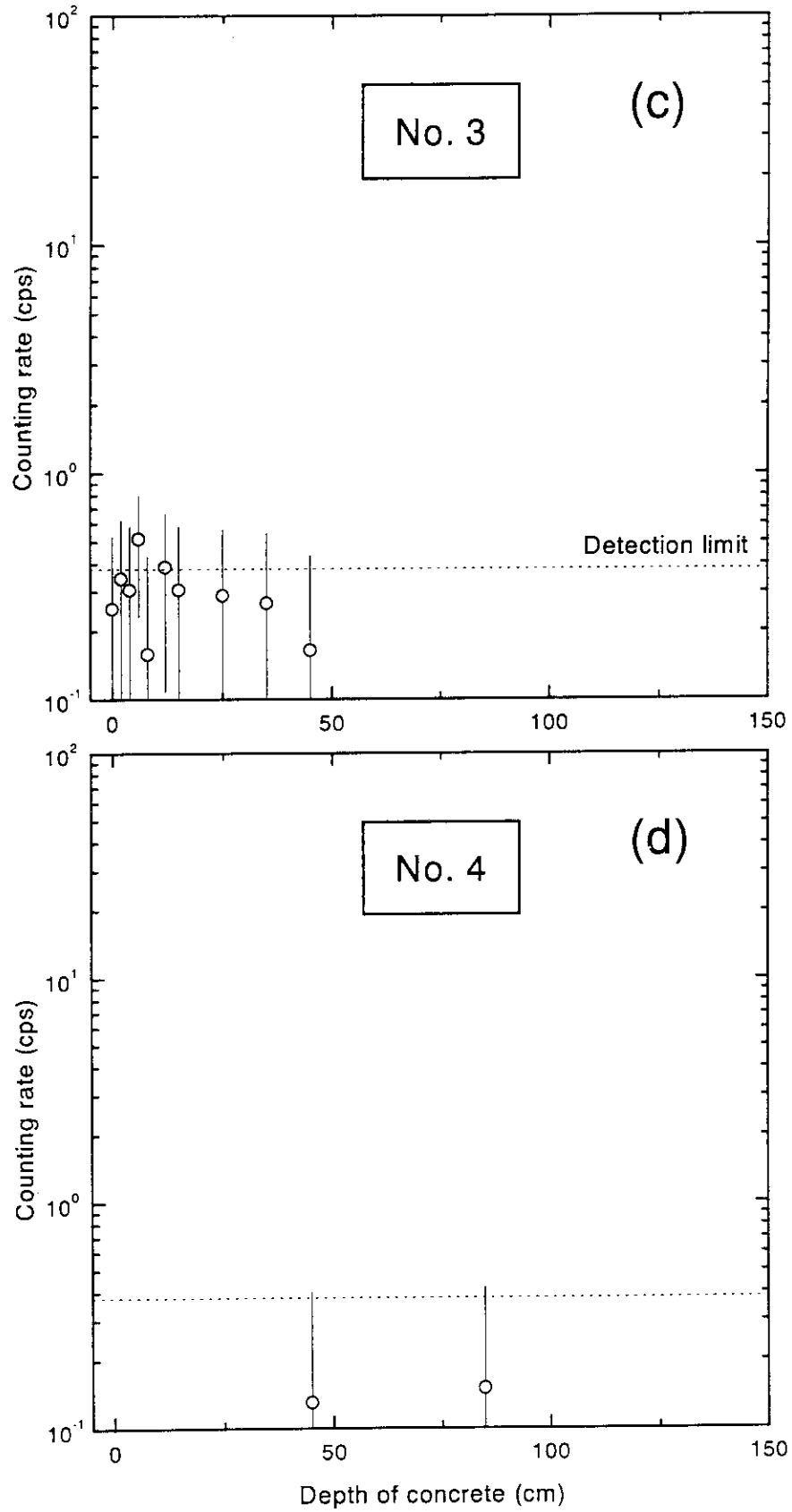


Fig. 6 - continued. (c) Boring position No.3; (d) No.4.

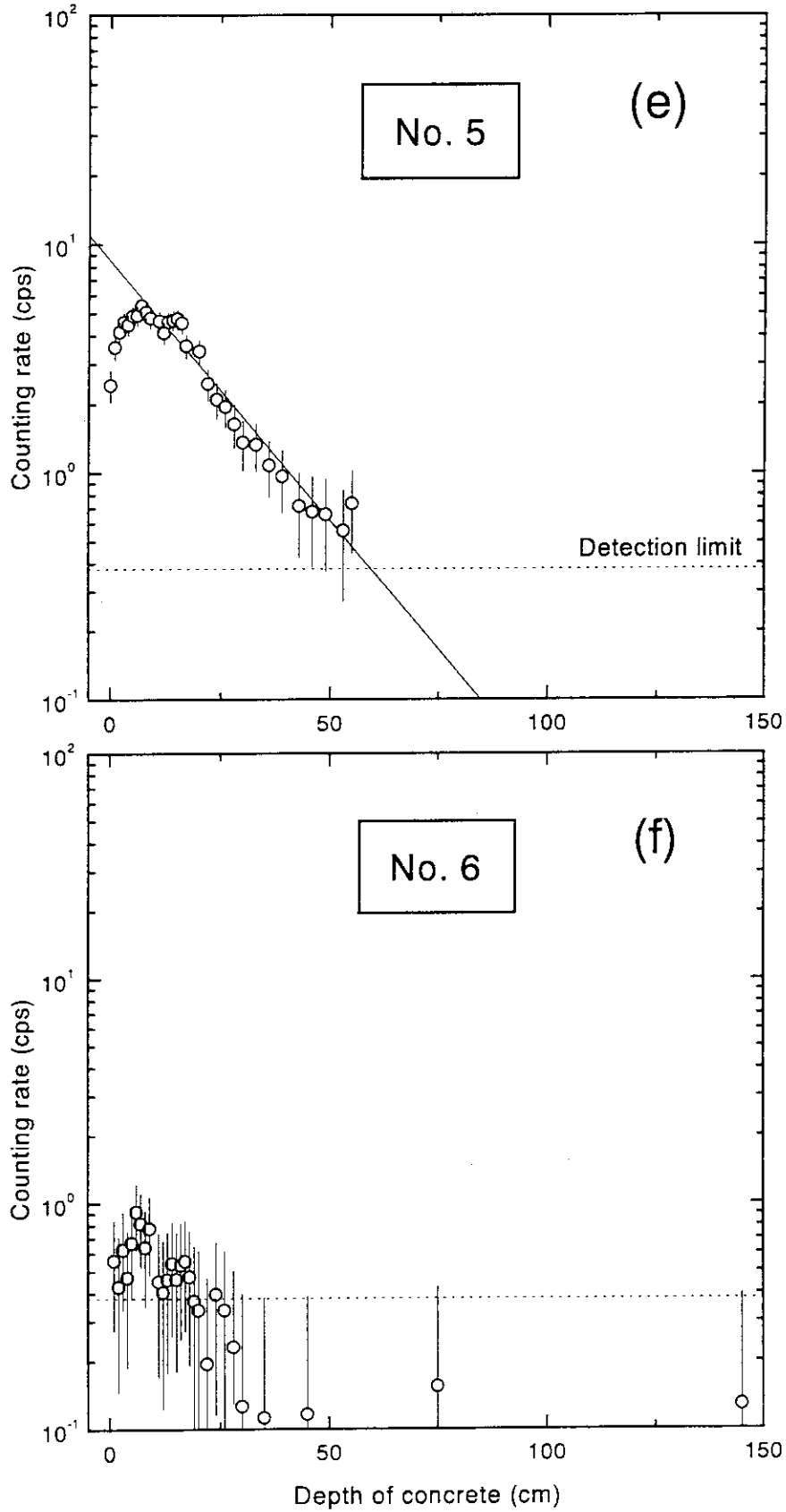


Fig. 6 - continued. (e) Boring position No.5; (f) No.6.

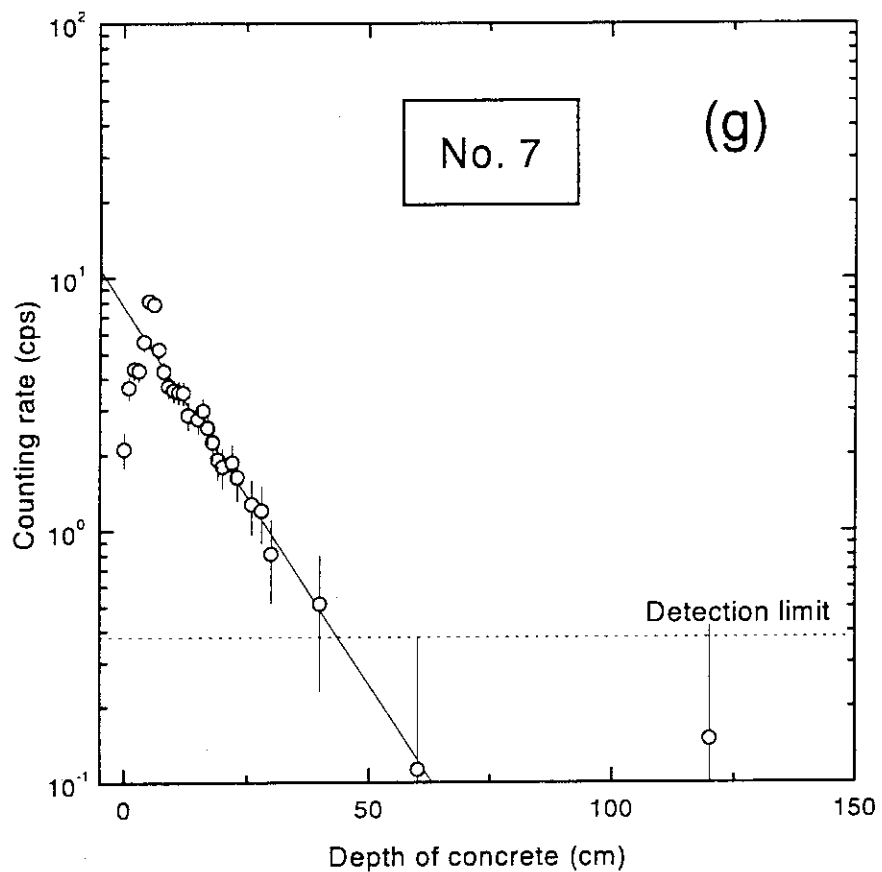


Fig. 6 - continued. (g) Boring position No.7.

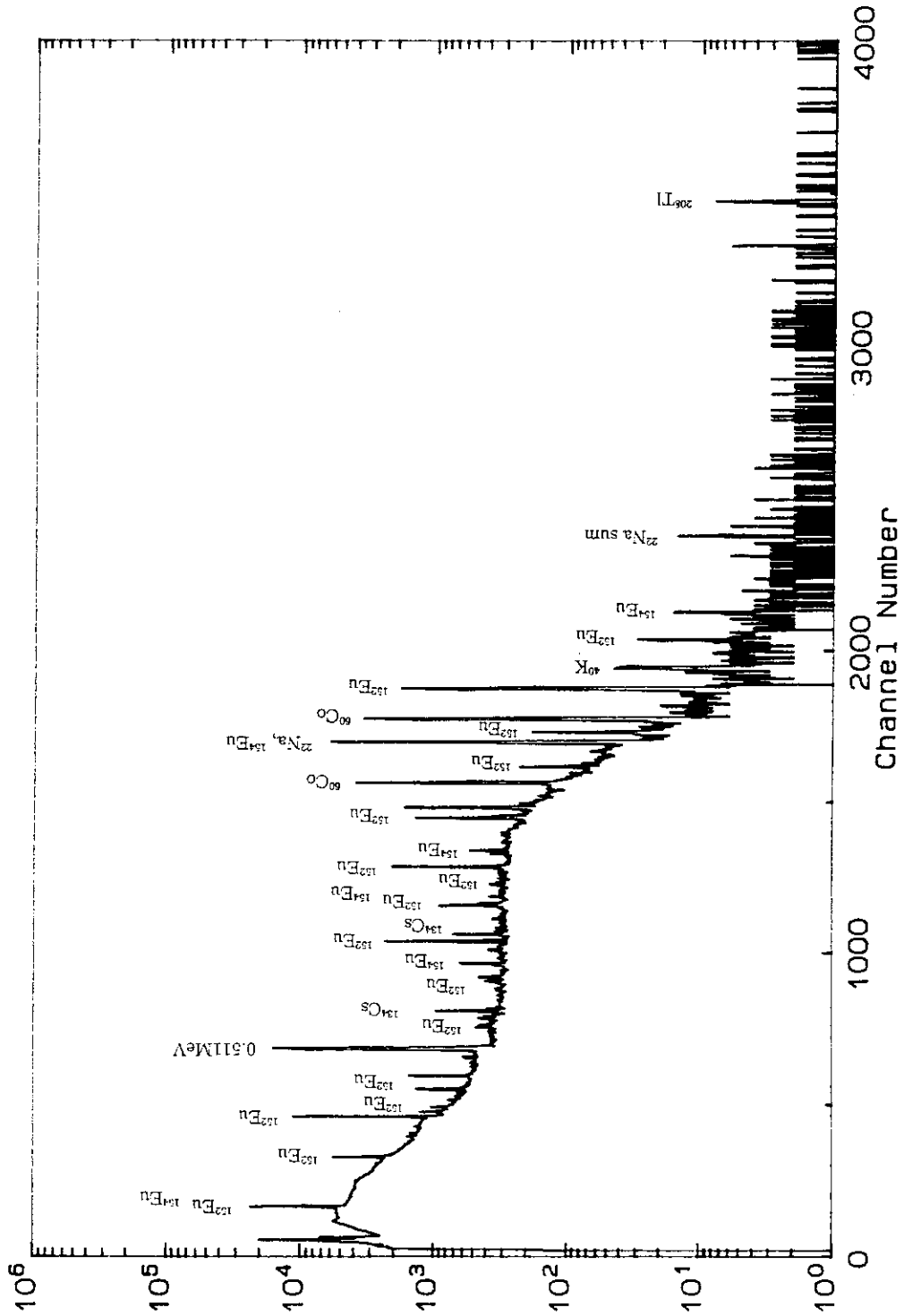


Fig. 7 γ -ray spectrum of the concrete sample taken from 0 ~ 10 cm at the boring position No.1.

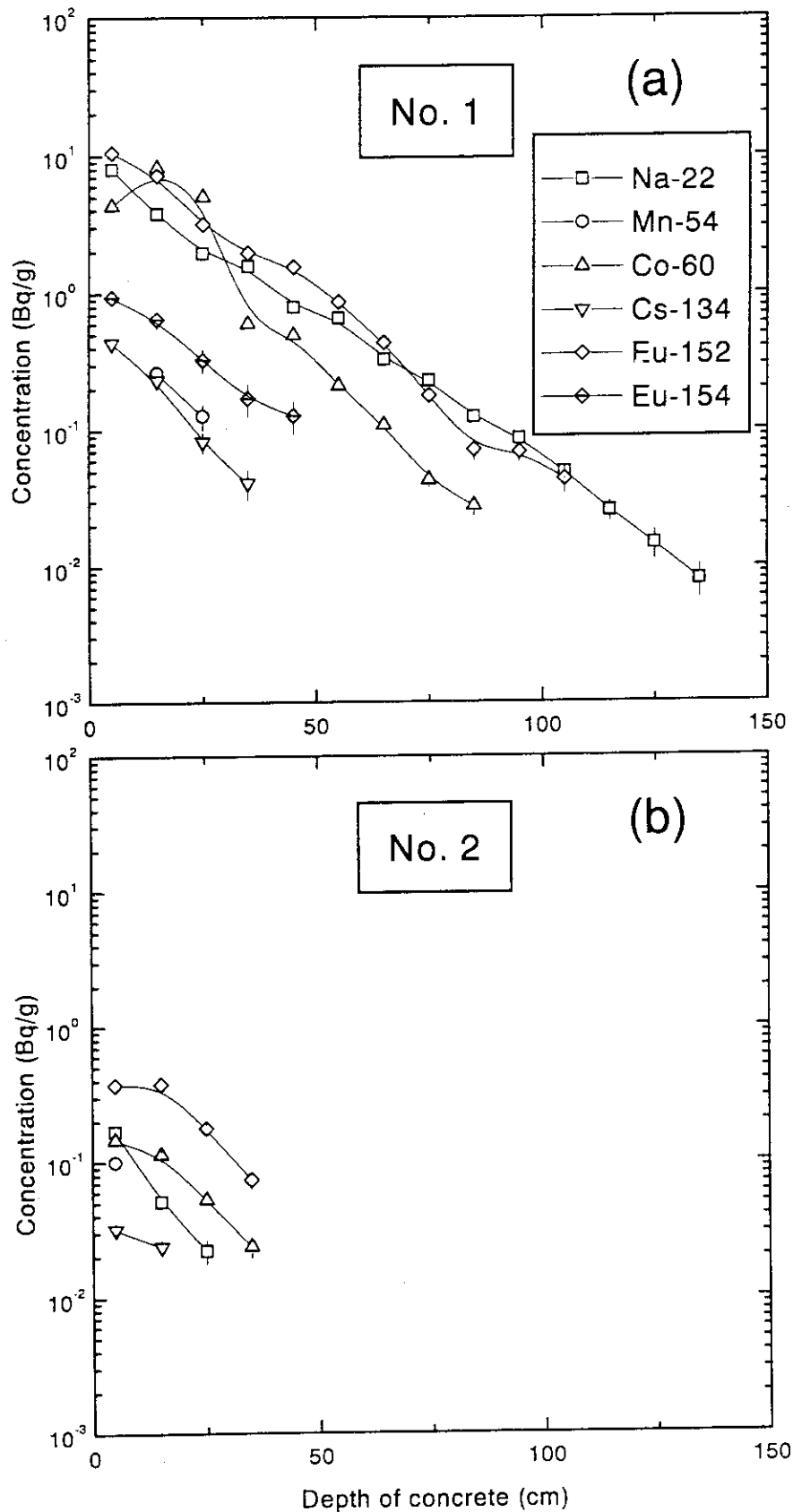


Fig. 8 Concentrations of γ -ray emitters as a function of the depth of concrete. (a) Boring position No.1; (b) No.2.

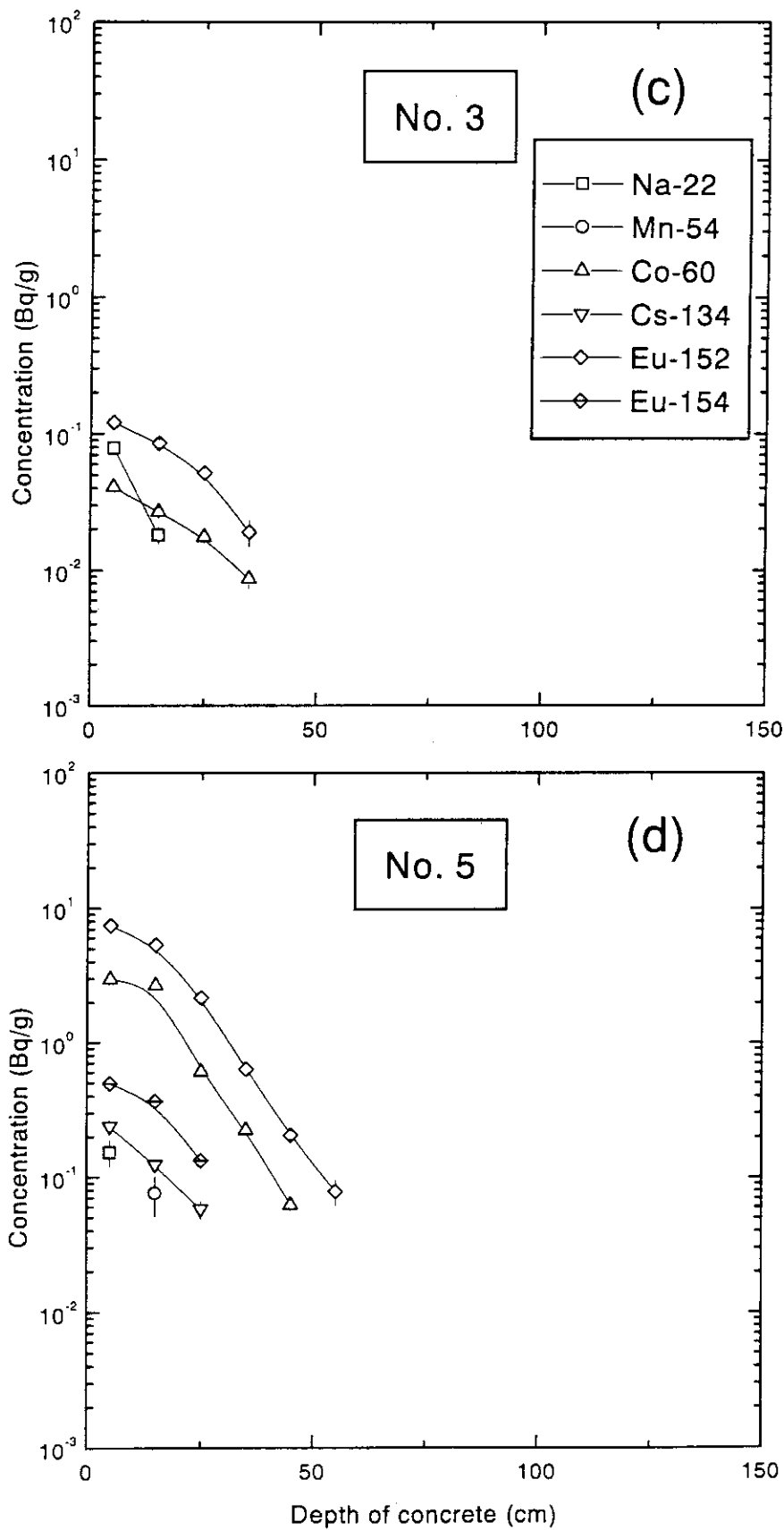


Fig. 8 - continued. (c) Boring position No.3; (d) No.5.

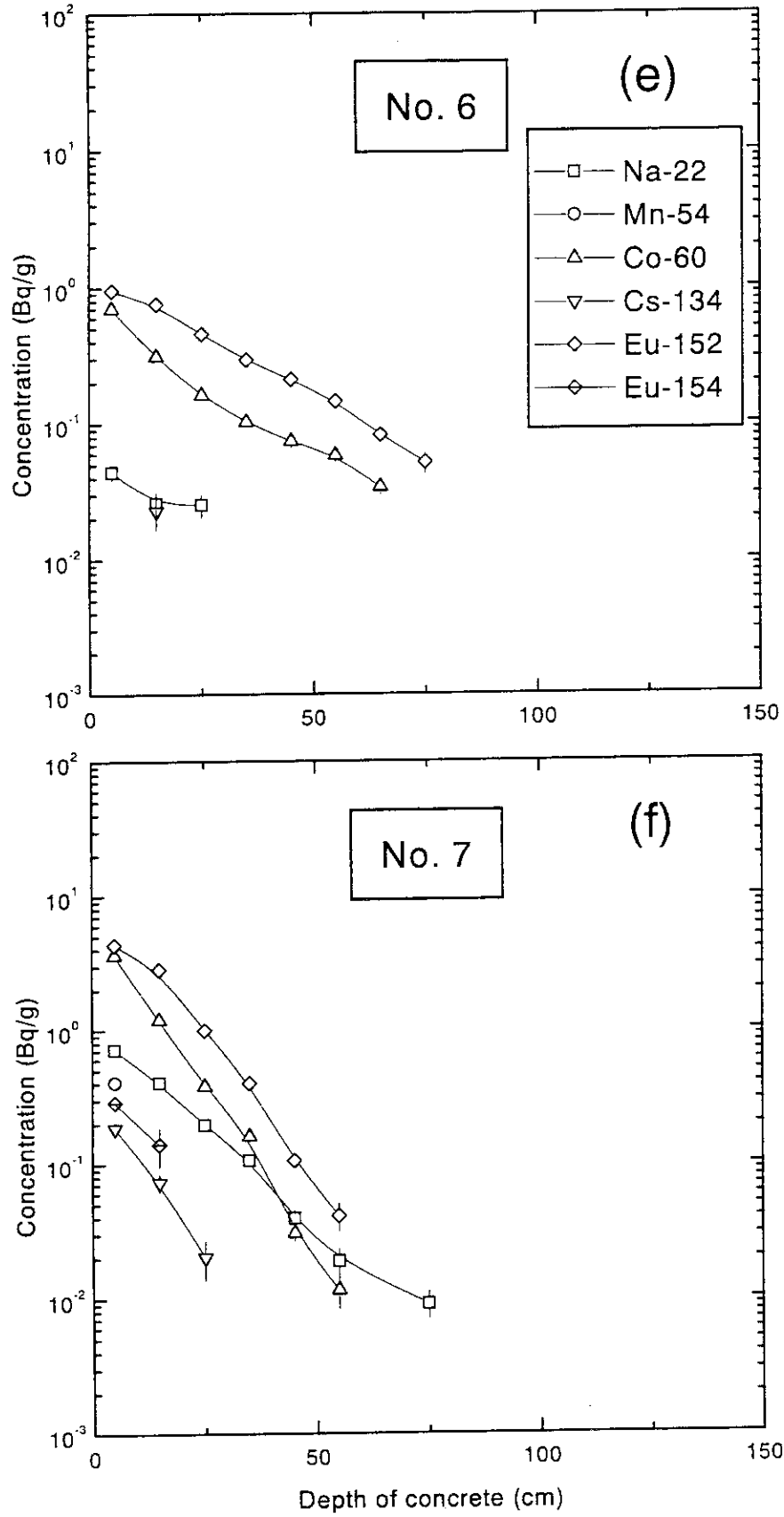


Fig. 8 - continued. (e) Boring position No.6; (f) No.7.

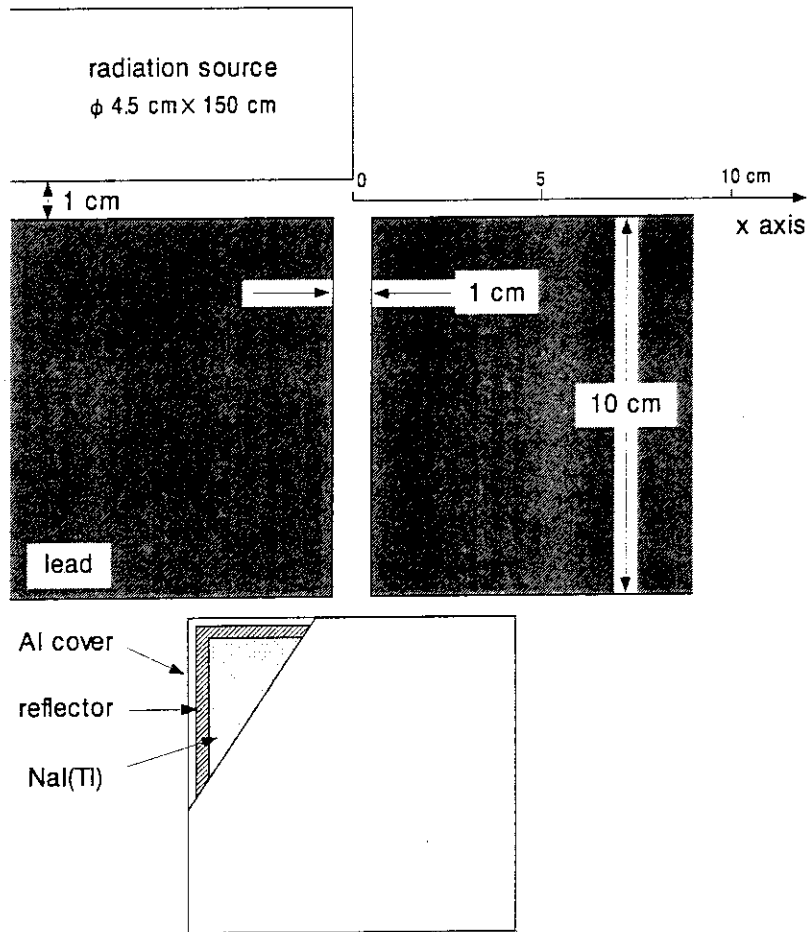


Fig. 9 Geometry for calculating total efficiencies of a NaI(Tl) detector.

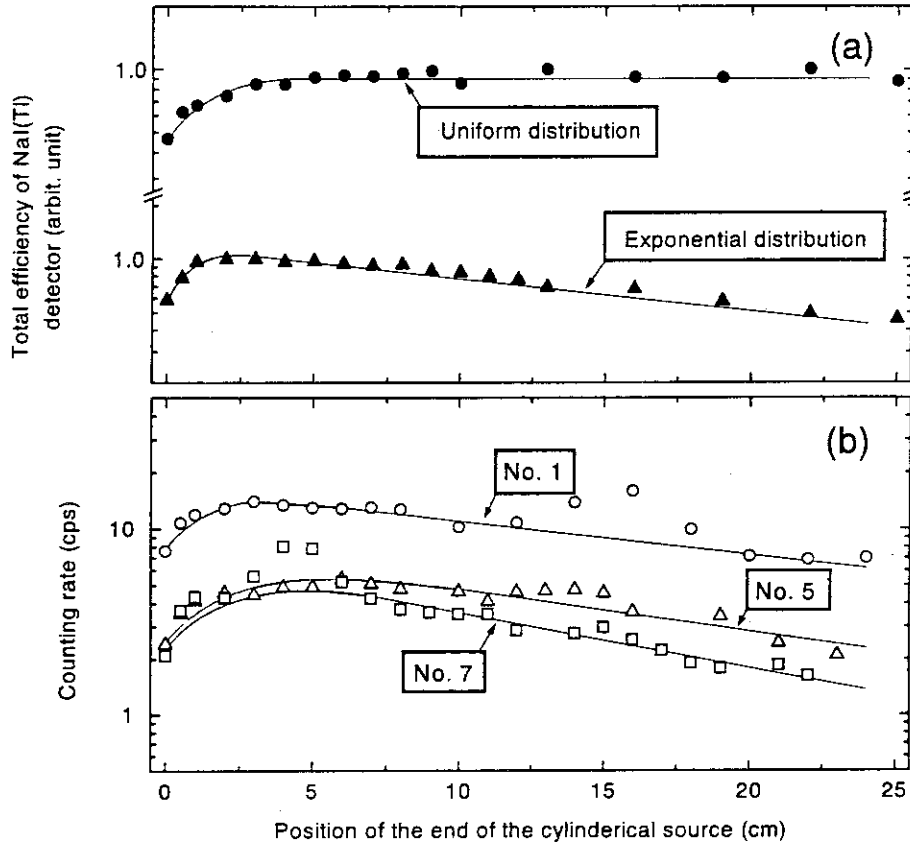


Fig. 10 (a) Total efficiencies of the NaI(Tl) detector, as a function of the source position, calculated by the EGS4 code; (b) Fitted curves for the γ -ray counting rates of the concrete samples taken from the boring positions No.1, 5 and 7.

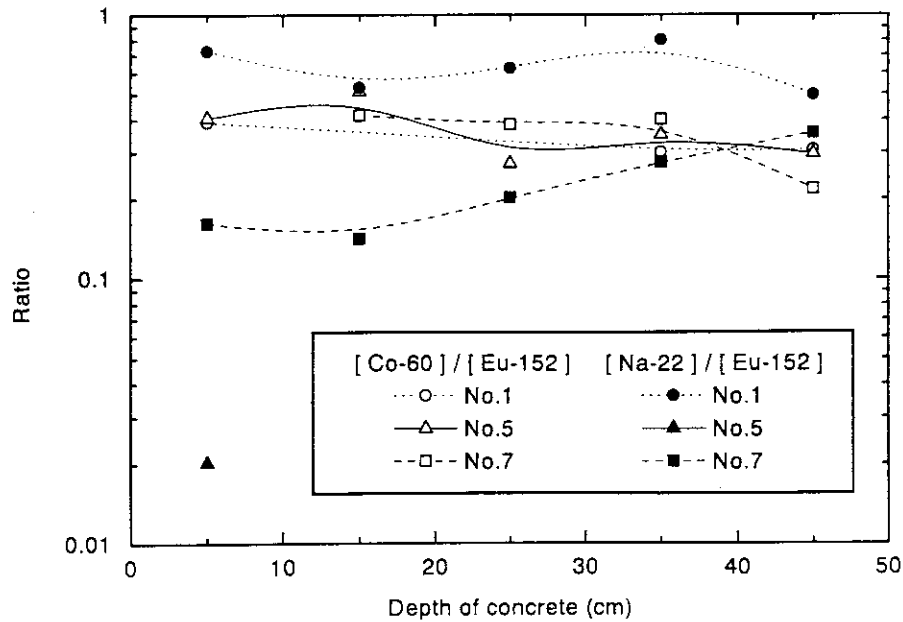


Fig. 11 Ratios of $[^{60}\text{Co}]/[^{152}\text{Eu}]$ and $[^{22}\text{Na}]/[^{152}\text{Eu}]$ as a function of the depth of concrete.

Table 1 Principal parameters of the electron linac constructed in 1960.

| | |
|------------------------------------|---|
| Electron energy, peak beam current | 15 MeV, 200 mA 18 MeV, 100 mA 20 MeV, 40 mA |
| Beam pulse length | 0.05 ~ 4 μ s |
| Pulse repetition rate | 50 ~ 300 pps |
| Operating frequency | 2856 MHz, $\frac{1}{2}\pi$ mode |
| Accelerator section | 1 m \times 6 |
| Klystron | 5 MW \times 2 |

Table 2 Principal parameters of the electron linac constructed in 1972.

| | |
|------------------------------------|---|
| Electron energy, peak beam current | 195 MeV, 0 mA 120 MeV, 500 mA 100 MeV, 2,000 mA |
| Beam pulse length | 0.02 ~ 2 μ s |
| Pulse repetition rate | 10 ~ 600 pps |
| Operating frequency | 2856 MHz, $\frac{2}{3}\pi$ mode |
| Accelerator section | 2 m \times 2, 3 m \times 3 |
| Klystron | 20 MW \times 5(6) |

Table 3 Research themes and operating time of the electron linac.

| Research theme | Start | End | Beam time | |
|--|-----------|-----------|-----------|--------|
| | | | (h) | (%) |
| · Neutron cross section measurement | Apr. 1961 | Mar. 1991 | 21158.72 | 64.68 |
| · e ⁻ and γ -ray irradiation, activation analysis, β - γ spectroscopy, radioisotopes production, and low temperature irradiation | Apr. 1961 | Mar. 1992 | 2157.44 | 6.59 |
| · Collaborative research programs | Apr. 1961 | Sep. 1993 | 74.00 | 0.23 |
| · Development of accelerator components | Apr. 1972 | Sep. 1993 | 2423.95 | 7.41 |
| · Reactor physics experiment | Jan. 1973 | Aug. 1978 | 218.93 | 0.67 |
| · Neutron diffraction | Apr. 1975 | Sep. 1985 | 1607.20 | 4.91 |
| · Development of neutron guide tube | Oct. 1985 | Sep. 1987 | 1227.70 | 3.75 |
| · Free electron laser experiment | Oct. 1986 | Mar. 1991 | 54.56 | 0.17 |
| · Slow positron beam experiment | Mar. 1987 | Sep. 1993 | 1135.01 | 3.47 |
| · Neutron radiography | Dec. 1987 | Sep. 1993 | 1123.48 | 3.43 |
| · Electron storage ring experiment | Apr. 1989 | Oct. 1993 | 1212.86 | 3.71 |
| · Fast positron beam experiment | Feb. 1990 | Sep. 1993 | 236.98 | 0.72 |
| · Gaseous effluent analysis | Mar. 1993 | Sep. 1993 | 84.11 | 0.26 |
| | | Sum | 32714.94 | 100.00 |

Table 4 Measurement conditions of γ -ray spectrum.

| | |
|----------------------------|---|
| · Detector | Ge semi-conductor detector GMX-25190-P (EG & G ORTEC) Relative efficiency 27.2 %, FWHM 1.72 keV |
| · Measurement time | 1×10^4 s or 5×10^4 s |
| · Shield | lead 10 cm + iron 5 cm + acrylic plate 1 cm |
| · Number of memory channel | 4096 ch (0.75 keV/ch) |

Table 5 Full-energy-peak efficiencies of the Ge detector obtained with the ^{152}Eu volume sources.

| γ -ray energy (keV) | Source No.1 | | | Source No.2 | | | Source No.3 | | | Averaged efficiency (%) |
|----------------------------|---|-----------------------------------|----------------|---|-----------------------------------|----------------|---|-----------------------------------|----------------|-------------------------|
| | $4\pi\gamma$ ($\gamma\text{ s}^{-1}$) | Counting rate (s^{-1}) | Efficiency (%) | $4\pi\gamma$ ($\gamma\text{ s}^{-1}$) | Counting rate (s^{-1}) | Efficiency (%) | $4\pi\gamma$ ($\gamma\text{ s}^{-1}$) | Counting rate (s^{-1}) | Efficiency (%) | |
| 121.8 | 2.580×10^3 | 10.1038 | 0.3916 | 2.533×10^3 | 9.9778 | 0.3939 | 2.556×10^3 | 9.9161 | 0.3880 | 0.3912 ± 0.0024 |
| 244.7 | 6.852×10^2 | 2.0474 | 0.2988 | 6.728×10^2 | 1.9730 | 0.2933 | 6.789×10^2 | 1.9863 | 0.2926 | 0.2949 ± 0.0028 |
| 344.3 | 2.410×10^3 | 5.5728 | 0.2312 | 2.367×10^3 | 5.4242 | 0.2292 | 2.388×10^3 | 5.4874 | 0.2298 | 0.2301 ± 0.0008 |
| 411.1 | 2.040×10^2 | 0.4024 | 0.1973 | 2.004×10^2 | 0.4103 | 0.2047 | 2.022×10^2 | 0.3945 | 0.1951 | 0.1990 ± 0.0041 |
| 444.0 | 2.817×10^2 | 0.5389 | 0.1913 | 2.767×10^2 | 0.5394 | 0.1949 | 2.791×10^2 | 0.5407 | 0.1937 | 0.1933 ± 0.0015 |
| 778.9 | 1.175×10^3 | 1.4569 | 0.1240 | 1.154×10^3 | 1.4419 | 0.1249 | 1.165×10^3 | 1.4526 | 0.1247 | 0.1245 ± 0.0004 |
| 867.4 | 3.842×10^2 | 0.4442 | 0.1156 | 3.773×10^2 | 0.4404 | 0.1167 | 3.807×10^2 | 0.4293 | 0.1128 | 0.1150 ± 0.0016 |
| 964.1 | 1.327×10^3 | 1.4102 | 0.1063 | 1.303×10^3 | 1.3969 | 0.1072 | 1.315×10^3 | 1.4153 | 0.1076 | 0.1070 ± 0.0005 |
| 1085.9 | 9.168×10^2 | 0.9274 | 0.1012 | 9.003×10^2 | 0.9208 | 0.1022 | 9.083×10^2 | 0.8988 | 0.0990 | 0.1008 ± 0.0013 |
| 1,112.1 | 1.232×10^3 | 1.2260 | 0.0995 | 1.210×10^3 | 1.1800 | 0.0975 | 1.221×10^3 | 1.1968 | 0.0980 | 0.0983 ± 0.0009 |
| 1,408.0 | 1.889×10^3 | 1.5598 | 0.0826 | 1.856×10^3 | 1.5271 | 0.0823 | 1.872×10^3 | 1.5302 | 0.0817 | 0.0822 ± 0.0004 |

Table 6 γ -ray emitters detected in the concrete samples and their production reactions and cross sections.

| Nuclide | Half life | Nuclear reaction | Cross section* (barn) | Abundance of target nuclide (%) |
|-------------------|-----------|---|--------------------------|------------------------------------|
| ^{22}Na | 2.60 y | $^{23}\text{Na}(\gamma, n)^{22}\text{Na}$ | 0.012 | 100 |
| | | $^{23}\text{Na}(n, 2n)^{22}\text{Na}$ | 0.016 (14.0MeV) | 100 |
| | | $^{24}\text{Mg}(\gamma, pn)^{22}\text{Na}$ | 0.024 | 79.0 |
| ^{54}Mn | 312.5 d | $^{55}\text{Mn}(\gamma, n)^{54}\text{Mn}$ | 0.010 | 100 |
| | | $^{55}\text{Mn}(n, 2n)^{54}\text{Mn}$ | 0.770 (14.0MeV) | 100 |
| | | $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ | 0.399 (14.0MeV) | 5.8 |
| | | $^{56}\text{Fe}(\gamma, pn)^{54}\text{Mn}$ | 0.020 | 91.7 |
| ^{60}Co | 5.27 y | $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$ | 32 (thermal) | 100 |
| ^{134}Cs | 2.05 y | $^{133}\text{Cs}(n, \gamma)^{134}\text{Cs}$ | 27 (thermal) | 100 |
| ^{152}Eu | 13.54 y | $^{151}\text{Eu}(n, \gamma)^{152}\text{Eu}$ | 5,935 (thermal) | 47.8 |
| ^{154}Eu | 8.59 y | $^{153}\text{Eu}(n, \gamma)^{154}\text{Eu}$ | 603 (thermal) | 52.2 |

* From reference [17].