JAERI-M
5578

# 核暴走事故時における被曝線量の測定
## (IAEA主催第3回国際相互比較実験への参加)

1974年3月

備後　一義・藤田　稔

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

この報告書は、日本原子力研究所がJAERI-Mレポートとして，不定期に刊行している研究報告書です．入手，複製などのお問合わせは，日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて，お申しこしください．

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

# 核暴走事故時における被曝線量の測定
## （ＩＡＥＡ主催第３回国際相互比較実験への参加）

日本原子力研究所東海研究所保健物理安全管理部
備後一義・藤田　稔

（１９７４年２月１日受理）

ＩＡＥＡ主催の第３回核事故時被曝線量測定器に関する相互比較実験が，１９７３年５月ユーゴスラビアVinčaのBoris Kidrič研究所で行なわれた。１３ケ国から参加した１８研究機関のそれぞれの測定器を，核事故を模擬した中性子・γ線の混合場で同一条件で照射し，中性子・γ線量および中性子流量の測定結果を比較し合った。重水減速タンク型試験炉を用いて，低高出力２回の照射実験がなされた。いずれの照射も，空間中（free air）および人体模型上に測定器を配置し，線量，流量を測定した。

我々の測定器の結果に基づき，入射中性子のエネルギースペクトルの速中性子成分は $\sqrt{E}\exp(-0.75E)$ によって，また中速中性子成分は $1/E^{1.1}$ によって表わすことができると推論した。空間中での中性子による軟組織kerma線量は，低・高出力２回の照射実験でそれぞれ１3.5，８０hecto erg／g，γ線線量は５０，２６３radであった。人体模型につけた測定器から評価された表面吸収線量（反跳粒子による）は，低・高出力照射でそれぞれ１７，１０６radであった。

我々が測定した線量，中性子流量の値と，他の研究機関が現地（Boris Kidrič研究所，Vinča）で予備的に発表した値とを比較し検討した。

# Dose and Fluence Measurements
## ( The Third IAEA Intercomparison of Nuclear Accident Dosimetry Systems at Vinča, Yugoslavia, May 1973 )

Kazuyoshi BINGO and Minoru FUJITA
Division of Health Physics and Safety, Tokai, JAERI
( Received February 1, 1974 )

The Third IAEA Intercomparison of Nuclear Accident Dosimetry Systems was conducted at Vinča, Yugoslavia, on 14~25 May, 1973. Teams from thirteen countries compared their nuclear accident dosimetry systems by simultaneously exposing dosimeters to a mixture of neutron and gamma radiation produced by a reactor at Vinča. The reactor was operated two times by changing the power. The JAERI team made measurements both in free air and on phantoms with nuclear accident dosimeters and personnel dosimeters.

The energy spectra for fast and intermediate neutrons were estimated to be $\sqrt{E}\exp(-0.75E)$ and $1/E^{1.1}$, respectively. The values obtained for neutron kerma of standard man tissue in free air were 13.5 and 80 hectoerg/g for the two operating conditions, respectively, and those of gamma ray dose were 50 and 263 rads, respectively. Surface absorbed doses of 17 and 106 rads due to heavy recoil particles were obtained for the phantom facing the reactor in the two irradiating conditions, respectively. The values of dose and neutron fluence estimated by us were compared with those reported by other teams.

# 目　　次

1. はじめに …… 1

2. 測定器，評価法 …… 1

3. 国際比較実験における線量評価 …… 8

4. 相互比較実験における測定結果の検討 …… 11

## Contents

1. Introduction

2. Dosimetry system in JAERI

3. Dose and fluence assessment at the third IAEA intercomparison experiment

4. Result and discussion

# 1. はじめに

これまで世界で起った臨界事故はきわめてまれであるが，臨界事故時に作業員があびる中性子線やγ線の線量は一般にかなり大きく，その作業員の生死にかかわることがあるので，世界各国は臨界事故時の線量の評価に多大の関心をよせている。現在，世界の多くの事業所では，この事故時の線量評価のため，事故用の測定器を開発し使用中である。

これらの測定器に要求される精度は当然かなり高く，測定器の校正が正しく行なわれていることが肝要である。測定器の指示値あるいは評価法が正しいかどうかをチェックする方法としては，各事業所が開発した事故用測定器を1ケ所に持ちより，同一の線源により同一の条件で照射し，得られた評価値を相互に比較し合う方法が最善である。平均値あるいは最頻値からあまりにもかけはなれた値が得られた場合は，その測定器，評価法を再吟味してみることが必要であろう。

ＩＡＥＡは，１９６８年末事故用被曝線量測定器の国際的な相互比較実験を企画し，多くの国々がこの実験に参加することとなった。１９７０年フランスにおいて第1回の比較実験が行なわれ，また１９７１年にはアメリカで第2回の比較実験が行なわれたが，我が国からの参加はなかった。次いで，１９７３年5月ユーゴスラビアにおいて第3回の比較実験が行なわれ，我が国から原研が参加した。参加国は付録に示されているように１３ケ国であった。

原研では，以前，中性子のエネルギー・スペクトルの形を固定して，中性子線量を評価する方式を採用していたが，[1] 最近，実際の中性子スペクトルに適合するように，スペクトルの形を規定するパラメータを2コ取り入れた新しい方法に変え，同時に測定器も改良した。その性能は原研4号炉（ＪＲＲ－4）からのfission neutron によってテストし良好な結果を得た。[2] しかし，ＪＲＲ－4の場合は中速中性子のflux density が小さいため，中速中性子については，改良型測定器の性能を十分にテストすることができなかった。今回のユーゴスラビアでの実験では，中速中性子成分が大きく，原研の事故用測定器の性能を十分に試すことができた。

本報告では，原研の事故用測定器の紹介と第3回国際比較実験における測定結果を述べる。

# 2. 測定器，評価法

ＩＡＥＡ主催第3回事故用測定器に関する国際相互比較実験には次の3つの測定器系を用いた。

1） 事故用測定器

2） 原研Ⅳ型フィルムバッジ

3） 熱ルミネッセンス線量計

最初に，これらの検出器系の特性および線量評価の方法について述べる。

# 1. はじめに

これまで世界で起った臨界事故はきわめてまれであるが，臨界事故時に作業員があびる中性子線やγ線の線量は一般にかなり大きく，その作業員の生死にかかわることがあるので，世界各国は臨界事故時の線量の評価に多大の関心をよせている。現在，世界の多くの事業所では，この事故時の線量評価のため，事故用の測定器を開発し使用中である。

これらの測定器に要求される精度は当然かなり高く，測定器の校正が正しく行なわれていることが肝要である。測定器の指示値あるいは評価法が正しいかどうかをチェックする方法としては，各事業所が開発した事故用測定器を1ケ所に持ちより，同一の線源により同一の条件で照射し，得られた評価値を相互に比較し合う方法が最善である。平均値あるいは最頻値からあまりにもかけはなれた値が得られた場合は，その測定器，評価法を再吟味してみることが必要であろう。

ＩＡＥＡは，１９６８年末事故用被曝線量測定器の国際的な相互比較実験を企画し，多くの国々がこの実験に参加することとなった。１９７０年フランスにおいて第1回の比較実験が行なわれ，また１９７１年にはアメリカで第2回の比較実験が行なわれたが，我が国からの参加はなかった。次いで，１９７３年5月ユーゴスラビアにおいて第3回の比較実験が行なわれ，我が国から原研が参加した。参加国は付録に示されているように１３ケ国であった。

原研では，以前，中性子のエネルギー・スペクトルの形を固定して，中性子線量を評価する方式を採用していたが，[1] 最近，実際の中性子スペクトルに適合するように，スペクトルの形を規定するパラメータを2コ取り入れた新しい方法に変え，同時に測定器も改良した。その性能は原研4号炉（ＪＲＲ−４）からのfission neutron によってテストし良好な結果を得た。[2] しかし，ＪＲＲ−4の場合は中速中性子のflux density が小さいため，中速中性子については，改良型測定器の性能を十分にテストすることができなかった。今回のユーゴスラビアでの実験では，中速中性子成分が大きく，原研の事故用測定器の性能を十分に試すことができた。

本報告では，原研の事故用測定器の紹介と第3回国際比較実験における測定結果を述べる。

# 2. 測定器，評価法

ＩＡＥＡ主催第3回事故用測定器に関する国際相互比較実験には次の3つの測定器系を用いた。

1） 事故用測定器

2） 原研Ⅳ型フィルムバッジ

3） 熱ルミネッセンス線量計

最初に，これらの検出器系の特性および線量評価の方法について述べる。

## 2.1 事故用測定器

事故用測定器は，$UO_2$または$ThO_2$をドープしたガラスでできた核分裂飛跡検出器と硫黄の円盤とから構成されていて，中性子線量の測定に用いられる。これらの検出器の形状，組成などをTable 1に示す。核分裂飛跡検出器中のUまたはThの核分裂の断面積および硫黄の放射化断面積は，入射中性子のエネルギーによって変化するため，核分裂の発生数および燐の放射能は入射中性子のエネルギーに左右される。さらに，中性子単位流量当りの線量（ラド，レム）もまたエネルギーに依存するから，エネルギースペクトルを求めることが線量評価上是非必要となる。ここでは中性子のエネルギースペクトルを，次の三つの成分に分割して表わせるものと仮定する。

1）速中性子

$$\frac{d\phi_f(a,E)}{dE} = \frac{2}{\sqrt{\pi}}\sqrt{a^3E}\ \exp(-aE), \qquad (1)^*$$

2）中速中性子（$5\times10^{-7}$ ～1MeV）

$$\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE} = \frac{1}{I(n)}E^n, \qquad (2)^*$$

3）熱中性子（$5\times10^{-7}$ MeV以下）

Maxwell 分布 (3)

ここで，aおよびnをエネルギースペクトルのパラメータとし，a，nを変えることにより，実際のスペクトルに合うようにする。I(n)は，中速中性子のスペクトルを規格化するための係数である。(1)式で表わされる速中性子の平均エネルギーは3／2a MeVであり，パラメータaが大きいほど平均エネルギーが小さい。なお，非減速核分裂中性子の場合のスペクトルはa＝0.775にほぼ等しい。[3] 中速中性子の場合n＝－1とおけば通常の1／E分布になる。

エネルギースペクトルのパラメータa，nと入射中性子流量は，Table 1に示されている検出器の飛跡数と放射能を測定することによって決定することができる。また，a，nと中性子流量が求まれば線量の計算も可能である。以下それらの手順について述べる。

### 2.1.1 速中性子の評価

速中性子成分の評価にはThをドープしたガラス製核分裂飛跡検出器（以下Th検出器）と硫黄円盤を用いる。Th検出器の単位面積当りの飛跡数，$T(a, {}^{232}Th)$および硫黄円盤の放射能の計数率，$T(a, S)$は次の式で与えられる。

$$T(a, {}^{232}Th) = N_f\cdot\alpha({}^{232}Th)\int_0^\infty \frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{{}^{232}Th}(E)\,dE$$

$$\equiv N_f\cdot\alpha({}^{232}Th)\cdot\sigma_{eff}(a, {}^{232}Th), \qquad (4)$$

---

* (1)式の$d\phi_f/dE$は文献2）では$\phi_f$と表わしてある。本報告の$d\phi_f/dE$はICRU Report 13の方式に従ったものである。(2)式の$d\phi_{in}/dE$も同様。

$$T(a,S)=N_f\cdot\alpha(S)\int_0^\infty \frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_S(E)\,dE$$

$$\equiv N_f\cdot\alpha(S)\cdot\sigma_{eff}(a,S)\quad, \tag{5}$$

ここで$N_f$は入射速中性子流量，$\alpha(^{232}Th)$および$\alpha(S)$はそれぞれThおよび硫黄検出器の感度（tracks/cm$^2$ per fluence・barn または cpm per fluence・barn），$\sigma_{^{232}Th}(E)$および$\sigma_S(E)$はそれぞれ$^{232}Th$の核分裂断面積およびS（n，p）$^{32}P$反応の断面積である。$\sigma_{eff}(a,^{232}Th)$および$\sigma_{eff}(a,S)$は中性子のエネルギースペクトルが$\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}$であるときの$^{232}Th$および硫黄の実効断面積である。$T(a,^{232}Th)$と$T(a,S)$の比をとると

$$\frac{T(a,^{232}Th)}{T(a,S)}=\frac{N_f\cdot\alpha(^{232}Th)\cdot\sigma_{eff}(a,^{232}Th)}{N_f\cdot\alpha(S)\cdot\sigma_{eff}(a,S)}$$

$$=\frac{\alpha(^{232}Th)\cdot\sigma_{eff}(a,^{232}Th)}{\alpha(S)\cdot\sigma_{eff}(a,S)}\quad, \tag{6}$$

となる。この式を変換すると次の関係式が成立つ。

$$\frac{\sigma_{eff}(a,^{232}Th)}{\sigma_{eff}(a,S)}=\frac{T(a,^{232}Th)\cdot\alpha(S)}{T(a,S)\cdot\alpha(^{232}Th)} \tag{7}$$

$\alpha(^{232}Th)$，$\alpha(S)$はエネルギースペクトル既知の中性子線源または加速器からの単色中性子線で照射した試料から，あらかじめ求めることができる。そして，$T(a,^{232}Th)$，$T(a,S)$は検出器の測定器の測定結果であるから，Th検出器と硫黄検出器の実効断面積の比は(7)式から求めることができる。一方$\sigma_{eff}(a,^{232}Th)$は，

$$\sigma_{eff}(a,^{232}Th)\equiv\int_0^\infty \frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{^{232}Th}(E)\,dE\quad, \tag{8}$$

であるから，数値積分で簡単に計算できる。$\sigma_{eff}(a,S)$も同様である。この計算結果は，パラメータaを横軸にとりFig.1に示されている。Fig.1には$^{235}U$，$^{238}U$，$^{237}N_p$などの実効断面積もあわせ示した。各検出器の実効断面積の比とエネルギースペクトルのパラメータaとの関係をFig.2に示す。$\sigma_{eff}(a,^{232}Th)/\sigma_{eff}(a,S)$を(7)式の右辺から求めた結果が，たとえば，1.2である場合はaは0.85である。このように(7)式の右辺に実験値を入れることによって，パラメータaを求めることができる。パラメータaが決まればFig.1から各検出器の実効断面積を求めることができる。実効断面積が決まれば，(4)または(5)式から速中性子流量を求めることができる。即ち，

$$N_f=\frac{T(a,^{232}Th)}{\alpha(^{232}Th)\ \sigma_{eff}(a,^{232}Th)}\quad, \tag{9}$$

$$N_f=\frac{T(a,S)}{\alpha(S)\ \sigma_{eff}(a,S)}\quad. \tag{10}$$

中性子のエネルギースペクトルが $\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}$ であるときの中性子単位流量当りの線量を求めFig.3 に示した。Fig.3 で示されているNo.57 はAuxierらが計算した300mmφ×500mm の円筒形ファントームの57番エレメントにおける線量を表わす。[4] 速中性子による線量は，さきに得られたパラメータaに対応する中性子単位流量当りの線量をFig.3 から求め，$N_f$ を掛ければ求まる。

2.1.2 熱中性子および中速中性子の評価

熱中性子および中速中性子の評価には，Fig.4 に示されているように，天然ウランおよび微濃縮ウラン入りガラス製核分裂飛跡検出器を4個用いる。天然ウラン入りガラスを全面Cdフィルタで包んだ検出器をNU(Cd−Cd) と名付ける。中性子入射面をSn フィルタ，人体（またはファントーム）面をCd フィルタで覆った検出器をNU(Sn−Cd)，中性子入射面をCd フィルタ，人体側をSn フィルタで覆った検出器をNU(Cd−Sn) と呼ぶ。微濃縮ウラン入りガラスの全面をCd フィルタで覆った検出器をEU(Cd−Cd) と呼ぶ。

NU(Sn−Cd) は入射面がSn フィルタであるから，熱中性子は飛跡検出器に入いることができるが，NU(Cd−Cd)には入いることができない。この二つの検出器の単位面積当りの飛跡数の差から，前面からの直接入射熱中性子流量を求めることができる。*

EU(Cd−Cd)とNU(Cd−Cd)は速中性子と中速中性子の両者に反応するが，$^{235}U$と$^{238}U$の速中性子に対する核分裂断面積は同じorder であり，EU(Cd−Cd)の$^{235}U$ の濃縮度は，Table 1 に示されているように僅か1.45% であり，$^{238}U$ の含有量は両者ほぼ等しいので，EU(Cd−Cd)の速中性子に対する感度はNU(Cd−Cd)のそれとほぼ等しい（ただし，$^{235}U$の速中性子核分裂断面積は$^{238}U$ の断面積より若干大きいのでEU(Cd−Cd)の方が速中性子線に対する感度がわずかだが良い）。EU(Cd−Cd)とNU(Cd−Cd)の中速中性子に対する感度は異るため，両者の飛跡数の差は，中速中性子流量に比例する。ここから中速中性子流量に関する一つの情報が得られる。

人体（またはファントーム）に入った中性子が減速され熱中性子となって再び体外にでてくることが知られている。[5] その割合はかなり大きい。NU(Cd−Sn)とNU(Cd−Cd)との飛跡数の差は，体外にでてきた熱中性子の数に比例する。入射時に熱中性子と速中性子であったものの，両検出器の飛跡数の差に対する寄与分は，熱中性子・速中性子流量および速中性子のエネルギースペクトルが既知であるから評価できる。残余の飛跡数は，入射時中速中性子であったものの寄与分である。これから，もう一つの中速中性子に対する情報が得られる。上記二つの情報からパラメータnを求め，ついで，中速中性子流量を求める。

以上，パラメータn，中速中性子流量および熱中性子流量の求め方の概要を述べたが，以下，パラメータa，速中性子流量の場合と同様，数式を使って厳密に説明を加える。

NU(Cd−Cd)，NU(Cd−Sn)，NU(Sn−Cd)，EU(Cd−Cd)各検出器の単位面積当りの飛跡数を，それぞれ$T_1$，$T_2$，$T_3$，$T_4$ とすると，次の式が成立する。

---

* 後方から散乱して検出器に入る熱中性子を問題にしなければならない場合，例えばfree air の場合の熱中性子流量を問題にする場合には，NU(Cd−Sn)とNU(Cd−Cd)の飛跡数の差から後方からの熱中性子を求めることができる。（本報告，Ⅳ章参照）

$$T_1 = \alpha(NU)\{0.0072[N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE$$

$$+N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE+RT]$$

$$+0.9928N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{238_U}(E)dE\} \tag{11}$$

$$T_2 = \alpha(NU)\{0.0072[N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE$$

$$+N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE+N_{th}R(th)\sigma_{235_U}(th)$$

$$+N_{in}\sigma_{235_U}(th)\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}R(E)dE$$

$$+N_f\sigma_{235_U}(th)\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}R(E)dE+RT]$$

$$+0.9928N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{238_U}(E)dE\}\ , \tag{12}$$

$$T_3 = \alpha(NU)\{0.0072[N_{th}\sigma_{235_U}(th)+N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE$$

$$+N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE+RT]$$

$$+0.9928\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{238_U}(E)dE\}\ , \tag{13}$$

$$T_4 = \alpha(EU)\{0.0145[N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE$$

$$+N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{235_U}(E)dE+RT]$$

$$+0.9855N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\sigma_{238_U}(E)dE\ , \tag{14}$$

ここで，$\alpha(NU)$，$\alpha(EU)$はそれぞれ天然ウラン，微濃縮ウラン入りガラス製核分裂飛跡検出器の中性子単位流量，単位核分裂断面積当りの感度である。$N_{th}$，$N_{in}$はそれぞれ，熱中性子流量，中速中性子流量である。$\sigma_{235_U}(E)$，$\sigma_{238_U}(E)$は$^{235}U$，$^{238}U$の核分裂断面積である。

$\sigma_{235_U}(th)$は $^{235}U$ の熱中性子に対する核分裂断面積である。R(E)はエネルギーがE MeVである入射中性子が人体内で減速され熱中性子となって表面に再びでてくる割合である。$\alpha$(NU)RT, $\alpha$(EU)RT は人体によって減速された中性子(0.5ev以上)による飛跡数である。

直接入射熱中性子流量は，NU(Sn−Cd)，NU(Cd−Cd)の飛跡数の差から求める。すなわち，

$$T_3 - T_1 = 0.0072\alpha(NU)\sigma_{235_U}(th)\ N_{th} \tag{15}$$

であるから，熱中性子流量は

$$N_{th} = \frac{T_3 - T_1}{0.0072\alpha(NU)\sigma_{235_U}(th)} \quad , \tag{16}$$

から求めることができる。なお$\alpha$(NU)はスペクトルと流量とが既知である中性子源を使って校正することができる。

中速中性子流量・線量を評価するため，最初パラメータnを推定する。NU(Cd−Sn)，NU(Cd−Cd)二つの検出器の飛跡数の差を取ると，次の関係が得られる。

$$\begin{aligned} T_1 - T_2 = 0.0072\alpha(NU)\sigma_{235_U}(th)\Big[ & N_{in}R(th) \\ & + N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}R(E)dE \\ & + N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}R(E)dE\Big] \quad . \end{aligned} \tag{17}$$

$N_{th}$，$N_f$，$\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}$ はすでに述べた方法で評価でき，既知である。また，$\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}\times R(E)dE$はR(E)に実験値を入れ容易に計算できる。この計算結果を，パラメータaを横軸にとり Fig.5 に示した。この結果(17)式の右辺で未知なのは第2項だけである。第2項をとりだし整理すると，

$$\begin{aligned} & 0.0072\alpha(NU)\sigma_{235_U}(th)\ N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}R(E)dE \\ & = T_2 - T_1 - 0.0072\alpha(NU)\sigma_{235_U}(th)\Big[N_{th}R(th) \\ & + N_f\int_0^{\infty}\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}R(E)dE \\ & \equiv T(n,R_{eff}) \quad , \end{aligned} \tag{18}$$

となる。$T(n,R_{eff})$は入射中速中性子が人体内で散乱をくり返し熱中性子となって再び人体表面にでてきて検出器NU(Cd−Sn)内につくる単位面積当りの飛跡数である。

本来，上記の説明のように，EU(Cd−Cd)，NU(Cd−Cd) 二つの検出器の飛跡数から，直接入射中速中性子流量についての情報を得る予定であったが，製作した二つの検出器のウラウム含有量に差がみられ（Table 1参照），α(NU)とα(EU)とが等しくないので飛跡数の差から中速中性子流量についての情報を得ることが厄介になる。このため，NU(Cd−Cd)のみから求める。$T_1$ から

$$0.0072\alpha(NU)\ N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}\sigma_{^{235}U}(E)dE$$

$$\equiv T(n,{}^{235}U)$$

$$= T_1 - 0.0072\alpha(NU)N_f\ \sigma_{eff}(a,{}^{235}U) - 0.0072\alpha(NU)RT$$

$$-0.9928\alpha(NU)N_f\ \sigma_{eff}(a,{}^{238}U)\quad , \tag{19}$$

ここで $\sigma_{eff}(a,{}^{235}U)$，$\sigma_{eff}(a,{}^{238}U)$ はエネルギースペクトルが $\frac{d\phi_f(a,E)}{dE}$ であるときの $^{235}U$ および $^{238}U$ の実効核分裂断面積である。これらの値はFig.1 に示されている。パラメータaは評価を予め済ませておけば，(19)式の右辺での未知量は α(NU)RT のみであるが，他の2項に比べ小さいので無視する。

$T(n,R_{eff})$ と $T(n,{}^{235}U)$ との比をとると

$$\frac{T(n,R_{eff})}{T(n,{}^{235}U)} = \frac{0.0072\alpha(NU)\sigma_{^{235}U}N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}R(E)dE}{0.0072\alpha(NU)N_{in}\int_{5\times10^{-7}}^{1}\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}\sigma_{^{235}U}(E)dE}$$

$$\equiv \frac{\sigma_{^{235}U}(th)R_{eff}(n)}{\sigma_{eff}(n,{}^{235}U)} \tag{20}$$

ここで $R_{eff}(n)$ はエネルギースペクトルが $\frac{d\phi_{in}(n,E)}{dE}$ である中速中性子が熱中性子となって体外表面に再びでてくる実効的な割合である。そして $\sigma_{^{235}U}(n,{}^{235}U)$ は $^{235}U$ の実効核分裂断面積である。これらの値はパラメータnを横軸にとりFig.6 に示した。また，比 $\sigma_{^{235}U}(th)R_{eff}(n)/\sigma_{eff}(n,{}^{235}U)$ はFig.7 に示した。(20)式の左辺に実験値を入れ，$\sigma_{^{235}U}(th)R_{eff}(n)/\sigma_{eff}(n,{}^{235}U)$ の比を求め，対応するパラメータnをFig.7 から求める。パラメータnに対応する実効断面積などはFig.6から読みとることができるから，その値を(18)，(19)式に代入して，中速中性子流量 $N_{in}$ を求めることができる。また，パラメータnに対応する中速中性子単位流量当りの線量をFig.8 から求める。この値を $N_{in}$ に掛けて中速中性子による線量が求まる。

以上に述べた評価手順に従って，速中性子，熱中性子，中速中性子の流量・線量が測定できる。

## 2.2 原研4型フイルムバッジおよび熱ルミネッセンス線量計

職員の外部被曝線量の測定のために使用されている原研4型フィルムバッジの下部には，

Fig.9 に示されているように，事故時の線量測定用として，硫黄錠剤，金箔，ガラス線量計が挿入されている。硫黄錠剤の重さは0.5gである。金箔は1cm 平方で250mgの重さがあり，4枚1組として用いる。1枚は裸のままであり，残りの3枚は，入射面から順に，Au,Cd,Au,Cd,Auとサンドイッチ状に配列されている。ガラス線量計の1個はCd フィルタで包まれ，他の1個はSn フィルタで包まれている。

$^{32}$P放射能を測定する際には，自己吸収をなくして感度をあげるために，硫黄錠剤を試料皿内で焼却する。この焼却の過程で，$^{32}$Pがほとんど飛散しないことが実験的に確められている。[6] 事故用検出器を用いない時は，速中性子のエネルギースペクトルとしては，パラメータaを0.775 と仮定する。このスペクトルは，非減速核分裂中性子のスペクトルのよい近似である。実効断面積および速中性子単位流量当りの線量をa=0.775に対応する値としてFig.1とFig.3からそれぞれ読みとり，速中性子流量・線量を評価する。中速中性子流量・線量は，サンドイッチされた真中の金箔から評価する。このときエネルギースペクトルは1/E 分布を仮定する。熱中性子流量・線量は，一番前の金箔と真中の金箔の放射能の差から評価する。残り2枚の金箔は人体表面に再びでてくる熱中性子の量などの補助的な情報を得るために用いられる。

γ線用フィルムは，高・中・低感度フィルム3枚が1組として包装されていて，事故時には主に低感度フィルムが用いられる。γ線用フィルムからF−1，F−2（SnとCd フィルタ）を利用して熱中性子線量およびγ線量を評価する。速中性子用フィルムは，γ線量が多い場合，フィルムが黒化して反跳陽子の飛跡を計数することが困難となり，事故に際しては一般に速中性子線量の評価をこのフィルムで行なうことが不可能となる。

2個のガラス線量計は，γ線用フィルムと同様，熱中性子線量とγ線量の評価に使用する。

今回の実験に使用した熱ルミネッセンス線量計は，テレダイン社製の $^{6}$LiF-teflon，$^{7}$LiF-teflon である。この2枚を対にして用い，熱中性子線量・γ線量を評価する。

## 3. 国際比較実験における線量評価

IAEA主催の第3回国際比較実験は，1973年5月ユーゴスラビアのBoris Kidrič研究所で開催され，参加したのは13ケ国18研究機関であった。

### 3.1 照射設備照射方法

比較実験に使用された照射装置は，天然ウランまたは4%濃縮ウラン燃料棒を半径1.2mの円筒容器内に配列し，約1.8mの高さまで重水を注入することによって臨界に達する重水減速型原子炉である。原子炉の側面から3m（中心から4.2m）の同一円周上において，参加各研究機関の検出器を照射し，その中性子流量・線量，γ線線量を測定評価し，比較し合うことで，各研究機関の測定器の性能・評価法の相互比較がなされた。空間線量を測定する場合は，検出器を空中につるしたプラスチックの薄膜に貼付して，いわゆるfree airの状態で照射した。個人被曝線量評価用検出器は，ファントームまたは水を入れたポリビンの表面に装着して照射された。5月16日には，出力約1kw で30分間，計590W・hの照射が行なわれ，5月19

Fig.9 に示されているように，事故時の線量測定用として，硫黄錠剤，金箔，ガラス線量計が挿入されている。硫黄錠剤の重さは0.5gである。金箔は1cm平方で250mgの重さがあり，4枚1組として用いる。1枚は裸のままであり，残りの3枚は，入射面から順に，Au,Cd,Au,Cd,Auとサンドイッチ状に配列されている。ガラス線量計の1個はCdフィルタで包まれ，他の1個はSnフィルタで包まれている。

$^{32}$P放射能を測定する際には，自己吸収をなくして感度をあげるために，硫黄錠剤を試料皿内で焼却する。この焼却の過程で，$^{32}$Pがほとんど飛散しないことが実験的に確められている[6]。事故用検出器を用いない時は，速中性子のエネルギースペクトルとしては，パラメータaを0.775と仮定する。このスペクトルは，非減速核分裂中性子のスペクトルのよい近似である。実効断面積および速中性子単位流量当りの線量をa＝0.775に対応する値としてFig.1とFig.3からそれぞれ読みとり，速中性子流量・線量を評価する。中速中性子流量・線量は，サンドイッチされた真中の金箔から評価する。このときエネルギースペクトルは1／E分布を仮定する。熱中性子流量・線量は，一番前の金箔と真中の金箔の放射能の差から評価する。残り2枚の金箔は人体表面に再びでてくる熱中性子の量などの補助的な情報を得るために用いられる。

γ線用フィルムは，高・中・低感度フィルム3枚が1組として包装されていて，事故時には主に低感度フィルムが用いられる。γ線用フィルムからF−1，F−2（SnとCdフィルタ）を利用して熱中性子線量およびγ線量を評価する。速中性子用フィルムは，γ線量が多い場合，フィルムが黒化して反跳陽子の飛跡を計数することが困難となり，事故に際しては一般に速中性子線量の評価をこのフィルムで行なうことが不可能となる。

2個のガラス線量計は，γ線用フィルムと同様，熱中性子線量とγ線量の評価に使用する。

今回の実験に使用した熱ルミネッセンス線量計は，テレダイン社製の$^{6}$LiF-teflon，$^{7}$LiF-teflonである。この2枚を対にして用い，熱中性子線量・γ線量を評価する。

## 3. 国際比較実験における線量評価

IAEA主催の第3回国際比較実験は，1973年5月ユーゴスラビアのBoris Kidrič研究所で開催され，参加したのは13ケ国18研究機関であった。

### 3.1 照射設備照射方法

比較実験に使用された照射装置は，天然ウランまたは4％濃縮ウラン燃料棒を半径1.2mの円筒容器内に配列し，約1.8mの高さまで重水を注入することによって臨界に達する重水減速型原子炉である。原子炉の側面から3m（中心から4.2m）の同一円周上において，参加各研究機関の検出器を照射し，その中性子流量・線量，γ線線量を測定評価し，比較し合うことで，各研究機関の測定器の性能・評価法の相互比較がなされた。空間線量を測定する場合は，検出器を空中につるしたプラスチックの薄膜に貼付して，いわゆるfree airの状態で照射した。個人被曝線量評価用検出器は，ファントームまたは水を入れたポリビンの表面に装着して照射された。5月16日には，出力約1kwで30分間，計590W・hの照射が行なわれ，5月19

日には，出力約6kWで25分間，計3000W・hの照射が行なわれた。Fig.10に炉の運転状態を示した（Boris Kidrič研究所資料）。横軸は経過時刻であり，縦軸は出力上昇・下向にもともなうγ線空間線量率の変化を示す。図からわかるようにγ線放出は，原子炉を停止した後も直ちに低下しないので約30分経過後に検出器を回収した。

### 3.2 検出器の測定・校正

この比較実験において原研が使用した検出器は，すでに述べたように，事故用線量測定器，原研4型フィルムバッジ（ガラス線量計，金箔，硫黄を含む），熱ルミネッセンス線量計である。これらの検出器の使用状況をTable 2に示した。事故用測定器の一部は，現地で直ちに測定評価されたが，その個数についてもTable 2に括弧内に示した。フィルムバッジ，熱ルミネッセンス線量計については，日常業務で使用している大型の測定装置を輸送することが困難なので，現地での評価を行なわなかった。

核分裂飛跡検出器をエッチングするのに，50℃に保ったNaOH溶液（20weight percent）を用いた。エッチング時間は，$ThO_2$入り，$UO_2$入りガラスとも10分間である。飛跡検出器の感度α（NU），α（EU），α（Th）を決定するために，Pu−Beで標準照射した検出器を各々3個を，実験に使用した飛跡検出器と同時にエッチングした。5月16日，19日と現地で2回，帰国後1回，計3回のエッチングを行なった。エッチングによって拡大された飛跡の計数には，顕微鏡を用いた。計数のためのスキャンニング面積としては，飛跡数が100を越えるように選んだ。

硫黄円盤の放射能測定は，現地においては，主催者研究所から借用した測定装置で行なった。この測定装置を用いたときの硫黄円盤からの放射能の校正のために，Pu−Be（1Ci）で照射した。同型同重の校正用硫黄円盤を3個用意し，これからα(S)を求めた。帰国後の放射能の測定には，通常業務に用いている測定装置を用いた。これらの測定器は，すでに校正されているので再校正は行なわなかった。ただし，現地で使用した校正用硫黄円盤も測定し，校正値のチェックは行なった。照射から帰国後の測定までに2週間以上経過したので減衰の補正を行なった。

フィルムバッジ，ガラス線量計についてはまとめて別に発表する予定なので，ここでは述べない。

### 3.3 中性子流量・線量，γ線量の測定，相互比較

5月24日，現地で迅速に測定評価した中性子流量・線量を発表し合い，相互比較を行なった。これを一覧表としたのが，Table 3，4である。Table 3はfree air状態で照射された検出器から評価した結果である。Table 4はPhantomに付けて照射した被曝線量測定器による結果である。原研は参加者が1名であったことと，検出器の評価に必要な測定機器を一部，主催研究所から借用したなどの点で，中性子流量の評価の一部が可能であったので，その値だけを発表した。Table 3，4で示されているように，他にも一部分のみ発表している研究機関があった。Table 3の0.4eV，1keV，0.75MeV，1.5MeV，2.5MeVはそれぞれCadmium cut off energy，$^{239}Pu$（$^{10}B$で遮蔽），$^{237}Np$，$^{238}U$，$^{32}S(n,p)^{32}P$のthresh-

old energyである。そしてそれ以上のエネルギーを持つ中性子の流量を，その欄は示している。Cadmium cut off energy については，原研は0.5eV，Harwell では0.12eVを採用しているが，この表では0.4eV で代表している。他のThreshold energyについても各研究機関によって少し違っているが，この比較実験ではTable 3 の値で代表した。中性子流量については，原研では，$N_{th}$，$N_{in}$，$N_f$ という三成分に分けて評価していることと，$^{239}Pu$，$^{237}Np$を用いていないという二つの理由から，$N_{th}$，0.4eV（$N_{in}+N_f$），1.5MeV（$^{238}U$，$N_f$の一部），2.5MeV（S，$N_f$の一部）の値だけを発表する予定であったが，parameter nを評価することができなかったので$N_{th}$，1.5eV，2.5MeV の値だけを発表した。このため，中速中性子成分の全線量に対する寄与分がわからないので，線量値については，一部しか発表しなかった。中性子線量の欄でRecoilは中性子による反跳荷電粒子による被曝線量を表わしている。

帰国後，全検出器について測定したが，その測定値をTable 5 に示した。飛跡検出器についてはエッチングを3回に分けて行なったので，その区別をA，B，C で示した。現地では，借用した設備でエッチングを行なったため，エッチングの温度，時間の管理を十分に行なえなかった。そのため，飛跡検出器の感度が一定ではない。その値についてもA，B，Cに分けて示してある。硫黄については，同じ測定器で再測定し，減衰の補正を行なったので，感度$\alpha$(S)は同じ値である。

Table 5 の測定値と感度を用いて，前章に記述した評価法に従って流量・線量を評価した。これらの評価の結果をTable 6 に示した。速中性子成分のパラメータaについてみると，free airでは約0.75，ファントームの入射面では0.7～0.8の間に分布するが，おおよそ0.76 であり，ほぼ減速のない核分裂中性子のスペクトルと等しいことがわかる。しかし，ファントーム背面につけた検出器から得られた値は0.88～1.04 の間に分布し，かなり減速し平均エネルギーが低くなっていると評価された。中速中性子のパラメータnは，ファントームの入射面につけた検出器から得られた値は－1.1である。この値をfree air状態でも用いて，中速中性子流量を評価した。ファントーム背面につけた検出器から求めたT（n，$R_{eff}$）／T(n，$^{235}U$)の比が小さいためにFig.7 からパラメータnを求めることができなかった（例外5月19日照射，Bomab Phantom Back）。このため，この場合もn＝－1.1を仮定して中速中性子流量と線量を求めた。

Table 6 の線量を表わす行で，Kerma dose，absorbed dose（No.57 element，Capture gamma ray dose ＋ Recoil）はrad単位であり，Dose Equivalent(No.57 element)はrem単位である。最下位行の$\gamma$線線量は，熱ルミネッセンス線量計から測定された値である。ファントームに付けて照射した熱ルミネッセンス線量計の値はCapture gamma ray doseの体外へのはねかえりを含んでいる。

# 4. 相互比較実験における測定結果の検討

参加各研究機関との比較が容易にできるように，前章のTable 6 をTable 3，4 の様式に従って整理するとTable 7 のようになる。2個の検出器系を用いた場合はその平均値で示した。まず，Table 3.a,b，の原研の現地での値を比較すると，1.5MeVおよび2.5MeV以上のエネルギーをもつ中性子の流量，Kerma線量については良く一致していることがわかる。しかし，熱中性子流量については大きな差がある。これはNU(Sn−Cd)とNU(Cd−Cd)の飛跡数の差から，前面からの直接入射熱中性子流量のみを評価したためである。すなわち，NU(Sn−Cd)の裏面がCd で被覆されているので散乱熱中性子が検出器の後から入射しないことが一つの原因である。この背後からの熱中性子についてはNU(Cd−Sn)とNU(Cd−Cd)の飛跡数の差から評価することが必要である。この実験の場合，前面から入射する熱中性子を1とすると，背面からの入射量は0.3〜0.4と非常に多かった。この補正を行なうと現地でのpreliminaryな評価と帰国後の評価との差がかなり少なくなる。熱中性子による飛跡数が多く飛跡の重ね合いがかなり多く，また現地では迅速をモットーとして計数したので，計数が必ずしも正確でなかったことがもう一つの原因である。

各研究機関の現地での報告値と原研の帰国後の測定評価値とを比較するために，全報告値の平均をとり，平均値からのズレ((報告値−平均値)／平均値)の百分率を横軸にとり，5%キザミに研究機関数を縦軸にして示したのがFig.11である。原研の評価値(×印)は，平均値に近い良い結果であることがわかる。しかし，ファントームに付けた熱ルミネッセンス線量計によって評価されたγ線量(Table 7 参照)はTable 4 に示されている他の研究機関の値より大きい。ファントームに付けた場合Neutron Capture gamma ray の体表面へのはね返りがあるため，実際の入射γ線による線量よりも大きい値を与えることになる。円筒型ファントームのNo.57 element は表面であるからこの部位でのCapture gamma ray と等しいγ線が人体表面にはね返るものとして，熱ルミネッセンス線量計による線量を補正すると，平均値に近くなる。

今回の比較実験での中性子のエネルギースペクトルを5月19日の照射について図示したのがFig.12である。この図からわかるように，Valduc Nuclear Center(フランス)における第1回実験[7]，Oak Ridge National Laboratory(アメリカ)における第2回実験[8]のスペクトルとは異なり，中速中性子成分の割合が非常に大きい。この中速中性子成分のスペクトルを正確に測定することが肝要だが，我々の推定結果は$1/E^{1.1}$ 分布である。他の研究機関がどのように評価したか正式発表を待ちたい。

ファントーム背面につけた検出器からは，パラメータnを決定できなかったのであるが，これについての解明が必要である。一つの可能性として，ファントームによる減衰と散乱，床・壁面による散乱によって$^{235}U$ のResonance 領域のエネルギーをもつ中性子が生じたためにNU(Cd−Cd)の飛跡数が多くなったとも考えられるが確証はない。

エネルギースペクトルを推定し，中性子流量・線量を測定評価する原研の事故用線量測定器は，Fig.11に示されているように，国際的な比較に充分耐え得るものであることが今回の第

3回比較実験において確認できた。これは今実験での最大の収獲であった。また各研究機関との情報の交換ができたことも大きなmeritであった。

## 謝　　辞

ＩＡＥＡ主催の第３回核事故時被曝線量測定器に関する相互比較実験に参加する機会を授与下さいました日本原子力研究所当局およびＩＡＥＡに感謝致します。比較実験期間中，測定装置の貸与などの便宜供与をなされましたユーゴスラビアBoris Kidrič 研究所に感謝致します。また，帰国後放射能測定フィルムの現像・測定に関与されました保健物理安全管理部線量計測課の方々に感謝致します。

事故用線量測定器の開発に関し御指導下さいました保健物理安全管理部長宮永一郎博士，線量計測課長立田初己博士，副主任研究員沼宮内弼雄氏に感謝致します。

## Reference

1) C. Saito & K.Bingo ; JAERI−memo 3323(1968),(in Japanese).
2) K.Bingo, T.Numakunai & M.Fujita ; JAERI−1229(1973).
3) L.Cranberg, G.Frye, N.Nereson & L.Rosen ; Phys. Rev.103,632(1956).
4) J.A.Auxier, W.S.Snyder and T.D.Jones ; "Radiation Dosimetry" edited by Attix, F.H.and Roesch, W.C.vol.1, 275−315(1968).
5) H.Tatsuta, H.Ryufuku & T.Shirotani ; J.Atomic Energy Soc. Japan 9, 700(1967),(in Japanese).
6) M.Fujita, J.Akaishi & H.Yamamoto ; Radioisotopes 9,102(1960), (in Japanese).
7) M.Bricka ; private communication.
8) F.Haywood ; CONF721203−10(1972).

Table 1 Specification of neutron detectors

| Detector | Weight or Weight percent | Number of Detectors | Symbol |
|---|---|---|---|
| Sulfur disc | 20 g | 1 | S |
| $ThO_2$ doped glass | 28.6% | 2 | Th |
| $UO_2$ doped glass (natural) | 10 % | 3 | NU(Sn−Cd)*<br>NU(Cd−Cd)*<br>NU(Cd−Sn)* |
| $UO_2$ doped glass (enriched) $^{235}U$=1.45% | 9.09% | 4 | EU(Cd−Cd)* |

* See Figure 4.

Table 2 Number of detectors used for the third IAEA intercomparison of nuclear accident dosimetry systems

| Data | Condition | | Nuclear Accident Dosimeter | Film Badge | TLD |
|---|---|---|---|---|---|
| May 16 | Free air | | 2 (1)* | 2 | 2 |
| | Bottle Phantom | | 2 (1) | 2 | 2 |
| | | | 1 | 1 | 2 |
| May 19 | Free air | | 2 (1) | 2 | 2 |
| | Bottle Phantom | Front | 1 (1) | 1 | 2 |
| | | Back | 1 | 1 | 2 |
| | Bomab Phantom | Front | 2 (1) | 1 | 2 |
| | | Back | 2 (1) | 1 | 2 |

* Figures in parentheses show the number of detectors estimated at Vinča.

Table 3.a Fluences and doses estimated with area dosimeter(free air)-First irradiation(May 16)

| Study Group | Type of Detector | | Neutron Fluence($\times 10^{10}$ n/cm$^2$) | | | | | | Kerma | Neutron Dose(rad) | | Gamma Dose (rad) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | Neutron | Gamma | Thermal | >0.4eV | >1KeV | >0.75MeV | >1.5MeV | >2.5MeV | (hectoerg/g) | Recoil | H(n,γ)D | |
| A | TLD | TLD | 3.4 | | | | | | | | | 42R |
| B | Act/Track | TLD | 4.4 | 1.5 | 1.0 | 0.62 | 0.21 | 0.11 | 15.8 | 20.3 | 17.5 | 43R |
| C | Act | PLD | 3.7 | 2.7 | 1.0 | 0.29 | 0.24 | 0.11 | 12.9 | 16.7 | 23.5 | 38 |
| D | Act | PLD | 3.8 | 2.3 | | 0.39 | | 0.09 | 15.8 | 20 | | 40 |
| E | Act | TLD/Film | 4.8 | 2.3 | | 0.45 | | 0.07 | 16.0 | 24.3 | | 37(TLD)<br>76(Film) |
| F | Act | TLD | | | | | | | | | | 42R |
| G | Act | TLD | 5.5 | | | | | | | | | |
| H | Act | TLD | 3.2 | 2.4 | 0.75 | 0.21 | 0.15 | 0.095 | | | | 29R |
| I | | TLD | | | | | | | | | | 40R |
| J | Act/Track | PLD | 3.0 | 2.6 | | | 0.25 | 0.086 | 18 | 21 | 21 | 49R |
| K | Act/Track | TLD | 4.2 | 1.4 | 0.65 | 0.14 | 0.10 | 0.065 | 7.6 | 9.7 | 5.4 | 41 |
| L | TDU | PLD | 5.3 | | 0.94 | 0.34 | 0.25 | 0.09 | 19.9 | 20.3 | 23.5 | 37R |
| M | | | | | | | | | | | | |
| N | | | | | | | | | | | | |
| O | Act | TLD | 2.9 | | | | | | 16 | | | 40 |
| P | Act | TLD | 3.3 | 2.9 | | 0.31 | 0.21 | 0.11 | 14.4 | 20.3 | 23.5 | 40R |
| Q | | | | | | | | | | | | |
| JAERI | Act/Track | TLD | 2.2 | | | | 0.22 | 0.088 | | | | |

TLD : Thermoluminescence dosimeter, Act : Activation, Track : Track detector, PLD : Photoluminescence dosimeter, TDU : Threshold detector unit

Table 3.b Fluences and doses estimated with area dosimeter(free air)—Second irradiation (May 19).

| Study Group | Type of Detector | | Neutron Fluence ($\times 10^{10}$ n/cm$^2$) | | | | | | Kerma | Neutron dose(rad) | | Gamma Dose (rad) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | Neutron | Gamma | Thermal | >0.4eV | >1KeV | >0.75MeV | >1.5MeV | >2.5MeV | (hectoerg/g) | Recoil | H(n,γ)D | |
| A | TLD | TLD | 20 | | | | | | | | | 230R |
| B | Act/Track | TLD | 26.03 | 10 | 6.73 | 1.6 | 1.37 | 0.76 | 105 | 140 | 104 | 236R |
| C | Act | PLD | 21.59 | 17.1 | 8.9 | 1.95 | 1.83 | 0.658 | 96.4 | 115 | 138 | 230R |
| D | Act | PLD | 15 | 13.8 | | 1.7 | | 0.5 | 89 | 107 | | 235R |
| E | Act | TLD/Film | 24.6 | 13.5 | | 1.83 | | 0.47 | 81 | 117.4 | | 253(TLD) 379(Film) |
| F | Act | TLD | | | | | | | | | | |
| G | Act | TLD | 16 | | | | | | | | | |
| H | Act | TLD | 19.3 | 15.5 | 6.0 | 1.54 | 0.96 | 0.54 | 74 | | | 310R |
| I | | TLD | | | | | | | | | | |
| J | Act/Track | PLD | 16 | 13.8 | | | 1.20 | 0.48 | 90 | 105 | 114 | 220R |
| K | Act/Track | TLD | 26 | 7.4 | 3.9 | 1.0 | 0.74 | 0.46 | 52 | 65 | 27 | 270 |
| L | TDU | PLD | 22.2 | | 3.48 | 1.36 | 1.04 | 0.59 | 77.6 | 81.6 | 96.6 | 213R |
| M | | | | | | | | | 63 | | | 220 |
| N | | | | | | | | | 63 | | | 230 |
| O | Act | TLD | 19 | 12 | 5.9 | 1.46 | 0.97 | 0.52 | 72 | | | 257 |
| P | Act | TLD | 27 | 16 | | 1.51 | 1.01 | 0.57 | 72.2 | | | 231R |
| Q | | | | | | | | | | | | 220R |
| JAERI | Act/Track | TLD | | | | | 1.16 | 0.54 | 71 | | | |

Table 4.a Neutron and gamma doses estimated with personnel dosimeter(phantom)— First irradiation(May 16).

| Study Group | Type of Detector | | Kerma | Neutron Dose(rad) | | Gamma Dose |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Neutron | Gamma | (hectoerg/g) | Recoil | H(n,γ)D | (rad) |
| A | | | | | | |
| B | Act/Track | TLD | 16.5 | 23.1 | 17.5 | 56 R |
| C | Act | PLD | 12.4 | 15.5 | 21.8 | 48.7 |
| D | Act | PLD | 15.5 | 21.4 | | 46 |
| E | Act/Track | TLD | 18.4 | 27 | | 40, 88 R |
| F | | TLD | | | | 52 |
| G | | | | | | |
| H | | | | | | |
| I | | TLD | | | | 52 |
| J | Act/Track | PLD | 21.6 | 25.8 | 37.2 | 55 R |
| K | Act | TLD | 18 | 20 | | 47 |
| L | TSEE | PLD | 14.5 | | | 50.8 R |
| M | Track | TLD | 10 | | | 44 |
| N | Track | TLD | 14 | | | 47 |
| O | | | | | | |
| P | Act | TLD/Film | 16 | | | 53 |
| Q | | TLD | | | | 52 |
| JAERI | Act/Track | TLD, PLD, Film | | | | |

TSEE: Thermally stimulated exoelectron emission

Table 4.b Neutron and gamma doses estimated with personnel dosimeter (phantom)—Second irradiation (May 19)

| Study Group | Type of Detector | | Kerma | Neutron Dose(rad) | | Gamma Dose |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Neutron | Gamma | (hectoerg/g) | Recoil | H(n,γ)D | (rad) |
| A | | | | | | |
| B | Act/Track | TLD | 108.4 | 136.6 | 104 | 270 |
| C | Act | PLD | 92.6 | 110.6 | 133 | 303 |
| D | Act | PLD | 86.4 | 117 | | 280 |
| E | Act/Track | TLD/Film | 90.2 | 134.7 | | 500/558 |
| F | | TLD | | | | 320R |
| G | | | | | | |
| H | | | | | | |
| I | | TLD | | | | 335 |
| J | Act/Track | PLD | 8.4 | 101 | 150 | 230R |
| K | Act | TLD | 88 | 102 | | 310 |
| L | TSEE | PLD | 102.6 | | | 293R |
| M | Track | TLD | 68 | | | 260 |
| N | Track | TLD | 70 | | | |
| O | | | 75 | | | 265 |
| P | Act | TLD/Film | 85 | | | 317R |
| Q | | TLD | | | | 299R |
| JAERI | Act/Track | TLD, PLD, Film | | | | |

Table 5 Responses and sensitivities of detectors measured at Tokai Research Establishment

| Detector Sensitivity | May 16 | | | | | May 19 | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | Free Air | | Bottle Phantom | | | Free Air | | Bomab Phantom | | | | Bottle Phantom | |
| | | | Front | | Back | | | Front | | Back | | Front | Back |
| S | 113 | 113 | 115 | 116 | 7.1 | 686 | 686 | 680 | 647 | 73 | 73 | 609 | 59 |
| Th | 302 | 213 | 292 | 219 | 17 | $1.69\times10^{3}$ | $1.26\times10^{3}$ | $1.63\times10^{3}$ | $1.19\times10^{3}$ | 225 | 150 | $1.53\times10^{3}$ | 125 |
| NU(Sn−Cd) | $3.77\times10^{4}$ | $3.13\times10^{4}$ | $4.07\times10^{4}$ | $3.93\times10^{4}$ | $6.94\times10^{3}$ | $2.16\times10^{5}$ | $2.23\times10^{5}$ | $2.62\times10^{5}$ | $2.30\times10^{5}$ | $3.72\times10^{4}$ | $2.84\times10^{4}$ | $2.32\times10^{5}$ | $3.24\times10^{4}$ |
| NU(Cd−Cd) | $1.92\times10^{3}$ | $1.72\times10^{3}$ | $2.04\times10^{3}$ | $1.85\times10^{3}$ | $3.70\times10^{2}$ | $1.11\times10^{4}$ | $1.03\times10^{4}$ | $1.17\times10^{4}$ | $1.07\times10^{4}$ | $1.43\times10^{3}$ | $1.65\times10^{3}$ | $1.10\times10^{4}$ | $1.71\times10^{3}$ |
| NU(Cd−Sn) | $9.60\times10^{3}$ | $1.16\times10^{4}$ | $3.97\times10^{4}$ | $3.87\times10^{4}$ | $5.32\times10^{3}$ | $5.67\times10^{4}$ | $5.08\times10^{4}$ | $2.65\times10^{5}$ | $2.34\times10^{5}$ | $3.26\times10^{4}$ | $2.35\times10^{4}$ | $2.32\times10^{5}$ | $2.79\times10^{4}$ |
| EU(Cd−Cd) | $3.35\times10^{3}$ | $2.84\times10^{3}$ | $3.99\times10^{3}$ | $4.21\times10^{3}$ | $5.90\times10^{2}$ | $1.75\times10^{4}$ | $1.70\times10^{4}$ | $2.35\times10^{4}$ | $2.08\times10^{4}$ | $2.88\times10^{3}$ | $2.60\times10^{3}$ | $2.12\times10^{4}$ | $3.09\times10^{3}$ |
| Etching | A | C | A | C | C | B | C | B | C | B | C | B | C |
| $\alpha$(S) | $4.97\times10^{-7}$ | $4.97\times10^{-7}$ | | | | $4.97\times10^{-7}$ | | | | | | | |
| $\alpha$(Th) | $1.20\times10^{-6}$ | $8.22\times10^{-7}$ | | | | $1.10\times10^{-6}$ | | | | | | | |
| $\alpha$(NU) | $3.80\times10^{-7}$ | $3.56\times10^{-7}$ | | | | $3.62\times10^{-7}$ | | | | | | | |
| $\alpha$(EU) | $3.68\times10^{-7}$ | $3.35\times10^{-7}$ | | | | $3.33\times10^{-7}$ | | | | | | | |

Table 6 Fluence and dose assessment

| | | May 16 | | | | | May 19 | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | Free Air | | Bottle Phantom | | | Free Air | | Bomab Phantom | | | | Bottle | |
| | | | | Front | | Back | | | Front | | Back | | Front | Back |
| Parameter | a | 0.76 | 0.77 | 0.70 | 0.80 | 1.04 | 0.76 | 0.76 | 0.74 | 0.76 | 1.00 | 0.88 | 0.78 | 0.91 |
| | n | | | −1.2 | −1.1 | | | | −1.1 | −1.1 | −1.3 | | | |
| Neutron Fluence ($10^{10}$ n/cm$^2$) | $N_{th}$ | 3.55 | 3.34 | 3.07 | 3.16 | $5.56\times10^{-1}$ | 20.8 | 21.4 | 20.8 | 18.5 | 2.98 | 2.26 | 18.4 | 2.60 |
| | $N_{in}$ | 2.30 | 2.05 | 1.89 | 1.83 | $4.70\times10^{-1}$ | 13.0 | 13.0 | 14.5 | 13.2 | 1.12 | 2.04 | 13.5 | 2.37 |
| | $N_f$ | $3.55\times10^{-1}$ | $3.69\times10^{-1}$ | $3.12\times10^{-1}$ | $4.00\times10^{-1}$ | $4.3\times10^{-2}$ | 21.6 | 21.6 | 20.3 | 20.4 | $4.0\times10^{-1}$ | $3.04\times10^{-1}$ | 20.2 | $2.66\times10^{-1}$ |
| Neutron Dose (rad, rem) | Kerma | 13.4 | 13.5 | 10.6 | 14.4 | 1.8 | 80 | 80 | 78 | 76 | 10.4 | 10.9 | 76 | 10.3 |
| | AB57 | 41.5 | 39.7 | 36.1 | 41.3 | 6.6 | 249 | 250 | 253 | 237 | 32.5 | 32.3 | 234 | 34.5 |
| | Capture Gamma Ray | 24.0 | 22.5 | 21.1 | 23.2 | 4.2 | 141 | 142 | 146 | 132 | 18.3 | 18.1 | 134 | 20.7 |
| | Recoils | 17.5 | 17.2 | 15.0 | 18.1 | 2.4 | 108 | 109 | 107 | 105 | 14.2 | 14.3 | 101 | 13.8 |
| | Dose Equiv. | 224 | 219 | 174 | 220 | 34 | $1.34\times10^3$ | $1.36\times10^3$ | $1.33\times10^3$ | $1.27\times10^3$ | 172 | 184 | $1.27\times10^3$ | 185 |
| | Dose Equiv. No 57 | 207 | 203 | 167 | 204 | 30 | $1.24\times10^3$ | $1.27\times10^3$ | $1.23\times10^3$ | $1.17\times10^3$ | 164 | 166 | $1.18\times10^3$ | 167 |
| Gamma Ray Dose (R) | TLD | 50 | | 67 | | 20 | 263 | | 460 | | 173 | | 406 | 116 |

Table 7 Summary of fluence and dose assessment

| Date | Condition | Neutron Fluence ($\times 10^{10}$ n/cm$^2$) | | | | | | Kerma | Neutron Dose (rad) | | Gamma Dose (R) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | Thermal | >0.4eV | >1eV | >0.75MeV | >1.5MeV | >2.5MeV | (hectoerg/g) | Recoil | H(n,$\gamma$)D | |
| May 16 | Free Air | 3.4 | 2.5 | | | 0.19 | 0.10 | 13.5 | 17.3 | 23.2 | 50 |
| | Bottle Phantom | | | | | | | 13 | 17 | 22 | 67 |
| May 19 | Free Air | 21.1 | 15.2 | | | 1.08 | 0.58 | 80 | 109 | 142 | 263 |
| | Bomab Phantom | | | | | | | 77 | 106 | 139 | 460 |
| | Bottle Phantom | | | | | | | 76 | 101 | 134 | 406 |

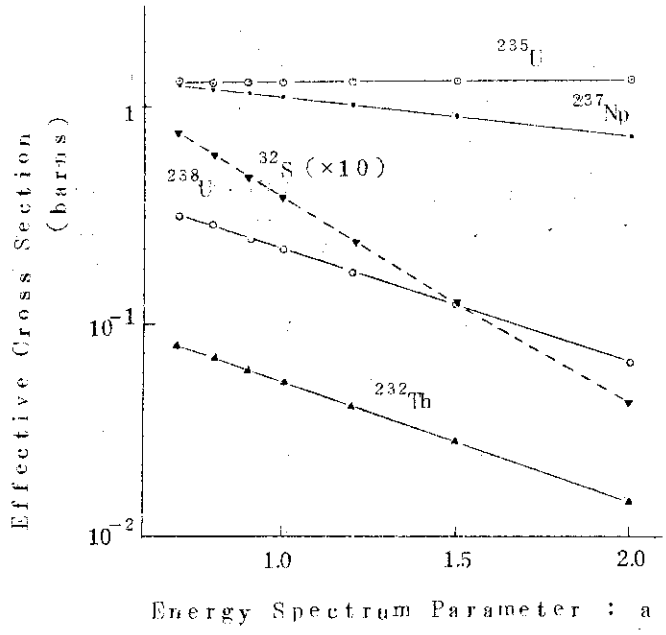


Fig.1 Effective cross sections of $^{32}S$, $^{235}U$, $^{238}U$, $^{232}Th$ and $^{237}Np$ as a function of energy spectrum parameter a.

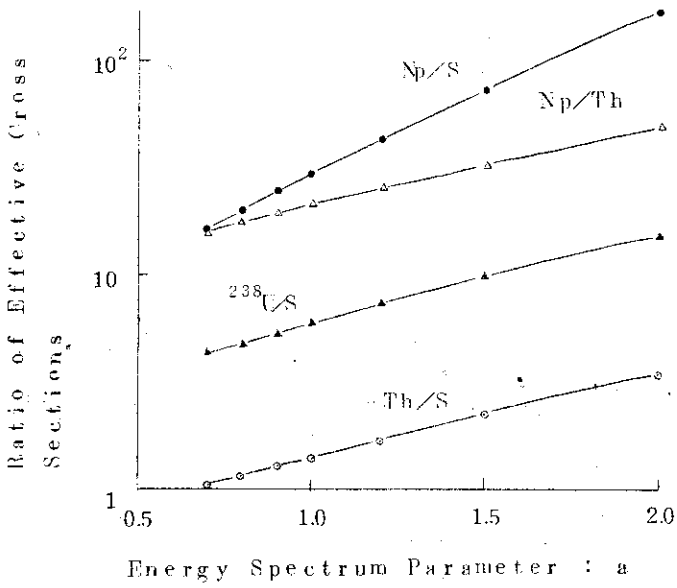


Fig.2 Ratio of effective cross sections between one atom to another as a function of energy spectrum parameter a.

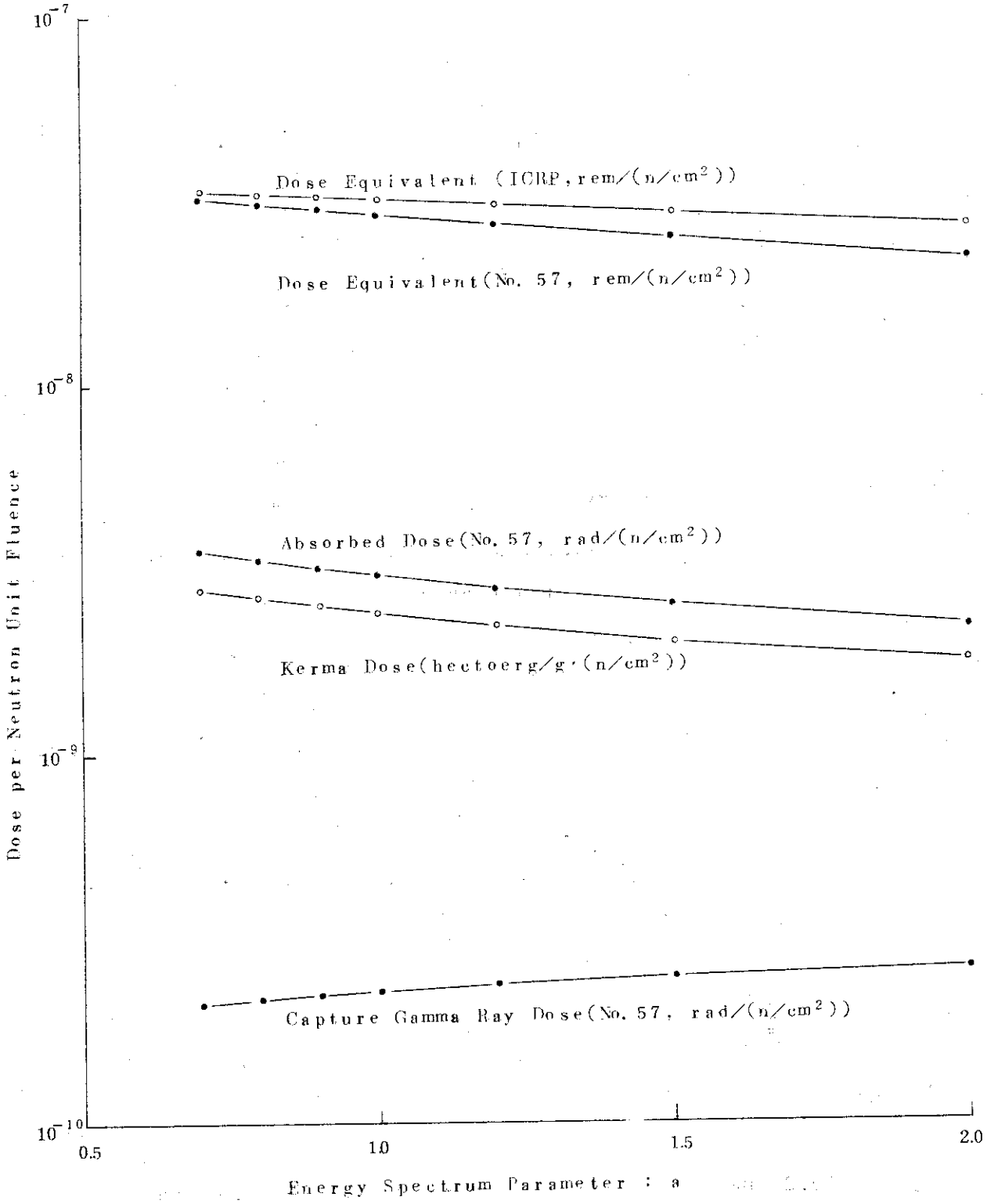


Fig. 3 Dose per neuron unit fluence vs. energy spectrum parameter a.

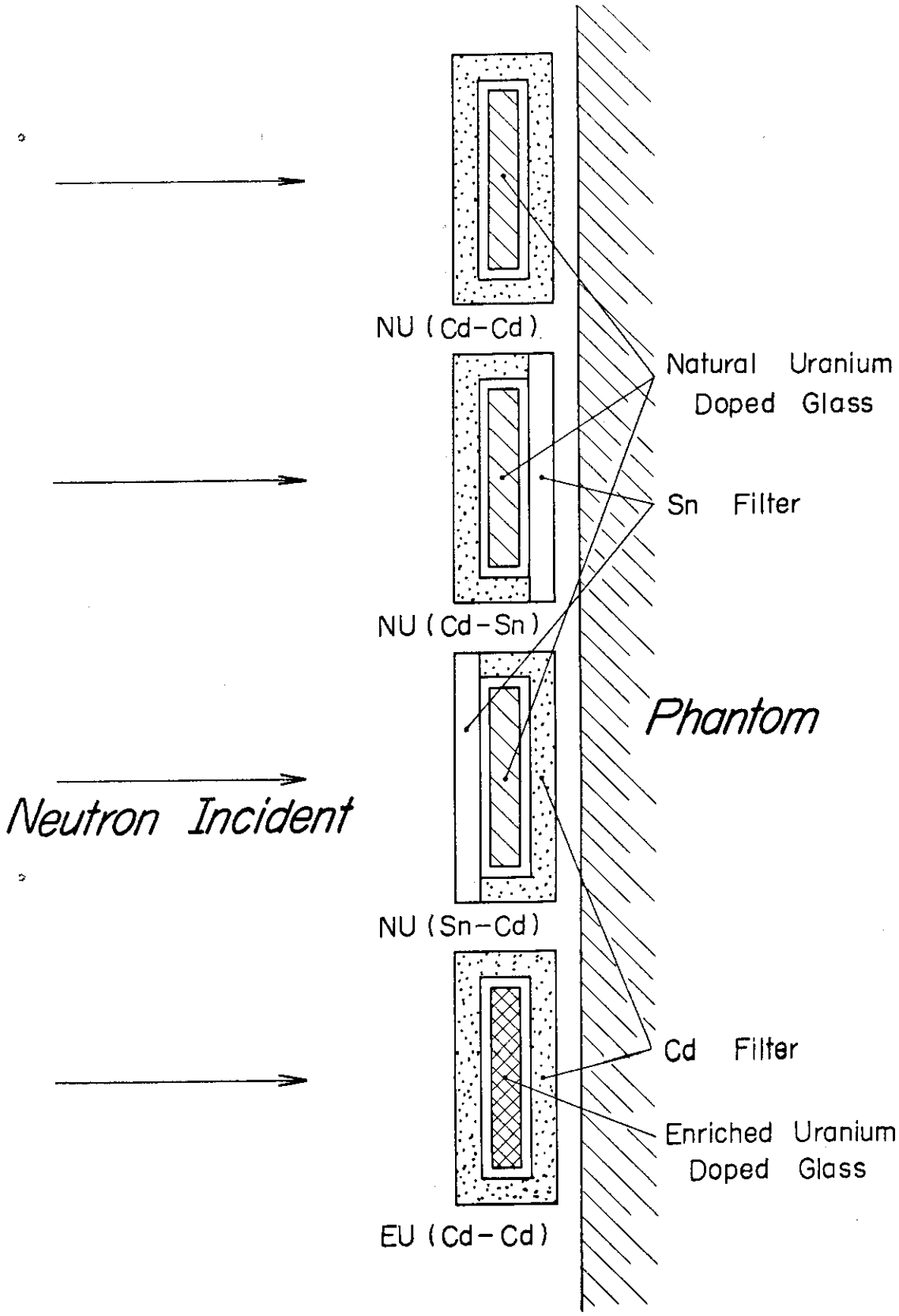


Fig. 4 Four detectors system for the estimation of thermcl and intermediate neutron dose.

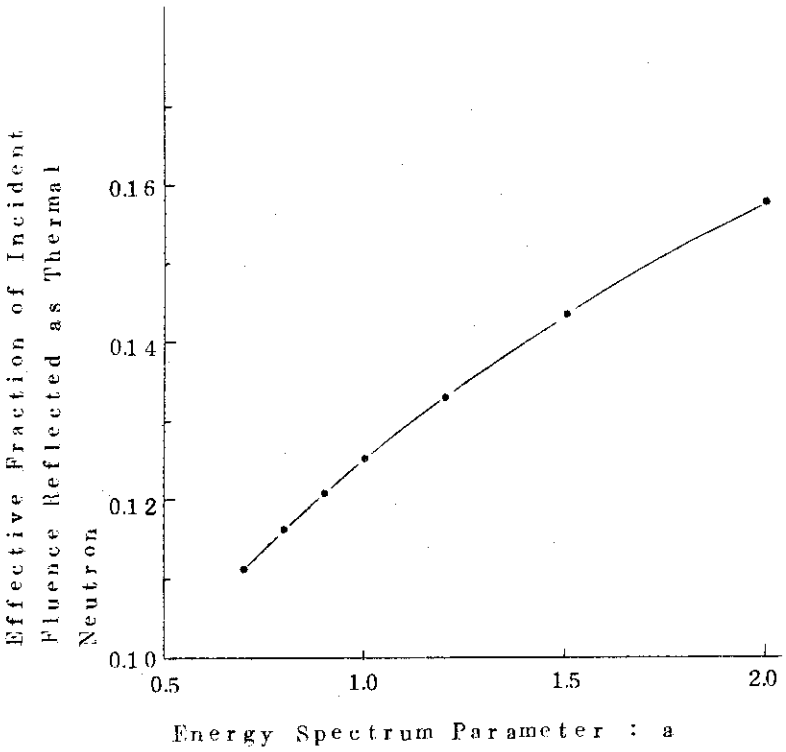


Fig.5 Effective fraction of incident neutron fluence reflected as thermal neutrons from a phantom vs. energy spectrum parameter a.

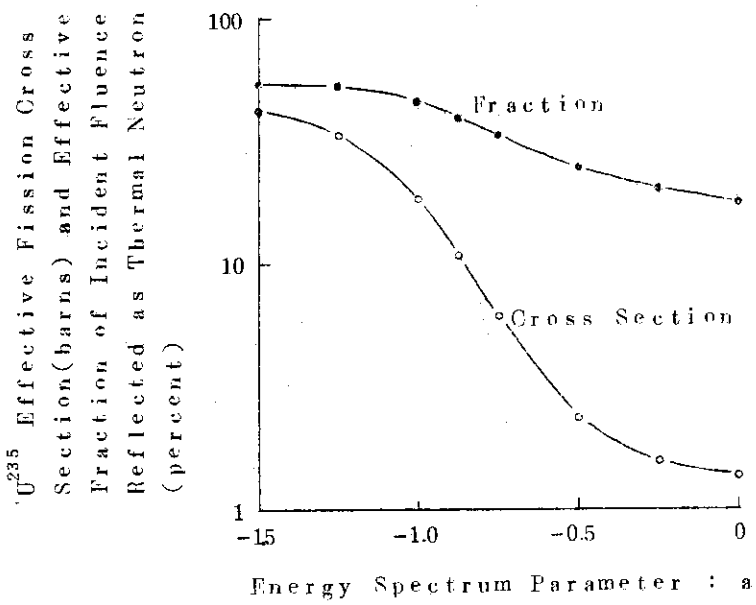


Fig.6 Effective fission cross section of $^{235}U$ and effective fraction of incident neutron fluence reflected as thermal neutrons from a phantom vs. energy spectrum parameter n.

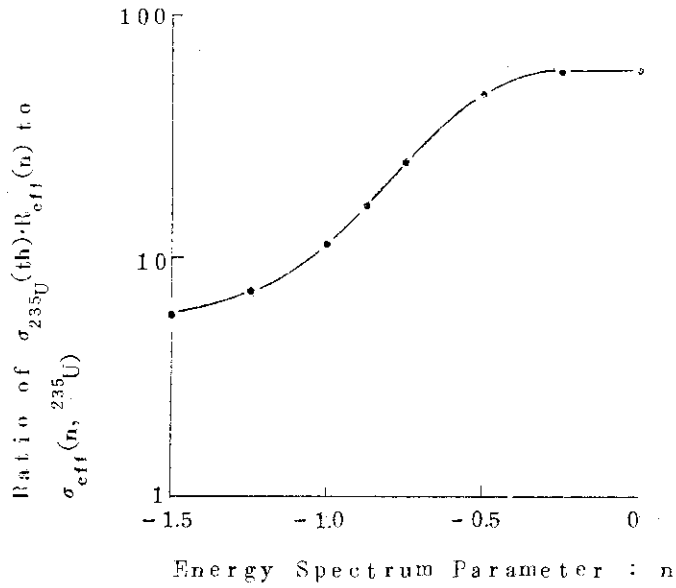


Fig.7 Ratio of $\sigma_{235_U}(th)R_{eff}(n)$ to $\sigma_{eff}(n, {}^{235}U)$ vs. energy spectrum parameter n.

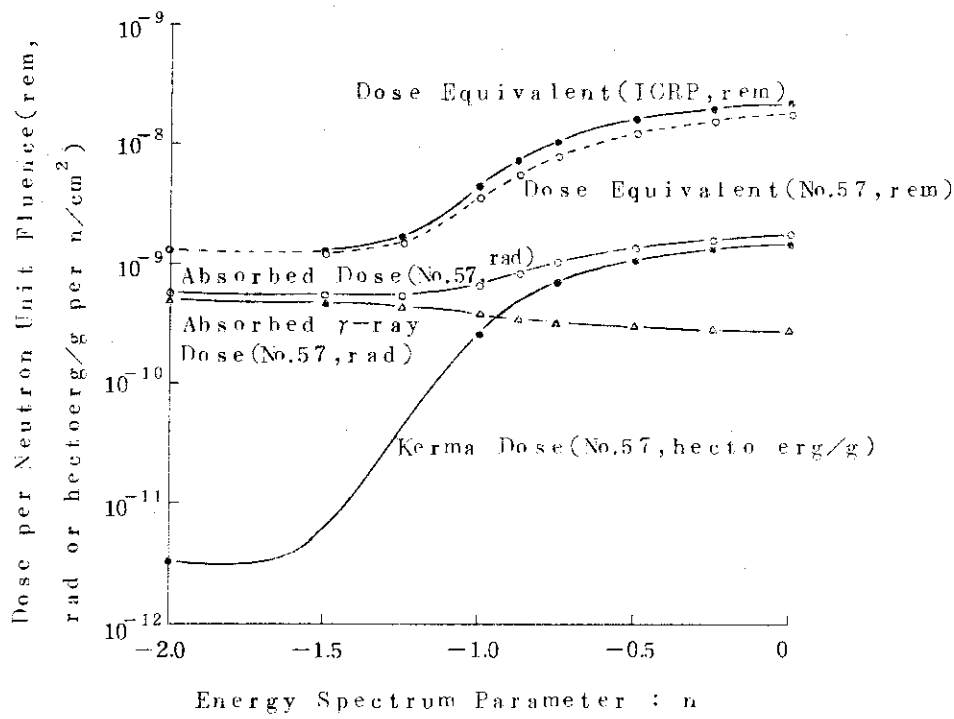


Fig.8 Dose per neutron unit fluence vs. energy spectrum parameter n.

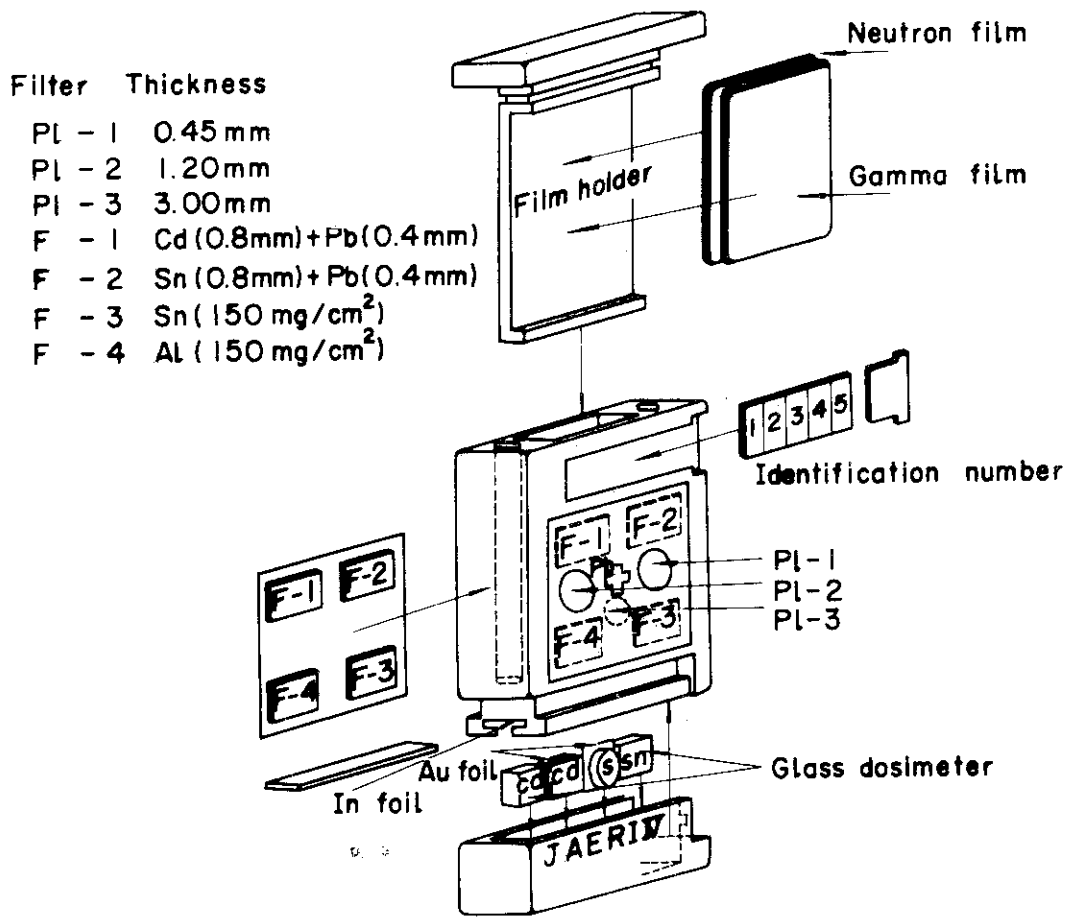


Fig. 9 JAERI Film Badge Model-Ⅳ

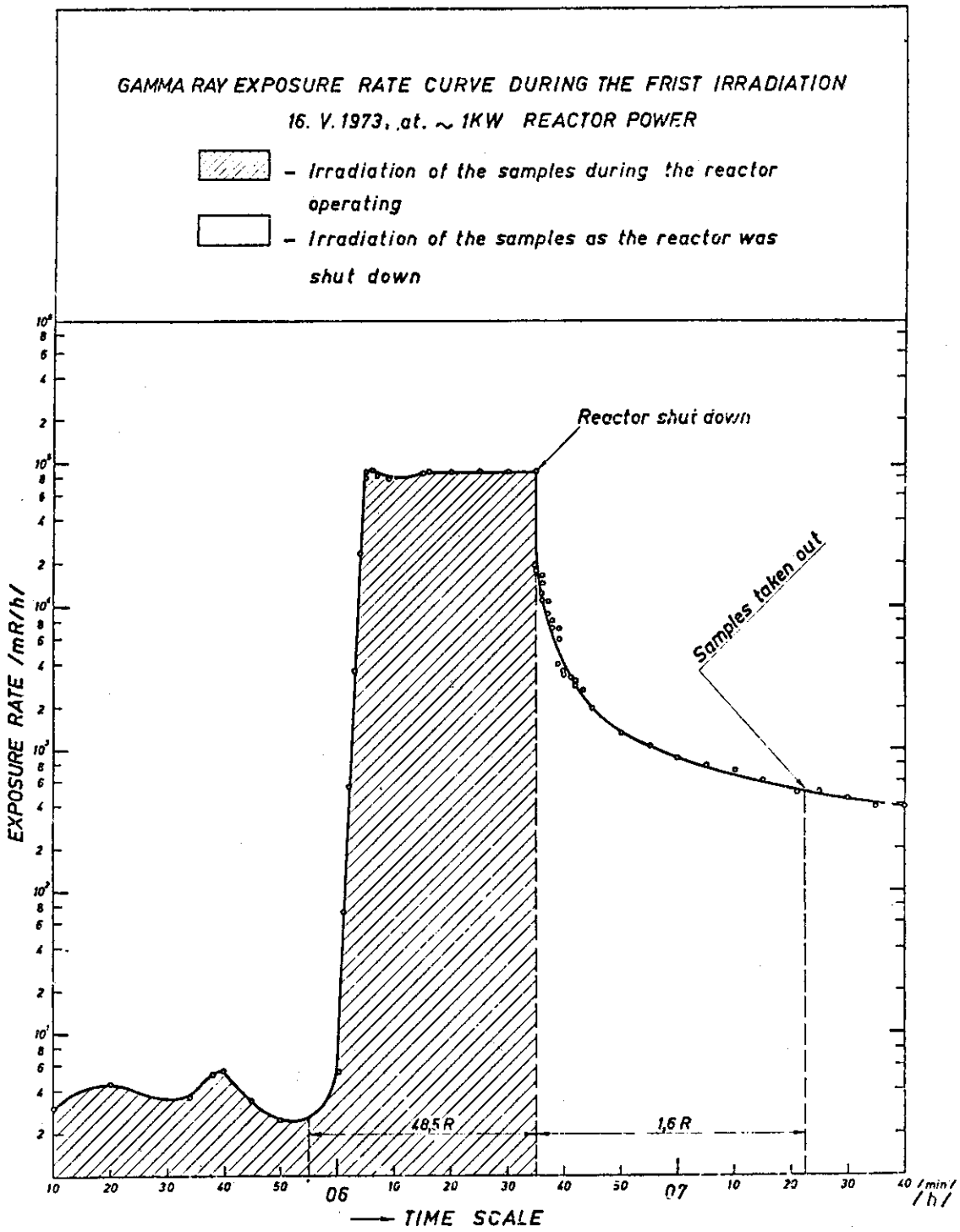
GAMMA RAY EXPOSURE RATE CURVE DURING THE FRIST IRRADIATION
16. V. 1973, at. ~ 1KW REACTOR POWER
- Irradiation of the samples during the reactor operating
- Irradiation of the samples as the reactor was shut down
Reactor shut down
Samples taken out
48,5 R
1,6 R
EXPOSURE RATE /mR/h/
06
07
/min/
/h/
TIME SCALE

Fig. 10

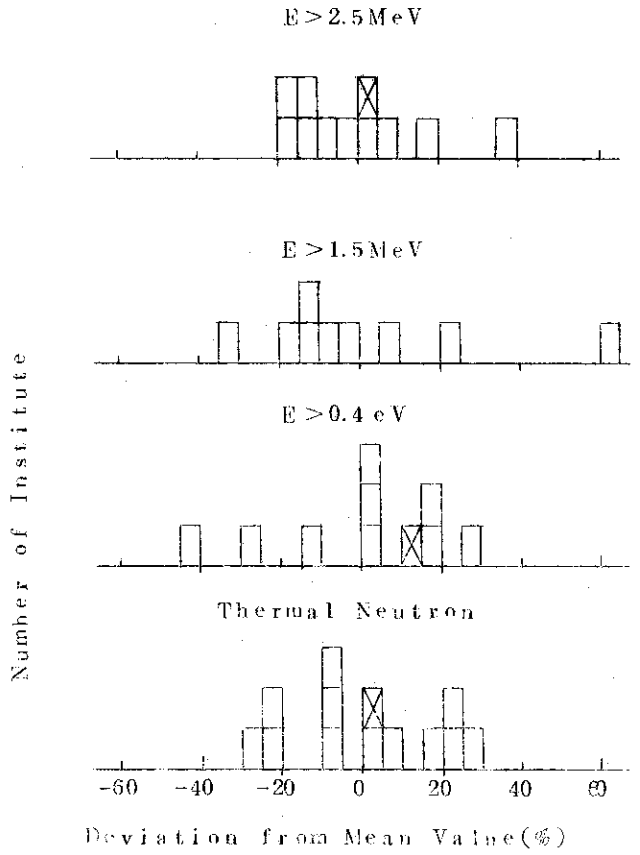


Fig.11.a Intercomparison of estimated values
1. Neutron fluence-Second irradiation
(May 19).

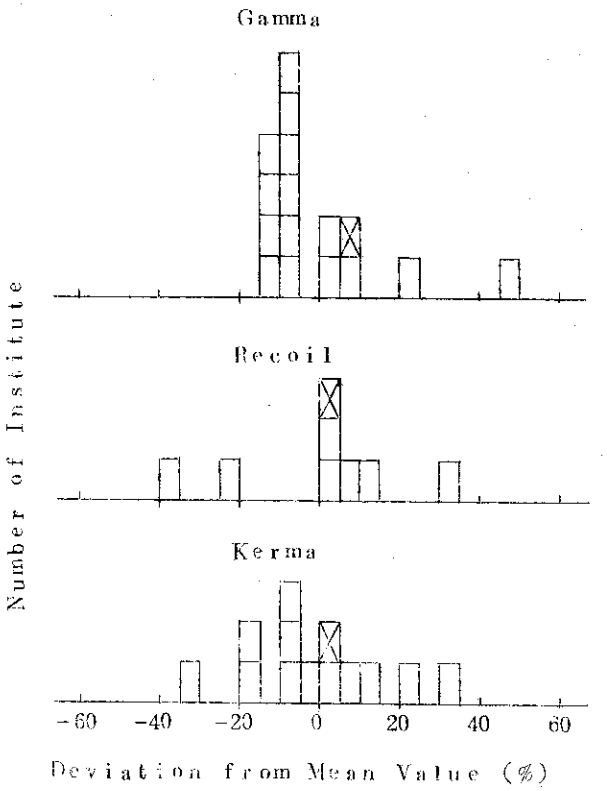


Fig.11.b Intercomparison of estimated values.
2. Doses in free air-Second irradiation
(May 19).

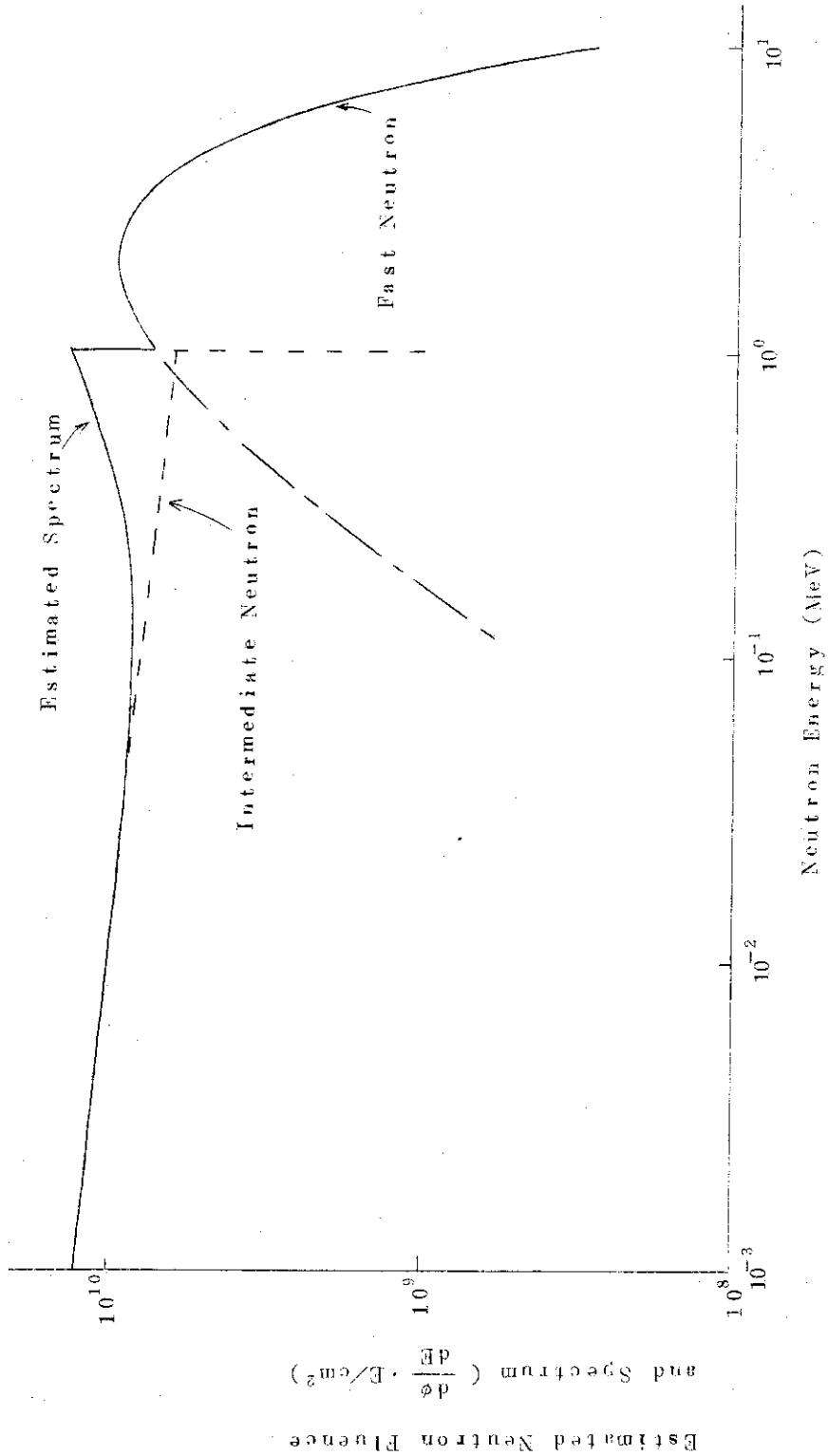


Fig.12 Neutron spectrum estimated by JAERI team-Second irradiation (May 19).

付 録

# THIRD RESEARCH CO-ORDINATION MEETING AND INTER-COMPARISON EXPERIMENT IN NUCLEAR ACCIDENT DOSIMETRY

Vinča, Yugoslavia

14 - 25 May 1973

## PARTICIPANTS

BULGARIA

| | |
|---|---|
| Dr. I. Mishev | Institute of Nuclear Research and Nuclear Energy<br>Bulgarian Academy of Sciences<br>Bd. Lenin 72<br>Sofia |

CANADA

| | |
|---|---|
| Dr. H. Ing | Atomic Energy of Canada Limited<br>Chalk River Nuclear Laboratories<br>Chalk River, Ontario |

FRANCE

| | |
|---|---|
| Dr. M. Bricka | Centre d'Etude Nucleaires de Cadarache<br>B.P. No. 1<br>13 Saint-Paul-Les-Durance |
| Mr. R. Medioni | Steppa-Dosimétrie<br>C.E.N. Fontenay-aux-Roses<br>B.P. No. 6<br>92260 Fontenay-aux-Roses |

FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY

| | |
|---|---|
| Dr. E. Piesch | Gesellschaft für Kernforschung m.b.H<br>Karlsruhe<br>Weberstrasse 5 |
| Mr. B. Burgkhardt | Gesellschaft für Kernforschung m.b.H<br>Karlsruhe<br>Weberstrasse 5 |
| Dr. G. Burger | Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung m.b.H<br>8042 Neuherberg<br>Ingolstädter Landstrasse 1 |
| Mr. J. David | Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung m.b.H<br>8042 Neuherberg<br>Ingolstädter Landstrasse 1 |

HUNGARY

| | |
|---|---|
| Dr. S. Makra | Hungarian Academy of Sciences<br>Central Research Institute for Physics<br>1525 Budapest 114, P.O.B. 49 |
| Mr. J. Pálfalvi | Hungarian Academy of Sciences<br>Central Research Institute for Physics<br>1525 Budapest 114, P.O.B. 49 |

INDIA

| | |
|---|---|
| Dr. U. Madhvanath | Directorate of Radiation Protection<br>Bhabha Atomic Research Centre<br>Trombay, Bombay 400 085 |

ITALY

| | |
|---|---|
| Dr. A. Fassó | CNEN Centro di Calcolo<br>Laboratorio Fisica Sanitaria<br>Via Mazzini 2<br>Bologna |
| Mr. O. Civolani | CNEN Centro di Calcolo<br>Laboratorio Fisica Sanitaria<br>Via Mazzini 2<br>Bologna |

JAPAN

| | |
|---|---|
| Dr. Minoru Fujita | Japan Atomic Energy Research Institute<br>Tokai-Mura, Naka-Gun<br>Ibaraki-Ken |

POLAND

| | |
|---|---|
| Dr. St. Rabiej | Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej<br>Warszawa 91 |
| Mrs. M. Wolska-Witer | Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej<br>Warszawa 91 |
| Dr. R. Siwicki | Institute of Nuclear Research<br>Otwock - Swierk |
| Mrs. K. Jozefowicz | Institute of Nuclear Research<br>Otwock - Swierk |

POLAND(CONTD.)

| | |
|---|---|
| Mr. A. Koczyński | Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej<br>Warszawa 91 |

UNITED KINGDOM

| | |
|---|---|
| Mr. H.J. Delafield | Atomic Energy Research Establishment<br>B 364<br>Health Physics and Medical Division<br>Harwell, Didcot<br>Berkshire |
| Mr. J.A. Gibson | Atomic Energy Research Establishment<br>B 364<br>Health Physics and Medical Division<br>Harwell, Didcot<br>Berkshire |

U.S.A.

| | |
|---|---|
| Dr. F. Haywood | Health Physics Division<br>Oak Ridge National Laboratory<br>Post Office Box X<br>Oak Ridge, Tennessee 37830 |
| Mr. H. Dickson | Health Physics Division<br>Oak Ridge National Laboratories<br>Post Office Box X<br>Oak Ridge, Tennessee 37830 |

U.S.S.R.

| | |
|---|---|
| Dr. E.A. Kramer-Ageev | Moscow Physical Engineering Institute<br>Moscow |
| Dr. F.K. Levochkin | USSR Ministry of Health<br>Moscow |
| Dr. G.I. Pavlov | USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy<br>Moscow |
| Dr. V.A. Knyazev | USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy<br>Moscow |

YUGOSLAVIA

| | |
|---|---|
| Mrs. I. Mirić | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Mr. P. Mirić | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Dr. M. Ninković | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Mrs. M. Prokić | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Mrs. Z. Ubović | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Dr. P. Marković | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Mr. I. Bratanić | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Mrs. D. Veličković | Boris Kidrič Institute<br>P.O. Box 522<br>11001 Belgrade |
| Mr. D. Uran | Josef Stefan Institute<br>61001 Ljubljana<br>Jamova 39<br>P.B. 199/IV |
| Dr. F.N. Flakus | Division of Nuclear Safety<br>and Environmental Protection I.A.E.A. |