

JAERI-Research

JP0250511

2002-019



D-T中性子照射による低放射化フェライト鋼F82Hの  
放射化特性の実験的研究

2002年10月

寺田 泰陽\*・落合 謙太郎・佐藤 聰・和田 政行\*  
Axel KLIX\*・山内 通則・堀 順一・西谷 健夫

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。  
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布を起こなっております。

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, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

D-T 中性子照射による低放射化フェライト鋼 F82H の放射化特性の実験的研究

日本原子力研究所那珂研究所核融合工学部

寺田 泰陽<sup>\*1</sup>・落合 謙太郎・佐藤 聰・和田 政行<sup>\*2</sup>・Axel KLIX<sup>\*1</sup>・山内 通則  
堀 順一・西谷 健夫

(2002 年 7 月 18 日受理)

低放射化フェライト鋼 F82H は核融合炉のブランケット構造体の有力な候補材料である。本研究では F82H の放射化特性を得ることを目的として、核融合中性子源 FNS を用いて原型炉ブランケット模擬体系に対する D - T 中性子照射試験を行い、F82H シート、クロム箔、タンクステン箔における放射性核種  $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{187}\text{W}$  の生成反応率を測定した。併せて、評価済み核データ JENDL-3.2 と FENDL/E-2.0 を用いてモンテカルロ輸送コード MCNP による計算値との比較検討を行った。計算結果は、 $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{51}\text{Cr}$  とともに 10~20% 程度の精度で測定結果と一致した。しかし、タンクステンに関しては、30~40% の精度であった。また、 $^{187}\text{W}$  の生成反応率は、タンクステンの放射化断面積に使用する核データによって大きく計算結果が変わり、タンクステンの中性子捕獲反応の共鳴領域における断面積評価に起因すると思われる。

---

那珂研究所（東海駐在）：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

\*1 大阪大学(平成 13 年度特別研究生)

\*2 スタートコム(株)

Experimental Study of Material Activation of Reduced Activation Ferritic Steel F82H by D-T Neutron Irradiation

Yasuaki TERADA<sup>\*1</sup>, Kentaro OCHIAI, Satoshi SATO, Masayuki WADA<sup>\*2</sup>, Axel KLIX<sup>\*1</sup>  
Michinori YAMAUCHI, Junichi HORI and Takeo NISHITANI

Department of Fusion Engineering Research  
(Tokai Site)

Naka Fusion Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 18, 2002)

D-T neutron irradiation experiments have been carried out with a F82H-containing breeding blanket mock-up of a fusion in order to investigate the activation characteristics of the F82H low activation ferritic steel. We have measured reaction rates producing <sup>54</sup>Mn, <sup>56</sup>Mn, <sup>51</sup>Cr and <sup>187</sup>W in foils of F82H, chromium and tungsten. MCNP calculations were done with evaluated nuclear data from the JENDL-3.2 and the FENDL/E-2.0 files and the results were compared with the measured values. The comparison shows that by using the current data files the calculated reaction rates will be overestimated by up to 10-20% for <sup>54</sup>Mn, <sup>56</sup>Mn and <sup>51</sup>Cr, up to 30-40% for <sup>187</sup>W, respectively. The calculated values for tungsten are different with the evaluated nuclear data library, which shows that the neutron capture cross sections of tungsten have discrepancy in the resonance region for each nuclear data libraries.

Keywords: Reduced Activation Ferritic Steel, F82H, Activation Characteristics, D-T Neutron, Breeding Blanket, Fusion Reactor, MCNP, FNS

---

\*1 Osaka University

\*2 Startcom Co., Ltd.

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. 実験.....	1
2.1 実験装置 .....	1
2.1.1 中性子源 .....	1
2.1.2 実験体系 .....	2
2.1.3 ガンマ線検出器及び測定回路 .....	3
2.1.4 ゲルマニウム検出器の動作特性 .....	3
2.1.5 試料 .....	5
2.2 測定手法.....	5
2.2.1 放射化分析 .....	5
2.2.2 反応率の導出.....	7
2.2.3 検出効率 .....	8
3. 解析 .....	11
3.1 輸送計算 .....	11
3.2 競合反応の取扱い .....	11
4. 測定結果と考察.....	13
4.1 体系内中性子場評価.....	13
4.2 F82H 放射化評価 .....	14
5. 結 論 .....	15
謝 辞 .....	16
参考文献 .....	17

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Experiments.....	1
2.1 Experimental Setup .....	1
2.1.1 Neutron Source.....	1
2.1.2 Experimental Assembly .....	2
2.1.3 $\gamma$ -ray Detector and the Electronics.....	3
2.1.4 Characteristics of Ge Detector.....	3
2.1.5 Specimen .....	5
2.2 Measurement Methods .....	5
2.2.1 Activation Analysis.....	5
2.2.2 Derivation of Reactivity.....	7
2.2.3 Detection Efficiency .....	8
3. Analysis .....	11
3.1 Transport-calculation Code MCNP .....	11
3.2 Data Treatment for Competition Reactions.....	11
4. Experimental Results and Discussion .....	13
4.1 Verification of the Neutron Field in the Assembly .....	13
4.2 Verification of the Activation Characteristics of F82H .....	14
5. Conclusion.....	15
Acknowledgement .....	16
References .....	17

## 1. 緒 言

核融合炉ブランケットの精度の良い核設計を行うには、ブランケット構成材料の核的な特性を実験的に測定し、その予測計算精度の検証を行うことは重要である。特に、放射化特性の実験的検証は誘導放射能、生体遮蔽効果、崩壊 $\gamma$ 線（ $\beta$ 線も評価に含まれる）による発熱を評価する上で重要となる。現在、核融合原型炉ブランケット構造材として低放射化フェライト鋼（F82H）の利用が検討されている。F82Hはクロミウム-8wt%、タングステン2wt%を含むフェライト鋼である。しかしながら、このF82Hの放射化特性に関する実験的な検証は行われておらず、D-T中性子源を用いたブランケット体系中の放射化特性実験が必要である。従って、本研究では、日本原子力研究所核融合工学部の核融合中性子源 FNS (Fusion Neutronics Source)において、F82Hの放射化特性を得ることを目的とした原型炉ブランケット模擬体系に対するD-T中性子照射試験を行い、照射後のF82Hシート、クロミウム箔、タングステン箔等における放射性核種の生成反応率を測定するとともに、評価済み核データとモンテカルロ輸送計算コードによる放射化反応率計算値との比較検討を行った。

## 2. 実験

### 2.1 実験装置

#### 2.1.1 中性子源

本実験で用いられた核融合中性子源 FNS は、本格的な核融合ブランケット及び遮蔽実験を行うために必要な強力D-T中性子源として1977年から建設が開始された。建屋は1979年5月に竣工し、加速器システムは1981年4月に据付調整及び特性試験が終了した。

FNSは、400 keVの静電型重陽子加速器と回転及び固定型のターゲットから成り、バケット型の大電流イオン源（100 mA）と小電流イオン源（10 mA）、0°と80°のビームライン、並びに、直流及びパルスの運転方式を有している。建屋は制御測定室、加速器室に加え、15 m×15 mの広さの第1ターゲット室（遮蔽壁厚2m）と5 m×5 mの広さの第2ターゲット室（遮蔽壁厚2.5 m）があり、遮蔽壁に設けられた実験孔及び加速器性能の適切な組み合わせと合わせて、多様な核融合炉中性子工学実験に対応できるよう設計されている。1988年までに加速管、イオン源の更新、発電機から絶縁トランスへの変更など、改良、改造がなされている。

本実験では、Fig. 1に示したFNSの80°ビームラインを使用した。Table 1には80°と0°ビームラインの中性子源の仕様を示しており、0°ビームラインの方が多

くの中性子が得られることが分かる。しかしながら、上記したように  $80^\circ$  ラインのターゲット室は広く、ターゲットが部屋の中央付近にあるため室内の構造材による散乱成分が少なくなり、きれいな単色の D-T 中性子スペクトルが得ることができる事、また  $0^\circ$  ラインのターゲット室は原型炉層状ブランケット試験体の設置に適していないことが  $80^\circ$  ビームラインを使用した理由として挙げられる。

$80^\circ$  ラインのトリチウムターゲットは、水冷却方式であり、厚さ 1 mm の銅板にチタンを厚さ約  $7 \mu\text{m}$  で蒸着されておりこのチタン層にトリチウムを吸着させてある。トリチウム量は、約 0.36 TBq である。また、発生中性子数の規格化については、ビームラインに設置されている 2 系統の随伴アルファ粒子カウンターを用いた。この検出器は、表面障壁型シリコン半導体検出器である。この前面に直径 1 mm のアパーチャーが置かれ、これを通過してきた D-T 反応で生成されるアルファ粒子を計測することにより中性子発生量を決定した。これにより 2 % の誤差で発生 D-T 中性子数を決定できる。後述するが、オフラインで測定する放射化試料が多量になつたため、実験は F82H シートと中性子場測定用放射化箔の照射を分けて行った。ビームカレントはどちらも 1~2 mA の直流モードで、それぞれ 6 時間、9 時間照射した。

## 2.1.2 実験体系

Fig. 3~5 に中性子増倍材の  $^9\text{Be}$ 、増殖材の  $^6\text{Li}$  及び  $^7\text{Li}$  の中性子反応断面積を示す。核融合原型炉のブランケットではトリチウムを生成する必要がある。特に、 $^6\text{Li}$  によるトリチウム増殖を主とするサーマルブランケットでは、 $^6\text{Li}$  のトリチウム生成断面積のピークがおよそ 250 keV に存在するため、ブランケット中には十分に減速された中性子を供給する必要がある。

日本原子力研究所で開発を行っている固体増殖材ブランケットの設計では、Fig. 2 に示すようにトリチウム増殖材（酸化リチウム）、中性子増倍材（ベリリウム）、冷却パネルを交互に数層配置している。本実験では、原型炉のブランケット候補材料と層状の構造を模擬して、Fig. 6~9 に示すような実験体系を用いた。ブランケット試験体の寸法は高さ 660.4 mm、幅 660.4 mm、厚さ 315 mm であり、この試験体は SUS-316 製の管状リフレクタ中に収納されている。また、管状リフレクタは、Fig. 8 のように D-T 中性子源を囲っており、ターゲットで発生した中性子とベリリウムによって増倍された中性子の体系外への漏れを最小限に抑えるため、建て屋からの散乱中性子を低減するために使用された。Fig. 10 にリフレクタ付きとリフレクタ無しの試験体表面における中性子スペクトルの計算結果を示す。リフレクタ付きの中性子スペクトルで、1 MeV 以下の中性子が増倍されている様子が分かる。

試験体は、低放射化フェライト鋼板 (F82H)、リチウム-6 同位体比が 40% 及び 95% の濃縮チタン酸リチウムブロック ( $2.54 \times 5.08 \times 5.08 \text{ cm}^3$ )、ベリリウムブロック ( $5.08 \times 5.08 \times 5.08 \text{ cm}^3$ 、 $10.16 \times 5.08 \times 5.08 \text{ cm}^3$ ) で構成されている。F82H は厚さが 16 mm 及び 3 mm のものを使用し、各々第 1 壁と増殖材中を通る冷却管を模擬し

ている。ベリリウムブロックは試験体中にリチウムブロックと交互に層状に配置した。また、ビームラインに対して後方に発生した中性子を有効に利用するために、ターゲット後方のリフレクタ内面にもベリリウムブロックを設置した。

### 2.1.3 ガンマ線検出器及び測定回路

本研究では、放射化検出器として次項で述べる試料をプランケット模擬体系中に設置し、D-T 中性子照射後の放射化検出器から放出されるガンマ線を測定するため、高純度ゲルマニウム半導体検出器を使用した。ガンマ線測定で使用した検出器及び測定回路ブロック図をそれぞれ、Fig. 11 及び Fig. 12 に示す。

測定されたガンマ線スペクトルは、4096 ch の 1 次元マルチチャンネルアナライザに表示される。正確なエネルギー較正を行うには測定対象のガンマ線スペクトルからあまり大きく離れていないガンマ線エネルギーを持つ標準線源を使う必要がある。しかしながら、本実験ではガンマ線の放出エネルギーが既に分かっているものに対して測定を行ったため、厳密なエネルギー較正を経ることなく目的のガンマ線光電ピークを確認することができた。また、検出効率については使用した検出器に対して FNS で評価済みの効率曲線を用いた。次ぎにゲルマニウム検出器の動作特性について述べる。

### 2.1.4 ゲルマニウム検出器の動作特性

ゲルマニウムはバンドギャップが 0.7 eV と小さいため室温では熱で誘起する漏れ電流が大きい。このためどの型のゲルマニウム検出器も室温で使用することは不可能であり、優れたエネルギー分解能が雑音によって劣化しないよう漏れ電流を減らすため冷却しなくてはならない。通常熱絶縁されたデュワー（低温用魔法瓶であり、発明者 James Dewar の名前から命名された）中の液体窒素の溜めが検出器と熱的な接触を保つことにより温度を 77 K まで下げている。旧型の Ge (Li) 検出器では室温になると添加されたリチウムが破局的な再分布を起こすことがあり、これを防止するために常に低温に保ちつづける必要があった。高純度ゲルマニウム検出器ではリチウムの添加はなされていないので、使用しないときは室温まで温度が上がっても差し支えない。検出器はゲルマニウム結晶と外界との熱伝導を遮断するため、真空に保たれたクライオスタットの中に収納されねばならない。通常、クライオスタットは真空排除して封じきっている。

数百 keV のガンマ線エネルギーの測定には一般に NaI(Tl) などの無機シンチレーション検出器とゲルマニウム半導体検出器が使われる。どちらを選択するかについては、検出効率とエネルギー分解能のどちらが取り組む実験において重要かを選んで決める場合が多い。多数のピークを含む複雑なガンマ線の分析を伴う放射化法ではエネルギー分解能がよいゲルマニウム検出器を使うのが一般的である。実際に、NaI(Tl) シンチレーション検出器のエネルギー分解能が 5~10% を示すのに対して、ゲルマニウム検出器は数 0.1 % である。

ゲルマニウム検出器の利点は良好なエネルギー分解能をもつことであるが、結晶自体が小型であり、さらにゲルマニウムの原子番号が小さいことも組み合わせて1桁小さい光電ピーク効率を与える。その上、光電比は小さく、その結果パルス波高スペクトル中の連続部分が問題になる。しかしながら、この欠点は持ち味であるエネルギー分解能の優秀さによって幾分埋め合わせられる。エネルギー分解能がよいことは単に近接したピークの分離を可能にするだけでなく広い連続部分の上に重壇する場合の弱い線源の検出をも可能にする。同じ効率を持つ検出器は同じピーク面積をもたらすが、優れたエネルギー分解能を示す検出器は狭くて高いピークをもたらし、そのピークは連続部分の統計雑音から浮き上がることになる。このような特性からもゲルマニウム検出器が多数のピークを含む複雑なガンマ線スペクトル分析に適していることが分かる。

ところで、ゲルマニウム検出器の総合エネルギー分解能は通常3つの要因、すなわち、電荷キャリアの数の固有統計広がり、電荷収集効率の変動及び電子回路雑音の寄与を組み合わせたものである。どの要因が主要になるかは放射線エネルギー、検出器の寸法とその検出器の固有の性質に左右される。单一エネルギーガンマ線のスペクトルピークの半値幅 $W_T$ は、 $W_D$ をキャリアの統計の影響によるピーク幅、 $W_X$ を電荷収集の影響によるピーク幅、 $W_E$ を電子回路雑音によるピーク幅としたとき、

$$W_T^2 = W_D^2 + W_X^2 + W_E^2 \quad [1]$$

で与えられる。

第1項 $W_D^2$ は作られた電荷キャリアの数の固有統計揺らぎをあらわし、Fをファノ因子、 $\varepsilon$ を1対の電子正孔対を作るのに要するエネルギー、Eをガンマ線エネルギーとしたとき、

$$W_D^2 = (2.35)^2 F \varepsilon E \quad [2]$$

で与えられる。

第2項の寄与は電荷収集の不完全性によるもので、大体積かつ低電界の検出器中で最も顕著になる。印加電圧を変えながら一連の半値幅測定を行うことによって、その大きさを実験的に評価することができる。

第3項は、検出器に続く電子回路による影響を表す。その大きさは、前置増幅器に波高の安全性のよい精密級パルス発生器の出力信号を入れパルス波高スペクトル中のパルサーピークを測定することによって簡単に測定できる。この測定に際しては前置増幅器入力の静電容量性負荷を実際の使用条件と等しくするために、検出器を前置増幅器に接続したままで測定する必要がある。この目的で通常前置増幅器にはテストパルス入力端子が設けられている。

ゲルマニウム検出器に対するエネルギー分解能の指標として、5.9 keV ( $^{55}\text{Fe}$ )、122

keV ( $^{57}\text{Co}$ )、662 keV ( $^{137}\text{Cs}$ )、1333 keV ( $^{60}\text{Co}$ ) における値をよく用いる。市販されている小型ゲルマニウム検出器系統の代表的な半値幅は 5.9 keV で 150~250 keV、122 keV では増大して 400~600 keV である。大きな同軸型検出器の半値幅は 122 keV で 800~1200 eV、1333 keV では 1.7~2.3 keV に上がる。

### 2.1.5 試料

放射化検出器として F82H シート、クロミウム、タングステン、鉄、アルミニウム、ニオブ、インジウム、金、マンガン、ナトリウム、コバルト箔を使用した。試料の仕様データを Table 3 に示す。また、プランケット試験体中の深さ方向とその深さの断面における試料の配置を Fig. 13 及び Fig. 14 に示す。F82H シートはビームラインの延長上にシートの中心がくるように中抜きした F82H 板 (16 mm<sup>t</sup>、3 mm<sup>t</sup> × 3 枚) 中に設置された。F82H の構成核種と存在量の重量比 (%) を Table 2 に示す。箔については、半減期、反応断面積、ガンマ線放出率、放出されるガンマ線エネルギーの自己吸収効果などを考慮して、大きさと厚さを決定した。クロミウム、タングステン、鉄、マンガン箔を F82H に含まれるの単一元素あたりの放射化反応率測定に用いた。MeV 領域の中性子場測定にアルミニウム、ニオブ、インジウム箔、keV ~eV 領域にはインジウム、金、マンガン、ナトリウム、コバルト箔を用いた。クロミウム及びナトリウムはパウダーを用い、スコッチテープで箔状に保持して使用した。

## 2.2 測定手法

### 2.2.1 放射化分析

分析学における放射性核種の使用は、放射性核種に対する検出感度が、一般に他の分析方法と比べて高いという事実に基づいている。放射性核種を利用した分析法は放射化学的分析法 (Radiochemical Method of Analysis) と呼ばれ、次のように分類できる<sup>1)</sup>。

- 1) 放射化学分析 → 試料中の放射性元素がもつ放射能を測定し、その量を知る化学分析法である。
- 2) 放射分析 (Radiometric Analysis) → 試料中の非放射性元素を定量するのにトレーサーとして同一化学形の放射性元素を加え、その放射能の化学量論的関係を利用する分析法。放射性指示薬分析法とも呼ぶ。
- 3) 放射化分析 (Activation Analysis) → 試料中の非放射性元素を核反応で放射化し、生成した放射性核種の放射能から、元の元素の同定や定量を行う分析法。

本実験では、このうちの放射化分析法を用いた。また、中性子照射による核反応を利用して放射化分析を行ったが、この方法を特に中性子放射化分析 (NAA ; Neutron Activation Analysis) と呼ぶ。放射化分析法自体は新しいものではなく、核反応で生じた放射性核種の放射能が照射試料の元素量の尺度である、という原理に基いて、G. von Hevesy が 1936 年にイッテルビウム (Yb) 中のユウロピウム (Eu) の同定に初めて用いた。放射性核種の識別はその核種が放出する放射線の性質、すなわち放射線の種類、放射線のエネルギー、放射線の強度、半減期によって行われる。

放射化分析は、1) 最適核反応の選択、2) 照射用試料の作成、3) 試料の照射、4) 照射済み試料の測定とスペクトルの解析の手順で行われる。

まず、「最適核反応の選択」のためには、

- 無理のない照射時間内に高い放射能が生成できること
- 作られた放射性同位元素が適度の半減期 (>分) を持つこと
- 放射性同位元素の放出する放射線の種類とエネルギーを測定するのに大きな障害がないこと
- 妨害になる核反応ができるだけ少ないこと

を考慮する必要がある。本実験ではD-T 中性子源を用いているため、(n,  $\alpha$ )、(n, p)、(n, 2n)などのしきい反応や測定体系中の中性子減速によって eV～keV 領域の中性子に感度をもつ(n,  $\gamma$ ) 反応が利用された。Table 4 及び 5 に利用された核反応、対象放射性核種の半減期、ガンマ線エネルギー及びガンマ線放出率等を示す。これらは主に文献<sup>2), 3)</sup> から引用している。

次に、「照射試料の作成」についてであるが、放射化分析は非常に高感度であるので、化学的な方法では検出できない程度の微量元素でも測定してしまう。試料を作成する際には清浄な道具（ナイフ、やすり、ピンセットなど）を使用し、できる限り試料の汚染を防ぐ必要がある。固定試料の場合には、適切な大きさの試料を作成し、アセトンで表面を洗浄した後に質量を測定した。加えて、本実験で使用したクロニウムとナトリウムの粉末の試料は、スコッチテープで粉末ができるだけ均一になるようにやわらかい紙で試料をならし、フォイル状に保持した。ナトリウムはヒーター ( $\sim 400^{\circ}\text{C}$ ) でおよそ 1 時間加熱することで水分を飛ばした後スコッチテープで包んだ。

「試料の照射」については、D-T 中性子源を用いて照射した。放射化反応式によると、発生する放射能と多くの因子との間に、次の比例関係が成り立つ。

$$A(t_1) = \frac{mHN_A}{M} \cdot \sigma\phi \{-\exp(-\lambda t_0)\} \exp(-\lambda t_1) \quad [3]$$

$A(t_1)$  は試料を  $t_0$  秒間一定の中性子場で照射した後、照射終了時刻を  $t = 0$  として  $t_1$  秒後の冷却済みの放射能 [1/s]、 $m$  は試料の質量 [g]、 $\sigma$  は試料の放射化ミクロ断面積 [ $\text{cm}^2$ ]、 $\phi$  は中性子束密度 [ $1/\text{cm}^2/\text{s}$ ]、 $M$  は原子量 [g/mol]、 $H$  は該当する

核種の同位体存在比、 $N_A$ はアボガドロ数[1/mol]、及び $\lambda$ は生成核種の壊変定数[1/s]である。さらに、1原子核あたりの反応率を $R$ [1/s]、標的核の数を $N$ とすると、

$$R = \sigma\phi \quad [4]$$

$$N = \frac{mHN_A}{M} \quad [5]$$

から[3]式は、

$$A(t_1) = N \cdot R \cdot \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \exp(-\lambda t_1) \quad [6]$$

「照射済み試料の測定」は先述したように、高純度ゲルマニウム検出器を用いて行った。F82H については複数の放射性同位元素が存在し目的の核反応で生成された同位元素を同定するためにそれらの半減期の情報から特定の時間間隔で3回測定を繰り返した。FNS のマルチチャンネルアナライザはデータを記録するだけでなく記録した「スペクトルを解析」し、対象となるエネルギーを持つ放射線の正味の計数値及びその誤差を評価できる。

## 2.2.2 反応率の導出

核数 $N$ の標的核が中性子束 $\phi$ で照射される時、照射した試料の放射能は、[3]式にあるように中性子束に比例する。ここで、照射終了時刻を $t=0$ とし、照射終了後 $t_1$ 秒から $t_2$ 秒の間測定したとする。照射終了後 $t$ 秒後の放射能は、[3]式と同様に、

$$A(t) = \frac{mHN_A}{M} \cdot \sigma\phi \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \exp(-\lambda t) \quad [7]$$

となる。試料を $t_1$ と $t_2$ の間計数する場合、この期間内の壊変の数は、

$$D(t_1, t_2) = \int_{t_1}^{t_2} A(t) dt = \frac{mHN_A}{\lambda \cdot M} \cdot \sigma\phi \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \cdot (\exp(-\lambda t_1) - \exp(-\lambda t_2)) \quad [8]$$

となる。

したがって、エネルギー $E$  k、壊変あたりの放出確率 $I$  k のガンマ線を、検出器の立体角を考慮した検出効率 $\epsilon$  k のゲルマニウム検出器で計数する場合、ネットの計数 $C_{net}$ は、

$$C_{net} = \varepsilon_k I_k F \cdot \frac{mHN_A}{\lambda \cdot M} \cdot \sigma \phi \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \cdot (\exp(-\lambda t_1) - \exp(-\lambda t_2)) \quad [9]$$

となる。ここで、Fは後方散乱や試料の自己吸収のような補正を考慮した係数である（次節参照）。

一方で、[3]式は照射終了から  $t_1$  秒後、すなわち冷却後測定開始時刻での放射能であり、この式を[9]式に代入して、測定開始時刻の放射能とガンマ線の計数値の関係

$$A(t_1) = \frac{C_{net} \cdot \lambda}{\varepsilon_k I_k F \cdot \{1 - \exp[-\lambda(t_2 - t_1)]\}} \quad [10]$$

が得られ、[6]式を用いて、

$$R = \frac{C_{net} \cdot \lambda}{\varepsilon_k I_k F \cdot N \cdot \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \cdot \exp(-\lambda t_1) \cdot \{1 - \exp[-\lambda(t_2 - t_1)]\}} \quad [11]$$

となり、1原子核あたりの反応率[1/s]が得られる。

### 2.2.3 検出効率

ガンマ線はゲルマニウム検出器中で相互作用しながら長い距離を移動するため、検出器の効率はしばしば 100%以下になる。したがって計数されたパルスの数と検出器に入射したガンマ線の数を関連付けるために正確な検出器の効率の値を求める必要がある。

本実験では、既に FNS で実験的に評価された絶対ピーク効率を用いた。Fig. 15 に検出器ごとに標準点線源を用いて評価された絶対ピーク効率曲線を示す。これは、検出器に対する線源となる放射化試料の幾何学的配置を含めた、線源から放出される放射線が検出器に全エネルギーを付与する相互作用の分のみを計数する場合の検出効率である。すなわち、本実験における検出効率の定義は、

$$\varepsilon_p = \frac{\text{(単位時間内に全エネルギーピークとして計数されるガンマ線数)}}{\text{/ (単位時間内に線源より放出されるガンマ線数)}} \quad [12]$$

である。

しかしながら、実際の測定における放射化試料は理想的な点線源ではないので、その違いを補正する必要がある。

補正された検出効率  $\varepsilon_k$  は

$$\varepsilon_k = \varepsilon_p \times f_1 \times f_2 \times f_3 \times \dots [13]$$

のように検出効率についての補正係数を乗じた形で表される。

$f_1$ は試料の厚みによる測定位置のずれの補正係数であり、検出器の実効的な中心から逆2乗則が成り立っているとして次式から求めた。

$$f_1 = \left( \frac{x + x_0}{x + x_0 + d/2} \right)^2 [14]$$

ここで、 $x$ は検出器表面から試料表面までの距離、 $x_0$ は検出器表面から実効中心までの距離、 $d$ は試料の厚みである。検出器の実効的な中心は0.5 cmと5 cmの検出効率の比から得られた FNS で評価済みの値を用いた。試料の厚さが1 mmの場合、2%程度の補正量となる。

$f_2$ は試料によるガンマ線の自己吸収による補正係数であり、試料と検出効率の標準位置を5 cmとして測定を行ったので、ガンマ線は平行入射とみなして補正した。補正係数は、

$$f_2 = \frac{1 - \exp(-\rho\mu d)}{\rho\mu d} [15]$$

$\rho$ は試料の密度[g/cm<sup>3</sup>]、 $\mu$ はガンマ線のエネルギーに対する質量減弱係数[cm<sup>2</sup>/g]、 $d$ は試料の厚さである。 $\mu$ については文献<sup>4)</sup>から引用し、試料が種類の異なる元素で構成されている場合は試料中の元素の原子数密度を考慮した実効的な値を導出して用いた。この誤差は補正量の20%程度と見積もられている。

$f_3$ はカスケードコインシデンスサムに対する補正係数である。ガンマ線がカスケードで放出される場合はコインシデンスサムによるカウントの損失あるいは加算を補う必要がある。補正係数導出のために、ガンマ線が検出器で全ての相互作用を経て計数される効率である全効率 $\varepsilon$ を用いた。Fig. 16 に FNS で評価された検出器ごとの絶対全効率曲線を示す。5 cm 位置でも1~2%程度の補正を必要とする場合がある。次に補正係数導出の例を示す。Fig. 17 のような崩壊形式で複数のガンマ線を放出する核種の放射能を測定する場合を考える。a ~ d は各々の崩壊経路におけるガンマ線強度を表す。ここで、ガンマ線の内部転換はないものとする。その核種の放射能を A とすると、サムコインシデンス効果がない場合のエネルギー $E_1$ のガンマ線の理想的なガンマ線計数率 C' は

$$C' = A\epsilon_p(E_1) \quad [16]$$

ここで、 $\epsilon_p(E)$  はエネルギー E のガンマ線に対する検出器の絶対ピーク効率である。1～4 の崩壊経路それぞれで独立のサムコインシデンス効果を含めた計数率は、

$$C_{path1} = A\epsilon_p(E_1) \quad [17]$$

$$C_{path2} = A\epsilon_p(E_1) - A\epsilon_p(E_1)\epsilon_t(E_2) \quad [18]$$

$$C_{path3} = A\epsilon_p(E_1) - A\epsilon_p(E_1)\epsilon_t(E_3) \quad [19]$$

$$C_{path4} = A\epsilon_p(E_1) - A\epsilon_p(E_1)\epsilon_t(E_4) \quad [20]$$

ここで、 $\epsilon_t(E)$  はエネルギー E のガンマ線に対する検出器の全効率である。したがって、実際の計数率を C とすると、さらにそれぞれの崩壊経路の重みを考慮して、

$$C = \frac{aA\epsilon_p(E_1) + b\{A\epsilon_p(E_1) - A\epsilon_p(E_1)\epsilon_t(E_2)\} + c\{A\epsilon_p(E_1) - A\epsilon_p(E_1)\epsilon_t(E_3)\} + d\{A\epsilon_p(E_1) - A\epsilon_p(E_1)\epsilon_t(E_4)\}}{a+b+c+d} \quad [21]$$

と表される。以上から補正計数  $f_3$  は、

$$f_3 = \frac{C}{C'} = \frac{a+b\{-\epsilon_t(E_2)\}+c\{-\epsilon_t(E_3)\}+d\{-\epsilon_t(E_4)\}}{a+b+c+d} \quad [22]$$

となる。例えば補正係数が 5 % であると仮定した場合、その 1/10 となる 0.5 % のガンマ線強度の重みを乗じ、その結果得られる補正係数は 0.025 % となり無視できる。このことから、0.5%以上のガンマ線強度を持つ崩壊経路についてのみ考えた。本実験においては、 $^{24}\text{Na}$ ,  $^{56}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$  の絶対ピーク効率に補正を加える必要がある。 $^{114m}\text{In}$ ,  $^{187}\text{W}$  についてもカスケードでガンマ線が放出されるが、前者は片方のガンマ線の半減期が短いため、冷却時間をおくことでカスケードガンマ線除去した。後者は、対象のガンマ線以外のガンマ線強度が 0.5%以下であるため補正を加えなかつた。

また、計数率が増大するとランダムコインシデンスサムによるカウントロスが問題となるが、全て不感時間が 3%以下であったため補正を省いた。

### 3. 解析

#### 3.1 輸送計算

本研究では、評価済み核データとモンテカルロ輸送計算コード MCNP を用いて、放射化反応率計算を行った。MCNP で作成したシミュレーション体系は、Fig. 8 に沿って厳密に再現したが、リフレクタ、ブランケット試験体はビームライン軸方向の円柱とした。中性子輸送計算に用いられる構造材の核データに、FENDL/E-2.0 及び JENDL-3.2 を使用し、それぞれの核データのみを用いて作成した体系で計算を行った。FENDL/E-2.0 に選択されている断面積データを Table 6 に示す<sup>5)</sup>。MCNPにおいて放射化反応率は、試料位置の中性子フラックス [ $1/\text{cm}^2/(\text{source neutron})$ ] に放射化反応断面積を乗ずることで得られる。中性子の検出器として、F82H シートにセル検出器、その他の放射化箔に面検出器を用いた。併せて、放射化断面積データとして、JENDL-Dosimetry File、JENDL-3.2 及び ENDF/B-IV を使用した。Table 7 にそれぞれの放射化反応に対して使用した核データをまとめた。

#### 3.2 競合反応の取扱い

F82H と中性子場測定用箔で測定を行った放射性核種の一部、すなわち  $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{114m}\text{In}$  は、同位体元素あるいは種類の異なる元素から別の核反応を経て生成する。Table 8, Fig. 18~20 に F82H の放射化によって  $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{51}\text{Cr}$  を生成する核種について、F82H 中で放射性核種を 1 個生成する時の放射化反応割合を示す。このような競合反応過程を経て放射性核種が生じる場合、測定結果から、競合する各々の反応ごとに区別して反応率を導出することができない。したがって、計算コードを用いて測定結果を解析する方法を考える必要がある。ここで、本実験におけるインジウムの放射化分析を例に挙げ考えてみる。インジウムは質量数が 113 と 115 の同位体元素が存在し、 $^{113}\text{In}(n, \gamma)$  と  $^{115}\text{In}(n, 2n)$  反応を経て  $^{114m}\text{In}$  が生成される。ここで、一定の中性子束を  $t$  時間の照射したと仮定すると、照射後生成する放射性核種  $^{114m}\text{In}$  の原子数は、次のようになる。

$$N_{114} = (N_{113} R_{113 \rightarrow 114} + N_{115} R_{115 \rightarrow 114}) \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda t})}{\lambda} \quad [23]$$

ここで、 $N_{114}$ 、 $N_{113}$ 、 $N_{115}$  はそれぞれ、生成された放射性核種  $^{114m}\text{In}$ 、 $^{113}\text{In}$ 、 $^{115}\text{In}$  の核数、 $R_{113 \rightarrow 114}$ 、 $R_{115 \rightarrow 114}$  はそれぞれ  $^{113}\text{In}(n, \gamma)$  反応、 $^{115}\text{In}(n, 2n)$  反応の反応率である。 $\lambda$  は  $^{114m}\text{In}$  の壊変定数である。一方で、インジウムの総原子核数を  $N_{\text{nat}}$ 、天然のインジウムから  $^{114m}\text{In}$  が生成される反応の反応率を  $R_{\text{nat} \rightarrow 114}$  とすると次のようにもかける。

$$N_{114} = N_{nat} R_{nat \rightarrow 114} \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda t})}{\lambda} \quad [24]$$

ただし、 $N_{nat} = N_{113} + N_{115}$

したがって[23]と[24]式から、

$$R_{nat \rightarrow 114} = \frac{N_{113}}{N_{nat}} R_{113 \rightarrow 114} + \frac{N_{115}}{N_{nat}} R_{115 \rightarrow 114} \quad [25]$$

が得られ、 $^{113}\text{In}$  と  $^{115}\text{In}$  の天然同位体存在比（核数比）を  $\alpha_{113}$ 、 $\alpha_{115}$  とすると、

$$R_{nat \rightarrow 114} = \alpha_{113} R_{113 \rightarrow 114} + \alpha_{115} R_{115 \rightarrow 114} \quad [26]$$

となる。MCNPを用いた計算では同位元素ごと、すなわち  $^{113}\text{In}$  ( $n, \gamma$ )、 $^{115}\text{In}$  ( $n, 2n$ ) 反応の反応率を計算し、[26]式にしたがって測定値と比較可能な天然の原子当たりの反応率を導出した。

F82H の放射化分析についても同様に考えることができる。放射性核種として  $^{51}\text{Cr}$  を例に考える。F82Hにおいて  $^{51}\text{Cr}$  は、元素として含まれる  $^{50}\text{Cr}(n, \gamma)$ 、 $^{52}\text{Cr}(n, 2n)$  及び  $^{54}\text{Fe}(n, \alpha)$  反応を経て生成されるため、[25]式と同様の関係を用いて、

$$R_{\rightarrow 51} = \frac{N_{50}}{N} R_{50 \rightarrow 51} + \frac{N_{52}}{N} R_{52 \rightarrow 51} + \frac{N_{54}}{N} R_{54 \rightarrow 51} \quad [27]$$

ただし、 $N = N_{50} + N_{52} + N_{54}$

と表される。 $N_{50}$ 、 $N_{52}$ 、 $N_{54}$  は、それぞれ F82H に含まれる、 $^{50}\text{Cr}$ 、 $^{52}\text{Cr}$ 、 $^{54}\text{Fe}$  の核数である。N は  $^{51}\text{Cr}$  になり得る核種の総原子核数である。 $R_{50 \rightarrow 51}$ 、 $R_{52 \rightarrow 51}$ 、 $R_{54 \rightarrow 51}$  は、それぞれ  $^{50}\text{Cr}(n, \gamma)$ 、 $^{52}\text{Cr}(n, 2n)$  及び  $^{54}\text{Fe}(n, \alpha)$  反応の反応率である。 $R_{\rightarrow 51}$  は F82H に含まれ、かつ  $^{51}\text{Cr}$  になり得る核種の総原子核数で規格化した  $^{51}\text{Cr}$  の生成率を示している。左辺を測定値、右辺を計算値として比較を行った。

## 4. 測定結果と考察

### 4.1 体系内中性子場評価

はじめに体系中性子場の評価について述べる。Table 9 に体系ポジションに対する体系中性子場較正用の放射化箔ニオブによる  $^{93}\text{Nb}(n, 2n)^{92m}\text{Nb}$ 、アルミニウムによる  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{22}\text{Na}$ 、インジウムによる  $^{115}\text{In}(n, n')^{115m}\text{In}$ 、 $^{113}\text{In}(n, \gamma)^{114m}\text{In} + ^{115}\text{In}(n, 2n)^{114m}\text{In}$ 、金による  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ 、タングステン  $^{186}\text{W}(n, \gamma)^{187}\text{W}$ 、マンガンによる  $^{66}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$ 、およびクロミウムによる  $^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr} + ^{52}\text{Cr}$  ( $n, 2n$ )  $^{51}\text{Cr}$  の放射化反応率の実験データ、計算データ及び使用核データごとの実験値に対する計算値の比 (C/E) を示す。また、Fig. 21~25 にそれぞれの体系内における C/E 値の分布、Fig. 29~30 に、それぞれの放射化反応に対する体系内における反応率の分布を示す。ニオブ、アルミニウムの放射化反応は 10 MeV 付近でしきい値を持っているので、事実上 14 MeV 中性子束、すなわち体系に散乱されていない中性子による反応を示しており、体系厚さに対して  $1/e$  減衰を示している。また C/E からその精度は、体系ポジション全てにおいて JENDL-3.2、FENDL/E-2.0 のデータとも 10%程度の誤差で一致している。 $^{115}\text{In}(n, n')^{115m}\text{In}$  に関しては約 1 MeV 以上の中性子に感度を持つ。Fig. 30 のニオブに対するインジウムの反応率分布からも分かるように、MeV 中性子束は対向壁面側からベリリウムの減速を受け、数 MeV 中性子束が増加する傾向を示す。また C/E 値から、JENDL-3.2 による評価に対して 10~20%誤差であり、計算値の過大評価を示す結果となった。FENDL/E-2.0 による評価は、同様に計算値の過大を示しているが、誤差 10%程度と JENDL-3.2 に比べ少ない傾向を示している。これは過去 FNS で行われたベリリウム体系実験<sup>5)</sup> と同様の傾向を示しており、過去の値と整合性のある結果である。マンガン、タングステン、金における放射化反応は  $(n, \gamma)$  反応であり、keV 領域以下の共鳴領域と熱エネルギー領域の中性子に感度を持つ。マンガンの場合、約 0.3~1 keV の断面積に共鳴を持ち、タングステンは約 20 eV で  $10^4$  barn 程度の巨大共鳴をもつ。さらに金に関しては 5 eV で共鳴を持ち中性子エネルギースペクトルにも依存するが、反応のほとんどが共鳴によるものである。したがって、マンガン、タングステン、金の放射化反応率の体系内分布は、ベリリウム中の中性子の減速に従って、ベリリウム体系内で増加する。しかし、 $^6\text{Li}(n, t)$  によって熱化中性子が吸収されるため、リチウム-6 濃縮チタン酸リチウム層では、箔の反応率は計算値、実験値とも減少する傾向を示した。Fig. 22~24 のマンガン、タングステン、金の放射化 C/E から、いずれも、その精度は 30%程度である。アルミニウムおよびニオブの精度に比べ、若干精度が悪くなっているが、これは、ベリリウムとの中性子の多重散乱によって、熱化（熱外）エネルギー領域の中性子プロファイルの不確定性が増大していることに起因していると考えられる。

## 4.2 F82H 放射化評価

F82H の放射化について述べる。Table 10 に F82H で生成される放射性核種マンガン-56、マンガン-54、クロミウム-51、タングステン-187 の反応率の計算値、実験値を示す。また、Table 8, Fig. 18~20 に示したように、マンガン-56 の場合、F82H 中の鉄による  $^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$  反応と F82H に含まれる微量元素マンガン-55 による  $^{55}\text{Mn}(\text{n}, \gamma)$  反応によるものが支配的である。マンガン-54 に関しては  $^{54}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$ 、 $^{55}\text{Mn}(\text{n}, 2\text{n})$  反応であり、またクロミウム-51 に関してはクロミウム同位体の放射化  $^{50}\text{Cr}(\text{n}, \gamma)$ 、 $^{52}\text{Cr}(\text{n}, 2\text{n})$  反応によって生成される。タングステンに関しては  $^{186}\text{W}(\text{n}, \gamma)$  のパスのみである。

Fig. 32~33 からマンガン-56 及び-54 に関してはしきい反応である  $^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$ 、 $^{54}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$  によって中性子の  $1/\text{e}$  減衰に従って生成反応率も減少していると考えられる。また、Fig. 27 のマンガン-56 の C/E から計算値は 10% 程度の誤差で実験値と一致しており、ニオブ、アルミの放射化箔の精度と概ね一致することが示された。マンガン-54 に関しては 10~20% 程度とマンガン-56 より比べて若干精度が悪くなっているが、これは  $^{54}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$  反応のしきい値が  $^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$  に比べ低く (Fig. 35)、インジウムの結果と同様、数 MeV 付近の中性子プロファイルの不確定性が原因と考えられる。また、(n, p) 反応断面積についての文献<sup>6), 7)</sup> で、 $^{54}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$  反応断面積が  $^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})$  反応断面積よりも核データ評価の精度誤差が小さいことから、上記の反応率予測精度の相違において中性子輸送計算結果の寄与が大きいことが示唆されている。

クロミウムに関して、Fig. 20 に示す計算結果は、クロミウム-51 の生成について対向材中においては  $^{52}\text{Cr}(\text{n}, 2\text{n})$  が支配的であるが、増殖材第 2 層、第 3 層に近接する F82H では  $^{50}\text{Cr}(\text{n}, \gamma)$  による効果が顕著であることを示している。また、クロミウム-51 生成反応率の計算結果は 10% 以内で実験値とよく一致している。 $^{50}\text{Cr}(\text{n}, \gamma)$  断面積では約 1 keV 以下からなだらかに大きく増加する構造を持っており、全  $^{50}\text{Cr}(\text{n}, \gamma)$  反応に対してこのエネルギー領域の中性子に対する反応が支配的である (Fig. 34)。

したがって、この領域の多重散乱中性子の不確定性は断面積で積分される反応率に対して縮小される。つまり、相対誤差が小さくなる。さらにクロミウム-51 生成反応率に精度がよい  $^{52}\text{Cr}(\text{n}, 2\text{n})$  反応による寄与が加わった結果として不確定性がさらに縮小され、(n, γ) 反応が寄与しているにもかかわらず、全体として精度がニオブ、アルミニウム放射化箔の精度まで保証されていると考えられる。

タングステン-187 は  $^{186}\text{W}(\text{n}, \gamma)$  反応によって生成されるため、生成反応率は、体系場評価に使用したタングステン-187 と同様にベリリウムによる中性子多重散乱効果によって体系内で大きく増加する (Fig. 31~32)。C/E に関しては使用した核データによって解析結果に違いが現れた。Fig. 29 の上図は体系内の中性子輸送を FENFL/E-2.0 または JENDL-3.2 で評価し、 $^{186}\text{W}(\text{n}, \gamma)$  反応断面積に ENDF/B-IV を使用したもの、また Fig. 29 の下図は反応断面積に JENDL Dosimetry File を用いて評価

したものである。JENDL Dosimetry File の場合、約 30~40% 計算値が過小評価され、ENDF/B-IV の場合、30~40% 計算値が過大評価される結果となった。これは先に行われたタングステン崩壊熱実験<sup>8)</sup>と同様の傾向を示す。崩壊熱実験の報告によると、評価の相違は主としてそれぞれの核データライブラリーにおける共鳴領域の断面積の評価値が大きく異なっていることに起因していると指摘されており、本実験においても同様の原因であることが示唆された。

## 5. 結論

日本原子力研究所那珂研究所核融合中性子源 FNS を用いて、低放射化フェライト鋼 F82H の放射化特性を得ることを目的とした原型炉ブランケット模擬体系に対する D-T 中性子照射試験を行い、照射後の F82H シート、クロミウム箔、タングステン箔における放射性核種  $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{187}\text{W}$  の生成反応率を高純度ゲルマニウム半導体検出器を用いて測定した。併せて、評価済み核データとモンテカルロ輸送計算コードによる計算値との比較検討を行った。計算結果は、 $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{51}\text{Cr}$  とともに 10~20% 程度の精度で測定結果と一致した。しかし、タングステンに関しては、30~40% の精度であることが分かった。また、タングステンの放射化断面積に使用する核データによって大きく計算結果が変わり、タングステンの中性子捕獲反応の共鳴領域における断面積評価に核データによって相違があることを示唆する結果となつた。

また、アルミニウム、ニオブ、インジウム、金等の放射化反応率の測定結果と輸送計算結果を比較することによって、ブランケット模擬体系における中性子プロファイルの予測精度の検証も行った。体系場の測定から、中性子スペクトルは 10 MeV 以上では約 10% の精度で評価できた。また 10 MeV 以下については 10~20%、keV 以下の低エネルギー領域では 30% 程度の精度であった。低エネルギーの誤差に関しては、体系中のベリリウム減速材における中性子多重散乱によって、低エネルギー中性子スペクトルの不確定性が蓄積したことによる原因があると考えられる。

## 謝 辞

本研究を遂行するにあたり、高橋亮人教授には、全般にわたり御指導して頂きました。また、研究方針について貴重な御助言を頂き、心より深く感謝いたします。村田勲助教授には、研究について御助言や御指導をして頂きました。また、様々な実験を学ぶ機会を与えて頂いたことに心より深く感謝いたします。測定方法の詳細に至るまで御助言、実験をサポートして頂きました大阪大学の杉本久司技官、伊達道淳技官、吉田茂生助手、高木寛之氏に感謝いたします。

日本原子力研究所における実験で加速器を運転して頂きました沓掛忠三氏、田中滋氏、阿部雄一氏、関正和氏、荻沼義和氏に感謝いたします。実験解析について広く御助言して頂いた森本裕一氏に深く感謝いたします。研究に関して多くの御助言を頂きました原研大強度陽子加速器施設開発センターの前川藤夫氏に感謝いたします。

最後に、原研特別研究生として研究の機会を与えていただいた日本原子力研究所の関係各位及び、研究面だけでなく生活面にいたるまで最適な環境を提供して頂いた大阪大学高橋研究室並びに原研核融合中性子工学研究室の皆様に深く感謝いたします。

## 参考文献

- (1) コルネリウス ケラー、;「放射化学の基礎」、現代工学社
- (2) K. Tsukuda: "Table of nuclear reactions and subsequent radioactive decays induced by 14-MeV Neutrons", JAERI-Report, 1252, (1977).
- (3) 村上悠紀雄、團野皓文、小林昌敏編:「放射線データブック」、地人書館
- (4) Nucl. Data Tables A7, 565 (1970).
- (5) F. Maekawa et. al.: "Compilation of benchmark results for fusion related nuclear data", JAERI-Data/Code, 98-024 (1998).
- (6) Y. Ikeda et al. : "Activation cross section measurements for fusion reactor structural materials at neutron energy from 13.3 to 15.0 MeV using FNS Facility", JAERI 1312, (1988).
- (7) 春日井好巳:「14 MeV 中性子による( $n, p$ )、( $n, \alpha$ )反応断面積の測定とその系統性」、博士学位論文、名古屋大学 (1998).
- (8) F. Maekawa et al. : "Decay heat experiment featuring low-energy neutron induced tungsten-187 production in ITER baffle plates and its analysis", Fusion Eng. Des., 51-52, pp. 809- 814 (2000).

**Table 1 The specification of Fusion neutronics source.**

	80 degree beam line (DC)	0 degree beam line (DC)
Target type	Stationary target	Rotating neutron target
Tritium area	24mm $\phi$ (2.6mg/cm <sup>2</sup> )	333.4cm <sup>2</sup> (1.6mg/cm <sup>2</sup> )
Tritium inventory (initially)	0.36TBq	19.6TBq
Maximum beam current	3mA	25mA
Neutron yield	$3 \times 10^{11}$ n/s	$4 \times 10^{12}$ n/s

**Table 2 Description of nuclides included in the F82H.**

Nuclide	wgt% in F82H
Fe	89.74165
Cr	7.74
W	1.95
C	0.095
Si	0.1
Mn	0.1
P	0.005
S	0.0031
Cu	0.01
Ni	0.02
Mo	0.01
V	0.18
Nb	0.0001
Ta	0.04
Ti	0.005
B	1.496E-04

**Table 3 Description of foils used in the activation analysis.**

Sample	Form	Reaction	Density [g/cm <sup>3</sup> ]	Purities [%]	Size [cm]
Aluminum	foil	$27\text{Al}(\text{n},\alpha)24\text{Na}$	2.70	(>99)	$\phi 1 \times 0.05^t$
Niobium	foil	$93\text{Nb}(\text{n},2\text{n})92^m\text{Nb}$	8.56	(>99)	$2 \times 2 \times 0.025^t$
Indium	foil	$115\text{In}(\text{n},\text{n}')115^m\text{In}$	7.31	(>99)	$2 \times 2 \times 0.01^t$
		$113\text{In}(\text{n},\gamma)114^m\text{In}$			
		$115\text{In}(\text{n},2\text{n})114^m\text{In}$			
Iron	foil	$54\text{Fe}(\text{n}, \alpha)51\text{Cr}$	7.875	99.99	$1 \times 1 \times 0.05^t$
Chromium	powder	$52\text{Cr}(\text{n},2\text{n})51\text{Cr}$	~7.15	99.99	$1.8 \times 1.8 \times (\sim 0.015^t)$
		$50\text{Cr}(\text{n}, \gamma)51\text{Cr}$			
Gold	foil	$197\text{Au}(\text{n}, \gamma)198\text{Au}$	19.282	(>99)	$0.5 \times 0.5 \times 0.0001^t$
Tungsten	foil	$186\text{W}(\text{n}, \gamma)187\text{W}$	19.3	(>99)	$1 \times 1 \times 0.0006^t$
Cobalt	foil	$59\text{Co}(\text{n}, \gamma)60\text{Co}$	8.86	99.9	$1 \times 1 \times 0.0006^t$
Mn-Cu	foil	$55\text{Mn}(\text{n}, \gamma)56\text{Mn}$	~7.3	Cu86/Mn12/N i2	$1.5 \times 1.5 \times 0.0006^t$
Sodium	powder	$23\text{Na}(\text{n}, \gamma)24\text{Na}$	~0.97	99.98	$1.8 \times 1.8 \times (\sim 0.01^t)$
F82H	sheet	Fe56(n,p)Mn56	8.1 or 8.8		$5 \times 5 \times 0.1^t$
		Fe57(n,np)Mn56			
		Mn55(n, $\gamma$ )Mn56			
		Fe54(n,p)Mn54			
		Fe56(n,t)Mn54			
		Mn55(n,2n)Mn54			
		52Cr(n,2n)51Cr			

Table 4 Nuclear reactions and subsequent radioactive decays of the standard foils used in the neutron-field measurement.

Z	A	abundance ratio(%)	Type of reaction	R <sub>Product</sub>	reaction Q-value	forward E <sub>times</sub>	Type of decay	%	$\gamma$ energy	$I_{\gamma}$ (%)	Decay Q-value	Half life	Decay product	max $\sigma$	Energy for max. $\sigma$
41Nb	93	100.000%	(n,2n <sup>*</sup> )	92Nb <sup>m</sup>			EC	99+	0.9/28	1.68	2.15	10.15d	92Zr	0.41	14
49In	113	4.290%	(n, $\tau$ )	114In <sup>m</sup>	7.31		$\beta^+$	0.06	0.93446	99.15	2.15	0.49			
							$\beta^-$						92Mo		
115		95.710%	(n,2n)	114In <sup>m</sup>	-9.03	9.11	EC	3.4	0.19024	18.4	1.63	49.51d	114In <sup>s</sup> →114Sn	4.47	thermal
							IT	96.6	0.55804	3.4	0.1916				
			(n,n')	115In <sup>m</sup>					0.72521	3.4					
							IT	96.3	0.33624	46.7	0.335		115In <sup>s</sup> →115Sn	0.33	6
							$\beta^-$	3.7		0.82					
13Al	27	100.000%	(n, $\alpha$ )	24Na	-3.13	3.25	$\beta^-$	100	1.3686	100	5.515	14.9590h	24Mg	0.121	14.1
									2.7541	99.92					
									3.8672	0.08					
11Na	23	100.000%	(n, $\tau$ )	24Na	6.96		$\beta^-$	100	1.3686	100	5.515	14.9590h	24Mg	0.5305	thermal
									2.7541	99.92					
									3.8672	0.08					
27Co	59	100.000%	(n, $\tau$ <sup>*</sup> )	24Na <sup>m</sup>	6.96									0.13	thermal
			(n, $\tau$ )	60Co	7.49		$\beta^-$	100	1.17324	99.9	0.473	20.20ms	24Na <sup>s</sup> →24Mg	0.4003	thermal
79Au	197	100.000%	(n, $\tau$ )	198Au	6.51		$\beta^-$	100	0.4118	95.5	1.374	2.69517d	198Hg	26000	5.00E-06
														1.4	0.01
									0.67589	1.06					
													1.08769	0.23	

**Table 5** Nuclear reactions and subsequent radioactive decays of the representative nuclides included in F82H (1/5).

wgt% in F82H	wgt% in $Z_A$	Type of reaction	R_Prod t	reaction Q-value	forward E <sub>ene</sub>	Type of decay	% · $\gamma$ energy $I_{\gamma}$ (%)	Decay Q- value	Half life	Decay product	max $\sigma$	Energy for max. $\sigma$		
0.1	0.09187333 14Si 28	(n,p)	28Al	-3.86	4.00	$\beta^-$	100	1.7789	100	4.635	2.2414m	$^{28}\text{Si}^{\text{excit}} \rightarrow 28\text{Si}^{\text{s}}$	0.4	10
	0.00481808 29	(n,p)	29Al	-2.9	3.00	$\beta^-$	100	1.2733	89.1	3.68	6.26m	$29\text{Si}$	0.39	9
0.00330858 30	(n,r)	31Si	6.59			$\beta^-$	100	1.2662	0.07	1.48	2.622h	31P	0.11	thermal
	(n,p*)	30Al <sup>m</sup>	-7.76	8.04		$\pi^-$	100	1.2631	40.6		72s	$30\text{Al}^{\text{f}} \rightarrow 30\text{Si}$		
0.1	0.1 25Mn 55	(n,r)	56Mn	7.27		$\beta^-$	100	0.84676	98.9	3.702	2.5785h	56Fe	13	thermal
	(n,2n)	54Mn	-10.22	10.41		EC	100	0.83483	99.98	1.379	312.12d	$^{54}\text{Cr}^{\text{excit}} \rightarrow 54\text{Cr}^{\text{s}}$	1	17
	(n,p)	55Cr	-1.81	1.84		$\beta^-$	100	1.5282	0.038	2.59	3.497m	Mn55	0.09	15
	(n, <sup>3</sup> He)	53V	-12.702	12.93		$\beta^-$	100	1.006	89.6	3.5	1.61m	$^{53}\text{Cr}$	?	
	(n,α)	52V	-0.63	0.64		$\beta^-$	100	1.43406	100	3.97	3.743m	$^{52}\text{Cr}^{\text{excit}} \rightarrow 52\text{Cr}^{\text{s}}$	0.034	14
7.74	0.32302406 24Cr 50	(n,r)	51Cr	9.26	-	EC	100	0.32008	9.83	0.752	27.702d	51V	13.5	thermal
	(n,2n)	49Cr	-12.94	13.20		$\beta^+$	92.5	0.511	185	2.56	42.3d	49V → 49Ti	0.09	20
	(n,p)	50V	-0.26	0.27		$\beta^-$	17	0.78329	100	1.033	$1.4 \times 10^7$ y	$^{50}\text{Cr} \rightarrow 50\text{Cr}^{\text{s}}$		
	(n,t)	48V	-12.86	13.12		EC	49.1	0.511	99.2	4.013	15.9735d	48Ti		
	(n,np)	49V	-9.59	9.78		EC	100	-	-	0.6	330d	49Ti	+	
6.4783654	52	(n,2n)	51Cr	-7.94	8.09	EC	100	0.32008	9.83	0.752	27.702d	51V	0.5	18
	(n,p)	52V	-3.2	3.26		$\beta^-$	100	1.43406	100	3.97	3.743m	$^{52}\text{Cr}^{\text{excit}} \rightarrow 52\text{Cr}^{\text{s}}$	0.13	11
0.74872145	53	(n,p)	53V	-2.64	2.69	$\beta^-$	100	1.006	89.6	3.4	1.61m	$^{53}\text{Cr}^{\text{excit}} \rightarrow 53\text{Cr}^{\text{s}}$	+	
	(n, <sup>3</sup> He)	51Ti	-12.42	12.65		$\beta^-$	100	0.32008	93	2.46	5.76m	51V		
	(n,np)	52V	-11.15	11.36		$\beta^-$	100	1.43406	100	3.97	3.743m	52Cr		

**Table 5** Nuclear reactions and subsequent radioactive decays of the representative nuclides included in F82H (2/5).

		(n, $\tau$ )	55Cr	6.26	$\beta^-$	100	1.5282	0.038	2.59	3.497m	55Mn	0.38	thermal
0.18988908	54	(n,p)	54V	-6.22	6.34	$\beta^-$	100	0.83475	97.1	7.3	49.8s	54Cr $\rightarrow$ 54Cr $^g$	
								0.98896	80.1				
		(n,d)	53V	-10.14	10.33	$\beta^-$	100	1.006	89.6	3.4	1.61m	53Cr $\rightarrow$ 53Cr $^g$	
		(n, $\alpha$ )	51Ti	-1.55	1.58	$\beta^-$	100	0.32008	93	2.46	5.76m	51V $\rightarrow$ 51V $^g$	+
1.95	0.00229049	(n, $\tau$ )	181W	6.65		EC	100	0.00621	0.97	0.19	121.2d	181Ta	20
								0.13625	0.04				thermal
		(n,2n)	179W	-8.44	8.49	EC	100	0.0307	22	1.2	37.05m	179Ta $\rightarrow$ 179Hf	+
		(n,2n $^*$ )	179W $^m$			IT	99.7	5 gamma	9.25	0.22218	6.40m	179W $\rightarrow$ 179Ta $\rightarrow$ 179Hf	+
		(n,p $^*$ )	180Ta $^m$	(-0.06)		EC	87	0.0931	4	0.9	8.152h	180Hf	
						$\beta^-$	13	0.1034	0.6	0.7	8.153h	180W	
0.51139858	182	(n,2n)	181W	-8.05	8.09	EC	100	0.00621	0.97	0.19	121.2d	181Ta	2.3
								0.13625	0.04				14
		(n,p)	182Ta	-1.02	1.03	$\beta^-$	100	0.06775	41.3	1.811	114.43d	182W	
								1.12128	35				
		(n,p $^*$ )	182Ta $^m$	(-1.54)		IT	100	0.14679	35.5	0.503	15.84m	182Ta $^g$ $\rightarrow$ 182W	
								0.17159	47.6				
								0.18495	26.9				
0.27777115	183	(n,3n)	181W	-14.25	14.33	EC	100	3 gamma	1.11	0.19	121.2d	181Ta	+
		(n,p)	183Ta	-0.29	0.29	$\beta^-$	100	0.24606	27	1.07	5.1d	183W	+
		(n, $\alpha$ )	180Hf $^m$	(-7.78)		IT	100	0.33231	94.4	1.2422	5.5h	180Hf	
								0.44318	85.3				
		(n,np)	182Ta	-7.21	7.25	$\beta^-$	100	0.06775	41.3	1.811	114.43d	182W	
								1.12128	35				
								1.22142	27.4				

**Table 5** Nuclear reactions and subsequent radioactive decays of the representative nuclides included in F82H (3/5).

Table 3. Nuclear Reactions and Subsequent Radioactive Decaychains In Aozai (S.J.).													
0.59787441	184	(n, $\tau$ )	185W	5.75	$\beta^-$	100	0.12536	0.023	0.429	75.1d	187Re	1.8	
		(n, $\tau^*$ )	185W <sup>m</sup>		IT	100	5 gamma	14.18	0.368	1.67m	185W <sup>2</sup> →185Re	0.02	
		(n,2n)	183W <sup>m</sup>	(-7.41)	IT	100	0.10793	19	0.309	5.2s	183W <sup>b</sup>	1.6	
		(n,p)	184Ta	-2.25	2.26	$\beta^-$	100	0.41401	74	2.75	8.7h	184W	+
							0.25285	44.8					
							0.92093	32.9					
							0.11119	24.3					
							0.21534	24.3					
							0.31804	23.5					
							0.41734	23.5					
							0.51634	23.5					
							0.61534	23.5					
							0.71434	23.5					
							0.81334	23.5					
							0.91234	23.5					
							1.01134	23.5					
							1.11034	23.5					
							1.20934	23.5					
							1.30834	23.5					
							1.40734	23.5					
							1.50634	23.5					
							1.60534	23.5					
							1.70434	23.5					
							1.80334	23.5					
							1.90234	23.5					
							2.00134	23.5					
							2.10034	23.5					
							2.20934	23.5					
							2.30834	23.5					
							2.40734	23.5					
							2.50634	23.5					
							2.60534	23.5					
							2.70434	23.5					
							2.80334	23.5					
							2.90234	23.5					
							3.00134	23.5					
							3.10034	23.5					
							3.20934	23.5					
							3.30834	23.5					
							3.40734	23.5					
							3.50634	23.5					
							3.60534	23.5					
							3.70434	23.5					
							3.80334	23.5					
							3.90234	23.5					
							4.00134	23.5					
							4.10034	23.5					
							4.20934	23.5					
							4.30834	23.5					
							4.40734	23.5					
							4.50634	23.5					
							4.60534	23.5					
							4.70434	23.5					
							4.80334	23.5					
							4.90234	23.5					
							5.00134	23.5					
							5.10034	23.5					
							5.20934	23.5					
							5.30834	23.5					
							5.40734	23.5					
							5.50634	23.5					
							5.60534	23.5					
							5.70434	23.5					
							5.80334	23.5					
							5.90234	23.5					
							6.00134	23.5					
							6.10034	23.5					
							6.20934	23.5					
							6.30834	23.5					
							6.40734	23.5					
							6.50634	23.5					
							6.60534	23.5					
							6.70434	23.5					
							6.80334	23.5					
							6.90234	23.5					
							7.00134	23.5					
							7.10034	23.5					
							7.20934	23.5					
							7.30834	23.5					
							7.40734	23.5					
							7.50634	23.5					
							7.60534	23.5					
							7.70434	23.5					
							7.80334	23.5					
							7.90234	23.5					
							8.00134	23.5					
							8.10034	23.5					
							8.20934	23.5					
							8.30834	23.5					
							8.40734	23.5					
							8.50634	23.5					
							8.60534	23.5					
							8.70434	23.5					
							8.80334	23.5					
							8.90234	23.5					
							9.00134	23.5					
							9.10034	23.5					
							9.20934	23.5					
							9.30834	23.5					
							9.40734	23.5					
							9.50634	23.5					
							9.60534	23.5					
							9.70434	23.5					
							9.80334	23.5					
							9.90234	23.5					
							10.00134	23.5					
							10.10034	23.5					
							10.20934	23.5					
							10.30834	23.5					
							10.40734	23.5					
							10.50634	23.5					
							10.60534	23.5					
							10.70434	23.5					
							10.80334	23.5					
							10.90234	23.5					
							11.00134	23.5					
							11.10034	23.5					
							11.20934	23.5					
							11.30834	23.5					
							11.40734	23.5					
							11.50634	23.5					
							11.60534	23.5					
							11.70434	23.5					
							11.80334	23.5					
							11.90234	23.5					
							12.00134	23.5					
							12.10034	23.5					
							12.20934	23.5					
							12.30834	23.5					
							12.40734	23.5					
							12.50634	23.5					
							12.60534	23.5					
							12.70434	23.5					
							12.80334	23.5					
							12.90234	23.5					
							13.00134	23.5					
							13.10034	23.5					
							13.20934	23.5					
							13.30834	23.5					
							13.40734	23.5					
							13.50634	23.5					
							13.60534	23.5					
							13.70434	23.5					
							13.80334	23.5					
							13.90234	23.5					
							14.00134	23.5					
							14.10034	23.5					
							14.20934	23.5					
							14.30834	23.5					
							14.40734	23.5					
							14.50634	23.5					
							14.60534	23.5					
							14.70434	23.5					
							14.80334	23.5					
							14.90234	23.5					
							15.00134	23.5					
							15.10034	23.5					
							15.20934	23.5					
							15.30834	23.5					
							15.40734	23.5					
							15.50634	23.5					
							15.60534	23.5					
							15.70434	23.5					
							15.80334	23.5					
							15.90234	23.5					
							16.00134	23.5					
							16.10034	23.5					

**Table 5** Nuclear reactions and subsequent radioactive decays of the representative nuclides included in F82H (4/5).

**Table 5** Nuclear reactions and subsequent radioactive decays of the representative nuclides included in F82H (5/5).

Table 3 Nuclear Reactions and subsequent radioactive decays of the representative nuclides included in F82H (5/5).												
89.742	5.06621221	26Fe	54	(n, $\tau$ )	55Fe	9.3	EC	100	-	0.232	2.73y	
	(n,2n)	53Fe	-13.38		13.63	$\beta^+$	97	0.511	194	3.98	8.51m	
(n,p)	54Mn	0.09		EC	2.8	0.378	42				53Mn $\rightarrow$ 53Cr	
(n,t)	52Mn	-12.43	12.66	EC	100	0.83483	99.98	1.379	312.12d	54Cr <sup>m</sup> $\rightarrow$ 54Cr <sup>s</sup>	0.55	
				$\beta^+$	70.6	0.74421	90	4.708	5.591d	52Cr <sup>m</sup> $\rightarrow$ 52Cr <sup>s</sup>	+	
					29.4	0.511	58.8					
(n,t*)	52Mn <sup>m</sup>					0.93552	94.5					
(n, $\alpha$ )	51Cr	0.84		$\beta^+$	97	0.511	193	5.091	21.1m	52Cr <sup>m</sup> $\rightarrow$ 52Cr <sup>s</sup>	+	
(n,np)	53Mn	-8.85	9.01	IT	1.8	1.43406	98.2					
				EC	1.6							
				EC	100	0.32008	9.83	0.752	27.702d	51V	+	
				EC	100	-	-	0.598	3.74*10 <sup>6</sup> y	53Cr	+	
82.4742045	56	(n,2n)	55Fe	-11.2	11.40	EC	100	-	0.232	2.73y	55Mn	
		(n,p)	56Mn	-2.92	2.97	$\beta^-$	100	0.84676	98.9	3.702	2.5785h	56Fe
							1.81072	27.2				
						2.11305	14.3					
(n,t)	54Mn	-11.93	12.14	EC	100	0.83483	99.98	1.379	312.12d	54Cr <sup>s</sup> $\rightarrow$ 54Cr <sup>s</sup>	+	
	(n,p)	57Mn	-1.78	1.81	$\beta^-$	100	0.12206	87.7	2.7	1.42m	57Fe	
						0.13647	12					
						1.81072	27.2					
1.93870136	57	(n,np)	56Mn	-10.56	10.75	$\beta^-$	100	0.84676	98.9	3.702	2.5785h	56Fe
							1.81072	27.2				
						2.11305	14.3					
0.26253197	58	(n, $\tau$ )	59Fe	6.59		$\beta^-$	100	1.09922	56.5	1.573	44.503d	59Co
							1.29156	43.2				
							0.81076	82.2	6.5	1.09m	58Fe	+
							1.32309	55.3				
							0.45916	20				
							0.86394	13.8				

**Table 6 List of original nuclear data library of FENDL/E-1.0 for cross-section data used in the materials for the assembly.**

Nuclide	FNEDL-E/2.0	Nuclide	FNEDL-E/2.0
3-Li-6	ENDF/VI.1	25-Mn-55	ENDF/VI
3-Li-7	ENDF/VI	26-Fe-54	ENDF/VI.1
4-Be-9	JENDL-FF	26-Fe-56	EFF-3
5-B-10	ENDF/VI.1	26-Fe-57	ENDF/VI.1
5-B-11	ENDF/VI.1	26-Fe-58	ENDF/VI.1
6-C-12	JENDL-FF + ENDF/VI.1	28-Ni-58	ENDF/VI.1
7-N-14	JENDL-FF + BROND-2	28-Ni-60	ENDF/VI.1
8-O-16	JENDL-FF	28-Ni-61	ENDF/VI.1
11-Na-23	JENDL-3.1	28-Ni-62	ENDF/VI.1
12-Mg-nat	JENDL-3.1	28-Ni-64	ENDF/VI.1
13-Al-27	EFF-3	29-Cu-63	ENDF/VI.2
14-Si-28	ENDF/VI	29-Cu-65	ENDF/VI.2
14-Si-29	ENDF/VI	42-Mo-nat	JENDL-FF
14-Si-30	ENDF/VI	74-W-nat	JENDL-FF
16-S-nat	ENDF/VI		
19-K-nat	ENDF/VI		
20-Ca-nat	JENDL-3.1		
22-Ti-nat	JENDL-3.1		
23-V-51	JENDL-FF		
24-Cr-50	ENDF/VI		
24-Cr-52	ENDF/VI		
24-Cr-53	ENDF/VI		
24-Cr-54	ENDF/VI		

**Table 7 List of cross-section data used in the MCNP calculations for dosimetry reactions.**

Dosimetry reaction	Nuclear data
Li-6(n, $\alpha$ )T	JENDL-Dos
Li-7(n, n' $\alpha$ )T	JENDL-Dos
Na-23(n, $\gamma$ )Na-24	JENDL-Dos
Al-27(n, $\alpha$ )Na-24	JENDL-Dos
Cr-50(n, $\alpha$ )Cr-51	JENDL-3.2, JENDL-FF, ENDF-VI(FENDL-1,-2)
Cr-52(n,2n)Cr-51	JENDL-3.2, JENDL-FF, ENDF-VI (FNEDL-1,-2)
Mn55(n,2n)&Mn-55(n, $\gamma$ )	JENDL-Dos, JENDL-3.2, JENDL-FF, ENDF/IV (FENDL-1,-2)
Fe-54(n,p)Mn-54	JENDL-Dos
Fe-54(n,p)&Fe54(n, $\alpha$ )	JENDL-3.2, JENDL-FF, ENDF-VI, FENDL-1,-2
Fe-56(n,p)Mn-56	JENDL-Dos, JENDL-3.2, JENDL-FF, ENDF/IV, FENDL-1, FENDL-2(EFF-3)
Fe-56(n,t)Mn-54	ENDF/IV
Fe-57(n,np)Mn-56	JENDL-Dos, JENDL-3.2, JENDL-FF, ENDF/IV, FENDL-1,2
Fe-58(n, $\gamma$ )Fe-59	JENDL-Dos
Co-59(n, $\gamma$ )Co-60	JENDL-Dos
Nb-93(n,2n)Nb-92m	JENDL-Dos
In-113(n, $\gamma$ )In-114m	JENDL-3.2
In-115(n,2n)In-114m	JENDL-3.2
In-115(n,n')In-115m	JENDL-Dos
Ta-181(n, $\gamma$ )Ta-182	JENDL-Dos
W-186(n, $\gamma$ )W-187	JENDL-Dos, JENDL-3.2, JENDL-FF (FENDL-2), ENDF-VI (FENDL-1)
Au-197(n, $\gamma$ )Au-198	JENDL-Dos

**Table 8 The ratio of competition-reactions leading to Mn-56, Mn-54, Cr-51 productions in F82H sheets in the experimental assembly (1/2).**

	Position[cm]	Fe-56(n,p)Mn-56	Fe-57(n,np)Mn-56	Mn-55(n, $\gamma$ )Mn-56
The first F82H	0.8	60.76%	1.43%	37.82%
	2.4	60.10%	1.40%	38.50%
	4.0	60.05%	1.40%	38.55%
	5.6	60.24%	1.39%	38.37%
	7.2	60.92%	1.40%	37.68%
	8.8	61.99%	1.42%	36.59%
	10.4	62.33%	1.42%	36.24%
	12.0	63.35%	1.44%	35.21%
	13.6	63.90%	1.44%	34.66%
The second F82H	15.2	65.50%	1.47%	33.03%
	28.5	64.05%	1.33%	34.61%
	29.5	62.57%	1.30%	36.13%
The third F82H	30.5	61.14%	1.27%	37.59%
	94.3	39.90%	0.57%	59.54%
	95.3	36.86%	0.53%	62.61%
	96.3	35.07%	0.50%	64.43%
	Position[cm]	Fe-54(n,p)Mn-54	Fe-56(n,t)Mn-54	Mn-55(n,2n)Mn-54
The first F82H	0.8	96.40%	0.01%	3.59%
	2.4	96.44%	0.01%	3.55%
	4.0	96.51%	0.01%	3.48%
	5.6	96.55%	0.01%	3.44%
	7.2	96.60%	0.01%	3.39%
	8.8	96.62%	0.01%	3.36%
	10.4	96.65%	0.01%	3.34%
	12.0	96.74%	0.01%	3.25%
	13.6	96.77%	0.01%	3.22%
The second F82H	15.2	96.82%	0.01%	3.17%
	28.5	97.11%	0.01%	2.88%
	29.5	97.14%	0.01%	2.85%
The third F82H	30.5	97.16%	0.01%	2.83%
	94.3	97.97%	0.00%	2.03%
	95.3	97.96%	0.00%	2.03%

**Table 8 The ratio of competition-reactions leading to Mn-56, Mn-54, Cr-51 productions in F82H sheets in the experimental assembly (2/2).**

	96.3	97.97%	0.00%	2.02%
	Position[cm]	Cr-52(n,2n)Cr-51	Cr-50(n,γ)Cr-51	Fe-54(n,γ)Cr-51
The first F82H	0.8	65.95%	23.10%	10.95%
	2.4	65.96%	23.03%	11.00%
	4.0	66.44%	22.45%	11.11%
	5.6	66.90%	21.88%	11.22%
	7.2	68.12%	20.41%	11.47%
	8.8	68.96%	19.39%	11.64%
	10.4	69.76%	18.42%	11.82%
	12.0	70.68%	17.29%	12.03%
	13.6	71.65%	16.10%	12.25%
	15.2	73.07%	14.39%	12.54%
The second F82H	28.5	74.03%	12.60%	13.37%
	29.5	73.00%	13.79%	13.21%
	30.5	71.93%	15.01%	13.06%
The third F82H	94.3	45.18%	44.51%	10.31%
	95.3	41.61%	48.92%	9.47%
	96.3	39.02%	52.06%	8.92%

**Table 9 List of the experimental and calculated results of activation-reaction rates for the set-up foils in the experimental assembly (1/4).**

Reaction	Posision(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
Nb93(n,2n)	0	2.47E-05	2.1%	2.41E-05	0.9742	2.43E-05	0.9815
	16	1.91E-05	1.0%	2.11E-05	1.107	2.13E-05	1.1144
	28	1.64E-05	1.1%	1.69E-05	1.0335	1.71E-05	1.0451
	31	1.57E-05	1.1%	1.62E-05	1.0291	1.63E-05	1.0348
	56.4	1.20E-05	1.3%	1.26E-05	1.0539	1.26E-05	1.0539
	81.8	9.08E-06	0.6%	9.73E-06	1.0714	9.65E-06	1.0628
	93.8	8.00E-06	1.5%	8.41E-06	1.0502	8.43E-06	1.053
	96.8	7.41E-06	1.0%	8.00E-06	1.0794	7.94E-06	1.0713
	122.2	5.62E-06	2.0%	6.02E-06	1.07	5.95E-06	1.0582
	147.6	4.21E-06	0.8%	4.57E-06	1.0858	4.50E-06	1.0687
	173	3.23E-06	2.0%	3.49E-06	1.0813	3.46E-06	1.0723
	198.4	2.29E-06	2.3%	2.58E-06	1.1244	2.53E-06	1.1022
	210.4	2.02E-06	2.5%	2.20E-06	1.0885	2.17E-06	1.0751
	213.4	1.86E-06	2.1%	2.12E-06	1.1412	2.04E-06	1.0982
	238.8	1.35E-06	3.1%	1.57E-06	1.1599	1.48E-06	1.0912
	264.2	1.07E-06	3.6%	1.19E-06	1.115	1.14E-06	1.0672
	289.6	8.27E-07	3.3%	8.93E-07	1.0805	8.36E-07	1.0109
	315	5.79E-07	3.4%	6.84E-07	1.1818	6.10E-07	1.0532
Al27(n,a)	Posision(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
	0	6.01E-06	2.0%	5.85E-06	0.9734	5.94E-06	0.9883
	16	4.87E-06	2.3%	5.19E-06	1.0666	5.26E-06	1.081
	28	4.43E-06	2.4%	4.28E-06	0.9677	4.38E-06	0.9896
	31	4.05E-06	2.6%	4.12E-06	1.0154	4.17E-06	1.0288
	56.4	3.30E-06	2.7%	3.38E-06	1.0229	3.40E-06	1.0283
	81.8	2.71E-06	2.5%	2.66E-06	0.9806	2.66E-06	0.981
	93.8	2.27E-06	1.8%	2.30E-06	1.0129	2.34E-06	1.0278
	96.8	2.14E-06	2.2%	2.21E-06	1.0329	2.21E-06	1.0315
	122.2	1.63E-06	2.7%	1.71E-06	1.048	1.71E-06	1.0455
	147.6	9.03E-07	3.8%	1.33E-06	1.4771	1.32E-06	1.4627
	173			1.05E-06		1.04E-06	
	198.4			7.83E-07		7.68E-07	
	210.4			6.65E-07		6.60E-07	
	213.4			6.45E-07		6.24E-07	
	238.8			4.88E-07		4.65E-07	
	264.2			3.74E-07		3.64E-07	
	289.6			2.86E-07		2.71E-07	
	315			2.18E-07		1.96E-07	

**Table 9 List of the experimental and calculated results of activation-reaction rates for the set-up foils in the experimental assembly (2/4).**

Reaction	Position(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
$In^{115}(n,n')$	-316	3.73E-05	1.8%	3.96E-05	1.0627	4.16E-05	1.115
	0	1.53E-05	2.0%	1.58E-05	1.0325	1.60E-05	1.0495
	16	1.54E-05	0.5%	1.59E-05	1.0334	1.62E-05	1.0529
	28	1.43E-05	1.9%	1.49E-05	1.0427	1.53E-05	1.0686
	31	1.45E-05	2.0%	1.46E-05	1.0096	1.49E-05	1.0311
	56.4	1.16E-05	2.3%	1.29E-05	1.105	1.35E-05	1.1609
	81.8	1.01E-05	2.5%	1.08E-05	1.0682	1.16E-05	1.1382
	93.8	9.77E-06	2.4%	1.01E-05	1.0349	1.06E-05	1.081
	96.8	9.33E-06	2.6%	9.91E-06	1.062	1.02E-05	1.0936
	122.2	7.29E-06	3.4%	8.01E-06	1.0975	8.64E-06	1.1839
	147.6	6.11E-06	3.9%	6.65E-06	1.0878	7.08E-06	1.1596
	173	4.65E-06	3.9%	5.45E-06	1.1713	5.62E-06	1.2077
	198.4	3.74E-06	4.0%	4.22E-06	1.1288	4.53E-06	1.21
	210.4	3.31E-06	3.5%	3.77E-06	1.1404	3.96E-06	1.1975
	213.4	3.46E-06	3.2%	3.63E-06	1.0487	3.92E-06	1.1333
	238.8	2.56E-06	3.9%	2.90E-06	1.1327	3.10E-06	1.2104
	264.2	1.98E-06	4.4%	2.22E-06	1.1195	2.38E-06	1.1997
	289.6	1.53E-06	4.8%	1.74E-06	1.1359	1.80E-06	1.177
	315	1.24E-06	4.1%	1.34E-06	1.0811	1.41E-06	1.1359
Reaction	Position(mm)	Expt.	RR	FENDL-2	RR	JENDL-3.2	C/E
$In^{113}(n,g) +$	0	1.05E-04	0.5%	1.77E-04	1.6762	1.77E-04	1.6828
	16	7.40E-05	5.9%	1.40E-04	1.8948	1.41E-04	1.9016
	28	6.99E-05	6.3%	1.06E-04	1.5162	1.06E-04	1.5162
	31	7.77E-05	4.5%	1.17E-04	1.509	1.18E-04	1.5129
	56.4	9.09E-05	3.5%	1.53E-04	1.6872	1.53E-04	1.6883
	81.8	5.85E-05	6.3%	9.10E-05	1.5547	9.09E-05	1.5541
	93.8	5.49E-05	7.0%	8.65E-05	1.5749	8.63E-05	1.5724
	96.8	6.72E-05	5.9%	1.06E-04	1.5703	1.06E-04	1.5703
	122.2	8.79E-05	5.2%	1.64E-04	1.8609	1.63E-04	1.8586
	147.6	8.33E-05	5.6%	1.57E-04	1.8888	1.57E-04	1.8852
	173	6.61E-05	7.0%	1.27E-04	1.9194	1.27E-04	1.9134
	198.4	3.09E-05	9.8%	5.36E-05	1.7315	5.34E-05	1.726
	210.4	2.24E-05	12.9%	3.75E-05	1.6765	3.75E-05	1.6751
	213.4	2.69E-05	6.3%	4.27E-05	1.5855	4.26E-05	1.5833
	238.8	3.69E-05	7.0%	6.74E-05	1.8265	6.72E-05	1.8219
	264.2	3.58E-05	6.3%	7.15E-05	1.9998	7.13E-05	1.9942
	289.6	3.01E-05	5.9%	6.26E-05	2.0763	6.24E-05	2.0716
	315	2.19E-05	7.3%	4.88E-05	2.2343	4.88E-05	2.2329
Reaction	Position(mm)	Expt.	RR	FENDL-2	RR	JENDL-3.2	C/E
$W^{186}(n,g)$	0	0.0027935	1.8%	0.002649	0.9483	0.00237	0.8484
	16	0.00098819	2.4%	0.0009519	0.9633	0.0008404	0.8504
	28	0.0011085	2.3%	0.0009995	0.9017	0.000831	0.7497
	31	0.0024668	1.6%	0.002247	0.9109	0.002024	0.8205
	56.4	0.0042854	1.2%	0.003492	0.8149	0.003636	0.8485
	81.8	0.0022401	1.6%	0.001813	0.8093	0.002027	0.9049
	93.8	0.0017457	2.0%	0.001437	0.8232	0.001209	0.6926
	96.8	0.0016996	2.1%	0.002605	1.5327	0.00283	1.665
	122.2	0.0032614	1.4%	0.004047	1.2409	0.004286	1.3142
	147.6	0.0052975	1.6%	0.00456	0.8608	0.004553	0.8595
	173	0.0043963	1.7%	0.003664	0.8334	0.003392	0.7716
	198.4	0.0016948	3.2%	0.001422	0.839	0.001271	0.7499
	210.4	0.00097989	2.6%	0.0009167	0.9355	0.001024	1.045
	213.4	0.0014486	2.6%	0.001257	0.8678	0.001197	0.8263
	238.8	0.0025066	2.5%	0.001897	0.7568	0.002112	0.8426
	264.2	0.0024573	1.4%	0.00211	0.8587	0.002481	1.0097
	289.6	0.0021596	1.4%	0.001876	0.8687	0.002136	0.989
	315	0.0014773	1.8%	0.001298	0.8786	0.001343	0.9091

**Table 9. List of the experimental and calculated results of activation-reaction rates for the set-up foils in the experimental assembly (3/4).**

Reaction	Position(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
W186(n,g)	0	0.0027935	1.8%	0.003829	1.3707	0.003449	1.2346
	16	0.00098819	2.4%	0.00133	1.3459	0.001169	1.183
	28	0.0011085	2.3%	0.00145	1.3081	0.001171	1.0564
	31	0.0024668	1.6%	0.003344	1.3556	0.003012	1.221
	56.4	0.0042854	1.2%	0.005197	1.2127	0.005369	1.2529
	81.8	0.0022401	1.6%	0.002642	1.1794	0.003011	1.3441
	93.8	0.0017457	2.0%	0.002024	1.1594	0.001673	0.9584
	96.8	0.0016996	2.1%	0.003795	2.2328	0.004109	2.4176
	122.2	0.0032614	1.4%	0.005695	1.7462	0.006011	1.8431
	147.6	0.0052975	1.6%	0.006395	1.2072	0.006398	1.2077
	173	0.0043963	1.7%	0.00509	1.1578	0.004764	1.0836
	198.4	0.0016948	3.2%	0.002027	1.196	0.001814	1.0703
	210.4	0.00097989	2.6%	0.001354	1.3818	0.001486	1.5165
	213.4	0.0014486	2.6%	0.001826	1.2606	0.001686	1.1639
	238.8	0.0025066	2.5%	0.002606	1.0397	0.002911	1.1613
	264.2	0.0024573	1.4%	0.002862	1.1647	0.003429	1.3954
	289.6	0.0021596	1.4%	0.00252	1.1669	0.002945	1.3636
	315	0.0014773	1.8%	0.001813	1.2272	0.001897	1.2841
Mn55(n,g)	0	0.00018415	2.4%	0.0001784	0.9687	0.0001737	0.9432
	16	0.00012953	3.1%	0.000148	1.1425	0.00014	1.0808
	28	0.00012475	3.2%	0.000109	0.8737	0.000103	0.8256
	31	0.00014759	2.7%	0.0001294	0.8767	0.0001252	0.8483
	56.4	0.00019714	3.0%	0.0001791	0.9085	0.0001786	0.9059
	81.8	0.00013589	3.2%	0.000115	0.8463	0.0001171	0.8617
	93.8	0.00017407	3.5%	0.0001527	0.8772	0.0001532	0.8801
	96.8	0.00022499	3.1%	0.0002055	0.9134	0.0002057	0.9143
	122.2	0.00036659	2.4%	0.000396	1.0802	0.0004063	1.1083
	147.6	0.00042638	2.1%	0.0004506	1.0568	0.0004467	1.0476
	173	0.00032045	1.7%	0.0003449	1.0763	0.0003537	1.1038
	198.4	0.00012233	2.7%	0.0001134	0.927	0.0001181	0.9654
	210.4	7.12E-05	3.1%	7.80E-05	1.0962	7.97E-05	1.1201
	213.4	0.00022572	3.5%	0.0001054	0.467	1.00E-04	0.4428
	238.8	0.00019913	2.3%	0.0002182	1.0958	0.0002177	1.0932
	264.2	0.00022946	2.6%	0.0002637	1.1492	0.0002657	1.1579
	289.6	0.00020213	2.3%	0.0002354	1.1646	0.0002316	1.1458
	315	0.00010716	1.3%	0.0001218	1.1366	0.0001226	1.1441

**Table 9. List of the experimental and calculated results of activation-reaction rates for the set-up foils in the experimental assembly (4/4).**

Reaction	Position(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
Au197(n,g)	0	0.0074497	0.9%	0.008583	1.1521	0.01038	1.3933
	16	0.0040845	1.5%	0.006329	1.5495	0.00667	1.633
	28	0.0056282	1.8%	0.004984	0.8855	0.004104	0.7292
	31	0.0055958	1.8%	0.006443	1.1514	0.006046	1.0805
	56.4	0.012412	1.5%	0.01092	0.8798	0.01135	0.9145
	81.8	0.0051295	1.9%	0.004296	0.8375	0.004531	0.8833
	93.8	0.0054693	0.9%	0.005847	1.0691	0.004996	0.9135
	96.8	0.0082258	1.5%	0.008435	1.0254	0.007237	0.8798
	122.2	0.016799	1.3%	0.01566	0.9322	0.01625	0.9673
	147.6	0.016458	1.6%	0.01758	1.0682	0.01779	1.0809
	173	0.011995	0.7%	0.01356	1.1304	0.01344	1.1204
	198.4	0.0049259	1.7%	0.004671	0.9483	0.003626	0.7361
	210.4	0.0030248	2.3%	0.003218	1.0639	0.002947	0.9743
	213.4	0.0054047	0.6%	0.004639	0.8583	0.003991	0.7384
	238.8	0.0083171	2.1%	0.008229	0.9894	0.007761	0.9331
	264.2	0.0089981	2.1%	0.008275	0.9196	0.008093	0.8994
	289.6	0.0081905	2.3%	0.007145	0.8723	0.008106	0.9897
	315	0.0050803	1.8%	0.005719	1.1257	0.005347	1.0525
Reaction	Position(mm)	Expt. RR	error	FENDL-2 RR	C/E	JENDL-3.2 RR	C/E
Cross-section data J-Dos	0	2.83E-05	3.2%	2.32E-05	0.8199	2.31E-05	0.8163
	16	2.09E-05	13.7%	1.89E-05	0.9041	1.88E-05	0.8978
	28	1.59E-05	12.5%	1.32E-05	0.8324	1.32E-05	0.8311
	31	1.76E-05	12.1%	1.33E-05	0.7531	1.32E-05	0.748
	56.4	1.44E-05	13.7%	1.18E-05	0.8189	1.15E-05	0.8009
	81.8	9.05E-06	17.6%	7.38E-06	0.8154	7.39E-06	0.816
	93.8	1.04E-05	9.4%	8.85E-06	0.8473	8.80E-06	0.8426
	96.8	1.31E-05	15.7%	1.09E-05	0.8338	1.08E-05	0.8254
	122.2	2.16E-05	2.5%	1.98E-05	0.9161	1.97E-05	0.9147
	147.6	2.48E-05	3.6%	2.15E-05	0.8642	2.16E-05	0.8694
	173	1.88E-05	13.2%	1.66E-05	0.8832	1.68E-05	0.8917
	198.4	6.23E-06	23.1%	5.09E-06	0.8172	5.06E-06	0.8118
	210.4			3.28E-06		3.12E-06	
	213.4			4.46E-06		4.57E-06	
	238.8	1.15E-05	7.5%	1.03E-05	0.897	1.02E-05	0.8875
	264.2	1.34E-05	5.8%	1.31E-05	0.9762	1.28E-05	0.9553
	289.6			1.11E-05		1.10E-05	
	315			5.42E-06		5.48E-06	

**Table 10 The experimental and calculated results of reaction rates producing the radioactive nuclides in the F82H sheets set-up in the experimental assembly (1/3).**

Reaction	Position(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
Cross-section data J-Dos	0.5	3.55E-06	0.7%	5.58E-06	1.5728	5.66E-06	1.5953
	1.5	5.01E-06	0.6%	5.51E-06	1.0994	5.59E-06	1.1168
	2.5	5.21E-06	0.7%	5.45E-06	1.0455	5.54E-06	1.0632
	3.5	4.87E-06	0.6%	5.40E-06	1.107	5.47E-06	1.1224
	4.5	4.95E-06	0.7%	5.33E-06	1.0754	5.41E-06	1.092
	5.5	4.75E-06	0.6%	5.25E-06	1.107	5.33E-06	1.122
	6.5	4.84E-06	0.7%	5.18E-06	1.0708	5.28E-06	1.0909
	7.5	4.55E-06	0.6%	5.13E-06	1.1273	5.21E-06	1.1451
	8.5	4.78E-06	0.7%	5.05E-06	1.0553	5.13E-06	1.0731
	9.5	4.50E-06	0.6%	4.97E-06	1.1035	5.07E-06	1.1249
	10.5	4.58E-06	0.7%	4.92E-06	1.0725	5.00E-06	1.0911
	11.5	4.38E-06	0.6%	4.84E-06	1.104	4.94E-06	1.1279
	12.5	4.50E-06	0.6%	4.78E-06	1.0616	4.87E-06	1.0818
	13.5	4.31E-06	0.4%	4.72E-06	1.0949	4.80E-06	1.1128
	14.5	4.39E-06	0.5%	4.68E-06	1.0668	4.73E-06	1.0784
	15.5	4.17E-06	0.4%	4.62E-06	1.1093	4.66E-06	1.1189
	28.5	3.73E-06	0.4%	4.05E-06	1.0856	4.15E-06	1.1127
	29.5	3.80E-06	0.4%	4.01E-06	1.0547	4.08E-06	1.0721
	30.5	5.34E-06	0.7%	3.98E-06	0.7461	4.03E-06	0.7553
	94.3	2.10E-06	0.7%	2.32E-06	1.1004	2.33E-06	1.1051
	95.3	2.10E-06	0.7%	2.31E-06	1.1014	2.30E-06	1.0938
	96.3	2.06E-06	0.7%	2.30E-06	1.1122	2.28E-06	1.1063
	210.9	6.31E-07	1.2%	7.09E-07	1.1225	6.98E-07	1.1052
	211.9	6.38E-07	1.3%	7.16E-07	1.1215	6.98E-07	1.0934
	212.9	6.50E-07	1.3%	7.20E-07	1.1071	7.10E-07	1.0923
Cross-section data JENDL-Dos Fe56(n,t)-ENDF/B-VI	0.5	1.14E-06	2.6%	1.28E-06	1.1163	1.31E-06	1.1478
	1.5	8.92E-07	6.0%	1.27E-06	1.4226	1.30E-06	1.4608
	2.5	6.60E-06	1.0%	1.26E-06	0.1915	1.30E-06	0.1965
	3.5	1.15E-06	2.2%	1.26E-06	1.0953	1.29E-06	1.1169
	4.5	6.53E-06	1.0%	1.26E-06	0.1923	1.28E-06	0.1965
	5.5	1.07E-06	2.3%	1.25E-06	1.1627	1.27E-06	1.186
	6.5	6.45E-06	1.2%	1.24E-06	0.1922	1.27E-06	0.1964
	7.5	1.13E-06	2.6%	1.23E-06	1.0873	1.26E-06	1.1094
	8.5	6.22E-06	1.2%	1.22E-06	0.1969	1.24E-06	0.1999
	9.5	1.08E-06	2.6%	1.21E-06	1.1179	1.23E-06	1.1382
	10.5	6.32E-06	1.1%	1.21E-06	0.1909	1.23E-06	0.1942
	11.5	1.07E-06	2.5%	1.20E-06	1.1149	1.22E-06	1.1373
	12.5	6.30E-06	1.1%	1.19E-06	0.1881	1.21E-06	0.1919
	13.5	1.06E-06	2.3%	1.18E-06	1.1199	1.20E-06	1.1369
	14.5	6.30E-06	1.0%	1.18E-06	0.1872	1.19E-06	0.1888
	15.5	1.06E-06	2.3%	1.17E-06	1.1073	1.18E-06	1.1177
	28.5	1.03E-06	2.4%	1.08E-06	1.051	1.12E-06	1.0871
	29.5	9.69E-07	2.4%	1.06E-06	1.098	1.11E-06	1.1413
	30.5	9.88E-07	2.4%	1.07E-06	1.0783	1.09E-06	1.1056
	94.3	6.25E-07	2.5%	7.07E-07	1.13	7.23E-07	1.1566
	95.3	6.14E-07	2.7%	7.02E-07	1.1437	7.14E-07	1.1629
	96.3	5.99E-07	2.5%	6.93E-07	1.1573	7.02E-07	1.1722
	210.9	2.02E-07	3.2%	2.44E-07	1.2038	2.48E-07	1.226
	211.9	1.96E-07	3.4%	2.40E-07	1.224	2.43E-07	1.2367
	212.9	2.00E-07	2.1%	2.36E-07	1.1803	2.43E-07	1.2139

**Table 10 The experimental and calculated results of reaction rates producing the radioactive nuclides in the F82H sheets set-up in the experimental assembly (2/3).**

Reaction	Position(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
Mn54 product	0.5	1.14E-06	2.6%	1.23E-06	1.077	1.27E-06	1.105
Mn55(n,2n)Mn54	1.5	8.92E-07	6.0%	1.23E-06	1.3733	1.26E-06	1.4069
Fe56(n,t)Mn54	2.5	6.60E-06	1.0%	1.22E-06	0.1847	1.25E-06	0.1892
Fe54(n,p)Mn54	3.5	1.15E-06	2.2%	1.22E-06	1.0571	1.24E-06	1.0753
	4.5	6.53E-06	1.0%	1.21E-06	0.1856	1.23E-06	0.1891
Cross-section data ENDF/B-VI	5.5	1.07E-06	2.3%	1.20E-06	1.1207	1.22E-06	1.1422
	6.5	6.45E-06	1.2%	1.20E-06	0.1853	1.22E-06	0.189
	7.5	1.13E-06	2.6%	1.19E-06	1.0477	1.21E-06	1.0671
	8.5	6.22E-06	1.2%	1.18E-06	0.1897	1.20E-06	0.1924
	9.5	1.08E-06	2.6%	1.17E-06	1.0773	1.19E-06	1.0957
	10.5	6.32E-06	1.1%	1.16E-06	0.1839	1.18E-06	0.1869
	11.5	1.07E-06	2.5%	1.15E-06	1.0748	1.17E-06	1.0943
	12.5	6.30E-06	1.1%	1.14E-06	0.1812	1.16E-06	0.1846
	13.5	1.06E-06	2.3%	1.14E-06	1.0791	1.16E-06	1.0933
	14.5	6.30E-06	1.0%	1.14E-06	0.1802	1.14E-06	0.1815
	15.5	1.06E-06	2.3%	1.13E-06	1.0657	1.14E-06	1.0742
	28.5	1.03E-06	2.4%	1.03E-06	1.0081	1.07E-06	1.0412
	29.5	9.69E-07	2.4%	1.02E-06	1.0536	1.06E-06	1.0928
	30.5	9.88E-07	2.4%	1.02E-06	1.0347	1.05E-06	1.059
	94.3	6.25E-07	2.5%	6.71E-07	1.0731	6.87E-07	1.0981
	95.3	6.14E-07	2.7%	6.67E-07	1.0857	6.78E-07	1.1038
	96.3	5.99E-07	2.5%	6.58E-07	1.0986	6.66E-07	1.1121
	210.9	2.02E-07	3.2%	2.30E-07	1.1351	2.34E-07	1.1579
	211.9	1.96E-07	3.4%	2.27E-07	1.1537	2.29E-07	1.168
	212.9	2.00E-07	2.1%	2.22E-07	1.1127	2.29E-07	1.1443
Reaction	Position(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2	
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E
W186(n,g)W187	0.5	2.52E-03	0.5%	2.17E-03	0.861	1.94E-03	0.772
	1.5	1.98E-03	0.6%	1.55E-03	0.7837	1.46E-03	0.7392
	2.5	1.69E-03	0.6%	1.43E-03	0.847	1.45E-03	0.8535
	3.5	1.55E-03	0.6%	1.30E-03	0.8404	1.27E-03	0.8217
	4.5	1.44E-03	0.7%	1.26E-03	0.8711	1.13E-03	0.7811
	5.5	1.36E-03	0.7%	1.23E-03	0.9062	1.03E-03	0.761
	6.5	1.27E-03	1.0%	1.10E-03	0.8689	9.48E-04	0.7463
	7.5	1.23E-03	0.9%	9.83E-04	0.8021	9.46E-04	0.7717
	8.5	1.17E-03	1.0%	9.39E-04	0.7991	9.16E-04	0.7798
	9.5	1.11E-03	1.0%	9.49E-04	0.8545	8.52E-04	0.7672
	10.5	1.06E-03	1.0%	9.62E-04	0.9082	8.19E-04	0.7729
	11.5	1.00E-03	1.0%	8.64E-04	0.8604	7.88E-04	0.7848
	12.5	9.84E-04	1.1%	8.65E-04	0.8794	7.85E-04	0.7981
	13.5	9.44E-04	1.1%	7.41E-04	0.7851	7.44E-04	0.7874
	14.5	9.24E-04	1.0%	7.02E-04	0.7596	7.04E-04	0.7618
	15.5	9.29E-04	1.0%	7.21E-04	0.7759	6.99E-04	0.7525
	28.5	1.22E-03	0.6%	8.47E-04	0.6918	9.55E-04	0.7804
	29.5	1.48E-03	1.0%	1.10E-03	0.7391	1.16E-03	0.7796
	30.5	2.15E-03	0.5%	1.49E-03	0.6919	1.52E-03	0.7049
	94.3	1.85E-03	0.5%	1.43E-03	0.7721	1.36E-03	0.7341
	95.3	2.03E-03	0.5%	1.54E-03	0.7576	1.54E-03	0.7571
	96.3	2.66E-03	0.5%	2.05E-03	0.7696	2.00E-03	0.7526
	210.9	1.01E-03	0.7%	7.32E-04	0.7244	6.84E-04	0.6778
	211.9	1.05E-03	0.8%	7.78E-04	0.7376	7.87E-04	0.7464
	212.9	1.32E-03	0.7%	8.74E-04	0.661	1.06E-03	0.8023

**Table 10 The experimental and calculated results of reaction rates producing the radioactive nuclides in the F82H sheets set-up in the experimental assembly (3/3).**

Reaction	Position(mm)	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2		
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E	
W186(n,g)W187	0.5	0.0025181	0.5%	0.003129	1.2426	0.002828	1.1231	
	1.5	0.0019766	0.6%	0.002213	1.1196	0.002064	1.0442	
	2.5	0.0016931	0.6%	0.002005	1.1843	0.002051	1.2114	
	3.5	0.0015504	0.6%	0.001827	1.1784	0.001781	1.1487	
	4.5	0.0014441	0.7%	0.001737	1.2028	0.001581	1.0948	
	5.5	0.0013562	0.7%	0.001724	1.2712	0.001421	1.0478	
	6.5	0.0012706	1.0%	0.001555	1.2238	0.001296	1.02	
	7.5	0.0012258	0.9%	0.001372	1.1193	0.001309	1.0679	
	8.5	0.0011746	1.0%	0.001289	1.0974	0.001264	1.0761	
	9.5	0.0011109	1.0%	0.001302	1.172	0.001185	1.0667	
	10.5	0.0010594	1.0%	0.001327	1.2526	0.001133	1.0694	
	11.5	0.0010046	1.0%	0.001181	1.1755	0.001088	1.083	
	12.5	0.00098353	1.1%	0.001199	1.2191	0.001086	1.1042	
	13.5	0.00094432	1.1%	0.001024	1.0844	0.001033	1.0939	
	14.5	0.00092405	1.0%	0.0009745	1.0546	0.0009727	1.0527	
	15.5	0.00092942	1.0%	0.0009965	1.0722	0.0009663	1.0397	
	28.5	0.0012236	0.6%	0.001227	1.0028	0.001385	1.1319	
	29.5	0.0014829	1.0%	0.001611	1.0864	0.001701	1.1471	
	30.5	0.0021522	0.5%	0.002191	1.018	0.00225	1.0454	
	94.3	0.0018457	0.5%	0.002	1.0836	0.001937	1.0494	
	95.3	0.0020274	0.5%	0.002158	1.0644	0.002198	1.0841	
	96.3	0.0026573	0.5%	0.002937	1.1053	0.002898	1.0906	
	210.9	0.0010098	0.7%	0.001042	1.0319	0.0009699	0.9605	
	211.9	0.0010548	0.8%	0.001088	1.0315	0.001121	1.0628	
	212.9	0.0013225	0.7%	0.001232	0.9316	0.001523	1.1516	
Cross-section data JENDL-3.2	Reaction	Expt.		FENDL-2		JENDL-3.2		
		RR	error	RR	C/E	RR	C/E	
	Cr51 product	0.5	1.66E-05	1.5%	1.72E-05	1.0345	1.71E-05	1.0291
	Cr50(n,g)Cr51	1.5	1.61E-05	1.5%	1.69E-05	1.0448	1.69E-05	1.0455
	Cr52(n,2n)Cr51	2.5	1.41E-05	2.0%	1.66E-05	1.1787	1.66E-05	1.1801
	Fe54(n,a)Cr51	3.5	1.60E-05	1.3%	1.63E-05	1.0159	1.63E-05	1.0153
		4.5	1.36E-05	1.8%	1.59E-05	1.1674	1.59E-05	1.1688
		5.5	1.54E-05	1.3%	1.56E-05	1.0107	1.55E-05	1.0081
		6.5	1.27E-05	2.5%	1.52E-05	1.1999	1.52E-05	1.203
		7.5	1.47E-05	1.5%	1.49E-05	1.0079	1.49E-05	1.012
		8.5	1.19E-05	2.4%	1.46E-05	1.2232	1.46E-05	1.2248
		9.5	1.45E-05	1.5%	1.42E-05	0.9829	1.43E-05	0.9843
		10.5	1.18E-05	2.3%	1.40E-05	1.1898	1.39E-05	1.1856
		11.5	1.33E-05	1.6%	1.36E-05	1.0248	1.36E-05	1.0241
		12.5	1.07E-05	2.5%	1.33E-05	1.2409	1.33E-05	1.2409
		13.5	1.28E-05	1.5%	1.30E-05	1.0094	1.29E-05	1.0063
		14.5	1.07E-05	2.3%	1.26E-05	1.1824	1.26E-05	1.1787
		15.5	1.65E-05	1.4%	1.23E-05	0.7425	1.22E-05	0.7377
		28.5	1.03E-05	1.6%	1.01E-05	0.982	1.01E-05	0.9859
		29.5	1.03E-05	1.5%	1.01E-05	0.9814	1.01E-05	0.9785
		30.5	1.03E-05	1.5%	1.01E-05	0.9845	1.01E-05	0.9797
		94.3	6.95E-06	1.5%	6.79E-06	0.9777	6.79E-06	0.9773
		95.3	7.36E-06	1.5%	7.24E-06	0.9837	7.20E-06	0.9775
		96.3	7.88E-06	1.5%	7.69E-06	0.9755	7.57E-06	0.961
		210.9	2.42E-06	1.9%	2.53E-06	1.0442	2.43E-06	1.0049
		211.9	2.70E-06	1.9%	2.80E-06	1.0382	2.72E-06	1.0067
		212.9	2.91E-06	1.0%	3.03E-06	1.0386	3.04E-06	1.0444

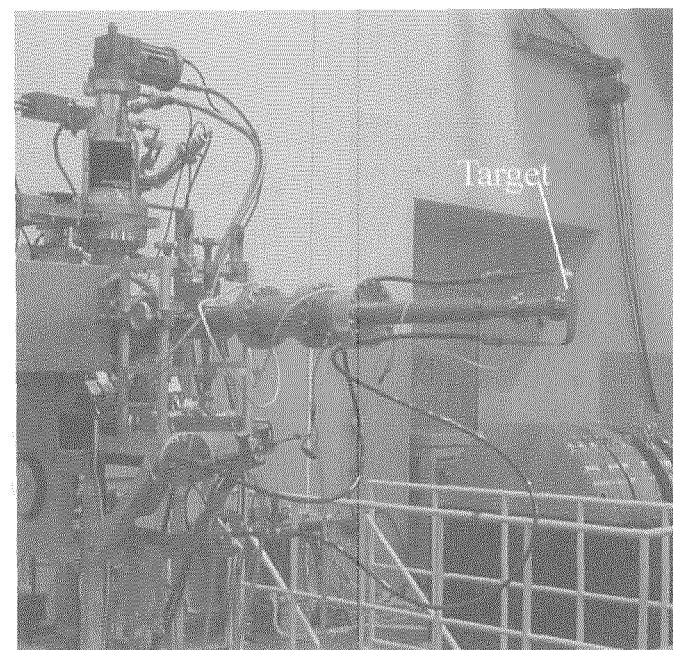


Fig. 1 The neutron source of a beam line at 80 deg. in FNS.

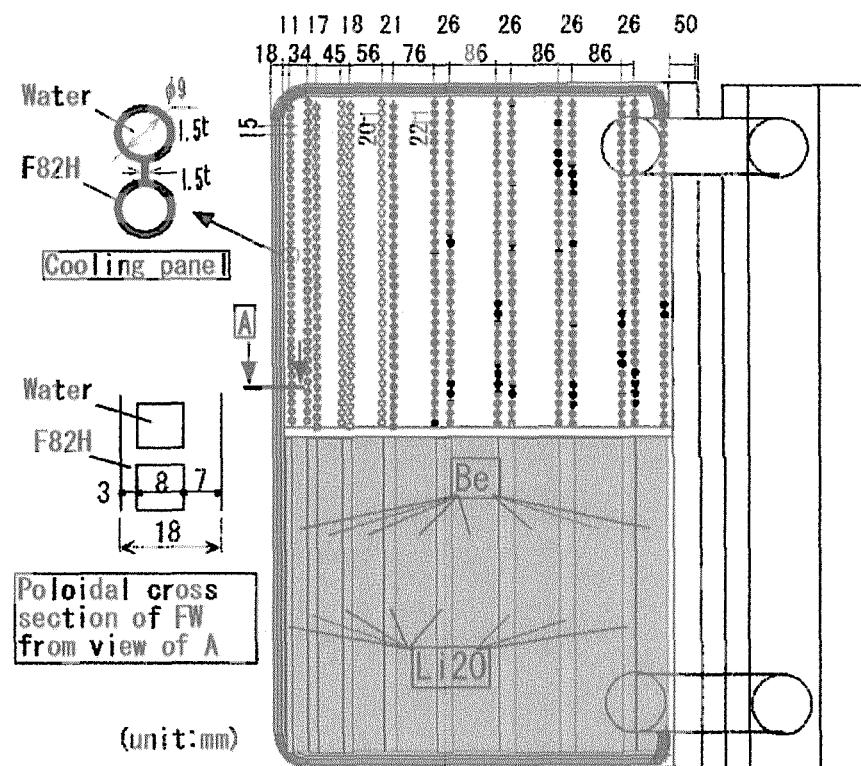


Fig. 2 A design for the DEMO reactor's blanket module in JAERI.

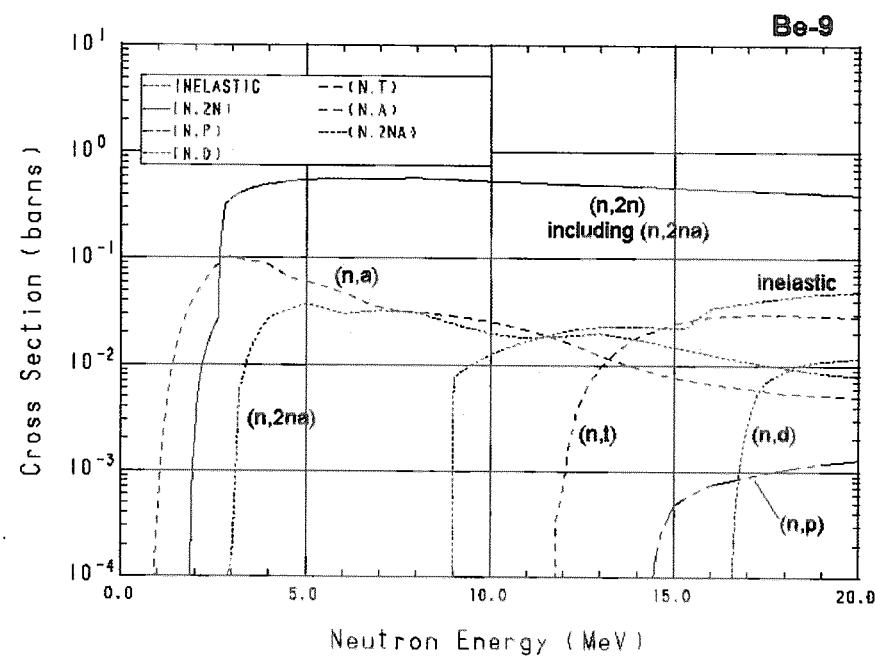


Fig. 3 The cross-section data of beryllium-9.

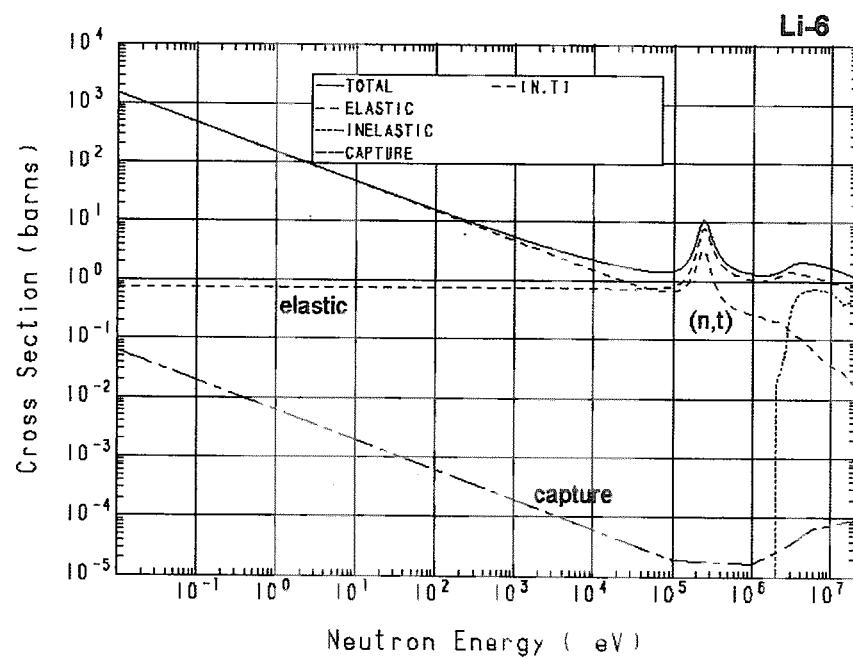


Fig. 4 The cross-section data of lithium-6.

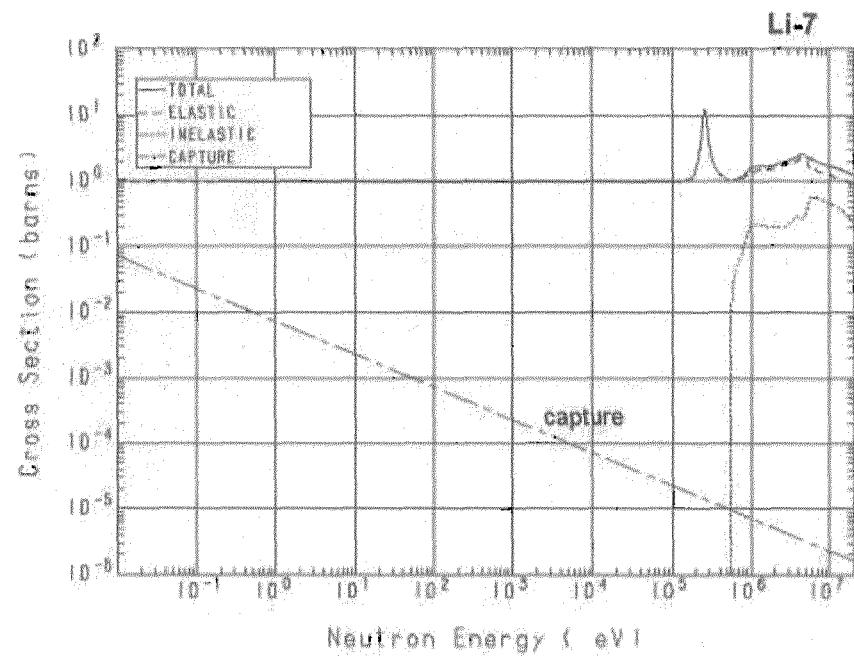


Fig. 5 The cross-section data of lithium-7.

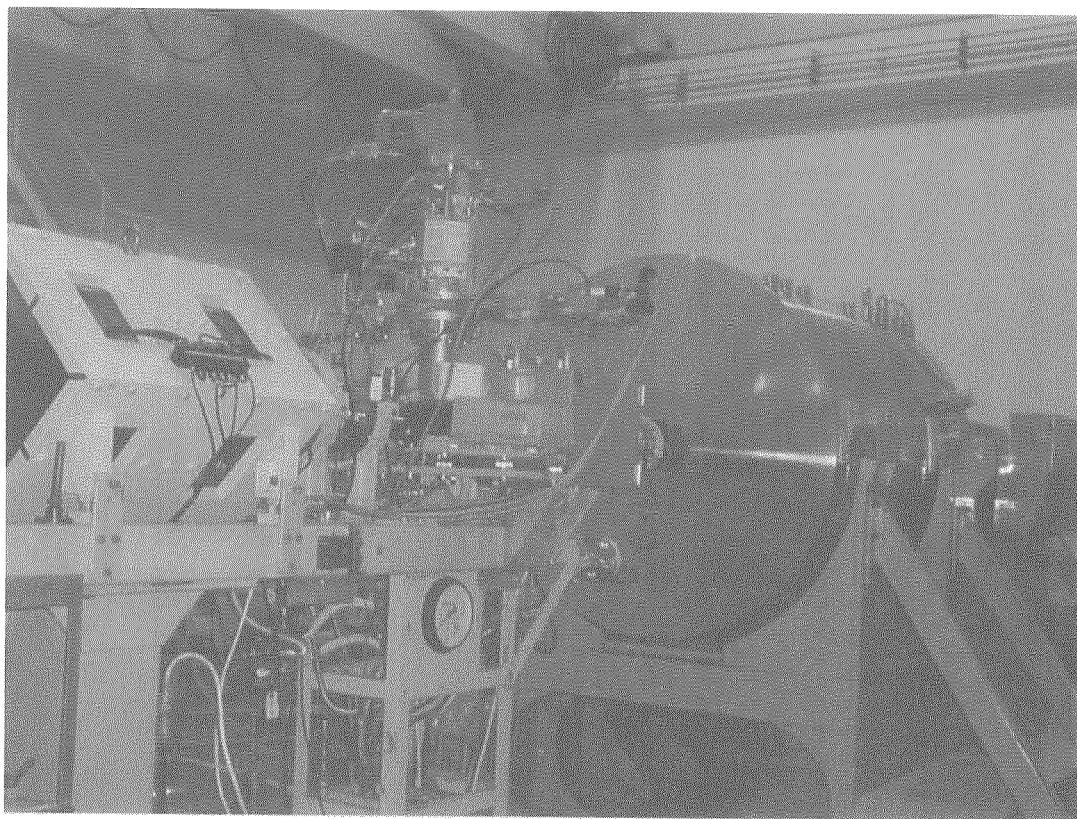


Fig. 6 The overview of the experimental assembly.

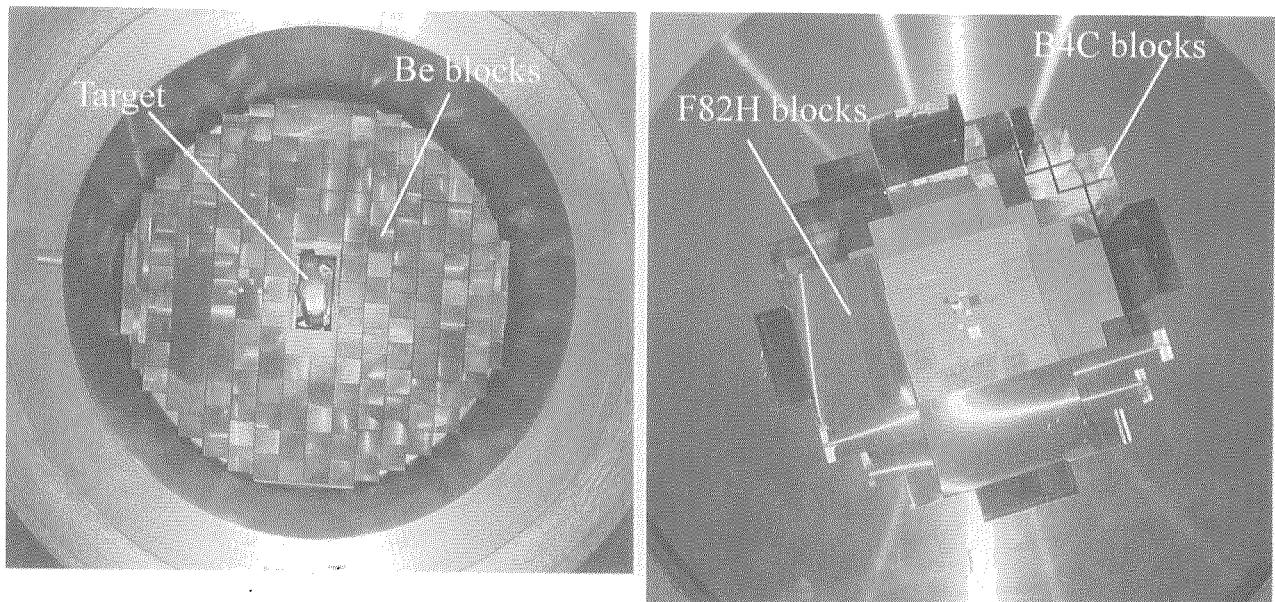


Fig. 7 The inside view of the experimental assembly.

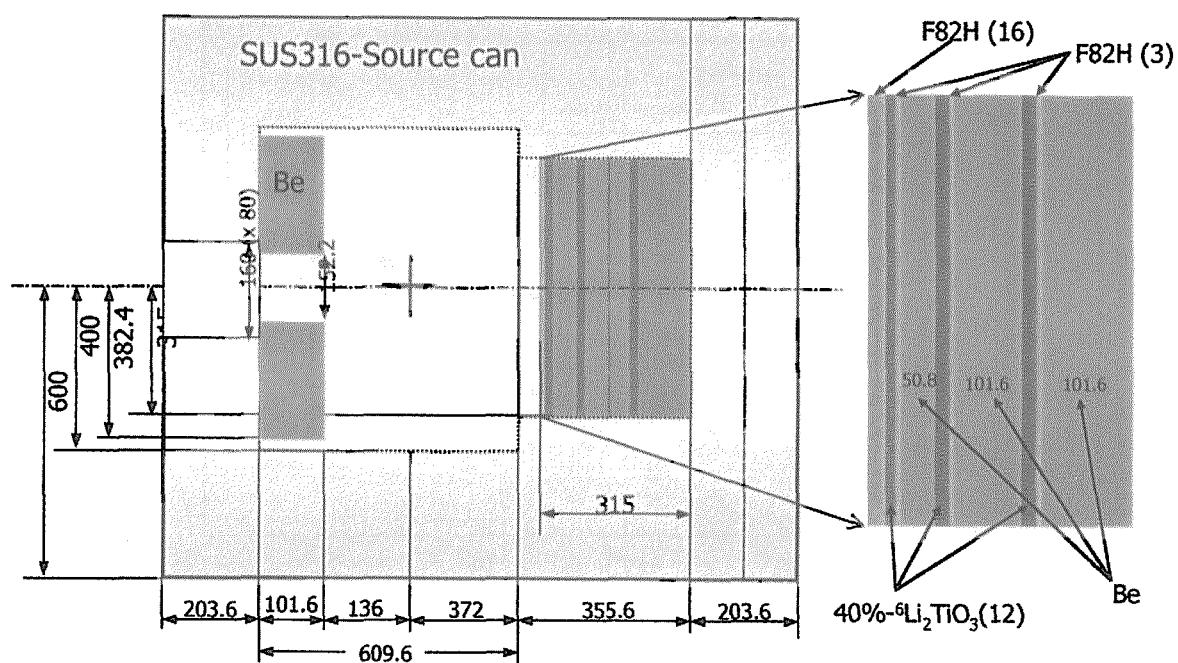


Fig. 8 The schematic view of the experimental assembly.

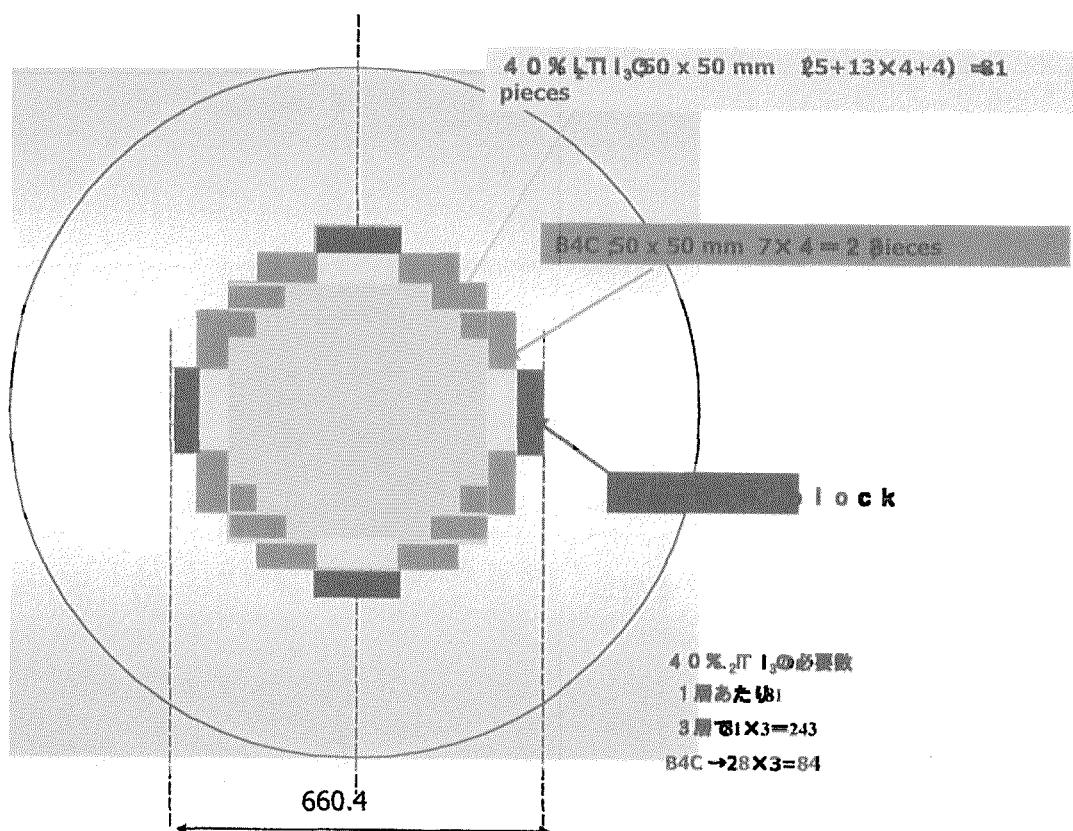


Fig. 9 The cross-sectional arrangement of lithium-titanate blocks used in experiment.

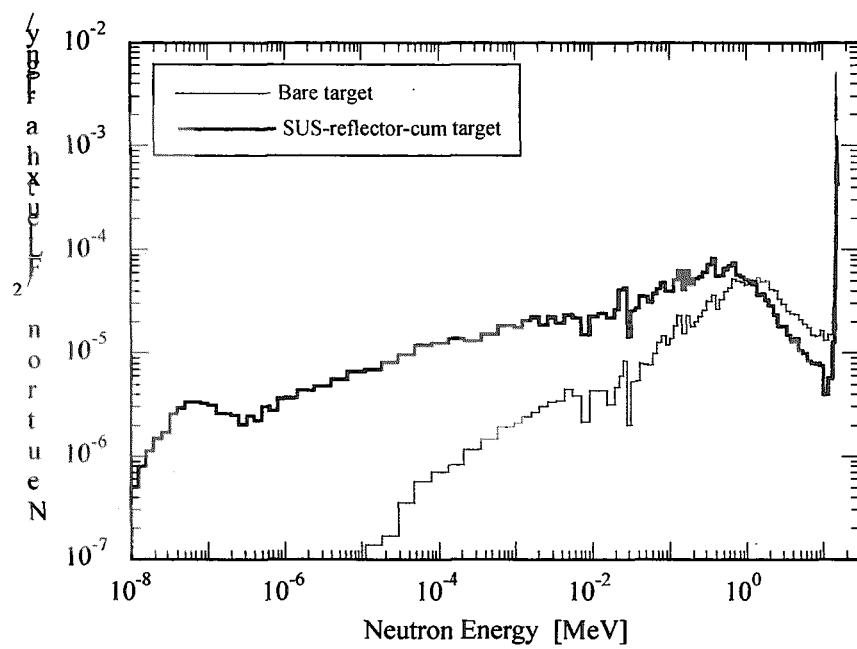


Fig. 10 The comparison of neutron spectra in a surface of the assembly generated from a bare and SUS-reflector-cum targets.

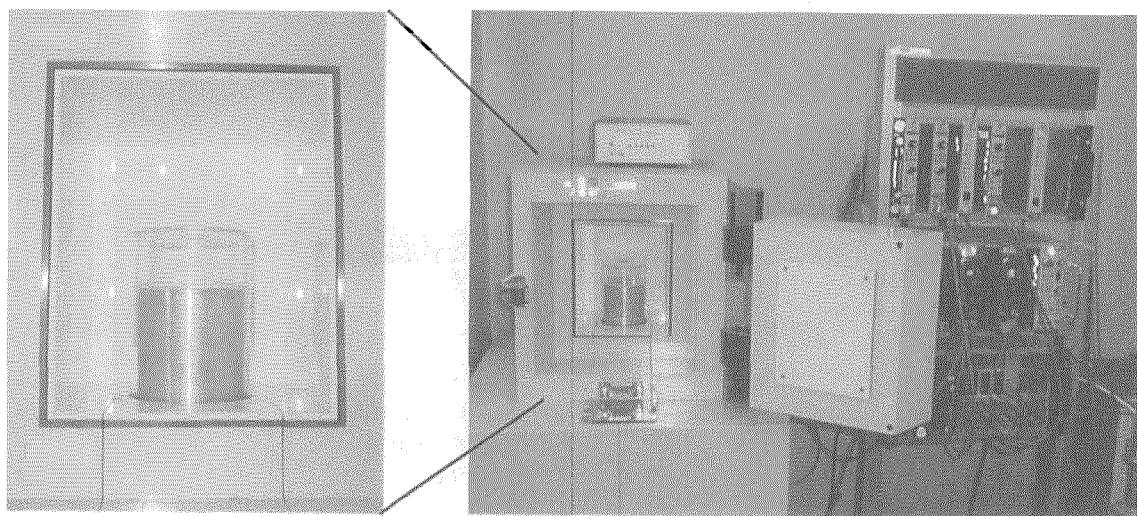


Fig. 11 The view of a high-purity germanium detector in the present work.

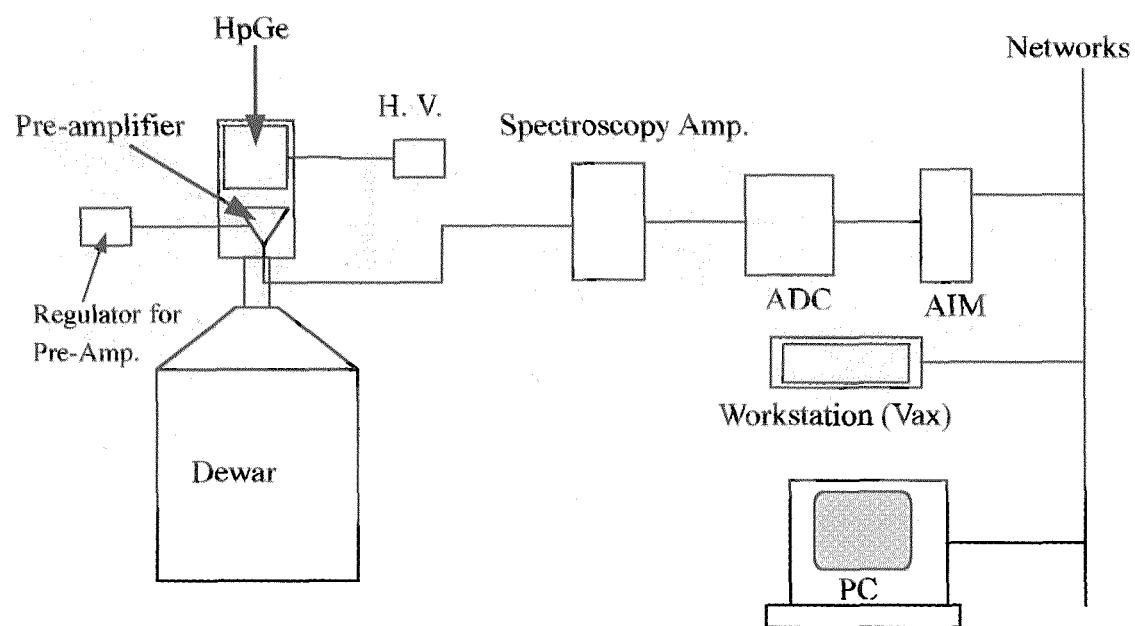


Fig. 12 A block diagram of detecting gamma-rays with a high-purity germanium detector.

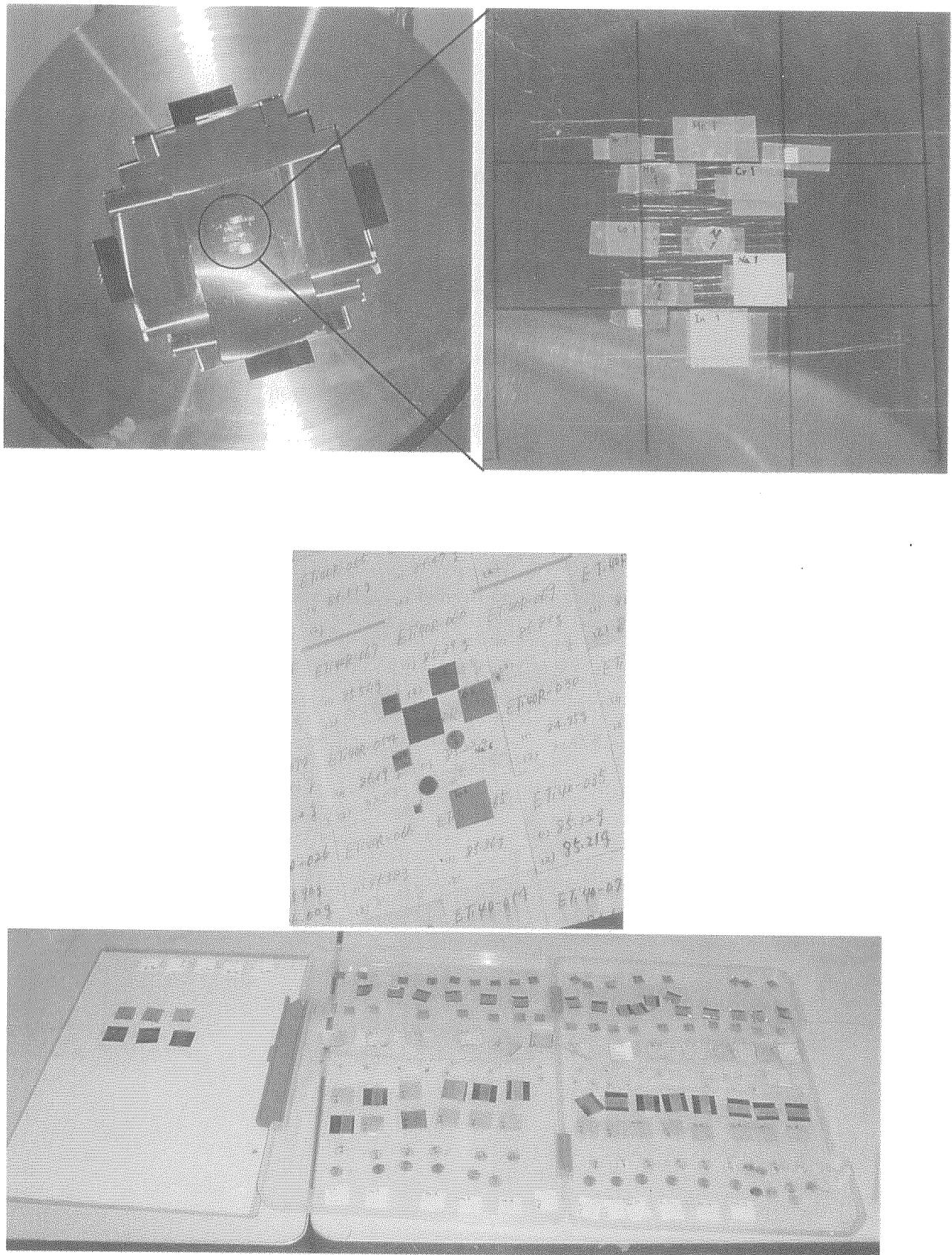


Fig. 13 The practical view and arrangement of pieces of foil used in experiment.

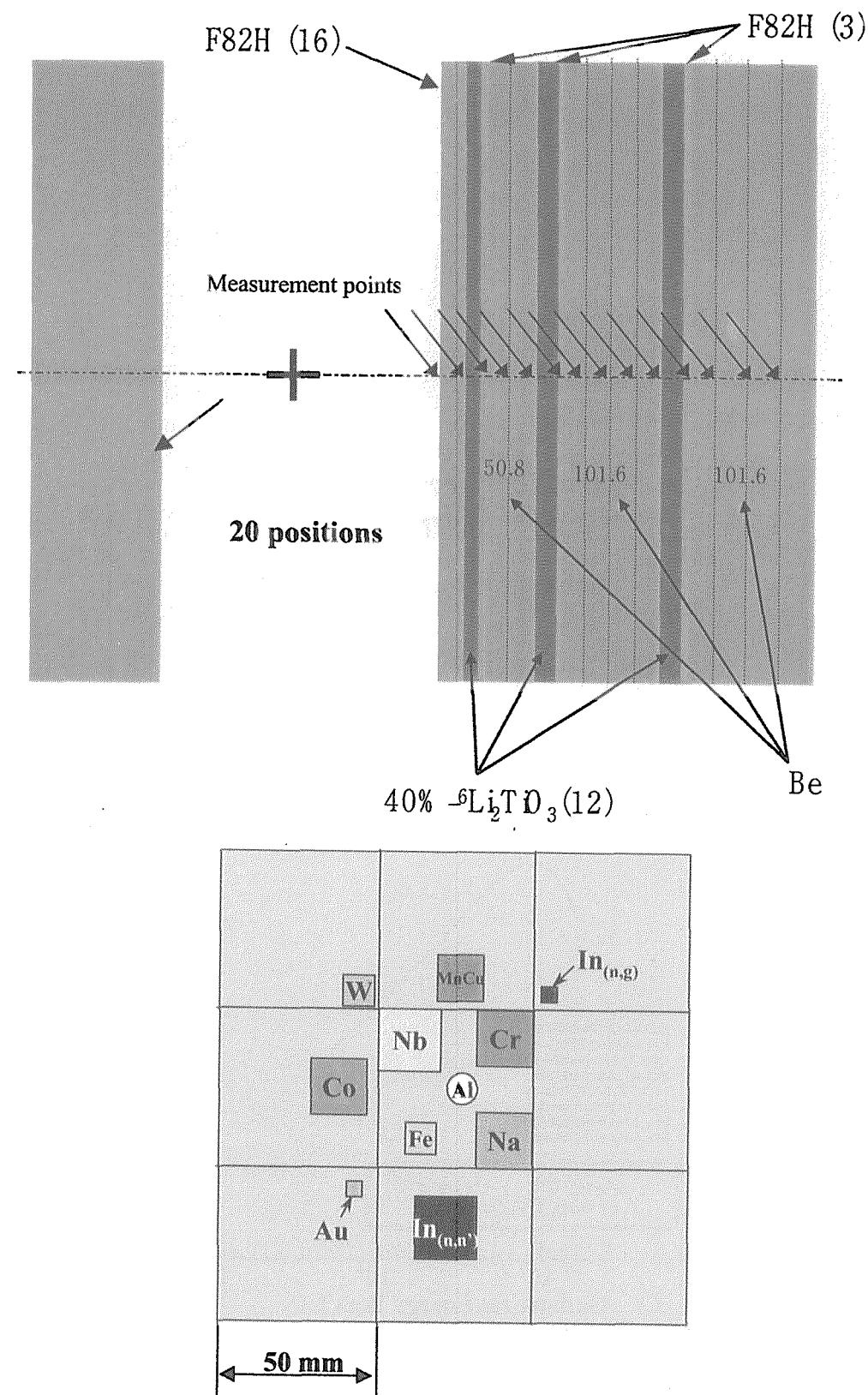


Fig. 14 The schematic arrangement of pieces of foil used in experiment.

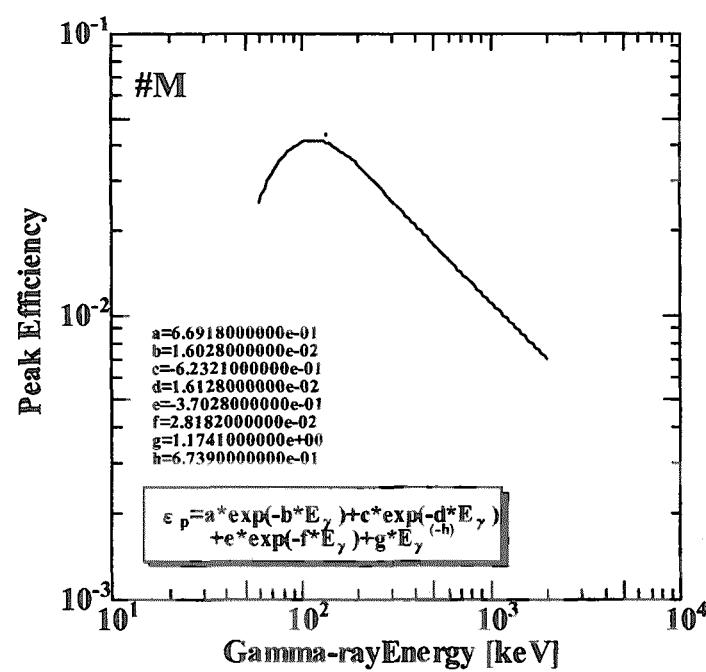
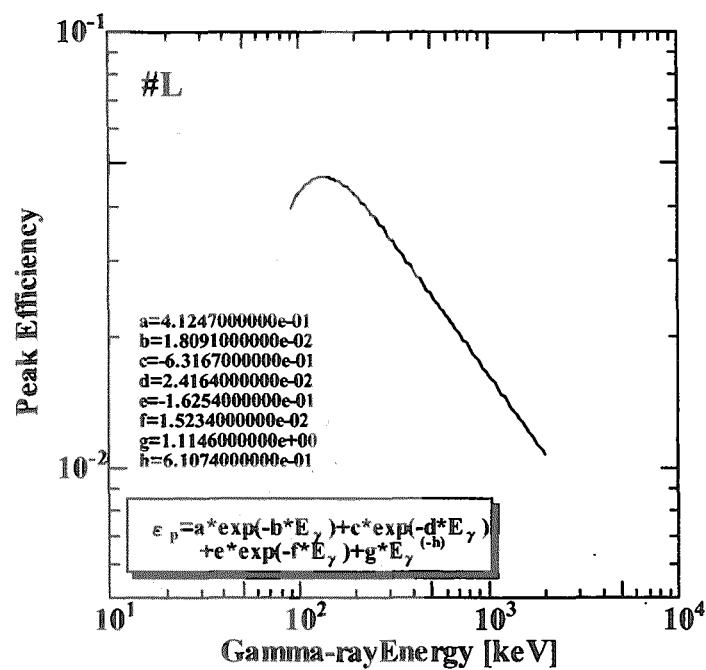


Fig. 15 The absolute peak-efficiency curves of the high-purity germanium detectors (#L,#M).

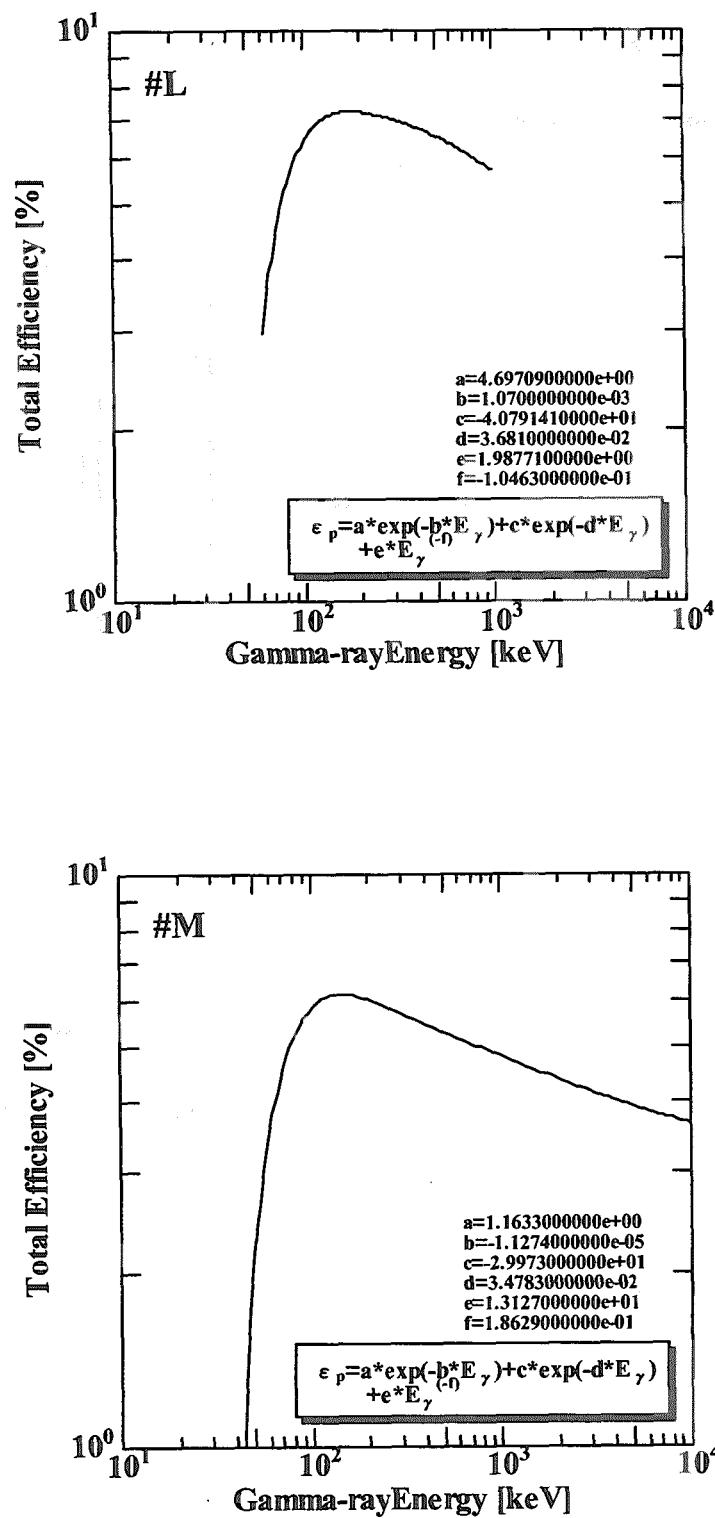


Fig. 16 The absolute total-efficiency curves of the high-purity germanium detectors (#L, #M).

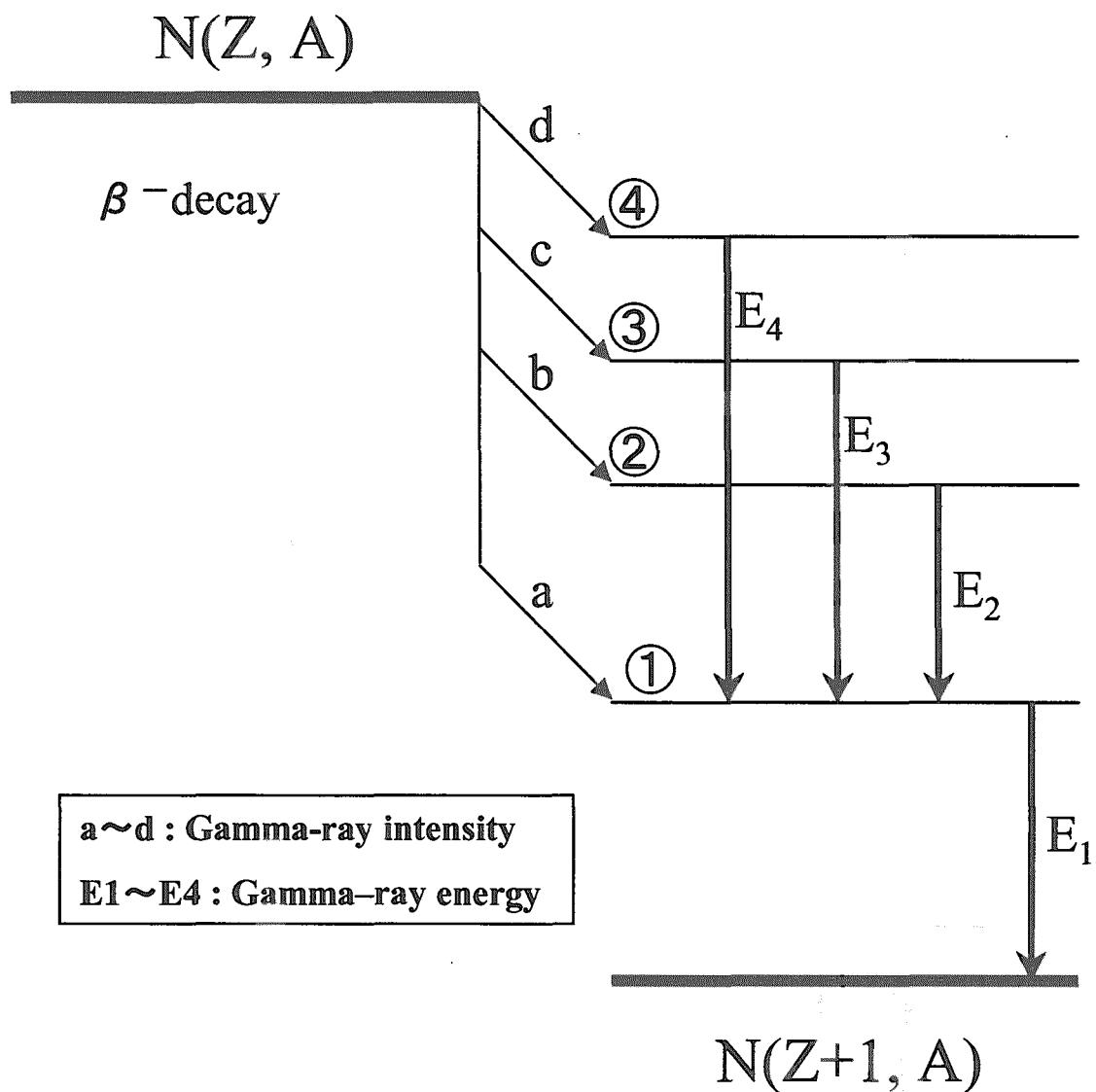


Fig. 17 A example of decay scheme inducing cascade coincidence sum.

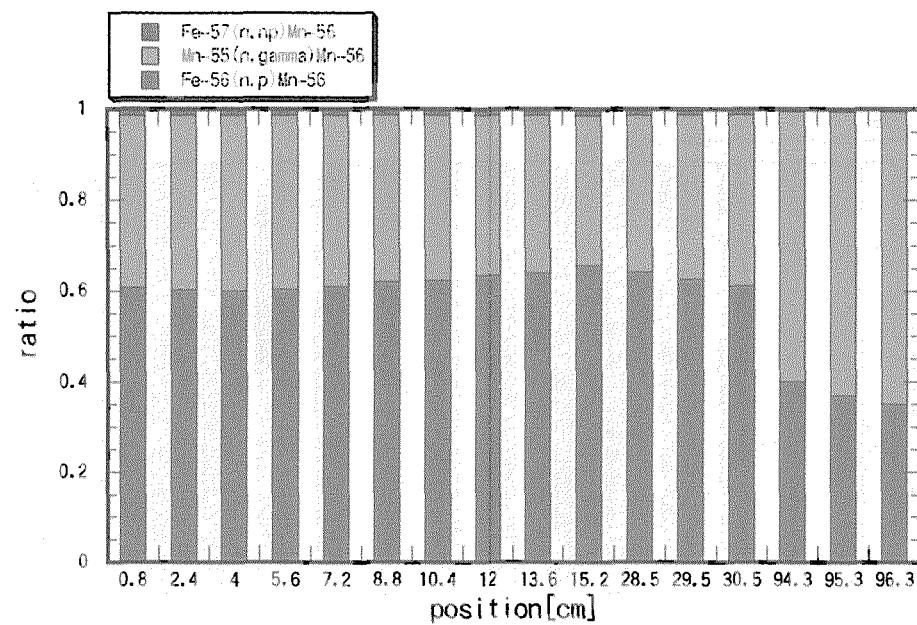


Fig. 18 The ratio of 3 competition-reactions leading to Mn-56 production in F82H sheets in the experimental assembly.

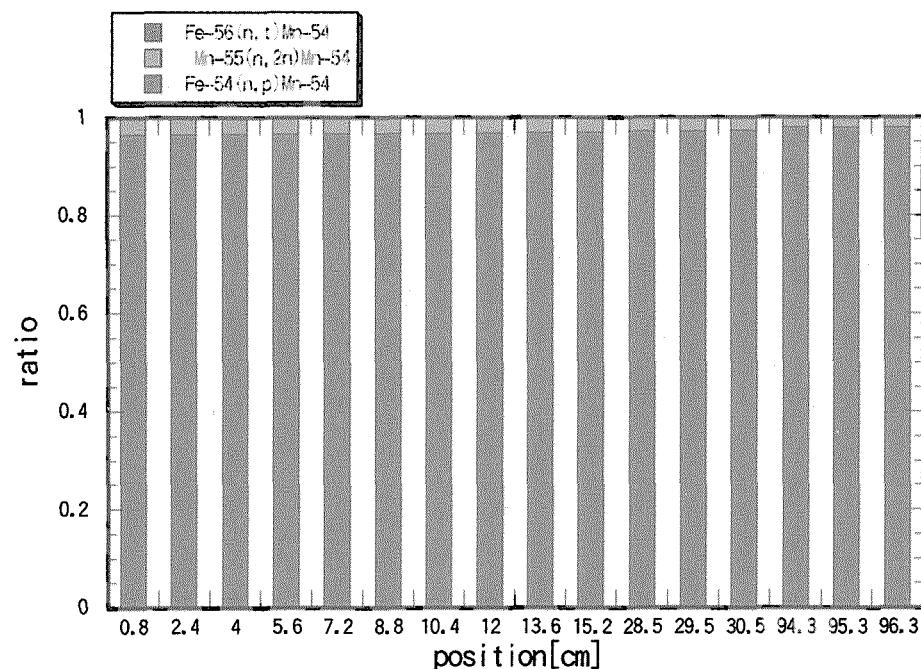


Fig. 19 The ratio of 3 competition-reactions leading to Mn-54 production in F82H sheets in the experimental assembly.

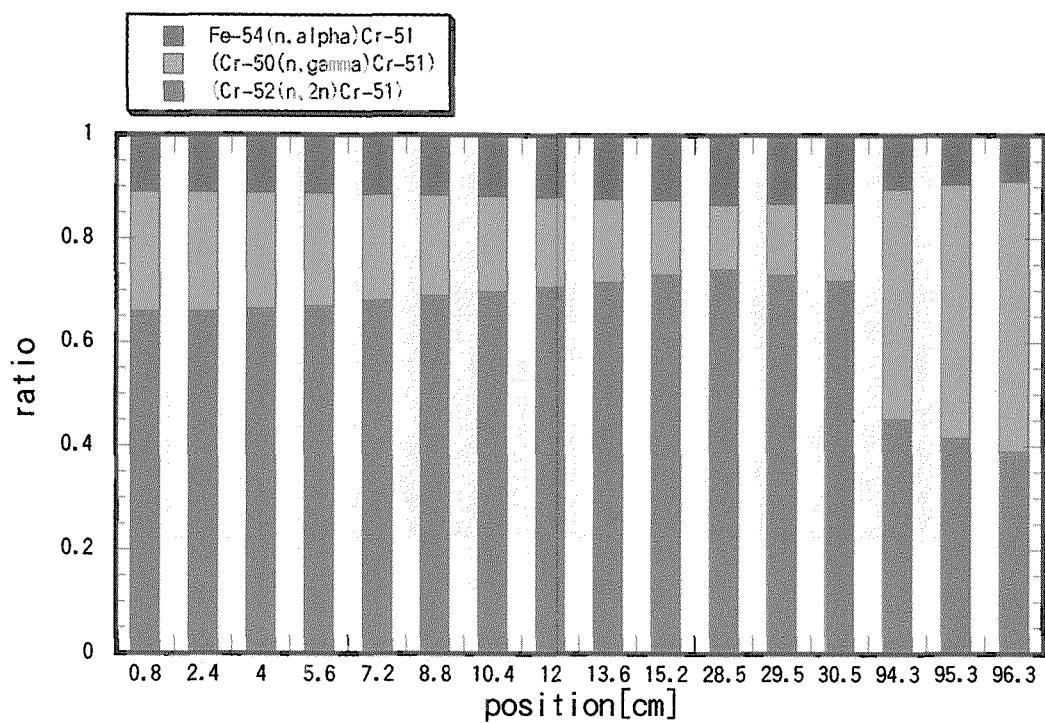
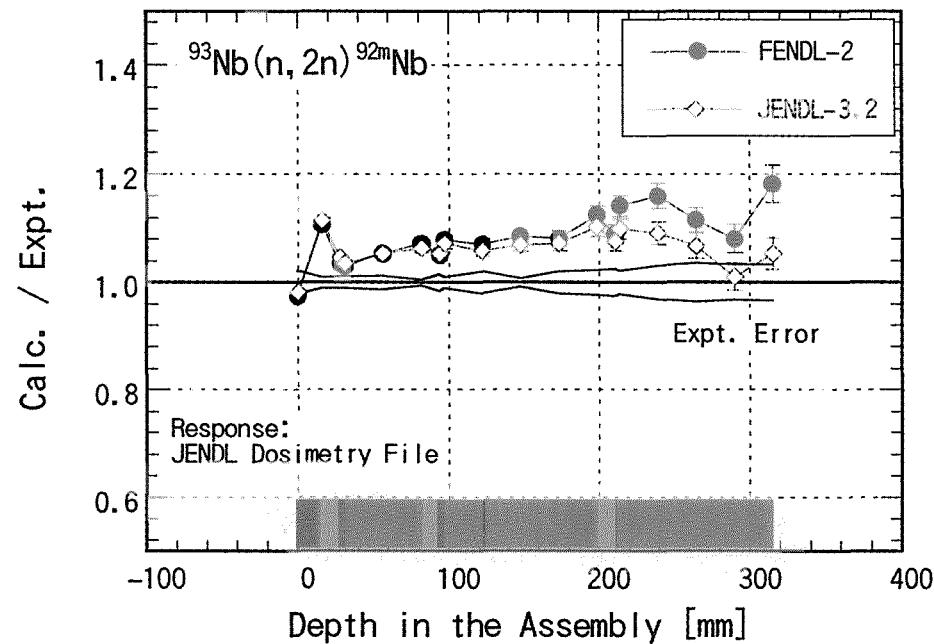


Fig. 20 The ratio of 3 competition-reactions leading to Cr-51 production in F82H sheets in the experimental assembly.

(a)



(b)

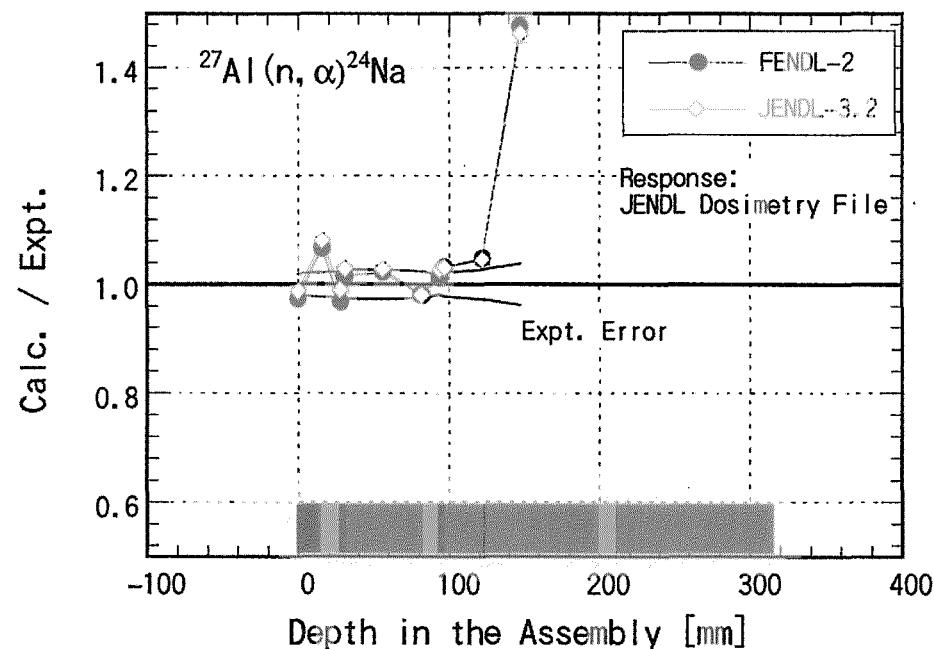
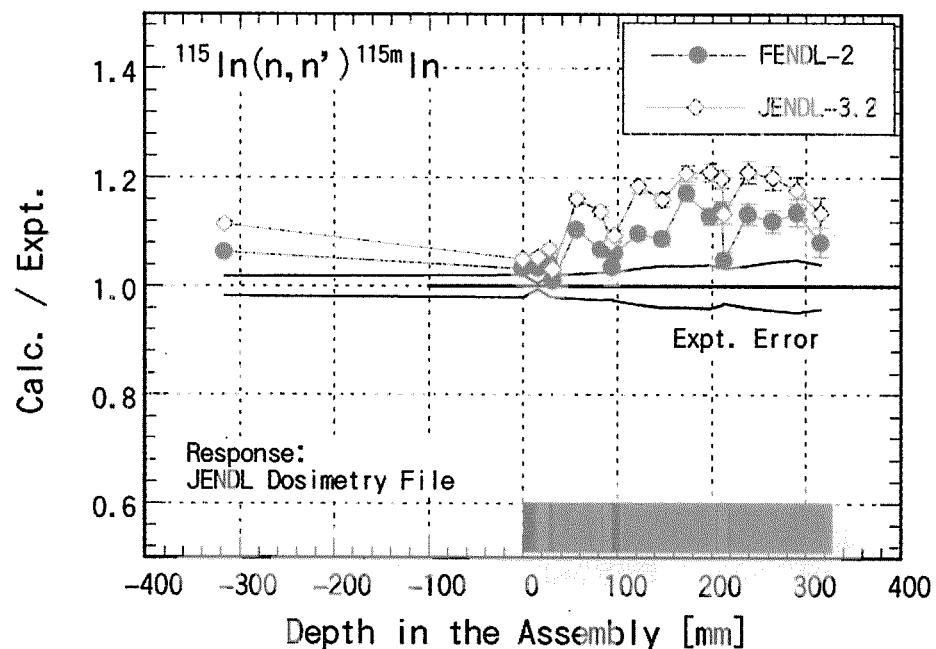
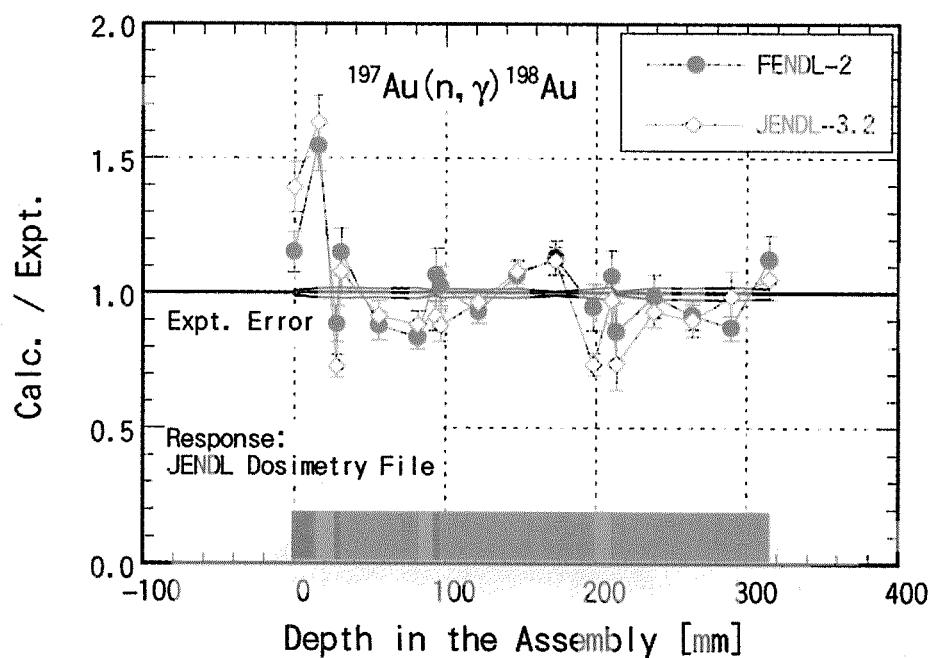


Fig.21 Calculated to experimental ratios of dosimetry reaction rates in the experimental assembly for FENDL-2.0 and JENDL-3.2. (a)  $^{93}\text{Nb}(n,2n)^{93\text{m}}\text{Nb}$  and (b)  $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$

(a)



(b)



**Fig.22** Calculated to experimental ratios of dosimetry reaction rates in the experimental assembly for FENDL-2.0 and JENDL-3.2. (a)  $^{115}\text{In}(n, n')$   $^{115\text{m}}\text{In}$  and  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$   $^{198}\text{Au}$ .

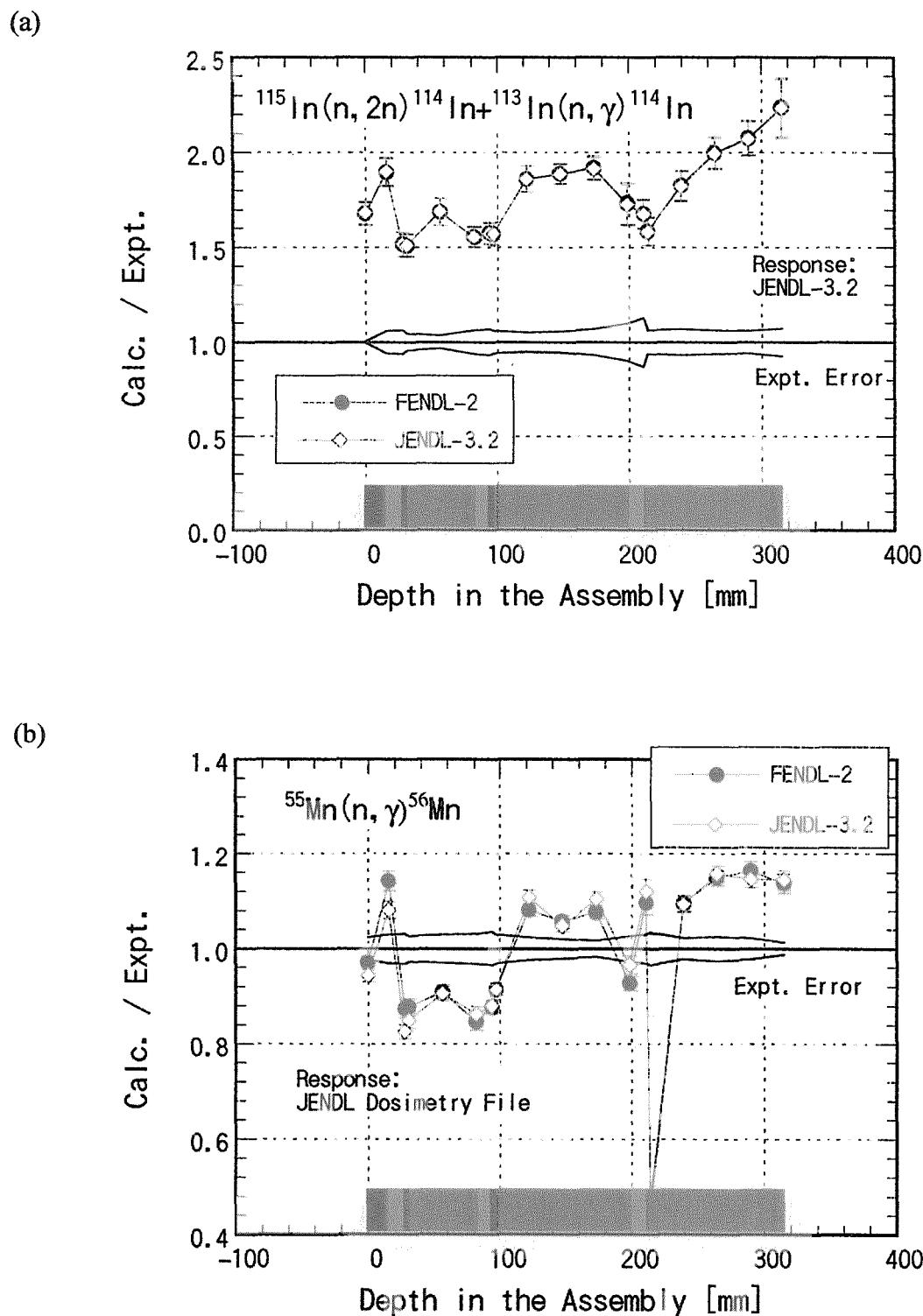


Fig.23 Calculated to experimental ratios of dosimetry reaction rates in the experimental assembly for FENDL-2.0 and JENDL-3.2.

(a)  $^{115}\text{In}(n, 2n)^{114}\text{In} + ^{113}\text{In}(n, \gamma)^{114}\text{In}$  and (b)  $^{55}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$ .

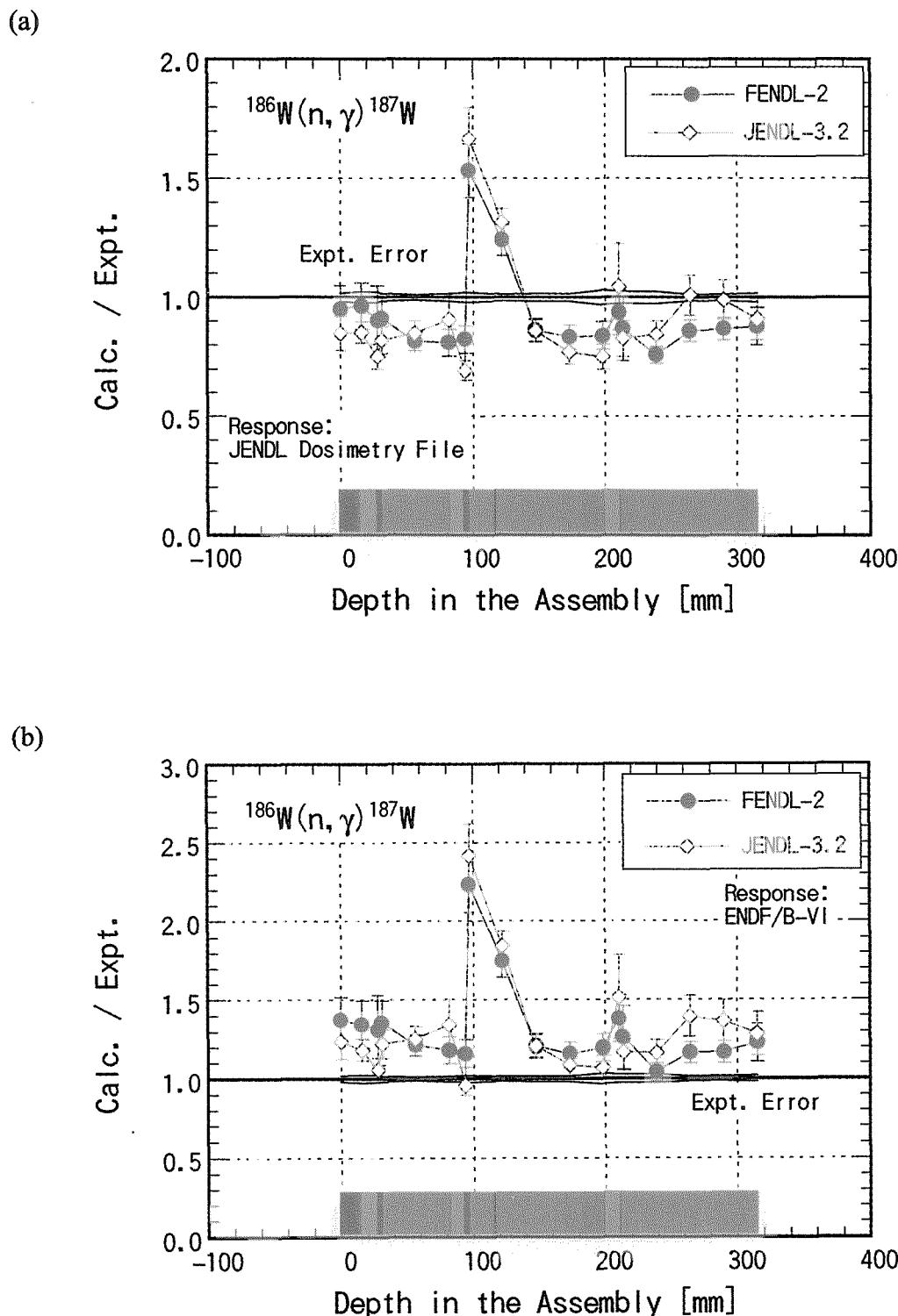


Fig.24 Calculated to experimental ratios of dosimetry reaction rates in the experimental assembly for FENDL-2.0 and JENDL-3.2.  
 $^{186}\text{W}(n, \gamma)^{187}\text{W}$  using response cross section from (a) JENDL Dosimetry File and (b) ENDF/B-VI.

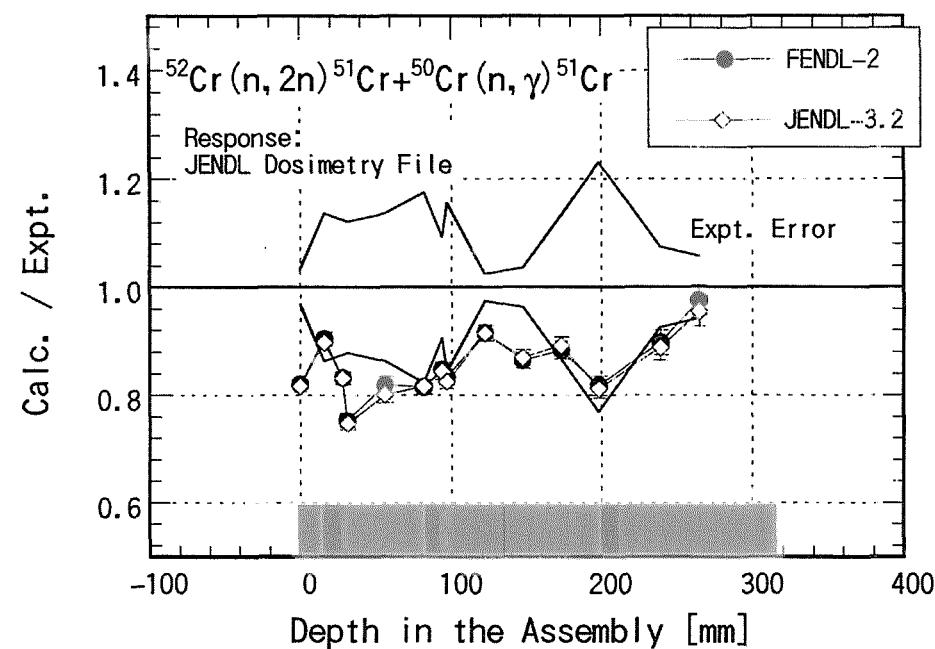
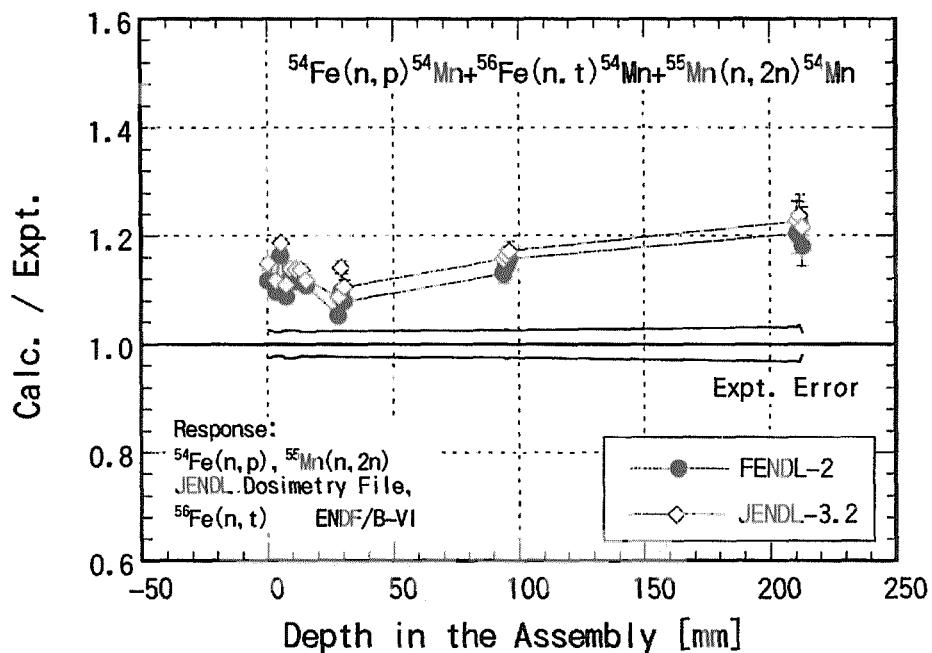


Fig.25 Calculated to experimental ratios of dosimetry reaction rates in the experimental assembly for FENDL-2.0 and JENDL-3.2.  
 $^{52}\text{Cr}(\text{n},2\text{n})^{51}\text{Cr} + ^{50}\text{Cr}(\text{n},\gamma)^{51}\text{Cr}$ .

(a)



(b)

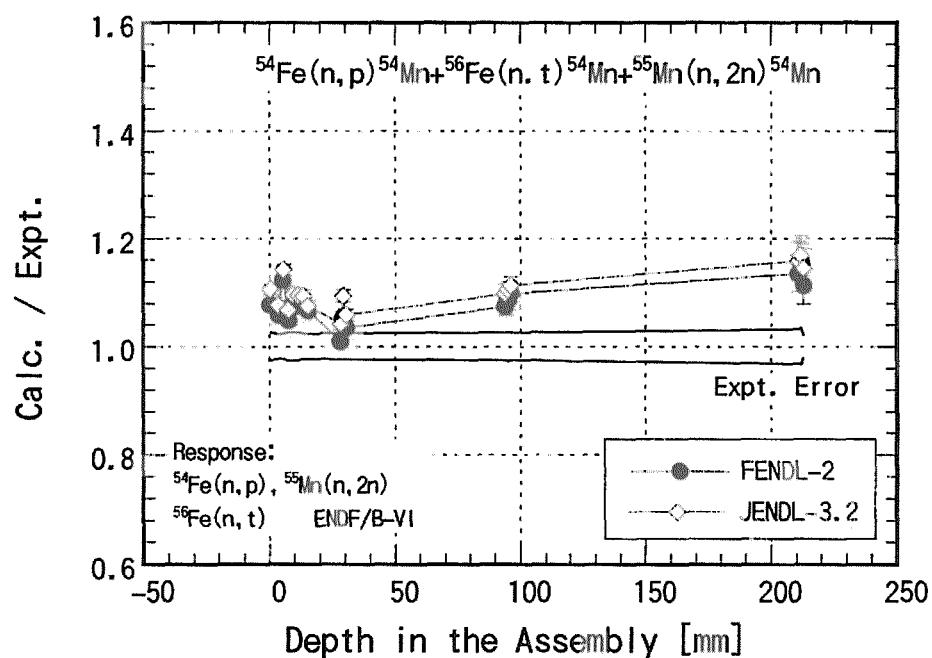
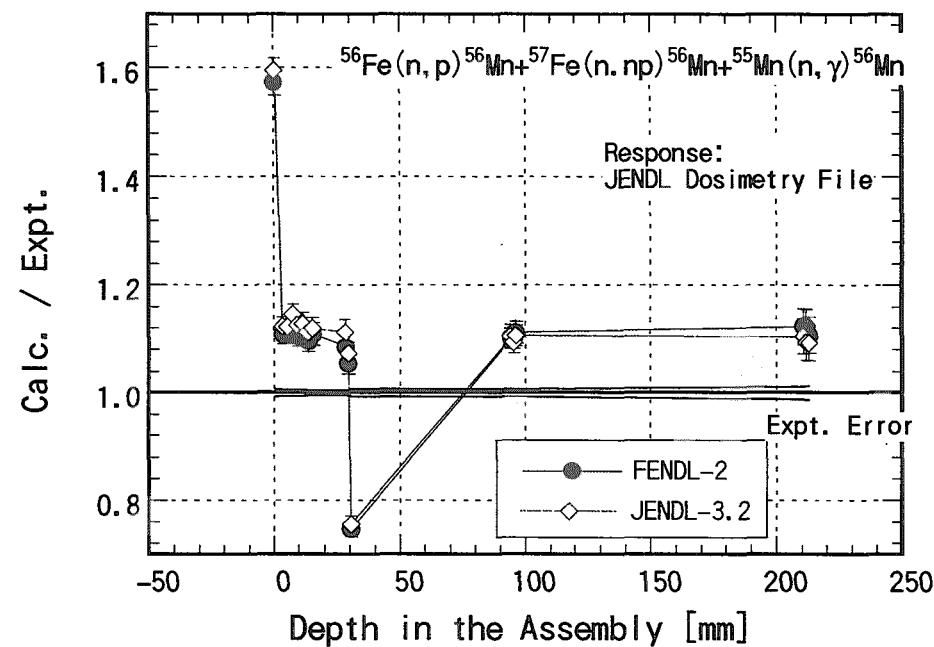
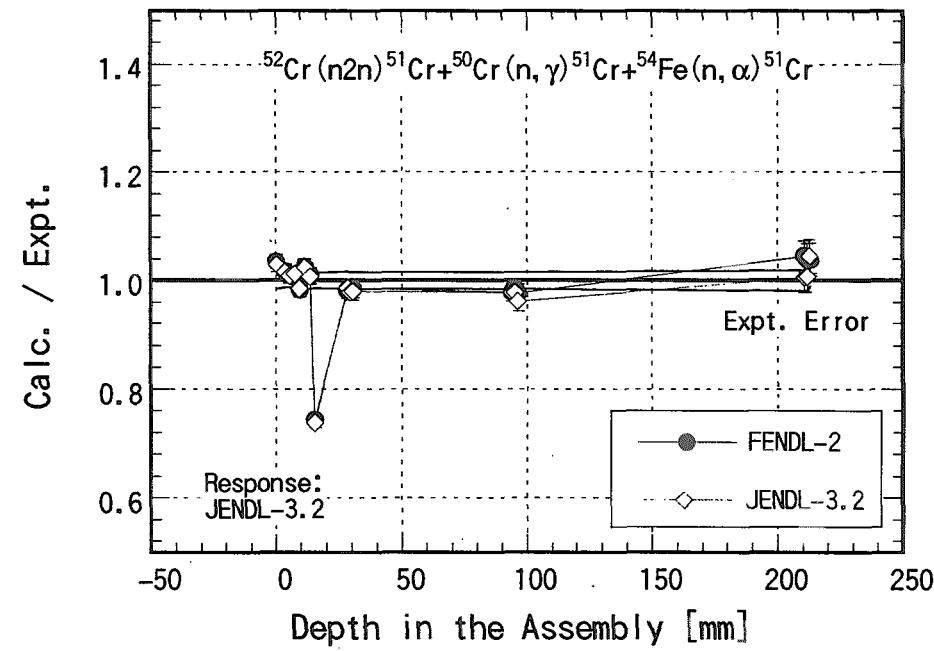


Fig.26 Calculated to experimental ratios of dosimetry reaction rates in the experimental assembly for FENDL-2.0 and JENDL-3.2.

$^{54}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})^{54}\text{Mn} + ^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{t})^{54}\text{Mn} + ^{55}\text{Fe}(\text{n}, 2\text{n})^{54}\text{Mn}$  using response cross section from (a) JENDL Dosimetry File and (b) ENDF/B-VI.



**Fig. 27** Calculated to experimental ratios of Mn-56 production reaction rates in the F82H sheets located in the experimental assembly for FENDL/E-2.0 and JENDL-3.2.



**Fig. 28** Calculated to experimental ratios of Cr-51 production reaction rates in the F82H sheets located in the experimental assembly for FENDL/E-2.0 and JENDL-3.2.

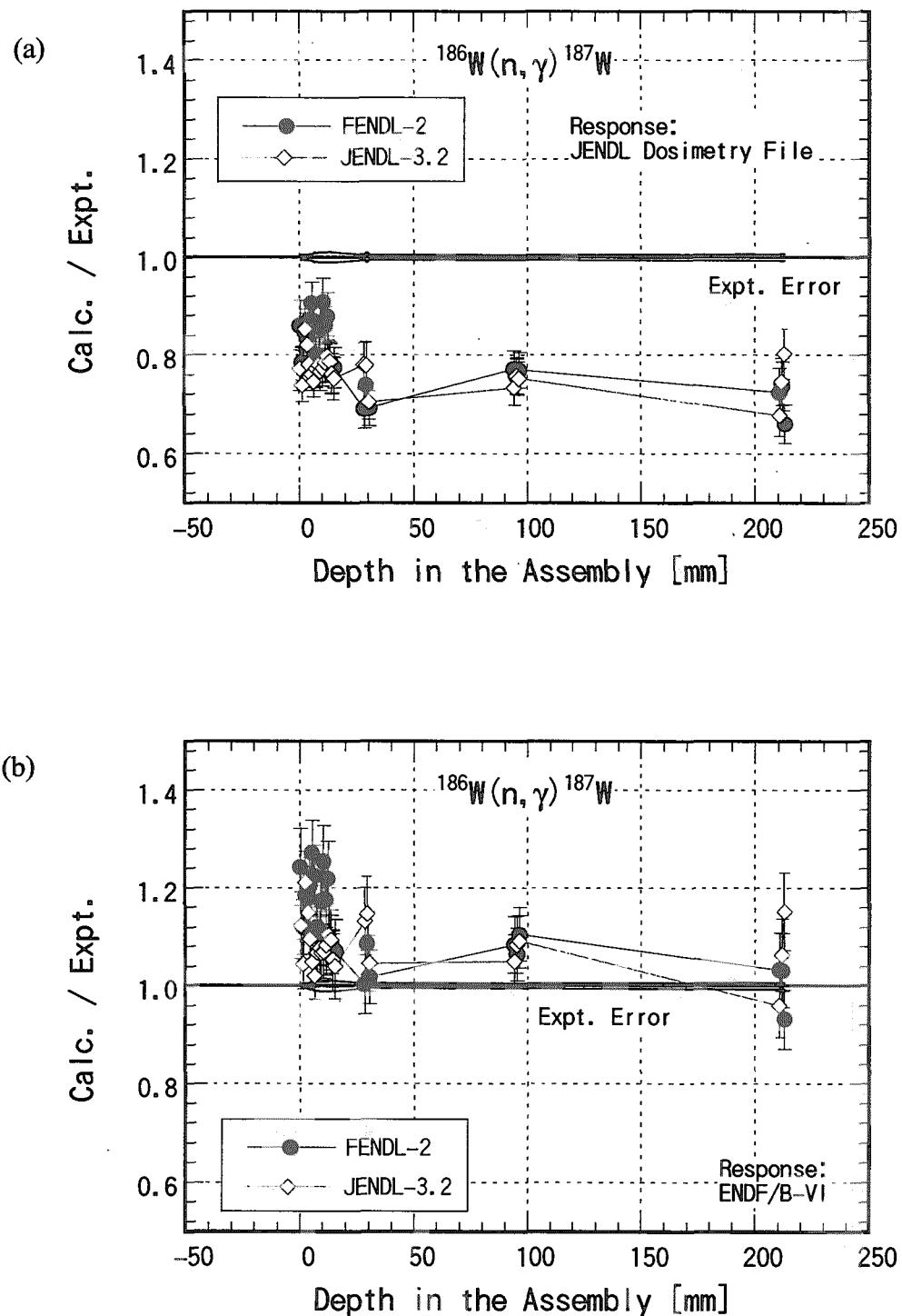


Fig. 29 Calculated to experimental ratios of W-187 production reaction rates in the F82H sheets located in the experimental assembly for FENDL/E-2.0 and JENDL-3.2 using response cross section from (a) JENDL Dosimetry File and (b) ENDF/B-VI.

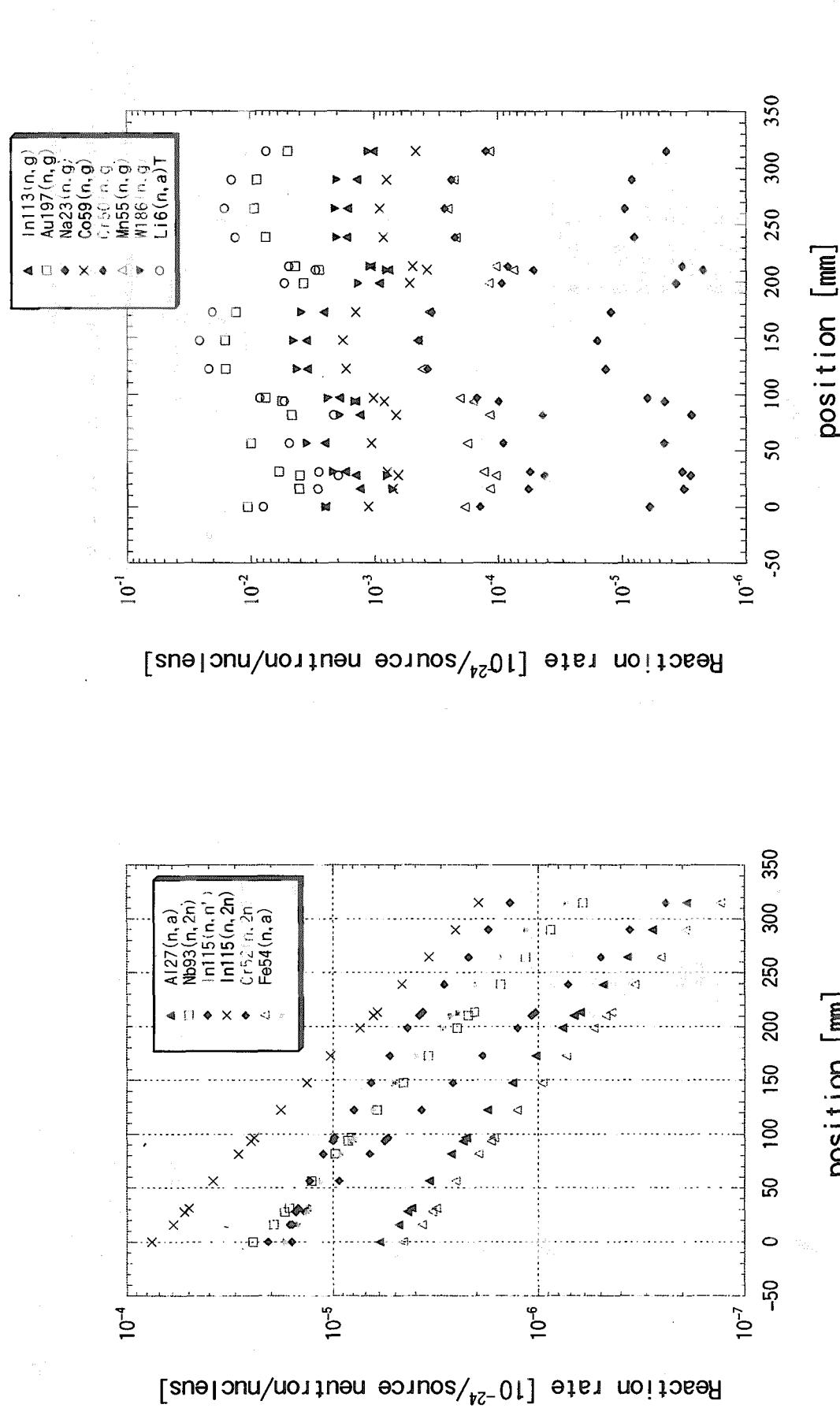


Fig. 30 The spatial distributions of dosimetry reaction-rate calculated with MCNP-code for the experimental assembly.  
 Fig. 31 The spatial distributions of dosimetry reaction-rate calculated with MCNP-code for the experimental assembly.

Fig. 31 The spatial distributions of dosimetry reaction-rate calculated with MCNP-code for the experimental assembly.

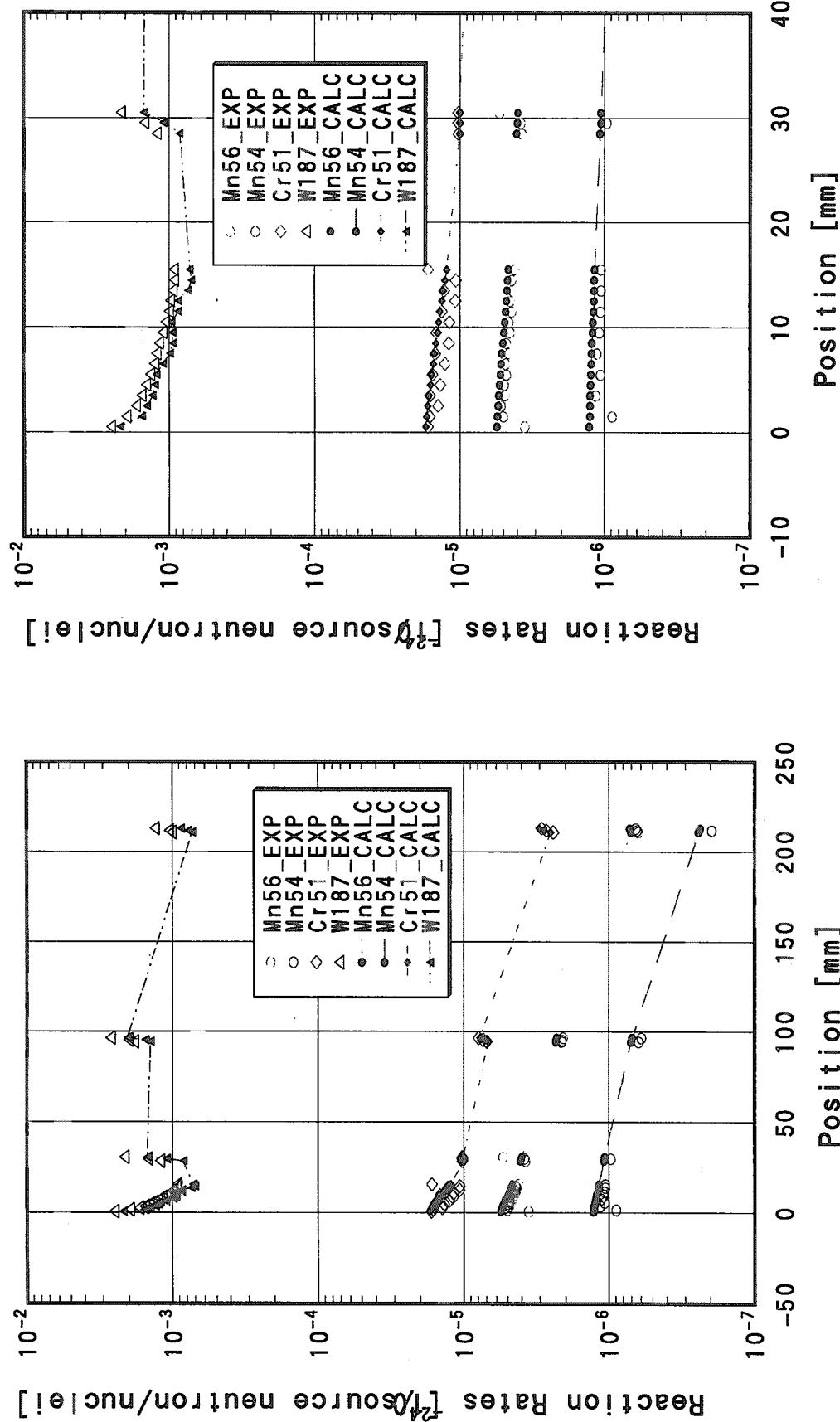
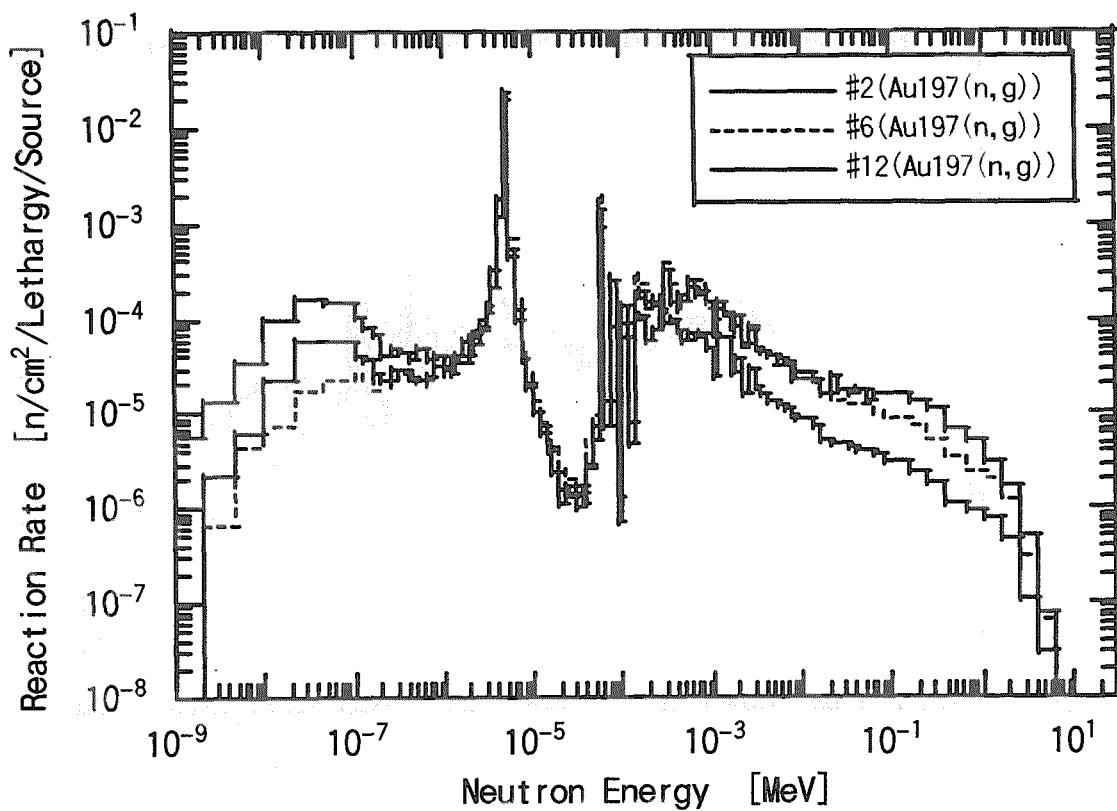
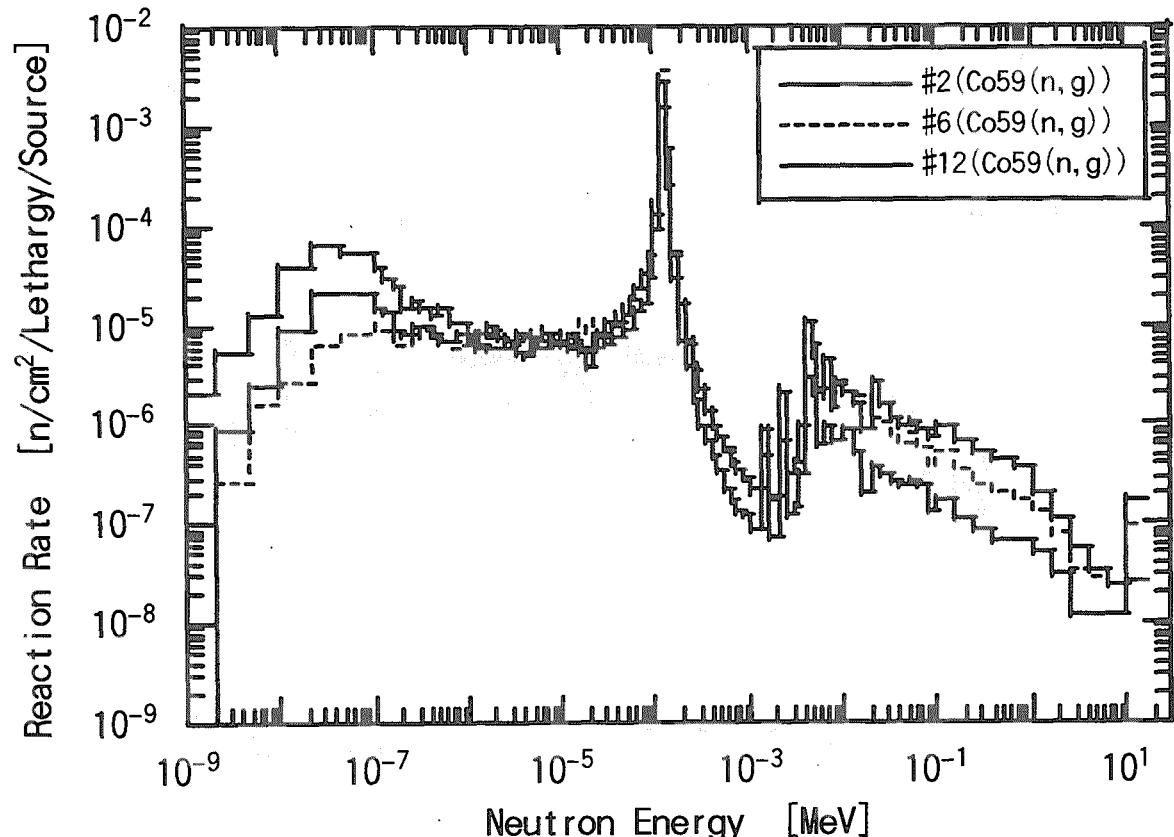
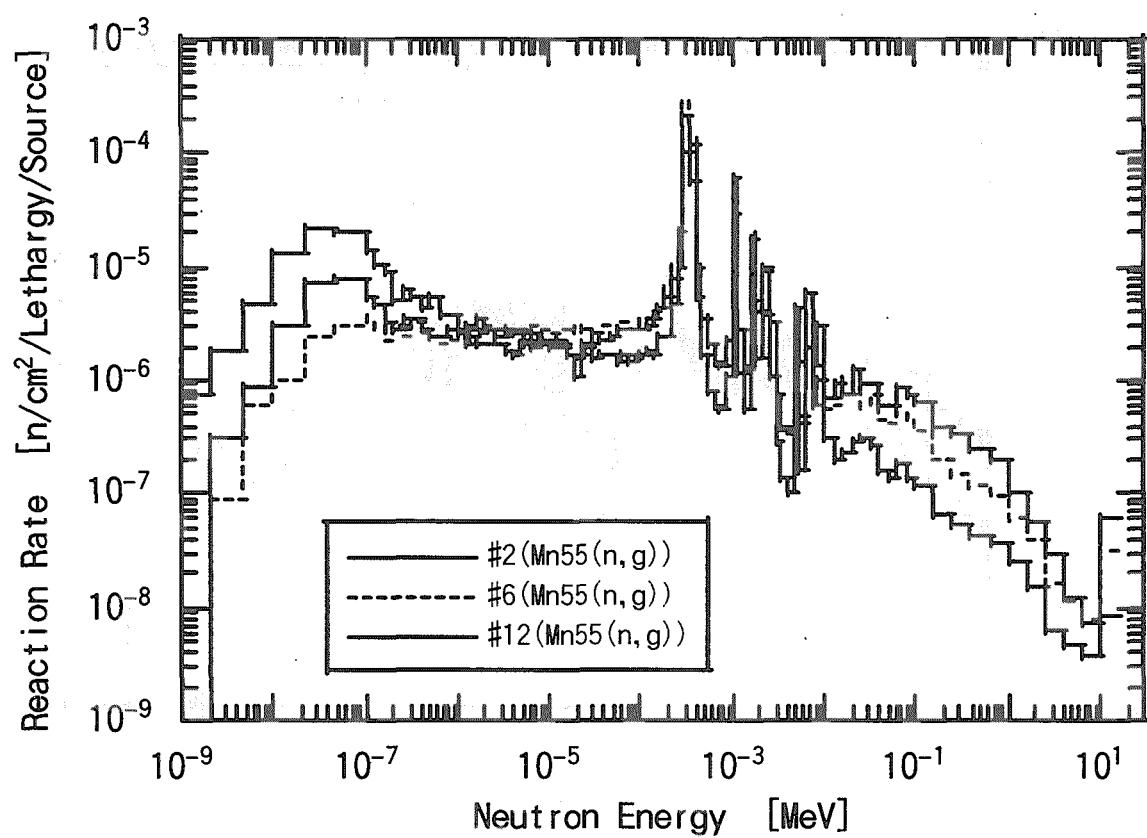
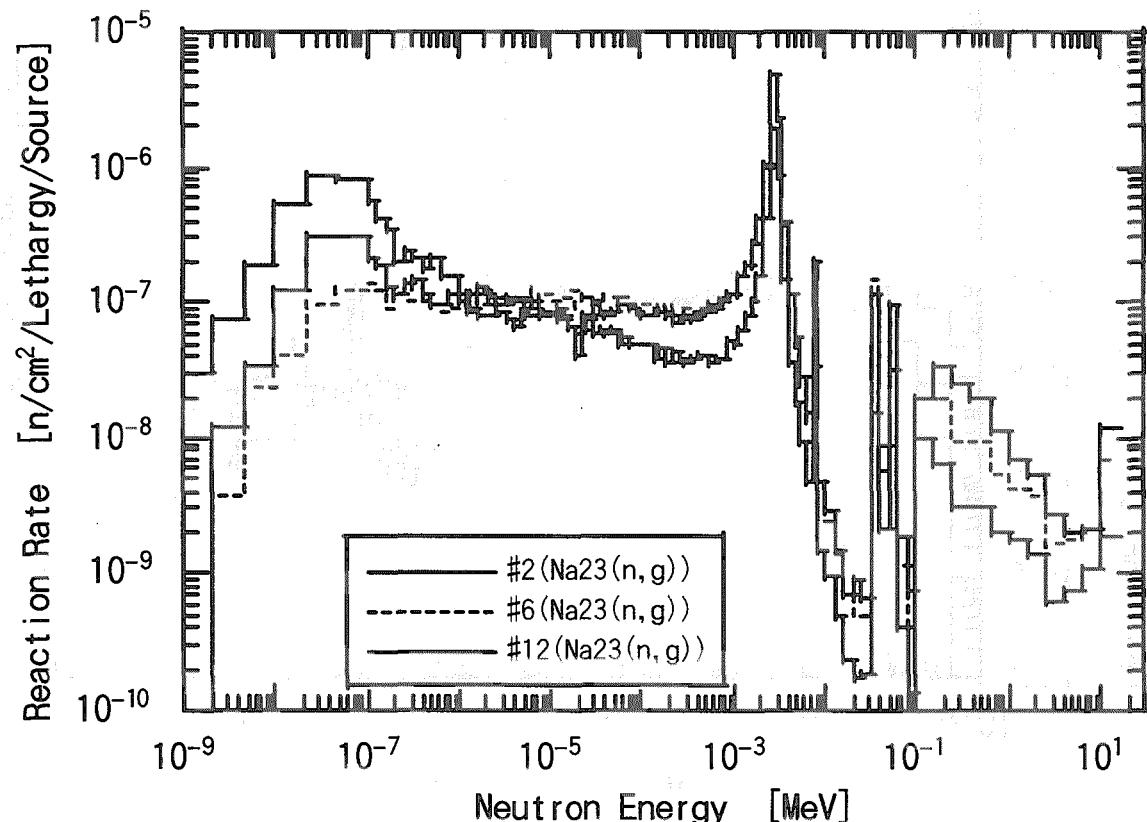
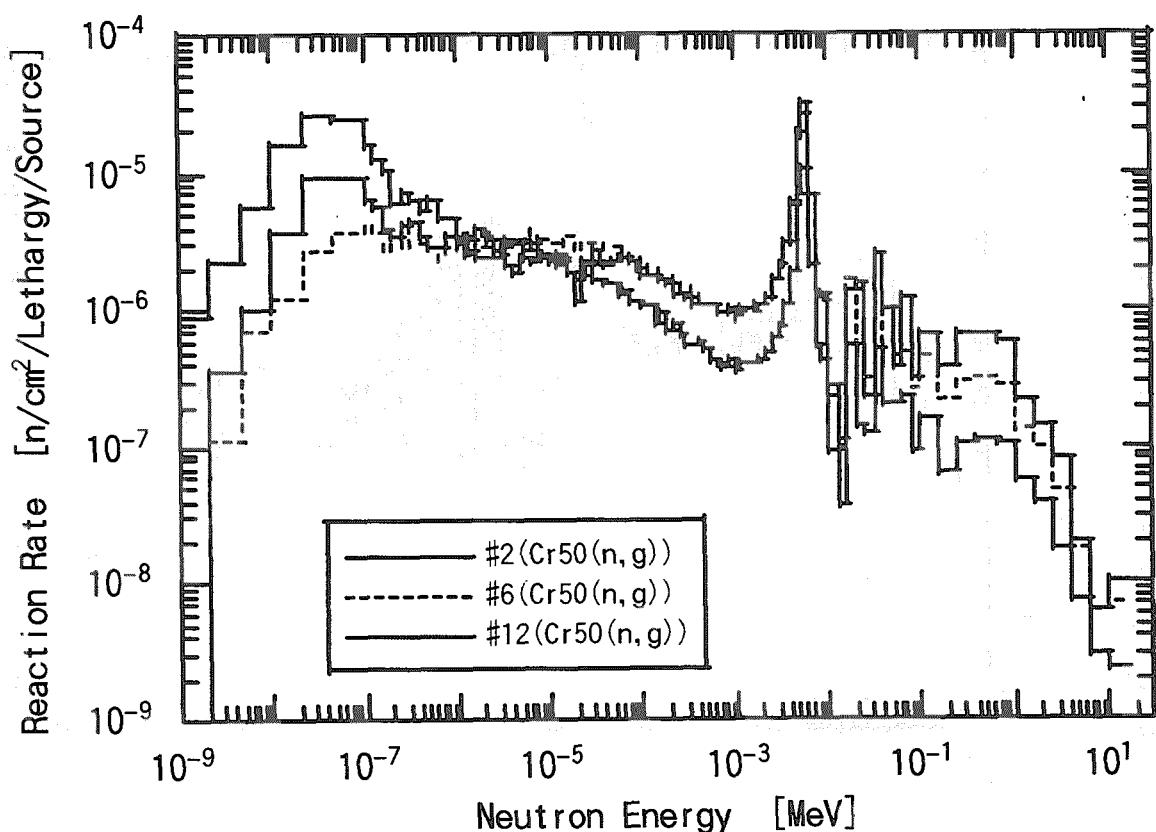
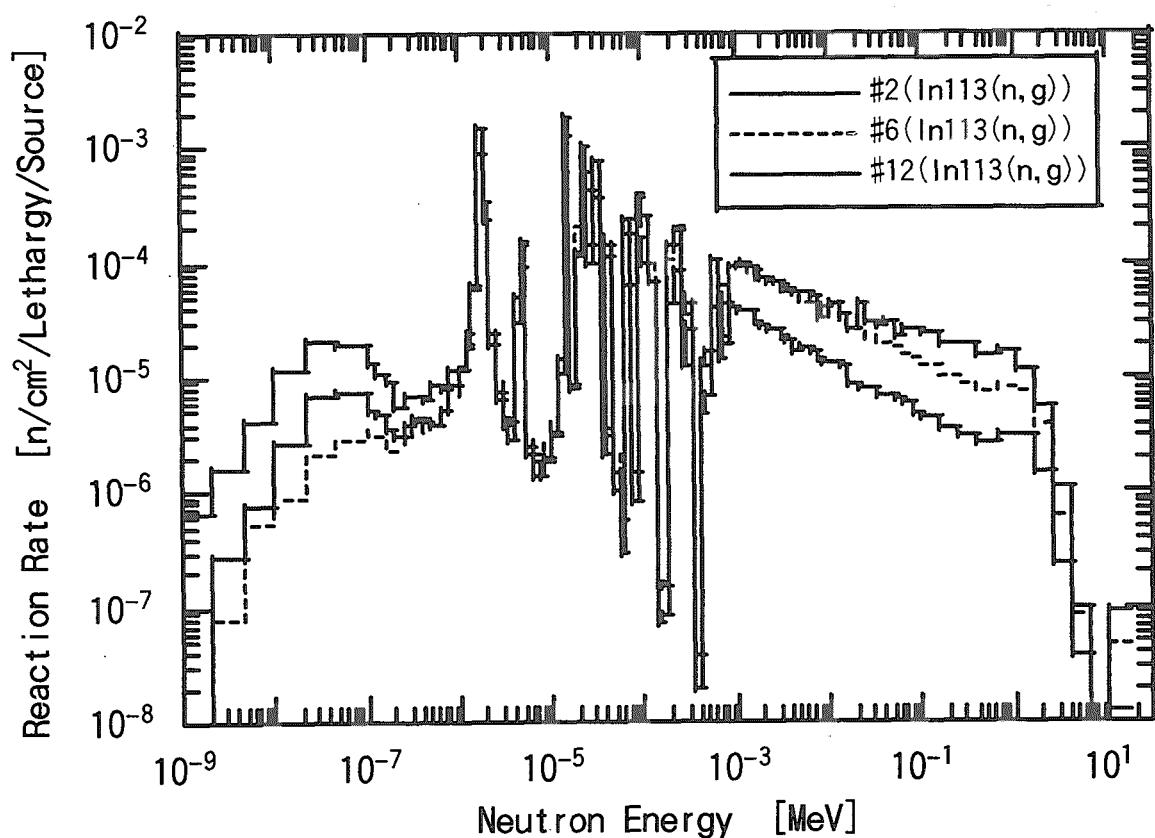


Fig. 32 The spatial distributions of production reaction rates leading to the radionuclides (Mn-56, Mn-54, Cr-51, W187) in the F82H sheets in the experimental assembly for the position form -50 to 250 mm.

Fig. 33 The spatial distributions of production reaction rates leading to the radionuclides (Mn-56, Mn-54, Cr-51, W187) in the F82H sheets in the experimental assembly for the position form -10 to 40 mm.

Fig. 34(a) Calculated energy profile of  $^{197}\text{Au}(n,\gamma)$  reaction.Fig. 34(b) Calculated energy profile of  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)$  reaction.

Fig. 34(c) Calculated energy profile of  $^{55}\text{Mn}(\text{n},\gamma)$  reaction.Fig. 34(d) Calculated energy profile of  $^{23}\text{Na}(\text{n},\gamma)$  reaction.

Fig. 34(e) Calculated energy profile of  $^{50}\text{Cr}(n,\gamma)$  reaction.Fig. 34(f) Calculated energy profile of  $^{113}\text{In}(n,\gamma)$  reaction.

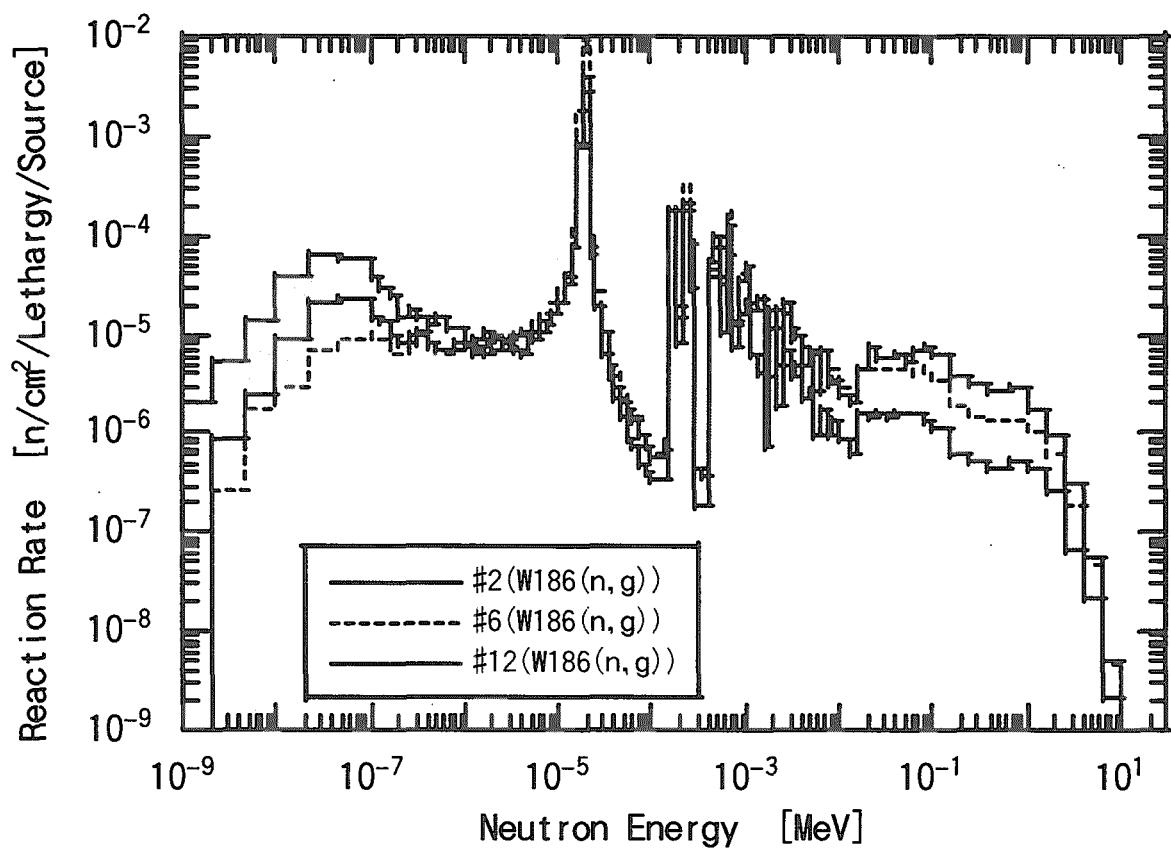
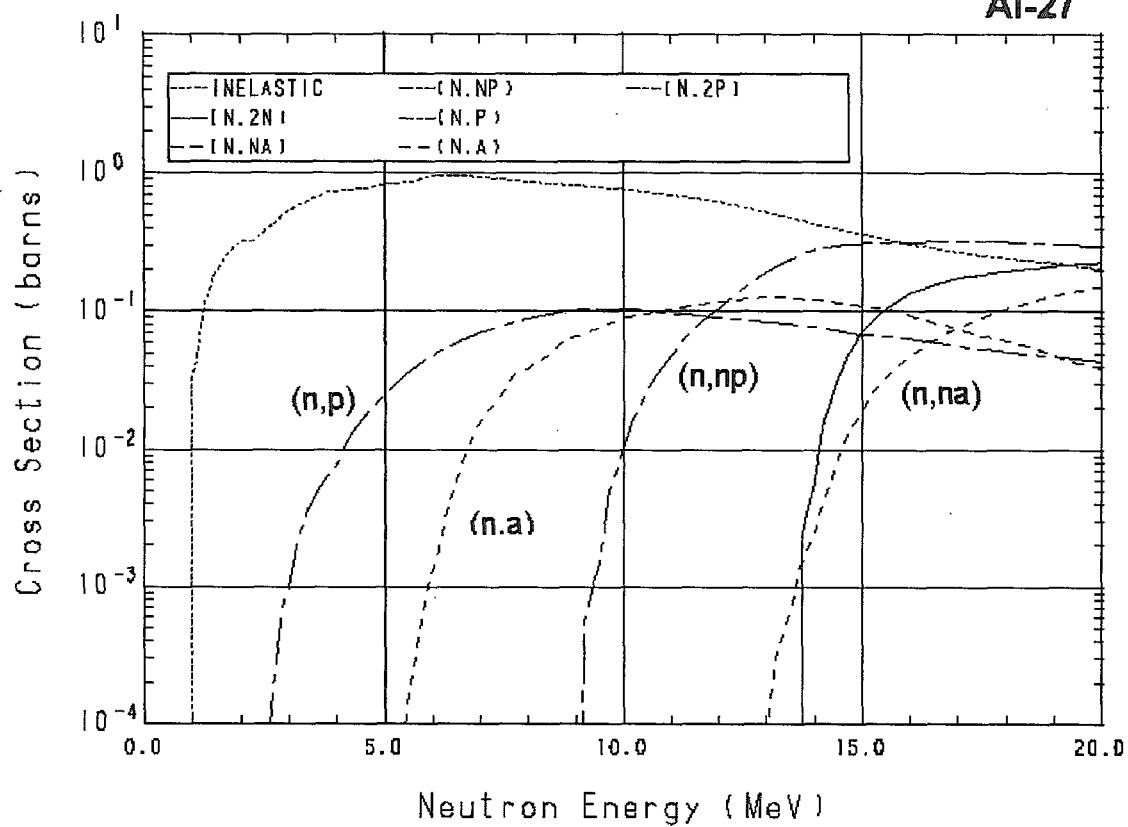
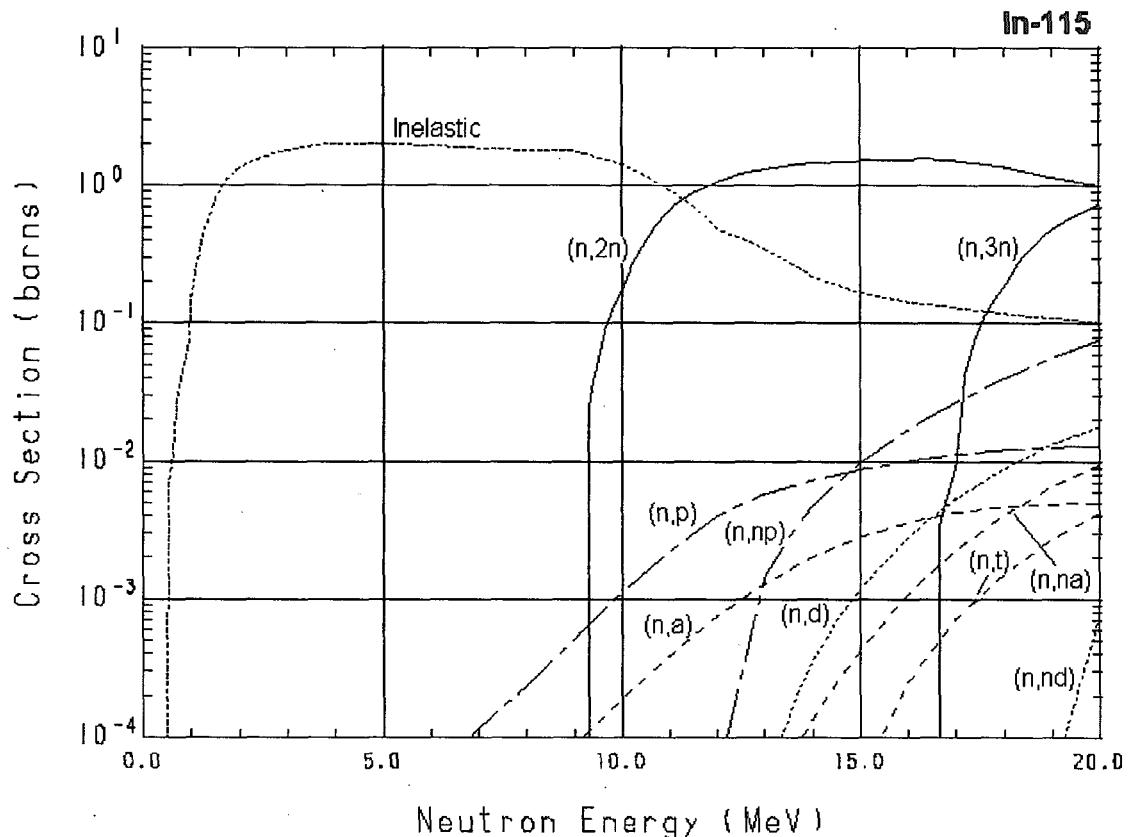
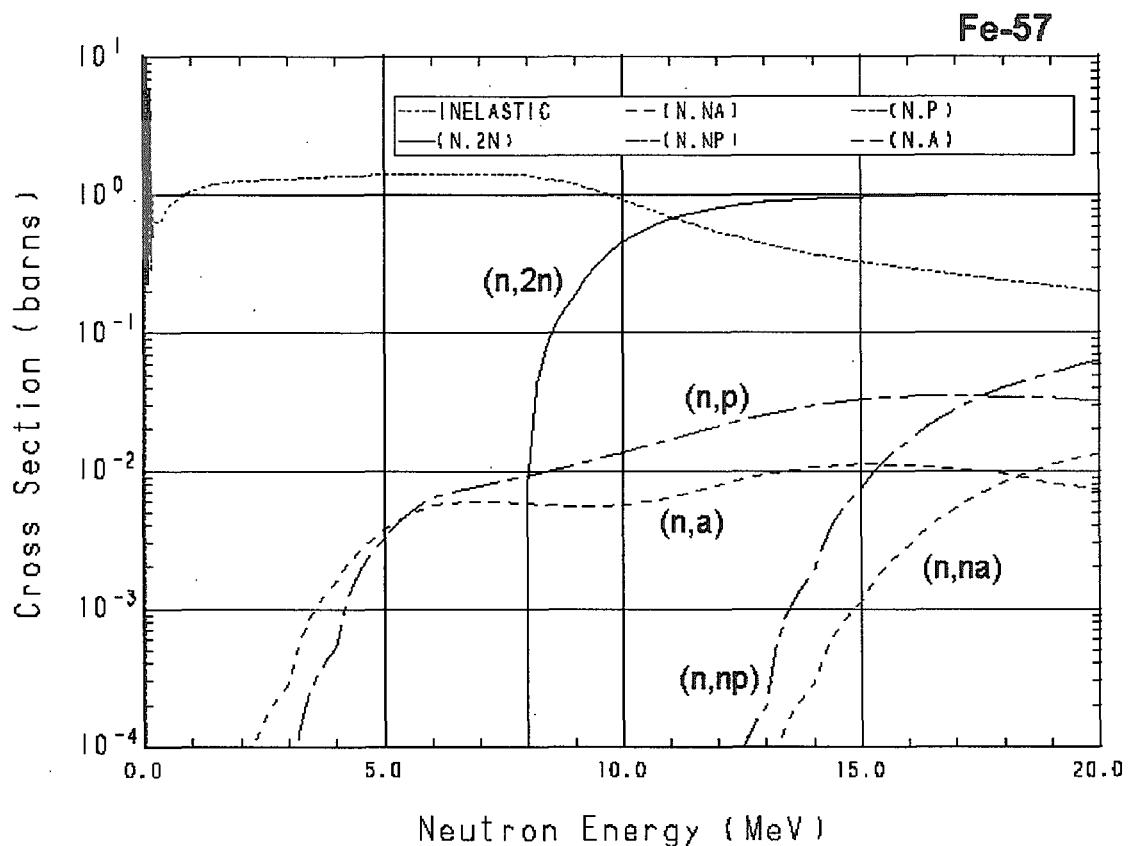
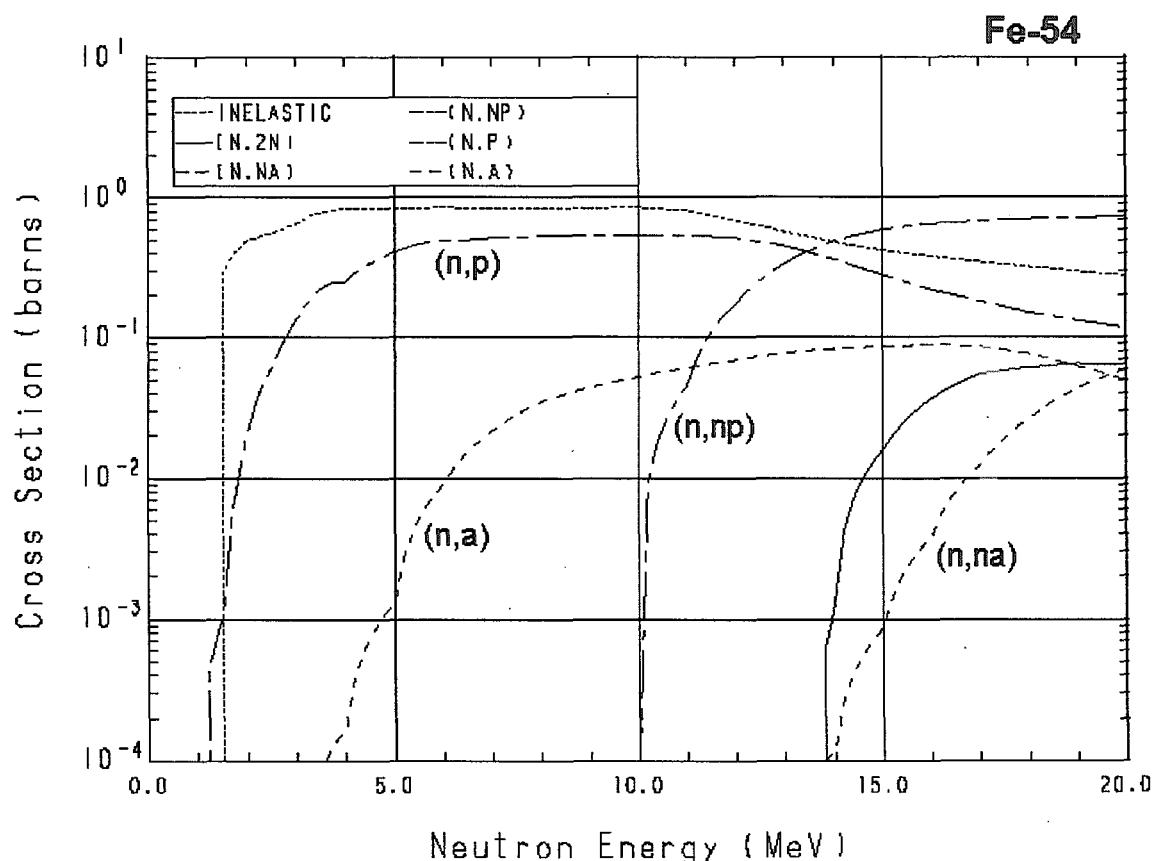
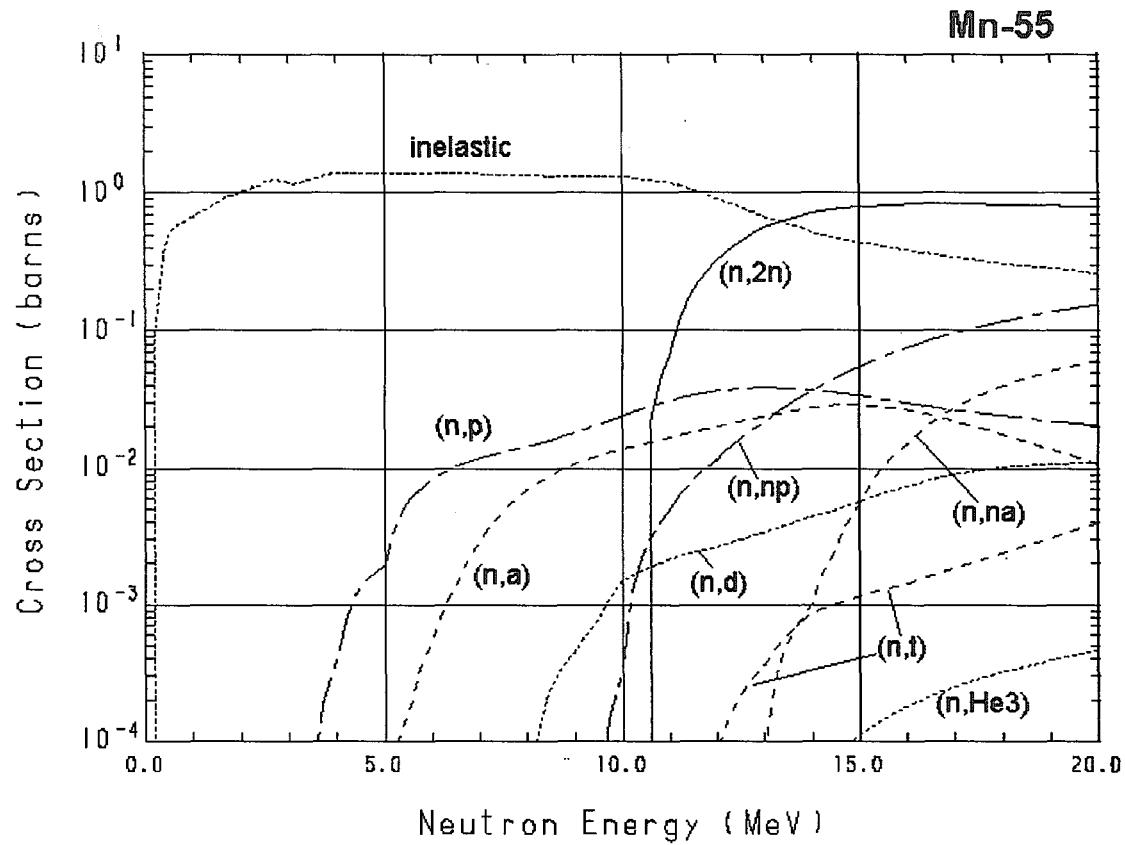
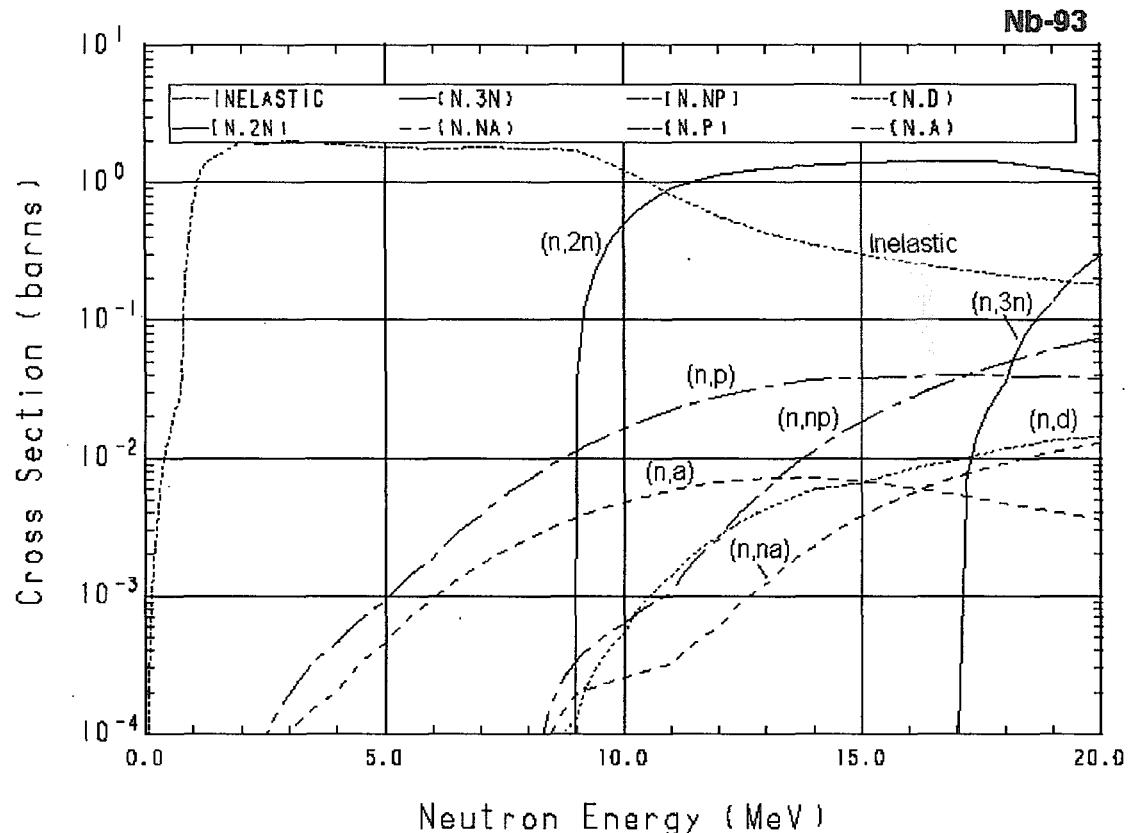


Fig. 34(g) Calculated energy profile of  $^{186}\text{W}(\text{n},\gamma)$  reaction.

Al-27

Fig. 35(a) Cross sections of threshold reaction for  $^{27}\text{Al}$  in the present work. $\text{In-115}$ Fig. 35(b) Cross sections of threshold reaction for  $^{115}\text{In}$  in the present work.

Fig. 35(c) Cross sections of threshold reaction for  $^{57}\text{Fe}$  in the present work.Fig. 35(d) Cross sections of threshold reaction for  $^{54}\text{Fe}$  in the present work.

Fig. 35(e) Cross sections of threshold reaction for  $^{55}\text{Mn}$  in the present work.Fig. 35(f) Cross sections of threshold reaction for  $^{93}\text{Nb}$  in the present work.

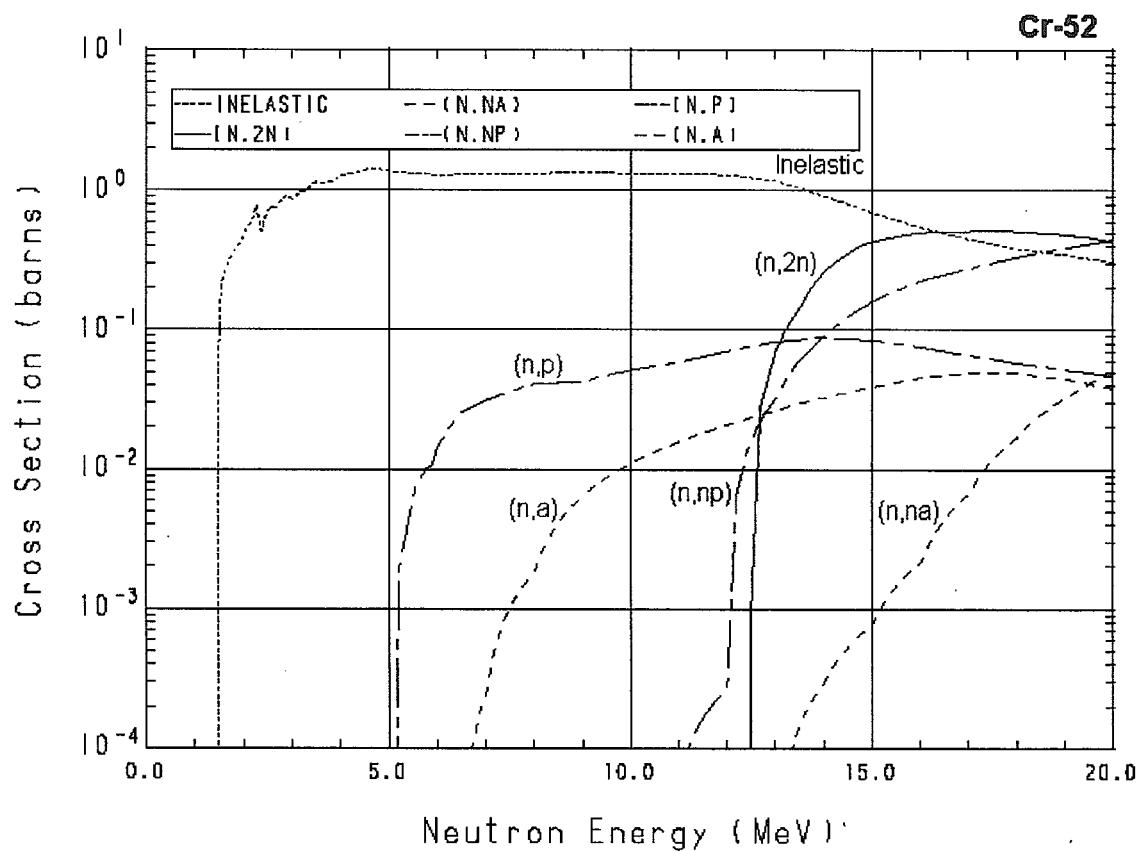


Fig. 35(g) Cross sections of threshold reaction for  $^{52}\text{Cr}$  in the present work.

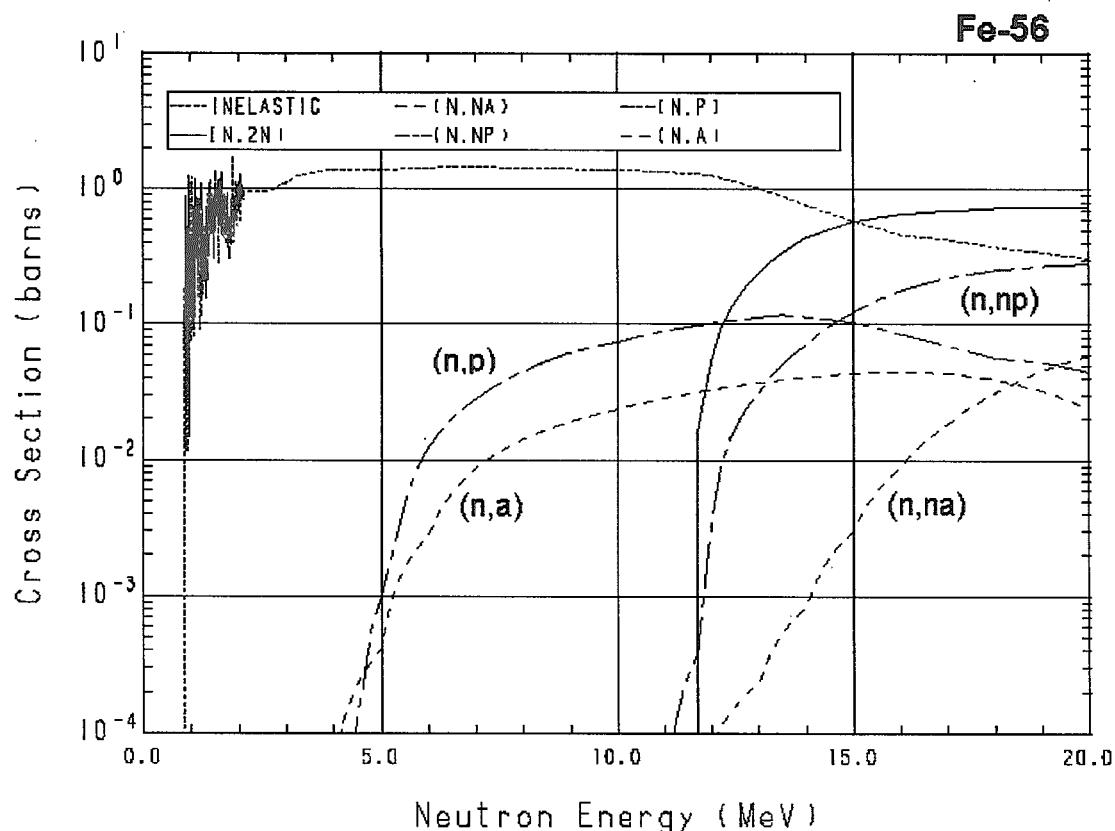


Fig. 35(h) Cross sections of threshold reaction for  $^{56}\text{Fe}$  in the present work.

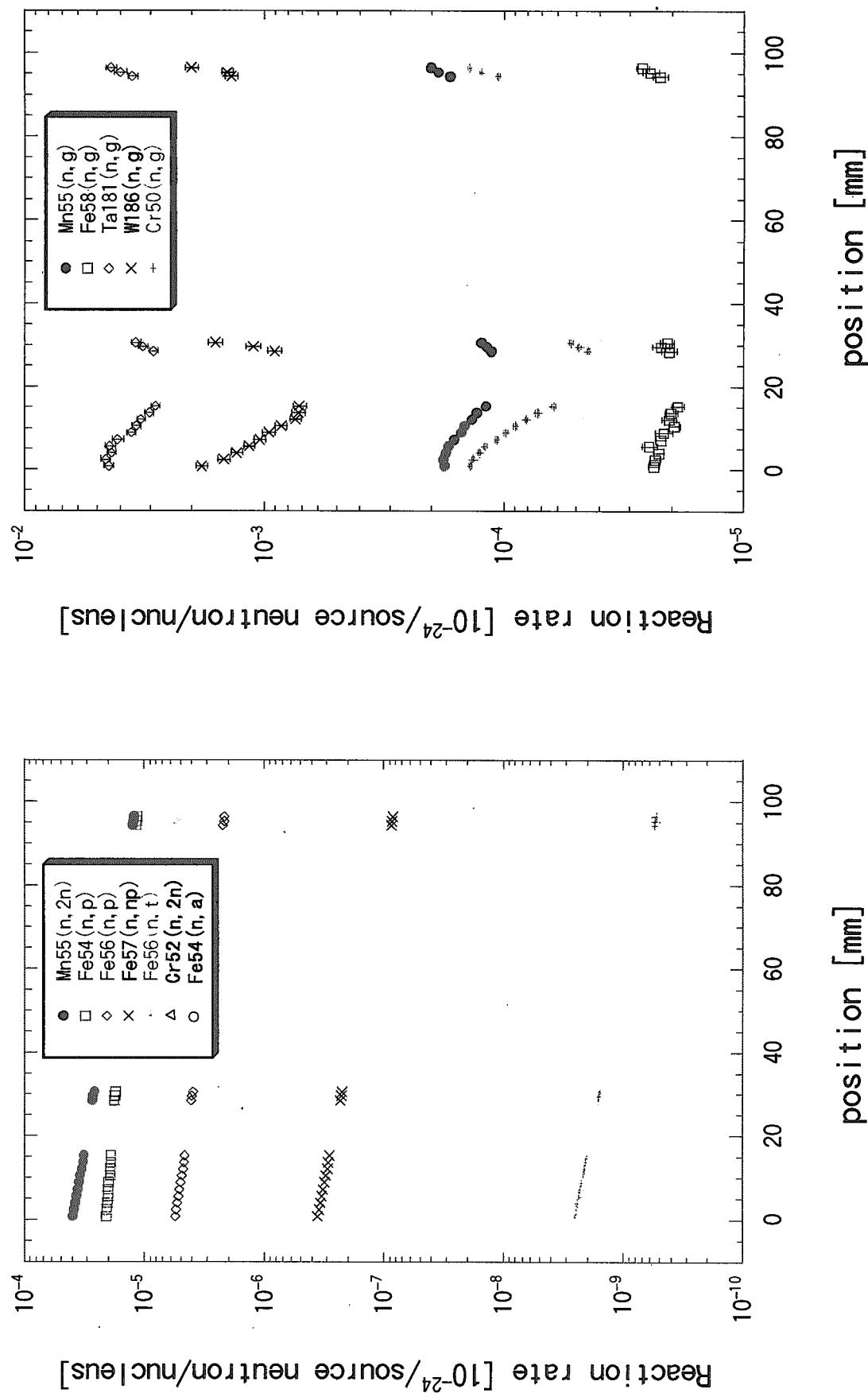


Fig. 36 The spatial distributions of reaction-rate calculated with MCNP-code. Reactions considered in the activation measurements of F82H are described.

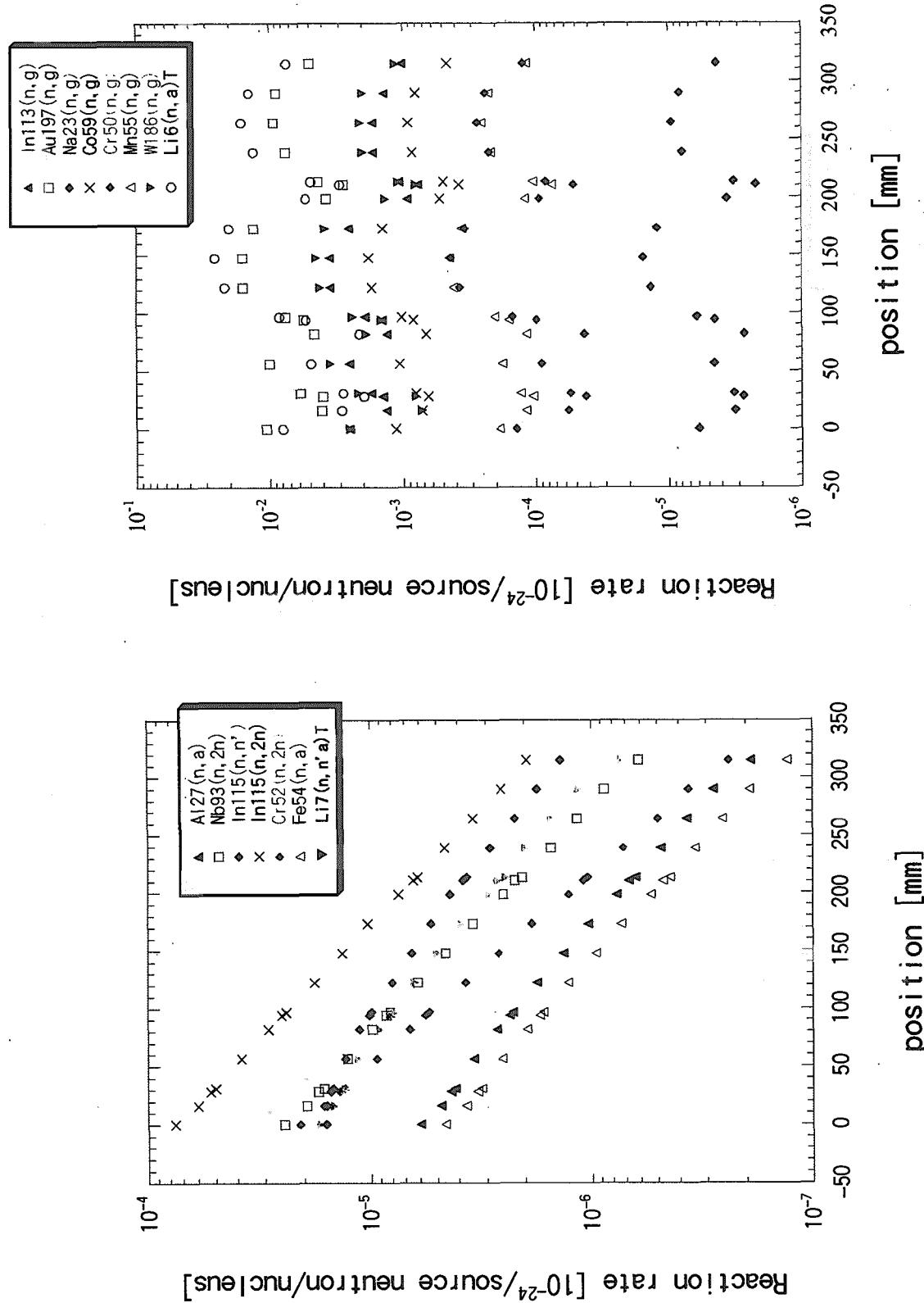


Fig. 37 The spatial distributions of reaction-rate calculated with MCNP-code. Reactions considered in the neutron-field measurements are described.

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC関係理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換 算 表

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>		= 4.184 J(熱化学)
9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>		= 4.1855 J(15 °C)
3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>		= 4.1868 J(国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>	仕事率 1 PS(仏馬力)	
1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>	= 75 kgf·m/s	
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>	= 735.499 W	
1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>		1	100	
3.7 × 10 <sup>10</sup>	1		0.01	1	

照射線量	C/kg	R
1	3876	
2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1	

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)

D-1中性子照射による個体化ホルマリート錠T&Gの改良化活性の実験的研究

