

# 円環ダクト漏洩中性子計算法評価のための 系統の実験と簡易計算法

三浦俊正\*

## Systematic Experiments for the Assessment of Neutron Streaming Calculations Through Annular Ducts and a Simple Computational Method

By

Toshimasa MIURA

### Abstract

For the purpose of providing experimental data to assess neutron streaming calculations, neutron flux measurements were performed along the axes of the steel-walled annular ducts set up in a water shield of the pool-type reactor JRR-4. Annular ducts simulated the air gap around the pressure vessel, the air gap around the main coolant pipe, and the streaming path around the primary circulating pump of the integrated-type marine reactor. A 90-deg bend annular duct was also studied. In a set of measurements, the distance  $Z$  between the core center and the duct axis and the annular gap width  $\delta$  were taken as parameters, that is,  $Z = 0, 80,$  and  $160$  cm and  $\delta = 2, 4.7,$  and  $10.1$  cm. The reaction rates and the fluxes measured by the activation method are given in terms of absolute magnitude within an accuracy of  $\pm 30\%$ .

Calculations were carried out by using the two-dimensional transport codes DOT-III and PALLAS-2DCY. Large underestimation within a factor of 8 is found in the DOT-III calculation for the gap around the pressure vessel. The PALLAS calculation for the gap around the main coolant pipe shows a fairly good agreement with experimental results for fast neutrons, however, overestimates slow neutron fluxes within a factor of 3.

An empirical formula is derived based on those measured data, which describes the axial distribution of the neutron flux in the steel-walled annular duct in reactor shields. It is expressed by a simple function of the axial distance in units of the square root of the line-of-sight area,  $S_i$ . The accuracy of the formula is examined by taking into account the duct location with respect to the reactor core, the neutron energy, the steel wall thickness, and the media outside of the steel wall. The accuracy of the formula is, in general,  $< 30\%$  in the axial distance between  $3\sqrt{S_i}$  and  $30\sqrt{S_i}$ .

---

\* 東海支所

# 目 次

第1章 序 論 .....	1
1.1 諸 言 .....	1
1.2 研究の目的 .....	4
第2章 実 験 .....	6
2.1 概 要 .....	6
2.2 実験設備 .....	7
2.3 中性子測定方法 .....	8
2.4 線源がダクト入口を見ない軸対称配置 .....	8
2.4.1 実験体系と測定点 .....	8
2.4.2 測定器 .....	9
2.4.3 反応率測定結果 .....	11
2.4.4 スペクトルの導出 .....	13
2.5 線源がダクト入口を見る非軸対称配置 .....	16
2.5.1 実験体系と測定点 .....	17
2.5.2 測定結果 .....	18
2.6 線源がダクト入口を見ない非軸対称配置 .....	19
2.6.1 実験体系と測定点 .....	19
2.6.2 測定結果 .....	20
2.7 屈曲部を有する円環ダクト .....	20
2.7.1 実験体系と測定点 .....	21
2.7.2 測定結果 .....	21
2.8 円環ダクトの接続体系 .....	23
2.8.1 実験体系と測定点 .....	23
2.8.2 測定結果 .....	24
第3章 計 算 .....	25
3.1 2次元輸送コード DOT-III による計算 .....	25
3.2 2次元輸送コード PALLAS による計算 .....	26
3.3 その他の計算例 .....	28
第4章 円環ダクト漏洩中性子挙動の分析 .....	30
4.1 経験式の導出 .....	30
4.2 経験式の適用範囲の検討 .....	31
4.2.1 計算による検討 .....	32
4.2.2 実験結果との比較 .....	33
4.2.3 経験式の適用範囲 .....	35
第5章 結 論 .....	37
謝 辞 .....	38
参考文献 .....	39
付録I NaI(Tl) 検出器の効率決定 .....	99
付録II 熱、熱外中性子束の導出 .....	101

# 第1章 序 論

## 1.1. 緒 言

原子炉や加速器等における放射線に対する遮蔽体には施設の運転、管理あるいはその他の理由から、多くの貫通孔（以下ダクトと呼ぶ）が設けられている。例えば、原子炉においては、断熱のため、原子炉圧力容器や主冷却管の周囲には円環状の空隙が存在する。また放射線の計測や放射線場にある機器の制御用の信号ケーブルのためのダクト、給排水あるいは換気用のダクト等が遮蔽体中に設けられている。このようなダクトの存在する部分は当然のことではあるが遮蔽能力が悪く、ダクトを通して漏洩する放射線量はしばしば他の遮蔽部を透過してくる放射線量より大きくなることがある。上記の例からいえば、圧力容器の周囲の円環状ダクトを通して大量の放射線が圧力容器の上方、下方に漏洩するため、その経路の周辺部の遮蔽構造は大きな影響を受ける。したがってダクト部における漏洩放射線を精度よく評価し、ダクトの形状やそれらの部分に対する遮蔽を効果的に設計することが遮蔽設計上重要な問題となる。このいわゆるダクトストリーミングと呼ばれている問題に対する多くの研究が今日まで世界各国においてなされてきたが、今だに満足のいく解決はなされていない。この問題の難しさは、第1にダクトの形状、線源に対する配置は様々で、それらを系統的に扱っていく点にある。従って実際問題としては、個々の問題に対し工夫をこらして漏洩線量の評価が行われている。このため一つの問題が解決されても、そこで使用された評価手法が必ずしもそのまま、他の問題に適用できるかどうか定かではない。第2に現在最も信頼性が高くよく使用されている輸送コードでは複雑なダクト形状あるいは線源を含めてダクトの配置を正確に表示できない点があげられる。このため実際にはダクト問題を計算するには体系を分割し、接続計算を行ったり、ダクトの形状そのものを近似的に表現する等、体系のモデル化が必要であり、モデル化による、また接続計算の際のデータの受け渡しにおける計算誤差が入り込む。これに関する誤差評価も現在のところほとんど行われていない。第3にダクト問題では放射線の漏洩はダクトにそって起るため放射線束の角度成分に強い異方性が生じたり空間分布が急激に変化するため、一般にこれらの量を空間、角度に関して不連続点で表示する現在の計算法では数値解法上、例えば内種計算において問題が生じる。第4に2次元、3次元計算コードに関しては角度束の精度評価がほとんどなされていないことがあげられる。通常ダクトの計算では全体を1回の計算で解くよりも、線源からダクト入口部までの計算とダクト部の計算に分けてつなぎ計算をするのが一般的である。これは体系的に全体を1回の計算で行えなかったり、あるいはダクト部では特に計算条件を厳しくとるためである。しかしながら、ダクト内の放射線分布はダクト入口部での放射線分布に強く依存するため、ダク

ト部の計算をいかに厳密に行っても、入口部での角度束等の精度が悪いと、全体の計算精度も悪くなる。第5にダクト入口部での放射線束の平均化に関する問題がある。一般に放射線の空間分布はダクト入口で非軸対称であるが、現在の多くの計算コードでは軸対称問題しか取り扱えないため、これを軸対称分布に近似する必要がある。しかしながら、この方法に関する一般的な手法は現在のところ報告されていない。第6に、これはダクト問題にのみ起こることではないが、ダクト部の放射線空間分布は放射線が中性子であるかガンマ線であるかにより、またそれらのエネルギーにより異なることがあげられる。このため近似計算を行う場合、そこで導入される仮定は空隙中を流れる放射線を主として対象としているといっても放射線の種類、エネルギーによって一定のものを取ることはできない。

これらに加えて、それぞれの計算コード固有の問題もある。我国においては現在輸送コードが最もよく使われるコードであるが、この場合、上記1から5の点が主な問題点である。最近、川合等はアルベドモンテカルロ法に基づくコードシステムを開発し、実際的な問題に適用している<sup>(1)</sup>。この方法はダクト形状の表示においては輸送コードより有利であり、かつ計算時間も比較的速いのでダクト問題に対する有力な手法である。しかしながら現在のところ、アルベドデータに関する問題がある。まず、アルベドデータそのものの整備が十分なされていない。さらに、アルベドデータは一般に無限平板に対して得られたものであり、これを口径の小さな円筒ダクトに用いると過大評価となり、円環ダクトに用いると過少評価となることが指摘されている<sup>(2)</sup>。またアルベドは単一物質に対して求められているのが普通であり、ダクト壁物質が単一物質として扱えない場合、データをどのように扱うかは問題の一つであろう。最近従来のモンテカルロ法をダクト問題に適用した例<sup>(3)</sup>を見るが、この方法に関してはまだ計算時間の問題が大きな問題として残っている。このようにダクトストリーミングには遮蔽計算で問題となるほとんどすべての問題が集中しており、今後もこの問題を解決するために多くの研究が必要であろう。

歴史的にはダクト問題は1950年代の中頃から始まり、今日まで多くの実験的、理論的研究が行われてきた。実験的研究の目的は測定結果を用いて漏洩放射線空間分布に関する経験式の導出あるいは簡易計算式やアルベドモンテカルロ計算等の近似計算法の評価を行うことと輸送計算やモンテカルロ計算等厳密解法に基づく計算法の評価を行うことに大別できるであろう。1970年頃までの研究は主として前者の目的でなされてきた。それ以降の研究は主に後者の目的でなされている。簡易計算式の導出は主にline-of-sight 法的な考えに立って行われたものが多く、それらの式はいろいろな遮蔽設計資料集等に見ることができる。これらの式はその簡易さの故に特に精度を要求されない場合漏洩放射線を大略推定するのに都合のよいものである。しかしながら、一般にこれらの式はすでに述べたようにダクトに入射する放射線の種類、エネルギースペクトル、角度分布および空間分布あるいはダクト形状やダクトの壁物質等に関してその適用範囲あるいは精度が明確ではない。例えば直円筒ダクトの場合

入口での放射線束を  $\Phi(0)$  とする入口から Z の距離の放射線束  $\Phi(Z)$  はしばしば line-of-sight 法により次式で表わされる。<sup>(4)</sup>

$$\Phi(Z) / \Phi(0) = 1 - \{1 + (R/Z)^2\}^{-1/2}$$

ここで R は円筒の半径である。しかし、すでに報告したように<sup>(5)</sup> 原子炉を線源としダクト軸が炉心中心を通るような配置で直円筒ダクトが水遮蔽体中に存在する場合、ダクト内の速中性子束空間分布をこの式で計算すると極めて過少評価することになる。このように簡易計算式は対象によって式の選択あるいはその式に用いられているパラメーターの取り方に関して経験が必要であり、安易に用いるのは避けるべきである。簡易計算式あるいは経験式に関しては今後適用範囲、精度等を明らかにしていく必要がある。アルベドデータを使用した計算法であるアルベドモンテカルロ法は屈曲ダクト等複雑な体系に適用でき、計算時間の点からもかなり実用的なものとなってきている。<sup>(1)</sup> 今後早急にアルベドデータの整備を含めて、この種の計算コードの整備、開発を進めることが望まれる。最近我国においては輸送コードを用いてダクト問題を解析しようとする傾向が強い。この傾向は最近の電子計算機の大型化、高速化に伴いますます強くなると思われるが、すでに述べたように輸送コードをダクト問題に適用するには種々の問題があるため、その精度の評価および計算技法の改良、開発を精力的に進める必要がある。

一方これまで実験が行われたダクト形状を調べてみると切口が円形または短形のものが極めて多い。円環ダクトに関するも少なからぬ実験がなされてきた。Price 等<sup>(4)</sup> はバライトコンクリートを貫通する円環ダクト中の熱中性子束分布を測定した。測定は空隙巾を 0.125 から 1.75 インチまで変化させ行われた。得られた結果は相対値による分布のみで輸送コードの評価には向いていないが簡易計算式の評価、導出に適した実験である。Nilsson と Sandlin<sup>(6)</sup> は鉄重水多重層を貫通する円環ダクト中の熱および速中性子束の分布を測定した。この実験は漏洩中性子束を 3 成分に分け、それぞれの成分を簡単な方法で求めた簡易計算式の評価を行うことを目的として行われたものである。また原子力船「むつ」の遮蔽改修のためのモックアップ実験では压力容器周囲並びに主冷却管周囲の円環状空隙部に関する実験が報告されている。<sup>(7)(8)</sup> このようなモックアップ実験としてはドイツの高速炉 SNR の黒鉛とコンクリート遮蔽体を貫通する大きな 2 回屈曲ナトリウムパイプに関するもの<sup>(9)</sup> および米国の高速炉 FFTF のコンクリートを貫通するナトリウムパイプに関する実験<sup>(10)</sup> がある。これらのモックアップ実験はいずれも計算法の評価を行うことを主目的としており、従って計算評価上十分な測定情報が得られているので極めて有用なものである。しかしながら体系あるいは円環ダクト形状は特定のものであるため、系統的に円環ダクトに関する計算法の評価を行うには適していない。その他、実際の動力炉の压力容器および主冷却管周囲の円環状空隙部での測定に関する多くの報告がなされている。<sup>(11)~(19)</sup> 実機における測定データも極めて有用なものであるが、計算を実施するには発表されているデータだけでは不十分なので詳細なデータが

公表されることが望まれる。

## 1.2. 研究の目的

現在遮蔽設計に使われている計算法の精度は空隙部を含む複雑形状部において特に悪く、かつ計算条件、例えば角度分点数等の選び方により大きく変化するため、このような体系に対しては設計計算の誤差に対する許容値をかなり大きくとらなくてはならない。しかし現実の設計では誤差の許容値を大きくとれない制約があり、このためベンチ・マーク計算によりあらかじめ各計算法の誤差を明らかにしておく必要がある。計算精度が悪い原因としてはすでに 1.1 で列挙したが、それらは次の二つに分けることができる。

- (1) 空隙部およびその周辺においては漏洩放射線の空間的、角度的変化が急激で、これを現在の計算法では正確に追従できない。
- (2) 複雑形状部の体系を計算において正確に表現できない場合が多く、体系のモデル化に伴って誤差が生じる。

複雑形状部における計算精度を向上させるには、これらの要因に関して各計算法の問題点を具体的に明らかとし、計算法の改良、開発を行う必要がある。このように計算法の問題点を解明するには計算法の評価を主目的とした遮蔽実験が必要である。このような評価実験は少くとも次の条件を満たすべきである。

- (i) 評価のための計算を実施するうえで必要な線源及び遮蔽体に関する情報がすべて明らかとされている。
- (ii) 漏洩放射線の空間分布等の測定値は絶対値で求まっている。相対値による測定値では計算誤差の評価が難しく、しばしば誤差の原因説明があいまいとなる。
- (iii) 上記原因(1)に関する評価実験では実験体系が計算において正確に表現あるいはモデル化されるものである。
- (iv) 上記原因(2)に関する評価実験では線源を含めて体系をモデル化と関連させて分類しそれぞれの分類に属する体系に対する実験を行う。
- (v) 設計計算の誤差評価のためにベンチ・マーク計算を行うという意味で、実験体系は実際の体系に対応するもの、あるいはそれを含むような体系である必要がある。

さらに次の点が満たされていることが望ましい。

- (vi) 計算法の評価を目的とする実験なので実験体系を構成する遮蔽材等の断面積は精度よく求まっている。
- (vii) 上記誤差原因(1)に関して計算法の問題点を解明するため、放射線の空間的、角度的分布に大きな影響を与える因子、例えば空隙巾等をパラメーターとする実験を含む。
- (viii) 測定データはできるだけ広いエネルギー範囲に対して得られている。

これまで行われた実験を調べてみると、漏洩放射線分布に対する経験式あるいは簡易計算

式を求めるために行われたものと、モックアップ実験あるいは実機での測定が主流であり、上記のような条件を満たした系統的に計算法の評価を行うことを目的とした実験はない。

本研究では複雑形状物として基本的な形状であり、かつ実際の遮蔽構造中に多く存在する円環ダクトに対して評価実験を行った。複雑形状物として最も基本的な形状の一つとされている円筒ダクトではなく円環ダクトを選んだ理由は計算法評価の観点から見ると円筒ダクトは円環ダクトの内側遮蔽の半径が零の場合であり、円環ダクトに含まれる形状であり、円環ダクトの方がより一般的な形状となるからである。実験体系は計算における体系のモデル化およびダクト内の放射線挙動に大きな影響を与える放射線の入射方向に関連させ4つに分類した。そして各分類に属する実際的な円環ダクトを選び、それらに対して実験モデルを作りそこでの放射線分布を測定した。また放射線の空間的、角度的分布に大きな影響を与える空隙巾を変化させる実験、さらにはこれらの直ダクトの接続体系として屈曲ダクト等の実験を実施した。さらにこれらの実験結果を直視面積の関数として整理することにより円環ダクト漏洩中性子束を簡単に計算できる経験式を導出し、その適用範囲、計算精度を明らかとすることを併せて目的とした。

## 第2章 実 験

### 2.1. 概 要

すでに 1.2 で述べたように実験は実際の遮蔽構造中に存在する円環ダクトを Fig.2.1.1. に示すように線源とダクト軸の位置関係から軸対称問題と非軸対称問題に分類し、さらにそれらをダクトの入口部と線源の位置関係からそれぞれ2つに分類し、それぞれに対して実験モデルを製作し行った。この他、これらの分類には入らないが重要な体系である屈曲ダクトについても実験を行った。これらをまとめると実験体系は次の5つとなる。

- (i) 軸対称体系で線源がダクト入口部を見る。
- (ii) 軸対称体系で線源がダクト入口部を見ない。
- (iii) 非軸対称体系で線源がダクト入口部を見る。
- (iv) 非軸対称体系で線源がダクト入口部を見ない。
- (v) 屈曲部を有する円環ダクト

さらに、これらに加えて (ii) の線源をとり囲む形で存在する円環ダクトに (i) 又は (iii) の形で円環ダクトが接続する

- (vi) (ii) と (i) または (ii) と (iii) の接続体系

についても実験を行った。(vi) の実験では円環ダクトの空隙巾およびダクトの線源に対する位置をパラメトリックに変化させた。この実験の目的は2つあり1つは評価実験データとして空隙巾の変化に伴う計算精度の変化を調べるためのデータを得ることであり、他の1つは円環ダクト内での中性子の挙動を系統的に把握し、本研究で行った評価実験の信頼性を高めることである。後者の目的は結果的に、実際の遮蔽体中に多く存在する壁が鋼である円環ダクト内の中性子束空間分布を一般的に表現できる経験式を導出することにつながった。ここで求めた経験式は Simon と Clifford の式<sup>20</sup> のように理論的ではないが、より実際的な線源条件およびダクト配置に対して中性子束の空間分布を表わすもので、実際の遮蔽設計において役立つものであると思われる。少なくとも求めた式は本実験での測定値全体を総括的に記述するもので適用範囲も明らかであるので、計算法の評価を本実験データを用いて行う場合その方法に対する1つの指針となるとともに計算結果を全体的に把握するうえで有用なものとなると思われる。

以下各実験について主に次の項目について記述する。(1)実験体系、(2)測定箇所、(3)測定器(4)反応率測定結果、(5)中性子束分布、(6)誤差評価、(7)スペクトル測定、(8)放射線挙動の分析。このうち(1)~(6)は計算法の評価を行ううえで不可欠の情報である。ここで中性子束とともに反応率のデータを示すのは、最近の計算コードの多くは放射化反応の断面積をライブラリー



として持っているので反応率による比較が容易に行えるとともにエネルギー的に積分データである反応率の方が特定のエネルギーの中性子束情報より計算法評価上有利である場合が多いからである。(7)のスペクトル測定は主として放射化箔を用いて行ったもので、一部の体系でしか行っていない。放射化箔によるスペクトル測定は誤差評価に問題が残されており、本研究での測定結果も計算法評価の際補助的に用いるべきであろう。例えばスペクトルの位置による変化を大略、理解する等に用いるべきである。なお、上記分類 (i) の体系に対する実験は (vi) の実験の一部として行った。従って記述の順序としては (ii) の体系からはじめる。

## 2.2. 実験設備

実験はすべて日本原子力研究所 JRR-4 炉 No1 プールにおいて行った。JRR-4 炉は濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型の原子炉で最大熱出力は 3.5MW である。Fig. 2.2.1. に本実験時における炉心配置を示す。炉心燃料部は MTR 型燃料要素 (通常20本) から構成されている。各燃料要素は15枚の燃料板、2枚の側板等から成る。燃料板は厚さ 0.5mm の U-A1 合金を厚さ 0.38 mm のアルミニウムで被覆したものである。燃料要素の外形寸法は  $8.0 \times 8.0 \times 102.5$  cm でそのうち燃料の占める長手方向の有効長は60cmで要素当りの  $^{235}\text{U}$  の平均量は約 166 g であり濃縮度は約90%である。燃料部を取り囲む反射体要素は黒鉛ブロックにアルミニウムの被覆を施したものである。反射体要素の1体には中性子源が埋め込まれており、また反射体領域には4本の照射用の筒が挿入されている。制御装置としては1枚の微調整板、4枚の粗調整板および2枚の後備スクラム板が備えてある。これらの制御板はいずれも、1.71 w/o のボロン入りステンレス鋼で作られている。原子炉の運転は前2者の制御板によって行われ、通常の運転時には微調整板は燃料部に上方より約30cm粗調整板は約20cmそれぞれ挿入されている。これらの制御板の寸法は微調整板が  $0.5 \times 4.0 \times 100$  cm、粗調整板が  $0.5 \times 25.5 \times 80$  cm である。粗調整板の全等価反応度は約  $19\% \Delta k / k$ 、微調整板のそれは約  $0.5\% \Delta k / k$  である。これらの燃料要素、反射体要素、制御板等は壁厚 1.5cm のアルミニウム製タンクの中に設置され、同タンクは深さ約10mの軽水を満たしたプール中に燃料の中心がプール底より 1.4m のところにくるように設置してある。燃料、反射体領域等を構成する物質の単位体積当りの原子数を Table 2.2.1. に示す。JRR-4 の実験設備に関しては参考文献 (21) が詳しい。また炉心タンク近傍の水中における中性子の二次元空間分布を測定しすでに報告したが<sup>(22)</sup>、そこに示したデータは本実験結果を用いて計算法の評価を行う際参考となるであろう。例えば、炉心からダクト入口までの計算に誤りがないかどうかの検討等に利用することができる。

### 2.3. 中性子測定方法

中性子の測定は主に放射化検出器を用いて行った。Table 2.3.1.に使用した検出器の諸特性を示す。これらの検出器は熱中性子測定の場合を除いて厚さ1mmのカドミウム被覆または後に示すボロン遮蔽を施して使用した。検出器のダクト内外の測定点への設置には放射線場のみだれが無視できるていどに薄いアルミニウム製の測定器支持器を用いた。照射した放射化検出器の放射能は3"φ×3"の円筒形NaI(Tl)シンチレーション・カウンターで測定した。シンチレーション・カウンターのガンマ線検出効率は半実験的に±5%の精度で決定した。<sup>22</sup>これについては付録Iで詳述する。測定した反応率から熱中性子束 $\Phi_0$ および熱外中性子束 $\theta'$ をWestcottの方法<sup>23</sup>に基づいて導出した。この方法については付録IIに詳述する。なお $\theta'$ は単位レサジー当りの中性子束である。放射化検出器の他には一部の体系においてスペクトル測定のため水素比例計数管を、また別の体系ではガンマ線々量率測定のため熱蛍光線量計を使用した。それらについてはそれぞれの実験について記述する際説明する。

### 2.4. 線源がダクト入口を見ない軸対称配置<sup>24</sup>

ここで取り扱う体系は円環状空隙部が線源を取り囲む形状で表わされるもので、このような体系の代表的なものは原子炉の圧力容器と1次遮蔽体間の空隙部で、これはしばしばCavity(空洞)と呼ばれている。原子炉遮蔽では、この円環状空隙部を通して大量の放射線が漏洩するため、この部分が全体の遮蔽構造に与える影響は大きく、したがってもっとも精度の高い設計計算が要求される部分である。このような体系に対して行われた実験はいくつかあるが、<sup>(7), (11)~(19)</sup>ほとんどの実験において実験体系等、計算を実施するうえで必要な情報が明らかとされていない。唯一、原子力船「むつ」の遮蔽改修のためのモック・アップ実験における漏洩実験<sup>(7)</sup>では計算に必要な情報がすべて明らかとされている。ただし、炉物理研究委員会においてベンチマーク計算の例題として取りあげられている体系<sup>(25)</sup>ではストリーミングより透過現象が支配的であるため、漏洩計算の精度評価を行うには不適な問題である。同実験においてはいくつか漏洩計算の評価に使える体系が取り扱われているが、モック・アップ実験だけに評価実験とするには体系が多少複雑すぎる。本実験では空隙巾を20cmおよび10cmと実際的な範囲で選び体系を作った。空隙巾を2種類選んだ理由は、このような体系の計算に最も適している輸送計算コードによる計算精度は空隙巾によって大きく影響を受けることが予想されたからである。

#### 2.4.1. 実験体系と測定点

実験供試体はFig. 2.4.1.に示すようにJRR-4 NaIプール水中に原子炉を取り囲むように設置した。ただし、NaIプール設備の構造上、円環が完全に炉心を取り囲むようにはで

きないので、 $360^\circ$  の円環のうち  $110^\circ$  の部分を実験体系とした。このようにモデル化された体系での漏洩中性子の空間分布が完全な円環の場合の分布と同一であることは後に示す。空隙巾が20cmの体系の断面図を Fig. 2.4.2. に示す。巾20cmの円環状空隙は鋼製の水密箱で作った。水密箱の炉心側には鉛製の遮蔽板を設置したが、これはカウンターによるスペクトル測定を行う際、バック・グラウンドとなるガンマ線を減らすためのものである。鉛遮蔽板と水密箱の間には工作精度上 0.5cm厚の水ギャップが生じた。空隙巾を10cmにするには、Fig. 2.4.3. に示すように、水を満たした厚さ10cmの鋼製箱をスペーサーとして巾20cmの空隙部に挿入することにより作成した。スペーサーの鋼壁の厚さは1cmである。空隙部の中性子の測定は水密箱の上面から水面上まで設けた測定器案内管を通してプール水面上から測定器を吊り下げるにより行った。Table 2.4.1. に実験体系を構成する各部の原子密度を示す。測定点の位置を表示するため、Fig. 2.4.2. に示すように炉心中心を原点とする R-Z 座標をとる。空隙巾20cmの場合、鉛遮蔽板の炉心側の面上に2本の測定ラインをとった。これらを line A, line B と名づける。line A は半径 71.55cmの円周上にとられ、 $Z = 3$  cmと一定である。line A と B 上の測定点はすべて予定より3cmだけ上方にずれていることが測定位置を再確認する際判明したが、これは計算法の評価を行ううえで問題はない。line A 上の測定は体系の軸対称性の度合をチェックするために行った。line B 上の測定は空隙部に入るまでの計算にどの程度の誤差があるか評価し、空隙部における計算の評価をより正しく行えるようにという目的で行われた。空隙中ではZ方向の中性子束分布を測定するため空隙巾20cmの場合は line F、空隙巾10cmの場合は line G をとった。これらのライン上  $Z = 0, 80$  および  $160$  cmの点でスペクトル測定を行った。反応率の測定は20cm間隔で行った。また空隙巾20cmの場合 line F 上の  $Z = 0, 80$  および  $160$  cmの点を通り、Zが一定で曲面にそった line C, D および E をとった。これら3本のライン上では実験体系が完全な円環ダクトと同等であるかを調べるための反応率測定を行った。

#### 2.4.2. 測定器

反応率および中性子束の測定には放射化検出器を用いた。中性子スペクトルは反応率から求めたが、一部のエネルギー領域は水素比例計数管を用いて測定した。放射化検出器は13種類の放射化箔と3種類の検出器被覆の組合せにより全部で25種類を使用した。使用した反応は1 MeV 以上の速中性子領域に対して  $^{115}\text{In}(n, n')$   $^{115}\text{mIn}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n, p)$   $^{58}\text{Co}$ ,  $^{64}\text{Zn}(n, p)$   $^{64}\text{Cu}$ ,  $^{54}\text{Fe}(n, p)$   $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{27}\text{Al}(n, p)$   $^{27}\text{Mg}$ ,  $^{24}\text{Mg}(n, p)$   $^{24}\text{Na}$ ,  $^{56}\text{Fe}(n, p)$   $^{56}\text{Mn}$  および  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$   $^{24}\text{Na}$  であり、1 MeV 以下のエネルギー領域に対しては  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$   $^{198}\text{Au}$ ,  $^{186}\text{W}(n, \gamma)$   $^{187}\text{W}$ ,  $^{55}\text{Mn}(n, \gamma)$   $^{56}\text{Mn}$ ,  $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)$   $^{64}\text{Cu}$  および  $^{27}\text{Al}(n, \gamma)$   $^{28}\text{Al}$  である。検出器の被覆は厚さ1mmのカドミウムと2種類の厚さの濃縮ボロンである。ボロン被覆は厚さが約5mmのものを BC05、厚さが約10mmのものを BC10 と名付ける。Fig. 2.4.4. と Table 2.4.2. に2種類の

ボロン被覆の寸法、原子組成および密度を示す。ボロン被覆を使用する場合は、Fig. 2.4.4. に示すように2つの半球の合せ目のアルミニウム中を通してボロン球の中に漏洩してくる中性子の影響を避けるため、片側の半球の底部に直径 0.5インチの箔を設置した。ボロン被覆での中性子の減衰率をエネルギーの関数として求めるため1次元輸送コードANISN<sup>26</sup>を用いて計算を行った。断面積はENDF/B-IV からとり、通常エネルギー群構造で、100群でP<sub>5</sub>-S<sub>16</sub> 計算を実施した。中性子の入射条件はボロン球の外表面に1/Eスペクトルおよび等方的角度束を持つ中性子が分布するとした。計算の結果、減衰率はボロン球内部の空間において一定ではなく、半径方向にとられた計算点ごとに変化することが明らかとなった。このことはボロン被覆の内部に置かれた放射化箔に及ぼす影響は、円形の箔の半径方向に対し変化することを意味する。それゆえ、最終的には減衰率は箔の存在する領域で平均値をとることにより決定した。ANISN による計算が正しく行われたかどうかを調べるため、ボロンの吸収断面積のみを考慮した簡単な指数関数の積分計算を行った。このような簡単な評価式による厳密計算のチェックは輸送コード等複雑で大きな計算コードによる計算を実施する際、しばしば有効に働く。ここで用いた計算式は簡単なものであるが、ボロン球内での反応はほぼ吸収反応であると考えられるので精度が良いことが予想される。計算に用いた式は次のとおりである。

$$T_m(E) = \frac{\int_{-R}^R \mu \cdot e^{-\Sigma_a(E) \cdot t} dx}{\int_{-R}^R \mu dx} \quad (2.4.1)$$

ここで、T<sub>m</sub>(E) : エネルギーEでの減衰率

R : ボロン層の外半径

Σ<sub>a</sub> : <sup>10</sup>Bの吸収断面積

t : 各線源点とボロン球内の各計算点を結ぶ線がボロン層を横切る距離

μ : tを決める線が球の法線となす角の余弦

x : 計算点とボロン球の中心を結ぶ線をx座標軸とし、xはその座標点

である。Fig. 2.4.5.に計算に関する参考図を示す。この計算でも箔の各点に対して計算を行い平均値を求めた。ANISNによる計算値と式(2.4.1)による計算値の比較を Fig. 2.4.6. に示す。両者の一致は極めて良く、このことよりANISNの計算は十分信頼できるとの結論に達した。

スペクトル測定における箔の照射は25種の検出器ごとに行った。各照射間における原子炉出力の変動は、照射ごとに検出器支持器の一定の個所に金箔とインジウム金属片を取りつけモニターした。この結果を用いて原子炉出力の各照射間における相対的変動の補正を行った。

後に示すように、放射化検出器による反応率をunfoldingして求めたスペクトルの信頼性

は $10^4 \sim 10^6$  eV の領域で悪いため、二種類の水素比例計数管を用いて同エネルギー領域のスペクトル測定を行った。使用した比例計数管は20th Century 社製の SP2 type のもので内径40mmの球型カウンターである。壁は0.50mm厚さのステンレス鋼で作られている。

$10^4 \sim 10^5$  eV 領域の測定では水素ガスを 684 mmHg、メタンガスを 76mmHg 封入したものを、 $10^5 \sim 10^6$  eV 領域の測定ではメタンガスを 2280H g 封入したものをを用いた。エネルギーの規格化のため両比例計数管には共に  $^3\text{He}$  ガスを少量封入してある。エネルギー規格化のための測定を除いて、 $^3\text{He}(n,p)\text{T}$  反応によるパルスの混入を少くするため球型カウンターは濃縮ボロン約 5mm で被覆した。

### 2.4.3. 反応率測定結果

本実験で用いた供試体はすでに示したように完全な円環のうち  $110^\circ$  の部分を取りだしたものである。欠損部から回り込んでくる中性子は測定されない。したがってその量を評価しておく必要がある。このためその効果がより大きくする空隙巾20cmの場合について line C, D, E 上での速、熱外および熱中性子束分布を測定した。結果を相対値で Fig. 2.4.7. に示す。欠損部の影響は  $Z = 0$  および 80cm のところでは  $\pm 25^\circ$  より大きな角度のところ、また  $Z = 160$  cm では  $\pm 15^\circ$  以上のところで現れている。しかし、 $0^\circ$  のところを Z 軸方向に通る line F 上での測定に関してはこの影響は無視できることがわかる。このことは後に 3.1 で示すように完全な円環に対して厳密解法に基づく輸送コードを用いて計算した結果と  $110^\circ$  の円環モデルに対して得た実験値が欠損部の影響が最もやすい低エネルギー部で良く一致していることから裏付けられる。また、この影響は空隙巾10cmの場合の line G 上ではより小さいので、同様に無視できる。この結果、実験モデルは完全な円環と等しいことが明らかとなった。Fig. 2.4.8. には line A 上で測定したカドミウム被覆した金とニッケルの反応率を示す。中心より外側で中性子束は高くなっており、この位置ではまだ炉心形状の影響が残っている。しかしながら、反応率の変化は  $0^\circ$  から  $40^\circ$  の範囲で 20% 以内であり、Fig. 2.4.7. のように空隙部の中に入るとほぼ平坦となることから本実験体系は 2 次元円筒形状でかなり精度良く表現できることがわかる。空隙巾20cmの体系での測定ライン B と F および空隙巾10cmの体系での測定ライン G にそって上下方向に測定した反応率を Table 2.4.3. ~ 2.4.5. に 1 Watt 当りの絶対値で示す。測定値には検出器の中性子に対する自己遮蔽の補正は行われていない。遮蔽実験においては一般に比較的厚い箔が用いられるので、この補正値は無視できず、特に  $(n, \gamma)$  反応の反応率の補正に用いられる自己遮蔽因子は極めて大きい。自己遮蔽因子は箔の形状および入射中性子の方向に大きく依存する。したがってこの補正をほどこすには入射中性子の方向に関する情報が必要である。空隙部の無い遮蔽体中の測定では低エネルギー領域の中性子に対してしばしば等方入射を仮定することができるが、ダクト問題では中性子に強い方向性が現れるので等方入射の仮定はとれない。方向性が強く現れるとこ

ろでは箔のおき方で生成される放射能が異なる。Fig. 2.4.9. には箔の面がダクト軸に対して平行および垂直となるように設置したカドミウム被覆付金箔の反応率分布を示す。2つの照射方法による反応率の差は $Z \geq 80\text{cm}$ の領域で大きい。このような差はカドミウム被覆付金箔の場合最も大きく現れた。カドミウム被覆付金箔の反応率は $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$  反応の共鳴エネルギー約 4.9 eV の中性子束にほぼ対応するので、この結果から次のことが明らかとなった。すなわち約 4.9 eV の中性子束は $Z = 0\text{cm}$ 付近では僅かではあるが半径方向に向いた角度分布をしており、 $Z$  が40~80cmの領域では等方的な角度分布である。そして $Z \geq 80\text{cm}$ の領域で $Z$ が増すと共にストリーミング現象が強くなる。このように方向性が大きく変化する中性子場において精度の良い測定を行うには、一つの方法として箔を回転させながら照射し、その結果に対して等方入射の補正を行うことが考えられる。本実験ではこのような方法はとれなかったので次善の方法として、上記の2つの照射方法を $(n, \gamma)$  検出器に対して取り、2つの方法で得た反応率の平均値を最終結果とした。したがって $(n, \gamma)$  反応の反応率には近似的ではあるが等方入射に対する自己遮蔽因子を用いて補正を行えばよい。速中性子のしきい反応の場合も、より良いデータを得るには自己遮蔽の補正が必要である。この場合は近似的に $(1 - e^{-\Sigma r \cdot t}) / \Sigma r \cdot t$ なる補正が適用できる。ここで $\Sigma r$ は除去断面積、 $t$ は検出器の厚さで0.65cmである。この式によると補正は約5%となるが、本結果にはその補正は行っていない。Table 2.4.3.~2.4.5.の値に含まれる誤差の主なもののは供試体の設置位置の不確かさによるものが8%、照射位置の不確かさによるものが2%、原子炉出力の絶対値に含まれる誤差が約10%、NaI 検出器の検出効率に含まれる誤差が5%、および測定における統計誤差が2%以下である。その他モニター箔による補正の際の誤差(1%以下)を考慮すると反応率の測定値に含まれる絶対的な誤差は28%以下である。ただし各反応率どうしの相対的な大きさに関する相対的な誤差を考えると、モニター箔による規格化を行っているので供試体の設置位置及び原子炉出力に関する誤差は除かれ、誤差は最大で10%となる。

Fig. 2.4.10. に速中性子束に対応するしきい反応の反応率の空隙中での変化を空隙巾 $D = 20\text{cm}$ と $10\text{cm}$ の場合を比較して示す。またFig. 2.4.11. には同様の比較を $(n, \gamma)$  反応率について示す。さらにTable 2.4.6.には $Z = 0\text{cm}$ と $160\text{cm}$ での反応率の比、すなわち中性子束の減衰率の比較を同じく $D = 20\text{cm}$ と $10\text{cm}$ に対して示す。Fig. 2.4.10. において $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$  の反応率は空隙巾が変化してもあまり変化しないことが見られる。これは $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$  反応の実効しきいエネルギー  $E_{\text{eff}}$  が 8.1 MeVと高く、これに対応するエネルギー領域では各測定値に寄与するストリーミング成分は少く、遮蔽体透過成分が支配的であることを示す。一方、 $E_{\text{eff}} = 1.12\text{ MeV}$  の $^{115}\text{In}(n, n')$  反応では、空隙巾の変化が測定値の変化として現れており、特に $Z \geq 80\text{cm}$ の領域ではストリーミング成分が支配的であることがわかる。 $E_{\text{eff}}$ が5.46 MeV の $^{27}\text{Al}(n, p)$  の反応率の変化は上記二者の中間的なものである。これらのことから速中性子領域といってもエネルギーの変化に伴う挙動の様相は異なり、特に約1 M

eV から約 6 MeV 位の領域ではストリーミング現象がかなり強く現れることに注意せねばならない。Fig. 2.4.11. の  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$  反応のうちボロン被覆したものは keV 領域の中性子束、カドミウム被覆したものは 4.9 eV の中性子束に対応する。被覆のないものの反応率には熱中性子のみならず 4.9 eV の中性子も寄与している。各検出器で得た反応率の全体的な変化の様子は互に似かよっている。ただし、裸の金箔の反応率に  $Z = 0$  cm のところでのかなりの差が見られるのは空隙部周囲を構成する遮蔽材の相違による。すなわち空隙巾 10 cm の場合、炉心と反対側の壁は 1 cm の鋼板で続いて水となっているため、空隙巾 20 cm の場合より 1 cm だけ鋼壁が薄く、空隙内の熱中性子が多くなる構成である。以上 2 つの図に示した結果よりストリーミングは一般に  $Z$  が約 80 cm を越すと強く現れてくることがわかる。Table 2.4.6. にはこれらの現象を数値で示してある。(A) の数値は空隙巾が 20 cm の場合の  $Z = 0$  cm と  $Z = 160$  cm での反応率の比、すなわち中性子束の減衰率を示す。(B) の数値は空隙巾 10 cm の場合の同様の値である。空隙巾 20 cm の場合、熱エネルギーから keV 領域における減衰率の変化は比較的少く、最大と最小で約 2 倍程度の変化である。これに対して速中性子領域では  $^{115}\text{In}(n, n')$  反応から  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$  反応までで 6 倍以上も変化する。同様のことが空隙巾 10 cm の場合にもいえる。ただし、この場合速中性子領域での変化の割合は 3 倍強で空隙巾 20 cm の場合に比べるとかなり小さく、速中性子成分の中性子束全体に占める割合がより多くなっている。すなわち、 $Z = 160$  cm の位置の中性子スペクトルは空隙巾が狭い方がより「硬い」といえる。(B) / (A) の値は空隙巾の違いによる減衰率の変化を示している。この結果より次の各エネルギー領域で中性子の挙動は互に異なっていることがわかる。(1) 熱エネルギー、(2) eV ~ keV 領域、(3) 約 1 MeV ~ 約 5 MeV、(4) 約 5 MeV 以上。このうち(4)の領域を除くと各エネルギー領域内では中性子はほぼ同様の挙動を示す。次に各測定点から円環内を見たいいわゆる直視面積  $S_d$  は空隙巾 20 cm の場合 3481 cm<sup>2</sup>、10 cm の場合 1191 cm<sup>2</sup> でその比は約 2.9 であり、この値に近いのは領域(3)の値のみである。これよりストリーミング量が直視面積に比例する。line-of-sight 的な考えは大部分のエネルギー領域で成立しないことが明らかであるといえる。

#### 2.4.4. スペクトルの導出

##### 2.4.4.1. 反応率からスペクトルの導出

熱中性子から速中性子までの中性子スペクトルを求めるため、反応率を SAND - II コード<sup>27)</sup>で解析した。SAND - II コードで用いられているスペクトル導出のための手法は初期スペクトルを設定し、それを用いて反応率を計算し、測定した反応率との比を一組の反応率に対して求める。次にこの比を各反応ごとのエネルギー依存の反応率の反応率全体に占める割合を重み関数として初期スペクトルに乗じる。求まったスペクトルに対し再び同様の手法

によるスペクトルの修正を行う。このように繰り返し手法により最終的に一組の反応率を最も良く再現するようなスペクトルを求める。この手法で問題となるのは最終的なスペクトルの絶対値あるいは形が、繰り返しを終了させる基準の選択および初期スペクトルの形に依存し、かつその信頼性を示す誤差等が明らかとされない点にある。もちろん、測定で用いた反応の数、種類にスペクトルが依存することはいうまでもない。

本研究では繰り返し終了の条件として次式を用いた。

$$Q = \sqrt{\sum_{i=1}^n \left\{ (A_i - A_i^{(k)}) / A_i \right\}^2} \leq \sqrt{\sum_{i=1}^n (\epsilon_i / A_i)^2} \quad (2.4.2)$$

ここで

- $A_i^{(k)}$  : 繰り返し  $k$  回目における  $i$  番目の反応の計算による反応率
- $A_i$  :  $i$  番目の反応率の測定値
- $\epsilon_i$  :  $A_i$  に含まれる実験誤差
- $n$  : 測定で用いた反応の数

この条件を超えて繰り返しを行うとスペクトルが振動し発散する傾向がある。Fig. 2.4.12. に上式左辺  $Q$  値の繰り返し回数にともなう変化を示す。同図からも明らかな様に  $Q$  は繰り返し回数が約 5 回を越えるとほぼ一定値となり、かつ上式の条件を満たした。このように  $Q$  値が急速に収斂することは、初期スペクトルの選択が適切であったことも意味している。初期スペクトルとしては DOT-III コード<sup>28)</sup> による計算値を用いた。

SAND-II コードによる計算のため 2 つの断面積セットを用意した。1 つのセットは主に ENDF/B-IV dosimetry file<sup>29)</sup> からとった断面積から成り、他の 1 つは主に SAND-II library<sup>30)</sup> から断面積をとったものである。ただし  $^{186}\text{W}(n, \gamma)$   $^{187}\text{W}$  と  $^{27}\text{Al}(n, \gamma)$   $^{28}\text{Al}$  の反応の断面積は、これらの file にないので、ENDF/B-IV file から基本的なデータをとり作成した。またどちらかの file のみに存在する断面積は共通して用いた。2 つの断面積セットに使われている断面積の出典を Table 2.4.7. に示す。最終的な unfolding を行うまえに結果の信頼性を調べるため、いくつかのチェック計算を行った。まず真のスペクトルを 25 種類の検出器による反応率から再現できるかを調べた。真のスペクトルとしては、ANISN-JR<sup>31)</sup> で line G 上の  $Z = 0$  cm の位置に対して計算されたスペクトルを用いた。unfolding する反応率はこのスペクトルと File B の断面積を用いて計算で求めた。初期スペクトルをマックスウエル分布と  $1/E$  および核分裂スペクトルをそれぞれ  $10^{-1}$  eV および  $10^5$  eV で接続したスペクトルとして unfolding した結果を Fig. 2.4.13. に真のスペクトルおよび初期スペクトルとともに示す。  $10^{-1}$  eV 以下および  $10^6$  eV 以上での一致はかなり良い。ただし、約 3.5 MeV のところにある谷の再現性はない。  $10^{-1}$  から  $10^5$  eV の領域では真のスペクトルの小さな山や谷は再現できず真の値の平均値的な結果となっている。したがってスペクトルの



変化が顕著な $10^{-1} \sim 10^0$  e V および $10^4 \sim 10^6$  e V の領域で特に一致が悪く、真のスペクトルの変化が少ない $10^0 \sim 10^4$  e V の領域で比較的良好一致が得られている。 $10^{-1} \sim 10^0$  e V と $10^4 \sim 10^6$  e V での不一致の原因を調べるため90% response range<sup>92</sup>の計算結果をFig. 2.4.14. に示す。検出器の応答はすべてのエネルギー領域をカバーしているが、 $10^5 \sim 10^6$  e V では応答領域の端の部分のみが集っている。また $10^{-1} \sim 10^0$  e V ではスペクトルの形を改善するには検出器の数が少なすぎるようである。次に初期スペクトルがどの程度効率的に改善されていくかを見るためいわゆる improvement ratio<sup>93</sup> と呼ばれている次式で表現される量を計算した。

$$\alpha(E_j) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N [(\phi_i^{\text{in}}(E_j) - \bar{\phi}^{\text{in}}(E_j)) / \bar{\phi}^{\text{in}}(E_j)]}{\sum_{i=1}^N [(\phi_i^{\text{out}}(E_j) - \bar{\phi}^{\text{out}}(E_j)) / \bar{\phi}^{\text{out}}(E_j)]}} \quad (2.4.3)$$

ここで N : 計算に用いたスペクトルの数  
 $\phi_i^{\text{in}}(E_j)$  : i 番目の初期スペクトル  
 $\bar{\phi}^{\text{in}}(E_j)$  : N 個の初期スペクトルの平均値  
 $\phi_i^{\text{out}}(E_j)$  : i 番目の出力スペクトル  
 $\bar{\phi}^{\text{out}}(E_j)$  : N 個の出力スペクトルの平均値

である。この式は初期スペクトルの分散の程度と出力スペクトルの収斂の程度の比を示すもので、この値が大きいほどスペクトルの改善が効率的になされたことを意味する。上記の計算で求めた反応率のセットに対して求めた $\alpha(E_j)$ を Fig. 2.4.15. に示す。 improvement ratio は (n,  $\gamma$ ) 反応の共鳴エネルギー、例えば金の 4.9 e V の近傍、あるいは反応の数の多いエネルギー領域、すなわち 1 M e V 以上の領域で大きな値を示すがその他の領域では比較的小きな値を示す。 improvement ratio の悪い領域は 0.5 e V 以下、<sup>186</sup>W(n,  $\gamma$ ) <sup>187</sup>W 反応の共鳴エネルギーである 18.8 e V の前後の領域および $5 \times 10^4 \sim 10^6$  e V に見られる。反応率測定値に含まれる誤差がスペクトルに与える影響は反応率を誤差の範囲で乱数を用いて変化させスペクトルの変動を見ることにより調べた。本実験の誤差のうち原子炉の出力変動による各反応の反応率の変動はモニター箔により補正してあり、また供試体の設置位置の不確かさにもとづく誤差は各反応率でほぼ共通であるので、この計算においては除いた。したがって反応率は $\pm 9\%$ の範囲で一様乱数を用いて変動させた。結果はFig. 2.4.15. の下部に示した。これよりスペクトルの変動はほぼ反応率の誤差程度であることが明らかとなった。

次に2つの断面積セットによるスペクトルの差について調べた。方法としては上記の ANISN で計算したスペクトルと File B で計算して求めた反応率を同スペクトルを初期スペクトルとして File A を用いて計算する方法をとった。結果をFig. 2.4.16. に示す。 $3 \times 10^4 \sim 10^6$  e V の領域を除くと初期スペクトルの変化はほとんどない。 $3 \times 10^4 \sim 10^6$  e V

の領域における変化の原因はボロン被覆をした金の断面積が2つの File で差があるためである。同検出器を除くと初期スペクトルの変動はほとんどない。測定結果から求めたカドミウム被覆した金の反応率と2種類のボロン被覆した金の反応率の比はそれぞれ15.5及び27.9である。これに対し File A を用いて計算で求めたものは、19.1及び31.9となりそれぞれ実験値より23%及び14%高い値であるが File B を用いると、それらは24.1と39.1となり55%および40%も高くなる。この結果からボロン被覆した金に対する断面積、すなわち $3 \times 10^4 \sim 10^4$  eV 領域の金の $(n, \gamma)$ 反応の断面積は SAND-II library からとったものの方が ENDF/B-IV dosimetry file のものより良いことがわかった。したがって最終的な unfolding には File A を用いた。さらに最終的な unfolding では  $^{186}\text{W}(n, \gamma)$   $^{187}\text{W}$  及び  $^{28}\text{Al}(n, \gamma)$   $^{28}\text{Al}$  反応を除いた計算も行った。これはこれらの反応の断面積と他の反応の断面積では評価の度合いがかなり異なるからである。スペクトルを求めるための反応率の測定は line F および G 上の  $Z=0, 80$  および  $160$  cm の点で行ったが、それらの unfolding では DOT-III コードによってそれぞれの点に対して求めたスペクトルを初期スペクトルとした。ただし熱中性子群の中性子束はマックスウェル分布に置き換えた。最終的に求めたスペクトルは第3章の Fig. 3.1.5. (a)(b) に計算値と比較して示す。

#### 2.4.4.2. 水素比例計数管によるスペクトル測定

水素比例計数管による波高分布のエネルギー規格化は計数管に封入されている微量の  $^3\text{He}$  による  $^3\text{He}(n, p)\text{T}$  反応のピークを用いて行った。この規格化は測定の前後にボロン被覆を取りはずして行った。同反応のピークエネルギーとしては通常よく用いられる  $764$  keV の代わりに  $780$  keV<sup>33)</sup> がとられた。測定は中性子とガンマ線の混在場で行ったので、ガンマ線の波高分布の測定を  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$  および  $^{16}\text{N}$  線源を用いて行ったところ、波高分布の形は線源エネルギーによらず一定でその大きさは線量に比例することが確かめられた。それゆえ、スペクトル測定中の計数管表面でのガンマ線線量を測定した。測定は計数管の表面に、Hawshaw Chemical 社の熱蛍光線量計素子 TLD-600 および TLD-700 を3対取り付けておくことにより行った。このようにして測定したガンマ線線量で規格化したガンマ線波高分布を中性子とガンマ線の混在場で測定した波高分布から差し引き、その結果を SPEC-4 コード<sup>34)</sup>を用いて unfolding した。ただし  $Z=0$  cm での  $10^4 \sim 10^5$  eV 領域の測定では上記の補正を行うにはガンマ線線量率が高すぎたため、そこではスペクトル測定は  $10^5 \sim 10^6$  eV 領域に対してのみ行った。

#### 2.5. 線源がダクト入口を見る非軸対称配置<sup>35) 36)</sup>

ここで取り扱う体系は放射線遮蔽におけるダクトストリーミング問題において最もよく現われる体系である。本来、遮蔽設計において核融合炉の中性粒子入射孔のような特殊な例を

除けば、線源がダクト入口を見る軸対称配置にダクトを設けることはない。しかしながら従来、ダクトの研究は実験、計算の両方において軸対称問題が取り扱われてきた。非軸対称配置の実験例としては、原子力船「むつ」の遮蔽改修のためのモック、アップ実験<sup>(8)</sup>、FFTFのモックアップ実験<sup>(10)</sup>があげられるていどであり、しかも前者の実験においては、熱中性子束分布が測定されているのみである。一方、設計においては非軸対称問題は2次元輸送コードのつなぎ計算によって評価する方法が主流となりつつある。しかしこの方法を信頼できるものとするには、まだ多くの解決せねばならない問題があることはすでに指摘したとおりである。最近、3次元輸送コードがいくつか開発され、本実験結果を用いてその精度評価を行った例がいくつか報告されている。<sup>(37)(38)(39)</sup> この種の体系を解析するには、3次元輸送コードは最も適したものであろうが、それが実用的になるまでにはまだまだ時間が必要であろう。一方2次元輸送コードとモンテカルロ法を組み合わせる方法も有効な方法であろう。しかし、いずれにしてもそれらの方法を評価する実験データが必要である。ここでは原子炉一次遮蔽体を貫通する主冷却管周辺を模擬した実験体系を選んで測定を行った。

### 2.5.1. 実験体系と測定点

本実験体系の概念図をFig. 2.5.1.に、また体系各部の寸法、測定点等をFig. 2.5.2に示す。円環ダクトは鋼製の二重管を水中にその軸が炉心中心から60cm上方にくるように、また外管の前部が炉心タンクから約20cmの位置にくるように設置することにより作った。外管の外直径は40.9cm、内直径は40cmで管壁の厚さは0.45cmである。内管の外直径は20cm、内直径は19.1cmで管壁の厚さは外管と同じく0.45cmである。管の前後にある蓋部の厚さは外管の場合は炉心側が1.4cm、反炉心側が1.2cmであり、内管の場合は炉心側、反炉心側共1cmである。外管、内管の材質は蓋部を含めて鋼(SS-41)であり、内管内の物質としては空気または水をとった。内管内の物質が空気の場合を配置1、水の場合を配置2とする。測定点を表示するためXYZ座標を次のようにとる。Fig. 2.5.2に示すように外管の炉心側蓋部の内側面の中心に座標原点をとり、管軸に一致させてX軸を、上下方向にZ軸を、またXZ軸に垂直方向にY軸をそれぞれ右手系にとる。したがってY軸の正方向はFig. 2.5.2の紙面に対し下方向となる。同じくFig. 2.5.2に示すように測定点はA(I,J), B(I,J) およびC(I,J)で表示する。添字(I,J)のうちIはX軸方向の位置に対応し、JはY軸又はZ軸方向の位置に対応する。A(I,J), C(I,J)は管軸を通る垂直面すなわちX、Z軸を含む面内に、またB(I,J)は管軸を通る水平面すなわちX、Y軸を含む面内にそれぞれとられた。配置1では測定点は内管と外管の間の空隙部でのみとられている。配置2では同空隙部のほかに外管外側の水中にも測定点をとった。測定点の間隔は軸方向に20または40cmで半径方向には約10cmである。

## 2.5.2. 測定結果

測定は速中性子に対しては $^{58}\text{Ni}(n, p)$  および  $^{64}\text{Zn}(n, p)$  反応を、熱、熱外中性子に対しては $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$  反応を用いて行った。Table 2.5.1~2に配置1および2で測定した反応率を原子炉出力1ワット(W)当りの単位で示す。また Table 2.5.3. にはこれらの反応率から求めた熱、熱外中性子束を示す。反応率に含まれる誤差のうち原子炉出力および NaI 検出効率に関するものは 2.4の実験と同じくそれぞれ10%および5%である。その他、ダクトの設置位置の不確定さ $\pm 5\text{mm}$ およびダクト内での測定器の取り付け位置の不確定さ $\pm 3\text{mm}$ に起因する誤差が9%ある。計測の際の統計誤差は配置1の場合で最大1%、配置2では金箔の場合最大で1%、 $^{58}\text{Ni}(n, p)$ ,  $^{64}\text{Zn}(n, p)$  反応の場合は Table 2.5.4. に示すとおりである。以上より反応率に含まれる誤差は配置1では25%、配置2では金箔の場合で25%、Ni および Zn の場合で25~29%である。Table 2.5.3.の中性子束の導出は水中では等方入射を空隙中ではビーム入射を仮定して行った。Fig.2.5.3~2.5.5に配置1および2の軸方向に対するZn およびNiの(n, p) 反応の反応率分布および熱、熱外中性子束分布を示す。2種類の(n, p) 反応の場合、明らかに、非軸対称効果が表われており配置1では炉心より最も遠い側にあるline A 上の反応率が $X \leq 60\text{cm}$ の領域において他の二つのライン上の反応率より大きな値を示す。これよりダクト内にとられた測定点と炉心を結ぶ線上に存在する遮蔽体の厚さがダクト内の速中性子束を決定する主要因となっていることが推定される。同じ理由によって配置2ではline B 上の値がline C 上の値より大きくline A 上の値が最も小さい。また内管内の水の有無によりline Aの測定値の変化は大きい、line C上の値の変化はほとんどない。一方Fig.2.5.5の熱、熱外中性子束分布はダクト入口より約40cm以上の領域では非軸対称効果はあまり見られず line A, B, C 上の分布の傾向は各配置ごとで類似したもので、絶対値では配置1ではほぼ一致しており、配置2では多少の差が各ラインの間で見られるがその差は少ない。これは熱、熱外中性子の場合 $X > 40\text{cm}$ の領域では $X < 40\text{cm}$ の領域でダクトに入射する中性子を線源とするストリーミング成分が支配的であることを意味する。また熱、熱外中性子束の減衰傾向を配置1と2で比較すると両配置での差は熱外中性子の方が大きく表われており、このためダクト終端部では中性子束の絶対値が熱中性子束で約2倍いど変化するのに対し、熱外中性子束では約3倍いど変化する。Fig.2.5.6と2.5.7は $^{64}\text{Zn}(n, p)$ と $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ の反応率の半径方向の分布を示したものである。これらの図にはX Z軸を含む面内にあるA (I, J) および C (I, J) の測定点に加えてB(I, J) のうちから空隙部内の測定点での結果を示してある。これらの図から明らかなように速および熱中性子に対応する反応率は $X = 40\text{cm}$ においてダクトの下側で半径方向にほぼ一定値をとり、 $X = 40\text{cm}$ の点でダクトの下側からダクトの中に入って来る中性子とダクトの中から外へ漏洩する中性子の量がほぼ等しいことがわかる。すなわち、ダクトを漏洩する中性子の線源を考えると、入口から少なくとも $X = 40\text{cm}$ 附近までの領域に入射して来る中性子を考慮する必要がある。 $X = 80\text{cm}$ になると中性子束

はほぼ軸に対して対称的な分布となる。つぎに配置1と2での漏洩中性子束の比を見るためにダクト終端部における両配置での反応率の比をTable 2.5.5に示す。速中性子の場合、炉心から見て内管の影に入るline A では内管内の水の有無により漏洩量は4～6倍異なる。line B, C ではこの比は小さい。また実効しきいエネルギーが2.79 MeV の $^{58}\text{Ni}(n, p)$ 反応と4.4 MeV の $^{64}\text{Zn}(n, p)$  反応でこの比に差が見られ、同じ速中性子でもエネルギーによって中性子の挙動にかなりの変化あることがわかる。例えばline C 上ではZn の比はほぼ1に近いのに対しNi では内管内の水による反射の影響がかなり現れている。 $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ , Cd の比と $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ , Bare の比にかなりの差が現われている原因としては次の二つが考えられる(1)内管内が水の場合、そこで新たに発生する熱中性子と熱外中性子の量がかかなり異なる。(2)内管壁が鋼であるので、内管壁を通して測定点に寄与する熱中性子は熱外中性子よりより多く吸収される。(2)の原因は熱中性子の場合配置の違いによる漏洩中性子束の違いを少なくするように働く。

### 2.6.1 線源がダクト入口を見ない非軸対称配置<sup>36)</sup>

本体系では線源がダクトの側部にあるので、放射線はダクトの側壁を通してダクト内に入り軸方向にストリーミングしていく。したがってダクト内の放射線分布を求めるにはダクト側部の遮蔽体を透過してダクト内に入ってくる放射線量およびそれを線源として軸方向へ流れていく放射線量を合わせて評価する必要がある。前者は線源の大きさ、ダクト軸からの距離等により変化し、後者はダクトの形状に依存する。したがって本体系においては通常よく用いられるような、ダクト入口側に線源を考え、ダクト形状のみを考える簡易式は全く使用することができない。また前節で示したような2次元輸送コードのつなぎ計算は境界条件設定に無理が生じる。したがって本体系に適用できる計算法としてはモンテカルロ法(アルバドモンテカルロ法等も含む)や3次元輸送コードが考えられるだけである。しかしながら、モンテカルロ法は遮蔽体透過計算の部分で時間がかかりすぎるであろう。3次元輸送コードがこのような体系にも適用可能であることを前節の実験結果を用いて具体的に示唆した報告<sup>39)</sup>があるが、3次元輸送コードで本体系を取り扱えるようになるにはまだ時間が必要であろう。このように本体系での放射線漏洩問題は極めて難しい問題であり、残念ながら現在のところ信頼できる解析法は存在しない。したがって早急にこのような問題の評価法を開発する必要がある。このような体系の実例としては一体型船用炉の主冷却ポンプ装置周辺のストリーミング経路があげられる。

### 2.6.1 実験体系と測定点

実験体系の概念図をFig. 2.6.1に、また体系各部の寸法、測定点をFig. 2.6.2に示す。本体系は一体型船用炉の主冷却ポンプ装置周辺部のストリーミング経路を模擬したものであ

る。円環ダクトは外径59.6cm、内径40.6cm、長さ298.4cmでその中心軸が炉心中心より122.1cmのところにくるように設置した。管材は鋼で、管壁の厚さは内管、外管共0.64cmである。ダクトの架台には2.4の実験で用いた鉛遮蔽板付架台を用いたので鉛板は2.4の実験と同じ位置にある。円環ダクトの底部にはウエイトとして80×80×10cmの鋼板をとりつけた。

測定ラインとしては反炉心側の空隙部から90°間隔で炉心側に向ってline A, B, Cと3本上下方向にとった。測定点を表示する座標はFig. 2.6.2. に示すようダクト軸上にZ軸、炉心中心から水平方向でダクト軸と交差する方向にX軸、そして右手系となるようY軸をとった。

## 2.6.2 測定結果

測定は速中性子に対しては $^{58}\text{Ni}(n, p)$  反応を熱、熱外中性子に対しては $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$  反応を用いて行った。Table 2.6.1 に測定した反応率を、Table 2.6.2 は熱、熱外中性子束を示す。反応率に含まれる誤差は25%以内である。このうちダクトの設置位置およびダクト内での箔の取り付け位置の不確定さに起因する誤差は9%である。

Fig.2.6.3には $^{58}\text{Ni}(n, p)$  反応の反応率の軸方向分布をFig.2.6.4には裸およびカドミウム被覆の金箔による軸方向の反応率分布をそれぞれ示す。実験2.5に比べ非軸対称性がさらに強くでておりline B, C とline A の値に大きな差が見られる。 $^{58}\text{Ni}(n, p)$  反応の場合、Zが大きいところでline B とline C の値が逆転しているのは実験2.5のところで記述したように原子炉から測定点までの水遮蔽体の厚さが逆転するからである。本実験結果で最も興味深い点の一つはZ > 140 cmの領域で速中性子と低速中性子の挙動が似かよってくる点である。

## 2.7. 屈曲部を有する円環ダクト<sup>39) 36)</sup>

ダクトを漏洩する放射線を低減させる方法としてダクトを曲げたり、ステップあるいはオフセットと呼ばれる段付にしたりする方法がある。この方法は特に速中性子およびガンマ線に対して有効である。したがってこのような体系は遮蔽構造中にしばしば現れる。ここで取り扱う体系は屈曲角度が90°の屈曲円環ダクトである。屈曲ダクト漏洩放射線を厳密に取り扱うのは極めて難しい。その理由はモンテカルロ計算法を除けば、既存の計算法ではその体系を正確に表示できないからである。また屈曲部において体系を分割し、接続計算を行う方法が考えられるが、そのような方法をこの体系に適用するのはこれからの問題であり、これまで接続計算を行って成功した例は報告されていない。ここで行われた実験は遮蔽専門委員会においてベンチマーク問題の1つとして取りあげられ<sup>40)</sup>、これまでモンテカルロ計算の精度検証に使われている<sup>13)</sup>。しかし屈曲ダクトにおいて特に重要な低エネルギー中性子の計算を行うにはまだモンテカルロ法では時間がかかりすぎるようである。したがって実際の設計においても簡易計算法によってしか評価できず、最も問題の多い体系の一つである。このよ

うな問題に対して最も期待される計算法はアルベドモンテカルロ法<sup>(1)</sup>であろう。今後この方法を含めて信頼性のある計算法が早急に開発されることが望まれる。

### 2.7.1 実験体系と測定点

実験体系を Fig. 2.7.1 に示す。炉心部の燃料要素は本実験に限って18本と通常の20本より2本少くなっている。すなわち Fig. 2.2.1 に示した燃料配置において、a で示した燃料要素が反射材に、b で示したものが照射筒にそれぞれ置き替えられている。したがって炉心の実効中心が通常の20本配置に比べて約2cm程度ダクト側にあることが予想される。1回屈曲ダクトは Fig. 2.7.1 に示すように第1脚部の中心軸が炉心中心を通るよう、また外管の蓋の内面が炉心タンクより24cmの位置にくるよう設置した。第1脚部の長さは約180cm、第2脚部の長さは約140cmである。外管の外径は41.2cm、内径は40cmで管壁の厚さは0.6cmである。また内管の外径は21.6cm、内径は20.3cmで管壁の厚さは0.65cmである。第1脚部、第2脚部共外管の蓋の厚さは1.5cmで内管の蓋の厚さは1.0cmである。管材は内管の蓋がアルミニウムであることを除くとすべて鋼(S S - 41)である。外管の外側の物質は水、内管内の物質は空気または水である。内管内の物質が水の場合を配置1、水の場合を配置2とする。測定点の位置を記述するための座標軸はその原点を第1脚部の外管蓋部の内面の中心にとり、X軸は第1脚の軸と一致させ、Z軸を上下方向に、Y軸をそれらに垂直にとる。測定点は内管内の軸上にline A、内管と外管の間の空隙部に90°間隔でline B, C, D およびEをそれぞれとり各ライン上に一部を除き20cm間隔にとった。なおline Eはline Cと対称の位置にあるので同ライン上の測定は3点のみである。

### 2.7.2 測定結果

測定は速中性子には  $^{115}\text{In}(n, n')$   $^{115\text{m}}\text{In}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n, p)$   $^{58}\text{Co}$  および  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$   $^{24}\text{Na}$  反応を用い、熱および熱外中性子には  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$   $^{198}\text{Au}$  反応を用いて行った。また本実験ではインジウムの測定において  $^{115}\text{In}(n, n')$  反応と競合する  $^{115}\text{In}(\gamma, \gamma')$  反応の測定結果に及ぼす影響を調べる必要があり、熱蛍光線量計を用いてガンマ線々量率分布を測定した。Table 2.7.1 に配置1、Table 2.7.2 に配置2でそれぞれ測定した反応率およびガンマ線々量率を示す。反応率に含まれる誤差のうちダクト設置位置および測定器取り付け位置の不確定さに起因する誤差は6%である。また計測の際の統計誤差は  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$  および  $^{115}\text{In}(n, n')$  反応で2%以内、 $^{58}\text{Ni}(n, p)$  および  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$  反応の場合はTable 2.7.3に示すとおりである。これらの誤差に原子炉出力および NaI の効率の誤差15%を加えると反応率に含まれる誤差は  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$  と  $^{115}\text{In}(n, n')$  反応で23%以下、 $^{58}\text{Ni}(n, p)$  反応で24%以下、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$  反応で26%以下である。ガンマ線々量率の誤差は±19%である。Table 2.7.4 に反応率から求めた熱、熱外中性子束を示す。

Fig. 2.7.2~2.7.4に配置1の場合、Fig. 2.7.5~2.7.9に配置2の場合の測定結果を示す。Fig. 2.7.2は速中性子束の分布であるが、第1脚部ではしきいエネルギーが高いほど減衰傾向がゆるやかになっている。しきいエネルギーは $^{115}\text{In}(n, n')$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)$ 、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$ 反応でそれぞれ1.12、2.79、8.1 MeVである。これはダクト入口での中性子角度分布の前方成分が中性子エネルギーが大きくなるに伴い多くなるためであろう。第1脚部から第2脚にうつるところで速中性子は1/10以上減衰し、第2脚部では第1脚部と逆にしきいエネルギーの低い方がゆっくり減衰する。Fig. 2.7.3は熱および熱外中性子束分布である。両者共ほぼ同じように分布をしており、第1脚部での減衰は速中性子に比べると多少急であるが、第1脚部から第2脚へうつるところでの減衰は速中性子のように急ではない。また第2脚部での減衰は第1脚部に比べて急のように見えるが、速中性子の場合に比べるとかなりゆるやかである。Fig. 2.7.4はガンマ線々量率分布である。第1脚目の減衰傾向は $^{115}\text{In}(n, n')$ 反応の場合と極めてよく一致している。ガンマ線も速中性子と同様、屈曲部において1/10近い減衰をする。第2脚部においては、ガンマ線の分布は速中性子と熱、熱外中性子の中間的なものである。これらの結果から本配置においては $^{115}\text{In}(n, n')$ 反応の測定値に含まれる $^{115}\text{In}(\gamma, \gamma')$ 反応の寄与は無視できる程少ないといえる。

Fig. 2.7.5~2.7.9に配置2での軸方向の分布を示す。速中性子に対応する3種類の反応率分布である。これらのいずれの結果においても第1脚部でline B~Eの各ラインの測定値間に差がある。すなわちダクトの下側にあるline D上の値が最も大きく、上側にあるline B上の値が最も小さい。これは炉心の中の線源分布が制御棒が上から20~30cm程度挿入されていること等のため、下側で大きく上側で小さい分布をしているためである。Fig. 2.7.10にはダクト入口(外管の蓋の炉心側面上)で測定した $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$ 反応の反応率分布を示す。同図から明らかのようにダクトに入射する速中性子はダクト軸に対して非対称分布をしている。速中性子のダクト軸にそっての減衰傾向は配置1の場合と同様に第1脚部では $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$ 反応の場合が、第2脚部では $^{115}\text{In}(n, n')$ 反応の場合が最もゆるやかである。Fig. 2.7.8は熱、熱外中性子束の分布であるが、これらの分布では速中性子の場合見られたline B~Eの非対称性はあまり顕著に現れていない。この理由はこれら低エネルギー中性子の場合、ダクト壁で散乱して回り込む成分が多く入口での非対称性の影響が少いためであろう。熱中性子の場合、内管内の水の中にあるline Aの測定値は第1脚部では空隙部の値とほぼ等しい値を示しているのに反し、第2脚部では距離と共に空隙部値より小さくなっていく。この理由は第2脚部においてはエネルギーの高い中性子の減衰が大きく、内管内の水中でエネルギーの高い中性子が減衰することにより新たに発生する熱中性子の割合が第1脚部の場合に比べて少いためであると思われる。Fig. 2.7.9はガンマ線々量率分布であるが第1脚部ではほぼ $^{115}\text{In}(n, n')$ 反応と同様の分布を示し、第2脚部でもline Bを除くと距離と共にInの反応率分布に近づく。なおline Bの第2脚部の測定値には炉心から水中を通りダクトの外側から入射するガンマ線の影響が見られ他のラインの測定値より高めの値を示す。



なお本実験での炉心は18本炉心であるので炉心における線源分布のX軸方向の実効中心は通常の20本炉心の場合に比べてダクト側に燃料要素の寸法約8cmの1/4程度、すなわち2cm程度ずれていることが予想される。そこで20本炉心のとき、炉心タンク表面から20cmのところ<sup>22)</sup>で測定した反応率と本実験で炉心タンクから22cmのところ<sup>22)</sup>で測定した反応率の比較をTable. 2.7.5.に示す。同表に示すように両者は実験誤差内で一致している。したがって上記の予想は正しいと推定される。

## 2.8. 円環ダクトの接続体系<sup>36)</sup>

ここで取り扱う体系は実験2.4で用いた線源を取り囲むように存在する半径の大きな円環ダクトの側部に別の半径の比較的小さい円環ダクトを2つのダクト軸が互に直交するように水平に接続させた体系である。Fig. 2.8.1.(a), (b)に体系の概念図を示す。本実験での測定対象は水平に接続させた半径の小さい方のダクト内中性子束分布である。本実験ではFig. 2.8.1.に示すように円環ダクトの接続位置および円環ダクトの空隙巾を変化させ測定を行った。本実験を実施した目的は次のとおりである。(1) Fig. 2.8.1.(a)に示すように線源がダクト入口を見る軸対称配置の実験を実施する。(2) Fig. 2.8.1.(b)に示すような接続体系での評価実験を実施する。このような体系としては原子炉圧力容器と1次遮蔽の間の円環状空隙部に直交する主冷却管周囲の円環状空隙部がある。2つの円環ダクトが接続する体系を考えると、径が等しいときは前節の屈曲ダクトになり、径が異なる場合は本節のような体系となる。接続角度は直角が代表的なものなので接続体系の代表的なものは本研究で取り扱ったといえる。(3) パラメトリックに体系を変化させることにより円環ダクト内の中性子の一般的な挙動を理解するとともに円環ダクトを漏洩する中性子束を簡単に予測できるような経験式を導出する

### 2.8.1. 実験体系と測定点

Fig. 2.8.2. に実験体系の寸法等を示す。炉心側の鉛遮蔽体および円環ダクトは実験2.4で用いたもので、円環ダクトの空隙巾は20cmである。これらの設置位置も実験2.4と同じ位置である。水平方向に接続した円環ダクトは鋼製の2重管で、接続面は炉心側の円環の曲率に合わせた曲面である。接続面の鋼板の厚さはFig. 2.8.3. に示すように0.6cmである。水平ダクトは入射条件を変えるためFig. 2.8.2. に示した座標系でその軸がZ=0, 80および160cmにくるように設置位置を変えた。これらの位置においてダクト入口中心と炉心を結ぶ線とダクト軸のなす角はそれぞれ0°, 36°および55.5°である。また水平ダクトの空隙巾は外管の径を一定として内管の径を変えることにより3種類のものがとれるようにした。これら設置位置と空隙巾の組合せにより全部で9種類の体系が作れるが実際には主に高い位置および狭い空隙巾における中性子束の不足により測定を行った体系は全部で6種類である。設置位置の名称を下側から1, 2, 3とし、空隙巾の名称を広い方からL, M, Sとすると測定した体系は1L, 1M, 1S,

2L, 2M, および3 L である。これらの体系を作る際、炉心側のダクト壁と水平ダクトの接続面に約0.5 cmの水ギャップが生じた。測定ラインは Fig.2.8.3. に示すように空隙部に3本、ダクト軸に平行にかつ軸の回りに90°間隔でとった。各空隙巾を作った鋼管の寸法は次のとおりである。外管は共通でその外径は40.68cm、内径は39.4cm、肉厚は0.64cmである。一方内管は最も細いものが外径19.2cm、内径18.14cm、肉厚0.53cm、次が外径30cm、内径28.4cm、肉厚0.80cm、最も太いものが外径35cm、内径34.02cm、肉厚0.49cmであり、それぞれ外管と組合せて10.1cm (L), 4.7cm (M), 2.2cm (S) の空隙巾を作る。管の長さは Fig.2.8.3. に示すように2.5 m である。測定点は各ライン上で入口の鋼板の内面より測って1, 20, 40, 80, 120, 160, 200 および240 cmの点である。

なお、配置 1L, 1M, および 1S はほぼ軸対称配置と見なせ、線源がダクト入口を見る軸対称配置の範ちゅうに入れることができる。

## 2.8.2. 測定結果

速中性子の測定は  $^{58}\text{Ni}(n, p)$  反応を熱、熱外中性子の測定は  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$  反応を用いて行った。Table 2.8.1~2.8.6 に各配置で測定した反応率を示す。反応率に含まれる誤差は各配置、測定位置等で多少異なるが最大で30%以内である。なお3 L の配置においては  $^{58}\text{Ni}(n, p)$  反応の反応率は中性子束の不足から測定できなかった。なお本実験結果に関する議論は第4章で述べることとする。

## 第3章 計 算

本章では本実験結果を用いた計算法の評価の例として我国において用いられている代表的な2次元輸送コードによる計算と実験の比較を行った結果を記述するとともに、その他これまで報告されている本実験結果を用いたベンチマーク計算について記述する。

### 3.1 2次元輸送コードDOT-Ⅲによる計算

よく知られているようにDOT-Ⅲコード<sup>(28)</sup>は $S_n$ 法に基づく2次元輸送コードである。2次元輸送コードは軸対称における漏洩計算に適用でき、現在では設計計算においてもしばしば用いられている。輸送コードをストリーミング計算に用いる場合、その精度に最も大きな影響を与えるのは角度分点のとり方である。もちろん分点を密にとればとるほど精度は良くなるが計算時間あるいは経済性の点から制限をうけることも知られた事実である。この点を解決するため放射線がストリーミングする方向により多くの分点数のある非等方角度分点セットを用いる方法がある。この方法は軸対称配置でも、線源がダクト入口を見る体系で特に有効である<sup>(25)</sup>。しかしながら压力容器と1次遮蔽体の間隙部に代表されるような体系に対しては、設計計算においてストリーミングの方向のみならず半径方向あるいはそれ以外の方向にも等しく精度の良い計算が要求される。それゆえ等方的な角度分点セットが用いられるのが普通である。例えば压力容器と1次遮蔽体の間隙部からの中性子ストリーミングが問題となった原子力船「むつ」の遮蔽改修モックアップ実験の解析<sup>(7)</sup>においても、また改修設計計算<sup>(41)</sup>においても $P_1-S_8$ 計算が行われている。現在の計算コードおよび電子計算機の容量、計算速度を考えると設計計算においては $S_8$ 計算が現実的に最も精度の良い計算結果を与える条件であると思われる。「むつ」のモックアップ実験の解析ではTWOTRANコード<sup>(42)</sup>による $P_1-S_8$ 計算が行われ空隙巾14.6~27.6cmの範囲で実験値とファクター2~4の一致を示した。したがって、ここでは上記の考察に基づき、現在我国で最もよく使われている2次元輸送コードDOT-Ⅲの $P_3-S_8$ 計算の精度評価の試みを実験2.4の結果を用いて行った。

計算は2次元R-Z体系で行われた。Table 3.1.1に使用したエネルギー群構造を示す。Fig. 3.1.1には空隙巾10cmの場合の計算で用いた体系モデルを示す。厚さ1.5 cmのアルミニウム製タンク壁は反射体領域にまた鉛遮蔽と鋼製円環ダクトの間の厚さ0.5 cmの水層は領域5の鉄層にそれぞれ含めて均質化を行った。また鉄、水および鉄層から成るスヘーサーの炉心側の鉄、水層の均質化を行った。これらの均質化は計算時間を節約するため行われたものであるが、この結果、空隙巾10cmの場合、空隙中の熱中性子を過大評価する結果となった。2次元計算のための領域ごとの断面積を求めるため、まず、ENDF/B-Ⅳからのデータを

RADHEAT -V 3 コード、システム<sup>43)</sup>を用いて100群の断面積を縮約した。もちろん自己遮蔽因子の補正もほどこした。次にANISN -J R コードでP<sub>3</sub>-S<sub>8</sub>計算を半径方向に対して行い、求めたスペクトルを重み関数として100群の断面積から30群の断面積を得た。空間メッシュはR, Z方向共1~4.5 cm間隔でとった。この結果、メッシュ数は空隙巾20cmの場合52 (R) × 100 (Z)、空隙巾10cmの場合56 (R) × 100 (Z)となった。反応率の計算にはFile Aを用いた。

Fig. 3.1. 2に空隙巾20cmの場合の測定ラインB上の計算値と実験値の比較を示す。Zの小さいところでの不一致は炉心におけるZ方向の線源分布が正確でなかったことを示している。しかし、線源分布に起因する誤差は炉心から遠くなるとともに小さくなる傾向があり、この程度の差は特に問題となるところではない。Zの大きなところでカドミウム被覆した金の反応率が過大評価となっている。この原因は明らかでないが、一つの推定を次の空隙巾20cmの計算と実験の比較のところで示す。空隙巾20cmの場合の比較のうちしきい検出器に関するものをFig. 3.1. 3(a)に、(n, γ)検出器に関するものをFig. 3.1. 3(b)にそれぞれ示す。速中性子束に対応するしきい反応の場合、ファクター2以内のまずまずの一致を示している。一致の程度はZが大きいく所悪く計算は距離と共に過少評価の傾向にある。この理由は角度分点数が少いために、Z軸の方向に近い角度束が距離とともに過少評価となるからであろう。一方、中性子束保存の点から考えると、Z軸と大きな角をなす角度束での、角度束を過大評価することになる。これが空隙部に平行に計算したline B上の金の反応率の過大評価の原因の一つと推定される。(n, γ)検出器の場合は一致の程度は熱中性子を除くと極めて良い。熱中性子束の計算に関しては空隙巾10cmの場合も同様に収収が悪く、他のエネルギー群に比べて信頼性が低い。Fig. 3.1. 4 (a)および(b)に空隙巾10cmの場合の同様の比較を示す。しきい検出器の場合、距離とともに過少評価する傾向はさらに強く、最大でファクター8程度の差が見られる。空隙巾10cmの場合は(n, γ)検出器の反応率にも同様の過少評価が見られる。熱中性子束に対する過大評価はスペーサーを均質化して計算したためである。Zが大きいく所での過少評価の原因はZ軸方向への角度分点数の不足にある。これは空隙巾の狭い方がより大きな過少評価をしていることから明らかである。Fig. 3.1. 5 (a)および(b)に空隙巾20cmと10cm場合のスペクトルの比較を示す。空隙巾10cmのZ=160 cmの比較を除くと全般に実験値と計算値は良く一致しているといえる。実験値に関してはA1とWの反応率を加えて解析した結果は良くないことがわかった。

### 3.2 2次元輸送コードPALLASによる計算

ここでは実験2.5を用いた計算法の評価の例として直接積分法に基づく2次元輸送コードPALLAS-2DCY-FC<sup>44)</sup>の精度評価を行う。計算は配置に対し全体を二分割して行った。計算体系をFig. 3.2. 1に示す。第1の計算は炉心を含む水遮蔽体内で実施した。図では炉心を

含む点線で計算領域が示してある。座標軸は炉心中心を原点として実際の炉心の高さ方向に R 軸を、水平方向に Z 軸をとった。炉心は半径23cm、高さ50cmの円筒形で近似した。したがって炉心の体積は実際の炉心に比べて5%程度大きくなっている。また炉心の Z 方向に厚さ25cmの黒鉛反射体を設けた。水層の厚さは Z 方向に65cm、R 方向に95cmとした。次にダクトを含む点線で示された体系について計算を実施した。この場合、第1の計算で算出した水中における中性子角度束  $\phi(r, Z, \Omega_{pq}, E)$  をダクト入口面上およびダクト壁から 18.85cm 水中 (Z 軸より R 方向へ約20cmの位置) の点線で示される位置に境界条件としてとった。なお第1の計算は Z 方向について水層の厚さを65cmとしたため、第2の計算の境界条件として利用できる角度束はダクト入口面より40cmまでである。この点に関しては2.5.2で記述したように熱、熱外中性子束の計算に関してはほぼ問題はないと思われるが、速中性子のように炉心から水遮蔽体を貫通して測定点まで到達する成分が多い場合、多少問題が残るかも知れない。中性子のエネルギー組分けは速中性子反応率の計算のため10~2MeVを9群で、また熱中性子までの計算には10MeV~70keVをレサージ間隔0.4の13群で、70keV~熱中性子をレサージ間隔0.8の16群の合計29群で行った。使用した角度分点セットは Z 軸方向を密に、R 軸方向を粗に選んだ非等分点セットである。中性子核データは ENDF/B-IV データライブラリーから SUPERTOG<sup>43</sup> コードにより群定数化した。ただしルジャンドル係数は ENDF/B-IV から直接とった。

Fig. 3.2.2と3.2.3に半径方向の、Fig. 3.2.4~3.2.9に軸方向の実験値と計算値の比較を示す。半径方向の比較はダクトの入口から40cmおよび80cmでの<sup>58</sup>Ni(n, p)反応率に対するものである。計算は軸対称問題しか扱えないので、第2段階のダクトを含む領域の計算での境界条件は第1段階の計算により得られたダクト軸より下側の境界に対応する角度束を軸対称に入力することにより設定したので特に速中性子の場合には line C の測定値に対応する結果が得られることが予想される。しかしながら半径方向の計算値は line C の実験値とは一致していない。入口から80cmのところでは、中心軸から line A, B, C 方向への分布の実験値に比較対称性が見られる(Fig. 3.2.3参照)が、ここでの実験値と計算値の一致はかなり良い。速中性子束の軸方向分布の計算値は Fig. 3.2.4と3.2.5に見られるように最初 line C の実験値に近い値であるがダクトからの距離が増すにつれて line A の値が近くなる。これは恐らく境界条件が軸方向に関しては入口より40cmまでしか入力されていたため、入口からの距離が増すとともにダクト側面から入ってくる中性子成分を過少評価する傾向にあるためであろう。この傾向はしきいエネルギーの高い<sup>64</sup>Zn(n, p)反応の方に強くでており、上記の推定と矛盾しない結果となっている。Fig. 3.2.6は熱中性子束の軸方向分布である。低エネルギー中性子の場合、全体の分布はダクト入口附近の線源により決定されるので、計算値が高めにでているのは入力した境界条件から当然の結果である。計算値と実験値の一致の程度は line C の実験値と比べるとファクター3以内で一致している。減衰傾向は実験値より多少ゆ

るやかに減衰しているが、入力条件を考えると当然の結果である。Fig. 3.2.7～3.2.9は熱外中性子束の比較である。ここで実験値は求めた  $\theta'$  を比較するエネルギー  $E$ (eV)で除算したものである。比較したエネルギーは5.5,27.3および300 eV である。本体系のように水の多い体系ではエネルギースペクトルがkeV領域まで  $1/E$  の形をしていると思われるので上記のエネルギー点で  $\theta'/E$  の形で実験値を用いることは容認されよう。結果はいずれもほぼ熱中性子の場合と同じ様子を示し、実験値との一致の程度もほぼ同じである。以上のように計算値と実験値の一致の程度は必ずしも良いとはいえないが、その差の原因はほぼ明らかであり、妥当な結果といえる。また本計算は2段階に分けた接続計算であること、ダクトを含めた体系の計算においては軸対称の境界条件を用いたこと、さらには非等方角分点セットを用いることによりダクト内の中性子束分布にいわゆる ray-effect 的な振動が現れなかった<sup>25)</sup>ことを考え合せると、かなり満足のいく計算結果であるともいえよう。

### 3.3 その他の計算例

以上3.1,3.2において2次元輸送コードを用いた計算例を示したが、ここではこれまで行われた本実験結果を用いたベンチマーク計算について簡単にふれておく。西村等は実験2.5の線源がダクト入口を見る非軸対称体系に対しXYZ座標系を用いたSn法に基づく3次元輸送コードENSEMBLEで解析計算を行った。<sup>37)</sup>計算はS<sub>4</sub>角度分セットを利用してエネルギー群数5で0.5～10.5MeVの領域で行われている。結果は入口部から全長1.5mのダクトの約半分の位置位まで極めて良い一致を示すが、その後計算値は実験値に比べて入口からの距離の増加とともに急速に減衰し、ダクト出口付近では最大で約1桁の過少評価となる。西村等はこの原因として角度分点数の不足をあげている。同じ実験に対し笹本等は直接積分法に基づきXYZ座標を用いた3次元輸送コードPALLAS-XYZで解析計算を行った。<sup>38)</sup>用いた角度分点数は56分点で西村等の場合が24分点なので2倍以上の分点数を用いている。エネルギー群数は9群で1.9～14.2MeVの領域で計算が行われた、計算結果は入口部から80cm程度までは過大評価し、その後は過少評価の傾向にある。減衰傾向は西村等の場合に比べるとゆるやかでより実験の減衰傾向に近いが、それでも100cm以降の減衰傾向は実験値よりさらに急である。笹本等はこの差の原因についてはふれていない。以上2つの計算に共通した問題は両コード共XYZ座標を採用しているので円環形状を矩形近似している点である。第4章で詳述するが円環ダクト漏洩中性子の空間分布は直視面積に密接に関連しているので両計算でとられた矩形近似の正当性については十分検討する必要がある。これに対し竹内等は同じ体系に対し、 $r\theta Z$ 座標を採用した3次元輸送コードPALLAS-RTZを用いて解析計算を行っている。<sup>39)</sup>この場合は円環ダクトの形状は正確に表示されている。計算は1MeV以上の領域に対しエネルギー群数13で48角度分点を用いて行われている。計算条件は前二者、特にPALLAS-XYZの場合に比べて良いとはいえないにもかかわらず計算結果に

は著しい改善が見られ実験値との一致は満足すべきものである。これら3つの計算を通じて輸送コードによるストリーミング計算では角度分点数のみならず、体系表示にも十分留意すべきであることが理解される。

植木は実験 2.7の90° 屈曲ダクトに対しモンテカルロコードMORSE を用いて計算手法の評価を行っている。<sup>(3)</sup> すなわち炉心から測定点までの計算を直接1回の計算で行う方法とつなぎ計算法 (Monte Carlo Coupling Technique) を比較し後者の方法を用いると計算結果に著しい改善が見られることを示している。つなぎ計算法を用いた場合、計算値と実験値はしきい検出器でファクター2、カドミウム被覆をした金箔の場合でファクター3以内の一致を示す。通常のモンテカルロ法を用いた計算でこの程度の精度が得られたことは評価されてよいであろう。今後はさらに熱中性子領域までの計算が行われることが期待される。

以上4つの計算例を示したが、いずれも3次元形状を表現できるコードを用いているだけに計算時間がかかりエネルギー領域的に見ると十分に解析計算が行われたとはいえない。この点は今後に残された問題であるが、3次元コードは複雑形状遮蔽の解析にとって極めて有用なことはいうまでもなく今後の発展が大いに期待されることである。

## 第4章 円環ダクト漏洩中性子挙動の分析

### 4.1 経験式の導出

すでに第1章の緒言で示したように円環ダクトに関する少なからぬ実験がなされてきたが系統的な実験を行った例は少い。このうちPrice等はバライトコンクリート中を貫通する壁材が鋼の円環ダクト内の熱中性子束分布を空隙巾を変化させながら測定し、その結果から熱中性子束分布を表わす一つの経験式を導出した。<sup>(4)</sup>しかしながら彼らは円環ダクトを円筒ダクトと同じ方法で取り扱うことを考えたため、各空隙巾に対する分布を空隙面積の平方根に比例する量すなわち  $(R^2 - r^2)^{1/2}$  を軸方向の距離の単位として整理した。ここでRおよびrは円環状空隙の外半径および内半径である(Fig.2.8.3.参照)。このため、この単位で測った距離ごとに各空隙巾の中性子束を比較すると最大と最小の値で2~3倍の差が生じた。明らかに空隙巾が狭くなるとともに空隙面積に対する測定点から入口部を見る直視面積の割合は減少する。一方中性子束分布を決定するのに最も寄与する線源は直視面積内に存在する線源であるし、また2.4の実験からも直視面積が円環ダクト内の中性子束分布を決定する主要因であることが推測された。それ故ここでは次式によって計算される直視面積 $S_{\ell}$ <sup>(4)</sup>の平方根を軸方向の単位距離として実験2.8の結果を整理した。

$$S_{\ell} = R^2 \cdot \cos^{-1}(r/R) + (R^2 - r^2) \cdot \cos^{-1}(r/a) - r \cdot (R^2 - r^2)^{1/2} \quad (4.1.1)$$

ここでaはダクトの中心軸から測定点までの距離で  $r \leq a \leq R$  である。ただし、本研究における実験では測定点をつねに空隙部の中心にとっているので、以後  $a = (R+r)/2$  と固定する。

Fig.4.1.1. 4.1.2.に  $Z = 0$  cmで測定した熱、熱外中性子束分布および速中性子束分布を示す。図から明らかなようにいずれのエネルギーの中性子束分布も空隙巾によらず一つの関数で表現できることが期待された。それ故種々の関数を試行錯誤的にあてはめることを試みた。その結果、次式が最もよく分布を表現することが明らかとなった。

$$f(X) \equiv \phi(X)/\phi(0) = [1 + (X/\sqrt{S_{\ell}}/\alpha)^{\beta}]^{-1} \quad (4.1.2)$$

ここで $\phi(X)$ と $\phi(0)$ はそれぞれダクト入口からXの位置およびダクト入口での中性子束である。 $\alpha$ と $\beta$ はエネルギー依存の定数である。 $Z = 0$  cmのような軸対称配置においては $\alpha$ と $\beta$ の値は次のようになる。

$$\left. \begin{array}{l} \text{熱中性子に対し} \quad \alpha = 1.6, \beta = 3.3 \\ \text{熱外中性子に対し} \quad \alpha = 1.2, \beta = 2.9 \\ {}^{58}\text{Ni}(n,p){}^{58}\text{Co} \text{ 反応率に対応する速中性子に対し} \quad \alpha = 1.4, \beta = 2.5 \end{array} \right\} \quad (4.1.3)$$



このように $\alpha$ と $\beta$ をとることにより $3\sqrt{S}_l$ から $30\sqrt{S}_l$ の範囲の中性子束分布は(4.1.2)式により30%以内の精度で記述することができる。Fig. 4.1.3. は非軸対称系である配置2Lと2Sでの熱、熱外中性子束分布を示す。この場合は入口部における中性子束分布はダクト軸に対し非対称であるので $\phi(0)$ をどのようにとるかが問題である。 $\phi(0)$ の決定法として次の二つが考えられる。その一つは入口部において空隙部全体にわたって中性子束を平均する方法である。このようにして決定した中性子束を $\overline{\phi(0)}$ とする。他の一つはline Bとダクト入口面の交差点における中性子束を取る方法である。これを $\phi_B(0)$ とする。

$\phi_B(0)$ は一般的にダクト入口面中央の中性子束とほぼ等しい。配置2Lと2Mの場合、ダクトの前部に空間部があるため中性子束の空間的变化が少く $\overline{\phi(0)}$ と $\phi_B(0)$ はほぼ等しい値を示した。Fig. 4.1.3.に示すように熱、熱外中性子束の場合は、配置2Lあるいは2Mのように斜め入射に対しても $Z=0$ cmでの軸対称配置の場合と全く同じく条件(4.1.3)の $\alpha$ と $\beta$ の値を用いて式(4.1.2)で中性子束分布は表わすことができる。ただし、この場合、式はline A, B, Cに分布する値の最大値を示す包絡線に対応する。ダクト軸が $Z=160$ cmにくる配置3Lでの熱、熱外中性子束に対しても全く同じことがいえることがわかった。

次にFig. 4.1.4.に配置2L, 2Mでの速中性子束分布を示す。この場合は非軸対称効果が顕著に現れておりline A, B, Cの間で、速中性子束はかなり変化するし、また、減衰の様子は軸対称配置の場合と異り、より急速に減衰する。しかしながら、この場合には条件(4.1.3)の熱外中性子に対する $\alpha$ と $\beta$ の値を用いることにより再び式(4.1.2)を用いて最大包絡線を記述することができることが明らかとなった。ただし $\phi(0)$ の決定法は前述したものと同じである。このようにダクト入口が線源を見る非軸対称配置においても、中性子束分布は軸対称配置で用いたのと同じ式で表現できることが明らかとなった。このように、ここで求めた式(4.1.2)は円環ダクト内での軸方向中性子束分布を一般的に記述できる経験式となりうる可能性が期待された。

#### 4.2. 経験式の適用範囲の検討

実験2.8の結果から求めた経験式の一般性を調べるには、次のようないくつかの項目に関する検討が必要である。実験2.8は水遮蔽体中に存在する壁が鋼の円環ダクトに対して行われ、かつエネルギー的に見ると熱、熱外中性子および $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ 反応率に対応する速中性子に対してのみ測定が行われた。これに対して実際のダクトはコンクリート遮蔽体中に最も多く存在する。また一般にダクト壁は鋼製であることが多いがその厚さは一定ではない。さらに実際の遮蔽計算においてはもっと広いエネルギー範囲の情報が必要である。本節では計算あるいは他の実験結果との比較を行い、これらの点については検討を行う。

#### 4.2.1 計算による検討

計算による検討は鋼壁の厚さの影響、エネルギーの変化に伴う中性子束分布の変化さらにはストリーミングする中性子に寄与する入射領域について行った。計算は直接積分法に基づく2次元輸送コードPALLAS-2DCY-FC<sup>44)</sup>を用いて行った。本コードは直接線は解析的に計算するので、空隙部においていわゆるRay-effectと呼ばれている中性子束の振動が起りにくく、ダクト問題を比較的少い角度分点で精度良く解くことができるコードである。<sup>25)</sup> 計算は14.2MeVから熱エネルギー領域までを40エネルギー群で行った。角度分点は半球面上に対称的に28点取った。計算は実験2.8の軸対称配置1Lを基準とし、空隙巾を変えずに鋼壁の厚さのみを変える等して上記の項目に対して行った。本計算において空隙巾は一定であるので計算条件はほぼすべての計算において変化しないと考えられる。それ故計算精度は体系1Lに対しての計算値と実験値を比較することにより調べた。Table 4.2.1.に入口部から距離X cmでの減衰率の比を示す。計算値と実験値の比は0.87~1.15の範囲にあり良く一致しているといえる。したがって本節での計算の信頼性は高いといえる。

鋼壁の厚さの影響は体系1Lで鋼壁の厚さを0.2~1.0 cmまで変化させ、鋼壁の厚さ0.6 cmの場合の中性子束を1.0としたときの相対値で調べた。結果をTable 4.2.2. に示す。鋼壁が0.2 cmの場合の熱中性子を除くと、その変化は20%以内である。これに対し、鋼壁が0.2 cmと薄くなると熱中性子束は他の場合に比べファクター2近く増加する。これらの結果から鋼壁の厚さが0.4~1.0 cmの範囲では中性子束分布の変化はエネルギーによらず少く、経験式はそのまま用いることができることが明らかとなった。熱外中性子以上のエネルギーの中性子の場合、壁厚が0.2 cmと薄くなっても経験式をそのまま用いることができる。しかし熱中性子の場合0.2 cmの場合経験式によると過少評価となるので注意する必要がある。

つぎにFig. 4.2.1. にエネルギー依存の中性子束分布の例を4つのエネルギー点について熱外中性子束分布に対する経験式と比較して示す。同図に示すように1.59eVから579keVの領域における中性子束分布の変化は少い。例えば軸方向の距離217.5 cmの計算点における上記のエネルギー範囲での中性子束の減衰率の変化は最大11%である。ところがエネルギーが579 keVから868 keVまで変化する間に減衰率は31%も変化する。これらのことから熱外領域から500 keV位までのエネルギー領域においては中性子束分布の変化は少く、これらの領域の分布に対し、熱外中性子に対して得た経験式を適用することができることが明らかとなった。また1Lの体系に対して円環ダクト入口面での線源領域を変えたいくつかの計算を行った結果、1Lの場合漏洩中性子の98%以上は半径40cm以内に存在する線源によることがわかった。入口部での線源強度は半径方向にだんだんと小さくなっているため、その補正をほどこすと半径方向に一定の強度で分布した線源の場合でも漏洩中性子の90%以上は上記の領域内の線源によることが明らかとなった。この結果は円環ダクト問題を考えるとき、実効的な線源領域を決定するうえでの参考データとなるであろう。

#### 4.2.2. 実験結果との比較

前節で求めた経験式の適用範囲を本研究で行ったすべての実験およびPrice等が行った実験の結果を用いて調べた。Table 4.2.3. に本研究で行った実験で用いた円環ダクトの仕様を示す。本研究で分類した体系のうちダクト入口が線源を見ない体系、すなわち実験2.4および2.6の円環ダクトの空隙中の放射線分布は線源とダクト軸の距離によって変化するはずで、線源からダクト軸が離れるほど軸方向の分布の変化は小さくなっていく。したがってダクト入口が線源を見ない体系では軸方向の放射線分布を簡単に記述できる一般的な式は存在しない。したがってここではダクト入口が線源を見る体系に対し経験式を当てはめてみる。

実験2.5の結果と経験式の比較をFig.4.2.2.と4.2.3.に示す。実験2.5の体系はダクト入口が軸に対して42.6°の方向に線源中心を見、実験2.8の配置2Lに近い体系であるが、ダクト入口の前部には実験2.8のような空隙部が存在せず、このため入射中性子の非軸対称性は配置2Lに比べると極めて大きい。したがって、前述した斜め入射に対する $\phi(0)$ の2つの決定法はかなり異なった値を示す。実験値との比較から判断すると熱中性子に対しては $\phi_B(0)$ 、熱外中性子および速中性子に対しては $\sqrt{\phi(0)}$ をそれぞれとることにより、実験2.8で得たのと同じ精度で中性子束分布を表現できる。ただし、速中性子束分布を表現するには $\alpha=1.2$ 、 $\beta=2.9$ と条件(4.1.3)の熱外中性子に対する値を用いる必要がある。また経験式は斜め入射なので最大包絡線を表わしている。

実験2.7の90°屈曲ダクトの場合の比較をFig. 4.2.4.に示す。比較は熱および熱外中性子に対してのみ行った。第1脚目の分布は正確に経験で表わすことができた。第2脚目の分布はSimonとCliffordの屈曲円筒ダクトに対する式から類推して次式によって表わされることが予想された。

$$\phi(Z)/\phi(0)=f(l_1) \cdot (C/\sin\theta) \cdot f(Z) \quad (4.2.1)$$

ここでZ：第1脚部の軸から測った計算点までの距離

$l_1$ ：ダクト入口から第2脚部の軸までの距離

C：定数

$\theta$ ：屈曲角

である。熱中性子と熱外中性子に対し、それぞれCの値として0.5および0.66をとることによりFig. 4.2.4.に示すような良い一致が得られた。これらのCの値がそれぞれのエネルギーにおけるアルベドの値に近いことを注意すべきことであろう。なお同図の実験値は4本の測定ライン上の測定値の平均値である。

これまで行った計算および実験による経験式の検討はすべて水遮蔽体中にある鋼壁円環ダクトに対して行ったが、すでに述べたように実際のダクトはコンクリート中にある場合が多い。しかしながら、中性子のコンクリート中での挙動と水中における挙動は類似しているので、水中において行われた中性子ストリーミングに関する実験から得た経験式はそのままコ

ンクリート中の同様のストリーミング実験結果にあてはめることができると予想される。ここでは Price 等の実験結果<sup>(4)</sup>と比較を行う。Price 等の実験の体系を Fig. 4.2.5. に示す。この実験では熱中性子束分布のみが測定されており、ダクト入口面において、円環状空隙部以外のところを通りダクトの中にもれ込んでくる熱中性子を遮蔽するために入口部には鋼製の遮蔽体が設けてある。空隙巾は Table 4.2.4. に示すよう 0.32~4.4cm の間で 6 種類のものがとられている。 $(R^2-r^2)^{1/2}$  を軸方向の単位距離として整理されて報告されている彼らのデータをここでは  $\sqrt{S_\ell}$  を軸方向の単位距離として整理しなおし、Fig. 4.2.6. に示す。同図と Fig. 4.2.7 に示す参考文献(4)の結果を比較すると明らかであるが、このように単位距離をとることにより異った空隙巾で測定された熱中性子束は経験式の近くに集まり、Price 等の結果よりその分散は少い。一方熱中性子束に対する経験式との一致の程度は  $5\sqrt{S_\ell}$  から  $30\sqrt{S_\ell}$  の領域で良く、その他の領域ではかなりの差が見られる。しかし、 $5\sqrt{S_\ell}$  より小さい領域での不一致の原因の一つは、ダクト入口にある鋼製の遮蔽体による熱中性子の吸収にある。この点に関して、この実験体系は特異である。したがって入口に近いところで一致の度合が悪いのはしかたがない。 $30\sqrt{S_\ell}$  より大きな距離において経験式と実験値の間の差が大きくなっていくように見える。この理由として次の二つのことが考えられる。(1) 経験式の適用範囲、すなわち距離の 3.3 乗で減衰する領域は約  $30\sqrt{S_\ell}$  までで、これ以上では line-of-sight 成分が主となって距離の 2 乗の減衰に近づく。(2) 各空隙巾ごとの実験値に多少のばらつきが見られるし、距離とともにデータの精度が悪くなることが考えられるので  $30\sqrt{S_\ell}$  以上の領域の数少ないデータのばらつきによる。しかしながら現時点では、いずれが正しいか断定はできない。いずれにせよ以上のことから経験式は周辺物質がコンクリートの場合にも適用できると考えてよいであろう。なぜならすでに述べたように中性子の水中およびコンクリート中での挙動は類似しているし、また薄い鋼と水あるいはコンクリート二重層のアルベドはほぼ等しい<sup>(4)</sup>という報告もあり、かつ、ここで示したように経験式はコンクリート中の鋼壁ダクト内の熱中性子束分布を  $5\sqrt{S_\ell} \sim 30\sqrt{S_\ell}$  の範囲でよく表わしたからである。

以上、ここで求めた経験式を評価できるすべての実験結果との比較を行い、経験式の適用性を調べた。ここではさらに実験 2.4 および 2.6 の結果とも比較してみる。Fig. 4.2.8. は実験 2.4 で得た熱エネルギーから keV 領域の中性子束分布と経験式との比較である。経験式は熱中性子束の場合 2~3 倍高目であるが熱外エネルギーから keV 領域では良く一致している。もちろん速中性子の場合には入射角度依存性が大きいので比較は行っていない。Fig. 4.2.9. は実験 2.6 の結果との比較である。この場合も速中性子束分布は経験式によって表現することはできないので除く。熱、熱外中性子束分布は斜め入射の場合と同様の  $\phi(0)$  の決定法を用いて  $5\sqrt{S_\ell}$  以上の領域で良く表現できる。このように実験 2.4 および 2.6 での低エネルギー中性子束分布が経験式で良く表わすことができたのは、たまたま線源とダクト軸までの距離が短く、体系を斜め入射の極端な場合と考えてよいような条件となったためであろう。しか

し、これらの結果から管軸に対し垂直方向から中性子が入射する場合でも、入射領域が局所的であれば低エネルギー中性子束のダクト軸方向への分布はここで求めた経験式で記述できる可能性が大きいことがわかった。

最後に本研究で求めた円環ダクト内中性子束分布に対する経験式に含まれるダクト形状に関するパラメータは直視面積 $S_{\ell}$ のみであることから、この式を円筒ダクトにも適用できる可能性があると思われる。この場合 $S_{\ell}$ としてはダクトの切口面積をとる。このように $S_{\ell}$ を置き替えた式と Price 等が行った水中にある円筒ダクト内熱中性子束の測定結果の比較を Fig. 4.2.10. に示す。一致の程度は円環ダクトの場合に比べるとよくないが $4\sqrt{S_{\ell}}$ 以上の領域でファクター 1.6 以内の一致を示し、かつ減衰率もよく一致している。このように式を他の形状のダクト等における中性子ストリーミング問題に適用できる可能性が示された。

#### 4.2.3. 経験式の適用範囲

本研究で求めた鋼壁円環ダクト軸方向への中性子束分布を円環ダクトの空隙巾によらず一般的に表わす経験式の適用範囲に関して計算および実験的に調べた結果を以下の(1)～(11)に示す。

- (1) 式(4.1.2)は鋼壁円環ダクトに対し線源が広がって分布している一般的な条件に対して用いることができる。斜め入射の場合は同式は軸方向分布の最大値を結ぶ包絡線を示す。
- (2) 線源強度がダクト入口部において一定の場合は線源として考慮すべき領域は空隙部のごく近傍のみで十分で例えば実験 2.8 の 1 L のように内径約 20cm, 外径約 40cm の場合半径 40cm の線源を考えればよい。また空隙部以外から入射する成分の影響は入口からの距離が $5\sqrt{S_{\ell}}$ より大きくなると極めて小さくなる。
- (3) 熱および熱外中性子の場合、(1)の条件範囲内、すなわち斜め入射の場合も含めて条件(4.1.3)の $\alpha$ および $\beta$ を用いればよい。ただし、 $\phi(0)$ としては入口部の円環空隙上で平均した中性子束 $\overline{\phi(0)}$ をとる。ただし熱中性子束の場合は入口部中央の値 $\phi_B(0)$ をとればよりよい結果が得られる。  
一般に $\overline{\phi(0)} \geq \phi_B(0)$ であるので熱中性子の場合に $\phi(0)$ として $\overline{\phi(0)}$ をとれば安全側の評価となる。
- (4) 熱外中性子に対して得られた $\alpha$ と $\beta$ は約 500keV 位までの中間領域のエネルギーの中性子束分布を表わすのに用いることができる。
- (5) 約 500keV 以上の速中性子束分布は入射角度に依存するが、各入射角度において分布は空隙巾によらず(4.1.2)の形で表現できる。同式のうち $\alpha$ と $\beta$ が入射角度依存の値となる。
- (6)  $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 反応率(反応のしきい値 $\sim 2.8\text{MeV}$ )に対応する速中性子の場合、軸対称

配置では(4.1.3)の $\alpha$ と $\beta$ を用いることができる。一方非軸対称配置の場合、入射角度が $36^\circ \sim 43^\circ$ のところでは $\alpha$ と $\beta$ は(4.1.3)の熱外中性子に対する値を用いればよい。すなわち入射角度 $0^\circ$ に対し条件(4.1.3)の $\alpha$ と $\beta$ を用いた式(4.1.2)で表わされる速中性子束分布は入射角度が大きくなるとともにだんだんと急な減衰傾向を示し、入射角度 $36^\circ \sim 43^\circ$ 位で熱外中性子束分布と一致する。さらに入射角度が増すと減衰傾向はさらに急になる。斜め入射の場合 $\phi(0)$ としては $\overline{\phi(0)}$ をとるべきである。

- (7) 式が適用できる鋼壁の厚さについては実際的な厚さの範囲である 0.2~1.0 cmの範囲について調べた。その結果、熱外中性子以上のエネルギーの中性子に対しては 0.2~1.0 cmの鋼壁厚さすべてに対して式は適用可能である。  
熱中性子に対しては 0.4~1.0 cmに対して適用可能で、0.2cmの場合は式をそのまま用いるとファクター 2 程度過少評価となる。
- (8) 式(4.1.2) は水遮蔽体中の鋼壁円環ダクトに対して得られたものであるが、より一般的なコンクリート遮蔽体中の鋼壁円環ダクトに対しても用いることができる。
- (9) 屈曲円環ダクト中の熱、熱外中性子束分布に対しては屈曲部の前後の部分に適用される式(4.1.2)を屈曲部で接合した式(4.2.1)を用いることができる。
- (10) 式(4.1.2) は水又はコンクリート中の鋼壁円筒ダクトに適用できる。この場合 $S_\ell$ は円筒の断面積に置き替える。精度は円環ダクトの場合に比べ多少悪くなる。
- (11) 以上(1)~(9)の適用範囲において、本研究で求めた経験式は、鋼壁円環ダクト内軸方向の中性子束分布を軸方向の距離 $3\sqrt{S_\ell} \sim 30\sqrt{S_\ell}$ の範囲において $\pm 30\%$ の精度で表わすことができる。

## 第5章 結 論

本研究においては遮蔽体中に存在する空隙部のうち最も基本的な形状である円環ダクトを漏洩する中性子の計算法を評価するための実験を実施した。このような実験に対して要求される条件は「1.2 研究の目的」において詳述したが、ここで実施した実験はほぼその条件を満足した系統的な実験である。すなわち円環ダクトの計算を行ううえでの問題点を明確化するため体系を分類した。この分類は現在設計計算において最も基本的な計算法となっている2次元輸送計算による体系表示に関して記述可能な軸対称配置と記述不能な非軸対称配置に分け、またダクト内の中性子束分布が主としてストリーミング成分により決定される線源がダクト入口を見る配置とストリーミング成分のみならず透過成分も重要な線源がダクト入口を見ない配置に分けることにより行った。このようにして4つに分類された体系に対し、それらの分類に属する実際的な円環ダクトを選び、それを模擬した実験体系を作った。すなわちベンチマーク計算が行えるような体系とした。また体系はできるだけ単純な形となるようにし、計算において不必要な体系近似を行わなくてもすむようにした。

これらの体系のうち軸対称配置のものは2次元輸送計算でほとんどモデル化を行わず体系表示ができるので、計算技法のうち基本的な点を評価するのに適している。したがって、この体系では空隙巾を変化させる実験を行った。この結果を用いれば、輸送計算の場合、角度分点の取り方と計算精度の関係を明らかにすることができるであろう。この場合、精度を直視面積の平方根を軸方向の単位距離とした距離の関数として求めればより一般的な精度評価とすることができるであろう。非軸対称配置の実験は体系のモデル化あるいはつなぎ計算法の評価に適している。本実験では体系のモデル化に関してさらに複雑な体系である屈曲ダクトおよび2つの径の異なる円環ダクトの接続体系についての実験も実施した。

次に体系を構成する遮蔽材に関しては実験はすべてスイミングプール型原子炉のプール水中に2重鋼管を設置することにより行ったので、すべての場合でダクト壁は鋼製であり、ダクト周囲の遮蔽体は水となった。壁物質が鋼であることは実際的である。遮蔽材が水であるということは、構成原子密度が正確にわかっており、断面積も比較的精度よく求まっているので計算法評価の点から都合のよいことであった。さらに鋼壁円環ダクト中の中性子の挙動は周辺物質がコンクリートと水の場合でほとんど差がないことが明らかとなったので遮蔽材が水であることは結果的に評価実験の条件を最もよく満足した。

本実験では各円環ダクト中の軸方向の中性子束分布を絶対値で求めた。測定は放射法で行い、測定結果は反応率または中性子束の形で求めた。速中性子束は主に $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ 反応率で代表させた。エネルギー的には速中性子と熱外中性子の間の中間エネルギーの中性子

束分布に関する測定値がないが、評価済みの輸送計算から熱外中性子から 500keV 位までの中性子の挙動は極めてよく類似していることが判明し、実験で得た熱外中性子束分布でこの中間エネルギー領域の中性子束分布を代表させ得ることが明らかとなった。したがってかなり広いエネルギー領域の中性子情報が得られたことになる。このように本実験は評価実験の条件をほぼすべて満足しており、この結果を用いて計算法の評価を系統的に行えるであろう。この際、本実験における中性子挙動の検討の結果導出した円環ダクトの軸方向中性子束分布を表わす経験式が有用なものとなるであろう。同経験式に関する適用範囲等については第 4 章にまとめてある。この式の適用範囲は極めて広く、本実験体系のほぼすべての場合の中性子束分布を記述でき実験結果をほぼ総括しているのみならず、実際的なコンクリート遮蔽体を貫通する鋼壁円環ダクトさらには鋼壁円筒ダクト内の中性子束分布を記述するものであり、その有用性は極めて高いと思われる。

今後は本実験結果を用いた計算法の評価を系統的に進める必要がある。また本実験で得た経験式をさらに一般的なものとする必要がある。このためには速中性子領域において入射角度およびエネルギー依存の分布を実験的に求める必要がある。さらに式には体系的なパラメーターとして直視面積が入っているのみであるので、円筒ダクト問題にその適用範囲を広げることができたように、他の形状のダクトあるいは不規則形状物に適用範囲を拡張することが期待できる。

## 謝 辞

本研究は船舶技術研究所と日本原子力研究所の原子炉遮蔽に関する共同研究の一部として行われたものである。本研究を遂行するうえで全般にわたり御指導、御尽力下さった船舶技術研究所布施卓嘉原子力船舶長(元東海支所長)並びに竹内清遮蔽効果研究室長に深く感謝いたします。また研究をまとめるにあたり御助言、御激励下さった横村武宣前東海支所長に篤く感謝します。本研究で実施した計算の一部は日本原子力研究所安全解析部山野直樹氏によるところが多い。ここに謝意を表します。また実験を実施するうえで原子炉を運転して下さいた日本原子力研究所 JRR-4 の職員の皆様に感謝いたします。

最後に本研究をまとめるにあたり懇切丁寧に御指導下さった京都大学兵藤知典教授に深く感謝いたします。



参考文献

- ( 1 ) Kawai, M., Hayashida, Y., Yamauchi, M., "Application of Albedo Monte Carlo Method to FBR Neutron Streaming Analysis," 6th Int. Conf. Reactor Shielding, 6a-2, (1983).
- ( 2 ) Shin, K., Hyodo, T., "Applicability of Albedo Concept to Neutron Streaming Through Small Ducts and Slits," *ibid.*, 6a-3, (1983).
- ( 3 ) Ueki, K., "Three-Dimensional Neutron Streaming Calculations Using the Monte Carlo Coupling Technique," *Nucl. Sci. Eng.*, 79, 253 (1981).
- ( 4 ) Price, B.T., Horton, C.C., Spinny, K.T., *Radiation Shielding*, Pergamon Press, London, England, (1957).
- ( 5 ) Miura, T., et al., "Fast Neutron Streaming Through a Cylindrical Air Duct in Water," Paper No.49, *Ship Res. Inst.*, (1975).
- ( 6 ) Nilsson, J., Sandlin, R., "Measured and Predicted Thermal- and Fast-Neutron fluxes in Air-Filled Annular Ducts," *Nucl. Sci. Eng.* 23, 224 (1965).
- ( 7 ) Miyasaka, S., et al., "Mock-Up Experiment and Analysis for the Primary Shield of the Nuclear Ship MUTSU," *Proc. Fifth Int. Conf. Reactor Shielding*, Science Press, New Jersey, (1977).
- ( 8 ) Tsubosaka, A., et al., "Mock-Up Experiment of Radiation Streaming Through Coolant Pipe Penetration," *ibid.*, (1977).

- ( 9) Diettrich, O., et al., "Neutron Streaming Along the Penetration of a Twice Bent Sodium Pipe," 4th Int. Conf. Reactor Shielding, C3-8, (1972).
- (10) McGreger, B.J., Muckenthaler, F.J., "FFTF Pipe Chase Streaming Experiment," ANS Topical Meeting, p.431, (1972).
- (11) Rahn, F., Till, H., "Neutron Flux Determination in the Reactor Cavities of LWR's," ORNL/RSIC-43, (1978).
- (12) Iotti, R.C., Yang, T.L., Rogers, W.H., "Reactor Cavity Streaming - The Problem and Engineering Solutions," *ibid.*, (1978).
- (13) Butler, H.M., Ohnesorge, W.F., Auxier, J.A., "Measured Distribution of Neutrons Inside Containment of a PWR," *ibid.*, (1978).
- (14) Hankins, D.E., Griffith, R.V., "A Survey of Neutrons Inside the Containment of a Pressurized Water Reactor," *ibid.*, (1978).
- (15) Davies, N. et al., "The Development of a Calculational Route for PWR Cavity Streaming," 6th Int. Conf. Reactor Shielding, 6a-7, (1983).
- (16) Barbucci, P. et al., "Reactor Cavity Radiation Streaming Analysis and Shielding Solutions for the ENEL PWR Reference Plant," *ibid.*, 6a-8, (1983).
- (17) Barbucci, P. et al., "Comparison between Neutron Flux Measurements and Calculations in the Dry-Well of CAORSO BWR Power Station," *ibid.*, 7-2, (1983).
- (18) Nakai, M. et al., "Neutron and Gamma Ray Distribution in BWR Dry-Well," *ibid.* 7-3, (1983).

- (19) Ohtani, N., Kawakita, T., "Radiation Shielding Analysis of JOYO," *ibid.* 7-4, (1983).
- (20) Simon, A., Clifford, C.E., "The Attenuation of Neutrons by Air Ducts in Shields," *Nucl. Sci. Eng.*, 1, 156 (1956).
- (21) 宮坂駿一, "JRR-4実験設備の利用手引き", JAERI 6016, (1965).
- (22) Miura, T., Yamaji, A., Takeuchi, K., "A Two-Dimensional Benchmark Experiment for Neutron Transport in Water," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 14(12), 878 (1977).
- (23) Zijp, W.L., "Review of Activation Methods for the Determination of Intermediate Neutron Spectra," RCN-40, (1965).
- (24) Miura, T., Fuse, T., Yamano, N., "Experiments on Neutron Transport through Annular Duct of Large Radius," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 18(5), 369 (1981).
- (25) 竹内清他, "Discrete Ordinates コードおよびモンテカルロコードによる2次元遮蔽ベンチマーク計算 (No.1)," JAERI-M 7799, (1978).
- (26) Engle, W.W., Jr., "A USERS MANUAL FOR ANISN: A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693, (1967).
- (27) McElroy, W.E., et al., "A Computer-Automated Iterative Method for Neutron Flux Spectra Determination by Foil Activation," AFWL-TR-67-41, (1967).
- (28) Rhoades, W.A., Mynatt, F.R., "The DOT-III Two-Dimensional Discrete Ordinate Transport Code," ORNL-TM-4280, (1973).
- (29) Megurno, B.A., "ENDF/B-IV Dosimetry File," BNL-NCS-50446, (1975).

- (30) Simmons, R.L., McElroy, W.E., "Evaluated Reference Cross Section Library," BNWL-1312, (1970).
- (31) Koyama, K., et al., "ANISN-JR, A One-Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-Ray Transport Calculations," JAERI-M 6954, (1977).
- (32) Zijp, R.L., "Review of Activation Methods for the Determination of Neutron Flux Density Spectra," EUR 5667e/f, Part I, (1977).
- (33) Kemshall, C.D., "The Use of Spherical Proportional Counters for Neutron Spectrum Measurements," AWRE 031/73, (1973).
- (34) Benjamin, P.W., et al., "The Analysis of Recoil Proton Spectra," AWRE 0-9/68, (1968).
- (35) 三浦俊正, 竹内清, 布施卓嘉, "円環ダクト漏洩放射線の測定と計算," 船研報告, 第16巻, 第6号, (1977)
- (36) Miura, T., Sasamoto, N., "Experimental Study of Neutron Streaming Through Steel-Walled Annular Ducts in Reactor Shields," Nucl. Sci. Eng., 83, 333 (1983).
- (37) Nishimura, T., et al., "Development of Discrete Ordinates Sn Code in Three-Dimensional (X,Y,Z) Geometry for Shielding Design," J. Nucl. Sci. Technol., 79, 253 (1981).
- (38) Sasamoto, N., Takeuchi, K., "Direct Integration Method for Solving the Neutron Transport Equation in Three-Dimensional Geometry," Nucl. Sci. Eng. 80, 554 (1982).
- (39) Takeuchi, K., Kanai, Y., "Development of a Series of PALLAS Discrete-Ordinate Direct-Integration Codes," 6th Int. Conf. Reactor Shielding, 3b-1, (1983).

- (40) 田中俊一 他, "遮蔽ベンチマーク問題(II)," JAERI-M 8686, (1980).
- (41) 山路昭雄 他, "放射線輸送計算コードを用いた「むつ」船用炉の遮蔽解析法と実験解析に基づく評価," J. Nucl. Sci. Technol. 26(2), 139 (1984).
- (42) Lathrop, K.D., Brinkley, F.W., "TWOTRAN-II: An Interfaced, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport," LA-4848-MS, (1973).
- (43) Koyama, K., et al., "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport," JAERI-M 7155, (1977).
- (44) Takeuchi, K., "PALLAS-2DCY-FC, A Computational Method and Radiation Transport Code in Two-Dimensional (R,Z) Geometry," Paper NO.57, Ship Res. Inst., (1979).
- (45) Miller, W., Snow, W.J., "NaI and CsI Efficiencies and Photo-fractions for Gamma-Ray Detection," Nucleonics 19, 174 (1961).

Table 2.2.1. Atomic Compositions and Densities of Materials Existing Inside the Aluminum Tank of the JRR-4 Reactor (atoms/cm·barns)

	Core	Reflector	Al Wall	Water
H	$4.577 \times 10^{-2}$	$1.638 \times 10^{-3}$		$6.674 \times 10^{-2}$
C	—	$6.405 \times 10^{-2}$	—	—
O	$2.291 \times 10^{-2}$	$8.190 \times 10^{-4}$	—	$3.337 \times 10^{-2}$
Al	$1.785 \times 10^{-2}$	$8.537 \times 10^{-3}$	$5.997 \times 10^{-2}$	—
Fe	$4.569 \times 10^{-4}$	—	$2.832 \times 10^{-4}$	—
$^{10}\text{B}$	$6.500 \times 10^{-6}$	—	—	—
$^{235}\text{U}$	$1.015 \times 10^{-4}$	—	—	—
$^{238}\text{U}$	$1.13 \times 10^{-5}$	—	—	—

Table 2.3.1. Characteristics of Activation Detectors

Reaction	Dimension (mm)	Observed $\gamma$ -Ray (MeV)	$\eta^a$	Half Life	Er <sup>b</sup> (eV)	Eeff <sup>c</sup> (MeV)
$^{197}\text{Au} (n, \gamma) ^{198}\text{Au}$	$17^\phi \times 0.025$	0.411	1.00	2.70d	4.90	—
$^{186}\text{W} (n, \gamma) ^{187}\text{W}$	$20^\phi \times 0.133$	0.686	0.288	24h	18.8	—
$^{55}\text{Mn} (n, \gamma) ^{56}\text{Mn}$	$12.7^\phi \times 0.042$	0.845	0.99	2.56h	337	—
$^{63}\text{Cu} (n, \gamma) ^{64}\text{Cu}$	$12.7^\phi \times 0.138$	0.511	0.38	12.8h	580	—
$^{27}\text{Al} (n, \gamma) ^{28}\text{Al}$	$12.7^\phi \times 0.753$	1.782	1.00	2.31m	9100	—
$^{115}\text{In} (n, n') ^{115m}\text{In}$	$13^\phi \times 6.5$	0.335	0.475	4.50h	—	1.12
$^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$	$30^\phi \times 6.5$	0.799	1.00	71.3d	—	2.79
$^{64}\text{Zn} (n, p) ^{64}\text{Cu}$	$30^\phi \times 6.5$	0.511	0.38	12.8h	—	4.4
$^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$	$30^\phi \times 6.5$	0.840	1.00	303d	—	5.1
$^{27}\text{Al} (n, p) ^{27}\text{Mg}$	$40^\phi \times 6.5$	0.834	0.70	9.5m	—	5.46
$^{24}\text{Mg} (n, p) ^{24}\text{Na}$	$30^\phi \times 6.5$	2.754	1.00	15.0h	—	6.3
$^{56}\text{Fe} (n, p) ^{56}\text{Mn}$	$30^\phi \times 6.5$	0.845	0.99	2.56h	—	7.5
$^{27}\text{Al} (n, \alpha) ^{24}\text{Na}$	$40^\phi \times 6.5$	2.754	1.00	15.0h	—	8.1

<sup>a</sup>Intensity per disintegration

<sup>b</sup>Main resonance energy

<sup>c</sup>Effective threshold energy for fission spectrum

Table 2.4.1. Atomic Compositions and Densities of Shield Materials of Experiment 2.4 (atoms/cm·barns)

	Lead	Steel
C	-	$5.021 \times 10^{-4}$
Si	-	$3.070 \times 10^{-4}$
Mn	-	$7.533 \times 10^{-4}$
Fe	-	$8.450 \times 10^{-2}$
Pb	$3.286 \times 10^{-2}$	-

Table 2.4.2. Atomic Compositions and Densities of Boron Layers

Nuclide	Nuclear density (atoms/cm·barns)	
	BC05	BC10
$^{10}\text{B}$	0.05377	0.04556
$^{11}\text{B}$	0.00518	0.00439
C(natural)	0.01340	0.01135
O(natural)	0.000884	0.000749

Table 2.4.3. Measured Reaction Rate ( $\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ ) on the Line B in Experiment 2.4

Z (cm)	$^{58}\text{Ni}, \text{p}$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered
-37	$1.41 \cdot 22^{\text{a}}$	$4.82 \cdot 20$
-17	$2.20 \cdot 22$	$7.42 \cdot 20$
3	$2.09 \cdot 22$	$6.55 \cdot 20$
23	$1.11 \cdot 22$	$3.70 \cdot 20$
43	$3.72 \cdot 23$	$1.20 \cdot 20$
63	$7.12 \cdot 24$	$2.57 \cdot 21$
83	$1.16 \cdot 24$	$4.98 \cdot 22$
103	$1.83 \cdot 25$	$1.54 \cdot 22$
123	$2.61 \cdot 26$	$6.81 \cdot 23$
143	$4.26 \cdot 27$	$2.62 \cdot 23$

<sup>a</sup>Read as  $1.41 \times 10^{-22}$

Table 2.4.4. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ ) on the Line F in Experiment 2.4

Reaction	Filter	Z: Vertical Distance from R-Axis (cm)				
		0	20	40	60	80
$^{197}\text{Au}, \gamma$		1.21-20 <sup>a</sup>	1.02-20	7.25-21	4.83-21	3.12-21
$^{197}\text{Au}, \gamma$	CD	1.02-20	8.68-21	6.01-21	3.80-21	2.48-21
$^{197}\text{Au}, \gamma$	BC05	6.57-22		3.72-22		1.28-22
$^{197}\text{Au}, \gamma$	BC10	3.65-22		1.96-22		7.47-23
$^{186}\text{W}, \gamma$	CD	1.89-21	1.57-21	1.15-21	7.80-22	5.13-22
$^{186}\text{W}, \gamma$	BC05	1.34-22		7.41-23		3.18-23
$^{186}\text{W}, \gamma$	BC10	6.09-23		3.39-23		1.25-23
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	CD	1.81-22	1.48-22	1.07-22	6.86-23	4.39-23
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	BC05	5.07-23		2.90-23		1.15-23
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	BC10	2.86-23		1.58-23		6.83-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$		2.02-22	1.66-22	1.18-22	7.59-23	4.71-23
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	CD	7.09-23	5.74-23	3.99-23	2.59-23	1.52-23
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	BC05	3.12-23		1.68-23		6.24-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	BC10	2.31-23		1.20-23		4.60-24
$^{27}\text{Al}, \gamma$	CD	1.86-24				4.12-25
$^{27}\text{Al}, \gamma$	BC05	4.74-25				8.71-26
$^{27}\text{Al}, \gamma$	BC10	3.92-25				6.41-26
$^{115}\text{In}, n$	CD	3.62-23	2.62-23	1.47-23	6.62-24	2.83-24
$^{58}\text{Ni}, p$	CD	1.80-23	1.32-23	6.92-24	2.82-24	9.86-25
$^{64}\text{Zn}, p$	CD	7.58-24	5.42-24	2.53-24	9.70-25	3.50-25
$^{54}\text{Fe}, p$	CD	1.39-23	1.03-23	5.19-24	2.40-24	8.52-25
$^{27}\text{Al}, p$	CD	1.20-24	8.70-25	4.20-25	1.75-25	5.74-26
$^{24}\text{Mg}, p$	CD	4.43-25	3.42-25	1.95-25	8.12-26	2.71-26
$^{56}\text{Fe}, p$	CD	3.10-25	2.31-25	1.23-25	5.27-26	1.72-26
$^{27}\text{Al}, \alpha$	CD	2.32-25	1.79-25	9.66-26	3.58-26	1.12-26

<sup>a</sup>Read as  $1.21 \times 10^{-20}$



Table 2.4.4. (Continued)

Reaction Filter	Z: Vertical Distance from R-Axis (cm)				
	100	120	140	160	180
$^{197}\text{Au}, \gamma$	2.08-21	1.43-21	1.02-21	7.63-22	6.35-22
$^{197}\text{Au}, \gamma$ CD	1.58-21	1.08-21	7.60-22	5.79-22	4.86-22
$^{197}\text{Au}, \gamma$ BC05		5.58-23		2.82-23	
$^{197}\text{Au}, \gamma$ BC10		3.13-23		1.48-23	
$^{186}\text{W}, \gamma$ CD	3.36-22	2.26-22	1.59-22	1.19-22	1.01-22
$^{186}\text{W}, \gamma$ BC05		1.28-23		6.41-24	
$^{186}\text{W}, \gamma$ BC10		5.23-24		2.56-24	
$^{55}\text{Mn}, \gamma$ CD	2.79-23	1.92-23	1.35-23	1.01-23	8.77-24
$^{55}\text{Mn}, \gamma$ BC05		5.00-24		2.69-24	
$^{55}\text{Mn}, \gamma$ BC10		2.97-24		1.44-24	
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	2.98-23	1.94-23	1.33-23	9.71-24	7.80-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$ CD	9.71-24	6.54-24	4.63-24	3.22-24	2.95-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$ BC05		2.59-24		1.26-24	
$^{63}\text{Cu}, \gamma$ BC10		1.89-24		9.04-25	
$^{27}\text{Al}, \gamma$ CD				8.65-26	
$^{27}\text{Al}, \gamma$ BC05				1.46-26	
$^{27}\text{Al}, \gamma$ BC10				1.23-26	
$^{115}\text{In}, n$ CD	1.37-24	8.08-25	5.20-25	3.63-25	2.70-25
$^{58}\text{Ni}, p$ CD	3.89-25	2.18-25	1.36-25	1.02-25	7.11-26
$^{64}\text{Zn}, p$ CD	1.40-25	7.84-26	4.58-26	3.25-26	2.40-26
$^{54}\text{Fe}, p$ CD	3.42-25	1.71-25			
$^{27}\text{Al}, p$ CD	1.95-26	8.82-27	5.28-27	3.56-27	2.79-27
$^{24}\text{Mg}, p$ CD	9.00-27	3.43-27	1.66-27	1.04-27	7.39-28
$^{56}\text{Fe}, p$ CD	5.67-27	2.64-27	1.42-27	9.53-28	5.61-28
$^{27}\text{Al}, \alpha$ CD	3.15-27	1.15-27	5.66-28	3.70-28	2.58-28

Table 2.4.5. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )  
on the Line G in Experiment 2.4

Reaction	Filter	Z: Vertical Distance from R-Axis (cm)				
		0	20	40	60	80
$^{197}\text{Au}, \gamma$		2.06-20 <sup>a</sup>	1.63-20	1.02-20	5.39-21	2.66-21
$^{197}\text{Au}, \gamma$	CD	1.20-20	9.16-21	5.61-21	2.95-21	1.50-21
$^{197}\text{Au}, \gamma$	BC05	7.14-22		3.49-22		8.33-23
$^{197}\text{Au}, \gamma$	BC10	4.04-22		1.73-22		4.27-23
$^{186}\text{W}, \gamma$	CD	2.20-21	1.70-21	1.06-21	5.82-22	3.09-22
$^{186}\text{W}, \gamma$	BC05	1.50-22		7.12-23		1.85-23
$^{186}\text{W}, \gamma$	BC10	6.59-23		2.91-23		7.09-24
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	CD	2.03-22	1.55-22	9.25-23	5.23-23	2.60-23
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	BC05	5.71-23		2.57-23		7.22-24
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	BC10	3.20-23		1.49-23		4.06-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$		3.77-22	2.92-22	1.79-22	9.45-23	4.60-23
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	CD	7.82-23	5.92-23	3.48-23	1.77-23	8.83-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	BC05	3.53-23		1.52-23		3.78-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	BC10	2.56-23		1.07-23		2.69-24
$^{27}\text{Al}, \gamma$	CD	2.10-24				2.60-25
$^{27}\text{Al}, \gamma$	BC05	5.28-25				5.42-26
$^{27}\text{Al}, \gamma$	BC10	4.43-25				3.91-26
$^{115}\text{In}, n$	CD	3.31-23	2.32-23	1.13-23	4.28-24	1.45-24
$^{58}\text{Ni}, p$	CD	1.67-23	1.10-23	5.56-24	1.94-24	5.76-25
$^{64}\text{Zn}, p$	CD	7.20-24	4.92-24	2.29-24	7.62-25	2.39-25
$^{54}\text{Fe}, p$	CD	1.39-23	9.95-24	4.99-24	1.81-24	5.66-25
$^{27}\text{Al}, p$	CD	1.22-24	8.97-25	4.38-25	1.50-25	4.30-26
$^{24}\text{Mg}, p$	CD	4.60-25	3.22-25	1.62-25	5.62-26	1.55-26
$^{56}\text{Fe}, p$	CD	3.24-25	2.30-25	1.15-25	4.26-26	1.20-26
$^{27}\text{Al}, \alpha$	CD	2.13-25	1.53-25	7.83-26	3.04-26	8.76-27

<sup>a</sup>Read as  $2.06 \times 10^{-20}$

Table 2.4.5. (Continued)

Reaction Filter		Z: Vertical Distance from R-Axis (cm)				
		100	120	140	160	180
$^{197}\text{Au}, \gamma$		1.33-21	7.44-22	4.32-22	2.71-22	1.93-22
$^{197}\text{Au}, \gamma$	CD	7.82-22	4.30-22	2.58-22	1.62-22	1.21-22
$^{197}\text{Au}, \gamma$	BC05		2.25-23		8.08-24	
$^{197}\text{Au}, \gamma$	BC10		1.16-23		4.06-24	
$^{186}\text{W}, \gamma$	CD	1.53-22	8.84-23	5.18-23	3.33-23	2.47-24
$^{186}\text{W}, \gamma$	BC05		5.00-24		1.82-24	
$^{186}\text{W}, \gamma$	BC10		1.85-24		6.50-25	
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	CD	1.35-23	7.13-24	4.47-24	2.89-24	2.05-24
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	BC05		1.96-24		7.44-25	
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	BC10		1.18-24		3.81-25	
$^{63}\text{Cu}, \gamma$		2.25-23	1.16-23	6.55-24	4.16-24	2.94-24
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	CD	4.39-24	2.17-24	1.31-24	8.44-25	6.52-25
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	BC05		1.00-24		3.64-25	
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	BC10		6.92-25		2.45-25	
$^{27}\text{Al}, \gamma$	CD				2.43-26	
$^{27}\text{Al}, \gamma$	BC05				4.55-27	
$^{27}\text{Al}, \gamma$	BC10				3.22-27	
$^{115}\text{In}, n$	CD	5.72-25	2.86-25	1.65-25	1.07-25	7.44-26
$^{58}\text{Ni}, p$	CD	1.92-25	8.44-26	4.67-26	3.00-26	1.99-26
$^{64}\text{Zn}, p$	CD	8.20-26	3.82-26	2.17-26	1.48-26	9.12-27
$^{54}\text{Fe}, p$	CD	2.16-25	9.85-26			
$^{27}\text{Al}, p$	CD	1.36-26	5.14-27	2.36-27	1.56-27	9.62-28
$^{24}\text{Mg}, p$	CD	4.03-27	1.41-27	6.76-28	4.30-28	2.89-28
$^{56}\text{Fe}, p$	CD	3.32-27	1.23-27	5.22-28	3.44-28	2.31-28
$^{27}\text{Al}, \alpha$	CD	2.53-27	8.55-28	3.78-28	2.21-28	1.46-28

Table 2.4.6. Comparison of Measured Attenuation Rates of Neutron Fluxes on the Line F and G in Experiment 2.4

Detector	90% Response Range ( eV )	(A)		(B)		(B) (A)
		$[(R.R.)Z=160]$ (R.R.)Z=0	D=20	$[(R.R.)Z=160]$ (R.R.)Z=0	D=10	
$^{27}\text{Al}, \alpha$	$6.6+06 \sim 1.2+07$ <sup>a</sup>	1/627		1/964		1/1.54
$^{27}\text{Al}, p$	$3.6+06 \sim 1.0+07$	1/337		1/782		1/2.32
$^{58}\text{Ni}, p$	$1.9+06 \sim 8.6+06$	1/176		1/557		1/3.17
$^{115}\text{In}, n$	$8.0+05 \sim 6.6+06$	1/99.7		1/309		1/3.10
$^{27}\text{Al}, \gamma, \text{BC10}$	$1.8+03 \sim 6.6+05$	1/31.9		1/138		1/4.33
$^{27}\text{Al}, \gamma, \text{Cd}$	$5.2-01 \sim 2.4+05$	1/21.5		1/86.4		1/4.02
$^{197}\text{Au}, \gamma, \text{Cd}$	$2.0+00 \sim 2.8+02$	1/17.6		1/74.0		1/4.21
$^{197}\text{Au}, \gamma, \text{Bare}$	$1.0-02 \sim 1.6+02$	1/15.9		1/76.0		1/4.78

<sup>a</sup>Read as  $1.2 \times 10^7$

Table 2.4.7. Sources of Cross Sections in the Activation Cross Section Files

Reaction	File A	File B
$^{197}\text{Au}, \gamma$	o (a)	* (b)
$^{186}\text{W}, \gamma$	** (c)	**
$^{55}\text{Mn}, \gamma$	o	*
$^{63}\text{Cu}, \gamma$	o	*
$^{27}\text{Al}, \gamma$	**	**
$^{115}\text{In}, n$	o	*
$^{58}\text{Ni}, p$	o	*
$^{64}\text{Zn}, p$	o	o
$^{54}\text{Fe}, p$	o	*
$^{27}\text{Al}, p$	o	*
$^{24}\text{Mg}, p$	o	o
$^{56}\text{Fe}, p$	o	*
$^{27}\text{Al}, \alpha$	o	*

(a), (b) and (c) indicate respectively SAND-II library, ENDF/B-IV dosimetry file and ENDF/B-IV file.

Table 2.5.1. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{w}^{-1}$ )  
in Configuration 1 of Experiment 2.5

Position (cm)				$^{58}\text{Ni},p$	$^{64}\text{Zn},p$	$^{197}\text{Au},\gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au},\gamma$ Bare
Name	X	Y	Z				
A(1,1)	1	0	15	$6.78\text{-}24^a$	2.90-24	1.59-21	4.84-21
(2,1)	20			9.46-24	4.15-24	1.59-21	5.29-21
(3,1)	40			9.16-24	4.00-24	9.75-22	3.21-21
(4,1)	60			5.27-24	2.42-24	5.31-22	1.73-21
(5,1)	80			2.89-24	1.29-24	2.82-22	9.64-22
(6,1)	100			1.50-24	5.27-25	1.55-22	5.25-22
(7,1)	120			7.66-25	2.68-25	9.63-23	3.17-22
(8,1)	140			4.23-25	1.52-25	7.36-23	2.22-22
B(1,1)	1	-15	0	1.77-23	5.62-24	2.42-21	9.07-21
(2,1)	20			1.92-23	7.28-24	1.81-21	6.97-21
(3,1)	40			9.81-24	4.39-24	9.89-22	3.57-21
(4,1)	60			4.23-24	1.84-24	5.14-22	1.81-21
(5,1)	80			2.04-24	7.72-25	2.81-22	1.02-21
(6,1)	100			1.07-24	3.85-25	1.71-22	5.85-22
(7,1)	120			5.72-25	2.02-25	1.00-22	3.52-22
(8,1)	140			3.70-25	1.29-25	7.73-23	2.50-22
C(1,1)	1	0	-15	6.38-23	2.93-23	8.22-21	3.35-20
(2,1)	20			2.30-23	9.97-24	2.58-21	1.00-20
(3,1)	40			5.49-24	2.49-24	1.04-21	3.85-21
(4,1)	60			2.17-24	7.37-25	5.04-22	1.81-21
(5,1)	80			1.06-24	3.83-25	2.89-22	1.03-21
(6,1)	100			6.97-25	2.45-25	1.67-22	5.96-22
(7,1)	120			4.10-25	1.39-25	1.02-22	3.42-22
(8,1)	140			2.84-25	1.02-25	8.02-23	2.62-22

<sup>a</sup>Read as  $6.78 \times 10^{-24}$

Table 2.5.2. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )  
in Configuration 2 of Experiment 2.5

Position (cm)				$^{58}\text{Ni},p$	$^{64}\text{Zn},p$	197Au, $\gamma$ Cadmium Covered	197Au, $\gamma$ Bare
Name	X	Y	Z				
A(1,1)	1	0	15	5.26-24 <sup>a</sup>	2.33-24	9.20-22	3.63-21
(2,1)	20			2.54-24	1.11-24	7.10-22	3.34-21
(3,1)	40			1.20-24	5.18-25	3.98-22	1.87-21
(4,1)	60			6.13-25	2.76-25	1.89-22	9.20-22
(5,1)	80			3.54-25	1.59-25	9.34-23	4.66-22
(6,1)	100			2.21-25	1.07-25	4.87-23	2.34-22
(7,1)	120			1.33-25	6.41-26	2.66-23	1.35-22
(8,1)	140			9.89-26	4.56-26	1.93-23	9.03-23
(1,2)	1		21	3.31-24	1.36-24		4.40-21
(1,3)			30	1.50-24	6.17-25		2.90-21
(1,4)			40	5.76-25	2.31-25		8.72-22
(3,2)	40		21	1.26-24	5.25-25		1.88-21
(3,3)			30	3.50-25	1.44-25		8.57-22
(3,4)			40	1.09-25	4.46-26		1.86-22
(5,2)	80		21	2.81-25	1.26-25		4.08-22
(5,3)			30	6.62-26	3.05-26		1.45-22
(5,4)			40	9.59-27	7.79-27		2.89-23
(7,2)	120		21	-	3.65-26		1.13-22
(7,3)			30	-	4.67-27		3.37-23
(7,4)			40	-	1.02-27		4.89-24
B(1,1)	1	-15	0	1.56-23	6.49-24	2.17-21	8.72-21
(2,1)	20			1.54-23	6.27-24	1.29-21	6.37-21
(3,1)	40			7.59-24	3.14-24	5.44-22	2.76-21
(4,1)	60			2.94-24	1.20-24	2.28-22	1.18-21
(5,1)	80			1.30-24	5.32-25	1.07-22	5.69-22
(6,1)	100			5.76-25	2.57-25	5.72-23	3.15-22
(7,1)	120			3.14-25	1.39-25	2.99-23	1.74-22
(8,1)	140			2.19-25	9.24-26	2.34-23	1.24-22
(1,2)	1	-21		1.52-23	6.40-24		1.75-20
(1,3)		-30		1.35-23	5.63-24		2.51-20
(1,4)		-40		8.85-24	3.70-24		1.69-20

<sup>a</sup>Read as  $5.26 \times 10^{-24}$

Table 2.5.2. (Continued)

Position (cm)				$^{58}\text{Ni}, p$	$^{64}\text{Zn}, p$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare
Name	X	Y	Z				
B(3,2)	40	-21		3.39-24	1.46-24		2.76-21
(3,3)		-30		5.08-25	2.14-25		1.42-21
(3,4)		-40		2.53-25	1.11-25		4.41-22
(5,2)	80	-21		6.05-25	2.61-25		4.85-22
(5,3)		-30		5.17-26	2.14-26		1.75-22
(5,4)		-40		1.48-26	5.64-27		2.95-23
(7,2)	120	-21		-	5.80-26		1.31-22
(7,3)		-30		-	4.22-27		3.92-23
(7,4)		-40		-	7.42-28		5.24-24
C(1,1)	1	0	-15	6.40-23	2.43-23	7.51-21	3.64-20
(2,1)	20			2.25-23	1.01-23	2.16-21	1.22-20
(3,1)	40			5.54-24	2.46-24	7.14-22	3.76-21
(4,1)	60			1.78-24	7.76-25	2.54-22	1.43-21
(5,1)	80			8.15-25	3.49-25	1.16-22	6.71-22
(6,1)	100			4.88-25	2.15-25	6.30-23	3.59-22
(7,1)	120			2.81-25	1.23-25	3.25-23	1.91-22
(8,1)	140			1.91-25	8.63-26	2.74-23	1.58-22
(1,2)	1		-21	1.03-22	4.31-23		1.72-19
(1,3)			-30	2.17-22	8.78-23		8.82-19
(1,4)			-40	3.26-22	1.31-22		1.41-18
(3,2)	40		-21	1.71-24	6.56-25		3.06-21
(3,3)			-30	1.60-24	6.46-25		2.99-21
(3,4)			-40	1.98-24	8.28-25		3.19-21
(5,2)	80		-21	2.01-25	8.62-26		4.77-22
(5,3)			-30	3.12-26	1.40-26		1.30-22
(5,4)			-40	2.54-26	9.79-27		3.45-23
(7,2)	120		-21	-	2.53-26		1.40-22
(7,3)			-30	-	1.61-27		3.92-23
(7,4)			-40	-	1.80-27		5.24-24

Table 2.5.3. The Thermal and Epithermal Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ ) Measured in Configurations 1 and 2 of Experiment 2.5

Position	Configuration 1		Configuration 2	
	$\phi_0$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	$\theta'$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	$\phi_0$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	$\theta'$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )
A(1.1)	3.58 +01 <sup>a</sup>	2.21 +00	3.01 +01	1.28 +00
(2.1)	4.09 +01	2.21 +00	2.94 +01	9.90 -01
(3.1)	2.47 +01	1.36 +00	1.64 +01	5.55 -01
(4.1)	1.32 +01	7.40 -01	8.14 +00	2.63 -01
(5.1)	7.56 +00	3.93 -01	4.16 +00	1.30 -01
(6.1)	4.09 +00	2.16 -01	2.06 +00	6.79 -02
(7.1)	2.44 +00	1.34 -01	1.21 +00	3.71 -02
(8.1)	1.63 +00	1.02 -01	7.89 -01	2.69 -02
B(1.1)	7.39 +01	3.37 +00	7.29 +01	3.02 +00
(2.1)	5.73 +01	2.52 +00	5.68 +01	1.79 +00
(3.1)	2.86 +01	1.37 +00	2.37 +01	7.58 -01
(4.1)	1.43 +01	7.17 -01	1.06 +01	3.18 -01
(5.1)	8.14 +00	3.92 -01	5.18 +00	1.49 -01
(6.1)	4.58 +00	2.38 -01	2.88 +00	7.97 -02
(7.1)	2.79 +00	1.39 -01	1.61 +00	4.17 -02
(8.1)	1.90 +00	1.07 -01	1.12 +00	3.26 -02
C(1.1)	2.81 +02	1.14 +01	3.22 +02	1.04 +01
(2.1)	8.25 +01	3.59 +00	1.12 +02	3.01 +00
(3.1)	3.12 +01	1.45 +00	3.41 +01	9.96 -01
(4.1)	1.44 +01	7.03 -01	1.31 +01	3.54 -01
(5.1)	8.22 +00	4.03 -01	6.23 +00	1.61 -01
(6.1)	4.76 +00	2.32 -01	3.31 +00	8.78 -02
(7.1)	2.65 +00	1.42 -01	1.77 +00	4.53 -02
(8.1)	2.00 +00	1.11 -01	1.46 +00	3.82 -02

<sup>a</sup>Read as  $3.58 \times 10^1$



Table 2.5.4. Statistical Errors in the Measurement of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  and  $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$  Reaction Rates in Configuration 2 of Experiment 2.5

$^{58}\text{Ni},p$		$^{64}\text{Zn},p$	
Reaction rate ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	Statistical Error (%)	Reaction rate ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	Statistical Error (%)
$> 3\times 10^{-25}$	1	$> 3\times 10^{-26}$	1
$1\times 10^{-25}$	2	$1\times 10^{-26}$	2
$3\times 10^{-26}$	3	$3\times 10^{-27}$	3
$< 1\times 10^{-26}$	5	$< 1\times 10^{-27}$	5

Table 2.5.5. Comparison of Reaction Rates Measured in Configurations 1 and 2 of Experiment 2.5

Reaction	Ratio of reaction rates measured at X = 120 cm in the two configurations		
	line A	line B	line C
$^{64}\text{Zn},p$	1/4.18	1/1.45	1/1.13
$^{58}\text{Ni},p$	1/5.76	1/1.82	1/1.45
$^{197}\text{Au},\gamma,\text{Cd}$	1/3.62	1/3.34	1/3.14
$^{197}\text{Au},\gamma,\text{Bare}$	1/2.35	1/2.02	1/1.79

Table 2.6.1. Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )  
Measured in Experiment 2.6

Position Name	Z (cm)	$^{58}\text{Ni}, \text{p}$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare
Line A : X = 50.1 cm, Y = 0 cm				
A - 1	-20	6.26-26 <sup>a</sup>	5.81-23	2.26-22
2	0	7.32-26	5.89-23	2.62-22
3	20	6.36-26	5.32-23	2.37-22
4	60	1.91-26	2.74-23	1.23-22
5	100	5.53-27	1.04-23	4.26-23
6	140	1.83-27	3.50-24	1.42-23
7	180	8.34-28	1.40-24	5.18-24
8	220	4.35-28	6.42-25	2.24-24
9	260	2.71-28	3.88-25	1.31-24
Line B : X = 0 cm, Y = 50.1 cm				
B - 1	-20	1.39-24	3.42-22	1.17-21
2	0	1.63-24	3.28-22	1.34-21
3	20	1.36-24	2.63-22	1.13-21
4	60	3.59-25	1.01-22	4.32-22
5	100	6.42-26	2.81-23	1.10-22
6	140	1.04-26	8.22-24	2.98-23
7	180	2.94-27	3.19-24	1.08-23
8	220	1.35-27	1.57-24	5.00-24
9	260	7.45-28	1.11-24	3.34-24
Line C : X = -50.1 cm, Y = 0 cm				
C - 1	-20	7.29-24	2.10-21	7.84-21
2	0	8.21-24	1.72-21	7.88-21
3	20	6.30-24	1.25-21	5.97-21
4	60	9.83-25	3.00-22	1.32-21
5	100	7.32-26	4.50-23	1.75-22
6	140	9.07-27	1.12-23	3.78-23
7	180	2.36-27	4.39-24	1.32-23
8	220	1.09-27	2.14-24	6.21-24
9	260	6.21-28	1.64-24	4.33-24

<sup>a</sup>Read as  $6.26 \times 10^{-26}$

Table 2.6.2. The Thermal and Epithermal  
Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}$   
 $\cdot\text{W}^{-1}$ ) Measured in Experiment  
2.6

Position Name	$\phi_{\text{th}}$	$\theta'$
A - 1	1.88+00 <sup>a</sup>	8.10-02
2	2.27+00	8.22-02
3	2.05+00	7.42-02
4	1.07+00	3.82-02
5	3.59-01	1.45-02
6	1.19-01	4.88-03
7	4.20-02	1.95-03
8	1.77-02	8.96-04
9	1.02-02	5.41-04
B - 1	9.23+00	4.77-01
2	1.13+01	4.58-01
3	9.68+00	3.67-01
4	3.69+00	1.41-01
5	9.12-01	3.92-02
6	2.40-01	1.15-02
7	8.44-02	4.45-03
8	3.79-02	2.19-03
9	2.46-02	1.55-03
C - 1	6.43+01	2.92+00
2	6.88+01	2.40+00
3	5.29+01	1.74+00
4	1.14+01	4.19-01
5	1.45+00	6.28-02
6	2.95-01	1.56-02
7	9.72-02	6.12-03
8	4.48-02	2.99-03
9	2.95-02	2.29-03

<sup>a</sup>Read as  $1.88 \times 10^0$

Table 2.7.1. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{w}^{-1}$ ) and Gamma-Ray Dose Rates ( $\text{mR}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{w}^{-1}$ ) in Configuration 1 of Experiment 2.7

Position (cm)				$^{115}\text{In}, \text{n}$	$^{58}\text{Ni}, \text{p}$	$^{27}\text{Al}, \alpha$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$^7\text{LiF}$ (mR/h/W)
Name	X	Y	Z						
A- 1	3	0	0	3.36-22 <sup>a</sup>	2.41-22	2.62-24	4.76-20	1.51-19	8.42+02
2	20			1.79-22	1.36-22	1.63-24	2.38-20	8.61-20	4.13+02
3	40			8.72-23	6.82-23	8.47-25	1.39-20	4.21-20	2.14+02
4	60			4.68-23	3.69-23	4.76-25	7.48-21	2.29-20	1.14+02
5	80			2.69-23	2.21-23	2.77-25	4.22-21	1.21-20	6.84+01
6	100			1.65-23	1.36-23	1.78-25	2.38-21	6.42-21	4.09+01
7	120			1.05-23	8.31-24	1.18-25	1.38-21	4.03-21	2.50+01
8	140			6.84-24	5.60-24	8.54-26	8.92-22	2.47-21	1.69+01
9	160			4.72-24	3.74-24	5.88-26	5.72-22	1.55-21	1.09+01
10	180			3.22-24	2.57-24	4.25-26	4.31-22	1.15-21	7.32+00
11			15	3.80-24	3.01-24	4.43-26	3.27-22	9.91-22	9.22+00
12			20	2.41-24	2.03-24	2.73-26	2.51-22	7.17-22	3.89+00
13			40	2.32-25	1.26-25	8.17-28	1.13-22	3.24-22	6.55-01
14			60	7.77-26	3.00-26	1.81-28	5.81-23	1.54-22	3.68-01
15			80	3.54-26	1.06-26	6.16-29	2.84-23	7.51-23	2.07-01
16			100	1.94-26	5.57-27	2.89-29	1.50-23	3.77-23	1.22-01
17			120	1.18-26	2.16-27	-	9.00-24	2.25-23	7.4 -02
B- 1	1		15	2.43-22	1.74-22	2.09-24	3.79-20	1.25-19	6.51+02
7	120			9.40-24	8.32-24	1.07-25	1.45-21	4.35-21	2.30+01
13	165		80	3.30-26	1.13-26	3.84-29	1.61-23	7.65-23	1.95-01
C- 1	1	-15	0	3.66-22	2.51-22	2.99-24	5.10-20	1.66-19	9.71+02
7	120			1.06-23	9.22-24	1.24-25	1.52-21	4.08-21	2.61+01
14	180		80	3.36-26	1.21-26	5.66-29	1.62-23	7.84-23	1.42-01
D- 1	1	0	-15	4.76-22	3.20-22	3.77-24	6.39-20	2.14-19	1.17+03
7	120			1.06-23	8.95-24	1.19-25	1.50-21	4.70-21	2.48+01
16	195		80	3.55-26	1.38-26	7.79-29	1.59-23	7.90-23	2.01-01
E- 1	1	15	0	2.74-22	1.86-22	2.43-24	3.99-20	1.28-19	7.90+02
7	120			1.01-23	5.90-24	1.19-25	1.47-21	4.43-21	2.47+01
14	180		80	3.45-26	-	5.84-29	1.61-23	7.78-23	2.14-01

<sup>a</sup>Read as  $3.36 \times 10^{-22}$

Table 2.7.2. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ ) and Gamma-Ray Dose Rates ( $\text{mR}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ ) in Configuration 2 of Experiment 2.7

Position (cm)				$^{115}\text{In},n$	$^{58}\text{Ni},p$	$^{27}\text{Al},\alpha$	$^{197}\text{Au},\gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au},\gamma$ Bare	$^7\text{LiF}$ (mR/h/W)
Name	X	Y	Z						
A- 1	3	0	0		2.47-22		7.95-20	3.80-19	
2	20				2.59-23		8.56-21	8.69-20	
3	40				4.53-24		1.80-21	2.40-20	
4	60				1.36-24		6.50-22	9.29-21	
5	80				5.88-25		3.25-22	4.53-21	
6	100				3.39-25		1.88-22	2.47-21	
7	120				2.13-25		1.16-22	1.49-21	
8	140				1.46-25		8.01-23	9.25-22	
9	160				1.18-25		6.35-23	5.96-22	
10	180				1.25-25		6.09-23	7.21-22	
11			15		3.78-25		7.88-23	7.29-22	
12			20		3.76-25		6.69-23	5.44-22	
13			40		8.93-27		5.41-24	6.45-23	
14			60		1.13-27		8.66-25	1.54-23	
15			80		-		-	4.97-24	
16			100		-		-	1.94-24	
17			120		-		-	9.14-25	
B- 1	1	0	15	2.46-22 <sup>a</sup>	1.74-22	2.30-24	4.05-20	1.35-19	6.86+02
3	40			3.54-23	2.75-23	3.72-25	8.07-21	3.12-20	1.21+02
5	80			1.10-23	9.06-24	1.31-25	1.95-21	7.21-21	3.23+01
7	120			4.49-24	4.21-24	6.77-26	6.25-22	2.35-21	1.37+01
9	160			2.24-24	2.03-24	3.52-26	2.55-22	9.14-22	6.01+00
10	165		20	1.93-24	1.69-24	2.81-26	1.36-22	6.39-22	6.19+00
11			40	5.46-26	1.98-26	2.03-28	2.62-23	1.14-22	2.6 -01
12			60	1.92-26	4.17-27	3.61-29	9.50-24	4.21-23	1.41-01
13			80	-	2.07-27	8.90-30	4.23-24	1.80-23	1.07-01
14			100	-	-	-	2.05-24	9.01-24	8.46-02
15			120	-	-	-	1.18-24	5.12-24	5.23-02

<sup>a</sup>Read as  $2.46 \times 10^{-22}$

Table 2.7.2. (Continued)

Position (cm)				$^{115}\text{In}, n$	$^{58}\text{Ni}, p$	$^{27}\text{Al}, \alpha$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$^7\text{LiF}$ (mR/h/W)
Name	X	Y	Z						
C- 1	1	-15	0	3.53-22	2.42-22	3.16-24	5.55-20	1.87-19	9.34+02
3	40			5.63-23	4.93-23	7.27-25	9.51-21	3.65-20	1.76+02
5	80			1.67-23	1.53-23	2.62-25	2.19-21	8.05-21	5.74+01
7	120			6.93-24	6.57-24	1.21-25	7.04-22	2.67-21	2.25+01
9	160			3.41-24	3.20-24	6.37-26	3.04-22	1.10-21	1.11+01
10	180			2.04-24	2.29-24	4.90-26	2.30-22	8.19-22	7.70+00
11			20	3.58-25	2.27-25	4.45-27	8.25-23	3.23-22	7.95-01
12			40	5.34-26	2.56-26	-	2.55-23	1.12-22	1.97-01
13			60	2.00-26	-	-	9.63-24	4.20-23	1.25-01
14			80	-	-	-	4.37-24	1.80-23	8.07-02
15			100	-	-	-	2.16-24	8.98-24	4.23-02
16			120	-	-	-	1.28-24	5.04-24	2.82-02
D- 1	1	0	-15	4.64-22	3.25-22	3.74-24	6.83-20	2.36-19	1.10+03
3	40			6.07-23	5.18-23	7.31-25	1.02-20	3.83-20	2.01+02
5	80			1.75-23	1.56-23	2.46-25	2.26-21	8.41-21	5.41+01
7	120			7.08-24	6.68-24	1.14-25	7.35-22	2.71-21	2.04+01
9	160			3.66-24	3.50-24	6.31-26	3.09-22	1.16-21	1.16+01
10	180			2.68-24	2.37-24	4.66-26	2.40-22	8.96-22	8.55+00
11	195			2.26-24	1.90-24	3.78-26	2.30-22	9.05-22	7.31+00
12			0	2.19-25	1.17-25	1.01-27	1.09-22	4.69-22	6.22-01
13			20	2.05-25	1.46-25	3.06-27	5.92-23	2.67-22	1.17+00
14			40	3.86-26	1.84-26	-	2.28-23	1.00-22	1.89-01
15			60	1.48-26	-	-	9.12-24	3.96-23	1.07-01
16			80	7.63-27	-	-	4.21-24	1.75-23	6.64-02
17			100	4.42-27	-	-	2.33-24	8.75-24	4.62-02
18			120	2.86-27	-	-	1.38-24	4.88-24	3.02-02
E- 1	1	15	0	2.88-22	2.10-22	2.60-24	4.20-20	1.35-19	8.19+02
7	120			6.03-24	5.71-24	9.75-26	6.67-22	2.38-21	1.98+01
14	180		80	-	-	-	4.17-24	1.78-23	9.46-02

Table 2.7.3. Statistical Errors in the Measurement  
of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  and  $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$   
Reaction Rates in Configuration of  
Experiment 2.7

$^{58}\text{Ni},p$		$^{27}\text{Al},\alpha$	
Reaction rate ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	Statistical Error (%)	Reaction rate ( $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	Statistical Error (%)
$> 1\times 10^{-26}$	1	$> 1\times 10^{-27}$	1
$3\times 10^{-27}$	2	$3\times 10^{-28}$	2
$< 1\times 10^{-27}$	3	$1\times 10^{-28}$	3
		$3\times 10^{-29}$	4
		$< 1\times 10^{-29}$	5

Table 2.7.4. The Thermal and Epithermal Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ ) Measured in Experiment 2.7

Position	Configuration 1		Configuration 2	
	$\phi_0$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	$\theta'$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	$\phi_0$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )	$\theta'$ ( $\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ )
A- 1	1.14 +03 <sup>a</sup>	6.64 +01	3.39 +03	1.57 +02
2	6.92 +02	3.32 +01	8.98 +02	1.69 +01
3	3.11 +02	1.93 +01	2.55 +02	3.57 +00
4	1.70 +02	1.04 +01	9.88 +01	1.29 +00
5	8.64 +01	5.88 +00	4.83 +01	6.45 -01
6	4.43 +01	3.32 +00	2.62 +01	3.73 -01
7	2.91 +01	1.92 +00	1.57 +01	2.30 -01
8	1.73 +01	1.24 +00	9.68 +00	1.58 -01
9	1.07 +01	7.98 -01	6.09 +00	1.26 -01
10	7.85 +00	6.01 -01	7.58 +00	1.20 -01
11	7.29 +00	4.56 -01	7.45 +00	1.56 -01
12	5.12 +00	3.50 -01	5.45 +00	1.32 -01
13	2.32 +00	1.57 -01	6.78 -01	1.07 -02
14	1.04 +00	8.10 -02	1.67 -01	1.71 -02
15	5.11 -01	3.96 -02	5.40 -02	
16	2.47 -01	2.09 -02	2.11 -02	
17	1.47 -01	1.25 -02	9.94 -03	
B- 1	9.42 +02	5.28 +01	1.04 +03	5.65 +01
3			2.57 +02	1.12 +01
5			5.84 +01	2.72 +00
7	3.20 +01	2.02 +00	1.91 +01	8.71 -01
9			7.26 +00	3.55 -01
10			5.61 +00	1.89 -01
11			9.76 -01	3.65 -02
12			3.64 -01	1.32 -02
13	6.76 -01	2.24 -02	1.53 -01	5.90 -03
14			7.75 -02	2.86 -03
15			4.39 -02	1.64 -03

<sup>a</sup>Read as  $1.14 \times 10^3$

Table 2.7.4. (Continued)

Position	Configuration 1		Configuration 2	
	$\phi_0$ ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ )	$\theta'$ ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ )	$\phi_0$ ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ )	$\theta'$ ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ )
C- 1	1.27 +03	7.11 +01	1.45 +03	7.74 +01
3			3.00 +02	1.32 +01
5			6.51 +01	3.05 +00
7	2.80 +01	2.12 +00	2.18 +01	9.82 -01
9			8.77 +00	4.24 -01
10			6.53 +00	3.20 -01
11			2.67 +00	1.15 -01
12			9.65 -01	3.55 -02
13			3.61 -01	1.34 -02
14	6.95 -01	2.26 -02	1.51 -01	6.09 -03
15			7.60 -02	3.01 -03
16			4.18 -02	1.78 -03
D- 1	1.66 +03	8.91 +01	1.85 +03	9.52 +01
3			3.12 +02	1.42 +01
5			6.83 +01	3.15 +00
7	3.53 +01	2.09 +00	2.19 +01	1.02 +00
9			9.41 +00	4.31 -01
10			7.24 +00	3.34 -01
11			7.54 +00	3.20 -01
12			4.01 +00	1.52 -01
13			2.32 +00	8.25 -02
14			8.57 -01	3.18 -02
15			3.39 -01	1.27 -02
16	7.06 -01	2.21 -02	1.47 -01	5.87 -03
17			7.13 -02	3.25 -03
18			3.88 -02	1.92 -03
E- 1	9.75 +02	5.56 +01	1.02 +03	5.85 +01
7	3.26 +01	2.05 +00	1.90 +01	9.30 -01
14	6.90 -01	2.24 -02	1.52 -01	5.81 -03



Table 2.7.5. Comparison of Reaction Rates Measured at the Duct Mouth and Those Measured in the Water Shield of JRR-4. In This Table, D Means the Distance between Measured Position and Core Tank Surface.

Reaction	A: Measured at the Duct Mouth ( D = 22 cm )	B: Measured in Water Shield ( D = 20 cm )	Ratio A/B
$^{115}\text{In}, \text{n}$	6.00 $\times 10^{-22}$ <sup>a</sup>	5.66 $\times 10^{-22}$	1.06
$^{58}\text{Ni}, \text{p}$	4.30 $\times 10^{-22}$	4.09 $\times 10^{-22}$	1.05
$^{27}\text{Al}, \alpha$	4.96 $\times 10^{-24}$	4.83 $\times 10^{-24}$	1.03

<sup>a</sup>Read as  $6.00 \times 10^{-22}$

Table 2.8.1. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}.\text{W}^{-1}$ ) and Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2}.\text{sec}^{-1}.\text{W}^{-1}$ ) in Configuration 1L of Experiment 2.8

Position Name	$X^a$ (cm)	$^{58}\text{Ni}, p$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$\Phi_0$	$\theta'$
Line A: Y=0.0 cm, Z=14.65 cm						
A-1	1	7.89-24 <sup>b</sup>	7.36-21	1.54-20	8.52+01	1.46+01
	20	3.81-24	3.48-21	9.19-21	6.26+01	4.85+00
	40	1.80-24	1.59-21	4.33-21	3.01+01	2.22+00
	80	6.32-25	4.09-22	1.08-21	7.35+00	5.71-01
	120	2.99-25	1.35-22	3.53-22	2.38+00	1.88-01
	160	1.62-25	6.22-23	1.46-22	9.12-01	8.68-02
	200	9.92-26	3.10-23	7.22-23	4.48-01	4.32-02
	240	6.52-26	2.74-23	5.91-23	3.41-01	3.82-02
Line B: Y=14.65 cm, Z=0.0 cm						
B-1	1	8.98-24	8.44-21	1.84-20	1.06+02	1.68+01
	20	4.13-24	3.69-21	9.47-21	6.32+01	5.15+00
	40	1.89-24	1.63-21	4.33-21	2.95+01	2.27+00
	80	6.73-25	4.06-22	1.08-21	7.39+00	5.66-01
	120	3.13-25	1.36-22	3.50-22	2.34+00	1.90-01
	160	1.72-25	6.19-23	1.47-22	9.24-01	8.64-02
	200	1.04-25	3.12-23	7.38-23	4.63-01	4.35-02
	240	6.86-26	2.72-23	6.01-23	3.56-01	3.79-02
Line C: Y=0.0 cm, Z=-14.65 cm						
C-1	1	9.22-24	8.11-21	1.71-20	9.56+01	1.61+01
	20	4.11-24	3.73-21	9.72-21	6.57+01	5.20+00
	40	1.85-24	1.50-21	4.20-21	2.97+01	2.09+00
	80	6.58-25	3.95-22	1.08-21	7.51+00	5.51-01
	120	3.06-25	1.36-22	3.46-22	2.29+00	1.90-01
	160	1.77-25	6.08-23	1.45-22	9.15-01	8.48-02
	200	1.06-25	3.30-23	7.49-23	4.54-01	4.60-02
	240	6.91-26	2.58-23	5.78-23	3.46-01	3.60-02

<sup>a</sup>Distance from duct mouth

<sup>b</sup>Read as  $7.89 \times 10^{-24}$

Table 2.8.2. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}.\text{W}^{-1}$ ) and Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2}.\text{sec}^{-1}.\text{W}^{-1}$ ) in Configuration 1M of Experiment 2.8

Position Name	$^{58}\text{Ni}, \text{p}$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$\psi_0$	$\phi'$
Line A: Y=0.0 cm, Z=17.35 cm					
A-1	7.53-24 <sup>a</sup>	7.01-21	1.38-20	7.13+01	1.39+01
2	2.11-24	1.79-21	4.52-21	2.98+01	2.50+00
3	7.48-25	5.15-22	1.23-21	7.79+00	7.18-01
4	1.96-25	8.39-23	1.80-22	1.03+00	1.17-01
5	8.18-26	2.49-23	4.93-23	2.61-01	3.47-02
6	4.17-26	1.13-23	2.04-23	9.55-02	1.58-02
7	2.38-26	5.39-24	1.00-23	4.90-02	7.52-03
8	1.50-26	4.58-24	8.15-24	3.76-02	6.39-03
Line B: Y=17.35 cm, Z=0.0 cm					
B-1	9.04-24	8.23-21	1.76-20	9.94+01	1.63+01
2	2.58-24	1.93-21	5.01-21	3.38+01	2.69+00
3	8.88-25	5.42-22	1.31-21	8.38+00	7.56-01
4	2.39-25	8.78-23	1.91-22	1.12+00	1.22-01
5	9.84-26	2.62-23	5.37-23	2.95-01	3.66-02
6	5.11-26	1.18-23	2.22-23	1.10-01	1.65-02
7	2.95-26	6.14-24	1.15-23	5.67-02	8.57-03
8	1.84-26	4.75-24	9.08-24	4.60-02	6.63-03
Line C: Y=0.0 cm, Z=-17.35 cm					
C-1	8.92-24	8.20-21	1.63-20	8.53+01	1.63+01
2	2.64-24	1.93-21	5.30-21	3.70+01	2.69+00
3	9.17-25	5.05-22	1.27-21	8.35+00	7.05-01
4	2.39-25	8.27-23	1.89-22	1.16+00	1.15-01
5	1.02-25	2.56-23	5.12-23	2.74-01	3.57-02
6	5.41-26	1.12-23	2.18-23	1.13-01	1.56-02
7	3.25-26	6.07-24	1.13-23	5.54-02	8.47-03
8	1.94-26	4.67-24	8.75-24	4.32-02	6.52-03

<sup>a</sup>Read as  $7.53 \times 10^{-24}$

Table 2.8.3. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ ) and Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ ) in Configuration 1S of Experiment 2.8

Position Name	$^{58}\text{Ni}, p$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$\phi_0$	$\theta'$
Line A: Y=0.0 cm, Z=18.6 cm					
A-1	6.94-24 <sup>a</sup>	5.44-21	1.19-20	6.78+01	1.08+01
2	1.12-24	5.75-22	1.62-21	1.15+01	8.02-01
3	2.64-25	9.65-23	2.37-22	1.53+00	1.35-01
4	4.75-26	1.09-23	2.50-23	1.53-01	1.52-02
5	1.70-26	3.04-24	6.38-24	3.60-02	4.24-03
6	7.73-27	1.29-24	2.66-24	1.47-02	1.80-03
7	4.23-27	7.92-25	1.44-24	6.83-03	1.10-03
8	2.51-27	7.34-25	1.21-24	4.93-03	1.02-03
Line B: Y=18.6 cm, Z=0.0 cm					
B-1	8.84-24	5.94-21	1.53-20	1.02+02	1.18+01
2	1.48-24	6.55-22	1.88-21	1.35+01	9.14-01
3	3.71-25	1.14-22	2.75-22	1.75+00	1.59-01
4	7.31-26	1.34-23	3.06-23	1.86-01	1.87-02
5	2.65-26	4.00-24	8.34-24	4.68-02	5.58-03
6	1.26-26	1.59-24	3.38-24	1.92-02	2.22-03
7	6.96-27	9.82-25	1.77-24	8.29-03	1.37-03
8	4.17-27	8.28-25	1.38-24	5.75-03	1.16-03
Line C: Y=0.0 cm, Z=-18.6 cm					
C-1	8.16-24	6.44-21	1.34-20	7.38+01	1.28+01
2	1.31-24	6.60-22	1.87-21	1.33+01	9.21-01
3	3.18-25	1.13-22	2.61-22	1.61+00	1.58-01
4	5.62-26	1.15-23	2.52-23	1.48-01	1.60-02
5	1.94-26	3.74-24	6.68-24	3.08-02	5.22-03
6	8.52-27	1.52-24	2.59-24	1.11-02	2.12-03
7	4.55-27	8.17-25	1.36-24	5.60-03	1.14-03
8	2.87-27	6.93-25	1.09-24	4.04-03	9.67-04

<sup>a</sup>Read as  $6.94 \times 10^{-24}$

Table 2.8.4. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ ) and Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ ) in Configuration 2L of Experiment 2.8

Position Name	$^{58}\text{Ni}, \text{p}$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$\phi_0$	$\sigma$
Line A: Y=0.0 cm, Z=94.65 cm					
A-1	2.73-25 <sup>a</sup>	7.11-22	1.54-21	8.87+00	1.41+00
2	1.21-25	3.61-22	9.20-22	6.11+00	5.04-01
3	5.11-26	1.63-22	4.43-22	3.07+00	2.27-01
4	1.33-26	4.18-23	1.06-22	7.03-01	5.83-02
5	4.54-27	1.36-23	3.31-23	2.12-01	1.90-02
6	2.11-27	6.11-24	1.35-23	7.96-02	8.52-03
7	1.20-27	3.06-24	6.50-24	3.70-02	4.27-03
8	8.35-28	2.53-24	5.16-24	2.82-02	3.53-03
Line B: Y=14.65 cm, Z=80.0 cm					
B-1	6.37-25	9.70-22	2.09-21	1.19+01	1.93+00
2	3.66-25	4.34-22	1.07-21	6.95+00	6.05-01
3	1.35-25	1.80-22	4.80-22	3.29+00	2.51-01
4	2.36-26	4.31-23	1.07-22	6.97-01	6.01-02
5	7.27-27	1.42-23	3.42-23	2.18-01	1.98-02
6	3.79-27	6.45-24	1.42-23	8.37-02	9.00-03
7	1.94-27	3.32-24	6.49-24	3.37-02	4.63-03
8	1.32-27	2.74-24	5.53-24	2.99-02	3.82-03
Line C: Y=0.0 cm, Z=65.35 cm					
C-1	1.32-24	1.32-21	2.82-21	1.59+01	2.62+00
2	3.39-25	4.99-22	1.29-21	8.65+00	6.96-01
3	9.69-26	1.82-22	4.78-22	3.25+00	2.54-01
4	1.73-26	4.48-23	1.12-22	7.34-01	6.25-02
5	7.10-27	1.53-23	3.55-23	2.19-01	2.13-02
6	3.66-27	6.94-24	1.50-23	8.69-02	9.68-03
7	2.03-27	3.90-24	7.59-24	3.94-02	5.44-03
8	1.43-27	2.78-24	5.71-24	3.14-02	3.88-03

<sup>a</sup>Read as  $2.73 \times 10^{-25}$

Table 2.8.5. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ ) and Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ ) in Configuration 2M of Experiment 2.8

Position Name	$^{58}\text{Ni}, \text{p}$	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$\Phi_0$	$\theta'$
Line A: Y=0.0 cm, Z=97.35 cm					
A-1	1.70-25 <sup>a</sup>	6.85-22	1.33-21	6.74+00	1.36+00
2	3.77-26	1.61-22	3.94-22	2.54+00	2.25-01
3	1.05-26	4.73-23	1.13-22	7.15-01	6.60-02
4	1.93-27	8.00-24	1.66-23	9.27-02	1.12-02
5	5.53-28	2.37-24	4.45-24	2.21-02	3.31-03
6	1.50-28	1.14-24	1.88-24	7.66-03	1.59-03
7	5.62-29	5.80-25	9.51-25	3.83-03	8.09-04
8	-	4.26-25	7.32-25	3.20-03	5.94-04
Line B: Y=17.35 cm, Z=80.0 cm					
B-1	5.55-25	1.08-21	2.23-21	1.21+01	2.14+00
2	1.70-25	2.39-22	6.03-22	3.97+00	3.33-01
3	4.68-26	6.73-23	1.58-22	9.87-01	9.39-02
4	6.15-27	1.09-23	2.15-23	1.13-01	1.52-02
5	1.86-27	3.26-24	5.87-24	2.75-02	4.55-03
6	7.81-28	1.54-24	2.54-24	1.04-02	2.15-03
7	3.71-28	7.83-25	1.25-24	4.81-03	1.09-03
8	2.13-28	6.10-25	1.02-24	4.25-03	8.51-04
Line C: Y=0.0 cm, Z=62.65 cm					
C-1	1.10-24	1.74-21	3.32-21	1.65+01	3.45+00
2	1.81-25	3.32-22	8.52-22	5.69+00	4.63-01
3	3.82-26	7.80-23	1.81-22	1.19+00	1.09-01
4	5.15-27	1.23-23	2.46-23	1.32-01	1.72-02
5	1.87-27	3.90-24	6.73-24	2.97-02	5.44-03
6	8.57-28	1.80-24	2.97-24	1.21-02	2.51-03
7	4.52-28	9.75-25	1.53-24	5.67-03	1.36-03
8	2.64-28	7.18-25	1.21-24	5.09-03	1.00-03

<sup>a</sup>Read as  $1.70 \times 10^{-25}$

Table 2.8.6. Measured Reaction Rates ( $\text{sec}^{-1}.\text{W}^{-1}$ ) and Neutron Fluxes ( $\text{cm}^{-2}.\text{sec}^{-1}.\text{W}^{-1}$ ) in Configuration 3L of Experiment 2.8

Position Name	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Cadmium Covered	$^{197}\text{Au}, \gamma$ Bare	$\phi_0$	$\theta'$
Line A: Y=0.0 cm, Z=174.65 cm				
A-1	8.82-23 <sup>a</sup>	2.41-22	1.68+00	1.75-01
2	3.55-23	1.05-22	7.65-01	4.95-02
3	1.53-23	4.47-23	3.24-01	2.13-02
4	3.82-24	1.03-23	7.10-02	5.33-03
5	1.35-24	3.35-24	2.18-02	1.88-03
6	6.27-25	1.43-24	8.71-03	8.75-04
7	3.22-25	7.31-25	4.43-03	4.49-04
8	2.70-25	5.93-25	3.48-03	3.77-04
Line B: Y=14.65 cm, Z=160.0 cm				
B-1	1.06-22	2.02-22	1.00+00	2.10-01
2	4.05-23	9.76-23	6.22-01	5.65-02
3	1.65-23	4.29-23	2.89-01	2.30-02
4	3.93-24	1.03-23	6.98-02	5.48-03
5	1.35-24	3.31-24	2.14-02	1.88-03
6	6.29-25	1.44-24	8.77-03	8.78-04
7	3.37-25	7.35-25	4.30-03	4.70-04
8	2.81-25	6.03-25	3.46-03	3.92-04
Line C: Y=0.0 cm, Z=145.35 cm				
C-1	1.27-22	2.71-22	1.53+00	2.52-01
2	4.31-23	1.13-22	7.65-01	6.01-02
3	1.50-23	4.30-23	3.08-01	2.09-02
4	3.81-24	1.02-23	7.01-02	5.32-03
5	1.33-24	3.33-24	2.18-02	1.86-03
6	6.23-25	1.42-24	8.61-03	8.69-04
7	3.31-25	7.48-25	4.50-03	4.62-04
8	2.70-25	5.82-25	3.36-03	3.77-04

<sup>a</sup>Read as  $8.82 \times 10^{-23}$

Table 3.1.1. The Energy Group Structure for Two-Dimensional Calculation by the DOT-III Code

Group No.	Upper Energy (eV)	Group No.	Upper Energy (eV)
1	$1.49 \times 10^7$	16	$1.11 \times 10^5$
2	$9.05 \times 10^6$	17	$6.74 \times 10^4$
3	$6.70 \times 10^6$	18	$4.09 \times 10^4$
4	$5.49 \times 10^6$	19	$2.48 \times 10^4$
5	$4.49 \times 10^6$	20	$1.17 \times 10^4$
6	$3.68 \times 10^6$	21	$5.53 \times 10^3$
7	$3.01 \times 10^6$	22	$2.61 \times 10^3$
8	$2.47 \times 10^6$	23	$1.23 \times 10^3$
9	$2.02 \times 10^6$	24	$3.54 \times 10^2$
10	$1.65 \times 10^6$	25	$1.01 \times 10^2$
11	$1.35 \times 10^6$	26	$2.90 \times 10^1$
12	$1.11 \times 10^6$	27	$1.07 \times 10^1$
13	$6.72 \times 10^5$	28	$3.06 \times 10^0$
14	$3.69 \times 10^5$	29	$1.13 \times 10^0$
15	$2.02 \times 10^5$	30*	$4.14 \times 10^{-1}$

\* Lowest energy is  $1.0 \times 10^{-3}$  eV.

Table 4.2.1. Comparison of the Measured Attenuation Rates and Those Calculated with the PALLAS-2DCY-FC Code in Configuration 1L of Experiment 2.8

X (cm)	$^{197}\text{Au}, \gamma, \text{Bare}$			$^{197}\text{Au}, \gamma, \text{Cd Covered}$			$^{58}\text{Ni}, \text{p}$		
	CAL	EXP	C/E	CAL	EXP	C/E	CAL	EXP	C/E
80	$6.40 \times 10^{-2}$ <sup>a</sup>	$6.23 \times 10^{-2}$	1.02	$5.23 \times 10^{-2}$	$5.00 \times 10^{-2}$	1.04	$8.28 \times 10^{-2}$	$7.51 \times 10^{-2}$	1.10
120	$2.06 \times 10^{-2}$	$2.02 \times 10^{-2}$	1.02	$1.70 \times 10^{-2}$	$1.68 \times 10^{-2}$	1.01	$3.24 \times 10^{-2}$	$3.51 \times 10^{-2}$	0.92
160	$8.84 \times 10^{-3}$	$8.44 \times 10^{-3}$	1.05	$7.61 \times 10^{-3}$	$7.63 \times 10^{-3}$	1.00	$1.69 \times 10^{-2}$	$1.95 \times 10^{-2}$	0.87
200	$4.92 \times 10^{-3}$	$4.25 \times 10^{-3}$	1.15	$4.28 \times 10^{-3}$	$3.90 \times 10^{-3}$	1.10	$1.06 \times 10^{-2}$	$1.18 \times 10^{-2}$	0.90

<sup>a</sup>Read as  $6.40 \times 10^{-2}$



Table 4.2.2. Comparison of the Attenuation Rates Calculated with the PALLAS-2DCY-FC Code for the 0.2- to 1.0-cm-Thick Wall

Neutron Energy	X (cm)	Steel Wall Thickness (cm)				
		0.2	0.4	0.6	0.8	1.0
Thermal	40.0	1.44	1.14	1.00	0.92	0.86
	100.0	1.87	1.19	1.00	0.92	0.84
	152.5	1.81	1.09	1.00	0.97	0.91
	217.5	1.46	1.01	1.00	1.01	0.97
3.55 eV	40.0	1.15	1.03	1.00	0.91	0.98
	100.0	1.18	0.99	1.00	1.02	1.03
	152.5	1.11	0.94	1.00	1.07	1.09
	217.5	1.01	0.92	1.00	1.09	1.13
1.05 MeV	40.0	0.93	0.96	1.00	1.04	1.07
	100.0	0.93	0.96	1.00	1.03	1.06
	152.5	0.95	0.96	1.00	1.02	1.05
	217.5	0.95	0.96	1.00	1.02	1.05

Table 4.2.3. Dimensions of the Steel-Walled Annular Ducts Used in the Experiments. The Symbols in This Table Are Explained in Fig.2.8.3. The Dimensions Are in Centimetres.

Experiment Number	R	t <sub>1</sub>	r	t <sub>2</sub>	δ	ℓ	S <sub>ℓ</sub>	√S <sub>ℓ</sub>
2.4	107.5	2.0	87.5	5.0	20.0	195	3482	59.0
	97.5	1.0	87.5	5.0	10.0	195	1191	34.5
2.5	20.0	0.45	10.0	0.45	10.0	150	498	22.3
2.6	29.8	0.64	20.3	0.64	9.5	298	585	24.2
2.7	20.0	0.60	10.8	0.65	9.2	180/140	443	21.1
2.8	19.7	0.64	9.6	0.53	10.1	250	500	22.4
	19.7	0.64	15.0	0.80	4.7	250	168	13.0
	19.7	0.64	17.5	0.49	2.2	250	55.1	7.42

Table 4.2.4. Dimensions of the Steel-Walled Annular Ducts  
 Used in a Reference Experiment (Ref.4). The  
 Symbols in This Table Are Explained in Fig.2.8.3.  
 The Dimensions Are in Centimetres.

R	$t_1$	r	$t_2$	$\delta$	$l$	$S_l$	$\sqrt{S_l}$
9.53	0.64	5.08	0.38	4.45	$\sim 200$	103	10.1
		6.35		3.81		63.7	7.98
		7.62		1.91		30.4	5.51
		8.26		1.27		16.8	4.09
		8.89		0.64		5.99	2.45
		9.21		0.32		2.13	1.46

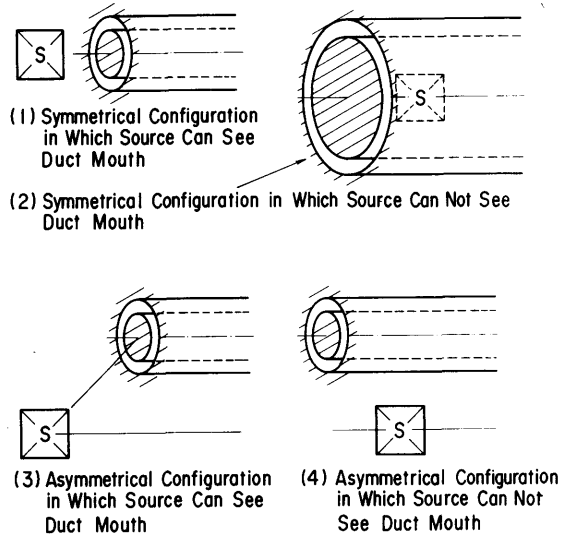


Fig. 2.1.1. Classification of annular duct geometries.

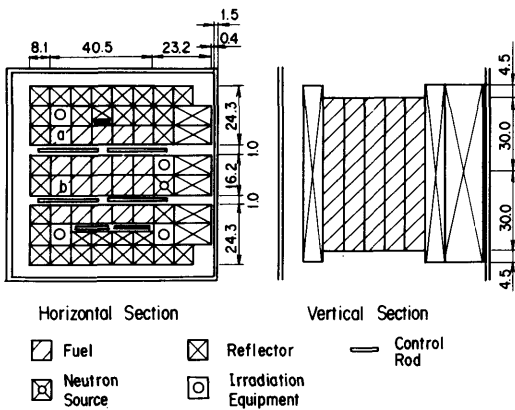


Fig. 2.2.1. Horizontal and vertical cross sections of the JRR-4 reactor core. In experiment 2.7 for a bent duct, the two fuel elements marked a and b are replaced by a graphite reflector element and an element containing an instrumental tube, respectively. Dimensions are in centimetres.

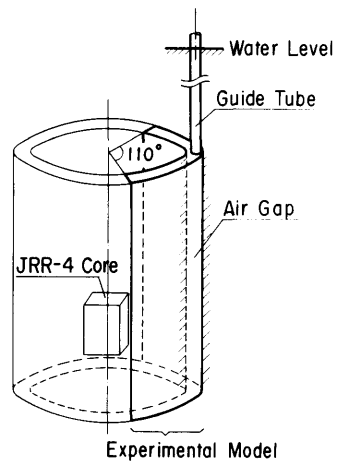


Fig. 2.4.1. Sketch of an experimental model of symmetrical configuration in which source can not see duct mouth. The model simulates the air gap between the reactor vessel and the primary shield.

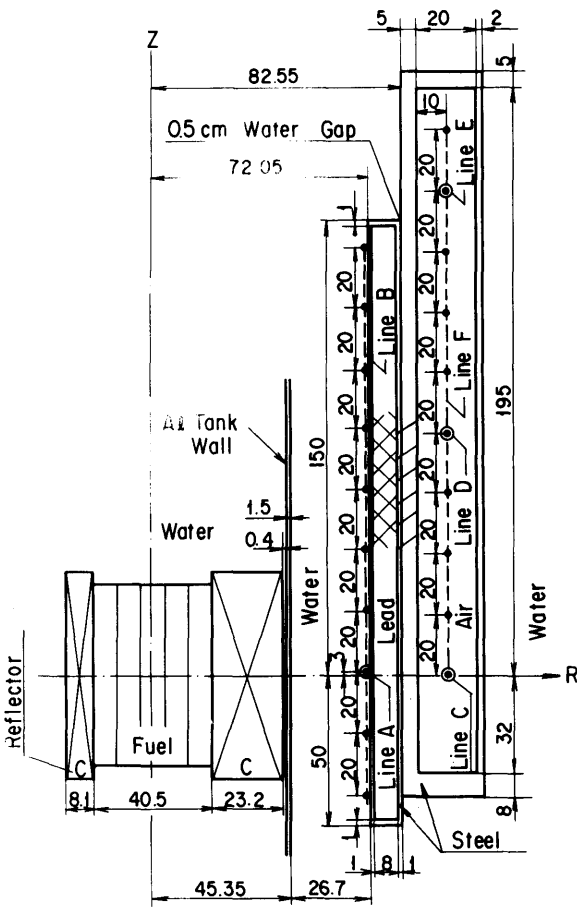


Fig.2.4.2. Vertical cross section of experimental configuration for air gap width of 20 cm and measurement lines. Dimensions are in centimetres.

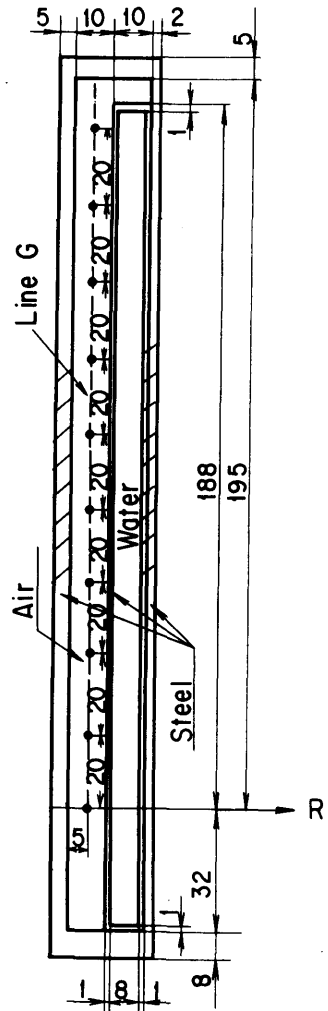


Fig.2.4.3. Configuration of duct model for air gap width of 10 cm and a measurement line. Dimensions are in centimetres.

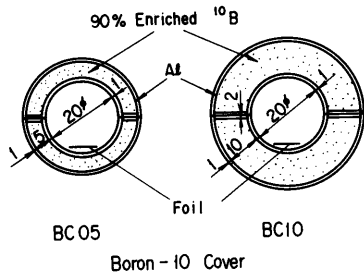


Fig. 2.4.4. Dimensions of boron covers.

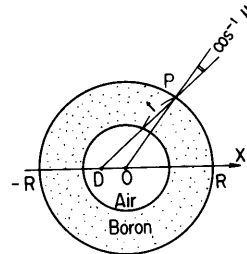


Fig. 2.4.5. Calculational model of boron cover. Neutron source having isotropic angular distribution was input at the outer boundary of spherical layer.

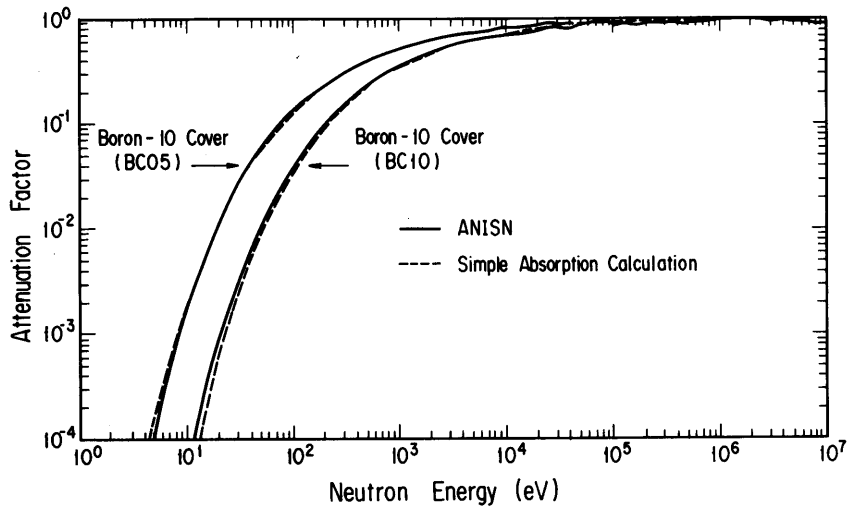


Fig. 2.4.6. Comparison of attenuation factors obtained by the ANISN code and a simple absorption calculation.

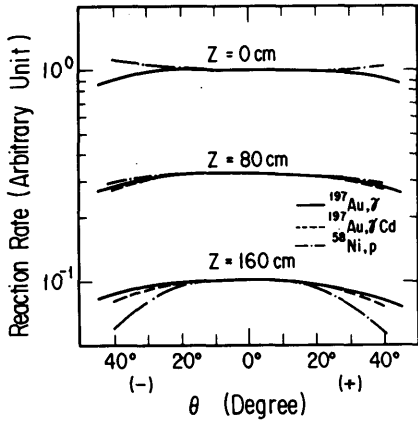


Fig.2.4.7. The fast, epithermal, and thermal neutron flux distributions measured on the lines C, D, and E.

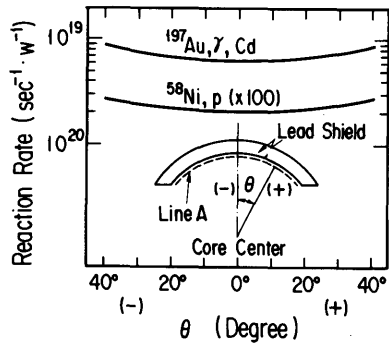


Fig.2.4.8. Neutron flux distributions on the line A measured by nickel and cadmium covered gold foils.

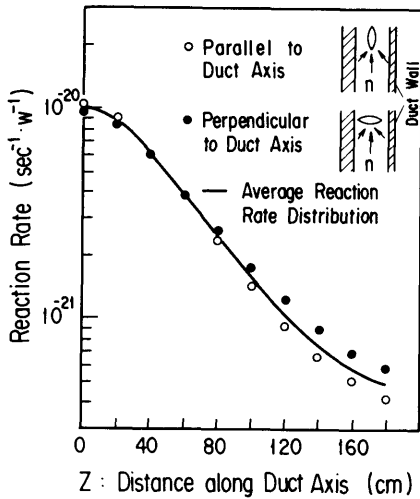


Fig.2.4.9. Comparison of reaction rates measured by cadmium covered gold foils set parallel and perpendicular to duct axis.

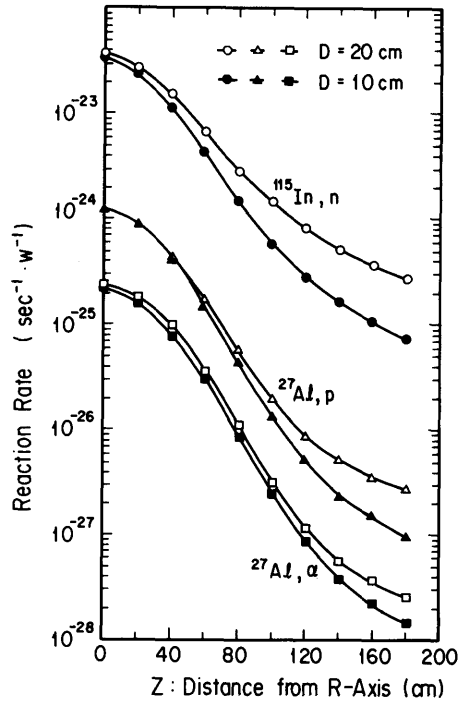


Fig.2.4.10. Comparison of the fast neutron flux distributions measured in 10 and 20 cm air gap widths.

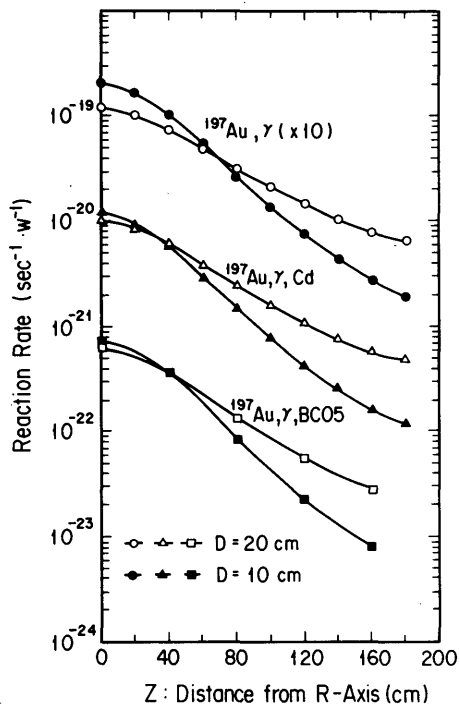


Fig. 2.4.11. Comparison of the slow neutron flux distributions measured in 10 and 20 cm air gap widths.

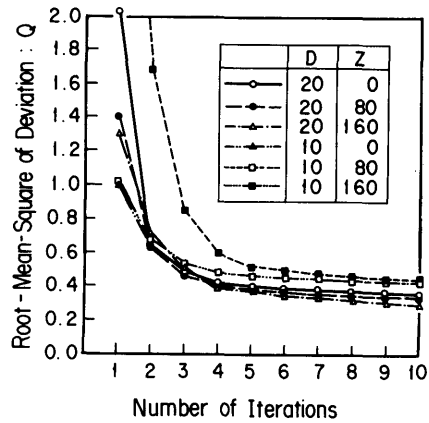


Fig. 2.4.12. Variations of the root-mean-square of deviation,  $Q$ , with respect to the iteration number.

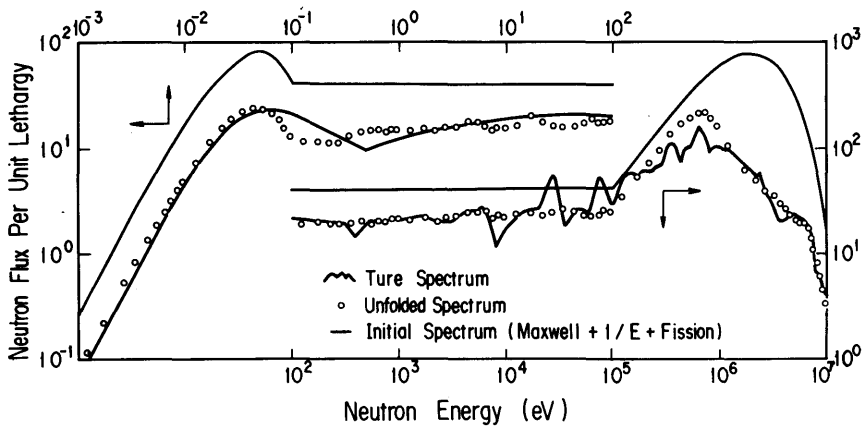


Fig. 2.4.13. Test calculation on reproducibility of true spectrum by SAND-II unfolding.

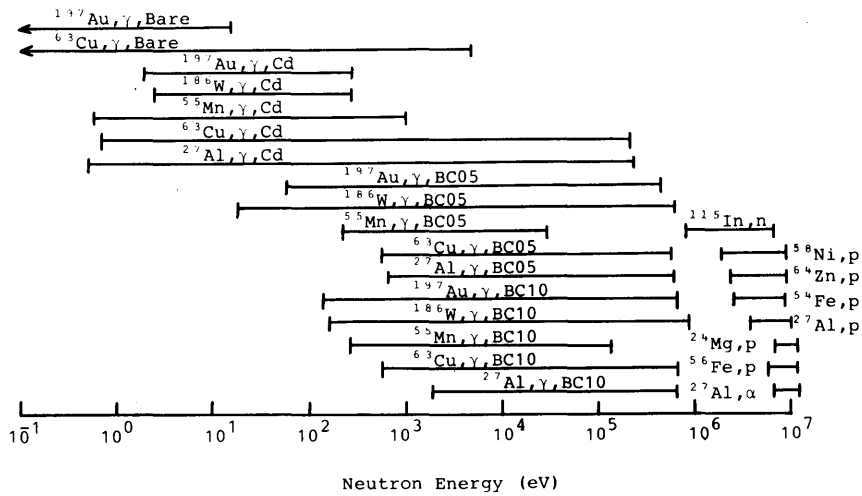


Fig. 2.4.14. 90% response ranges of 25 kinds of activation detectors.

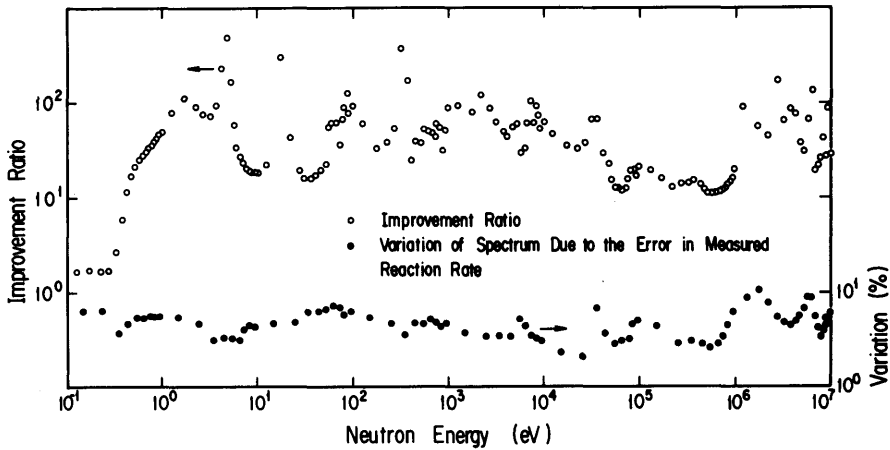


Fig. 2.4.15. Improvement ratio for initial spectral information and spectral variation due to error included in



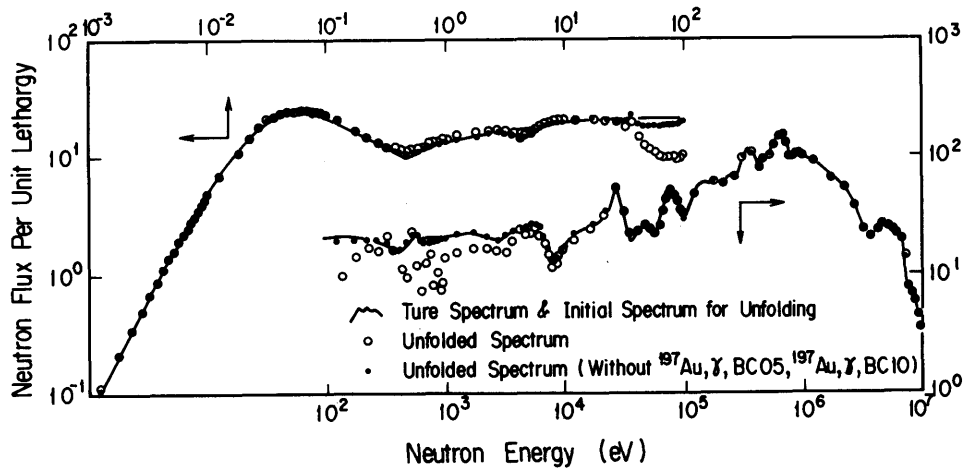


Fig.2.4.16. Test calculation with respect to activation cross section files.

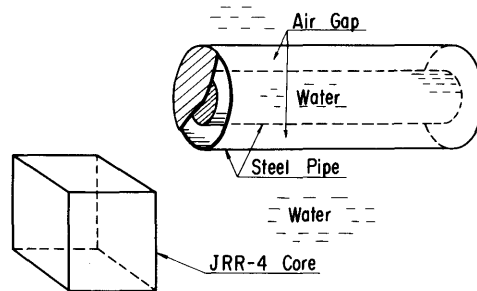


Fig.2.5.1. Sketch of asymmetrical configuration of experiment 2.5 in which source can see duct mouth.

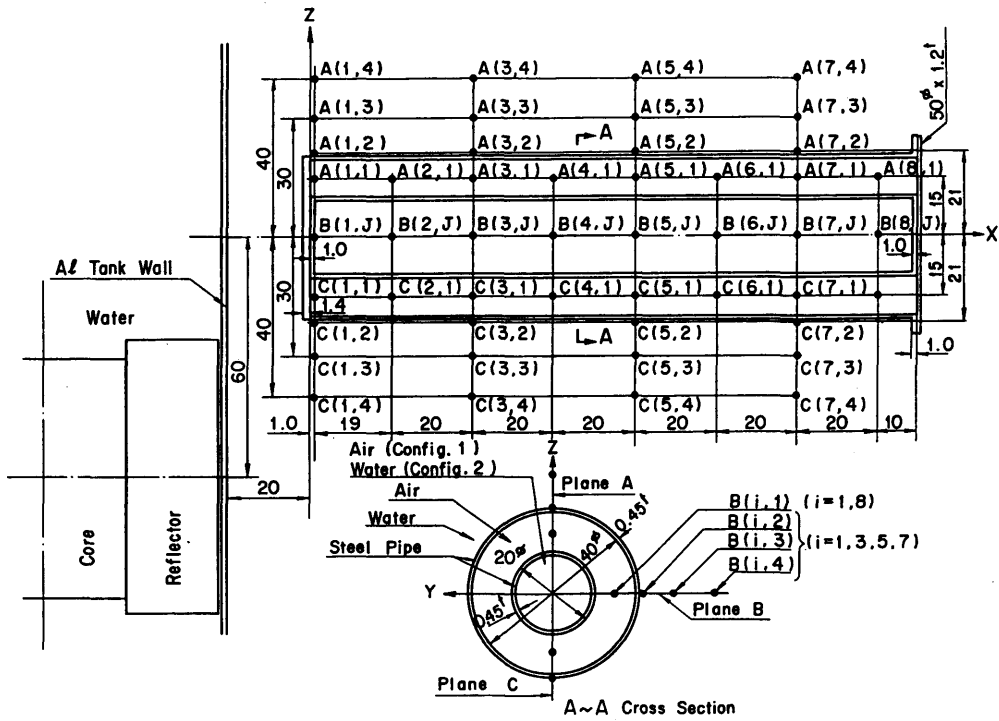


Fig.2.5.2. The experimental configuration simulating the main coolant pipe penetrating the primary shield. The measurement positions are shown as A(1.1), etc. The dimensions are in centimetres.

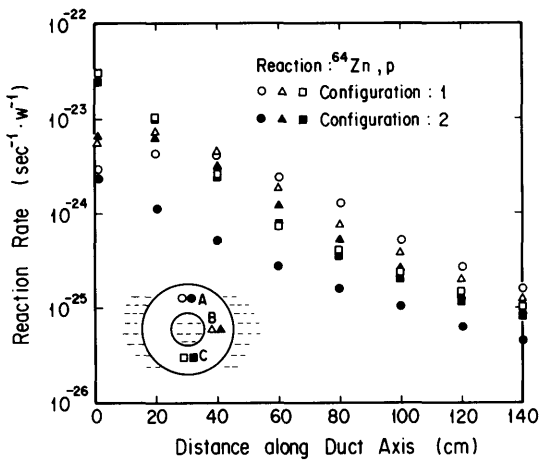


Fig.2.5.3.  $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$  reaction rates measured along duct axis in configurations 1 and 2.

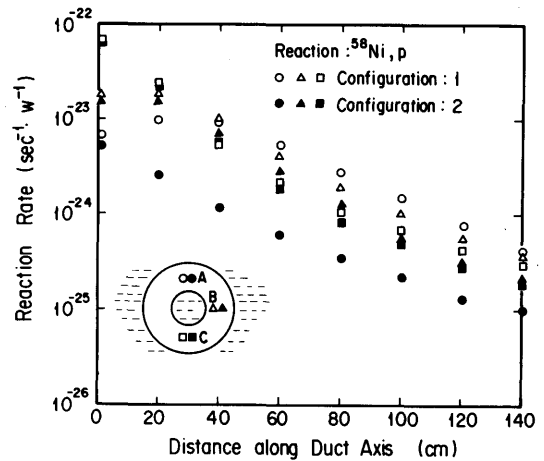


Fig.2.5.4.  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  reaction rates measured along duct axis in configurations 1 and 2.

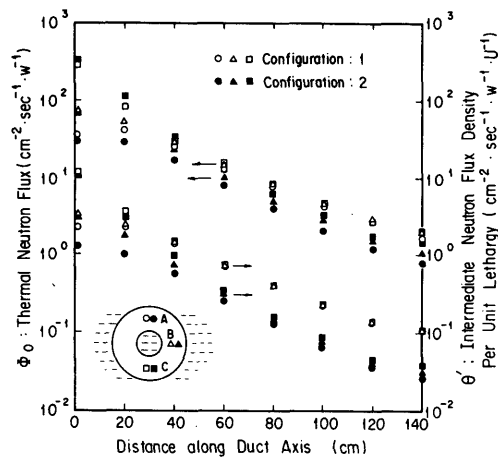


Fig.2.5.5. The thermal and epithermal neutron fluxes measured along duct axis in configurations 1 and 2.

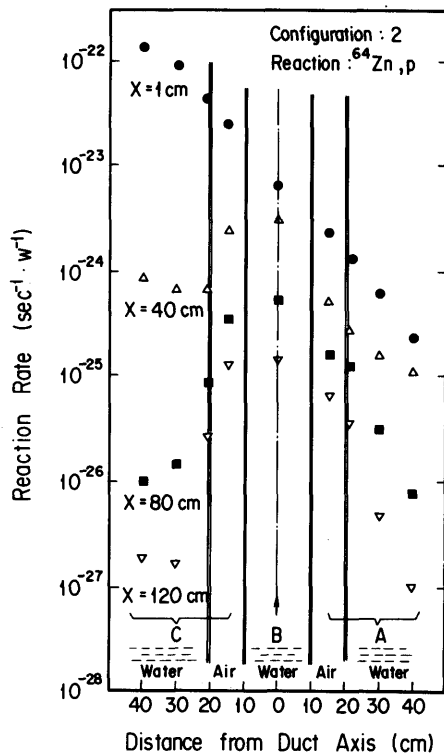


Fig. 2.5.6. Radial distributions of  $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$  reaction rates measured in configuration 2.

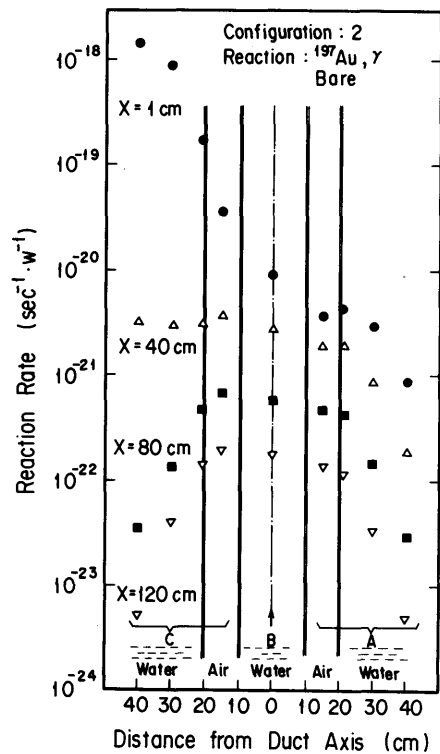


Fig. 2.5.7. Radial distributions of  $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$ , bare, reaction rates measured in configuration 2.

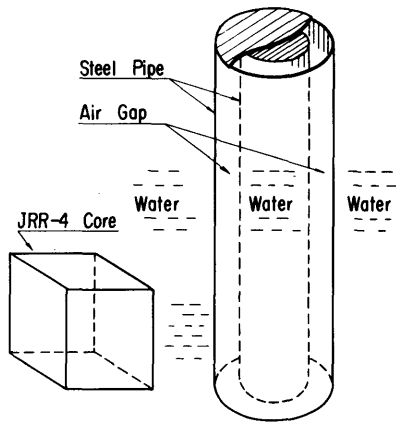


Fig. 2.6.1. Sketch of asymmetrical configuration of experiment 2.6 in which source can not see duct mouth.

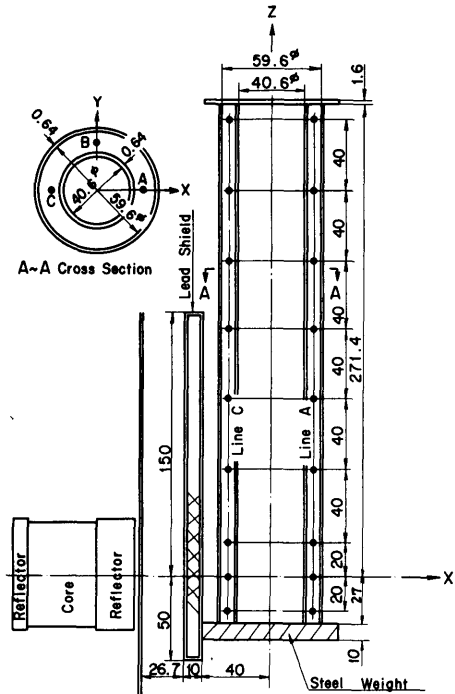


Fig. 2.6.2. The experimental configuration simulating the shield around the primary circulating pump of the integrated type marine reactor. Measurements were taken along lines designated as line A, etc. Dimensions are in centimetres.

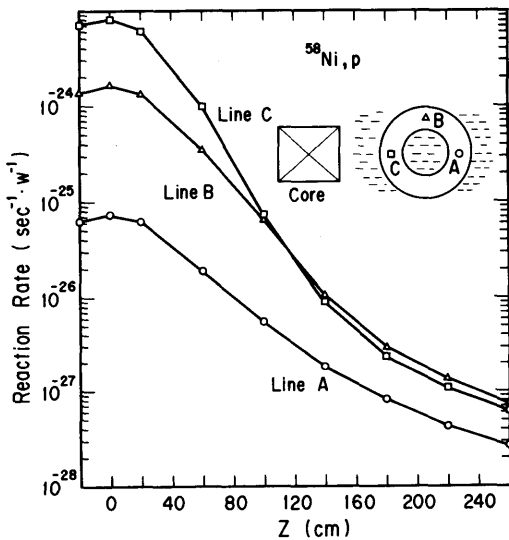


Fig. 2.6.3.  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  reaction rates measured along duct axis.

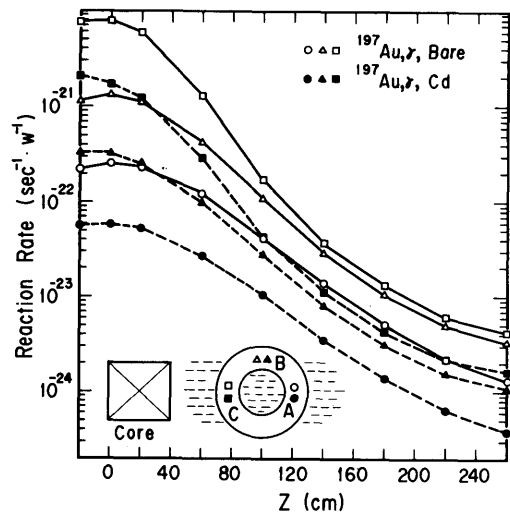


Fig. 2.6.4. Bare and cadmium covered  $^{197}\text{Au}(n,\gamma)$   $^{198}\text{Au}$  reaction rates measured along duct axis.

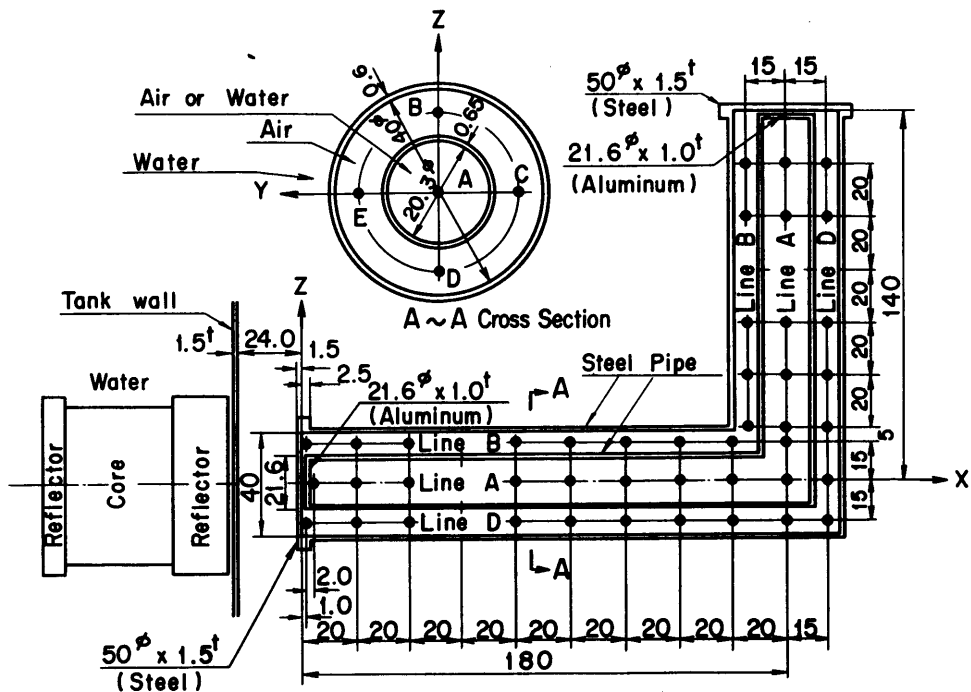


Fig. 2.7.1. The experimental configuration of the one-bend annular duct. Measurements were made along line A, etc. Dimensions are in centimetres.

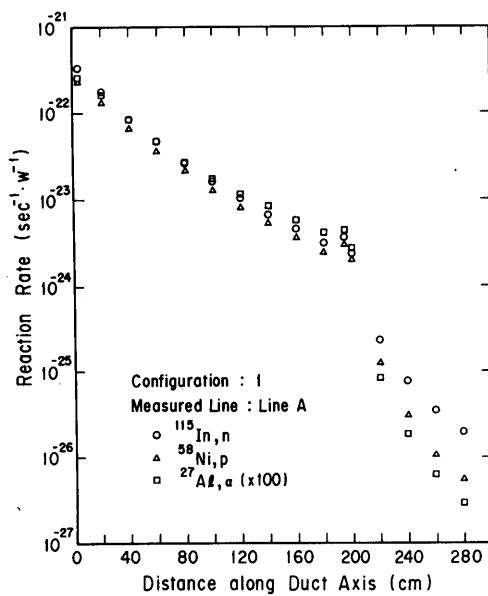


Fig. 2.7.2. Axial distributions of  $^{115}\text{In}(n,n')$ ,  $^{115\text{m}}\text{In}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n,p)$ ,  $^{58}\text{Co}$ , and  $^{27}\text{Al}(n,\alpha)$   $^{24}\text{Na}$  reaction rates measured in configuration 1.

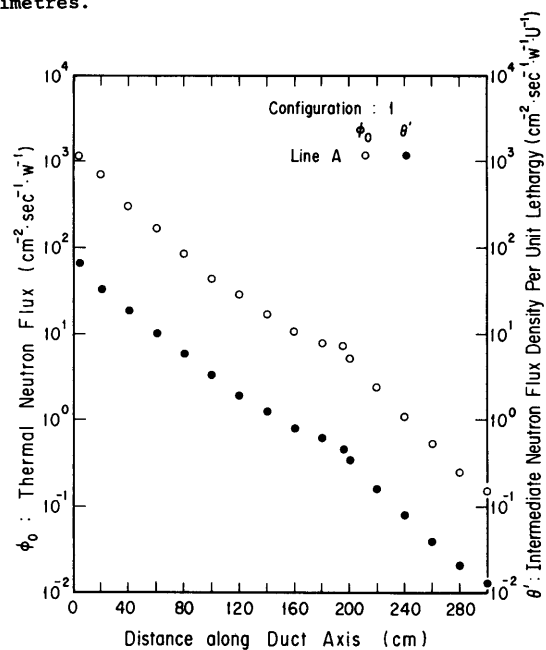


Fig. 2.7.3. Axial distributions of thermal and epithermal neutron fluxes measured in configuration 1.

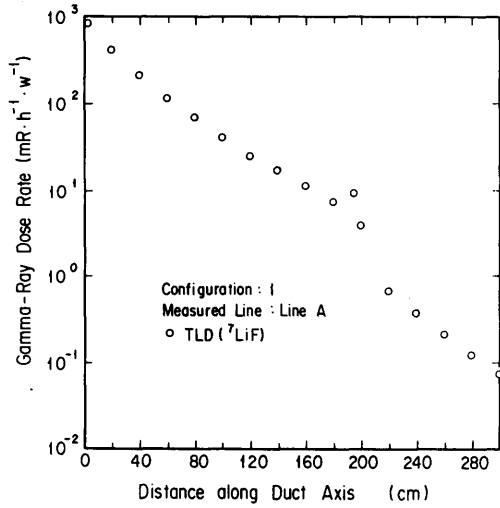


Fig. 2.7.4. Axial distributions of gamma-ray dose rates measured in configuration 1.

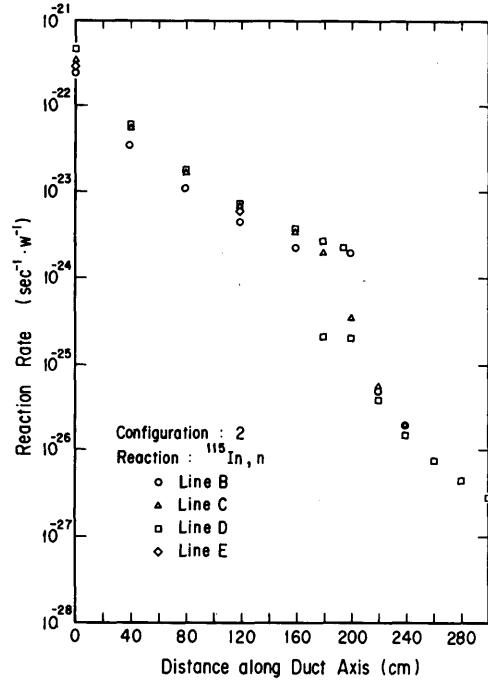


Fig. 2.7.5. Axial distributions of  $^{115}\text{In}(n,n')$   $^{115m}\text{In}$  reaction rates measured in configuration 2.

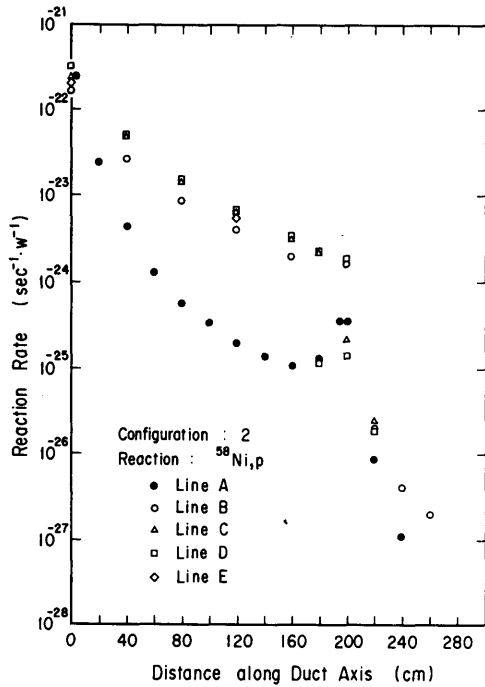


Fig. 2.7.6. Axial distributions of  $^{58}\text{Ni}(n,p)$   $^{58}\text{Co}$  reaction rates measured in configuration 2.

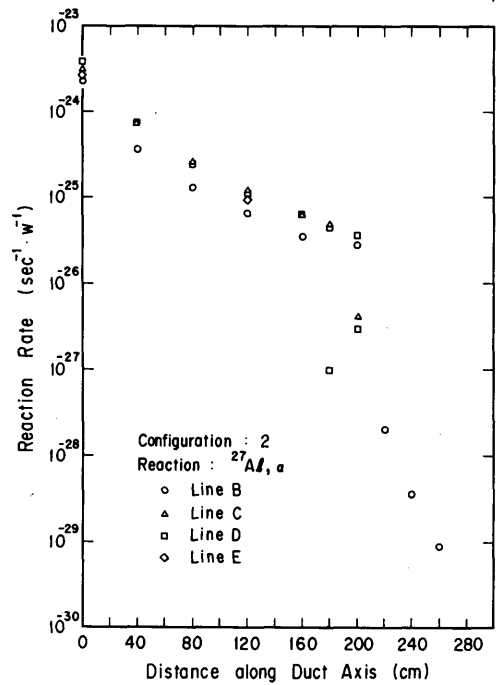


Fig. 2.7.7. Axial distributions of  $^{27}\text{Al}(n,\alpha)$   $^{24}\text{Na}$  reaction rates measured in configuration 2.

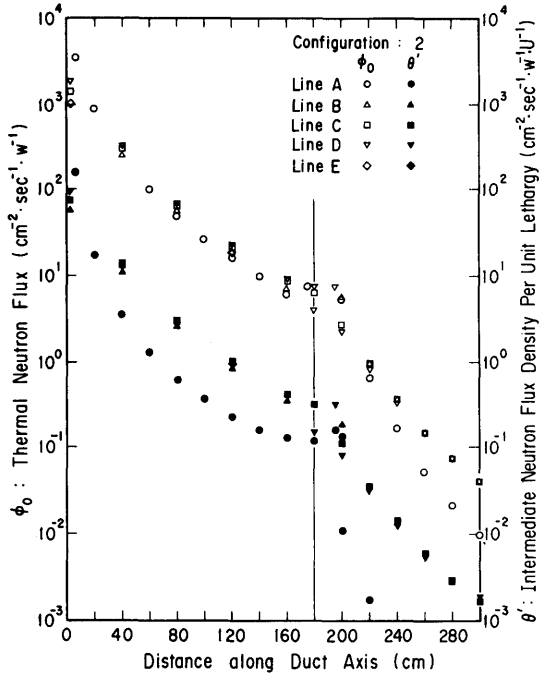


Fig.2.7.8. Axial distributions of the thermal and epithermal neutron fluxes measured in configuration 2.

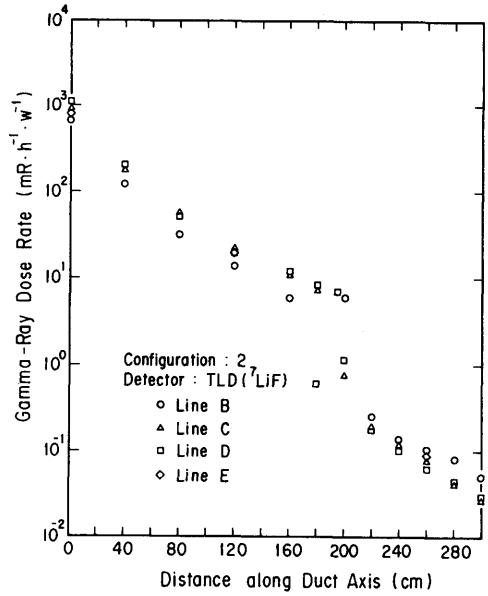


Fig.2.7.9. Axial distributions of gamma-ray dose rates measured in configuration 2.

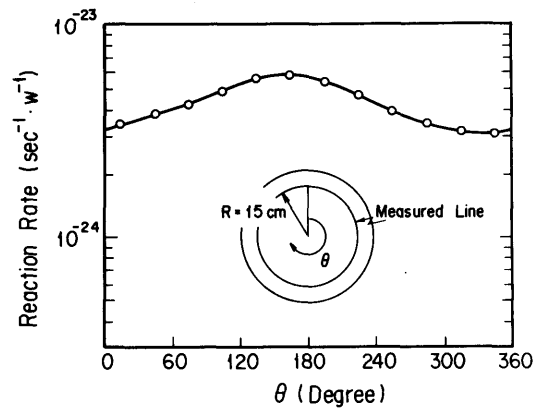


Fig.2.7.10.  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  reaction rate distribution measured on the circle of 15 cm radius at the duct mouth.

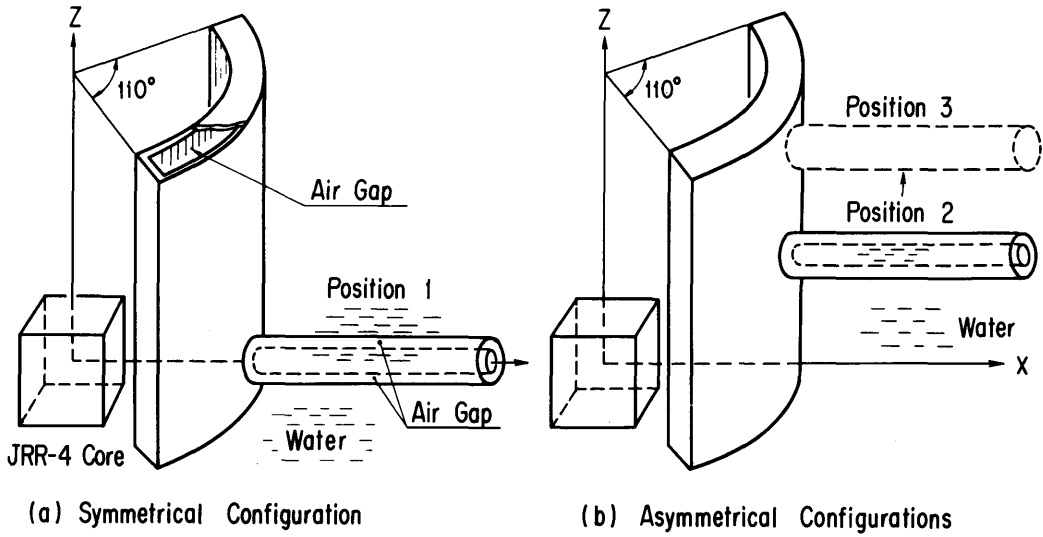


Fig. 2.8.1. (a), (b) Sketch of experimental arrangement. Setting position of horizontal duct is altered in positions 1, 2, and 3. Configurations are symmetrical at position 1 and asymmetrical at positions 2 and 3.

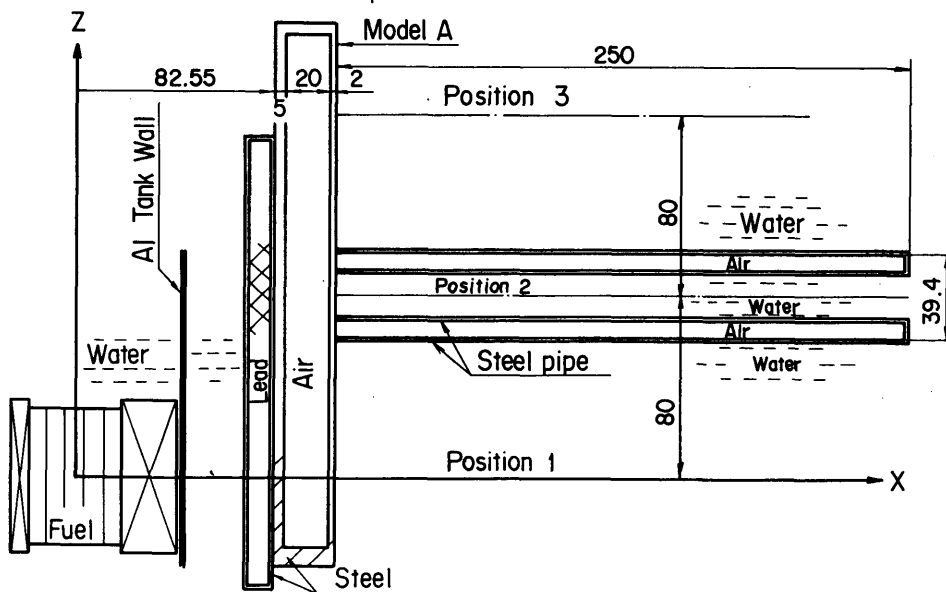


Fig. 2.8.2. A vertical cross section of the configuration of experiment 2.8. The duct location is altered from position 1 to position 3 in water shield. Dimensions are in centimetres.



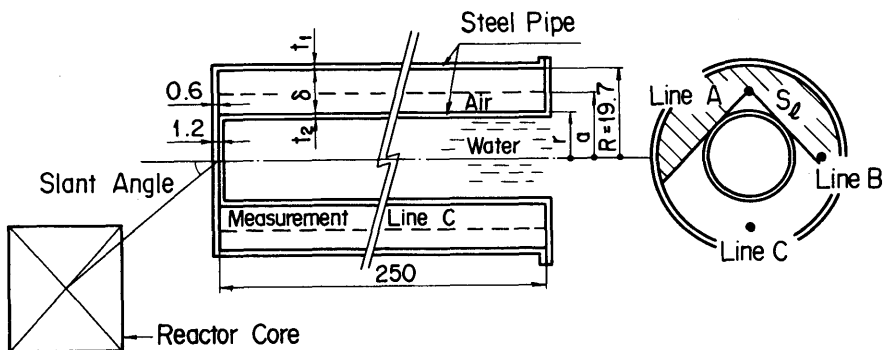


Fig. 2.8.3. Measurement lines A, B, and C and some dimensions for experiment 2.8. Dimensions are in centimetres. Symbols appeared in this figure are used in Table 4.2.3.

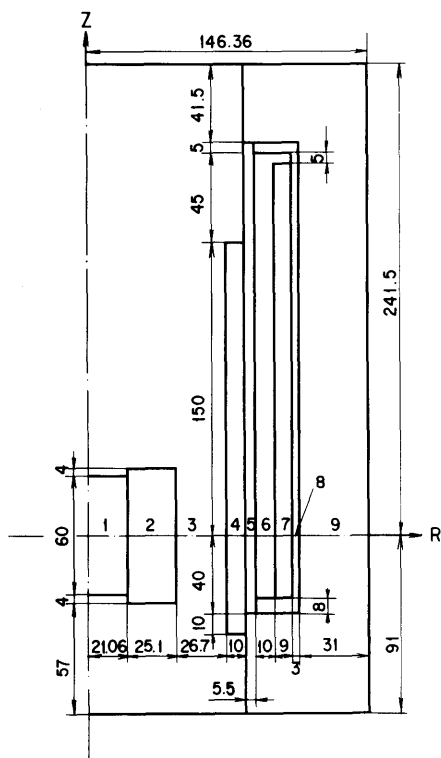


Fig. 3.1.1. Geometrical model for 10 cm air gap configuration. The numbers 1-9 along R axis represent respectively, core, reflector, water, lead shield, iron plate, air, spacer, iron plate, and water.

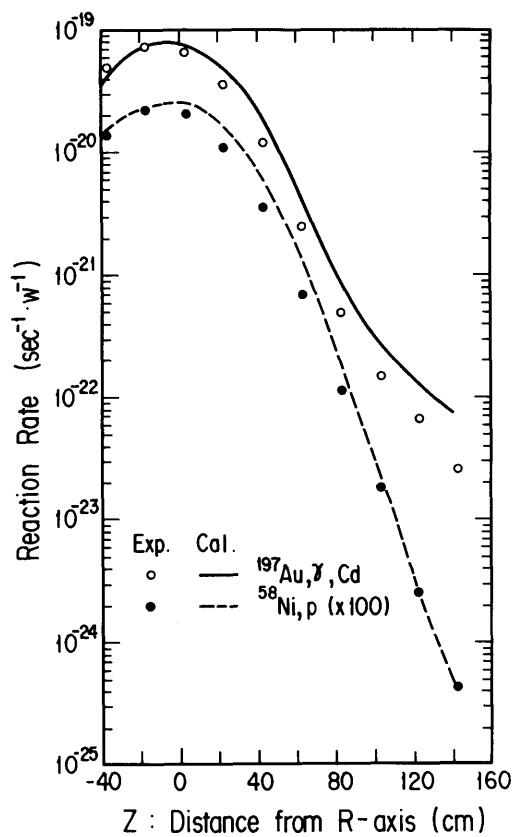
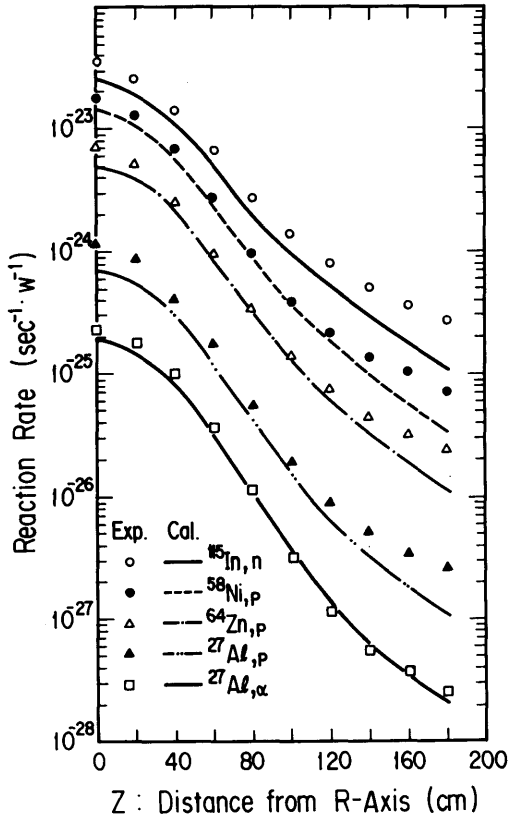
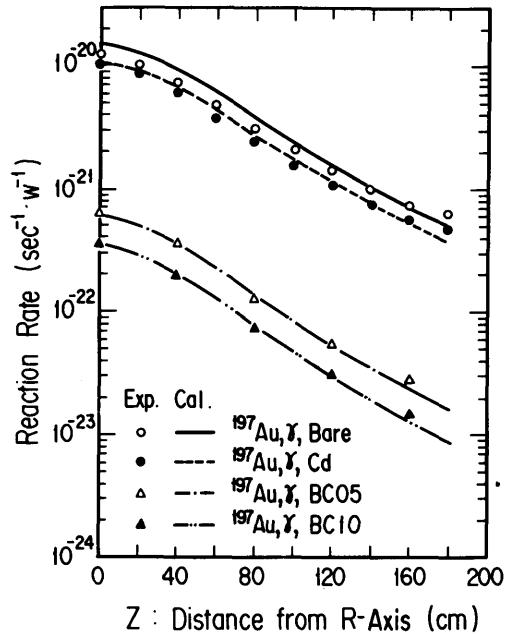


Fig. 3.1.2. Comparison of measured and calculated reaction rates on the line B.



(a) Threshold detector



(b) (n,γ) detector

Fig. 3.1.3. (a), (b) Comparison of measured and calculated reaction rates for threshold detectors and (n,γ) detectors on the line F in 20 cm air gap.

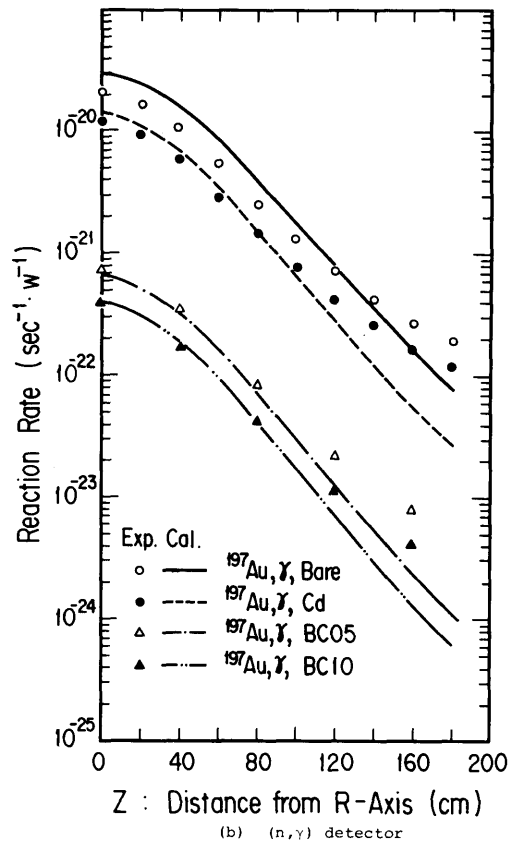
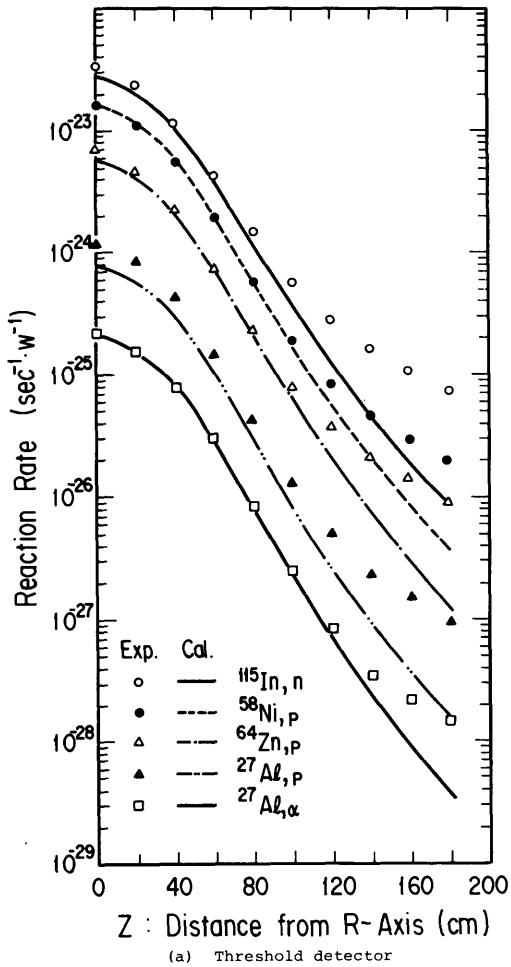


Fig. 3.1.4. (a), (b) Comparison of measured and calculated reaction rates for threshold detectors and (n,γ) detectors on the line G in 10 cm air gap.

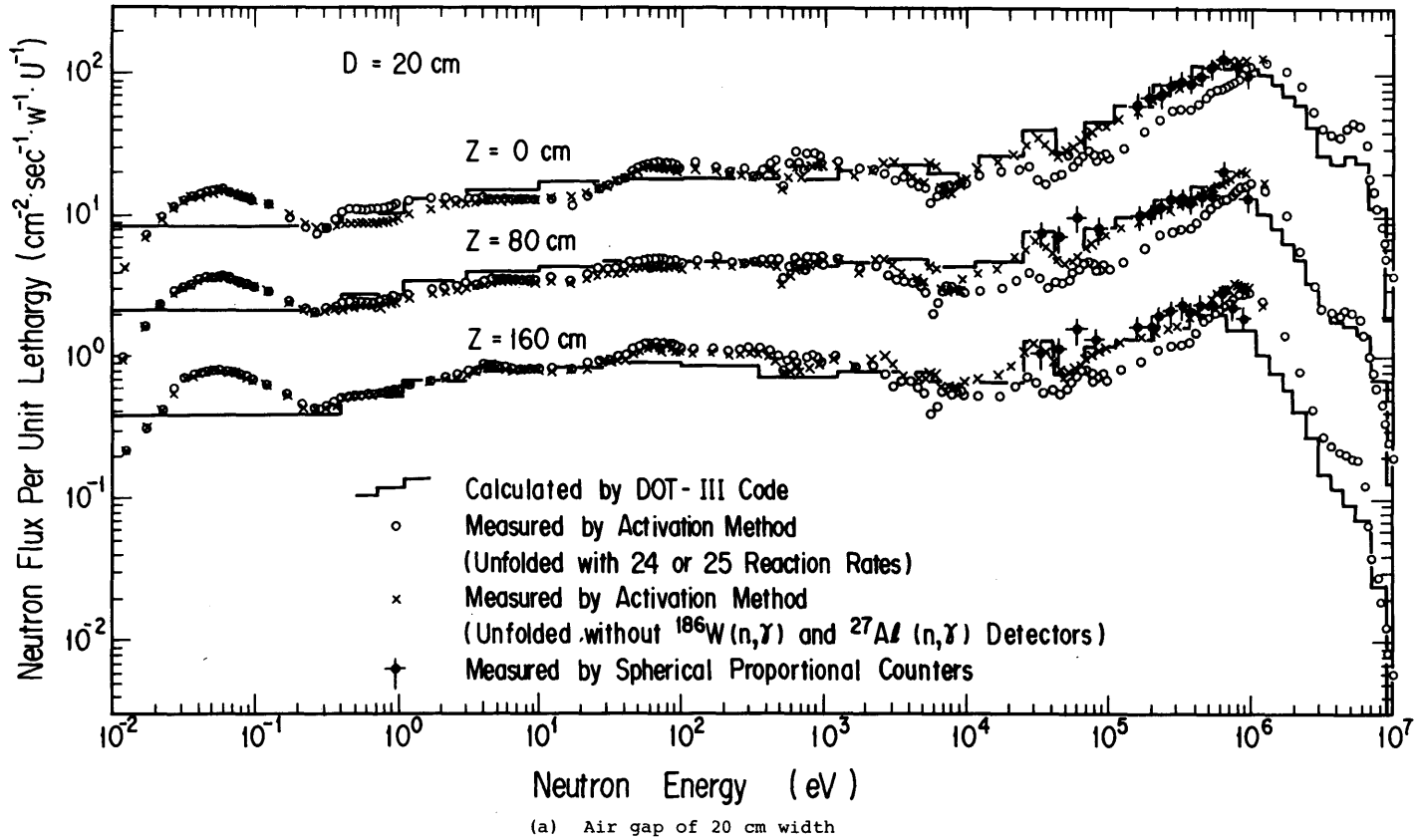
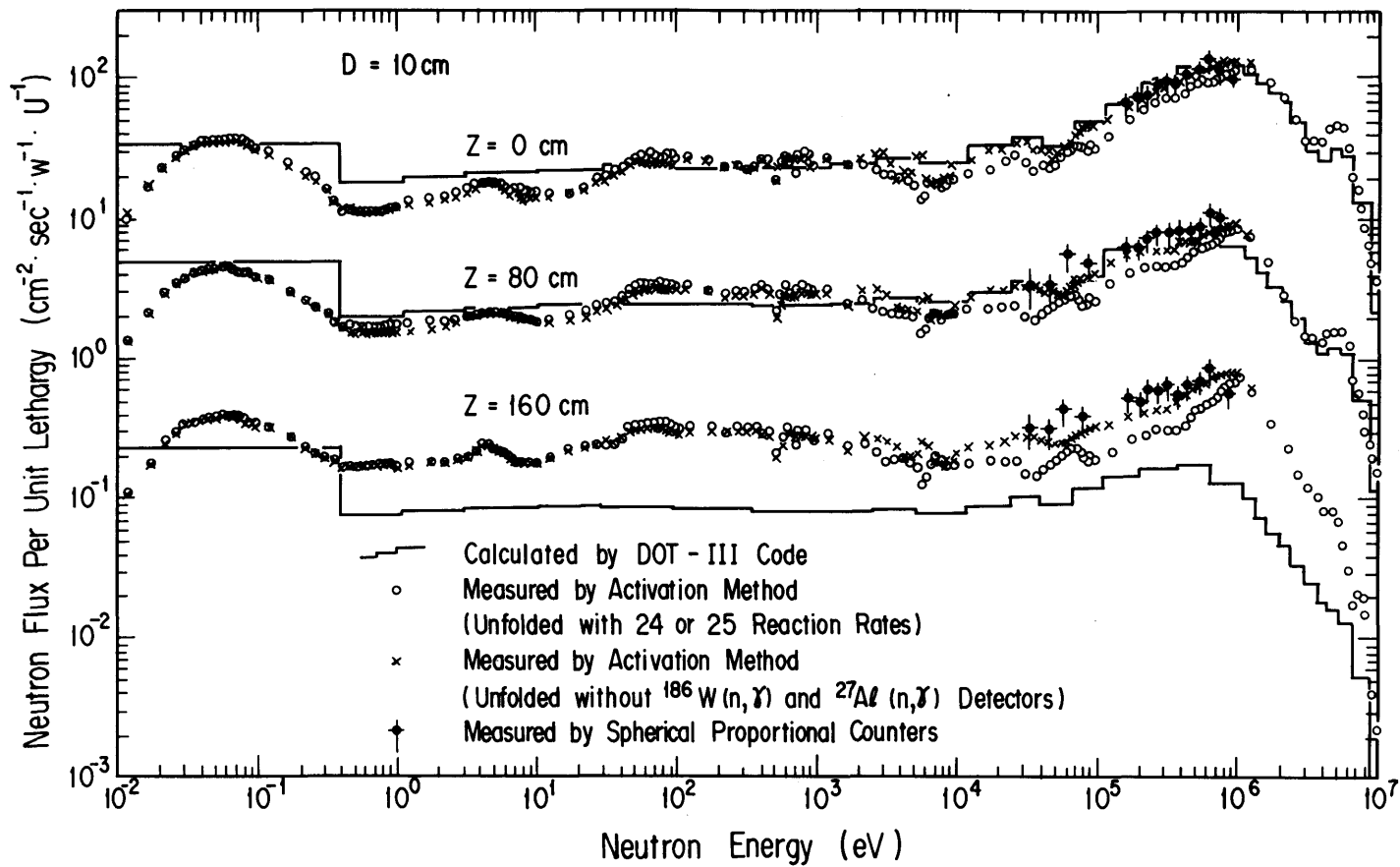


Fig. 3.1.5. (a), (b) Comparison of measured and calculated spectra in air gaps of 10 and 20 cm widths.



(b) Air gap of 10 cm width

Fig. 3.1.5. (a), (b) Comparison of measured and calculated spectra in air gaps of 10 and 20 cm widths.

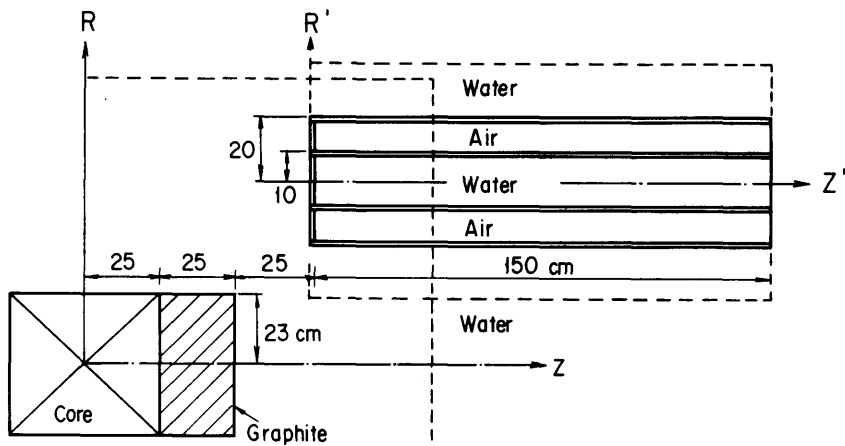


Fig. 3.2.1. Geometrical model of configuration 2 used in PALLAS calculations.

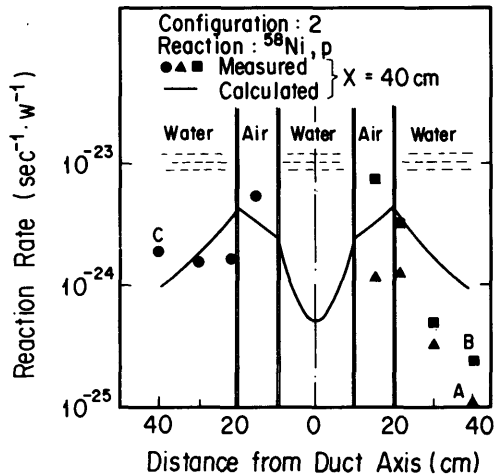


Fig. 3.2.2. Comparison of measured and calculated radial distributions of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  reaction rates at the positions of 40 cm from the duct mouth.

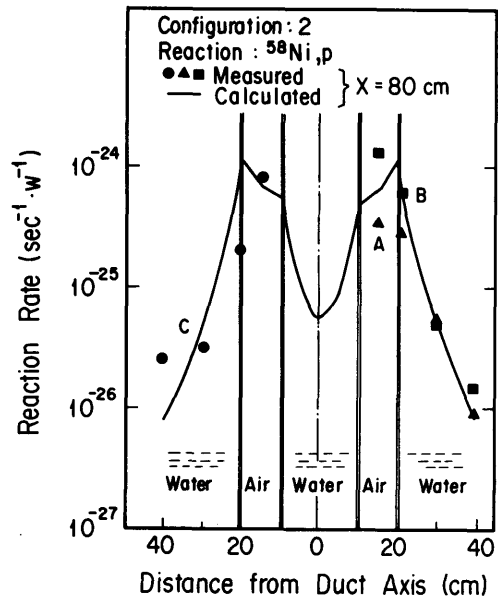


Fig. 3.2.3. Comparison of measured and calculated radial distributions of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  reaction rates at the positions of 80 cm from the duct mouth.

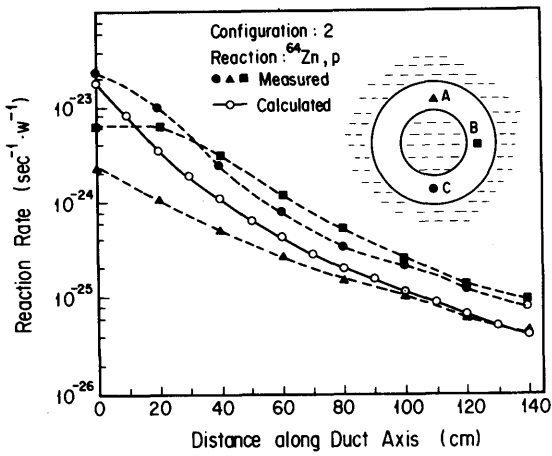


Fig. 3.2.4. Comparison of measured and calculated axial distributions of  $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$  reaction rates.

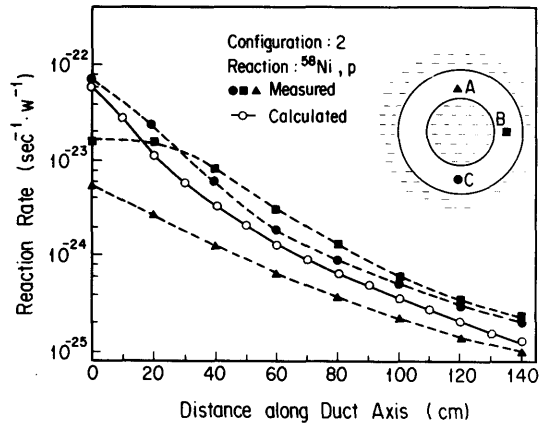


Fig. 3.2.5. Comparison of measured and calculated axial distributions of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  reaction rates.

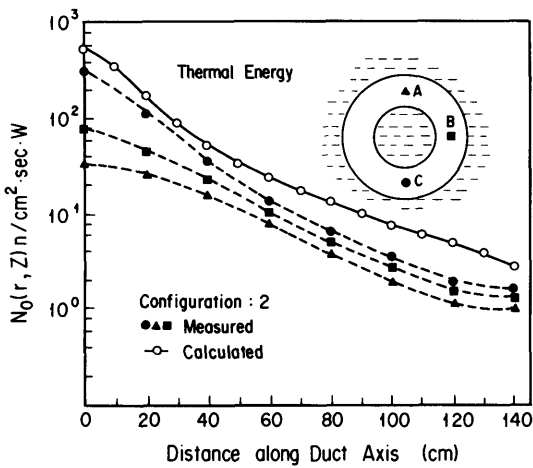


Fig. 3.2.6. Comparison of measured and calculated axial distributions of the thermal neutron fluxes.

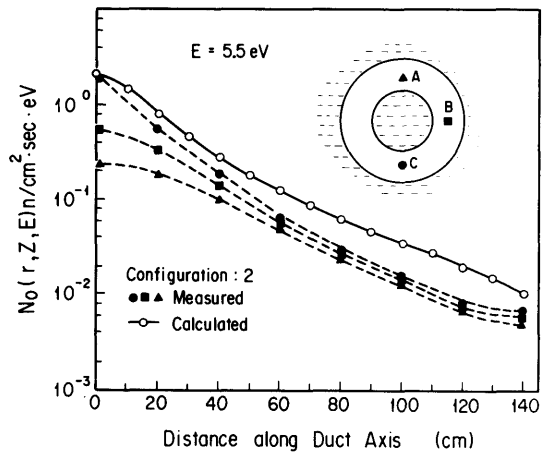


Fig. 3.2.7. Comparison of measured and calculated axial distributions of the epithermal neutron fluxes at the energy of 5.5 eV.

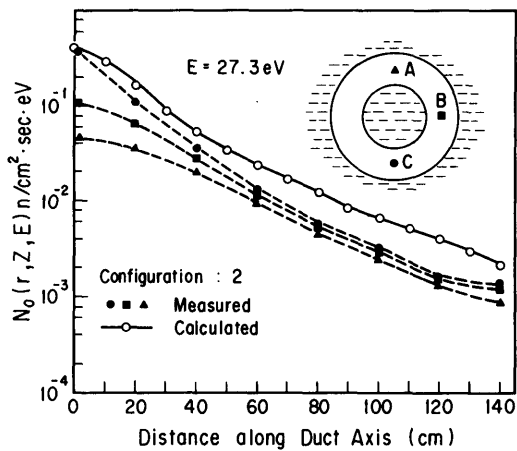


Fig. 3.2.8. Comparison of measured and calculated axial distributions of the epithermal neutron fluxes at the energy of 27.3 eV.

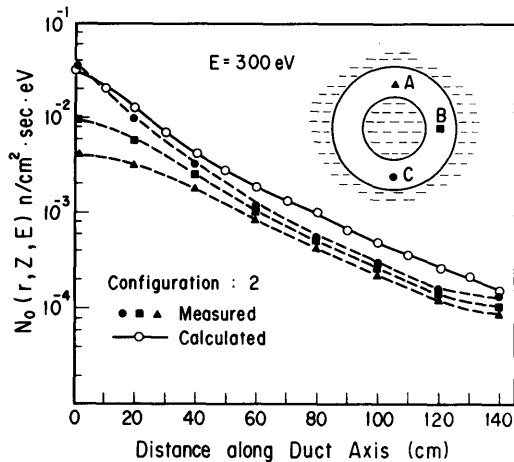


Fig. 3.2.9. Comparison of measured and calculated axial distributions of the epithermal neutron fluxes at the energy of 300 eV.

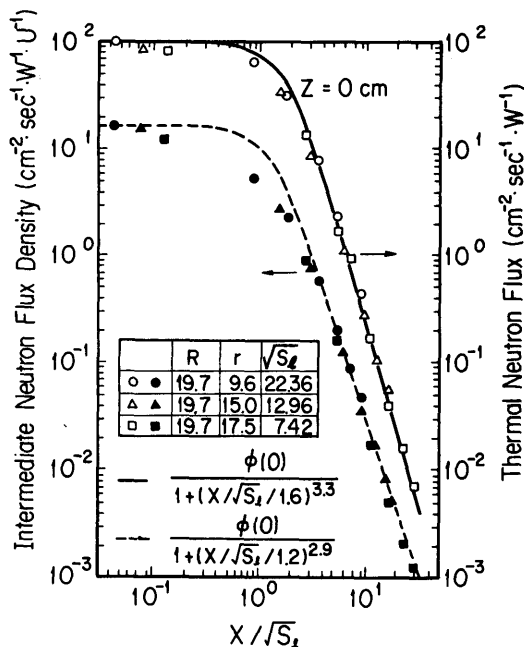


Fig. 4.1.1. The thermal and epithermal neutron flux distributions measured along the axes of the steel-walled annular ducts in configurations 1L, 1M, and 1S.

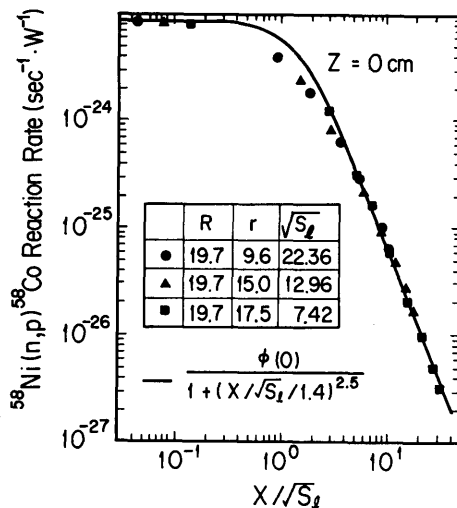


Fig. 4.1.2. The fast neutron flux distributions measured along the axes of the steel-walled annular ducts in configurations 1L, 1M, and 1S.



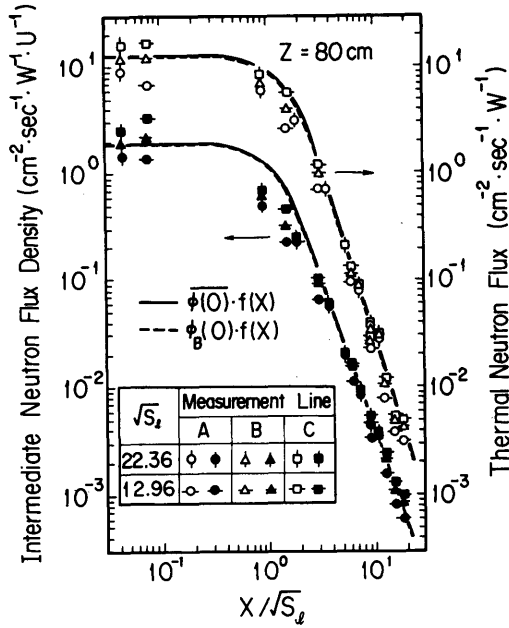


Fig. 4.1.3. The thermal and epithermal neutron flux distributions measured along the axes of the steel-walled annular ducts in configurations 2L and 2M.

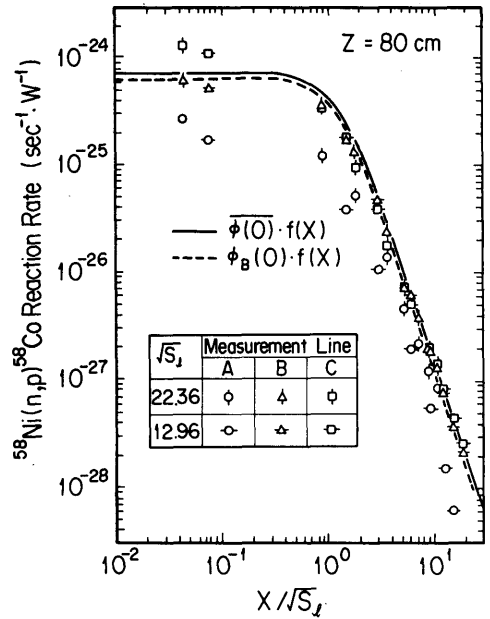


Fig. 4.1.4. The fast neutron flux distributions measured along the axes of the steel-walled annular ducts in configurations 2L and 2M.

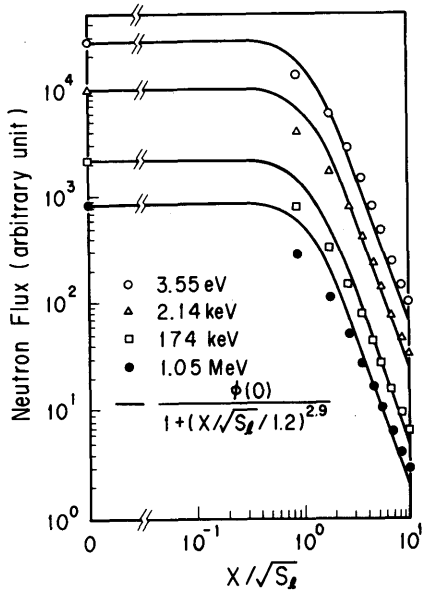


Fig. 4.2.1. The axial distributions of energy-dependent neutron flux distributions calculated with the PALLAS-2DCY-FC discrete ordinates transport code.

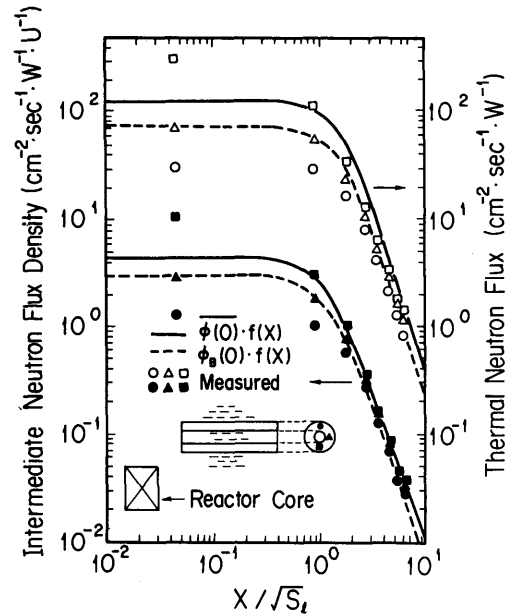


Fig. 4.2.2. Comparison of the calculated values with the thermal and epithermal neutron flux distributions measured along the axis of the steel-walled annular duct in configuration 2 of experiment 2.5.

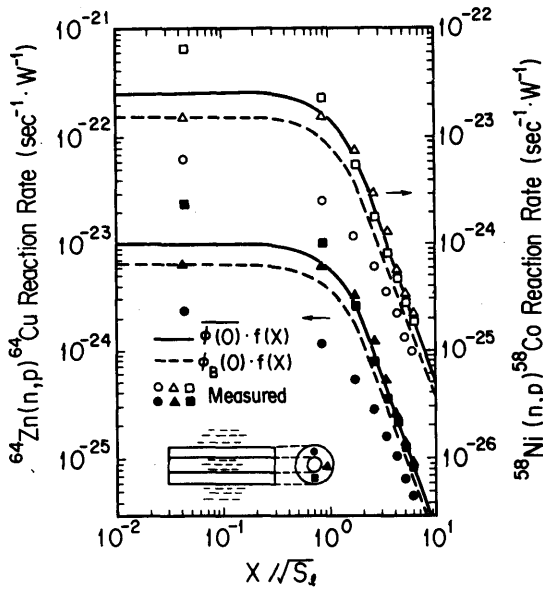


Fig.4.2.3. Comparison of the calculated values with the fast neutron flux distributions measured along the axis of the steel-walled annular duct in configuration 2 of experiment 2.5.

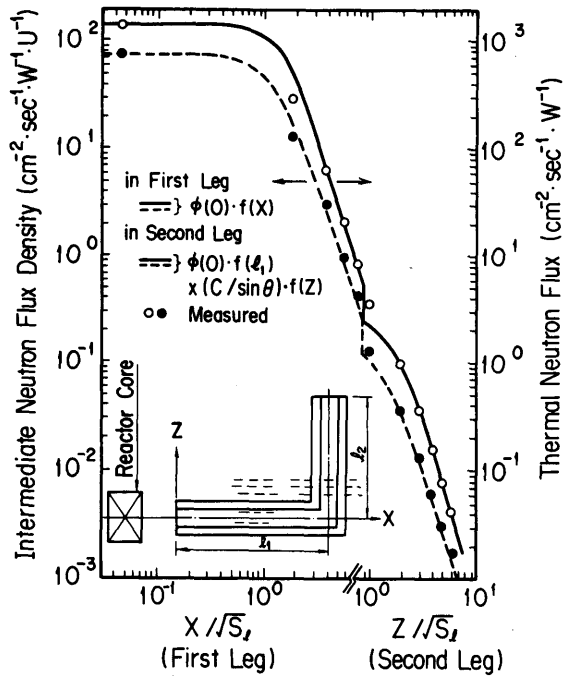


Fig.4.2.4. Comparison of results from Eq. (4.2.1.) with the thermal and epithermal neutron flux distributions measured along the axis of the steel-walled annular duct with one bend and located in a water shield.

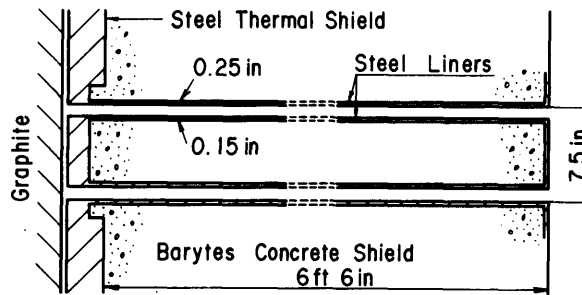


Fig.4.2.5. Experimental configuration of steel-walled annular duct penetrating through a barytes concrete shield.

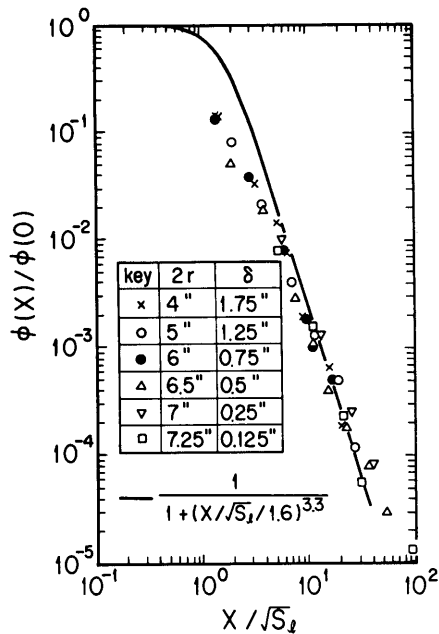


Fig. 4.2.6. Comparison of the calculated results with the thermal neutron flux distributions measured along the axes of the steel-walled annular ducts in a barytes concrete shield.

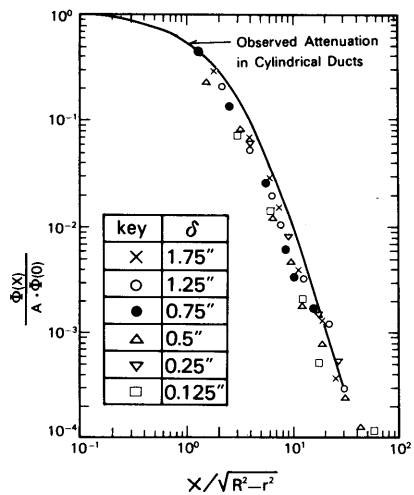


Fig. 4.2.7. Attenuation of the thermal neutron flux in steel-walled annular ducts. The unit of the abscissa is  $\sqrt{R^2-r^2}$ , where R and r are outer radius and inner radius, respectively (Ref.4).

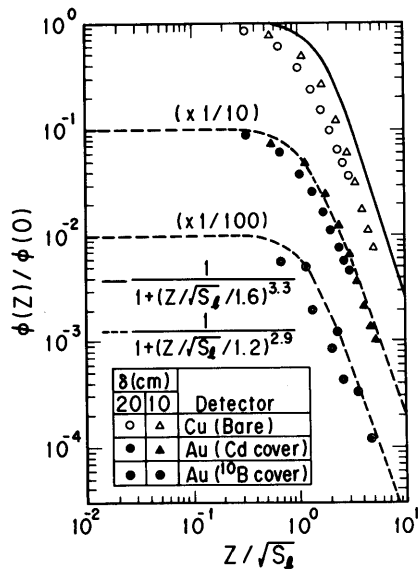


Fig. 4.2.8. Comparison of the calculated results with experimental data obtained in experiment 2.4.

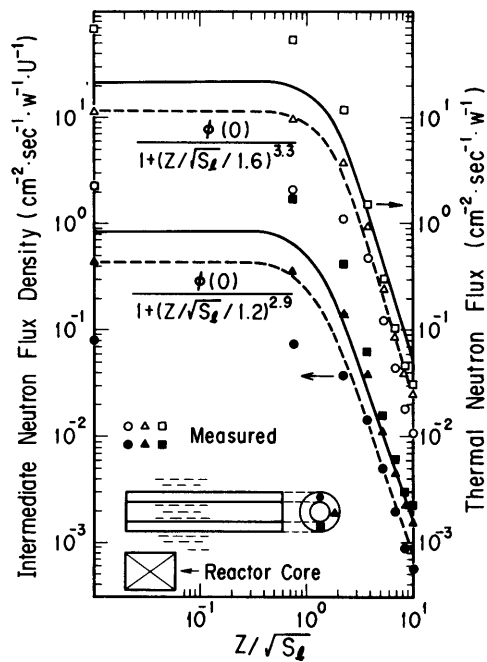


Fig. 4.2.9. Comparison of the calculated results with experimental data obtained in experiment 2.6.

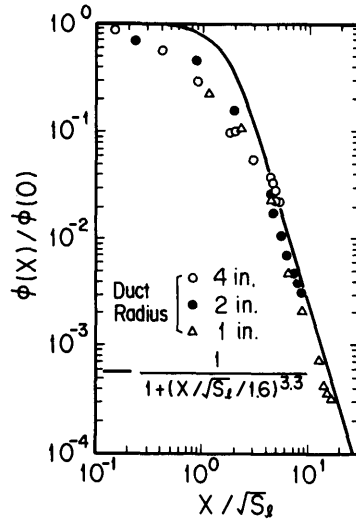


Fig.4.2.10. Comparison of the results for Eq.(4.1.2.) with the thermal neutron flux distributions measured along the axes of the steel-walled cylindrical ducts in a water shield. The axial distance is measured in units of the square root of the duct cross-sectional area.

## 付録 I NaI(Tl) の効率決定法

シンチレーションカウンターからのパルスのうち光電ピークに入ったものの数をCとする  
とCは反応率 $\int \sigma \Phi dE$ と次の関係がある。

$$C - C_B = \epsilon \eta N \frac{1 - e^{-\lambda t_r}}{\lambda} e^{-\lambda t_w} (1 - e^{-\lambda t_c}) \int \sigma(E) \cdot \Phi(E) dE \quad (1)$$

ここで  $C_B$  : バックグランドカウント数  
 $\epsilon$  : NaI(Tl) の効率  
 $\eta$  : 1崩壊当り放出されるガンマ線の数  
 $N$  : 検出器に含まれる原子数  
 $\lambda$  : 崩壊定数  
 $t_r$  : 照射時間  
 $t_w$  : 待時間  
 $t_c$  : 計測時間  
 $\sigma(E)$  : 放射化断面積  
 $\Phi(E)$  : 中性子エネルギースペクトル

である。この式を用いるには NaI(Tl) シンチレーターのガンマ線に対する効率 $\epsilon$ を決定する必要がある。この決定は次のように半実験的に行った。まず2つの同じ寸法、同じ物質の放射化検出器を JRR-4 炉心タンクから16.6cm離れた点で原子炉出力 $P_1$ および $P_2$ でそれぞれ照射する。ここで $P_1$ および $P_2$ は次に示す2つの計測位置での計数値がほぼ等しくなるように決定した。出力 $P_1$ で照射した検出器は NaI より158cmはなした点において計測を行う。この数値を $C_1$ 、またこの計測位置に対する NaI の効率を $\epsilon_1$ とする。また出力 $P_2$ で照射した検出器は通常の計測位置すなわち NaI の面に接して置き計測を行う。この場合の計数値および効率をそれぞれ $C_2$ 、 $\epsilon_2$ とすると $C_1$ 、 $\epsilon_1$ と $C_2$ 、 $\epsilon_2$ の間には照射時間、待時間等の補正を行えば次の関係がある。

$$\frac{C_1}{C_2} = \frac{\epsilon_1}{\epsilon_2} \cdot \frac{P_1}{P_2} \quad (2)$$

上式より、ここで求めようとしている $\epsilon_2$ は $\epsilon_1$ がわかれば計算できる。ところで NaI より158 cm 離れた位置に置かれた放射化検出器より放出され NaI に入射するガンマ線は NaI の軸に対してほぼ平行に入射していると見なせる。したがって $\epsilon_1$ は平行入射ガンマ線に対してモンテカルロ計算で求められた<sup>45)</sup>効率を用いて決定することができる。この際厚さ6.5mmの円盤状の放射化検出器内での自己吸収およびシンチレーターの被覆を構成するアルミニウム、

スポンジおよび酸化マグネシウム中での吸収に対する補正を行った。これらは指数関数の積分あるいは指数関数によりほぼ正確に求めることができる。この方法によりシンチレーターの効率は±5%以内の精度で決定することができた。主な誤差は原子炉出力の比の決定の際生じるものが2%、放射化検出器の照射位置の不確定さによるものが2.3%である。なおモンテカルロ計算の誤差は考慮していない。

## 付録Ⅱ 熱、熱外中性子束の導出

熱中性子束は裸およびカドミウム被覆を施した金箔を照射することにより測定した反応率を用いて以下のように Westcott の方法<sup>23</sup>に基づいて求めた。裸の金箔による反応率 $A_B$ は次のように表わせる。

$$A_B = \sigma_{2200} \cdot \Phi_{2200} \left\{ g G_0 \cdot F_D + r \left( \frac{T}{T_0} \right)^{1/2} \cdot S_0 \right\} \quad (3)$$

ここで

$\sigma_{2200}, \Phi_{2200}$  : 2200m/sec 熱中性子に対する断面積および中性子束

$g$  : 断面積の  $1/v$  法則からのずれを補正する因子

$G_0$  : 熱中性子に対する箔の自己遮蔽因子

$F_D$  : 箔の周囲での熱中性子束のゆがみを補正する因子

$r$  : epithermal index

$T$  : マックスウェル分布している中性子の絶対温度

$T_0 = 273^\circ \text{K}$

である。さらに $S_0$ は次式で表わされる。

$$S_0 = (2/\sqrt{\pi}) (I_r / \sigma_{2200}) \quad (4)$$

ここで $I_r$ は共鳴吸収断面積である。また $r(T/T_0)^{1/2}$ はカドミ比 $R_{cd}$ を用いて次のように決定される。

$$r(T/T_0)^{1/2} = \frac{g G_0 F_D}{G_r S_0 (R_{cd} - 1) + g G_{1/v} - R_{cd}/K} \quad (2.3.3)$$

ここで $G_r, G_{1/v}$ はそれぞれ箔の自己遮蔽因子で断面積の共鳴領域および $1/v$ 領域に対応するものである。また $K$ はカドミウム被覆の厚さおよび入射中性子の方向性<sup>23</sup>で定まる定数である。

このようにして求めた $\Phi_{2200}$ から熱中性子束 $\Phi_0$ は

$$\Phi_0 = (2/\sqrt{\pi}) \cdot \Phi_{2200} (1-f) \quad (5)$$

で求められる。ここで $f$ は $\Phi_{2200}$ に含まれる熱外中性子の寄与分で $r = f \sqrt{\pi \mu} / 4$ の関係にある。

$\mu$ は熱中性子の切断エネルギーを $\mu kT$ で表わす値で $\mu=5$ ととると $f=1.01r$ となる。

次に熱外中性子束は熱外領域の中性子スペクトルを $1/E$ と仮定して次のように求めた。カドミ被覆をした箔によって求めた反応率を $A_{cd}$ とすると次のように表わすことができる。ただし $A_{cd}$ は箔の自己遮蔽の補正を施すまえの値である。

$$A_{cd} = G_{1/v} \int_{E_{cd}}^{\infty} \sigma_{1/v}(E) \frac{\theta'}{E} dE + G_r \cdot \int_{E_{cd}}^{\infty} \sigma_r(E) \frac{\theta'}{E} dE$$

$$= \theta' (G_{1/v} \cdot I_{1/v} + GrIr) \quad (6)$$

ここで

$\sigma_{1/v}(E)$  : 断面積のうち $1/v$ 部分

$\sigma_r(E)$  : 断面積のうち共鳴部分

$$I_{1/v} \equiv \int_{E_{cd}}^{\infty} \frac{\sigma_{1/v}(E)}{E} dE$$

$$I_r \equiv \int_{E_{cd}}^{\infty} \frac{\sigma_r(E)}{E} dE$$

$\theta'$  : 定数

である。(6)式より $\theta'$ を求めれば熱外領域の中性子束は $\theta'/E$ と決定できる。ここでとった $1/E$ スペクトルの仮定は本研究において実施したすべての円環ダクトは炉心からかなり離れているので容認されうるものである。実際、 $1/E$ スペクトルは $10^4 \sim 10^5$ eVまでの領域で成り立っていると考えられる。本実験で使用した $25\mu$ の厚さの金箔で測定した $\theta'$ は等方入射を例にとれば $GrIr/G_{1/v}, I_{1/v} = 12.4$ となりほぼ金の共鳴エネルギーである4.9eVの中性子束を表わすものであるが、上記の理由により、この値は $10^4 \sim 10^5$ eV程度まで用いることができる。以上熱および熱外中性子束の導出法について述べたが、導出に必要な諸定数をTable Iにまとめておく。なお中性子の入射方向に依存する定数は等方入射およびビーム入射について示す。またTable Iの値および式(3)~(6)より厚さ $25\mu$ の金箔で得た反応率から熱および熱外中性子束を求める式を2つの入射条件に対して次に示す。ただし反応率の単位は $\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ であり、中性子束の単位は $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ である。

(a) 等方入射の場合

$$\Phi_0 = \frac{AB \times 10^{24}}{86.26} \times \left(1 - \frac{1.092}{R_{cd}}\right) \quad (7)$$

$$\theta' = A_{cd} \times 10^{24} / 503.8 \quad (8)$$

(b) ビーム入射の場合

$$\Phi_0 = \frac{AB \times 10^{24}}{88.03} \times \left(1 - \frac{1.058}{R_{cd}}\right) \quad (9)$$

$$\theta' = A_{cd} \times 10^{24} / 716.8 \quad (10)$$

一般にダクト内の測定ではビーム入射、遮蔽体の中での測定では等方入射と近似することができる。