

JAERI - M  
93-093

ITER ダイバータ配管周囲の  
ギャップストリーミング解析

1993年3月

佐藤 聡・真木 紘一<sup>\*1</sup> 関 泰・高津 英幸  
森 清治・黒田 敏公<sup>\*2</sup> Sergei ZIMIN<sup>\*3</sup>

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷機

## ITERダイバータ配管周囲のギャップストリーミング解析

日本原子力研究所那珂研究所核融合工学部

佐藤 聡・真木 紘一\*<sup>1</sup>・関 泰・高津 英幸<sup>+</sup>  
森 清治<sup>+</sup>・黒田 敏公\*<sup>2</sup>・Sergei ZIMIN\*<sup>3</sup>

(1993年3月10日受理)

国際熱核融合実験炉ITERのダイバータ配管周囲に設置されている円環状のギャップ(配管と遮蔽体の間に設置)を対象に、ストリーミング解析を行った。上部ポートでの、運転停止1日後の線量当量率の低減を目的として、ステップ構造を有するギャップを対象にストリーミング解析を行い、以下の結論を得た。

- (1) 厚さ約3mの遮蔽体を貫通する冷却配管周囲に、ステップ構造を有しないストレートな幅1cmの環状ギャップが存在する場合、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は、生体遮蔽設計基準値 $25\mu\text{Sv/h}$ ( $2.5\text{mrem/h}$ )を4桁程度上回り生体遮蔽の条件を満足しない。しかし、ギャップ幅の2.2倍のステップ構造をギャップの長手方向中央に設置する事によって、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は、生体遮蔽設計基準値に安全率10を見込んだ値 $2.5\mu\text{Sv/h}$ ( $0.25\text{mrem/h}$ )に対して1/20程度となり、生体遮蔽の条件を満足する。
- (2) 線量当量率低減の為の最適なステップ位置は、遮蔽体の中間の高さよりやや上側の位置である。
- (3) ステップをギャップ幅の2倍程度採れば、線量当量率低減に十分有効である。

---

那珂研究所：〒311-01 茨城県那珂郡那珂町大字向山801-1

+ ITER開発室

\*1 (株)日立製作所

\*2 川崎重工業(株)

\*3 リサーチフェロー

Streaming through the Gaps around Divertor Pipings in ITER

Satoshi SATO, Koichi MAKI<sup>\*1</sup>, Yasushi SEKI  
Hideyuki TAKATSU<sup>+</sup>, Seiji MORI<sup>+</sup>, Toshimasa KURODA<sup>\*2</sup>  
and Sergei ZIMIN<sup>\*3</sup>

Department of Fusion Engineering Research  
Naka Fusion Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received March 10, 1993)

Neutron and gamma ray streaming through the annular gap around divertor piping in International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) was investigated. A stepwise gap is proposed near the midpoint of the annular gap in order to reduce the dose rate at the upper port. The optimal step position and width to satisfy the design limit of dose rates were examined. From these studies, the following results were obtained.

(1) In case of the straight annular 1cm wide gap around cooling pipes through the 3m thick shield, dose rate at the upper port in a day after shutdown is about 4 orders larger than the reference value of 25 $\mu$ Sv/h (2.5mrem/h) for the biological shielding design. But by providing a step structure with the offset ratio of 2.2 times of the gap width at the midpoint of the shield, the dose rate can be evaluated as low as 1/20 of the biological shielding value 2.5 $\mu$ Sv/h (0.25mrem/h) including a safety factor of 10 for the reference value. It satisfies the requirement of the shielding design.

(2) The optimal step position to minimize the dose rate at the upper

---

+ Department of ITER Project

\*1 Hitachi, Ltd.

\*2 Kawasaki Heavy Industries, Ltd.

\*3 Research Fellow

port is the midpoint of the shield.

(3) The dose rates are not further more reduced even if the offset width is set more than twice of the gap width, and the offset width of twice the gap width is recommended.

Keywords: ITER, Streaming, Annular Gap, Divertor Piping, Dose Rate, Shield, Step Structure

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. 検討手法と計算モデル .....	2
3. 線量当量率に対するステップ位置の影響 .....	9
3.1 Z方向の中性子束分布に対するステップ位置の影響 .....	9
3.2 遮蔽体上部の中性子束分布に対するステップ位置の影響 .....	10
3.3 遮蔽体上部の運転停止後の線量当量率に対するステップ位置の影響 .....	11
4. 線量当量率に対するギャップ幅及びステップ比の影響 .....	24
4.1 ギャップ幅の影響 .....	24
4.2 ステップ比の影響 .....	25
5. 結 言 .....	28
謝 辞 .....	28
参考文献 .....	29

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Evaluation Method and Computational Model .....	2
3. Effect of Step Position on Dose Rates .....	9
3.1 Effect of Step Position on Neutron Flux Distribution along Z Direction .....	9
3.2 Effect of Step Position on Neutron Flux Distribution at the Upper Port .....	10
3.3 Effect of Step Position on Dose Rates after Shutdown at the Upper Port .....	11
4. Effect of Gap Width and Step Ratio on Dose Rates .....	24
4.1 Effect of Gap Width .....	24
4.2 Effect of Step Ratio .....	25
5. Conclusion .....	28
Acknowledgements .....	28
References .....	29

## 1. 緒 言

核融合実験炉には、生体遮蔽の役割をする遮蔽体やクライオスタット等を貫通する多数のポートや冷却配管が存在し、ポート及び配管の周囲には熱延びの吸収や製作性の観点から、10～20mmのギャップが設置される。これらのギャップは、DT反応により発生する高速中性子等のストリーミングにより、ポートや配管周辺の誘導放射能を大きくする要因となる。

一方、生体遮蔽設計基準値として、運転停止後の炉室の線量当量率を1日後または1週間後の時点で $25\mu\text{Sv/h}^*$  (2.5mrem/h)以下とすることが要求される。ポートや配管周辺に直接プラズマを見込むストレートなギャップが存在すると、ポートや配管周辺の線量当量率は大きな値となり、多くの場合生体遮蔽の条件を満足しなくなる事が予想される。そこで中性子束や中性子のエネルギーを減衰させ、運転停止後の誘導放射能を低減させる為に、ポートや冷却配管を途中で曲げる事によりステップを設置する方法が通常はとられる。しかし冷却配管周辺に設置されるギャップの場合、配管を曲げる事が空間的及びメンテナンス上困難であり、また冷却水と比較してギャップ中のストリーミングが格段に大きい事から、配管の外径を途中で太くする事によりギャップにステップを設置する方法がとられる。

国際熱核融合実験炉 (ITER: International Thermonuclear Experimental Reactor) の概念設計によれば、ダイバータ冷却配管が貫通している上部ポートには、分解・組立の際、作業員のアクセスが必要であるので、運転停止1日(あるいは1週間)後の線量当量率を生体遮蔽の基準値を満足するように設計しなければならない。

本研究では、線量当量率を低減させる為の最適なステップ構造を検討する事を目的とし、特にITERのダイバータ冷却配管周辺に設置される円環状のギャップを対象に、ストレートなギャップの場合とステップ構造を有するギャップの場合の中性子のストリーミング及び運転停止後の誘導放射能を比較、検討する。ギャップ・ストリーミングに関しては、従来いくつかの研究<sup>1)・2)</sup>がなされているが、本検討で対象としている円環状ギャップに対して評価が行われた例はない。本検討では、円環状ギャップに対して、ギャップ幅、ステップのオフセット比を変えてストリーミング特性を検討する。また、ステップを設置する位置によりストリーミング低減の効果の違いが予想される事から、ステップ位置と配管周囲の線量当量率との関係を求め、最適なステップ位置を検討する。

第2章で、計算の手順と計算モデルについて述べる。第3章で、ステップ位置の影響、第4章で、ギャップ幅の影響、及びステップのオフセット比の影響について述べ、第5章でまとめを行う。

---

\* : 法定値 $50\text{mSv/h}$  ( $5\text{rem/y}$ ) を年間労働時間2000時間で除した値



## 2. 検討手法と計算モデル

最初に、本検討における計算の手順を示す。Fig. 2.1に示すように2次元 $S_N$ 輸送計算コードDOT3.5<sup>3)</sup>を用いて、運転中の中性子束分布を求める。その際、群定数はJENDL-3<sup>4)</sup>をベースとした核融合核計算用群定数セットFUSION-40<sup>5)</sup>を使用する。FUSION-40は中性子42群とガンマ線21群で構成されている群定数セットである。ここでは中性子束分布だけを求めるので、群定数としては中性子42群のみを使用する。次に、得られた運転中の中性子束分布から、核融合炉誘導放射能計算コードCINAC-V4<sup>6), 7)</sup>を用いて、運転停止1日後のガンマ線線源分布を求める。更に、得られた運転停止1日後のガンマ線線源分布から、再度DOT3.5を用いて、運転停止1日後のガンマ線線束分布を求める。その際、群定数はガンマ線54群で構成されているGROUPIN<sup>8)</sup>を使用する。最後に、得られた運転停止1日後のガンマ線線束分布から、APPLE-3コード<sup>9)</sup>を用いて、運転停止1日後の線量当量率を求め図形表示を行う。また、群定数セットの散乱断面積のルジャンドル展開のオーダは、運転中の輸送計算に用いるFUSION-40の場合P5、運転停止後の輸送計算に用いるGROUPINの場合P3を用いる。

ITERダイバータ冷却配管が貫通している上部ポートには、Fig. 2.2に示す様に、配管周囲に円環状のギャップが設置されている。本検討では、Fig. 2.2に示すダイバータ冷却配管周囲の構造を、Fig. 2.3, Fig. 2.4に示す様に、プラズマを含めてダイバータ領域からポートカバー上部の空間までを2次元R-Z(円柱)体系でモデル化した。このモデルでは、1本の冷却配管に着目し、Z軸をダイバータからの冷却配管の中心軸とし、この冷却配管周囲のギャップ、遮蔽体を同心円状に採っている。上部ポート空間内には、厚さ15cmのポートカバーをモデル化した円盤が遮蔽体の約140cm上部に存在し、着目している冷却配管がその周囲のギャップを伴って貫通している。Fig. 2.3は配管周囲に円環状のストレートなギャップが存在する場合、Fig. 2.4は円環状のギャップにステップ構造を設置する場合である。本検討では、ステップ位置、ステップ比及びギャップ幅を、それぞれ下記に示す値とする。但し、ステップ比とはステップ位置前後のギャップ中心間の距離とギャップ幅の比を意味する。

- ステップ位置 遮蔽体の1/4, 1/2, 3/4の高さ
- ステップ比 ギャップ幅の1倍, 1.5倍, 2.2倍, 3倍
- ギャップ幅 0.5cm, 1cm, 2cm

Fig. 2.3, Fig. 2.4において●(z=838.35cm), ○(z=991.35cm)で示す位置、すなわち遮蔽体上部、ポートカバー上部における位置で、各ケースの中性子束や線量当量率を比較検討する。遮蔽体上部(●で示す位置)は、遮蔽体を貫通しているギャップの出口であり、各種パラメータの違いによる中性子束や線量当量率の違いが最も顕著に現れる位置である。ポートカバー上部(○で示す位置)は、分解・組立の際、作業員がアクセスする位置であり、運転停止1日(あるいは1週間)後の線量当量率が、生体遮蔽の設計基準値(2.5mrem/h)を満足する必要がある。本検討の対象とする構造

は、Fig. 2.3, Fig. 2.4 に示す様に、ギャップ幅と比較して、ギャップの長さ（高さ（Z軸）方向の長さ）が非常に長く、極端に高さ（Z軸）方向に細長い円環状のギャップである。この様な解析モデルで2次元 $S_N$ 輸送計算を用いてギャップストリーミングを解析する為には、中性子源であるギャップ入り口から反対側のギャップ出口部の幅内に空間の角度分割点が入る必要がある。従って、前方方向の角度分割点が多い非等方分割の角度分割セットを使用する必要がある。例えば、本解析モデルの様なギャップ幅が1cm, ギャップの長さが300cmの場合、 $\mu = \cos[\tan^{-1}(1/300)] = 0.9999444$ 以上の“ $\mu$ ”を含む角度分割セットを使用する必要がある。本解析では、上述した条件を満足する $\mu$ を含む、前方バイアスの138分割の角度分割セットを使用する。

輸送計算に使用した核種の原子数密度をTable. 2.1に、Table. 2.1で構成した物質を用いて構築した領域毎の組成をTable. 2.2に示す。また放射化計算に使用した核種の原子数密度をTable. 2.3に示す。

炉の平均中性子壁負荷をITER概念設計段階で検討された $1.0\text{MW}/\text{m}^2$ とし、ダイバータ領域の壁負荷が平均中性子壁負荷の約50%であることから、プラズマ中の中性子源強度を壁負荷 $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ として、本検討における中性子源強度を次のように算出する。プラズマから外向きの中性子束 $f_n$ は、

$$f_n = \frac{0.5\text{MW}/\text{m}^2}{14.06\text{MeV} \times 1.6 \times 10^{-19}} = 2.223 \times 10^{17} \text{n}/\text{m}^2\text{s} = 2.223 \times 10^{13} \text{n}/\text{cm}^2\text{s}$$

で与えられる。本モデルにおいて、第一壁の面積は $\pi \times 101.3^2 \text{cm}^2$ であることから、プラズマ中の中性子源強度 $S_n$ は、プラズマから外向きの中性子束 $f_n$ を用いて次の式で与えられる。

$$S_n = \pi \times 101.3^2 \text{cm}^2 \times f_n = 7.165 \times 10^{17} \text{n}/\text{s}$$

また本検討では、運転期間を1年間の連続運転とし、ダイバータ領域の中性子フルーエンスを $0.5\text{MWa}/\text{m}^2$ として検討する。

Table 2.1 Atomic number densities of composing materials used in transport calculation

No.	Material	Element	Number Density ( $10^{24} \text{ cm}^{-3}$ )
1	Plasma	$^1\text{H}$	$1.0 \times 10^{-10}$
2	Carbon	C	$8.023 \times 10^{-2}$
3	SS	Fe	$5.727 \times 10^{-2}$
		Cr	$1.575 \times 10^{-2}$
		Ni	$9.848 \times 10^{-3}$
		Mo	$1.255 \times 10^{-3}$
		Mn	$1.819 \times 10^{-3}$
4	$\text{H}_2\text{O}$	H	$6.700 \times 10^{-2}$
		O	$3.350 \times 10^{-2}$

Table 2.2 Material volume fractions of each region

No.	Material	Composing material	Volume fraction
1	Divertor	C	0.789
		Cu	0.064
		$\text{H}_2\text{O}$	0.147
2	SS + $\text{H}_2\text{O}$	SS	0.2
		$\text{H}_2\text{O}$	0.8

Table 2.3 Atomic number densities of composing materials used in activity calculation

No.	Material	Element	Number Density ( $10^{24} \text{ cm}^{-3}$ )
1	Carbon	C	$8.023 \times 10^{-2}$
2	SS	Fe	$5.727 \times 10^{-2}$
		Cr	$1.575 \times 10^{-2}$
		Ni	$9.848 \times 10^{-3}$
		Mo	$1.255 \times 10^{-3}$
		Mn	$1.819 \times 10^{-3}$
		C	$2.801 \times 10^{-4}$
		Si	$7.700 \times 10^{-3}$
		P	$4.034 \times 10^{-5}$
		S	$1.799 \times 10^{-5}$
		Co	$2.283 \times 10^{-4}$
		N	$3.431 \times 10^{-5}$
3	$\text{H}_2\text{O}$	O	$3.350 \times 10^{-2}$

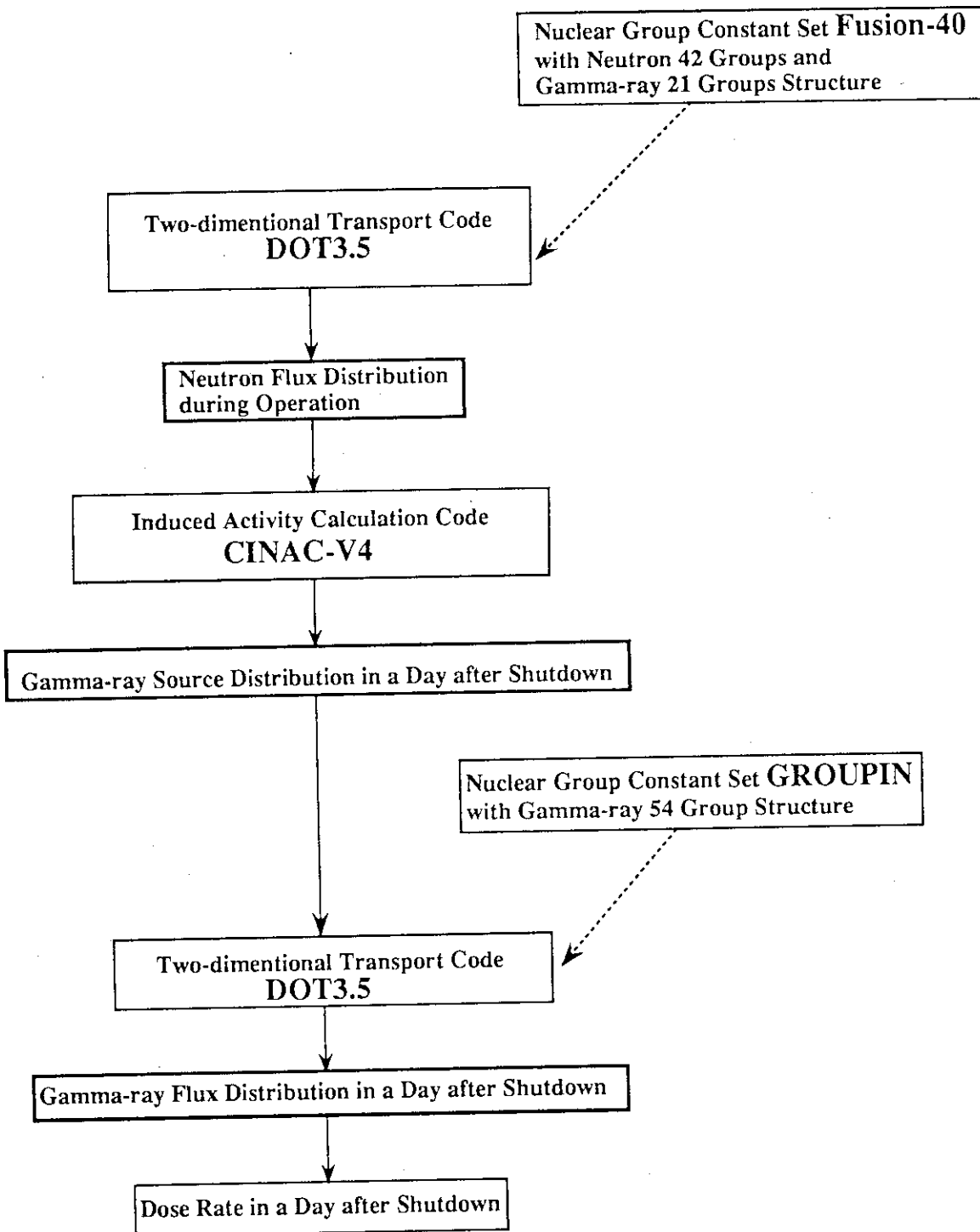


Fig. 2.1 Calculation procedure

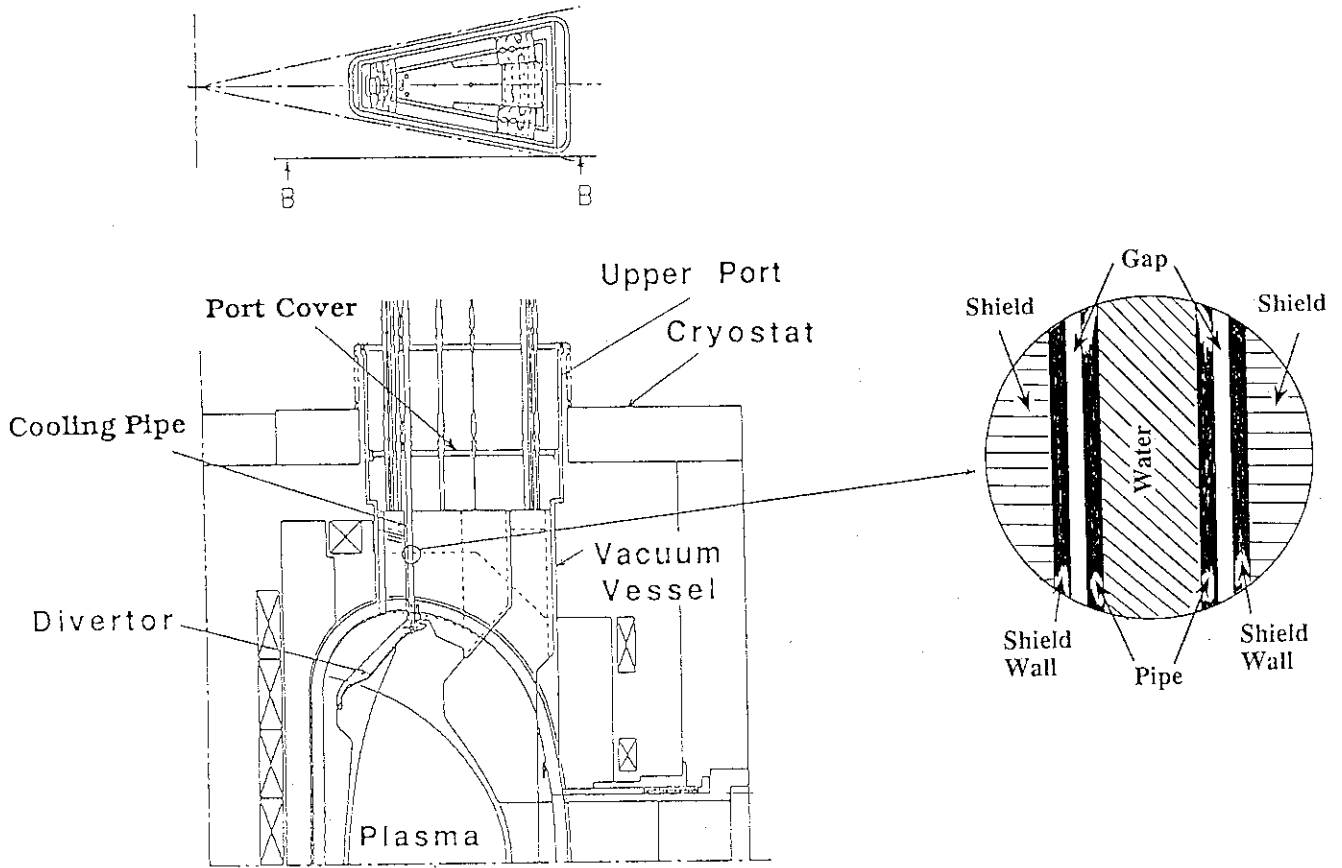


Fig. 2.2 The structure around ITER divertor piping

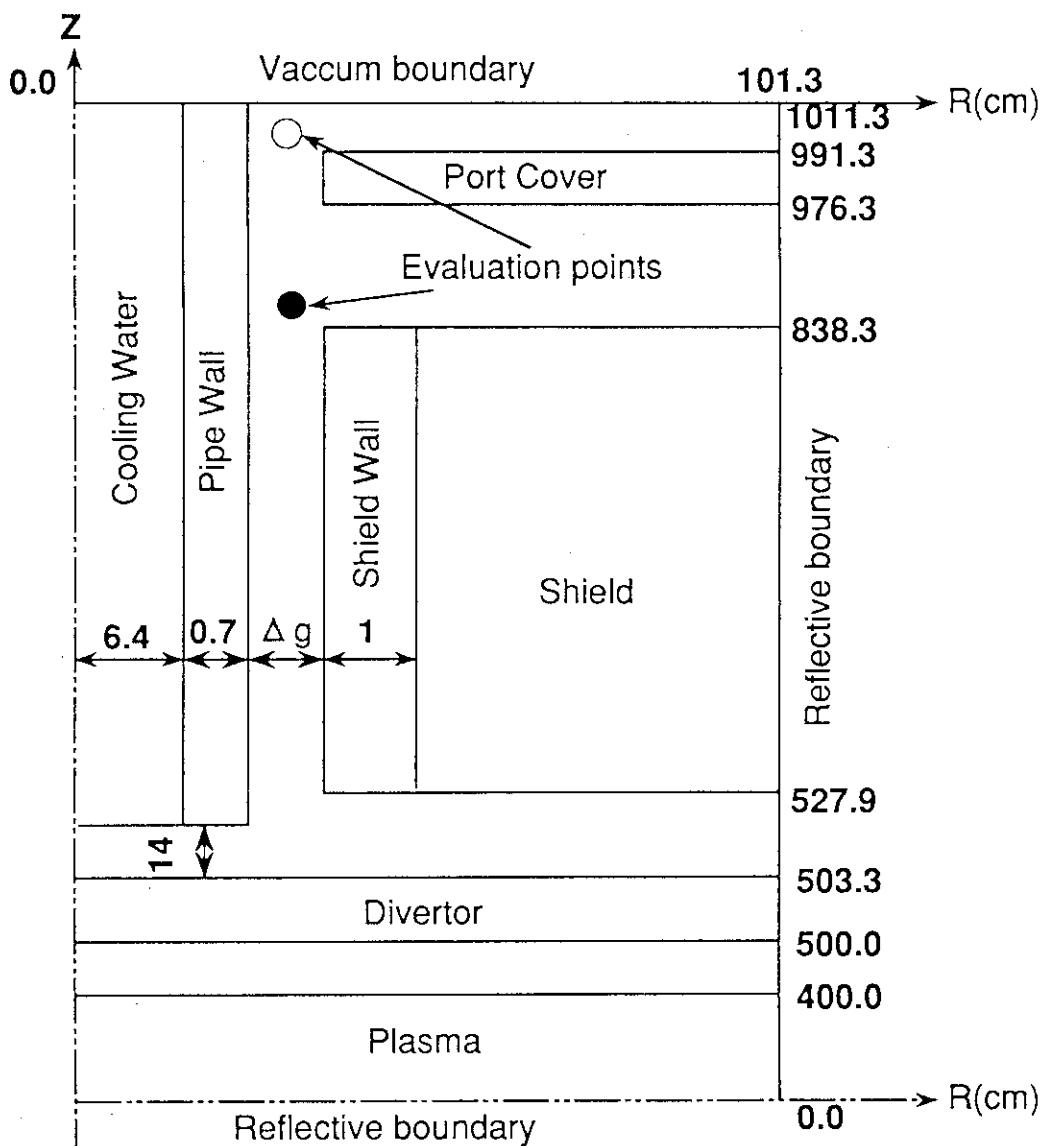


Fig. 2.3 Two-dimensional R-Z (cylindrical) model. This figure shows the calculation model used in streaming analyses of the straight annular gap.

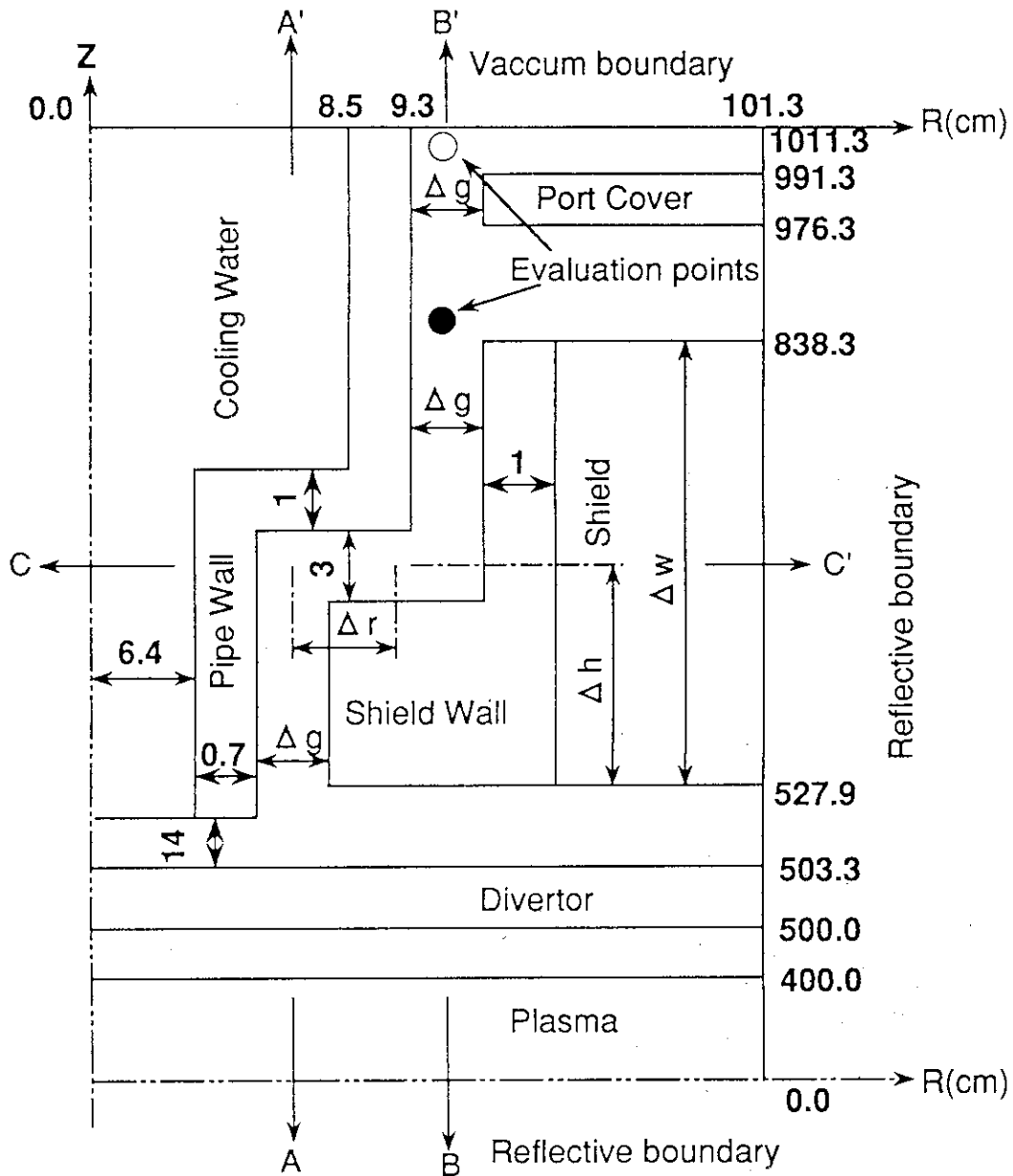


Fig. 2.4 Two-dimensional R-Z (cylindrical) model. This figure shows the calculation model used in streaming analyses of the annular gap with the step structure. In this figure  $\Delta g$  means the gap width,  $\Delta h/\Delta w$  means the step position and  $\Delta r/\Delta g$  means the ratio of the step width to the gap width. Each parameter range examined is as follows:  
 $\Delta g=0.5, 1.0, 2.0$  (cm)  
 $\Delta h/\Delta w=0.25, 0.50, 0.75$   
 $\Delta r/\Delta g=1, 1.5, 2.2, 3$

### 3. 線量当量率に対するステップ位置の影響

ステップ構造を有するギャップの場合、ステップ構造を設置する位置によりストリーミング低減の効果の違いが予想される。故に、最適な遮蔽効果をもたらすステップ位置の知見を得る事は、遮蔽設計上非常に有効である。そこで本章では、円環上のギャップにステップ構造を設置する場合、ギャップ入り口からギャップ出口までのギャップ全体の長さに対して、ステップを設置する最適な位置を検討する。

ギャップ幅を1cm、ステップ比をギャップ幅の2.2倍、即ちステップ位置の前のギャップ中心からステップ位置の後のギャップ中心までの長さを2.2cmとし、ステップを設置する位置が遮蔽体の下端から遮蔽体厚さ(310.4cm:ギャップ全体の長さ)の1/4、1/2及び3/4の場合について検討する。

#### 3.1 Z方向の中性子束分布に対するステップ位置の影響

ステップを遮蔽体厚さの1/2の高さに設置した場合の、運転中の全中性子束の等高線図をFig. 3.1 (Fig. 3.1のZ軸の上下方向は、Fig. 2.3, Fig. 2.4のZ軸の上下方向と逆になっている。)に示す。r=7.55cm, 9.75cmにおける運転中の14MeV中性子束(○印), 0.1MeV以上の中性子束(△印), 全中性子束(□印)の高さ方向(z軸方向)の分布をFig. 3.2, Fig. 3.3に示す。Fig. 3.2では、Fig. 2.4においてA-A'で示す半径7.1cm(Fig. 2.4)に沿った中性子束分布を表している。一方、Fig. 3.3では、Fig. 2.4においてB-B'で示す半径9.3cmに沿った中性子束分布を表している。Fig. 3.2, Fig. 3.3において横軸はプラズマ中心からの距離であり、Z=0~400cmの領域はプラズマ、Z=400~500cmの領域はスクレブオフ層、Z=500~503.3cmの領域はダイバータである。またFig. 3.2において、Z=503.3~684.1cmの領域はギャップ、Z=684.1~685.1cmの領域はガイド管(SS316)、Z=685.1~1011.3cmの領域は冷却水である。一方Fig. 3.3においては、Z=503.3~527.9cmの領域はギャップ、Z=527.9~681.1cmの領域はガイド管(SS316)、Z=681.1~1011.3cmの領域はギャップである。

ステップを遮蔽体厚さの1/4の高さに設置した場合の、A-A', B-B'断面における高さ方向(Z方向)の各中性子束分布をそれぞれFig. 3.4, Fig. 3.5に示す。また、ステップを遮蔽体厚さの3/4の高さに設置した場合の、A-A', B-B'断面における高さ方向(Z方向)の各中性子束分布をそれぞれFig. 3.6, Fig. 3.7に示す。

Fig. 3.2~Fig. 3.7から、ギャップ中を透過する中性子束はステップの前後で1~3桁減衰する事が判る。しかし減衰の程度は中性子のエネルギーによって、またステップを設置する位置によって異なっている。遮蔽体厚さの1/4, 1/2, 3/4の高さにステップを設置した場合について、Fig. 3.2~Fig. 3.7から求めた14MeV中性子束, 0.1MeV以上の中性子束, 全中性子束の、ステップによる減衰(ステップ位置前後の中性子束の比:減衰比)をTable. 3.1に示す。



Table. 3.1から、本計算体系においては、14MeV 中性子束の場合、0.1MeV以上の中性子束や全中性子束の場合と比較して、ステップによる減衰が3～20倍大きい。これは、中性子のエネルギーが高いほど前方方向にピークを持つ極端な非等角度分布を呈する為、90度方向への散乱が、0.1MeV以上の中性子束や全中性子束の場合より少なくなるからである。

また、ステップを設置する位置を遮蔽体の奥にするほど、ステップによる減衰が大きい。これは、ギャップを透過する中性子は透過する方向にピークを持つ非等角度分布を呈する為、透過するギャップの長さが長くなるほど中性子束の前方成分が大きくなり、90度方向への散乱が少なくなるからである。

### 3.2 遮蔽体上部の中性子束分布に対するステップ位置の影響

Fig. 3.8に、ギャップ幅を1cm、ステップ比をギャップ幅の2.2倍とした場合の、遮蔽体上部 (Fig. 2.3, 2.4に示す●位置:  $Z=838.35\text{cm}$ ) における運転中の中性子束とステップ位置との関係を示す。またFig. 3.9に、ポートカバー上部 (Fig. 2.3, 2.4に示す○位置:  $Z=991.35\text{cm}$ ) における運転中の中性子束とステップ位置との関係を示す。Fig. 3.8, Fig. 3.9において、●印は14MeV中性子束、□印は0.1MeV以上の中性子束、■印は全中性子束を示す。横軸はギャップにステップ構造を設置した位置であり、横軸の0.25は遮蔽体の下端から遮蔽体厚さ (310.4cm)の1/4の高さ、0.50は1/2の高さ、0.75は3/4の高さを示している。0.00及び1.00はステップを設置していない場合、即ちストレートなギャップの場合である。

Fig. 3.8, Fig. 3.9から、本体系 (遮蔽体の厚さが約300cmの体系) では、ステップ構造を有するギャップの場合、遮蔽体の上部で、運転中の14MeV中性子束、0.1MeV以上の中性子束、全中性子束は全て、ストレートなギャップに対して、5～6桁低減する事が判る。また最も中性子束を減衰させるステップ位置は、遮蔽体領域の中間よりやや上側の位置である事が判る。その理由は以下のように考えられる。

本体系 (ステップ構造を有するギャップ体系) における、ギャップを透過する中性子束は、3段階の過程で減衰される。即ち、ステップ位置の前のギャップ中における高さ方向 (Fig. 2.4においてA - A'で示すz方向) の減衰、ステップ自体による径方向 (Fig. 2.4においてC - C'で示すr方向) の減衰、ステップ位置の後のギャップ中における高さ方向 (Fig. 2.4においてB - B'で示すz方向) の減衰である。

ステップ自体による径方向 (r方向) の減衰を、ステップ位置で比較すると、Table. 3.1から、ステップを遮蔽体の上側に設置した場合 (即ちギャップ入り口からステップ位置までの距離が長い場合) の方が、ステップを遮蔽体の下側に設置した場合 (即ちギャップ入り口からステップ位置までの距離が短い場合) に比べて、減衰が大きい事が判る。特に、遮蔽体の下端から遮蔽体厚さ (310.4cm)の1/4の高さにステップを設置した場合と、1/2あるいは3/4の高さにステップを設置した場合とを比較すると、ステップ自体による減衰が1桁程度違う。

次に、ステップ位置の前後のギャップ中における高さ方向 (Z方向) の減衰に対する、ステップ

位置の影響について考える。遮蔽体厚さ (310.4cm) を  $4h$  とし、中性子束の減衰が長さの  $x$  乗に比例する場合、ギャップ入り口からステップ位置までの中性子束の減衰と、ステップ位置からギャップ出口までの中性子束の減衰を乗じると、以下の様になる。

- ・遮蔽体厚さの1/4の位置にステップを設置した場合： $1/h^x \times 1/(3h)^x = 1/(3h^2)^x$
- ・遮蔽体厚さの1/2の位置にステップを設置した場合： $1/(2h)^x \times 1/(2h)^x = 1/(4h^2)^x$
- ・遮蔽体厚さの3/4の位置にステップを設置した場合： $1/h^x \times 1/(3h)^x = 1/(3h^2)^x$

故に、ステップ自体による径方向 ( $r$  方向) の減衰は考慮にいかず、ステップ位置の前後のギャップ中における高さ方向 ( $Z$  方向) の減衰のみを考慮する場合、最も中性子束を減衰させるステップ位置は、遮蔽体領域の中間の位置になると考えられる。

以上より、ステップ自体による径方向 ( $r$  方向) の中性子束の減衰及びステップ位置の前後のギャップ中における高さ方向 ( $Z$  方向) の中性子束の減衰に対する考察から、前者の場合ステップを設置する位置を遮蔽体の上側にするほど減衰が大きく、後者の場合遮蔽体領域の中間の位置にステップを設置すると減衰が最も大きい。故に、ステップを設置する位置によるステップ中の中性子束減衰の違いと、ステップを設置する位置によるギャップ中の中性子束減衰の違いから、最も中性子束を減衰させるステップ位置は、遮蔽体領域の中間よりやや上側の位置になると考えられる。

また Fig. 3. 8, Fig. 3. 9 から、ポートカバー上部における中性子束を最も低減させるステップ位置は、遮蔽体上部の場合と比較して、遮蔽体領域の奥側 (遮蔽体厚さの1/2の高さから3/4の高さの方) へ移動している事が判る。その理由は以下の様に考えられる。

ポートカバー上部の領域まで直接透過する中性子束は、中性子束のごく限られた前方成分 (例えば、遮蔽体と冷却配管の間に存在するギャップ幅が1cmの場合、 $z$  軸に対して  $\tan^{-1}(1/140)$  以内の角度を有する成分) のみである。透過するギャップの長さが長い程中性子束の前方成分は大きくなり、中性子束はポートカバー上部の領域まで直接透過し易くなる。従って、この観点からは、ステップを設置する位置が遮蔽領域の奥側の方ほど中性子束を低減できると考えられる。

### 3.3 遮蔽体上部の運転停止後の線量当量率に対するステップ位置の影響

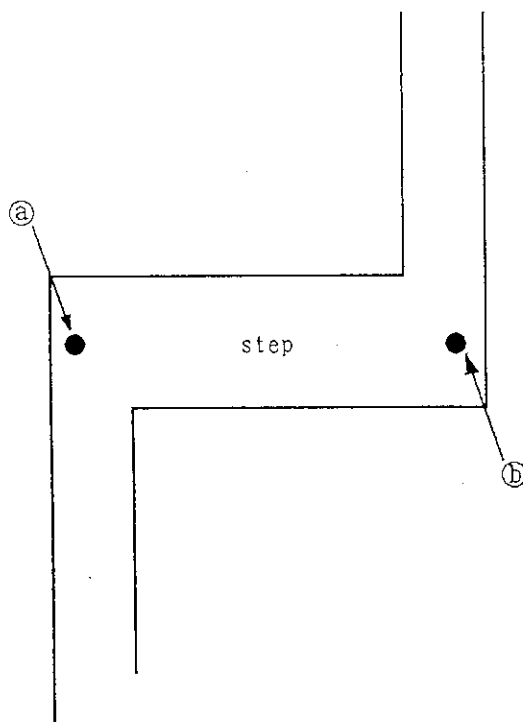
ギャップ幅を1cm、ステップ比をギャップ幅の2.2倍とし、ステップを遮蔽体厚さの1/2の高さに設置した場合の、運転停止1日後の線量当量率の等高線図を Fig. 3.10 (Fig. 3.1 同様、Fig. 3.10の  $z$  軸の上下方向は、Fig. 2.3, Fig. 2.4の  $z$  軸の上下方向と逆になっている。) に示す。Fig. 3.11に、ギャップ幅を1cm、ステップ比をギャップ幅の2.2倍とした場合の、遮蔽体上部 (Fig. 2.3, 2.4に示す●位置： $z=838.35\text{cm}$ ) における運転停止1日後の線量当量率とステップ位置との関係、Fig. 3.12に、ポートカバー上部 (Fig. 2.3, 2.4に示す○位置： $z=991.35\text{cm}$ ) における運転停止1日後の線量当量率とステップ位置との関係を示す。Fig. 3.11, Fig. 3.12において、横軸は Fig. 3.8, Fig. 3.9 同様ギャップにステップ構造を設置した位置である。また Fig. 3.12において、破線で示す線量当量率 (2.5mrem/h) は生体遮蔽設計基準値、一点鎖線で示す線量当量率 (0.25mrem/h) は生体遮蔽設計基準値に安全率10を見込んだ値を示している。

運転中の中性子束同様、ステップ構造を有するギャップの場合、運転停止1日後の線量当量率はストレートなギャップに対して5～6桁減衰し、最も線量当量率を低減させるステップ位置は、遮蔽体領域の中間よりやや上側の位置である。本体系においては、ストレートギャップの場合、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は、生体遮蔽設計基準値を4桁程度上回り生体遮蔽の条件を満足しない。しかし、ギャップにステップ構造を設置する事によって、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は、生体遮蔽設計基準値に安全率10を見込んだ値に対して1/20程度となる。本検討における計算誤差の要因として、ray-effectによる誤差、群定数の誤差及び誘導放射能計算の誤差が考えられる。これらの要因による計算誤差として3～4倍程度の値が予想され、これを考慮しても、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は、生体遮蔽の条件を満足する。

Table 3.1 Ratio of operational neutron flux at step outlet to that at step inlet

$$\text{Ratio: } R = \frac{\text{Operational neutron flux just behind the step outlet (point \textcircled{D})}}{\text{Operational neutron flux just in front of the step inlet (point \textcircled{a})}}$$

Step position	14MeV	Above 0.1MeV	Total
1/4	$2.1 \times 10^{-1}$	$6.9 \times 10^{-1}$	$7.4 \times 10^{-1}$
1/2	$4.7 \times 10^{-3}$	$5.6 \times 10^{-2}$	$9.2 \times 10^{-2}$
3/4	$4.3 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-2}$	$8.7 \times 10^{-2}$



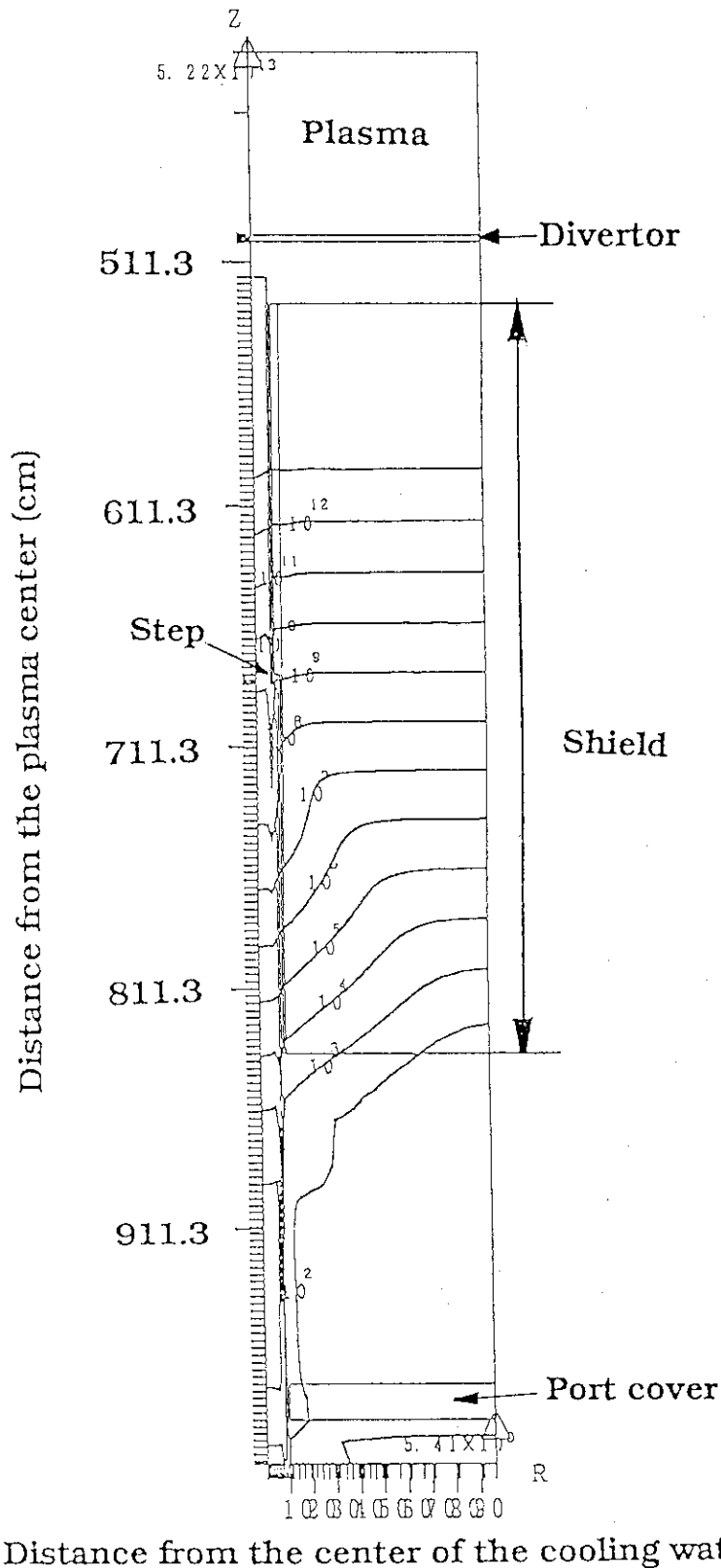


Fig. 3.1 Total neutron flux contour around a cooling pipe during  $0.5\text{MW/m}^2$  wall loading operation. The cooling pipe has the annular gap with step structure. The gap width is 1cm, the step position is midpoint of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

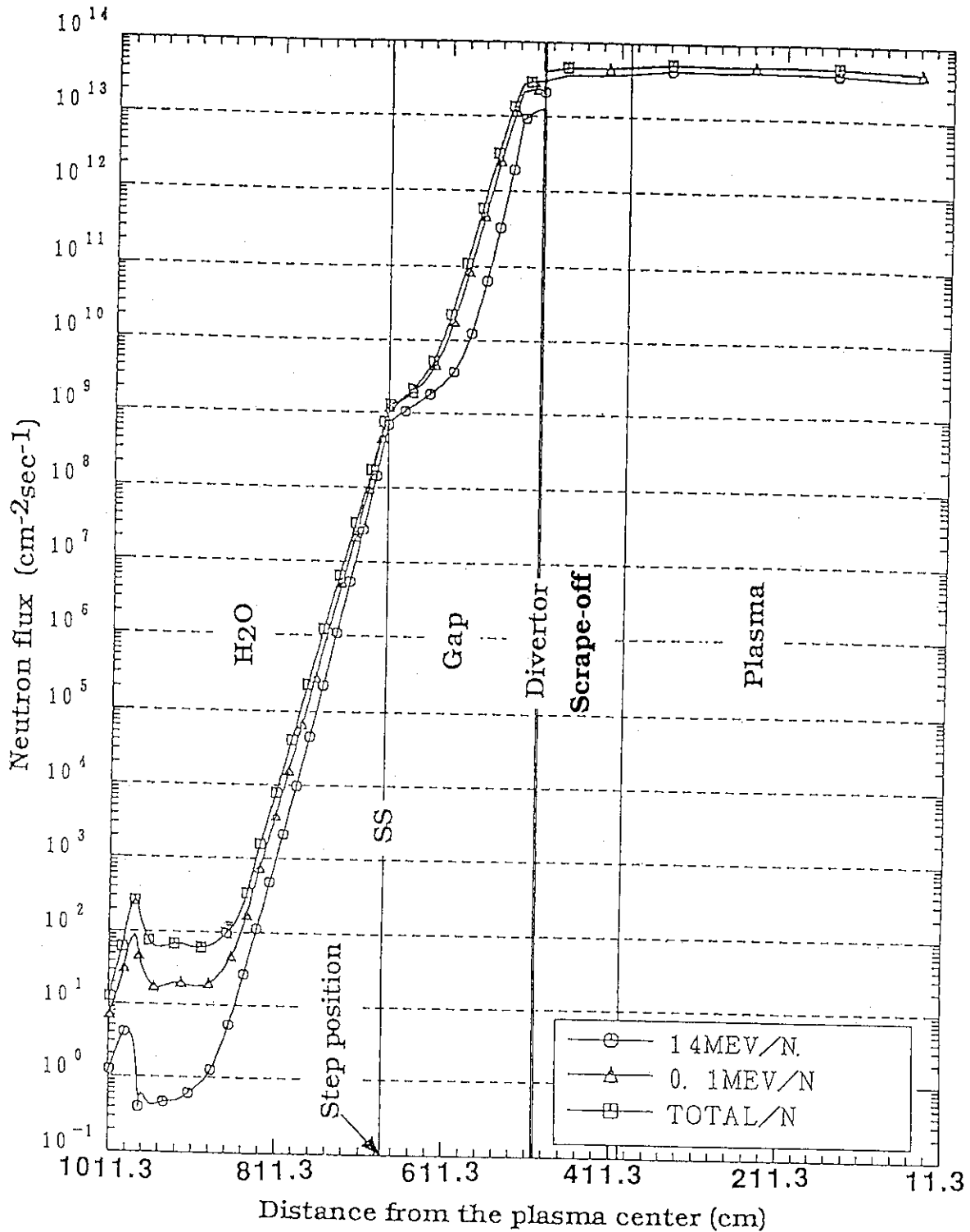


Fig. 3.2 Neutron flux distribution in the annular gap around the cooling pipe along line A-A' in Fig. 2.4 during  $0.5\text{MW}/\text{m}^2$  wall loading operation. The gap width is 1cm, the step position is midpoint of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

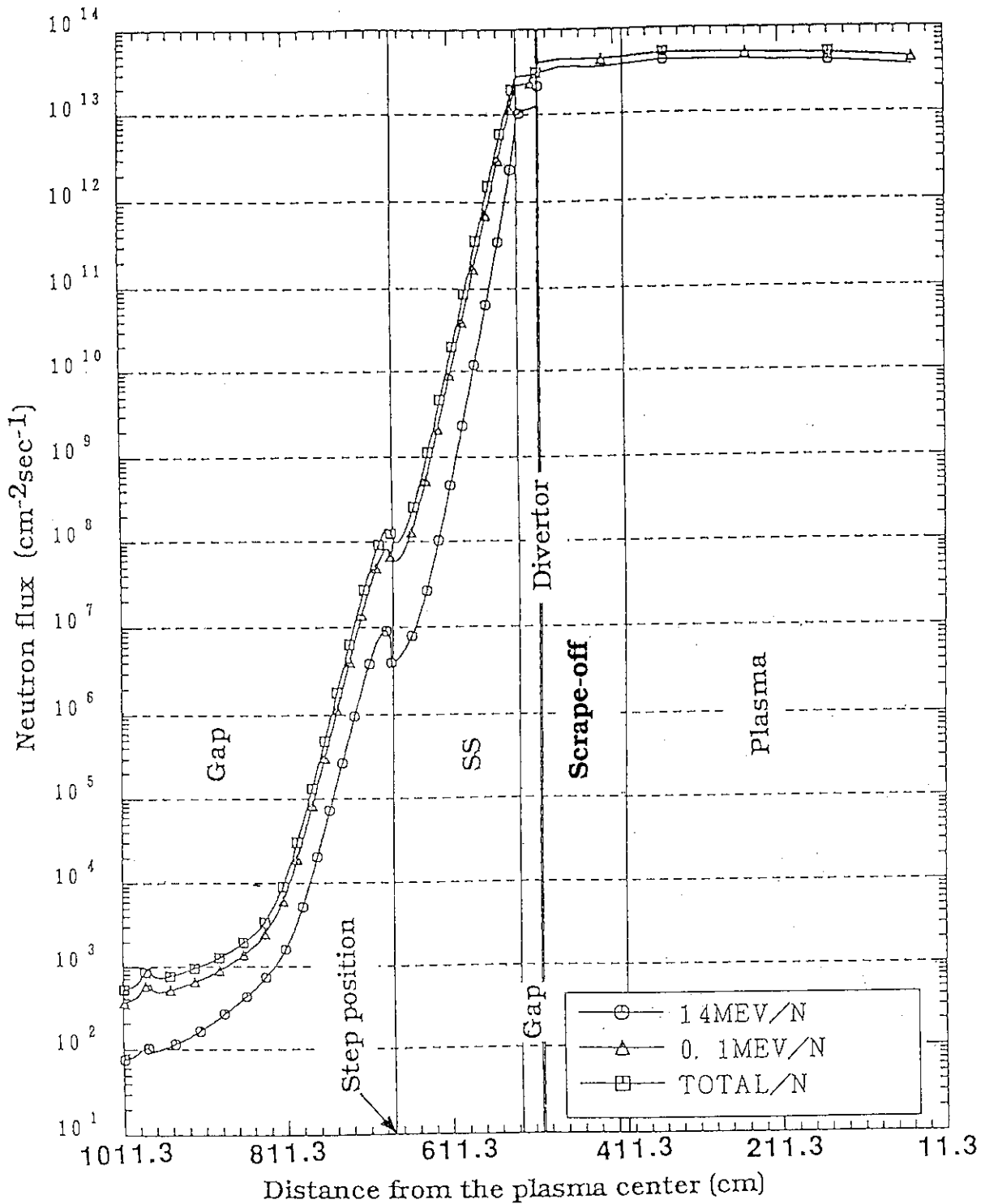


Fig. 3.3 Neutron flux distribution in the annular gap around the cooling pipe along line B-B' in Fig. 2.4 during  $0.5\text{MW}/\text{m}^2$  wall loading operation. The gap width is 1cm, the step position is midpoint of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

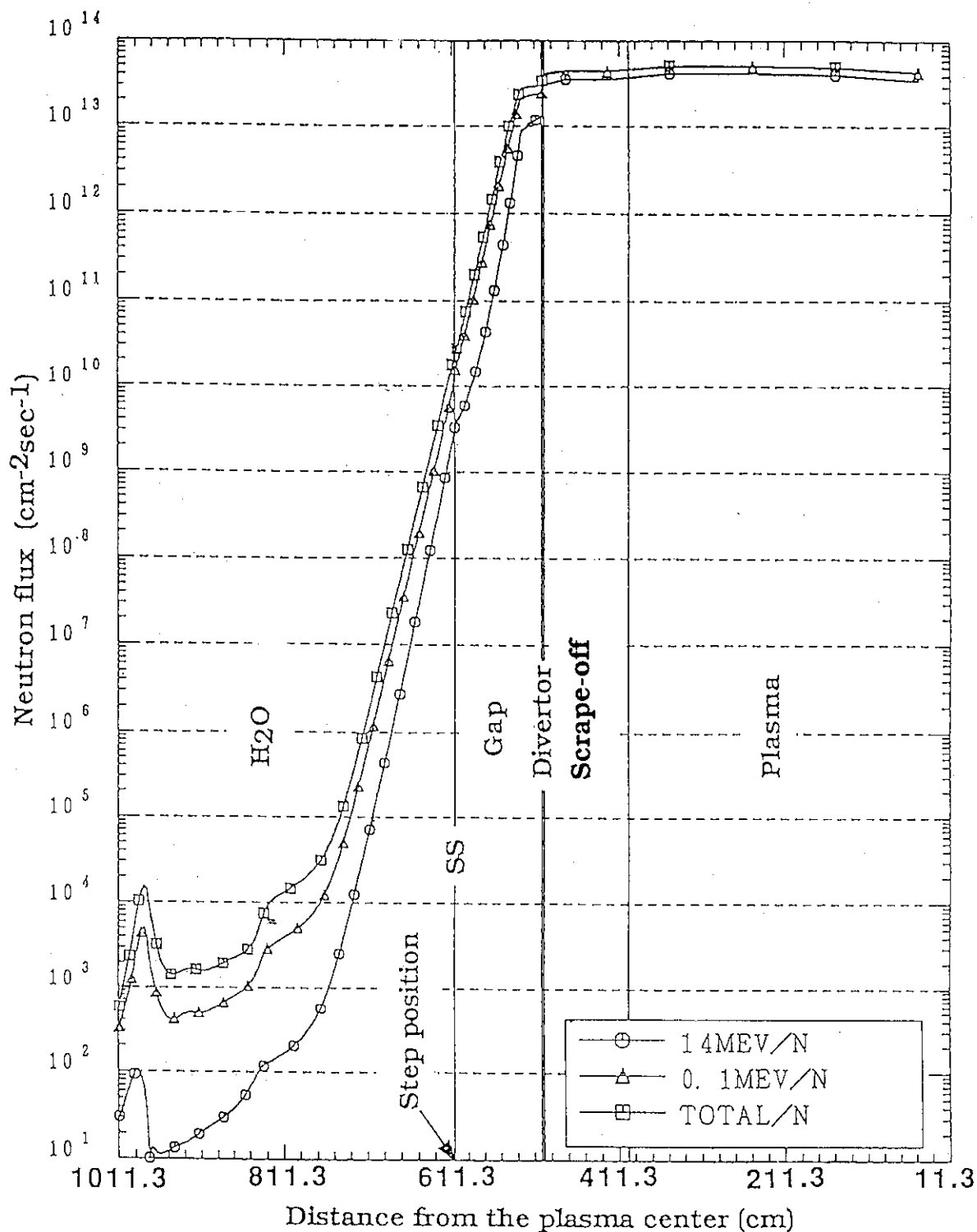


Fig. 3.4 Neutron flux distribution in the annular gap around the cooling pipe along line A-A' in Fig. 2.4 during  $0.5\text{MW/m}^2$  wall loading operation. The gap width is 1cm, the step position is a quarter point of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.



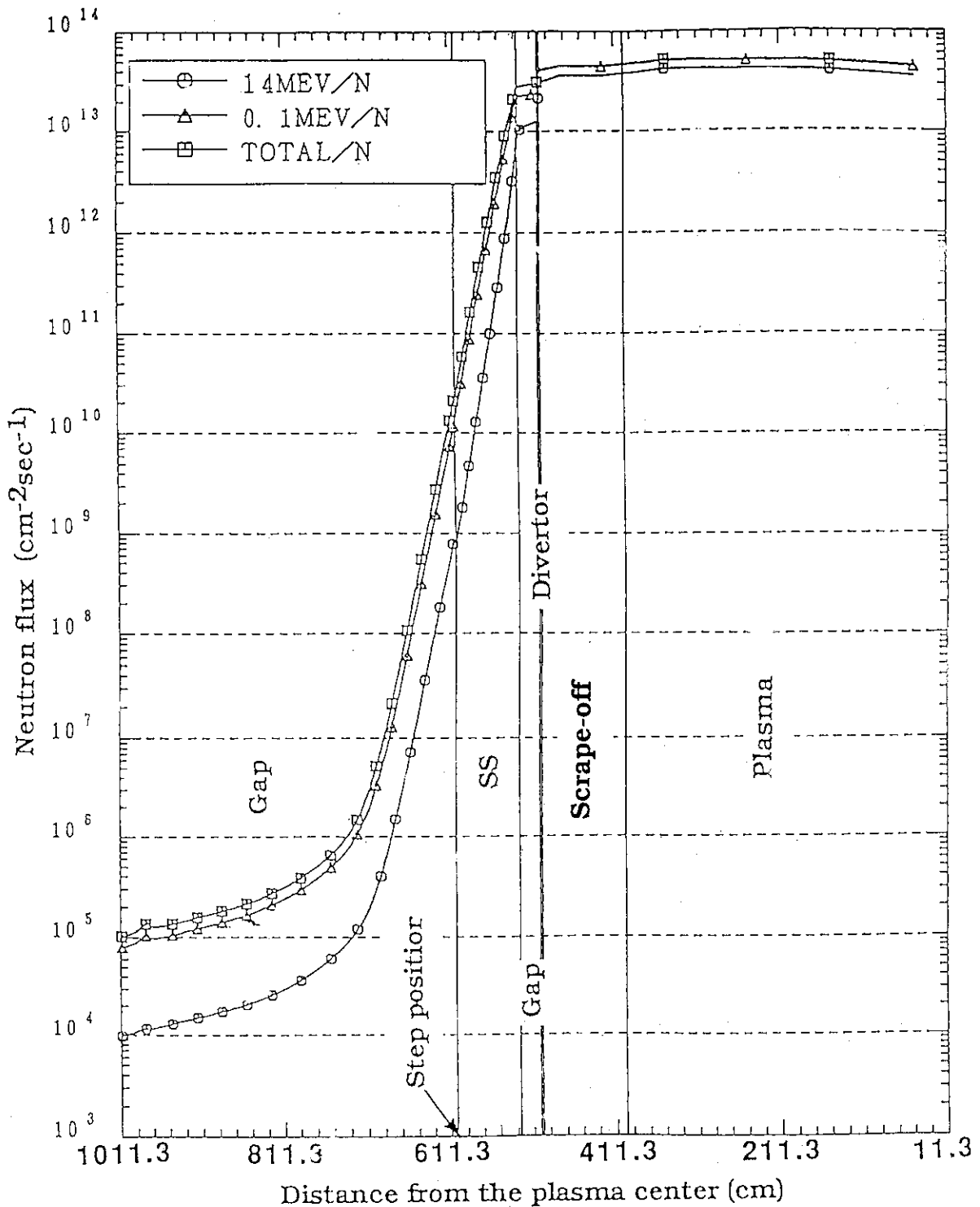


Fig. 3.5 Neutron flux distribution in the annular gap around the cooling pipe along line B-B' in Fig. 2.4 during  $0.5\text{MW}/\text{m}^2$  wall loading operation. The gap width is 1cm, the step position is a quarter point of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

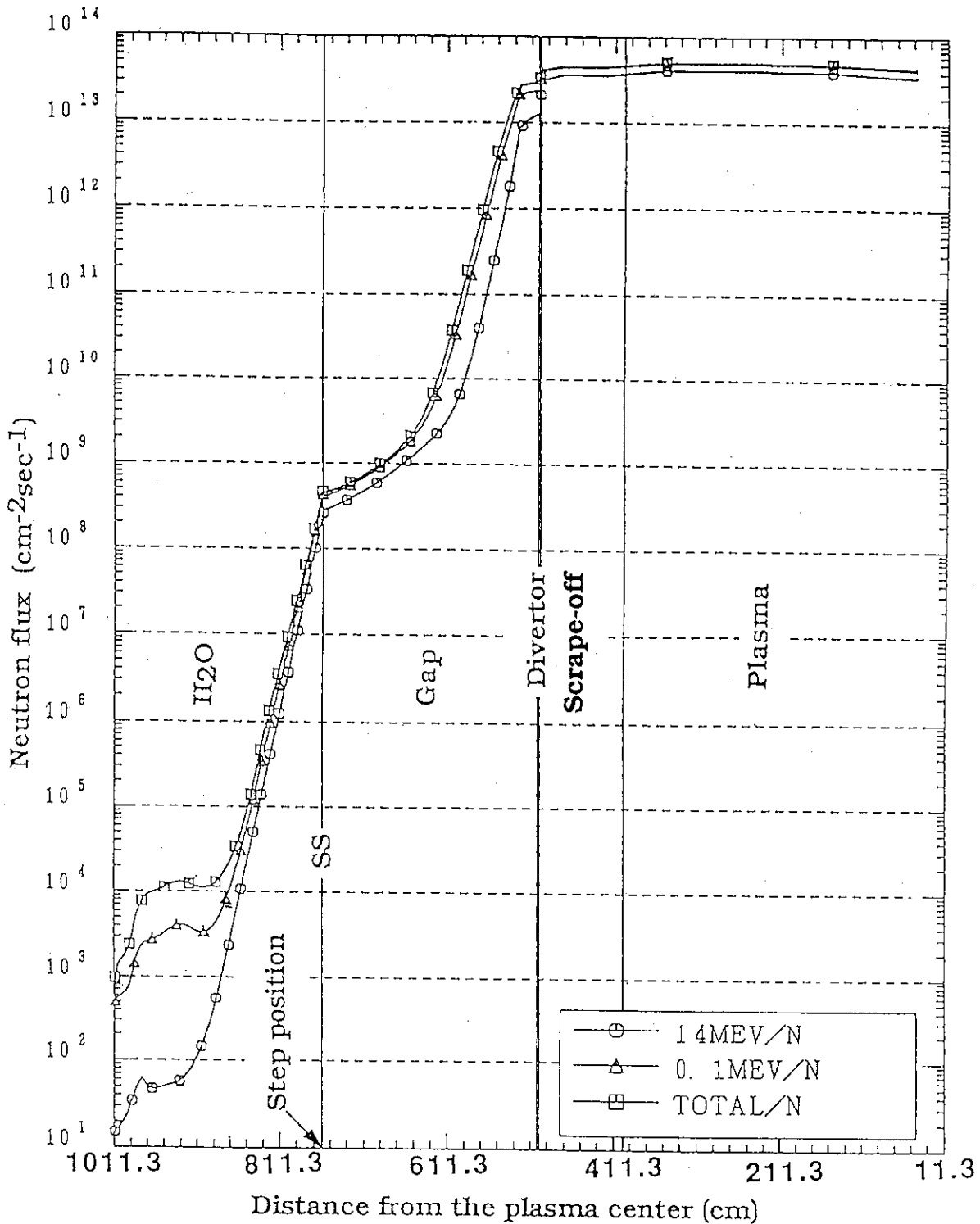


Fig. 3.6 Neutron flux distribution in the annular gap around the cooling pipe along line A-A' in Fig. 2.4 during  $0.5\text{MW/m}^2$  wall loading operation. The gap width is 1cm, the step position is three quarters point of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

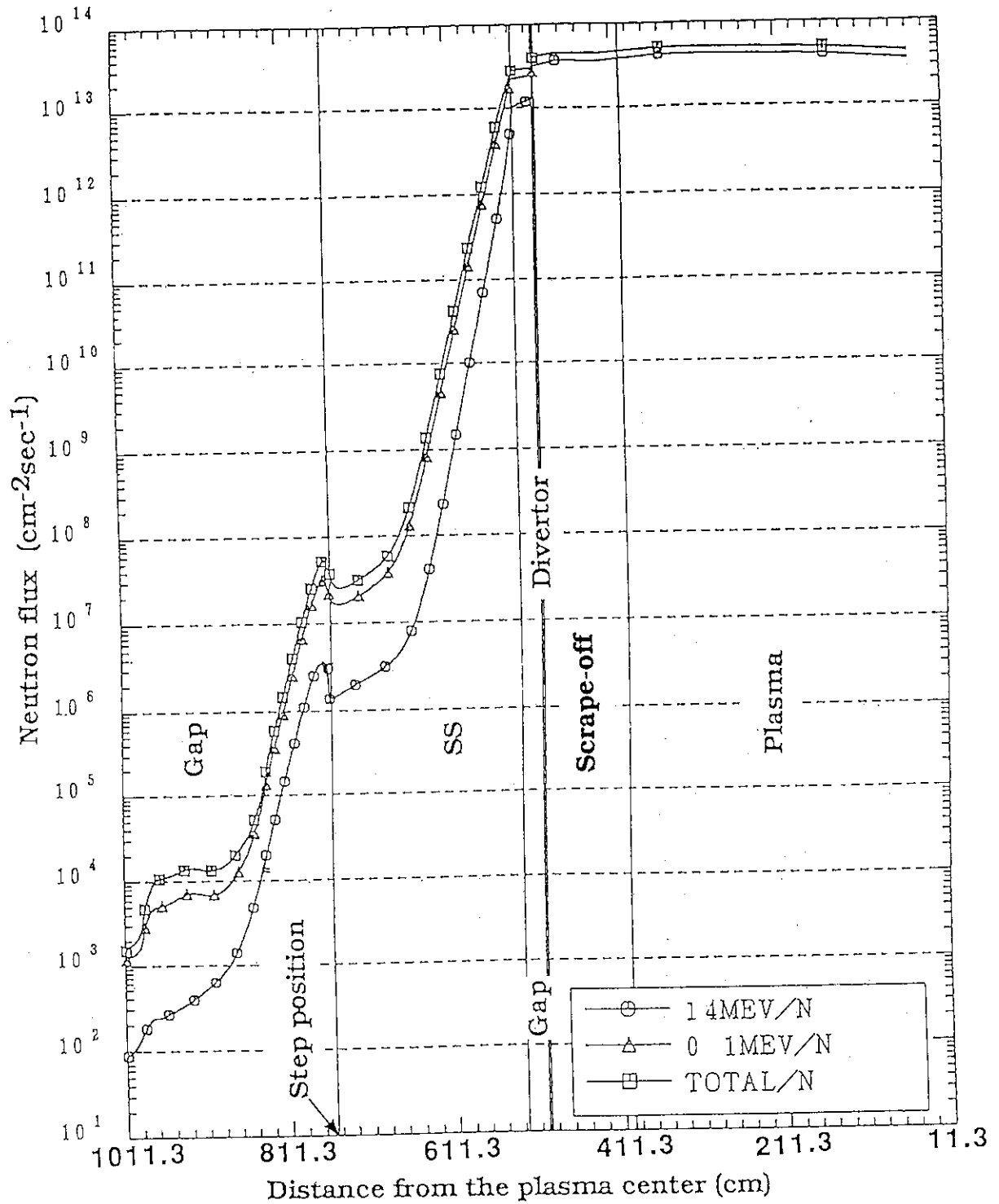


Fig. 3.7 Neutron flux distribution in the annular gap around the cooling pipe along line B-B' in Fig. 2.4 during  $0.5\text{MW}/\text{m}^2$  wall loading operation. The gap width is 1cm, the step position is three quarters point of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

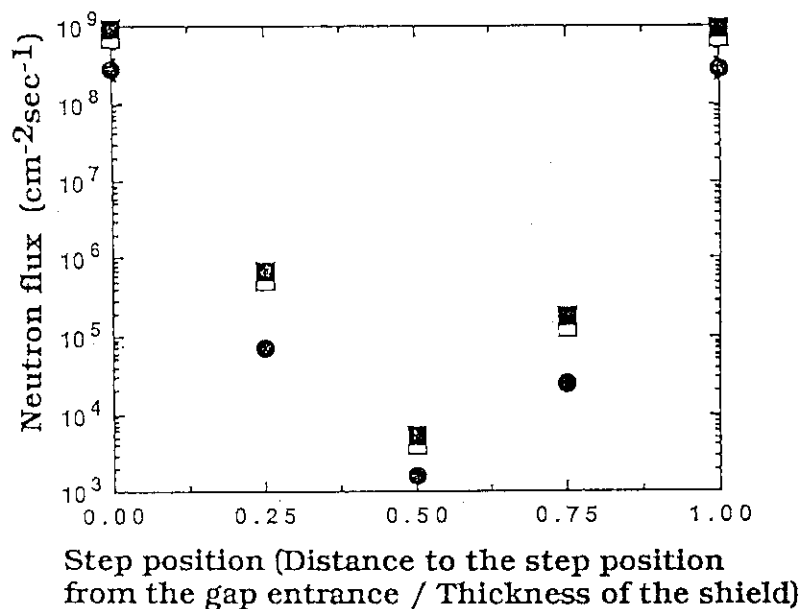


Fig. 3.8 Neutron flux at the upper position of the shield as a function of the step position during 0.5MW/m<sup>2</sup> wall loading operation. The width of the gap is 1cm, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width. The symbol of ● shows 14MeV neutron flux, the symbol of □ shows fast neutron flux (above 0.1MeV neutron flux) and the symbol of ■ shows total neutron flux.

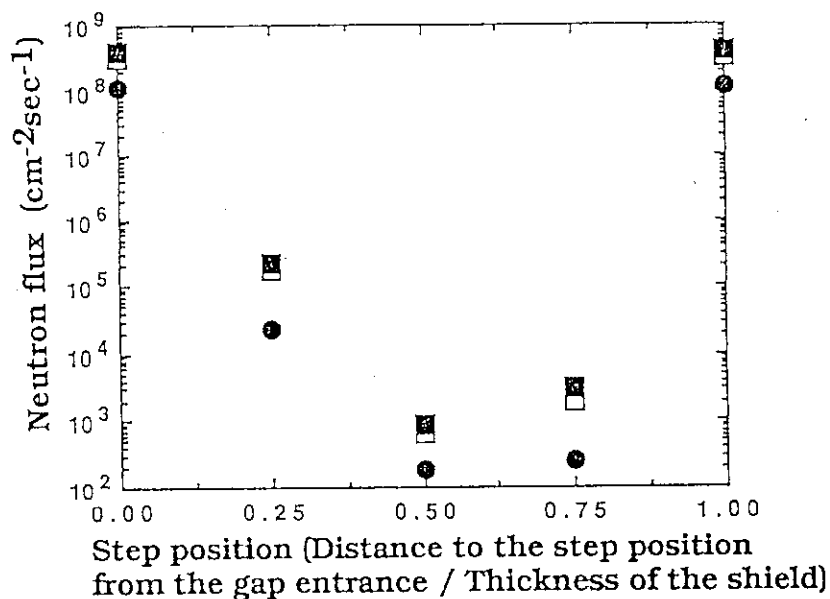
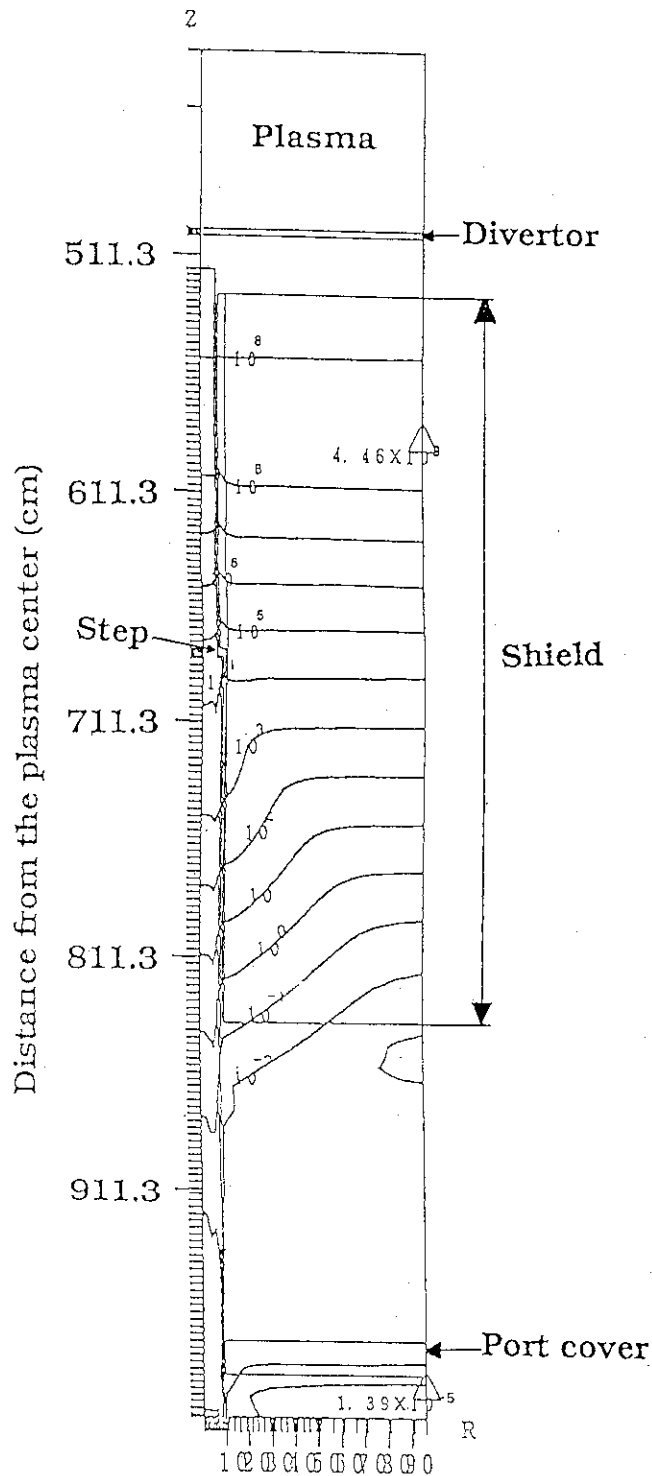


Fig. 3.9 Neutron flux at the upper position of the port cover as a function of the step position during 0.5MW/m<sup>2</sup> wall loading operation. The width of the gap is 1cm, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width. The symbol of ● shows 14MeV neutron flux, the symbol of □ shows fast neutron flux (above 0.1MeV neutron flux) and the symbol of ■ shows total neutron flux.



Distance from the center of the cooling water (cm)

Fig. 3.10 Gamma-ray dose rate contour around a cooling pipe in a day after shutdown of  $0.5\text{MWa/m}^2$  fluence operation. The cooling pipe has the annular gap with step structure. The gap width is 1cm, the step position is midpoint of the shield, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

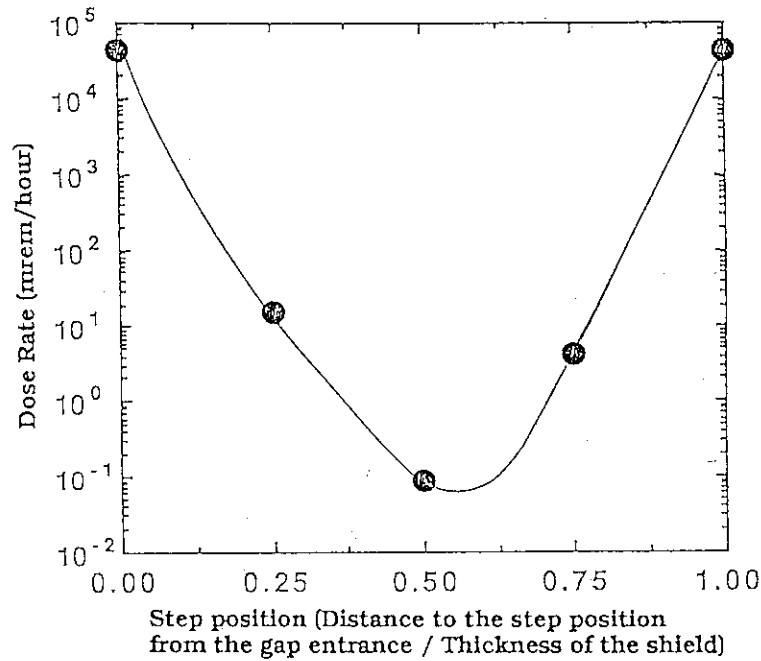


Fig. 3.11 Gamma-ray dose rate at the upper position of the shield in a day after shutdown following 0.5MWa/m<sup>2</sup> fluence operation as a function of the step position. The width of the gap is 1cm, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width.

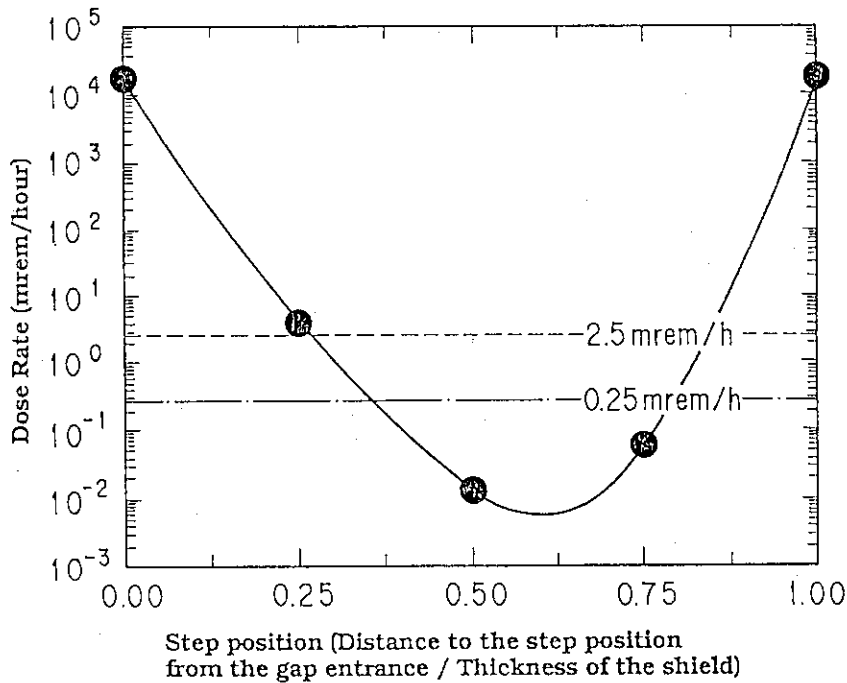


Fig. 3.12 Gamma-ray dose rate at the upper position of the port cover in a day after shutdown following 0.5MWa/m<sup>2</sup> fluence operation as a function of the step position. The width of the gap is 1cm, the thickness of the shield is 310.4cm, and the step ratio is 2.2 times of the gap width. 2.5mrem/h is the reference value for the shielding design and 0.25mrem/h is the biological shielding design value including safety factors 10 for the reference value.

## 4. 線量当量率に対するギャップ幅及びステップ比の影響

前章において、幅1cmの円環状のストレートなギャップに対して、ギャップにギャップ幅の2.2倍のステップ構造を設置する事によって、運転停止1日後のポートカバー上部における線量当量率を5桁以上低減でき、また生体遮蔽設計基準値に安全率10を見込んだ値(0.25mrem/h)に対して線量当量率は1/20程度となることを示した。一方、今後の設計進捗によっては、熱伸びの吸収や製作性、及びメンテナンスの観点から、ギャップ幅の変更が有り得る。また遮蔽設計の立場から、最適なギャップ幅及びステップ比の知見を得る事は、製作性やコスト等の観点から非常に有効である。そこで本章では、ギャップ幅を変えた場合、及びステップ比を変えた場合の影響について検討する。

### 4.1 ギャップ幅の影響

ギャップ幅の2.2倍のステップを遮蔽体の下端から遮蔽体厚さ(310.4cm)の1/2の高さに設置した場合の、運転停止1日後の線量当量率とギャップ幅との関係について検討する。ギャップ幅としては、0cm, 0.5cm, 1cm, 2cmを考える。0cmとはギャップがない状態である。

ポートカバー上部(Fig. 2.3, Fig. 2.4に示す○印:  $z=991.35\text{cm}$ )における、運転停止1日後の線量当量率とギャップ幅との関係をFig. 4.1に示す。Fig. 4.1において、横軸はギャップ幅(cm)であり、縦軸は線量当量率(mrem/h)である。また破線で示す線量当量率(2.5mrem/h)は生体遮蔽設計基準値、一点鎖線で示す線量当量率(0.25mrem/h)はそれに安全率10を見込んだ値を示している。

Fig. 4.1から、遮蔽体の厚さが310.4cmの本体系(円環状のギャップに対して、ギャップ幅の2.2倍のステップを、遮蔽体厚さの1/2の高さに設置した体系)においては、ギャップ幅が5mm以上の場合、ポートカバー上部の線量当量率はギャップ幅の増加に比例して指数関数的に増加し、ギャップ幅が1cm広くなると線量当量率が約1桁増加する事が判る。ギャップ幅が2cmの場合、ポートカバー上部の線量当量率は生体遮蔽設計基準値に安全率10を見込んだ線量当量率(0.25mrem/h)を多少下回り生体遮蔽の条件を満足しているが、ギャップ幅が2cmより広くなると安全率10を見込んだ線量当量率を満足しなくなる。更にギャップ幅が3cmより広くなると、ポートカバー上部の線量当量率は生体遮蔽設計基準値(2.5mrem/h)を満足しなくなると予想される。故に、本体系においては2cm以下のギャップ幅ならば、許容できる範囲である事が判った。また、ギャップ幅が0cm、すなわちギャップがない場合には、ギャップ幅が5mmの場合の値と比較して、線量当量率が約4桁低い事が判った。

## 4.2 ステップ比の影響

ギャップ幅を1 cmとし、ステップを遮蔽体の下端から遮蔽体厚さ(310.4 cm)の1/2の高さに設置した場合の、運転停止1日後の線量当量率とステップ比との関係について検討する。ステップ比としては、ギャップ幅の0倍、1倍、1.5倍、2.2倍、3倍の場合について検討する。ギャップ幅の0倍とはステップがない状態、即ちストレートなギャップの場合である。

ポートカバー上部における、運転停止1日後の線量当量率とステップ比との関係をFig. 4.2に示す。Fig. 4.2において、横軸はステップ比であり、縦軸は線量当量率(mrem/h)である。またFig. 4.1同様、破線で示す線量当量率(2.5mrem/h)は生体遮蔽設計基準値、一点鎖線で示す線量当量率(2.5mrem/h)はそれに安全率10を見込んだ値を示している。

Fig. 4.2から、ステップ比をギャップ幅の1倍以上にすると線量当量率が大幅に下がり始め、約2倍以上では、ほぼ一定の値に近づく事が判る。ステップ比が1倍未満の場合には、ステップ後のギャップ、ステップ前のギャップ及びギャップ入り口(中性子源)が直線的に重なりあう領域が生じ、中性子がギャップ入り口からギャップ中を透過する事が可能になるため、ステップを透過する事によるストリーミング減衰の効果が小さく、線量当量率の低下は小さい。ステップ比を約2倍以上にすると線量当量率がほぼ一定の値に近づくのは、以下に述べる理由が考えられる。ステップ後のギャップ中を透過する中性子束に対しては、Fig. 4.3に斜線で示す領域(ステップ後のギャップとステップが交錯する領域)に存在する中性子束の、90度方向への成分が主な中性子源となる。ステップ中を透過する中性子束は透過する方向にピークを持つ極端な非等方角度分布を呈し、特にステップの長さが長い程、ピーク度が強くなる。故に、ステップ比をギャップ幅のおおよそ2倍以上にすると、ステップ中を透過する中性子束の前方成分(ギャップに対しては垂直成分)が、ステップ中を透過する中性子束の90度方向への成分と比較して充分に多くなり、オフセット幅を2倍より多く採っても中性子束の90度方向への成分が更に低減する事はなくなる為、線量当量率がほぼ一定の値に近づくと考えられる。



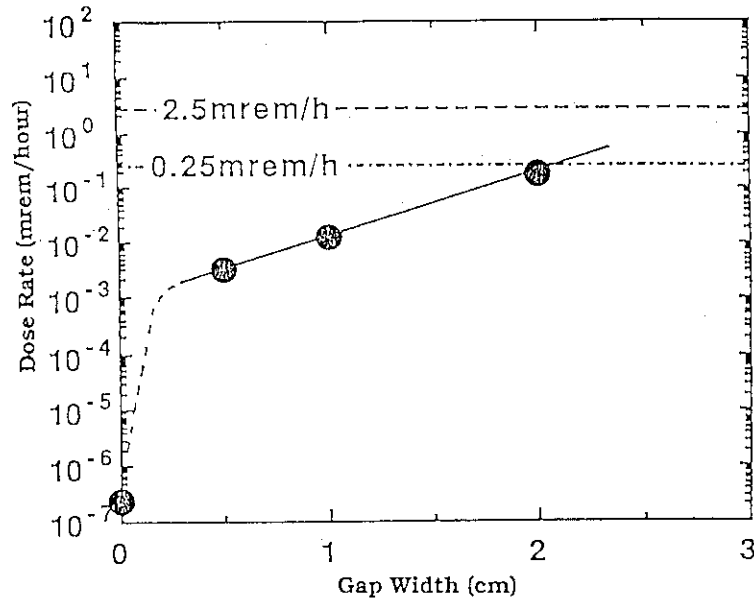


Fig. 4.1 Gamma-ray dose rate at the upper position of the port cover in a day after shutdown following  $0.5\text{MWa/m}^2$  fluence operation as a function of the gap width. The thickness of the shield is 310.4cm, the step position is the midpoint of the shield, and the step ratio is 2.2 times of the gap width. 2.5mrem/h is the reference value for the biological shielding design and 0.25mrem/h is the biological shielding design value including a safety factor of 10 for the reference value.

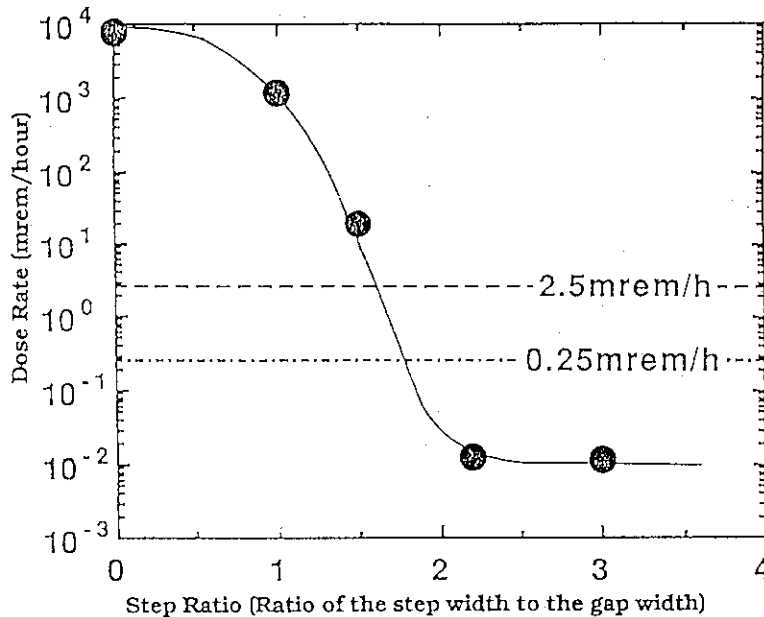


Fig. 4.2 Gamma-ray dose rate at the upper position of the port cover in a day after shutdown following  $0.5\text{MWa/m}^2$  fluence operation as a function of the step ratio. The thickness of the shield is 310.4cm, the step position is the midpoint of the shield, and the width of the gap is 1cm. 2.5mrem/h is the reference value for the biological shielding design and 0.25mrem/h is the biological shielding design value including a safety factor of 10 for the reference value.

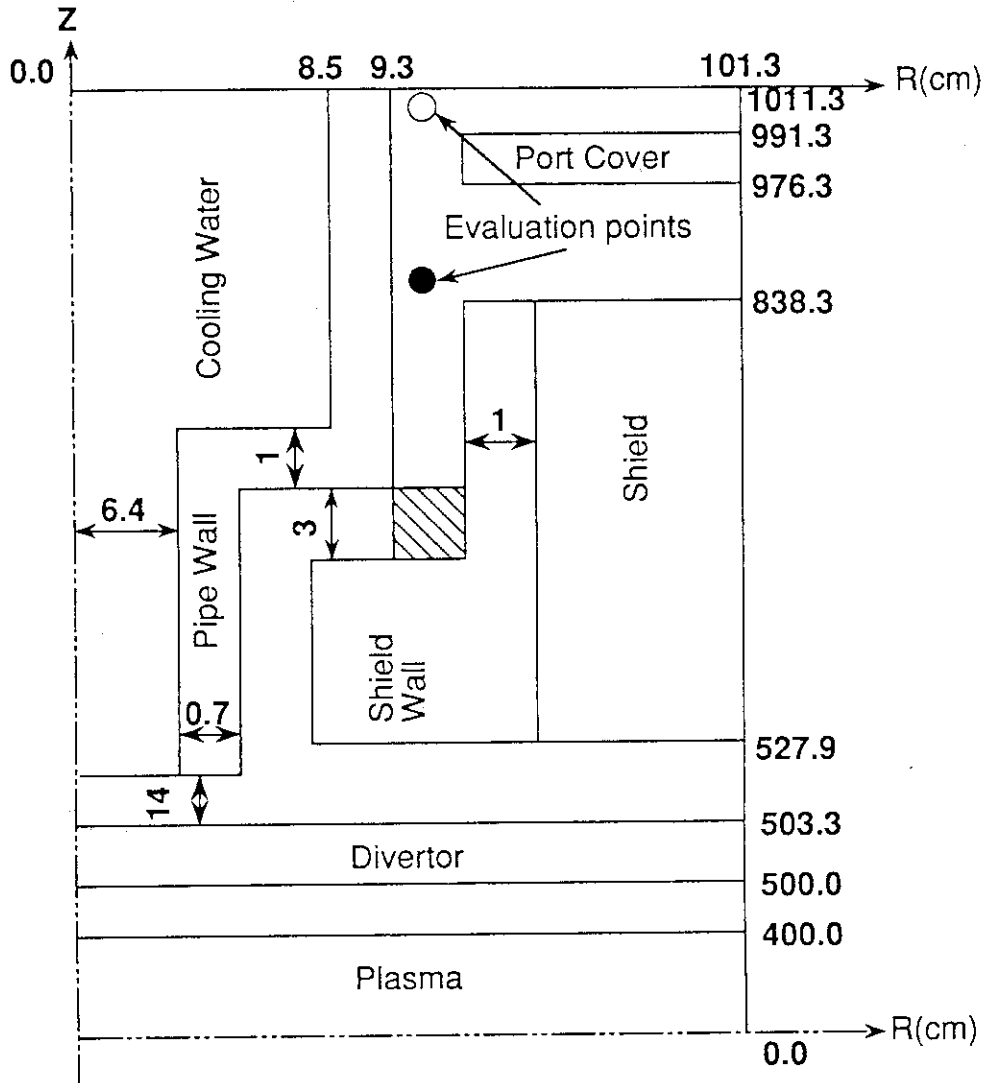


Fig. 4.3 The source of neutron streaming through the gap along line B-B' in Fig. 2.4 is mainly the right-angled component of neutron flux existing in the shaded region.

## 5. 結 言

国際熱核融合実験炉（ITER）における、上部ポートでの運転停止1日後の線量当量率の低減を目的として、ダイバータ冷却配管周辺に設置される円環状のギャップを対象に、ストリーミング評価を行った。ステップ位置、ギャップ幅及びステップ比を変えた場合の線量当量率への影響を検討し、以下の結論がえられた。

- (1) ギャップ入り口からギャップ出口までのギャップ全体の長さ（遮蔽体の全厚さ）に対して、ステップ構造を設置する位置を変えた場合の、ポートカバー上部における線量当量率とステップ位置との関係から、線量当量率低減の為の最適なステップ位置は、遮蔽体領域の中間よりやや上側の位置である。
- (2) ステップ比をギャップ幅の1倍以上にすると線量当量率が大幅に下がり始め、約2倍以上で線量当量率はほぼ一定の値に近づく。故に、ステップ比をギャップ幅の2倍程度採れば、線量当量率低減に有効である。
- (3) 310.4cmの厚さの遮蔽体に設置された、幅1cmの円環状のギャップに、ギャップ幅の2.2倍のステップ構造を設置する事により、ステップ構造を設置しないギャップと比較して、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は5～6桁低減する。
- (4) 遮蔽体厚さ(310.4cm)の1/2の高さに、ギャップ幅の2.2倍のステップ構造を設置する場合、ギャップ幅を2cm以下にすると、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は、生体遮蔽設計基準値に安全率10を見込んだ値(0.25mrem/h)を満足する。ギャップ幅が1cmの場合、線量当量率はこの値の約1/20である。
- (5) 以上の検討では、計算誤差として3～4倍程度の値が予想されるが、安全率10を見込んでいることから、誤差による結論への影響はないと考える。なお、遮蔽設計の最適化の観点から、計算誤差の低減は必要であり、今後検討を行う予定である。

## 謝 辞

本研究を進めるに当たり、有意義な助言を戴いた炉構造研究室、核融合炉システム研究室及びITER開発室の方々に感謝の意を表します。また、多くのご支援を頂いた核融合工学部島本進部長、ITER開発室計画調整グループ松田慎三郎リーダーに深く感謝いたします。

## 5. 結 言

国際熱核融合実験炉（ITER）における、上部ポートでの運転停止1日後の線量当量率の低減を目的として、ダイバータ冷却配管周辺に設置される円環状のギャップを対象に、ストリーミング評価を行った。ステップ位置、ギャップ幅及びステップ比を変えた場合の線量当量率への影響を検討し、以下の結論がえられた。

- (1) ギャップ入り口からギャップ出口までのギャップ全体の長さ（遮蔽体の全厚さ）に対して、ステップ構造を設置する位置を変えた場合の、ポートカバー上部における線量当量率とステップ位置との関係から、線量当量率低減の為の最適なステップ位置は、遮蔽体領域の中間よりやや上側の位置である。
- (2) ステップ比をギャップ幅の1倍以上にすると線量当量率が大幅に下がり始め、約2倍以上で線量当量率はほぼ一定の値に近づく。故に、ステップ比をギャップ幅の2倍程度採れば、線量当量率低減に有効である。
- (3) 310.4cmの厚さの遮蔽体に設置された、幅1cmの円環状のギャップに、ギャップ幅の2.2倍のステップ構造を設置する事により、ステップ構造を設置しないギャップと比較して、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は5～6桁低減する。
- (4) 遮蔽体厚さ(310.4cm)の1/2の高さに、ギャップ幅の2.2倍のステップ構造を設置する場合、ギャップ幅を2cm以下にすると、ポートカバー上部における運転停止1日後の線量当量率は、生体遮蔽設計基準値に安全率10を見込んだ値(0.25mrem/h)を満足する。ギャップ幅が1cmの場合、線量当量率はこの値の約1/20である。
- (5) 以上の検討では、計算誤差として3～4倍程度の値が予想されるが、安全率10を見込んでいることから、誤差による結論への影響はないと考える。なお、遮蔽設計の最適化の観点から、計算誤差の低減は必要であり、今後検討を行う予定である。

## 謝 辞

本研究を進めるに当たり、有意義な助言を戴いた炉構造研究室、核融合炉システム研究室及びITER開発室の方々に感謝の意を表します。また、多くのご支援を頂いた核融合工学部島本進部長、ITER開発室計画調整グループ松田慎三郎リーダーに深く感謝いたします。

## 参 考 文 献

- 1) S. Mori, Y. Seki, "Radiation Streaming Analysis through Narrow Gaps in Fusion Experimental Reactor (FER)," *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, 24 [1], pp. 1~11 (January 1987).
- 2) S. Mori, Y. Seki, "Systematic Analysis of Decay Gamma-Ray Streaming through Narrow Gaps in Fusion Experimental Reactor," *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, 27 [6], pp. 503~514 (June 1990).
- 3) W. A. Rhoades and F. R. Mynatt, "The DOT-III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," OPNL-TM-4280 (1973).
- 4) K. Sibata, et al., JENDL Complication Group (Nuclear Data Center, JAERI), "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3 -JENDL-3 -, " Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI-1319 (June 1990).
- 5) 真木紘一ほか: "JENDL-3をベースとした核融合炉核計算用群定数セットFUSION-J3の作成", JAERI-M 91-072(1991).
- 6) H. Fukumoto, "New Approach to Neutron-Induced Transmutation, Radioactivity and Afterheat Calculations and Its Application to Fusion Reactors," *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, 23 [2], pp. 97~109 (February 1986).
- 7) Y. Seki, et al., "THIDA-2 An Advanced Code System for Calculation of Transmutation, Activation, Decay Heaty and Dose Rate," Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI 1301(1986).
- 8) R. M. Lessler, W. E. Alley, J. B. Green, "ACT and ACTIVE Codes for Calculating Neutron-Induced Activation," UCRL-5192(1978).
- 9) 川崎弘光ほか: "APPLE-3:中性子束, ガンマ線束, スペクトル, 反応率分布のプロットングコードAPPLEの改良とマニュアルの整備", JAERI-M 91-058(1991).