

JAERI-Tech

98-030



改良船用炉MRXの中性子検出器案内管部遮蔽解析

1998年8月

三浦俊正*・石田紀久・平尾好弘*

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

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

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所

改良船用炉MRXの中性子検出器案内管部遮蔽解析

日本原子力研究所東海研究所エネルギー・システム研究部

三浦 俊正*・石田 紀久・平尾 好弘*

(1998年7月1日受理)

改良船用炉MRXでは原子炉の計測制御系統の1つとして、炉外核計装を原子炉容器周辺に設ける。このため、中性子検出器を格納容器外側から原子炉容器周辺の所定の位置まで挿入できるように中性子検出器案内管を配置する。案内管は遮蔽欠損部であるため、そこをよぎる透過放射線に対する遮蔽効果が減少するとともに配管に沿った放射線ストリーミングが生じるため、格納容器外側の線量率を高める原因となる。そこで、改良船用炉MRXの中性子検出器案内管の最適構造設計に資することを目的として、中性子検出器案内管の遮蔽効果に関する計算を行った。計算対象は案内管の中性子ストリーミングと半径方向へのガンマ線に関する遮蔽欠損効果である。計算には2次元輸送計算コードDOT3.5とモンテカルロ計算コードMCNP4Bの接続計算手法を用いた。ストリーミングに関してはモンテカルロ計算の統計誤差を少なくするため計算体系を案内管の近傍に限定した。この方法の信頼性はJRR-4の実験を解析することにより評価した。計算と実験の比較では、高速中性子については最大で4倍程度過大評価するが、エネルギーの低い中性子については2倍程度の過大評価で、比較的よい結果が得られた。MRXの案内管の解析結果は格納容器外側の案内管出口で約 $5.4 \mu\text{Sv/h}$ となり、格納容器外側の設計基準に近い値であった。従って、案内管は出口から線源部分が直視できないように湾曲させることが必要であると考えられる。一方、半径方向へのガンマ線遮蔽欠損効果を補償するには厚さ約6cmの鉄製遮蔽体が必要である。

Shielding Analysis of Neutron Detector Guide Tubes of Advanced Marine Reactor MRX

Toshimasa MIURA*, Toshihisa ISHIDA and Yoshihiro HIRAO*

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

(Received July 1, 1998)

The advanced marine reactor MRX has the out-of-core neutron flux detectors outside of the reactor vessel. To provide the neutron flux detectors, the detector guide tubes are equipped from the outside of the reactor containment vessel to the surrounding area of the reactor vessel. These guide tubes cause radiation streaming as well as the shield defect. In the present paper, shielding analysis of the neutron detector guide tubes of the MRX is carried out to contribute to its optimum shielding design. Calculations are carried out for the problems of the neutron streaming through the guide tubes and of the radial shield defect to gamma rays. Results calculated by a two-dimensional transport code DOT3.5 are used as the source radiation for the calculation of a Monte Carlo code MCNP4B. For the neutron streaming, very near region of the guide tube is treated as shield area in the Monte Carlo calculations to reduce the statistical error. To assess this treatment, analysis of the streaming experiment utilizing the JRR-4 reactor is carried out. As a result, overestimation of a factor of about four for fast neutrons and about two for slow neutrons are found. Streaming analysis of the neutron detector guide tubes of the MRX indicates that the neutron dose equivalent rate is $5.4 \mu\text{Sv/h}$ outside of the reactor vessel where the design limit is $10 \mu\text{Sv/h}$. Since the allowance is small, it is recommended that the guide tubes are bent so that the source area is not seen from the outlets, and an about 6-cm-thick iron compensational shield is equipped for the radial shield defect to gamma rays.

Keywords : MRX, Neutron Detector Guide Tube, Neutron Streaming, Shield Defect, DOT3.5, MCNP4B, Shielding Calculation, JRR-4 Streaming Experiment

* Ship Research Institute

目 次

1. まえがき	1
2. MRX中性子検出器案内管計算体系	1
3. 検出器案内管の中性子ストリーミング	2
3.1 計算方法	2
3.2 モンテカルロ計算のための線源計算	2
3.3 モンテカルロ計算における体系のモデル化	2
3.4 計算結果	3
4. 炉心半径方向への案内管の遮蔽欠損効果	4
5. JRR-4でのストリーミング実験の解析	4
5.1 実験概要と計算手法	4
5.2 2次元輸送計算体系モデルとデータ	5
5.3 2次元輸送計算結果と検討	5
5.4 モンテカルロ計算	5
5.5 モンテカルロ計算結果と検討	6
6. まとめ	7
謝 辞	7
参考文献	7

Contents

1. Introduction	1
2. Geometrical Model of Neutron Detector Guide Tube of MRX	1
3. Neutron Streaming Through Neutron Detector Guide Tube	2
3.1 Calculation Method	2
3.2 Source Calculation for Monte Carlo Calculation	2
3.3 Geometrical Model Used in Monte Carlo Calculation	2
3.4 Calculation Results	3
4. Shield Defect Effect of Guide Tube to Radial Direction	4
5. Analysis of Streaming Experiment at JRR-4	4
5.1 Summary of Experiment and Calculation Method	4
5.2 Model and Data Used in Two-dimensional Transport Calculation	5
5.3 Results and Discussion of Two-dimensional Transport Calculation	5
5.4 Monte Carlo Calculation	5
5.5 Results and Discussion of Monte Carlo Calculation	6
6. Concluding Remarks	7
Acknowledgement	7
References	7

1. まえがき

改良舶用炉M R Xでは原子炉の計測制御系統の1つとして、炉外核計装を原子炉容器周辺に設ける。すなわち、炉心中性子束レベルを監視できる中性子検出器を格納容器外側から原子炉容器周辺の所定の位置まで挿入できるように中性子検出器案内管を炉心中心に対して45度間隔で8本配置する。中性子源領域測定系として2本、中間、出力領域測定系として4本、及び予備が2本である。遮蔽の観点から、これらの案内管は遮蔽欠損部であり、このため放射線ストリーミング等により格納容器外側の線量率を高める原因となる。そこで、遮蔽解析を実施することにより、同部分の遮蔽構造や配置を検討し、中性子検出器案内管部の最適な遮蔽構造を決定する必要がある。中性子検出器案内管は長さと口径の比が極めて大きく、また斜めに挿入されるため、その遮蔽解析を discrete ordinates 輸送計算コードで行うことは難しく、モンテカルロ計算に依らざるを得ない。しかしながら、体系が大きいため単純にモンテカルロ計算を行えば統計精度があがらないので、計算体系の取り方に工夫をする。本研究では、そのような解法を考案すると共に、その有効性を明らかにし、中性子検出器案内管の最適構造設計に資することを目的とする。

2. M R X 中性子検出器案内管計算体系

図1にM R Xの中性子検出器案内管配置概念図を示す。案内管は鋼製の中性子遮蔽体を上方に貫通し、水遮蔽体中を斜め上方に通り格納容器に達する。図2に中性子検出器案内管の計算体系図を示す。中性子検出器案内管は直径6 cmで格納容器内の鋼製中性子遮蔽体中から格納容器外面の炉心中心線より上方533 cmの点まで垂直線に対し14.53°の角度で真っ直ぐに貫通している。鋼製中性子遮蔽体には直径14 cmの穴が設けられ、穴の中に中性子検出器案内管が挿入されており、案内管の周囲は水で満たされる。中性子遮蔽体中では案内管は炉心中心線より70 cm下方まで達し、その先端部の中心は鋼製中性子遮蔽体前面から8.72 cmの位置にある。

図2に示されているように鋼製遮蔽体内の鉄遮蔽欠損部の大部分は鉄に比べてよりよい中性子遮蔽性能をもつ水により満たされているので半径方向の中性子に関しては遮蔽欠損効果はほとんど無いと考えられる。また一方、案内管に沿ったガンマ線のストリーミングに関しては、案内管の周囲が水のため透過線量が多いことを考慮すれば中性子の場合に比ベストリーミングの重要性は小さいと考えられる。従って、ここでは中性子検出器案内管の遮蔽効果としては案内管に沿った中性子ストリーミングと半径方向のガンマ線に対する遮蔽欠損効果を検討する。もちろん、実際の設計においてはガンマ線のストリーミング及び半径方向の中性子に関する遮蔽欠損効果も評価しておく必要がある。

3. 検出器案内管の中性子ストリーミング

3.1 計算方法

図2に示されるような斜めに設置された細長い案内管の中性子に対する計算法としては簡易計算式の適用を除けばモンテカルロ法が適していると考えられる。S n法等による3次元輸送計算コードでは体系の表現が難しいだけでなく現状ではストリーミングを表現するのに十分詳細な角度分点をとることに無理がある⁽¹⁾。従って、炉心から格納容器内鋼製遮蔽体部までの計算を2次元輸送計算コードで行い、鋼製遮蔽体内側面でモンテカルロ計算コードと接続する方法が最も現実的な方法である。しかし、単純な接続計算ではモンテカルロ計算において十分な統計精度を得ることが難しいと考えられるので、線源領域及びストリーミング体系を限定することにより統計精度を上げることを試みる。

3.2 モンテカルロ計算のための線源計算

格納容器内鋼製中性子遮蔽体内側面の中性子及びガンマ線の角度束分布を線源としてモンテカルロ計算を行うため、輸送計算コードDOT 3. 5を用いてMRX炉心から計算を行った。2次元体系モデルを図3に、また、入力形状チェック図を図4に示す。上方向への計算領域は炉心中心から225cmまでである。核データは定数ライブラリーDLC-23Eのデータを1次元輸送計算コードANISNにより8群に縮約して用いた。また、S16角度分点セット(160分点)を使用した。空間メッシュはR、Z方向共3~4cm間隔でとった。図5及び図6に計算で得られた中性子及びガンマ線の線量当量率の等高線図を示す。中性子線量当量率は鋼製の中性子遮蔽体中で比較的緩やかに減衰し、その直後の水中で急激に減衰している。格納容器外側に近い、Zが100cm以上の水領域で中性子は格納容器外側から回り込んでくる様子が見られる。格納容器格納容器外側での線量当量率は中性子が約 $10^{-3} \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、ガンマ線が数 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ である。格納容器の外側での設計基準値は $10 \mu\text{Sv}/\text{h}$ なのでガンマ線線量率にはあまり余裕はない。図7及び図8にそれぞれ検出器案内管設置位置に対応する線上及び炉心中心線上での線量当量率の分布を示す。図7から明らかのように中性子は検出器案内管設置方向に指數関数的に急速に減衰しており、従って相対的に検出器案内管を設けた際生じるストリーミングの評価が重要となる。これに対してガンマ線の場合は減衰が緩やかで透過線がきいており、その分ストリーミングの重要性は小さくなる。炉心中心線上ではガンマ線線量当量率は中性子のそれに比べて約 10^3 倍大きいことがわかる。

3.3 モンテカルロ計算における体系のモデル化

図9にモンテカルロ計算コードMCNP4Bにおける線源領域を示す。線源領域は炉心から半径方向に210cmの位置にある格納容器内鋼製中性子遮蔽体内側面上のしづり角度30°以内の範囲で、真空境界とした。また、軸方向の線源範囲は燃料炉心高さより上下とも約20cm程長く指定した。従って、計算でこの領域の外側は扱わない。この領域においてDOT 3. 5で得られた中性子角度束分布をDOMINOコードでMCNP4Bの線源データへと変換した。このように線源領域を制限しても案内管のある領域をそのまま計算すれば計算時間が膨大なものになることが予想される。そこで以下のようにストリーミング現象を考察することによ

り、この領域での計算効率を上げるためのモデル化を行う。案内管前面または側面から管内に入り、そこから計算点に到達する中性子には直接線とアルベド線がある。直接線の量は線源から計算点までの距離の自乗に逆比例し、またアルベド線の量は同じ距離の自乗または3乗に逆比例する。そこで、図2の鋼製中性子遮蔽体の領域にある案内管部分において管内に入り格納容器出口にストリーミングする量とその上方の同じ長さの部分（共に上下方向に140cmの部分）において管内に入りストリーミングする量を比較する。ストリーミング量は線源強度と距離の減衰の積で決定されるが、前者は距離的な減衰のみを考慮すれば後者の半分程度になり、その線源強度は図7から明らかなように後者より2~6桁以上大きいので、後者は前者に比べて無視できる量と推定できる。同様の考察を案内管の他の領域について行うと、案内管のストリーミングを計算するには鋼製中性子遮蔽体の領域にある案内管部分のみを線源領域として扱えばよいと結論できる。アルベド線を計算するには案内管の周囲にある程度の厚さの水を設ける必要がある。アルベド線で重要なものは線源点近傍または計算点近傍で反射するもので、本体系の場合、入射または反射パス（path）の一方が極端に斜めパスとなる。例えば、線源近くの案内管側面の深さ1mmのところで散乱したものが直接案内管出口に到達するには約20cmの水を透過する。散乱が深さ1cmのところで起こるとすると約1.5mの水を透過する。従って、案内管周囲の水の厚さはあまり厚くする必要が無く、10cm厚とすれば十分であると考えられる。なお、その他案内管周辺の遮蔽体を透過し計算点の近傍から案内管内に入り計算点に到達する成分があるが、これは案内管が無い体系に対するDOTコードによる透過計算で求められる線量率で代用できるのでモンテカルロ計算では考慮しない。以上の考察の結果決定したMRX検出器案内管の中性子ストリーミングの計算モデルを図10に示す。計算で扱う領域は鋼製中性子遮蔽体の炉心中心線から上下92cmの領域と案内管を含めて案内管周りの厚さ10cmの水領域である。図11に入力形状チェック図を示す。

3.4 計算結果

表1及び図12に各評価点での中性子線量率を示す。当初、estimatorはsurface crossing detectorで試みたが、統計誤差が大きく、point detectorで再度計算した。表1にはその両者の結果を示してあるが、surface crossing detectorの結果は参考値である。計算時間は両者共CPU(SUN ultra-2)で600分で、point detectorの場合ヒストリーは52万であった。統計誤差が近くで大きく、遠くで小さくなっている傾向があるが、これはストリーミングが顕著な遠くの領域での計算精度を上げるために、各計算点に対する計算時間の分配に工夫をしたためである。これについては5章のJRR-4の解析の場合も同じである。案内管出口での線量当量率は約 $5.4 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、これは格納容器外側での設計基準値 $10 \mu\text{Sv}/\text{h}$ よりは小さいが、その約半分でかなり大きな値である。ガンマ線の線量当量率が数 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ なので、案内管は図1のように湾曲させることが必要であろう。

4. 炉心半径方向への案内管の遮蔽欠損効果

上記ストリーミング計算の場合と同様に格納容器内の鋼製中性子遮蔽体内側面のガンマ線角度束分布を線源として、中性子遮蔽体及びその後方空間の指定箇所に対し、案内管がある場合とない場合について、ガンマ線線量率を求めた。モンテカルロ計算MCNP4Bにおける線源領域はストリーミング計算と同じで、図9に示す通りである。図13に検出器案内管のある場合と無い場合のMCNP4B用の計算モデルと評価点位置を示す。また、図14、図15にチェックコードによる形状データの切断面を示す。MCNP4Bで出力される量はガンマ線が毎秒1個に対する量である。そこで、絶対値に規格化する必要がある。DOMINOコードで出力される鋼製中性子遮蔽体内側面での角度束の積分量は 1.996×10^{14} (/sec)である。そのうち、中性子の割合は0.0014であり、残りはガンマ線の割合である。また、しづかさ30°なので、規格化係数は 1.661×10^{13} となる。以上の条件より、各評価点でのガンマ線線量当量率を求めた。表2に図13の評価点における計算結果を示す。表3には案内管がある場合と無い場合での各評価点におけるガンマ線線量当量率の比を示す。比率は外側に行くほど小さくなっている。遮蔽体外表面からの距離が90cmの場合炉心中心線上で比率は4.2である。経験的に原子炉からのガンマ線（二次ガンマ線を含めて）の場合、鉄10cmで約1/10程度の減衰が見込める。従って、案内管によるガンマ線線量当量率の増加は厚さ6cm程度の追加遮蔽を案内管後方に設けることにより減らせることができる。ただし、この補償遮蔽を格納容器内の水中に設けた場合、水を鉄に置き換えることによる水遮蔽の減少を考慮してもう少し厚い鉄が必要である。また、水遮蔽が鉄に置き換えられることにより、中性子線量当量率は僅かに増加することが予測される。

5. JRR-4でのストリーミング実験の解析

5.1 実験概要と計算手法

上記のMRX中性子検出器案内管部のストリーミング計算手法の信頼性を明らかにするため、JRR-4で実施した鋼鉄配管に関するストリーミング実験を同様の手法で解析した。図16にJRR-4の炉心から中空ボックス及びダクトまでの実験体系を示す。炉心は幅40.5cm、高さ60cmの直方体形状で、その周りは黒鉛の反射体で囲まれアルミニウム製の炉心タンク内に納められている⁽²⁾。炉心タンクから25cm外側に、幅100cm、厚さ20cmの鋼製中空ボックスが設置され、さらに中空ボックスから15cm外側に、直径5cm、長さ2.9mの円筒ダクトが軸方向に対して斜めに挿入されている⁽³⁾。

MRXと同様の解析手法を用いるため、まず、図16の体系を円筒ダクトが無い状態で2次元円筒形状にモデル化し、MRXの格納容器鋼鉄製遮蔽体内側面にあたるダクト入口手前での中性子角度束分布をDOT3.5で計算する。次に、DOMINOコードでモンテカルロ計算コードMCNP4B用の線源として面線源分布を発生させ、鋼壁円筒ダクトの中心に沿った測定位置での中性子線束及び反応率をMCNP4Bコードで求めた。

5.2 2次元輸送計算体系モデルとデータ

図17にDOT 3.5用の2次元計算モデルを示す。炉心及び中空ダクトが直方体形状を成しているため、炉心部を90°回転させて炉心幅を保存して、高さ方向を等価面積となる長さに補正した計算モデルとした。図18にMCNP4B用の3次元計算モデルを示す。ダクトは炉心水平方向に対して60°の傾きで斜めに挿入されている。ダクトの直径は5cm、その周りを厚さ0.5cmの鋼壁で覆われている。解析ではMRXの場合と同様にその周りを厚さ10cmの水で覆った。

線源からの中性子のエネルギー分布はWattの式で、1Watt当たりの量で与えた。また、空間に対しては軸方向及び径方向に分布を与えた。表4にDLC-23E対応のエネルギー一群毎の中性子線源スペクトルを、図19にJRR-4炉心のZ方向及びR方向の線源の空間分布を示す。表5に計算体系を構成する物質の原子個数密度を示す。反応率計算のための反応断面積は、ストリーミング計算については、MCNP4Bコードに内蔵されているデータを用いた。2次元用DOT 3.5については、JENDL 3.2版の評価済みデータファイルを、DLC-23Eエネルギー群構造対応に、CRECTJ5コードで1/Eを重み関数として処理して作成した。表6に作成した反応断面積データを示す。

5.3 2次元輸送計算結果と検討

図17の2次元計算体系に対して求めた高速中性子束、中速中性子束（図中ではEPI-THとなっている）及び熱中性子束中性子束の炉心中心線上の分布を図20に示す。またそれらの等高線分布を図21～図23に示す。図20には炉心から約90cm以上の水中では各エネルギーの中性子束の割合が一定であることが示されており、この領域でエネルギースペクトルがほぼ平衡状態にあることがわかる。図17に示したZ軸に対して60°方向のダクト中心軸に対応するラインに沿った水中の中性子束及び反応率の計算値を表7及び表8に示す。このラインに沿った反応率の測定値と計算値の比較を図24に示す。高速中性子に対応する⁵⁸Ni(n, p)⁵⁸Co反応率の場合は測定値と計算値の一一致はよい。しかし、低速中性子に対応する裸またはカドミウム被覆をした金箔による反応率の場合は減衰傾向はよいが絶対値ではファクター2～4程度過大評価となっている。比較を行っている領域では高速中性子と低速中性子の平衡が成り立ち、エネルギースペクトルの変化は少ない。従って、減速過程を含めた中低速中性子の計算に問題があると考えられる。

5.4 モンテカルロ計算

図17、図18に示すように円筒ダクトの手前での角度束分布を線源として、円筒ダクト内の高速中性子束、熱外中性子束及び熱中性子束中性子束計算、並びに⁵⁸Ni(n, p)⁵⁸Co及び¹⁹⁷Au(n, γ)¹⁹⁸Au反応の反応率をモンテカルロ計算で求めた。分散低減のためWeight Windowを用い、またestimatorとしてはpoint detectorを使用した。ヒストリー数は中性子束及びNi反応率の場合が118万、金の反応率は裸の場合が119万、カドミウム被覆の場合(0.5eV以上の反応率とする)が1184万で、計算時間はいずれの場合もSUN ultra-2で900分である。MCNP4Bで出力される量はMRXの解析と同様、中性子1個当たりの量である。そこで、絶対値に

規格化する必要がある。MCNP4Bにつなぐ位置での角度束の積分量はDOMINOコードのリストより 5.021×10^6 (n/sec) であり、これを出力結果に掛けて求めた。

5.5 モンテカルロ計算結果と検討

モンテカルロ計算によるダクト中での中性子束及び反応率をそれぞれ表9及び表10に示す。計算位置はダクト入口から0, 20, 40, 80, 120, 160, 200, 240, 280 cmの9点である。また、表9及び表10にはMCNPの計算で求めた配管内の中性子線束及び反応率を示す。MCNPのマニュアルに従えばpoint detectorの場合、結果の信頼性の基準は標準偏差 (f.s.d.) < 0.05である。表9の中性子束の場合、ストリーミングが重要となる160cm以上ではf.s.d. が概ね0.05なので信頼できると考えられる。表10の反応率の場合はf.s.d. が中性子束の場合に比べてかなり悪くなっている。しかしながら、Niの反応率と速中性子束及びAuの反応率と熱中性子束のダクト軸に沿った空間分布はよく一致しているので、これらの反応率についても中性子束の計算と同程度に信頼できると考えられる。図25にはNiの反応率に関する計算と実験の比較を示す。実験値は実験データを±30%でフィッティングした式で表現してある⁽³⁾。すなわち、ダクト入口からの距離Xでの反応率R(X)は

$$R(X)=R(0)[f(X)+\{1-f(X)\}T(X)] \quad (1)$$

で表されている。ここで、

$$f(X)=1/[1+(X/\sqrt{S}/1.2)^3] \quad (2)$$

である。また、T(X)はダクトのない場合の水中の反応率分布、Sはダクトの断面積である。式(1)の第1項f(X)はダクト入口近傍からダクト内に入りストリーミングする成分を示し、第2項{1-f(X)}T(X)は水中を透過した後測定点近傍のダクト壁を通って測定点の到達する成分を示す。Xが大きくなると第2項は第1項に比べて小さくなり、例えば160cm以降では第1項のみがきいてくる。このような分類をすると、MCNPの計算値は第1項に、DOTのは第2項にそれぞれ対応する。図25には⁵⁸Ni(n, p)⁵⁸Co反応率のMCNP、DOTによる計算値及びMCNPとDOTの計算値の和を示す。ダクト入口から60cmまでは第2項がきく領域であり、実験値と計算値の一一致はよい。しかし、その後のストリーミングがきく領域では計算値がかなり過大評価をしている。その1つの理由として考えられるのは、線源の角度分布における誤差である。ダクト入口における高速中性子の角度分布はかなり前方に偏った分布をしている。しかし、2次元輸送計算ではこの大きな前方性が正確に表現できず、等方分布側に鈍った分布、すなわち、前方は過少で側方は過大となった分布となる傾向にある⁽²⁾。このため全中性子束に対する60°方向の角度束の割合が過大評価されることになる。従って、高速中性子のストリーミングを正確に計算するには線源計算を正確に行う必要がある。図26には¹⁹⁷Au(n, γ)¹⁹⁸Au反応の反応率のMCNPによる計算値と実験値の比較を示す。ストリーミングがきく領域では高速中性子の場合と同様な差が見られるが、この場合はダクト

入口ですでにファクター2程度の過大評価となっているので、ストリーミング計算のみを考えるとファクター2程度の過大評価であり、比較的よい結果が得られたといえる。

6.まとめ

改良船用炉MRXの中性子検出器案内管の最適構造設計に資することを目的として、中性子検出器案内管の遮蔽効果に関する解析計算を行った。計算対象は案内管の中性子ストリーミングと半径方向へのガンマ線に関する遮蔽欠損効果である。計算には2次元輸送計算コードDOT3.5とモンテカルロ計算コードMCNPの接続計算手法を用いた。ストリーミングに関してはモンテカルロ計算の統計誤差を小さくするため計算体系を案内管の極近傍に限定した。この方法の信頼性はJRR-4の実験を解析することにより確かめた。その結果、高速中性子については最大で4倍程度過大評価し、また、エネルギーの低い中性子については2倍程度の過大評価を与えたが、比較的よい結果が得られた。高速中性子の誤差の原因としてはモンテカルロ計算の線源の角度分布を決定する輸送計算における過大評価が考えられた。これに関しては2次元輸送計算の角度束の計算精度を明らかにしていく必要がある。この手法によるMRXの案内管の解析結果は格納容器外側の案内管出口で約 $5.4 \mu \text{Sv/h}$ となり、格納容器外側の設計基準に近い値であった。従って、案内管は出口から線源部分が直視できないように湾曲させが必要と考えられる。半径方向へのガンマ線遮蔽欠損効果については同様な接続計算手法により求めた。その結果、案内管によりガンマ線量当量率が約4倍程度増加すること、これを補償するには約6cmの鉄製の追加遮蔽が必要であることが明らかとなった。

謝辞

本研究を実施するにあたりお世話になった船舶技術研究所原子力技術部長、山路 昭雄氏に感謝いたします。

参考文献

- (1) Oka, et al. : J. Nucl. Sci. Technol., 23, 387 (1986).
- (2) Miura, T. et al. : J. Nucl. Sci. Technol., 14, 878 (1977).
- (3) Miura, T. : Nucl. Sci. Eng., 102, 191 (1989).

表1 中性子検出器案内管に沿った中性子線量当量率の計算結果

評価点		管下端から の距離 (cm)	point detector		surface crossing	
R (cm)	Z (cm)		線量当量率 (μ Sv/h)	f.s.d. (%)	線量当量率 (μ Sv/h)	f.s.d. (%)
218.72	-70.0	0.0	8.014×10^5	12.9	-	-
227.79	-35.0	36.1	3.890×10^5	9.62	-	-
236.83	0.0	72.3	1.782×10^5	5.70	-	-
245.93	35.0	108.5	7.955×10^4	7.45	-	-
255.0	70.0	144.6	2.420×10^4	7.31	2.497×10^4	11.48
265.0	108.58	184.5	1.844×10^3	17.47	2.277×10^3	10.56
275.0	147.17	224.3	1.015×10^2	8.00	7.135×10^1	15.06
285.0	185.75	264.2	4.495×10^1	5.12	1.289×10^1	23.91
295.0	224.34	304.1	3.331×10^1	8.14	7.451×10^0	33.20
305.0	262.92	343.9	2.156×10^1	5.42	4.016×10^0	42.79
315.0	301.50	383.8	1.889×10^1	8.32	4.456×10^0	49.56
325.0	340.09	423.6	1.308×10^1	5.66	2.012×10^0	67.36
335.0	378.67	463.4	1.233×10^1	8.32	6.889×10^0	95.04
345.0	417.25	503.3	8.790×10^0	5.81	6.507×10^0	98.74
355.0	455.84	543.2	8.607×10^0	8.32	6.418×10^0	98.12
365.0	494.40	583.1	6.297×10^0	5.91	6.178×10^0	99.92
375.0	533.0	622.9	5.410×10^0	5.95	6.014×10^0	99.97

表2 案内管のガンマ線に関する半径方向欠損効果計算結果

遮蔽体外表面から の距離 (cm)		炉心下部		炉心中心		炉心上部	
		線量当量率 (μ Sv/h)	f.s.d. (%)	線量当量率 (μ Sv/h)	f.s.d. (%)	線量当量率 (μ Sv/h)	f.s.d. (%)
0	案内管無し	2.721+02 ^a	7.75	5.173+02	6.27	1.641+02	10.66
	案内管有り	1.538+03	3.68	4.275+03	3.99	3.148+02	11.87
30	案内管無し	2.121+00	21.18	2.220+02	7.04	9.411+01	11.43
	案内管有り	1.268+01	9.64	1.293+03	4.54	3.148+02	13.34
60	案内管無し	9.611+00	9.71	1.029+02	8.21	4.193+01	10.64
	案内管有り	3.936+01	5.02	4.873+02	5.43	1.287+02	9.92
90	案内管無し	5.975+00	9.57	5.001+01	8.32	2.004+01	12.51
	案内管有り	2.036+01	4.89	2.101+02	6.27	7.157+01	19.26

^a 2.721×10^2 と読む。

表3 案内管による案内管後方部での
ガンマ線線量当量率の増加率

遮蔽体外表面 からの距離	炉心下部	炉心中心	炉心上部
0 cm	5.652	8.264	1.918
30 cm	5.978	5.824	3.345
60 cm	4.095	4.735	3.069
90 cm	3.407	4.201	3.571

表4 D L C 2 3 E のエネルギー群構造にあわせた
核分裂当たりの中性子線源スペクトル

エネルギー 群番号	エネルギー範囲 (eV)	中性子スペクトル (cm ⁻³ • s ⁻¹ • W ⁻¹)
1	1.50×10 ⁷ - 1.22×10 ⁷	1.48×10 ⁷
2	1.22×10 ⁷ - 1.00×10 ⁷	7.85×10 ⁷
3	1.00×10 ⁷ - 8.18×10 ⁶	2.97×10 ⁸
4	8.18×10 ⁶ - 6.36×10 ⁶	1.16×10 ⁹
5	6.36×10 ⁶ - 4.96×10 ⁶	2.75×10 ⁹
6	4.96×10 ⁶ - 4.06×10 ⁶	3.79×10 ⁹
7	4.06×10 ⁶ - 3.01×10 ⁶	8.30×10 ⁹
8	3.01×10 ⁶ - 2.46×10 ⁶	6.90×10 ⁹
9	2.46×10 ⁶ - 2.35×10 ⁶	1.65×10 ⁹
10	2.35×10 ⁶ - 1.83×10 ⁶	9.18×10 ⁹
11	1.83×10 ⁶ - 1.11×10 ⁶	1.67×10 ¹⁰
12	1.11×10 ⁶ - 5.50×10 ⁵	1.52×10 ¹⁰
13	5.50×10 ⁵ - 1.11×10 ⁵	1.03×10 ¹⁰
14	1.11×10 ⁵ - 3.35×10 ³	1.20×10 ⁹
15	3.35×10 ³ - 5.83×10 ²	6.34×10 ⁶
16	5.83×10 ² - 1.01×10 ²	4.61×10 ⁵
17	1.01×10 ² - 2.90×10 ¹	3.03×10 ⁴
18	2.90×10 ¹ - 1.07×10 ¹	4.28×10 ³
19	1.07×10 ¹ - 3.06×10 ⁰	1.05×10 ³
20	3.06×10 ⁰ - 1.12×10 ⁰	1.47×10 ²
21	1.12×10 ⁰ - 4.14×10 ⁻¹	3.26×10 ¹
22	4.14×10 ⁻¹ - 1.00×10 ⁻³	8.29×10 ⁰

表5 J R R - 4 構造材の物質組成 (単位 : atoms • barn)

	炉心	反射体	水	アルミタンク	鋼
H	4.577-2 ^{a)}	1.638-8	6.674-2		
¹⁰ B	6.500-6				
C		6.405-2			7.355-4
N					
O	2.291-2	8.190-4	3.337-2		
Al		8.537-3		5.997-2	
Si					1.570-4
Fe	4.569-4			2.832-4	8.377-2
Mn					6.627-4
Pb					
²³⁵ U	1.015-4				
²³⁸ U	1.130-5				

^{a)} 4.577×10⁻²と読む。

表6 D L C 2 3 E用群定数対応反応断面積（単位：barn）

群番号	エネルギー範囲 (eV)	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	$^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$
1	1.50×10^7 - 1.22×10^7	4.080×10^{-1}	1.533×10^{-6}
2	1.22×10^7 - 1.00×10^7	5.442×10^{-1}	2.057×10^{-5}
3	1.00×10^7 - 8.18×10^6	5.945×10^{-1}	1.608×10^{-4}
4	8.18×10^6 - 6.36×10^6	5.952×10^{-1}	8.502×10^{-4}
5	6.36×10^6 - 4.96×10^6	5.300×10^{-1}	3.247×10^{-3}
6	4.96×10^6 - 4.06×10^6	4.199×10^{-1}	8.799×10^{-3}
7	4.06×10^6 - 3.01×10^6	2.759×10^{-1}	2.090×10^{-2}
8	3.01×10^6 - 2.46×10^6	1.470×10^{-1}	3.554×10^{-2}
9	2.46×10^6 - 2.35×10^6	9.662×10^{-2}	4.261×10^{-2}
10	2.35×10^6 - 1.83×10^6	5.372×10^{-2}	5.277×10^{-2}
11	1.83×10^6 - 1.11×10^6	1.368×10^{-2}	7.184×10^{-2}
12	1.11×10^6 - 5.50×10^5	7.231×10^{-4}	9.094×10^{-2}
13	5.50×10^5 - 1.11×10^5	4.671×10^{-6}	2.177×10^{-1}
14	1.11×10^5 - 3.35×10^3	2.306×10^{-7}	8.588×10^{-1}
15	3.35×10^3 - 5.83×10^2	1.186×10^{-8}	6.877×10^0
16	5.83×10^2 - 1.01×10^2	2.062×10^{-9}	1.274×10^1
17	1.01×10^2 - 2.90×10^1	1.437×10^{-10}	2.791×10^1
18	2.90×10^1 - 1.07×10^1	1.376×10^{-10}	1.037×10^0
19	1.07×10^1 - 3.06×10^0	4.577×10^{-11}	1.149×10^3
20	3.06×10^0 - 1.12×10^0	1.447×10^{-11}	3.215×10^1
21	1.12×10^0 - 4.14×10^{-1}	5.320×10^{-12}	2.546×10^1
22	4.14×10^{-1} - 1.00×10^{-3}	5.139×10^{-13}	1.570×10^2

表7 DOT 3.5によるJRR-4水中中性子束分布計算結果

ダクト入口からの距離 (cm)	評価点座標		速中性子束 ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}\text{W}^{-1}$)	中速中性子束 ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}\text{W}^{-1}$)	熱中性子束 ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}\text{W}^{-1}$)
	R (cm)	Z (cm)			
0	0	0	1.091+02 ^a	1.548+02	7.362+02
20	17.32	10	2.035+01	2.564+01	1.114+02
40	34.64	20	5.384+00	6.333+00	2.785+01
80	69.28	40	1.328-01	1.418-01	6.534-01
120	103.92	60	1.551-03	1.544-03	7.627-03
160	138.56	80	2.653-05	2.486-05	1.221-04
200	173.2	100	6.570-07	5.925-07	2.969-06
240	207.85	120	1.352-08	1.175-08	5.852-08
280	242.49	140	2.976-10	2.510-10	1.235-09

^a 1.091×10^2 と読む。

表8 DOT 3.5によるJRR-4水中反応率分布

ダクト入口からの距離 (cm)	評価点座標		$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ 反応率 ($\text{s}^{-1}\text{W}^{-1}$)	$^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$ 反応率 ($\text{s}^{-1}\text{W}^{-1}$)
	R (cm)	Z (cm)		
0	0	0	3.109+01 ^a	1.283+05
20	17.32	10	6.131+00	1.965+04
40	34.64	20	1.694+00	4.880+03
80	69.28	40	4.444-02	1.139+02
120	103.92	60	5.467-04	1.322+00
160	138.56	80	5.957-06	2.115-02
200	173.2	100	2.426-07	5.135-04
240	207.85	120	5.060-09	1.012-05
280	242.49	140	1.125-10	2.139-07

^a 3.109×10^1 と読む。

表9 MCNPによるJRR-4実験解析結果：中性子束

ダクト入口からの距離 (cm)	評価点座標		速中性子		中速中性子		熱中性子	
	R (cm)	Z (cm)	中性子束 (cm ⁻² s ⁻¹ W ⁻¹)	f.s.d. (%)	中性子束 (cm ⁻² s ⁻¹ W ⁻¹)	f.s.d. (%)	中性子束 (cm ⁻² s ⁻¹ W ⁻¹)	f.s.d. (%)
0	0	0	9.949+01 ^a	5.77	1.410+02	14.02	6.733+02	10.29
20	17.32	10	1.688+01	15.25	2.966+01	13.00	9.909+01	12.18
40	34.64	20	1.990+00	11.07	3.914+00	28.79	1.544+01	34.42
80	69.28	40	9.480-02	13.15	1.147-01	16.86	6.118+01	52.67
120	103.92	60	2.718-02	13.31	3.072-02	6.33	1.076-01	3.40
160	138.56	80	1.243-02	6.22	1.516-02	5.48	5.645-02	3.42
200	173.2	100	7.364-03	5.49	9.097-03	5.54	3.432-02	3.48
240	207.85	120	5.434-03	10.92	6.256-03	6.57	2.313-02	3.57
280	242.49	140	3.544-03	5.79	4.314-03	5.66	1.635-02	3.54

^a9.949×10¹と読む。

表10 MCNPによるJRR-4実験解析結果：反応率

ダクト入口からの距離 (cm)	評価点座標		⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co		¹⁹⁷ Au(n,γ) ¹⁹⁸ Au	
	R (cm)	Z (cm)	反応率 (s ⁻¹ W ⁻¹)	f.s.d. (%)	反応率 (s ⁻¹ W ⁻¹)	f.s.d. (%)
0	0	0	2.391+01 ^a	6.54	6.445+04	10.42
20	17.32	10	4.145+00	11.57	9.716+03	13.37
40	34.64	20	5.479-01	10.07	1.392+03	33.19
80	69.28	40	2.258-02	12.88	3.277+01	12.81
120	103.92	60	5.929-03	7.47	1.191+01	12.29
160	138.56	80	3.157-03	9.31	6.326+00	12.95
200	173.2	100	1.824-03	7.14	3.832+00	13.52
240	207.85	120	1.243-03	7.41	2.580+00	13.80
280	242.49	140	8.601-04	6.85	1.825+00	14.14

^a2.391×10¹と読む。

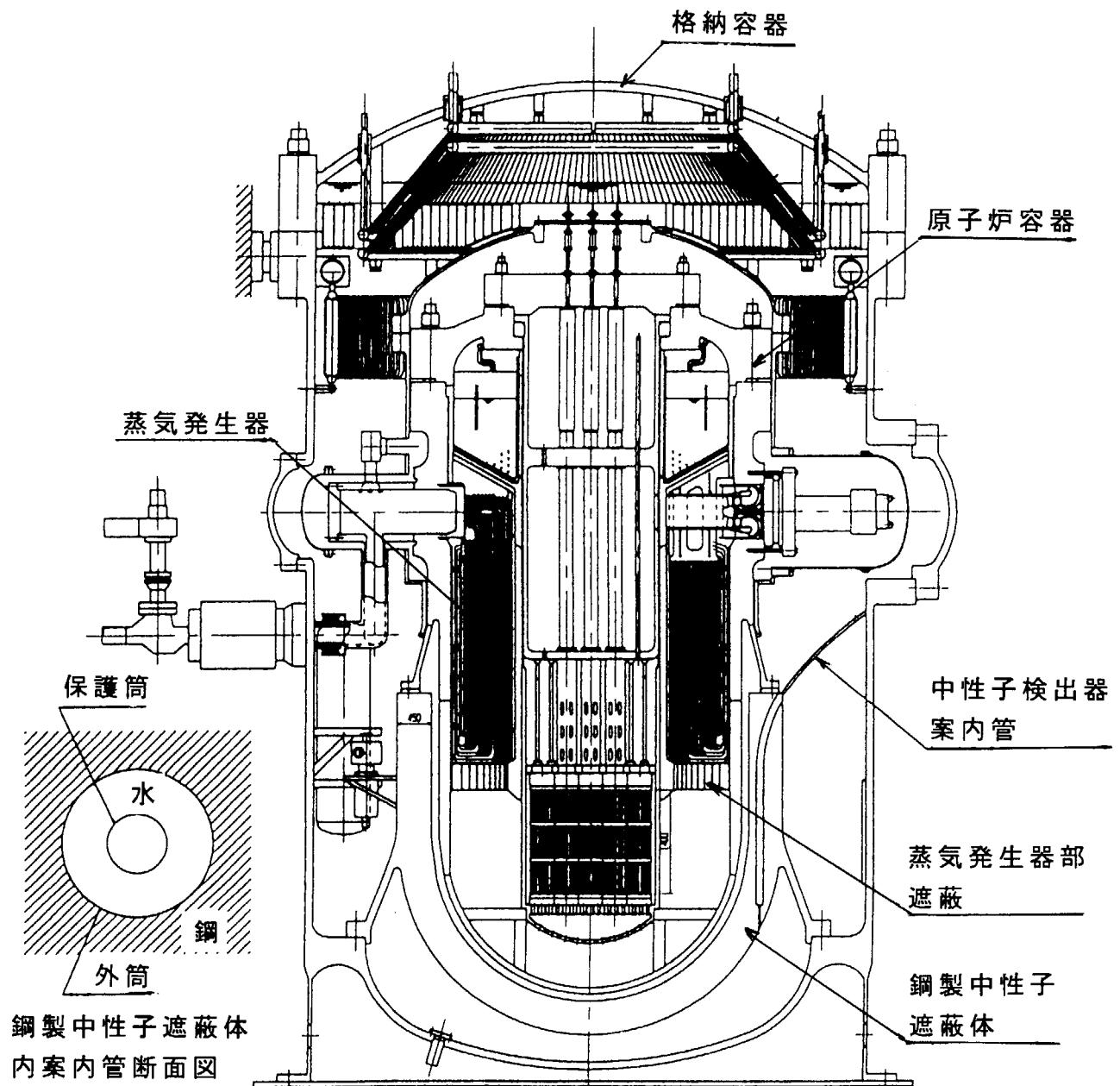


図 1 M R X 断面と中性子検出器配置概念図

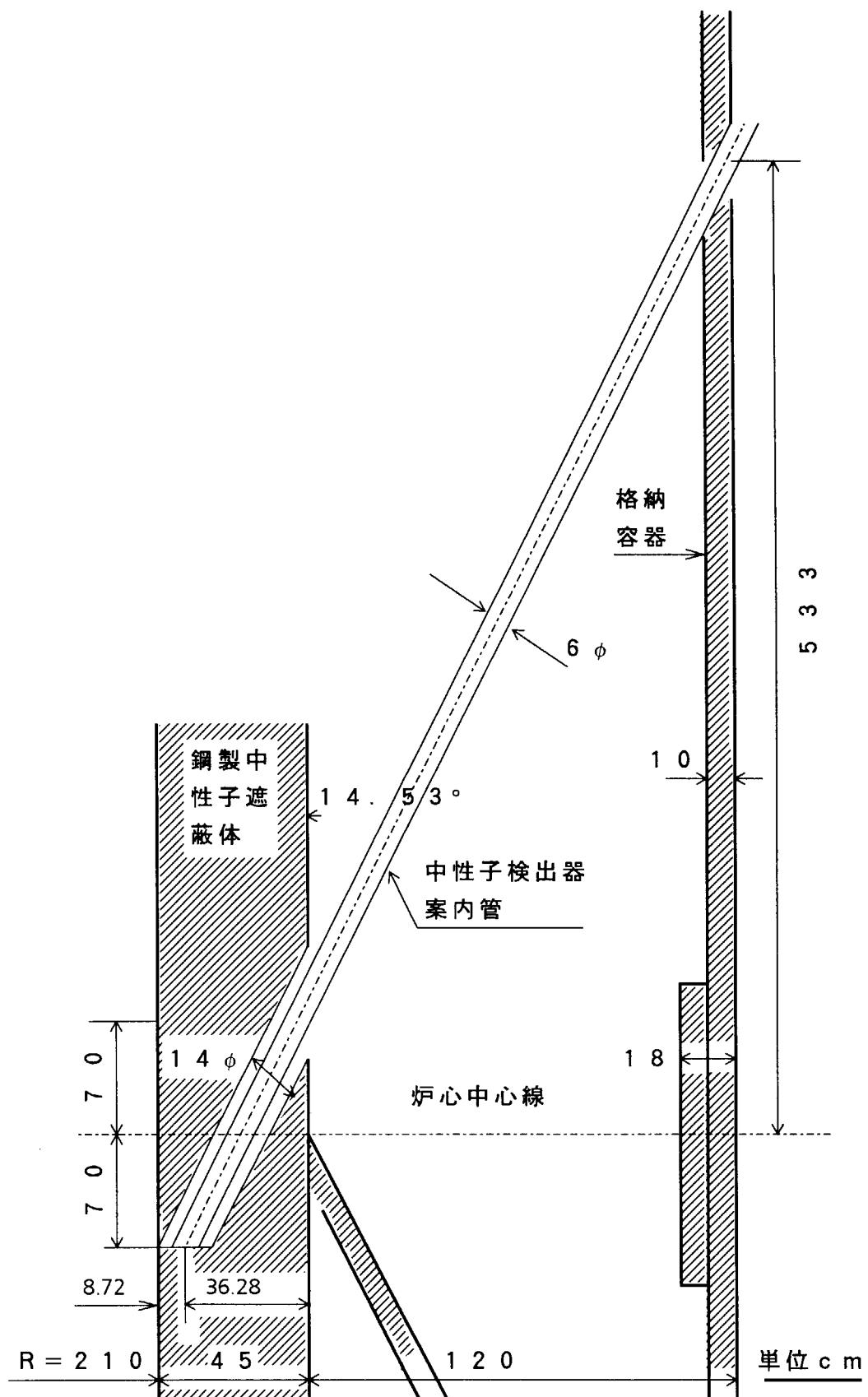


図 2 M R X 中性子検出器案内管の計算モデル

(۱۴۷۶)

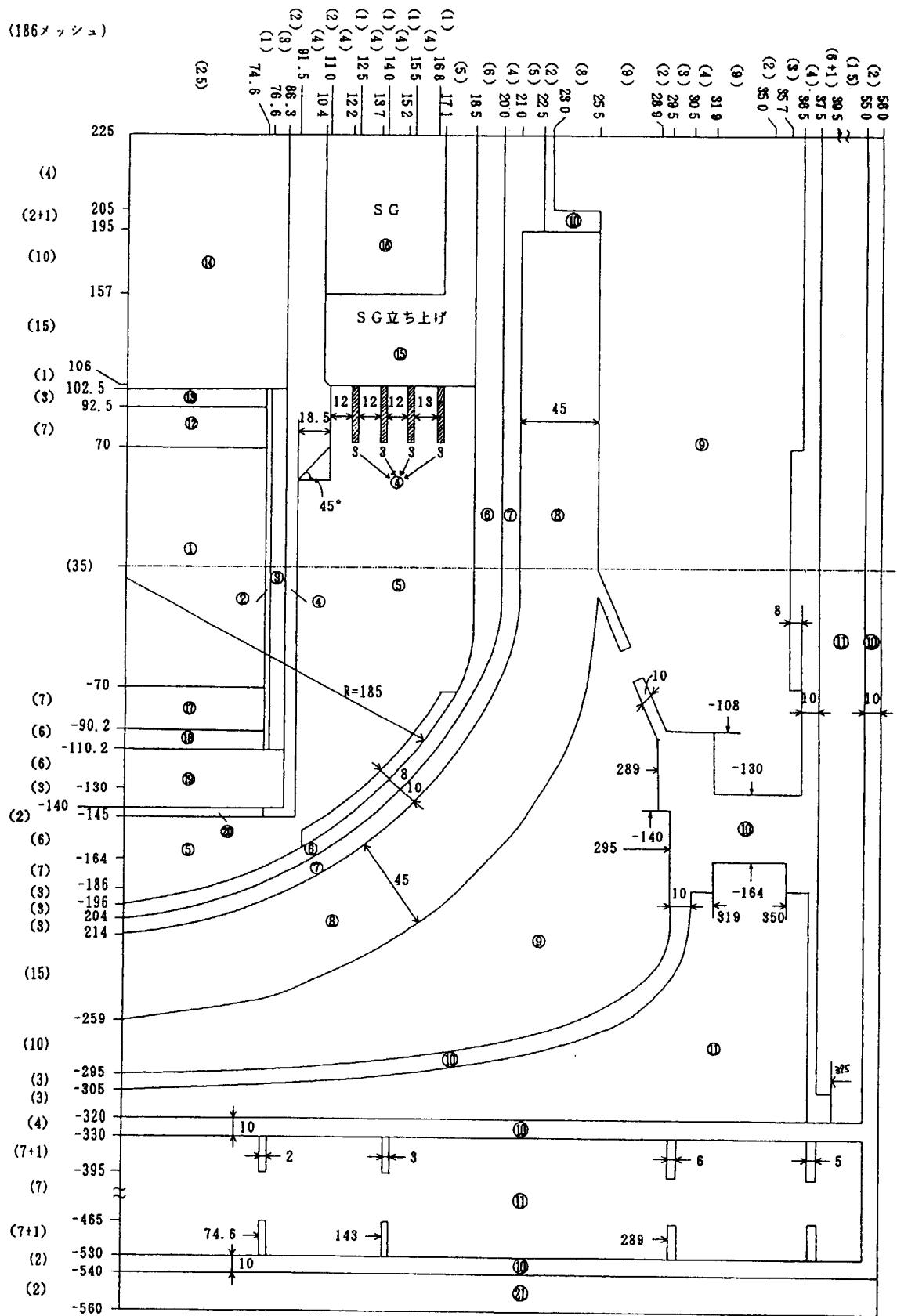


図3 DOT3.5用2次元計算モデル

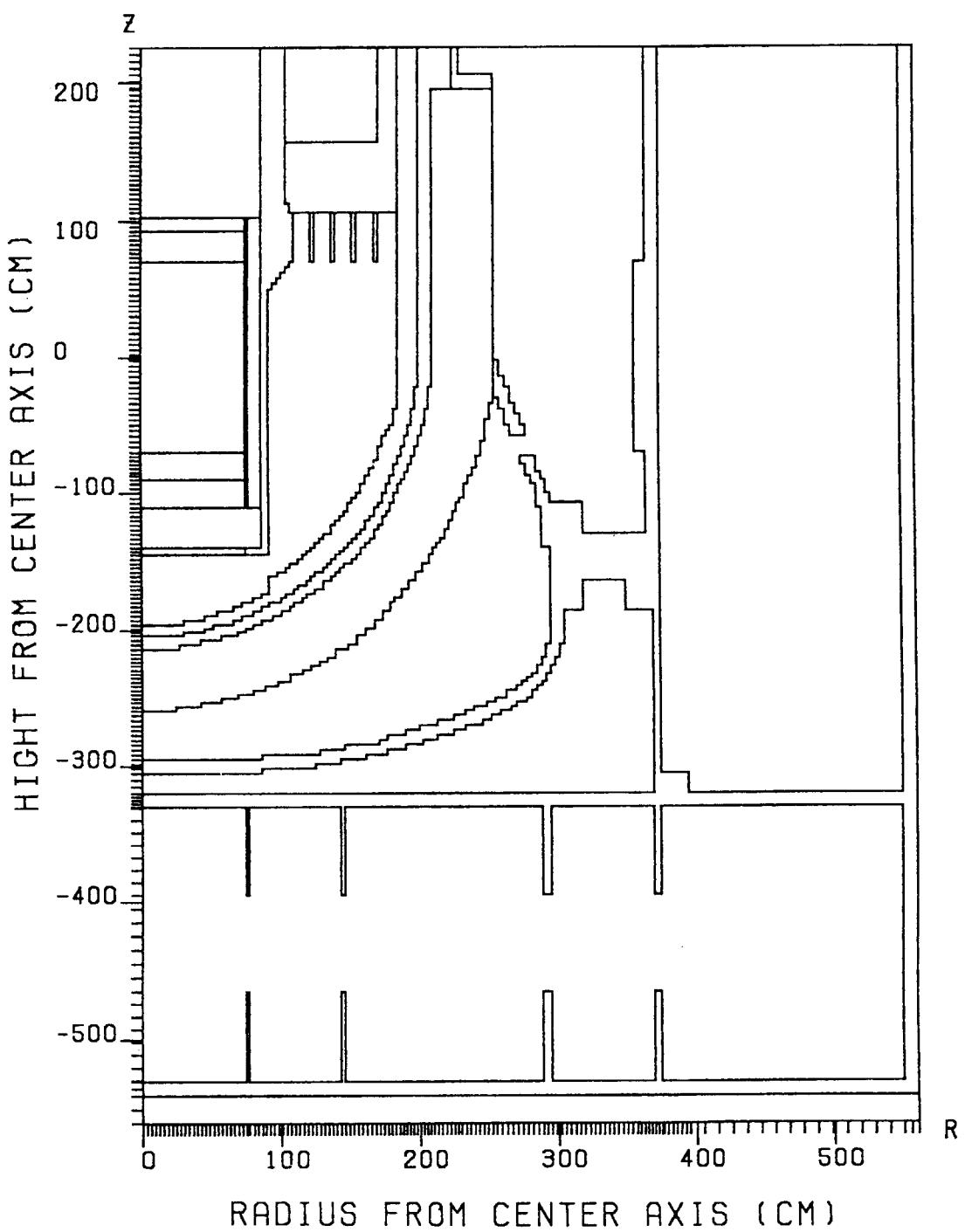


図 4 D O T 3 . 5 による 2 次元計算入力形状モデル

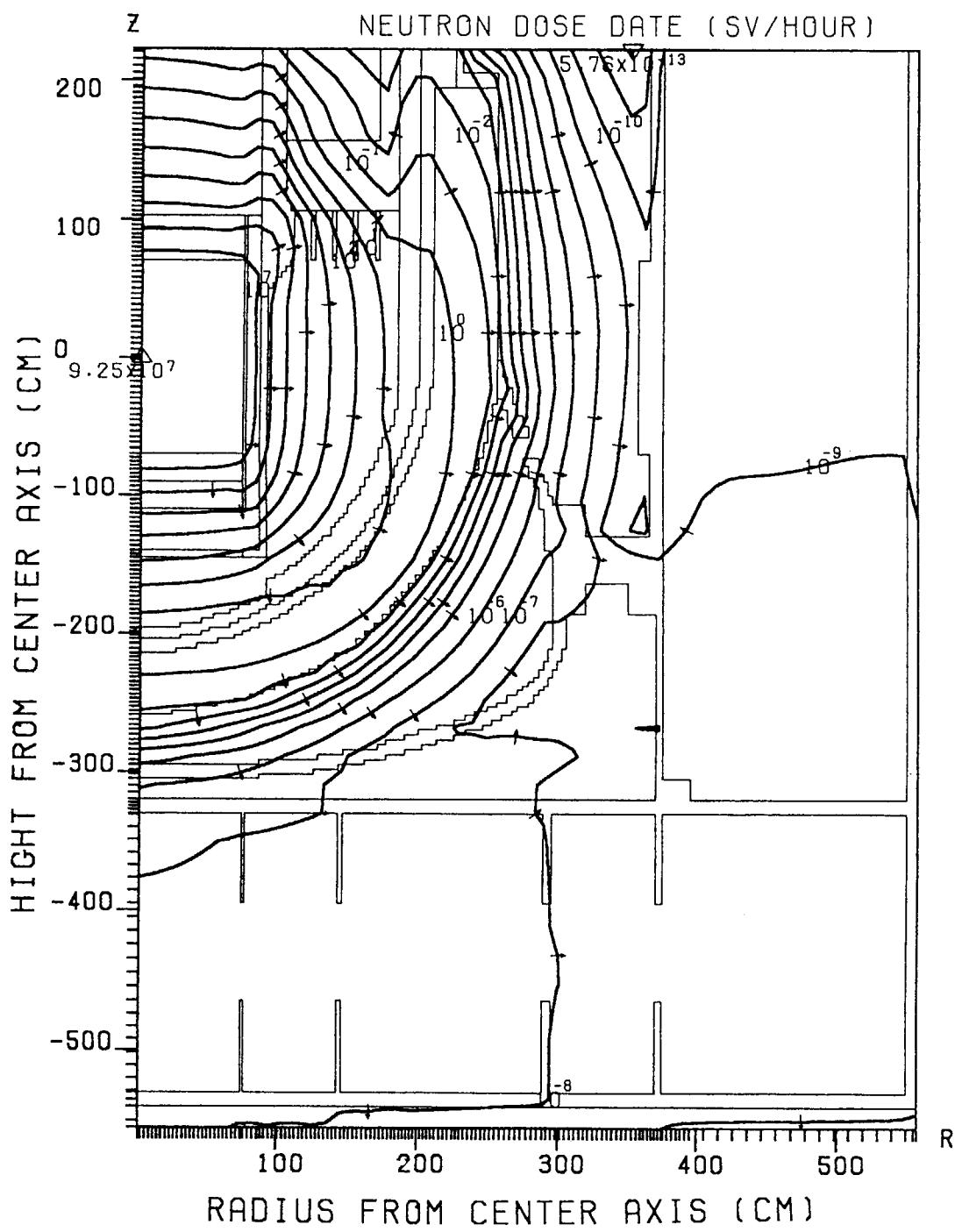


図 5 2 次元計算による中性子線量当量率の等高線図

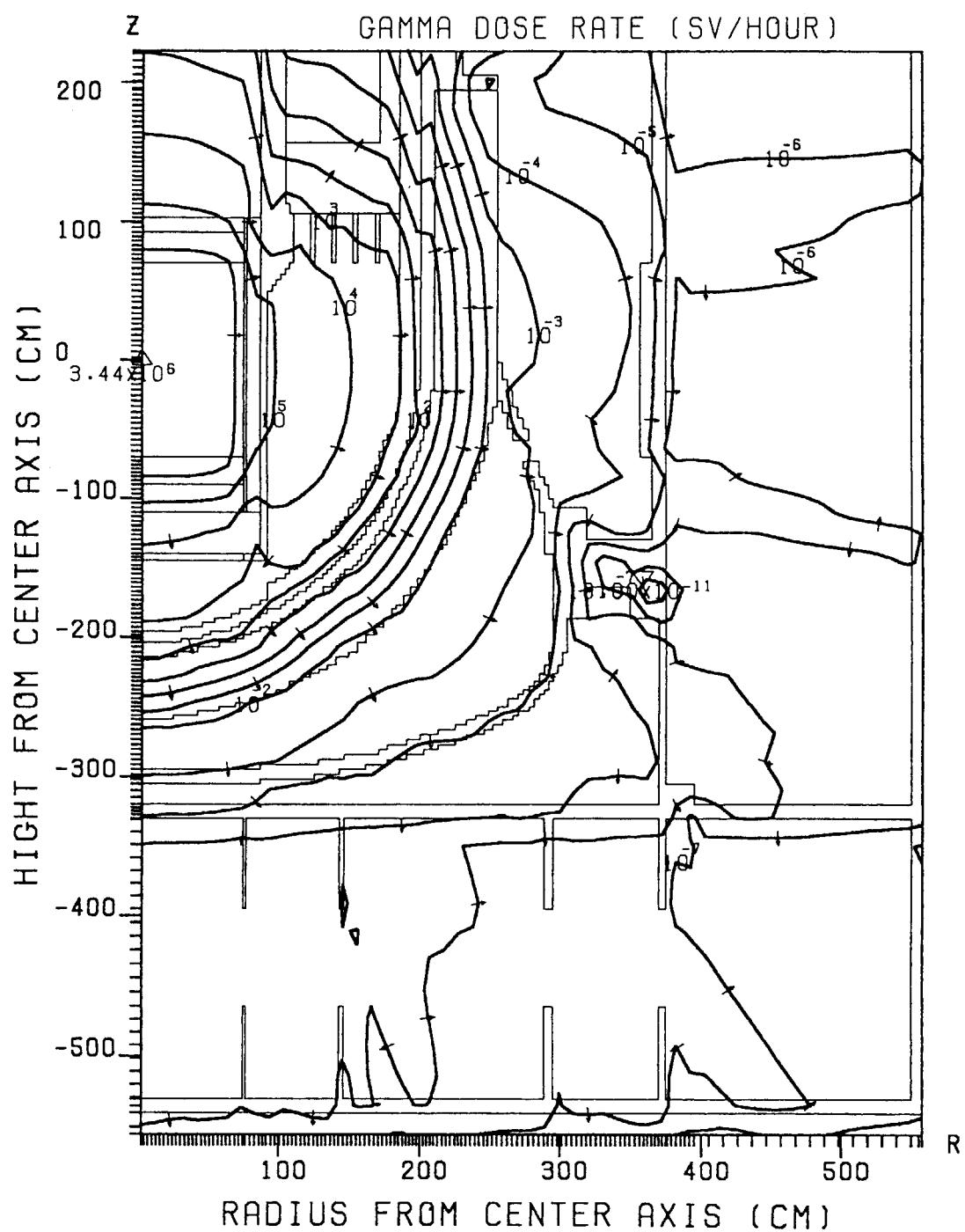


図 6 2 次元計算によるガンマ線線量当量率の等高線

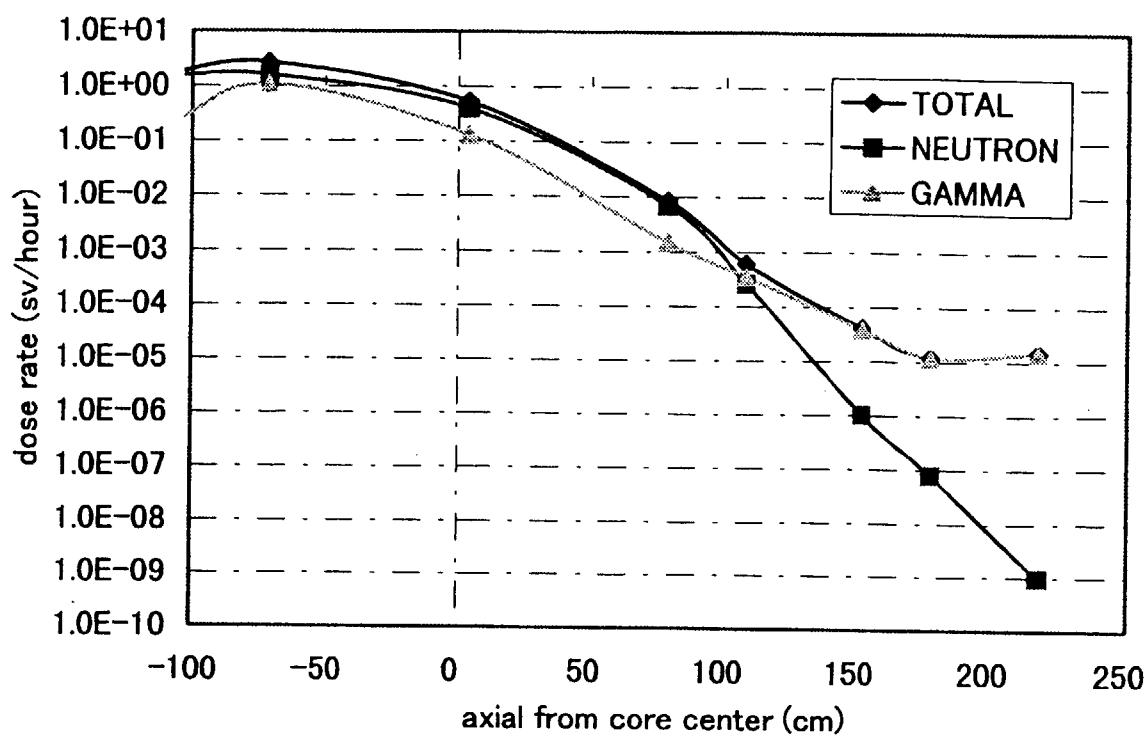


図 7 2 次元計算による M R X 中性子検出器案内管線上での線量当量率

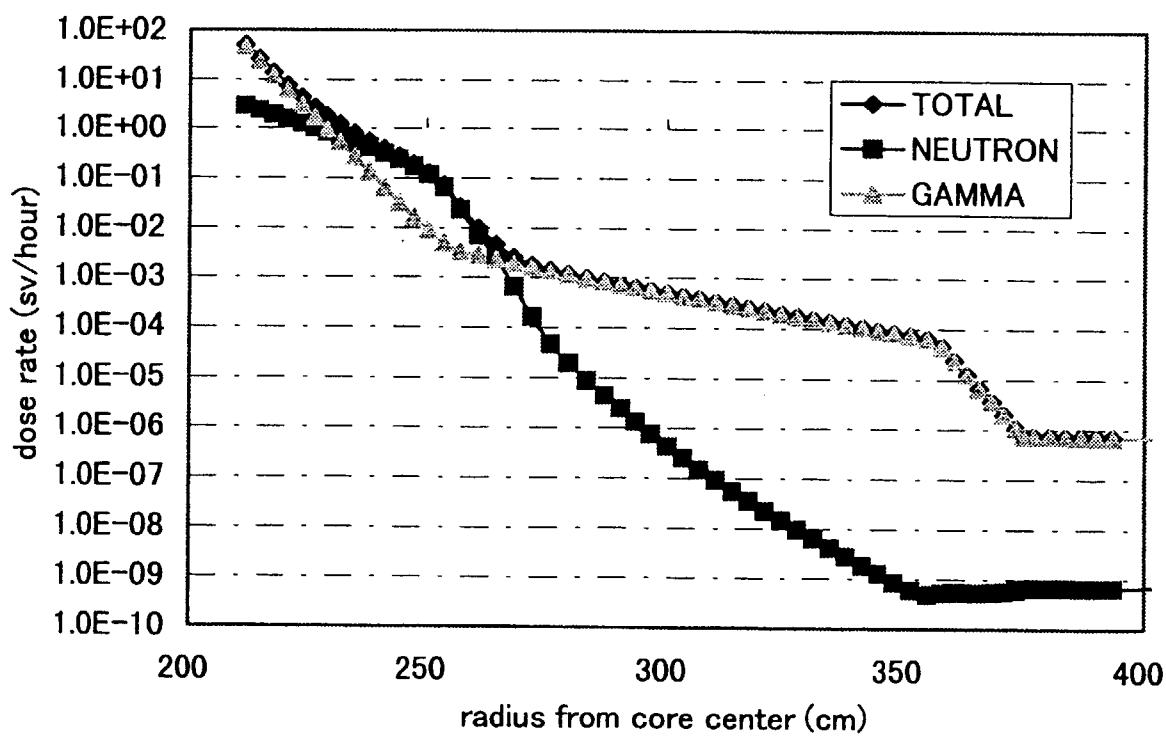


図 8 2 次元計算による M R X 炉心中心線上での線量当量率

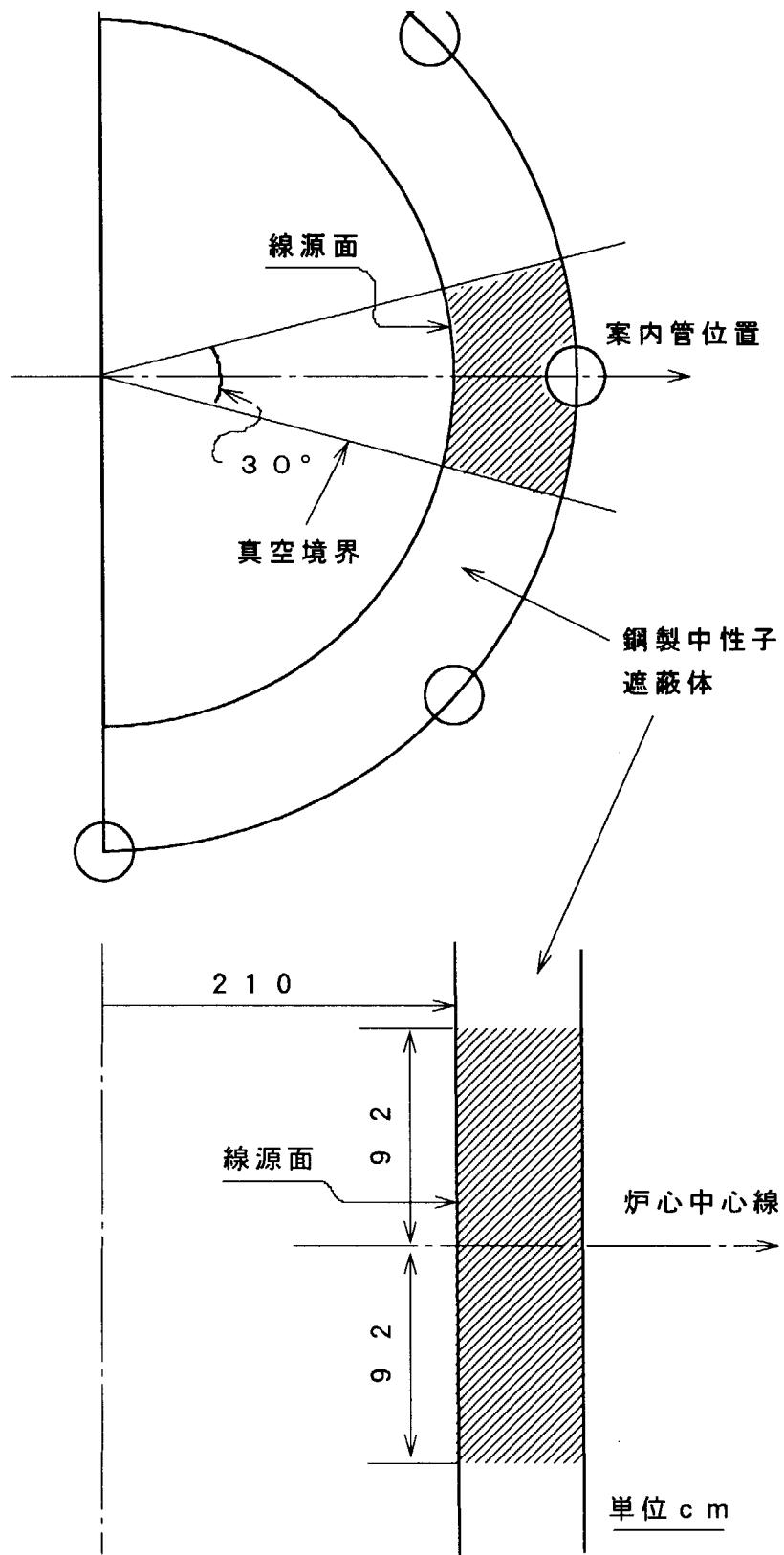


図9 モンテカルロ計算における線源領域

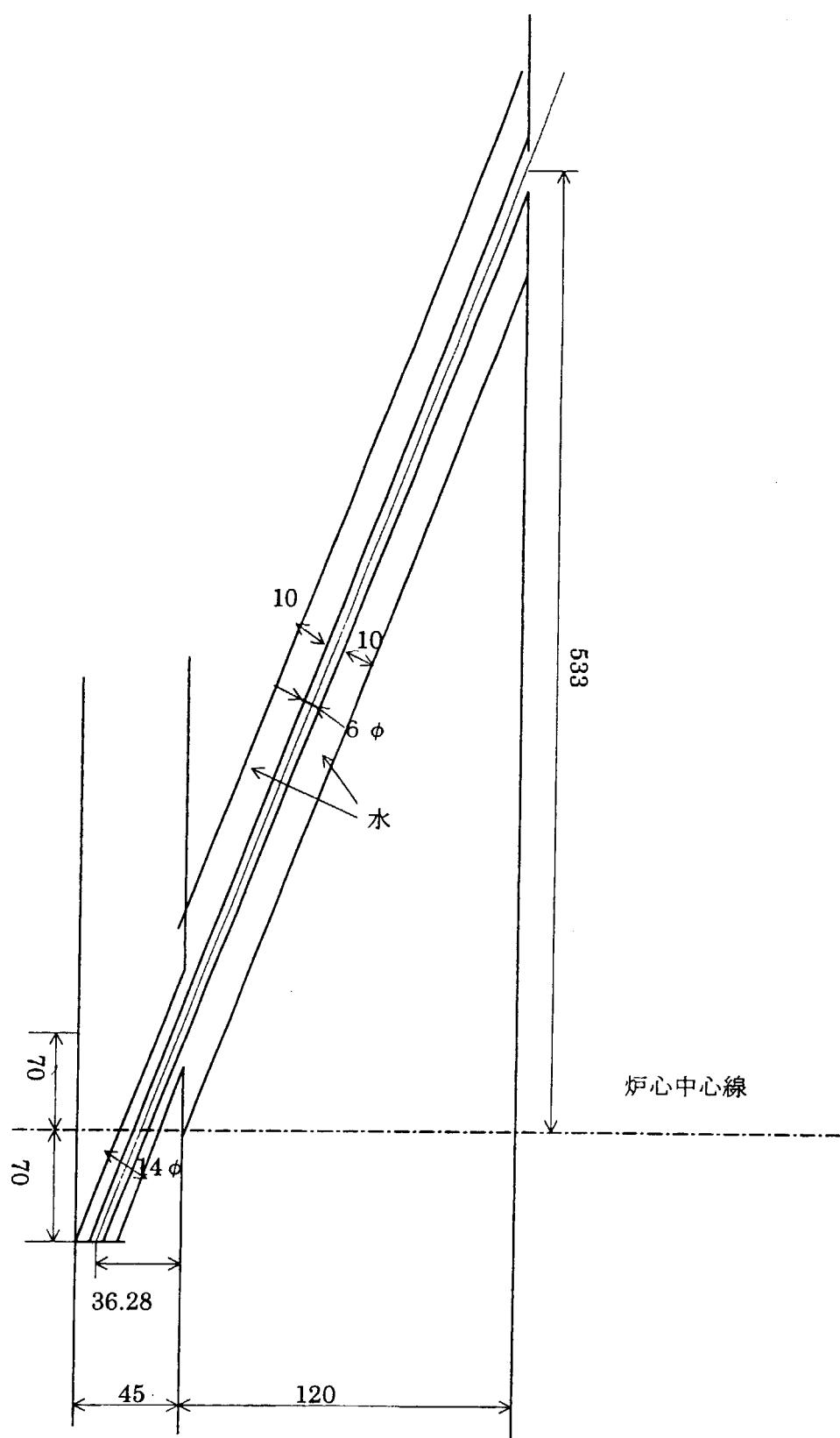


図 10 M R X 検出器案内管中性子ストリーミング計算モデル

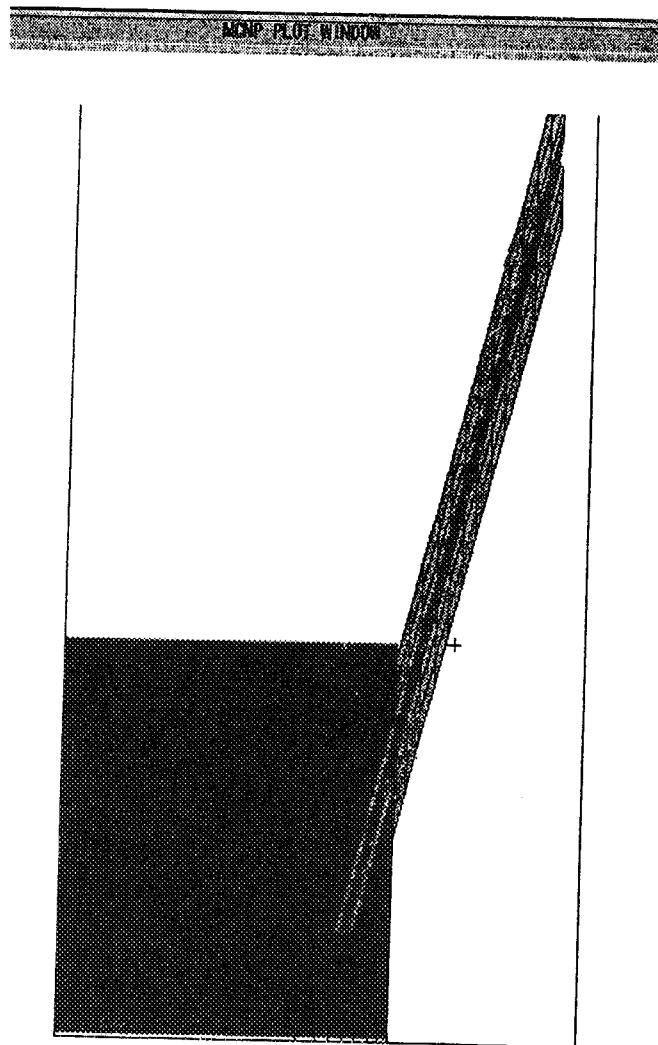


図 1 1 モンテカルロ計算におけるM R X 検出器案内管計算モデル

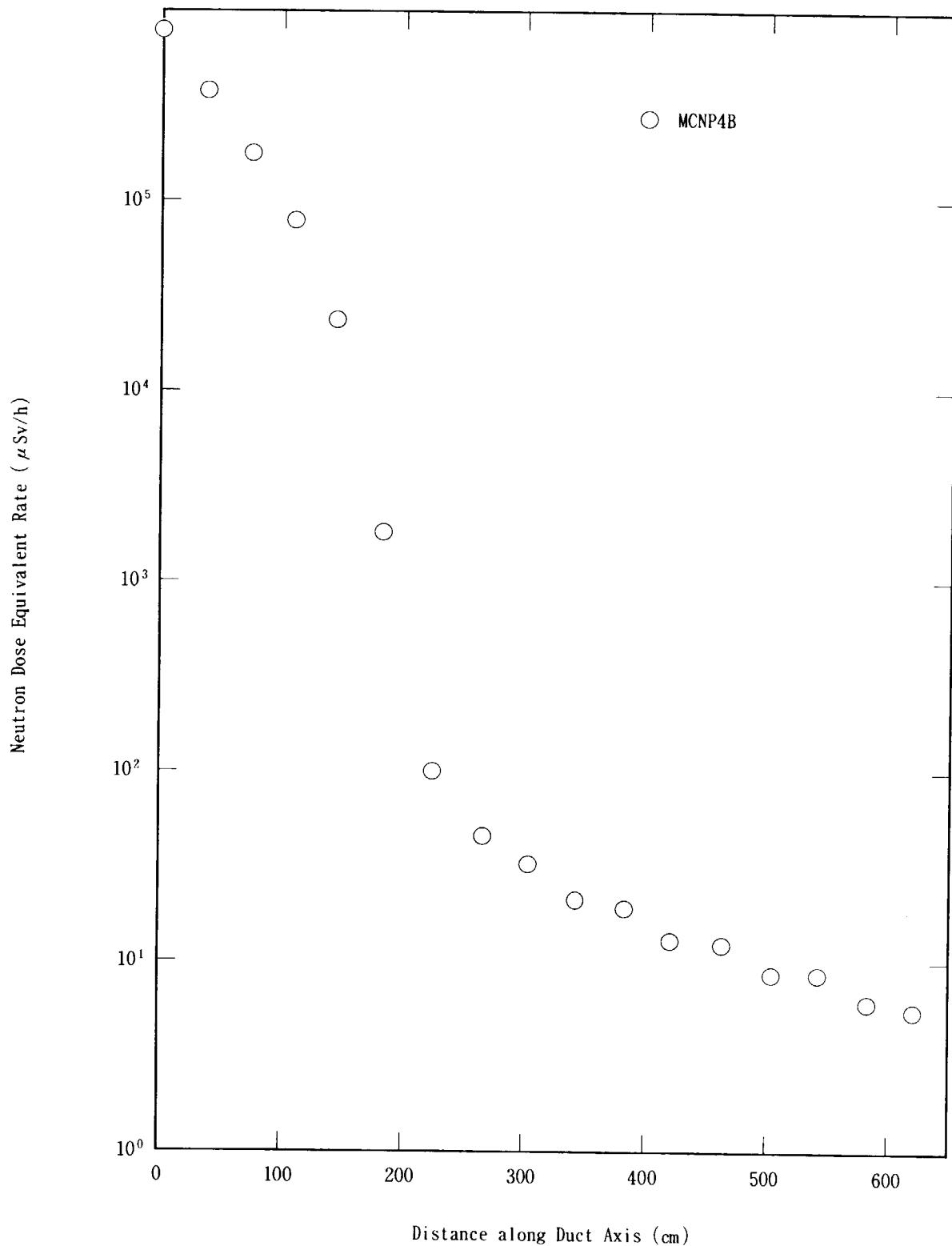
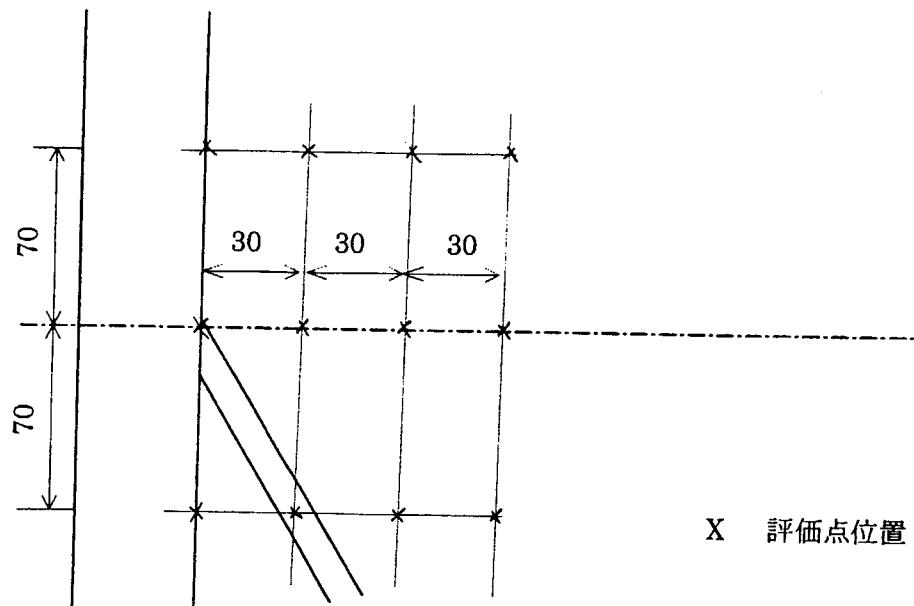
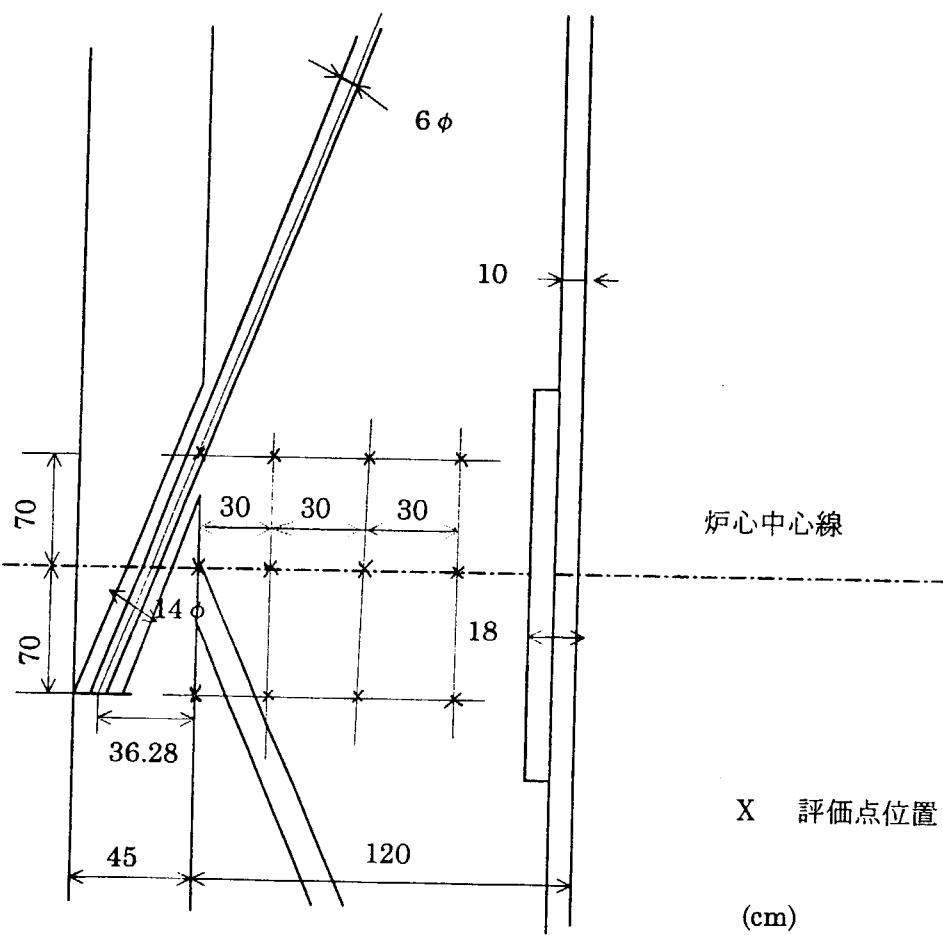


図 1 2 MCNP4BによるMRX検出器案内管軸上線量当量率分布



a) 案内管がないモデル



b) 案内管があるモデル

図 1 3 M R X 検出器案内管のガンマ線遮蔽欠損効果計算モデル

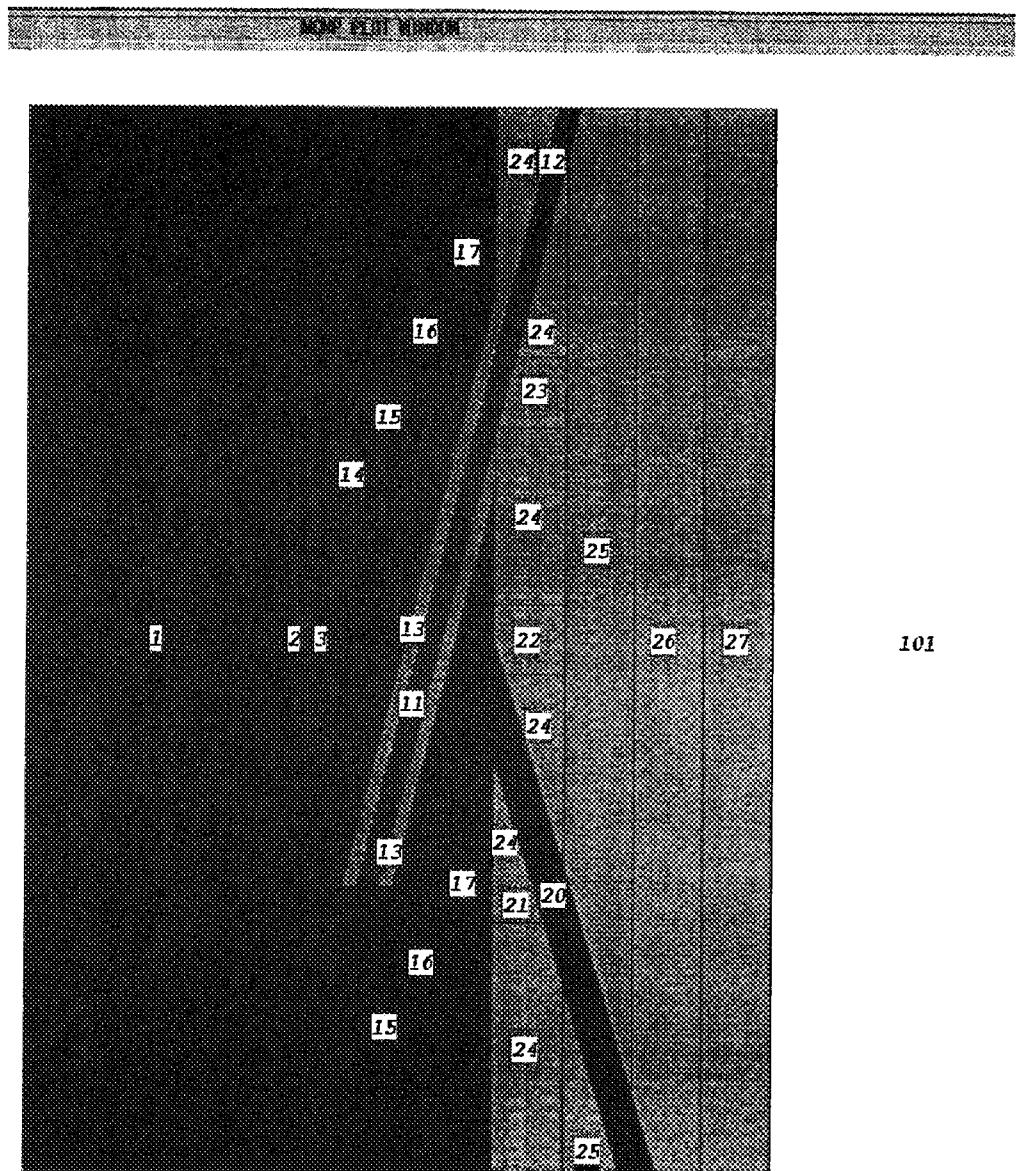


図14 モンテカルロ計算のMRX検出器案内管遮蔽欠損効果計算モデル（立面図）

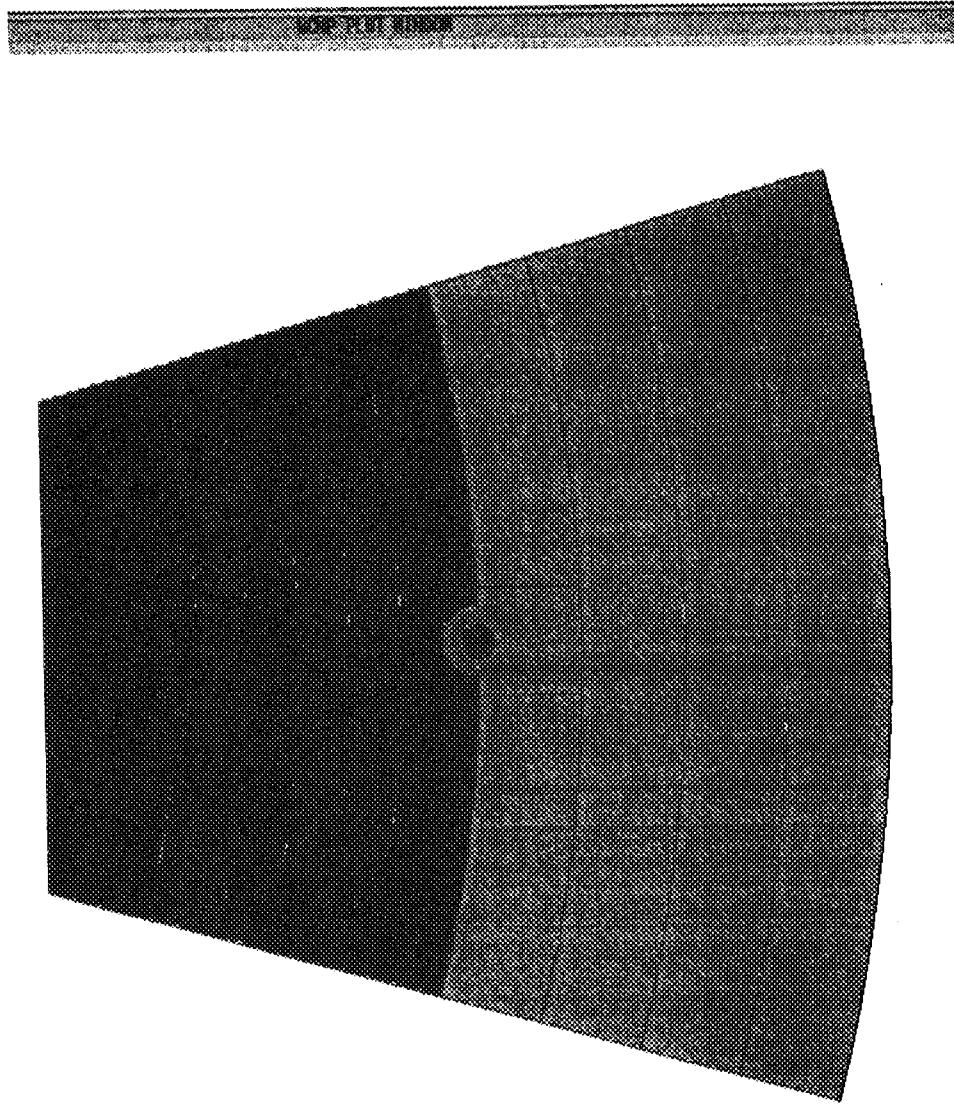
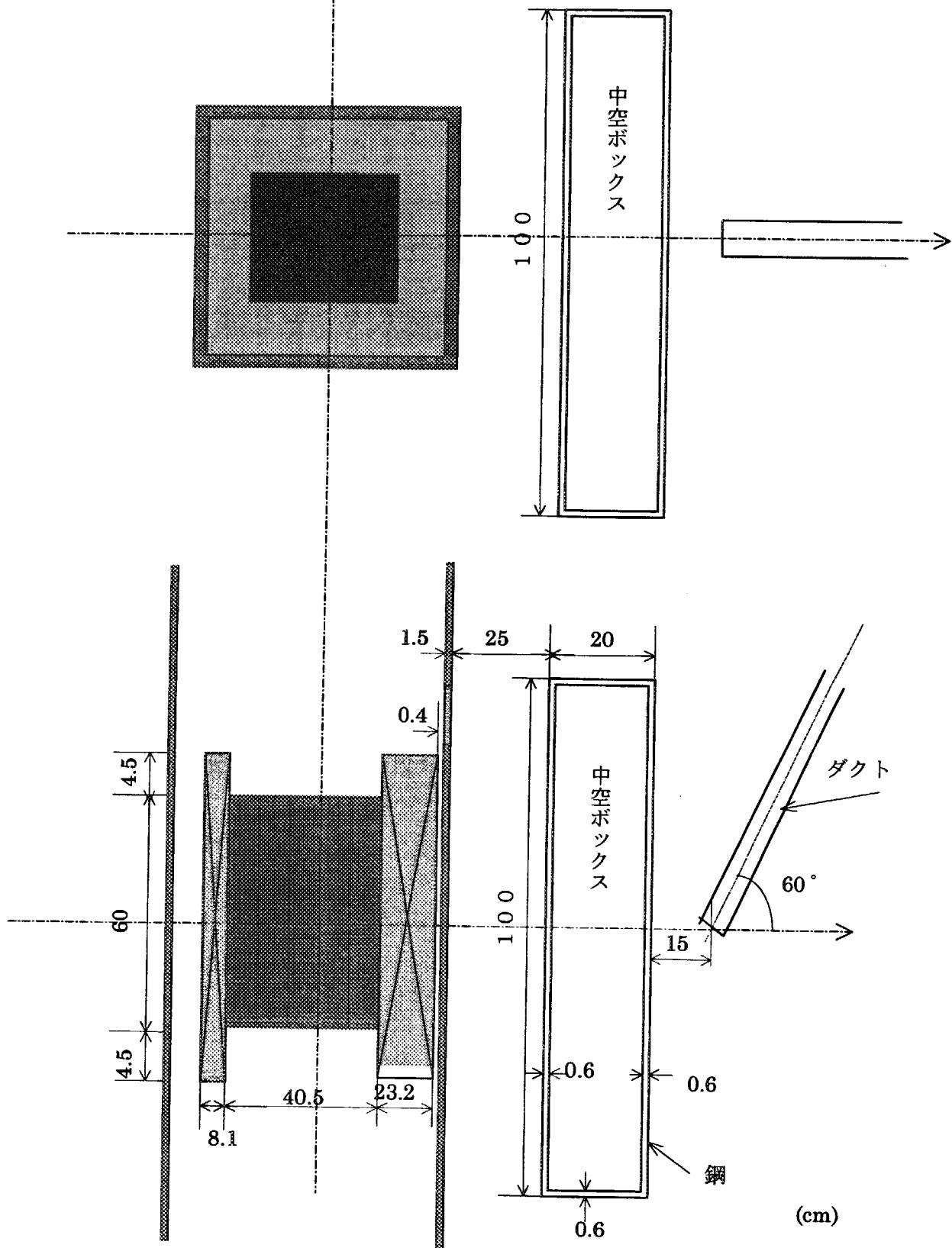
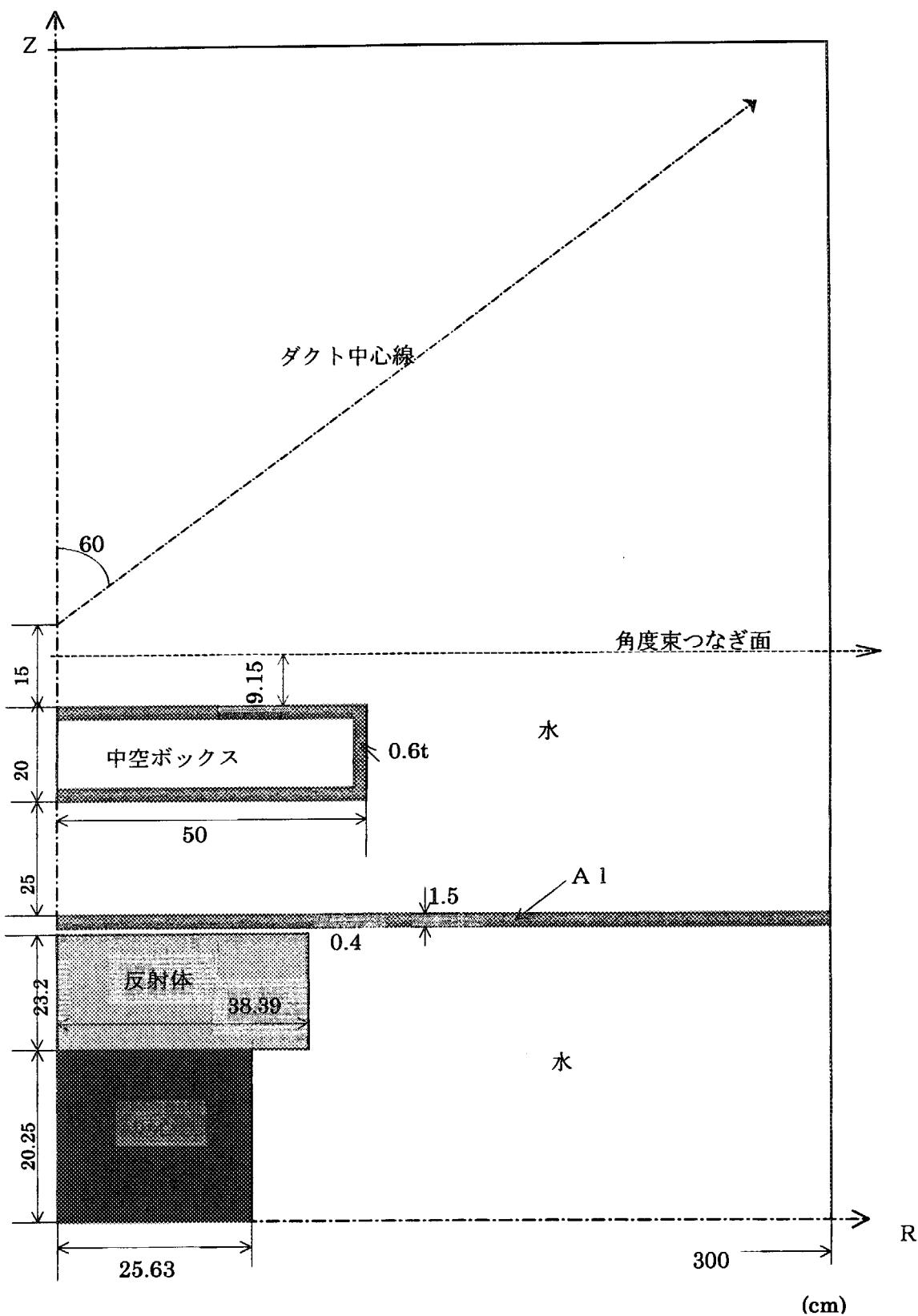


図 15 モンテカルロ計算のMRX検出器案内管遮蔽欠損効果計算モデル（平面図）





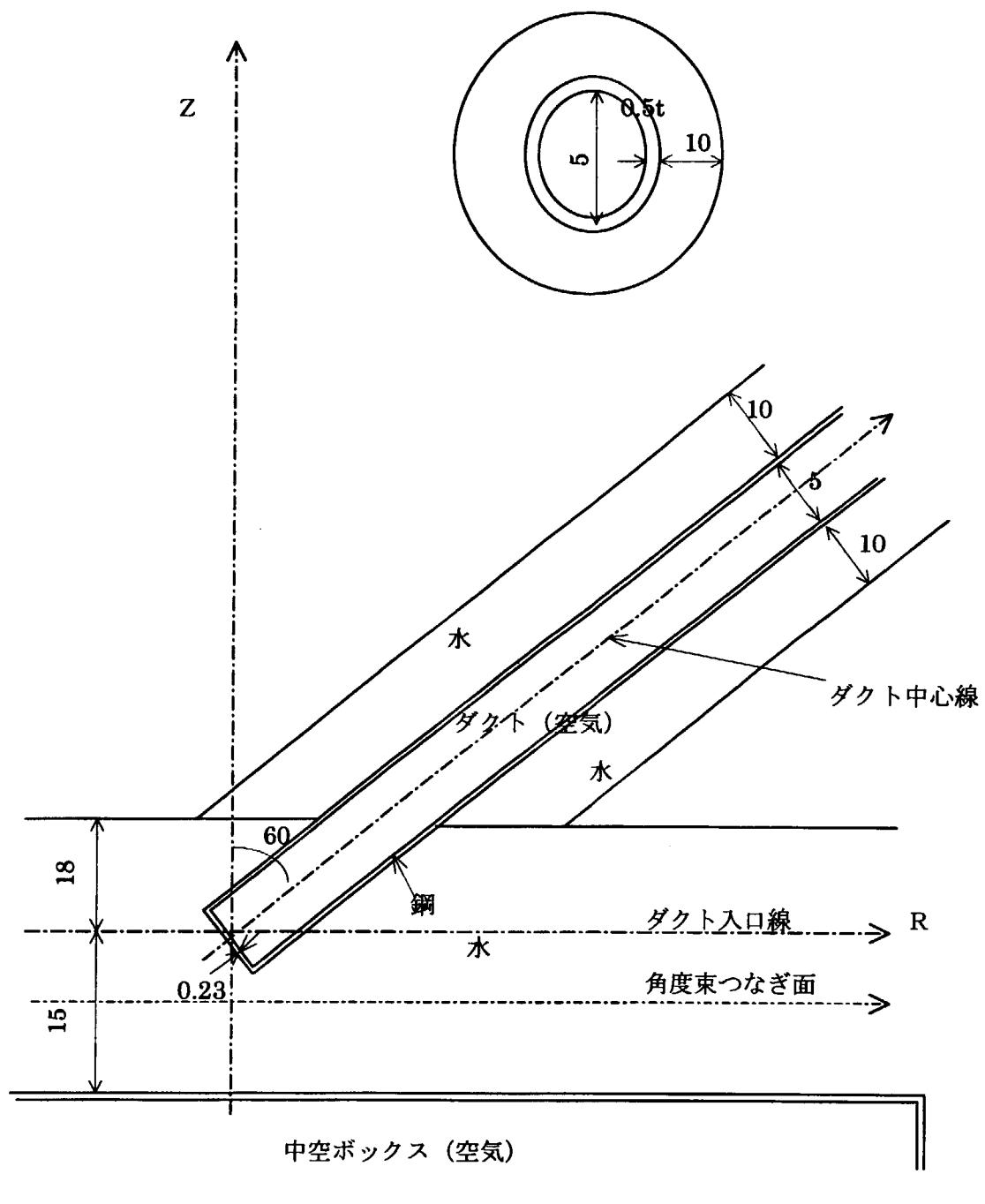


図 18 モンテカルロ計算の JRR-4 ストリーミング実験体系モデル図

単位 cm

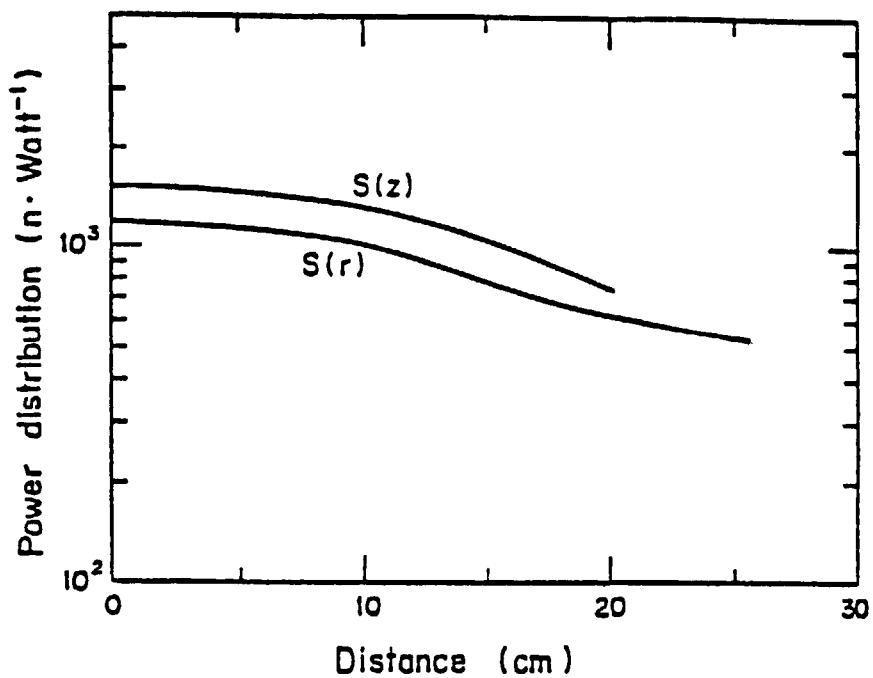


図 19 JRR-4 炉心軸方向及び半径方向線源分布

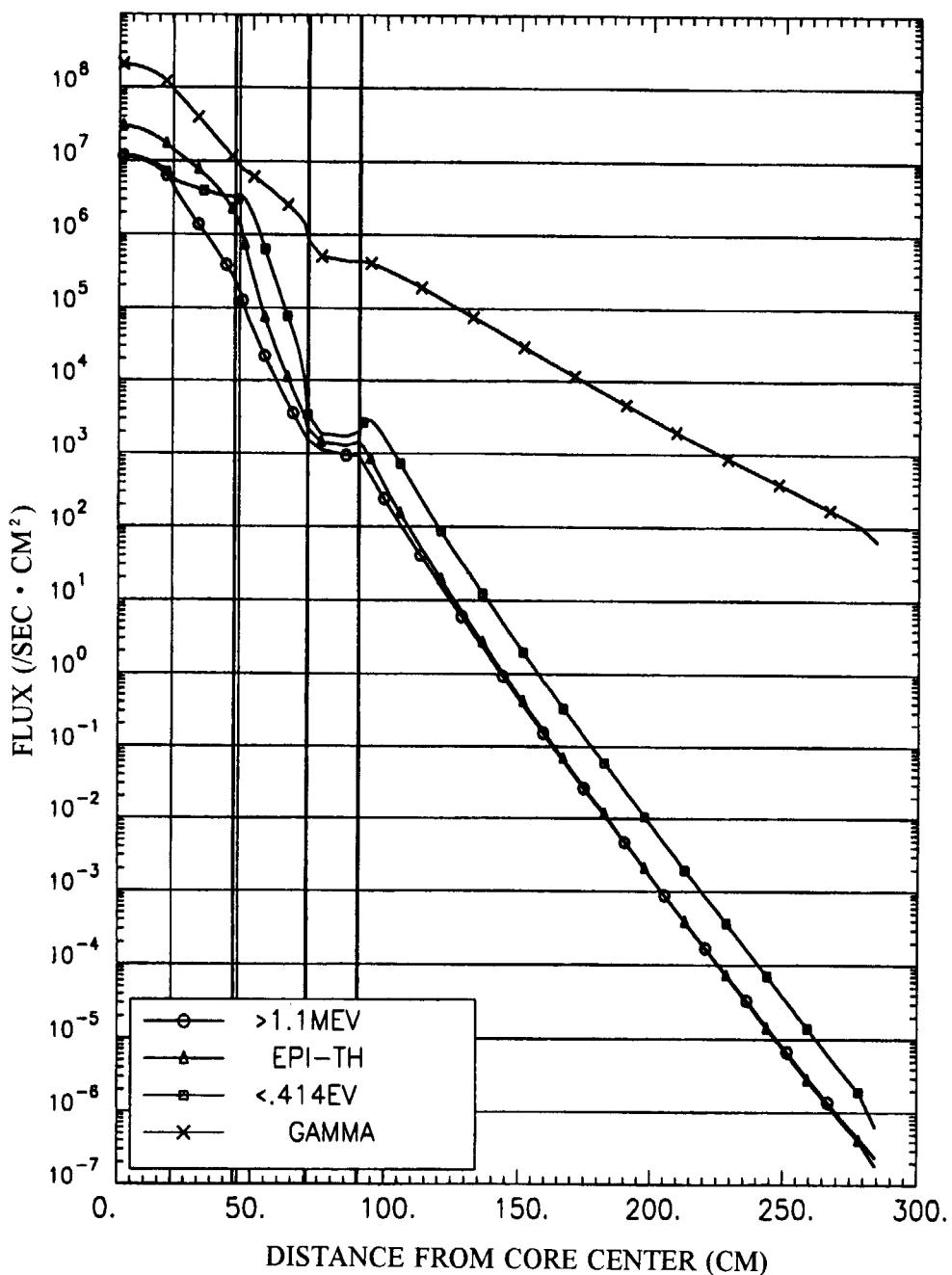


図20 DOT 3.5によるJRR-4炉心中心線上線束分布

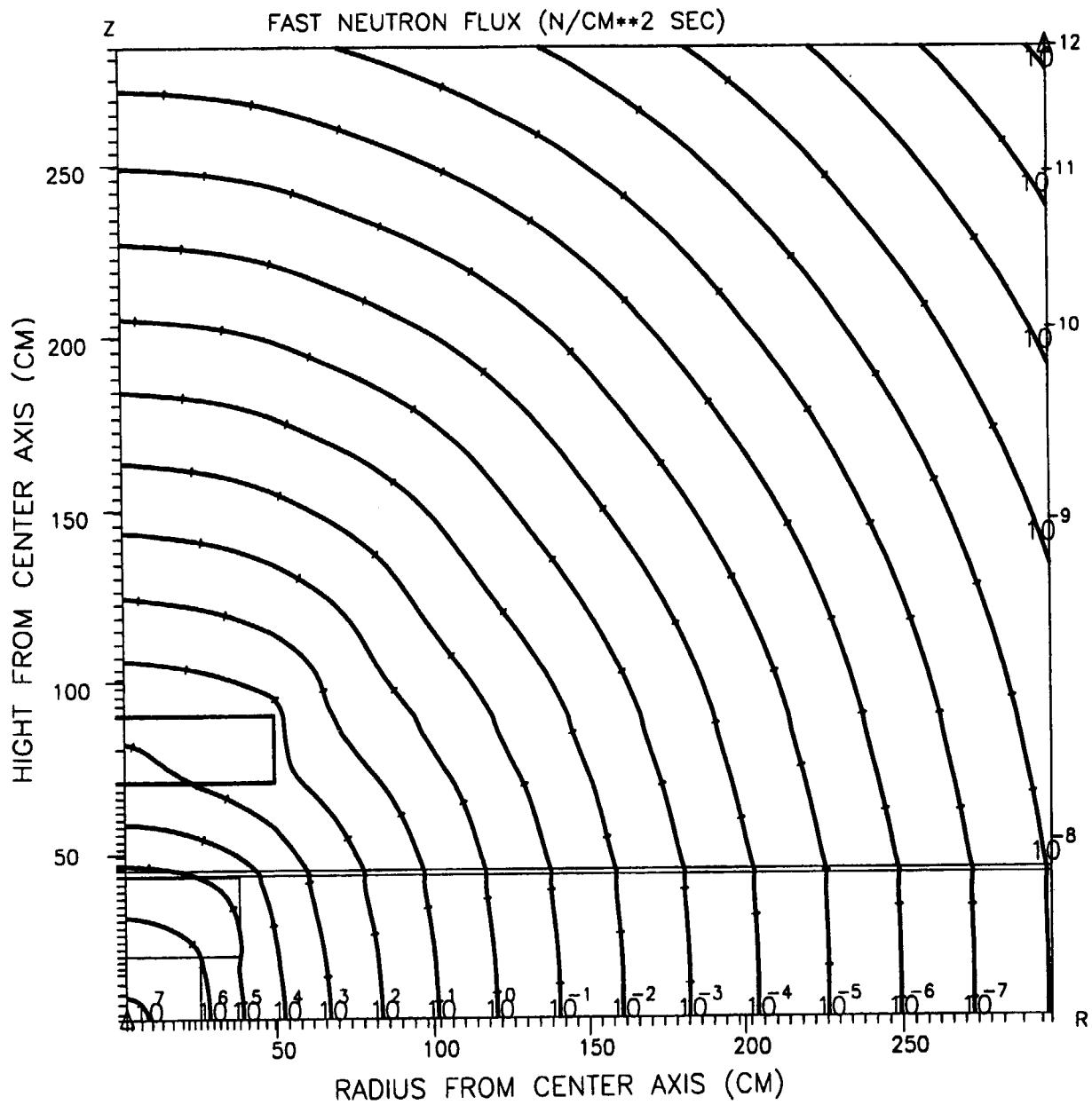


図 21 DOT 3.5 による高速中性子束等高線分布

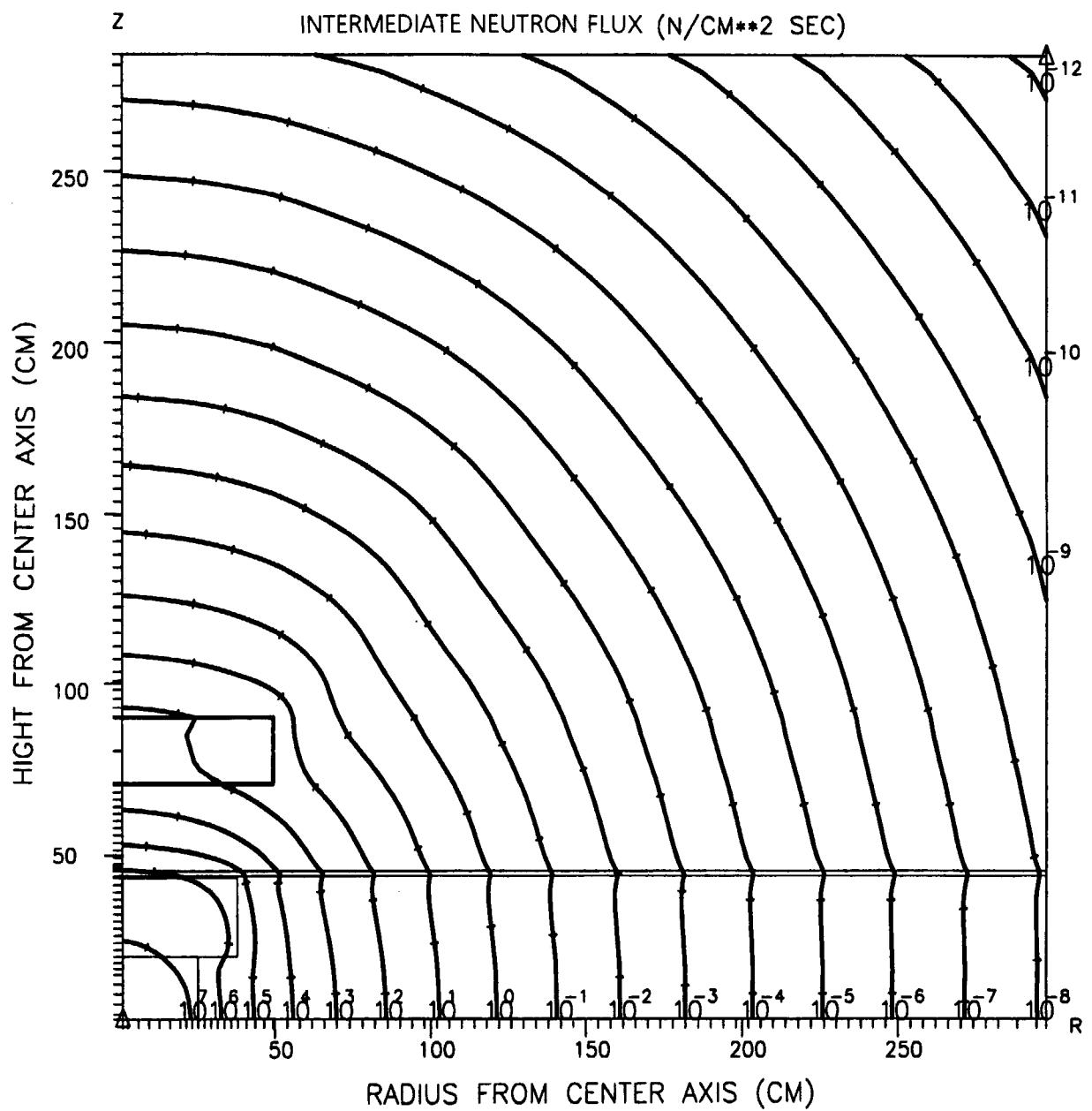


図 22 DOT 3. 5 による中速中性子束等高線分布

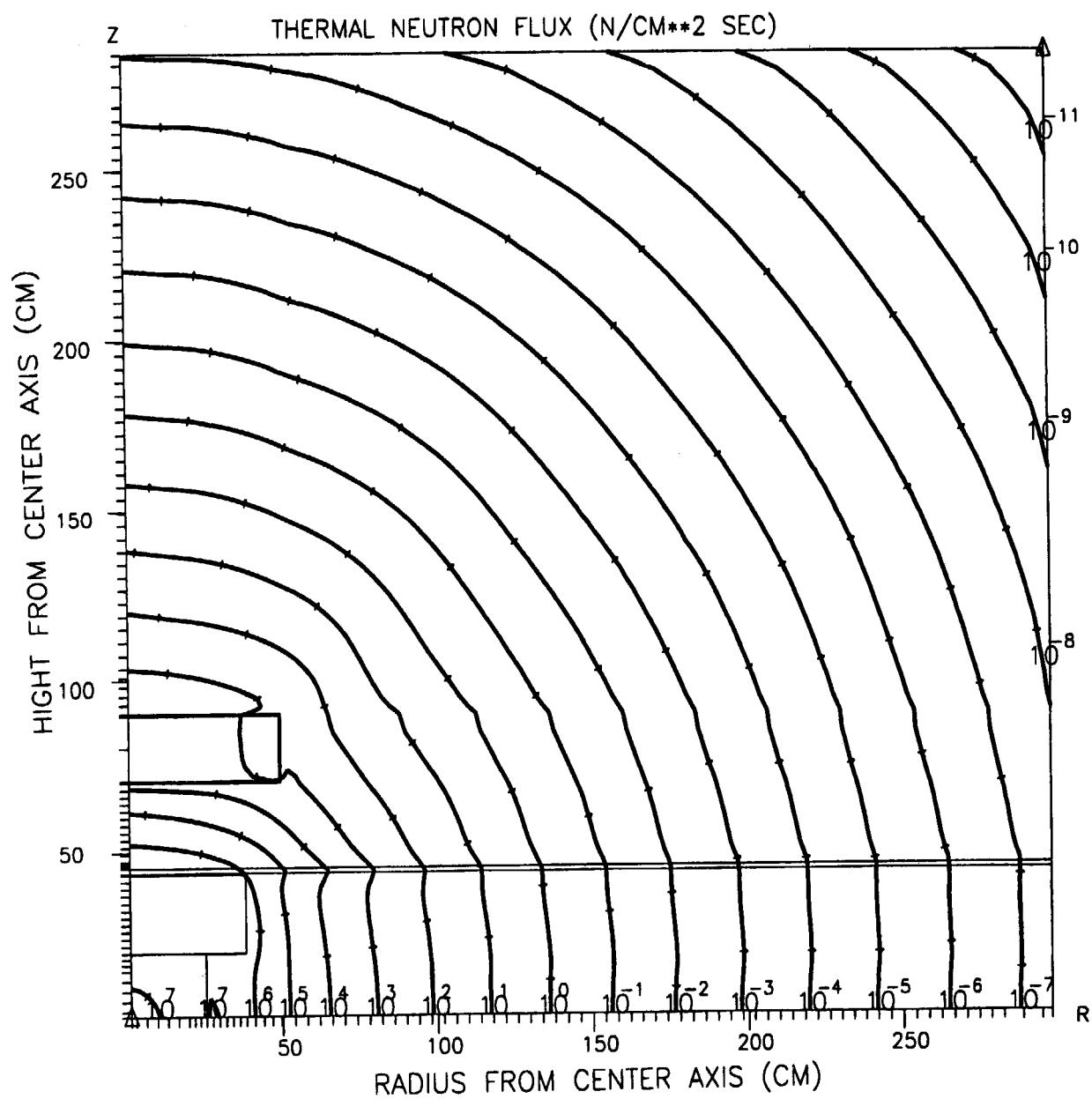


図 23 DOT 3. 5 による熱中性子等高線分布

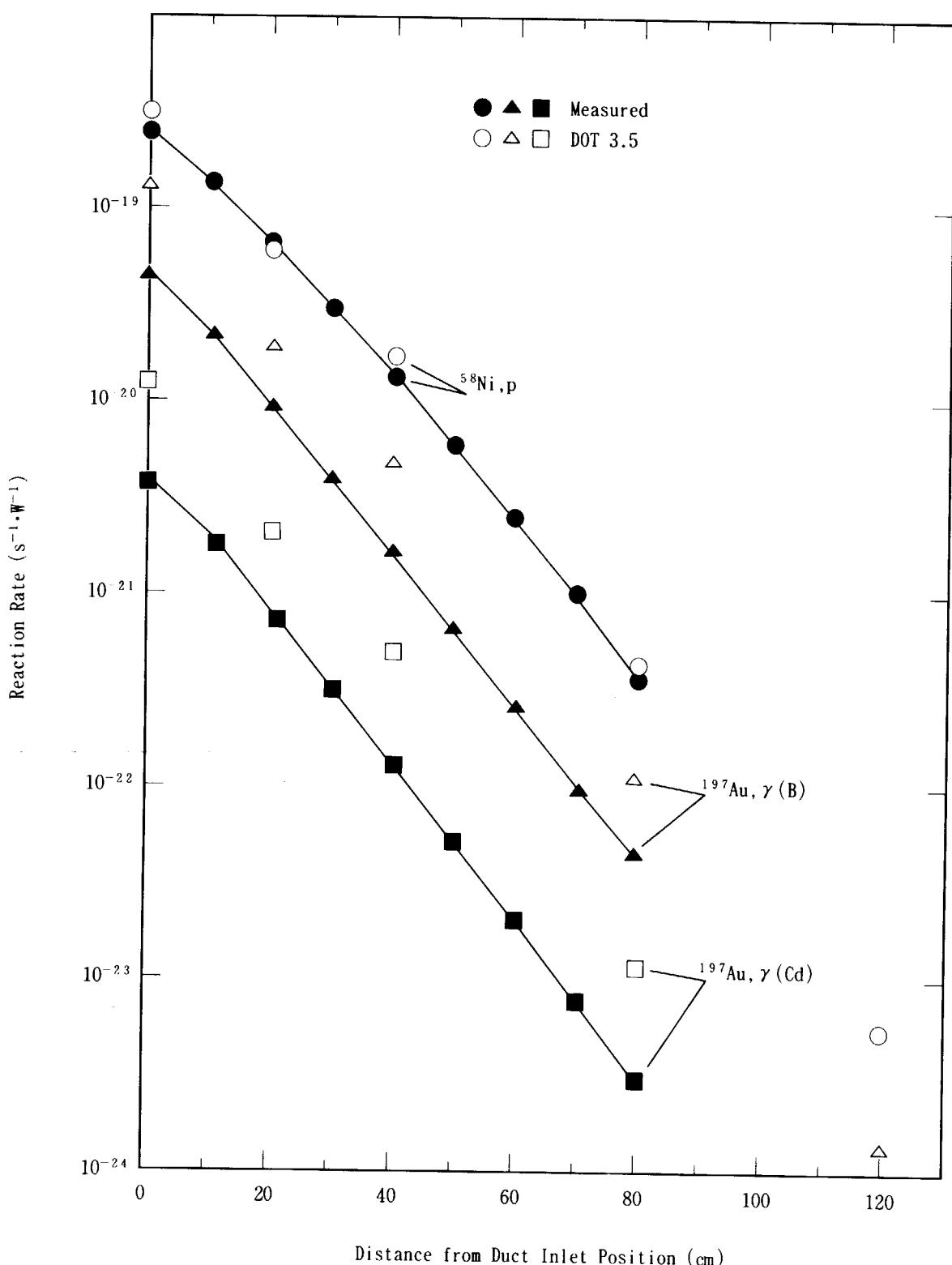


図 2.4 水中の中性子反応率分布に関する計算値と実験値の比較

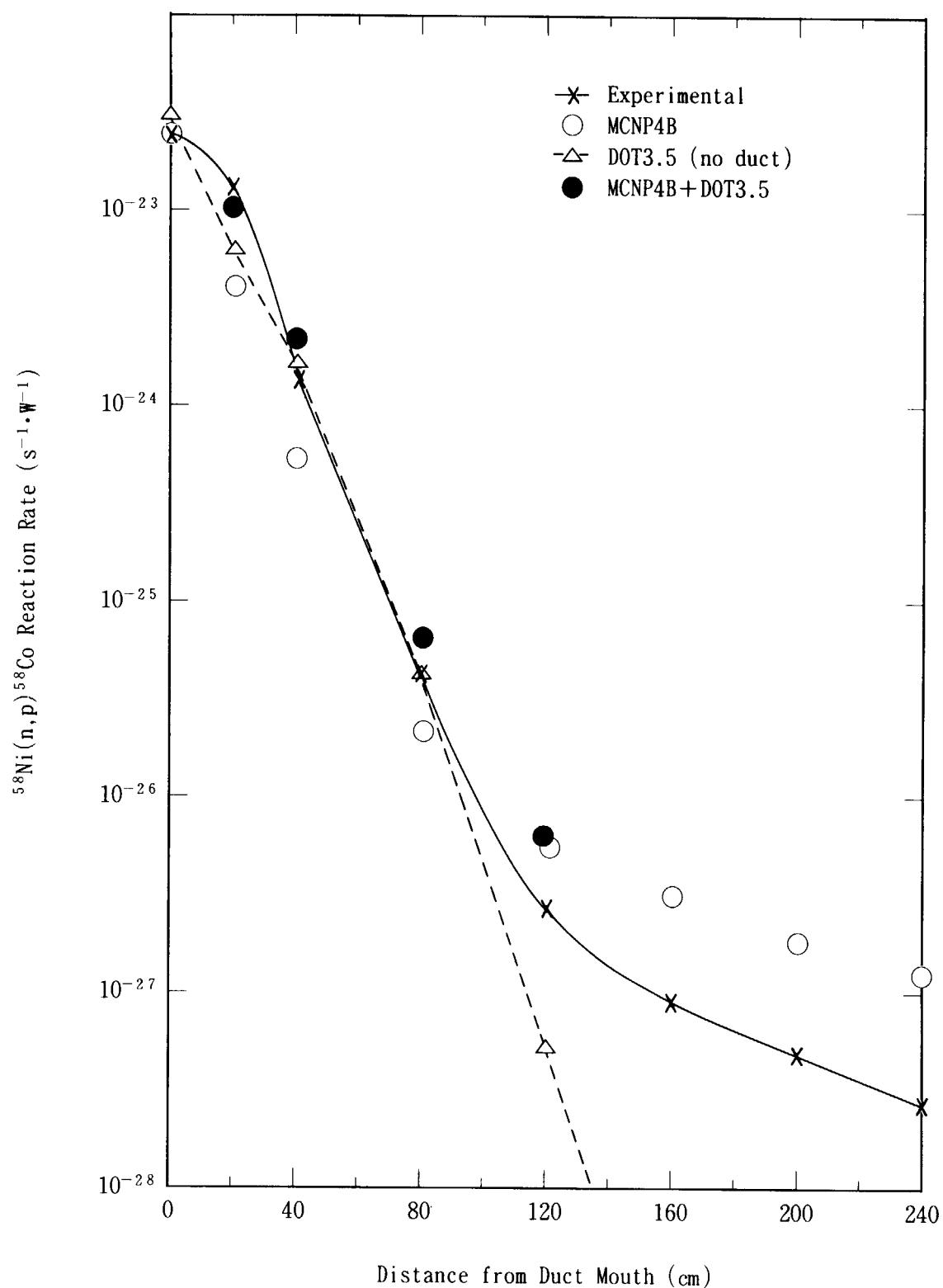


図 25 ダクトストリーミング速中性子反応率分布に関する計算値と実験値の比較

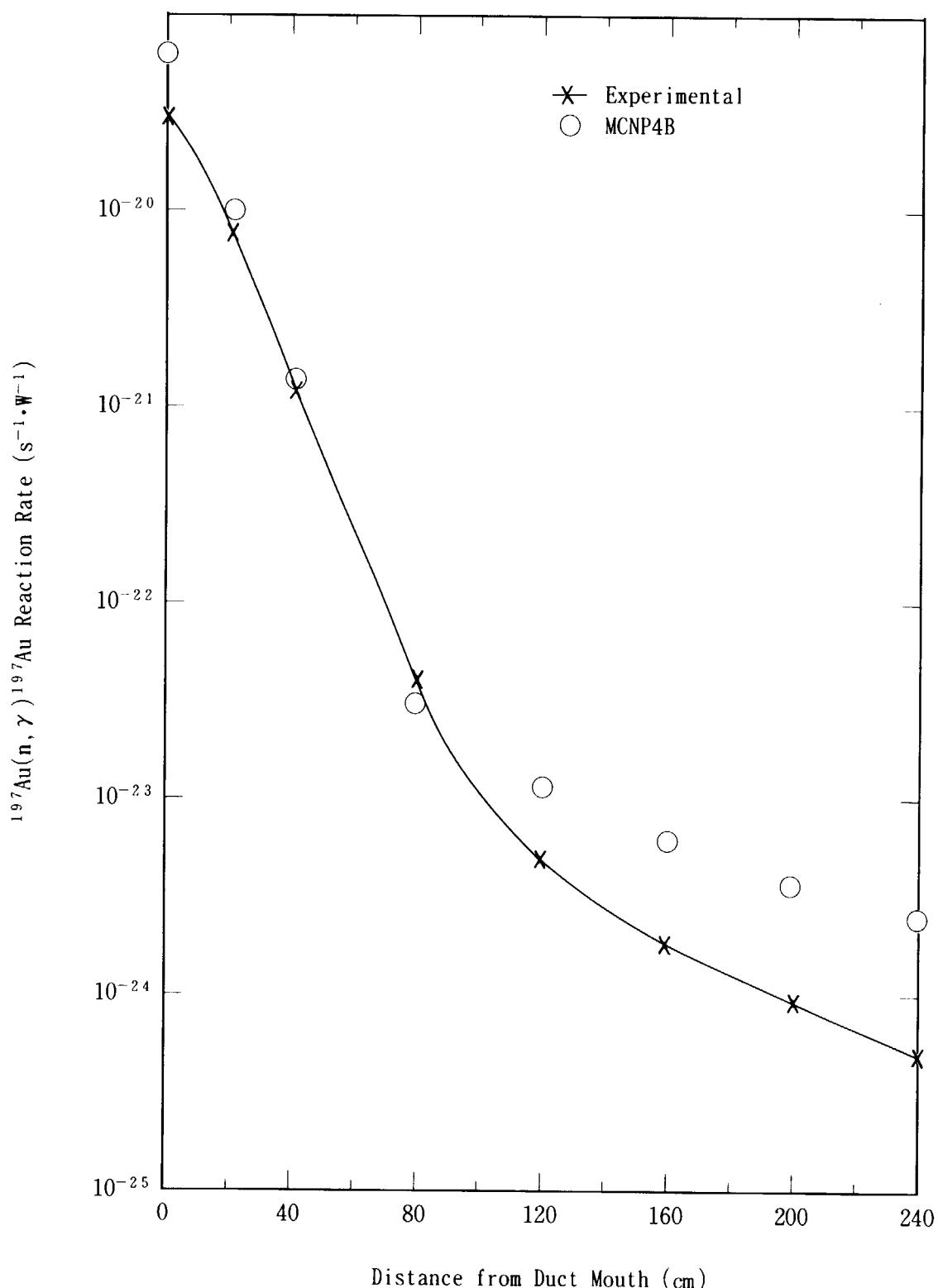


図 2 6 ダクトストリーミング熱中性子反応率分布に関する計算値と実験値の比較

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ′, ″
リットル	L, L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

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

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

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガル	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI接頭語

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

(注)

1. 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N(=10 ³ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

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

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

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

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150×10^{18}
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082×10^{19}	
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272×10^{19}	
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515×10^{21}	
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233×10^{18}	
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1	

1 cal = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J (熱化学)
= 4.1855 J (15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS (仮馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
3.7×10^{10}	1	

吸収線量	Gy	rad
	1	100
0.01	1	

照射線量	C/kg	R
	1	3876
2.58×10^{-4}	1	

線量当量	Sv	rem
	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)

