

JAERI-Tech
2002-035



JP0250179



大強度陽子加速器計画における
核破碎中性子源のバルク遮蔽に関する検討

2002年3月

前川 藤夫・勅使河原 誠・高田 弘・古坂 道弘*・渡辺 昇

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。
入手の間合わせは、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, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

大強度陽子加速器計画における核破碎中性子源のバルク遮蔽に関する検討

日本原子力研究所東海研究所中性子科学研究センター
前川 藤夫・勅使河原 誠・高田 弘・古坂 道弘*・渡辺 昇

(2002年 1月 31日 受理)

原研-KEKの大強度陽子加速器計画の物質・生命科学実験施設として、3GeV-1MWの陽子ビーム駆動による核破碎中性子源の建設が計画されている。本レポートは、放射線安全性及び建設コストの観点から重要な、中性子源周りの生体遮蔽体のバルク遮蔽性能について、モンテカルロ計算手法を用いた検討を行った結果についてまとめたものである。予備的検討や他の機器との関連から適当と考えられる遮蔽構造を標準ケースとして設定し、目標線量とした $1\mu\text{Sv/h}$ を達成できる遮蔽厚さを計算した。また、材料、寸法等の様々な計算条件を変化させた計算を行い、計算条件が遮蔽性能に与える影響について調べた。これらの計算結果及び設計裕度を考慮し、最も適当であると考えられる遮蔽構造を最終的に以下のように決定した。線源の中心から4.8mまでを鉄遮蔽とし、その周囲は重コンクリート遮蔽で囲む。重コンクリート遮蔽は、陽子ビーム入射軸に対して105度よりも後方は中心から6.4mまで、105度から前方に向けて厚さを徐々に増加させ、最前方では中心から8.0mである。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

* 高エネルギー加速器研究機構

Study on Bulk Shielding for a Spallation Neutron Source Facility
in the High-Intensity Proton Accelerator Project

Fujio MAEKAWA, Makoto TESHIGAWARA, Hiroshi TAKADA,
Michihiro FURUSAKA* and Noboru WATANABE

Center for Neutron Science
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 31, 2002)

Under the JAERI-KEK High-Intensity Proton Accelerator Project, a spallation neutron source driven by a 3 GeV-1 MW proton beam is planned to be constructed in a main part of the Materials and Life Science Facility. This report describes results of a study on bulk shielding performance of a biological shield for the spallation neutron source by means of a Monte Carlo calculation method, that is important in terms of radiation safety and cost reduction. A shielding configuration was determined as a reference case by considering preliminary studies and interaction with other components, then shielding thickness that was required to achieve a target dose rate of 1 $\mu\text{Sv/h}$ was derived. Effects of calculation conditions such as shielding materials and dimensions on the shielding performance was investigated by changing those parameters. By taking all the results and design margins into account, a shielding configuration that was identified as the most appropriate was finally determined as follows. An iron shield region extends up to 4.8 m from the center of the source, and it is surrounded by a magnetite concrete shield. For regions at backward angles larger than 105 degrees with respect to the proton beam direction, the magnetite concrete shield extends up to 6.4 m from the center. The thickness increases as the angle decreases from 105 degrees to 0 degrees (forward angle), where the magnetite concrete shield reaches to 8.0 m from the center.

Keywords : High-intensity Proton Accelerator Project, Materials and Life Science Facility, Spallation Neutron Source, Biological Shield, Monte Carlo Calculation, Bulk Shielding, Iron, Concrete

* High Energy Accelerator Research Organization

目 次

1. はじめに	1
2. 前提条件	2
2.1 遮蔽材料	2
2.2 主要寸法	3
2.3 目標線量	3
3. 計算方法	4
3.1 計算手法の選択	4
3.2 計算の流れ	4
3.3 第1段階：線源項計算	5
3.4 第2段階：深層透過計算	6
3.5 摂動計算	8
3.5.1 反射体の材料	8
3.5.2 コンクリート遮蔽の材料	8
3.5.3 鉄遮蔽の材料	8
3.5.4 核データ	8
3.5.5 鉄遮蔽の厚さ	9
4. 結果と議論	10
4.1 標準ケースの結果	10
4.2 摂動の効果	11
4.2.1 反射体の材料	12
4.2.2 コンクリート遮蔽の材料	12
4.2.3 鉄遮蔽の材料	13
4.2.4 核データ	13
4.2.5 鉄遮蔽の厚さ	14
4.3 必要遮蔽厚さの決定	14
5. 遮蔽体厚さ削減の可能性	16
5.1 ホウ素添加コンクリート	16
5.2 多層遮蔽構造	17
6. 分散低減手法	19
7. まとめと今後の課題	21
謝 辞	21
参考文献	22
付録 MCNPX 計算の入力データ	61

Contents

1. Introduction	1
2. Precondition	2
2.1 Shield Material	2
2.2 Major Dimensions	3
2.3 Target Dose	3
3. Calculation Method	4
3.1 Selection of Calculation Method	4
3.2 Calculation Scheme	4
3.3 First Step: Source Term Calculation	5
3.4 Second Step: Deep Penetration Calculation	6
3.5 Perturbation Calculation	8
3.5.1 Reflector Material	8
3.5.2 Concrete Shield Material	8
3.5.3 Iron Shield Material	8
3.5.4 Nuclear Data	8
3.5.5 Thickness of Iron Shield	9
4. Results and Discussion	10
4.1 Results of Reference Case	10
4.2 Perturbation Effects	11
4.2.1 Reflector Material	12
4.2.2 Concrete Shield Material	12
4.2.3 Iron Shield Material	13
4.2.4 Nuclear Data	13
4.2.5 Thickness of Iron Shield	14
4.3 Determination of Required Shield Thickness	14
5. Possibilities to Reduce Shield Thickness	16
5.1 Borated Concrete	16
5.2 Multi-layer Structure	17
6. Variance Reduction Method	19
7. Summary and Problems to be Solved	21
Acknowledgment	21
References	22
Appendix Input Data for MCNPX	61

1. はじめに

日本原子力研究所（以下、原研）と高エネルギー加速器研究機構が共同で進めている大強度陽子加速器計画¹⁾において、核破碎中性子源施設とミュオン実験施設で構成される物質・生命科学実験施設の建設が計画されている。このうち、本レポートでは核破碎中性子源施設のターゲットステーションを取り扱う。Fig. 1.1 に施設の概要を示すが、この施設では3GeV 1MW の陽子ビームを水銀ターゲットに入射し、ターゲット内で陽子と水銀の核破碎反応によって生成する中性子を水素モデレータで熱中性子あるいは冷中性子にまで減速する。熱・冷中性子はモデレータを見込むように設置した 20 本以上の中性子ビームラインにより引き出し、中性子散乱による物質の構造解析をはじめとする様々な実験に用いられる。

3GeV 1MW の陽子ビームは1秒間に約 2×10^{15} 個の陽子入射に相当し、また陽子1個あたり 100 個弱の中性子を生成することから、毎秒 10^{17} 個を上回る多数の中性子が水銀ターゲット中及びその近傍で生成する。これらの中性子の中には、従来の核分裂や核融合施設では現れることのなかった、物質中の透過力が非常に強い 100MeV 以上の高エネルギー中性子が多数含まれる。ターゲット中で生成したこれらの中性子を外部に漏洩しないようにするため、ターゲット集合体を取り囲むように生体遮蔽体が設置される。このため、生体遮蔽体のバルク遮蔽性能に関する評価は、核破碎中性子源施設の放射線安全設計の中で最も重要な評価項目の1つである。

高エネルギー中性子を効果的に遮蔽し、かつ安価である実用的な材料として鉄鋼が最も有力である。1MW クラスの核破碎中性子源では、高エネルギー中性子を確実に遮蔽し、生体遮蔽外側の実験室内で作業を行う実験者の被曝を低く抑えるため、約 5,000 トンにも及ぶ大量の鉄鋼が必要であると考えられている。このため、可能な限り不確定性を排除した合理的なバルク遮蔽の評価を行い、遮蔽厚さを必要最小限に抑えることが建設コスト低減の観点から求められる。さらに物質・生命科学実験施設では、水銀ターゲット近傍のモデレータから生体遮蔽体を貫通して様々な分光器へと多数の中性子ビームラインが配置される。中性子ビームライン中には、パルス中性子を実験に適した時間構造に整形するための多数の中性子チョッパーが設置され、これらの中にはターゲットに出来るだけ近づけて設置しなければならないものもある。生体遮蔽体が厚くなれば、適切な位置にチョッパーを設置できないビームラインが生じ、そのビームラインを使用する実験が行えない状況に陥る。この点からも遮蔽厚さを必要最小限に抑える合理的な遮蔽設計が要求される。

本レポートは、物質・生命科学実験施設の生体遮蔽体のバルク遮蔽性能に関する検討結果をまとめたものである。第 2 章では、評価の前提となる条件を定める。第 3 章では計算方法について述べ、第 4 章ではその結果について議論し、最も適切と考えられる遮蔽構造を提案する。第 5 章では実現にはいくつかの制約があるものの、遮蔽厚さをさらに低減できる可能性について言及する。第 6 章では本検討で適用したモンテカルロ計算の分散低減手法について述べる。最後に第 7 章で本レポートをまとめると共に、今後の課題について述べる。

2. 前提条件

2.1 遮蔽材料

高エネルギー加速器施設の遮蔽では、100MeV 以上の高エネルギー中性子の減弱距離が最も長く、遮蔽厚さの決定に影響を及ぼす主要因となる。一般に密度の大きい物質ほど効果的に高エネルギー中性子を減衰させるが、安価で構造強度がある実用的な密度の大きい遮蔽材料としては、鉄鋼がほぼ唯一の選択肢となる。ただし、鉄の全断面積には数 10～数 100keV の共鳴エネルギー領域に断面積の極小値が存在し、遮蔽厚さの増加と共に数 100keV 以下の中性子が蓄積する。この数 100keV 以下の中性子を最も効果的に遮蔽するのは含水素材料であり、コンクリート、ポリエチレン、パラフィン、水等が考えられる。これらの中で安価で構造強度のある実用的な材料という点で、コンクリートが最も優れている。そこで、本検討では、鉄鋼とコンクリートを遮蔽体の基本構成材料として考える。

遮蔽材料として鉄鋼を考える時、その性能を左右するのは密度と含まれている不純物である。通常の鉄鋼材料の密度は 7.86g/cm^3 であるが、鑄鉄では 7.2g/cm^3 程度に落ちる。また、鉄鋼板を積層して鉄遮蔽体を製作したり、鉄遮蔽ブロックを組み上げる場合など、隣接する鉄鋼板間やブロック間にある程度の隙間が生じてしまい、実効的な密度は 7.86g/cm^3 よりも小さくなる。そこで本検討では、計算に使用する鉄遮蔽体の密度として 7.86g/cm^3 よりも低い 7.2g/cm^3 を採用する。密度の違いが遮蔽性能に与える変化については、後に摂動計算の項で述べる。一方、密度が一定の時、鉄鋼中の不純物が増えるほど約 1 MeV 以下の低エネルギー中性子に対する遮蔽性能が向上する。これは、鉄の全断面積の数 10～数 100keV 領域にある極小値を不純物の断面積が埋めるからである。以下の検討では安全側の仮定として、不純物を全く含まない純鉄を考える。不純物の影響についてもまた、後の摂動計算の項で述べる。

コンクリートは内包する水分量が多いほど水素による中性子の減速効果により keV 中性子を効果的に熱化するため、優れた遮蔽性能を示す。また、熱化した中性子を吸収し、これに伴って放出される 2 次 γ 線を遮蔽する点から、吸収断面積の大きい元素の割合、原子番号の大きな元素の割合や重量密度が遮蔽性能に深く関わる。そこで本検討では、異なる 3 種のコンクリートを考えることとする。第 1 に、普通コンクリート (Ordinary Concrete) である。その組成には従来の原子力関係の遮蔽計算で良く用いられてきた米国 ANS 標準の値²⁾を採用し、密度には大強度陽子加速器計画の遮蔽計算で統一的に用いる値である 2.2g/cm^3 とする。第 2 に、磁鉄鉱石を骨材として使用する重コンクリート (Magnetite Concrete) を考える。組成、密度 (3.483g/cm^3) については文献³⁾の値を使用する。第 3 に、鉄の薄片を加えた重コンクリート (Steel Added Magnetite Concrete) を考える。組成、密度 (4.64g/cm^3) については文献³⁾の値を使用する。この 3 種の中で、重コンクリートを標準ケースの材料として考える。

2.2 主要寸法

現在考えられている核破碎中性子源の概念構造を Fig. 1.1 に示す。中心に陽子ビームを入射する水銀ターゲットがあり、その上下にモデレータが配置されている。ターゲットとモデレータは反射体で囲まれており、これらはターゲット-モデレータ-反射体集合体 (TMRA) を形成している。TMRA の寸法は直径 120cm、高さ 120cm である。TMRA は半径 1.5m のポイドベッセルと呼ばれるヘリウム雰囲気の高圧容器の中に収納され、TMRA とポイドベッセルの間は遮蔽体で埋められる。ポイドベッセルの外側には、各ビームライン毎に中性子ビームシャッターが設置されている。シャッターは上下に駆動し、中性子ビームの on/off を制御する。シャッターの径方向の全長は 2.0m で、中心から 2.3~4.3m の位置に設置される。鉄遮蔽は中心から 4.8m までであり、その外側をコンクリート遮蔽が取り巻いている。これらの寸法は、既存の核破碎中性子源施設からのスケージング、簡易評価式による概算や、本レポートで述べるモンテカルロ法による予備的な計算により仮決めされたものである。

Fig. 1.1 から分かるように、鉄遮蔽は単なる鉄の塊を積み上げたものではなく、シャッターという重要な機能を持つ機械要素を含むものである。このため、鉄遮蔽の厚さを増加させることはできるものの、Fig. 1.1 の寸法から減少させることは難しい。そこで本検討では、中心から 4.8m までを鉄遮蔽とする場合を標準ケースとして設定した。鉄遮蔽の厚さを増やした場合については、後述する摂動計算のケースの 1 つとして取り扱った。コンクリート遮蔽の厚さに関しては鉄遮蔽のように厳しい制約条件はなく、任意に変更できる変数として考えた。

2.3 目標線量

物質・生命科学実験施設は原研・東海研の敷地内に建設される予定である。実験施設と事業所境界との距離は最短で 350m と短い。このため、生体遮蔽体外側の線量限度の決定においては、生体遮蔽体外側の実験ホール内で作業を行う放射線作業従事者に対する線量よりも、むしろ東海研の事業所境界におけるスカイシャインによる線量の制限が支配的となる。

物質・生命科学実験施設、核破碎中性子源の生体遮蔽体及びすべての中性子ビームラインを含め、ターゲットを中心とする半径 30m の遮蔽体外側の領域の線量が $1\mu\text{Sv/h}$ の時、Stapleton の式⁴⁾による簡易評価によると、事業所境界におけるスカイシャインによる線量は年間 $7\mu\text{Sv}$ である。一方で、大強度陽子加速器計画全施設からの寄与を総和した事業所境界におけるスカイシャインによる線量の限度は年間 $50\mu\text{Sv}$ 以下に抑えることを目標としている。他の施設からの寄与を考えると、核破碎中性子源の寄与分が $7/50$ であるのは比較的妥当な数字だと考えられる。そこで、物質生命科学実験施設、核破碎中性子源の生体遮蔽体外側における線量の設計目標値を、本検討では $1\mu\text{Sv/h}$ と設定した。

3. 計算方法

3.1 計算手法の選択

従来の高エネルギー加速器施設のバルク遮蔽設計の多くは、Moyer の式⁵⁾を用いて行われてきた。Moyer の式は、鉄やコンクリート遮蔽体中における高エネルギー中性子束の減弱距離をパラメータとした簡易計算式であり、簡便に遮蔽体厚さを決定できる。Moyer の式による評価は幾何学形状の単純な加速器のビームトンネル周りの遮蔽評価等には大変有効であるが、核破碎中性子源施設の生体遮蔽の評価には次の2点においてその適用が難しい。第1に、Moyer の式は基本的に陽子ビーム入射方向に対して90度方向の高エネルギー中性子束の減弱を表現するものであり、陽子ビーム入射方向に対する角度依存で変化する核破碎中性子源施設の生体遮蔽体厚さを評価するには不向きである。第2に、厚い鉄遮蔽体の外側にコンクリート層があるような遮蔽構造の場合、その外側においてMoyer の式で評価される高エネルギー中性子が必ずしも全線量に対して支配的にならず、代わりに1MeV以下の低エネルギー中性子や光子が支配的になることがある。

そこで本検討では、モンテカルロ法粒子輸送計算によりバルク遮蔽の評価を行う。モンテカルロ法では、3次元的に複雑な線源集合体をモデル化でき、さらに陽子ビーム入射方向依存で中性子・光子の輸送計算を行うことができるため、遮蔽体厚さの角度依存性を考慮することができる。また、必要なすべてのエネルギー範囲の中性子及び光子に対する結合計算が行える。この他にモンテカルロ法粒子輸送計算を適用した理由として、最近のNMTC/JAM^{6,7)}やMCNPX⁸⁾に代表される高エネルギー粒子輸送計算コードの整備により、MCNP-4C⁹⁾等の従来の低エネルギーコードとの接続計算が容易に行えるようになり、また計算精度が大幅に向上したことがあげられる。さらに、並列計算に代表される近年の目覚ましい計算機能力の向上も、モンテカルロ法を選択した理由の1つである。

3.2 計算の流れ

核破碎中性子源の水銀ターゲット周辺には、超臨界水素モデレータ、ベリリウムや鉛でできた反射体、これらを冷却する軽水、重水とその配管、陽子ビームダクトや中性子ビーム孔等のボイド領域が存在する。また、3GeV陽子による核破碎反応で生成する中性子束のエネルギースペクトルは、強い角度依存性を持つ。このため、計算ではターゲット周辺の構造を3次元的にモデル化すると共に、ターゲット周辺で発生した中性子の角度依存性を考慮する必要がある。一方で、ターゲット周辺で発生した中性子はその周囲の遮蔽体に入射し、遮蔽体中において十数桁減衰する。このように中性子束の減衰が非常に大きい問題をモンテカルロ法で計算する場合、現実的な計算時間で結果を得るために分散低減法を駆使する必要がある、そのためには幾何形状が単純でなければならない。

以上の2つの条件を満足させるため、全体の計算を2つの段階に分けて行った。第1段階では、直径120cm、高さ120cmの反射体内側の領域を3次元的にモデル化し、ターゲットに陽子ビームを入射して、反射体領域から漏洩する中性子束を計算した。計算された中性

子束が次の第2段階の線源となるため、この第1段階の計算を「線源項計算」と呼ぶこととする。第2段階では簡単のため1次元球体系モデルを用い、第1段階で計算された中性子線源から出発して遮蔽体中における中性子及び中性子反応により生成する2次 γ 線の減衰を計算した。この第2段階を「深層透過計算」と呼ぶこととする。両計算の詳細については、それぞれ3.3、3.4節で述べる。

今回の計算はバルク遮蔽構造を決定するためのものであるため、遮蔽材の組成、密度、寸法等は可変パラメータである。この他にも反射体材料や計算に用いる核データファイル等、計算結果に影響を及ぼすパラメータがいくつか存在し、これらのパラメータの組み合わせは膨大な数になる。そこで、ある1つの組のパラメータを選定し、これを標準ケースとした。次に、標準ケースのパラメータのどれか1つを変化させた計算を行い、計算パラメータの変化が結果に及ぼす影響を調べた。後者の計算を摂動計算と呼ぶこととする。Table 3.1 に標準ケース(ケース01)と18の摂動計算(ケース02 ~ 42)の一覧を示す。またTable 3.2 には、深層透過計算で用いた材料の原子数密度の一覧を示す。標準ケースでは、反射体として重水冷却の鉛、反射体の外側で中心から4.8mまでが密度7.2g/cm³の純鉄遮蔽、中心から4.8m以降が密度3.483g/cm³の重コンクリート遮蔽で、核データにはLA-150を用いた。摂動計算については、3.5節で詳細を述べる。

3.3 第1段階：線源項計算

線源項計算で用いた計算モデルをFig. 3.1に示す。これは核破碎中性子源の中心部分、ターゲット-モデレータ-反射体集合体(TMRA)の部分抜き出したものである。X-Z平面は水平面で、Y軸の正方向が高さ方向に相当する。全体は120cm ϕ ×120cmの円柱形状で、Y軸が円柱の中心軸にあたる。Fig. 3.1 (a)はY=0の水平断面図で、中心に水銀ターゲットと、それを囲むように内側及び外側反射体が配置されている。標準ケースでは両反射体共に重水冷却鉛である。3GeV 1MWの陽子ビームは高さ5cm、幅13cmの矩形で、Z軸に沿ってターゲットに入射する。Fig. 3.1 (b)はターゲット中心よりも15cm上部(Y=15)の水平断面図で、液体水素の結合型モデレータがその中心にある。モデレータから左上及び右下方向の空白部分は中性子ビームを引き出すためのポイド領域である。Fig. 3.1 (c)はターゲット中心よりも15cm下部(Y=-15)の水平断面図で、液体水素及び軽水の非結合型モデレータが1台ずつ設置されている。中性子ビームを引き出すためのポイド領域が3方向に延びている。Fig. 3.1 (d)はターゲット中心よりも25cm上部(Y=25)の水平断面図で、反射体のみが見えている。Fig. 3.1 (e)は垂直断面図(Z=0)で、中心にターゲット、その上下にモデレータと中性子ビーム引き出し孔、それらを取り囲むように内側及び外側反射体が配置されている。

反射体材料については、標準ケースでは鉛反射体(Pb)としたが、内側反射体がベリリウムで外側反射体が鉛の反射体(Be/Pb)、及び両反射体がニッケル基合金であるインコネル-600製の反射体(Inconel)の場合の計算も行った。これらの反射体はすべて重水冷却であり、容積率10%の重水と90%の反射体材料を均質化して計算を行った。

TMRA から漏洩する中性子束の陽子ビームに対する角度依存性を考慮するため、Fig. 3.2 のように 0-15, 15-30, 30-45, ..., 165-180 度というように 15 度毎に 12 分割した角度範囲を設定した。そして、TMRA が点と見なせるような十分に大きな（実際には半径 1 km）球面を考え、この球面を通過する中性子束のエネルギースペクトルを各角度範囲毎に計算した。

計算コード及び 150MeV 以下の核データファイルには、それぞれ MCNPX⁸⁾, LA-150¹¹⁾ を用いた。陽子、中性子の他に、3GeV の陽子入射によって発生する π 中間子や d, t, ^3He , α 粒子等も考慮した。ベリリウム-鉛反射体の場合の入力データを一例として付録 1. に示す。計算はクロックが 784MHz の Pentium-III プロセッサ内蔵、Linux を OS とするパソコン上で行い、計算時間は 1 ケースにつき 900 分である。

3 種の反射体材料を用いた TMRA からの、全立体角で積分した中性子のエネルギースペクトルを Fig. 3.3 に示す。Pb 反射体の場合のスペクトルは、10MeV 以下熱エネルギーにまで達する低エネルギー中性子束が主要成分である一方で、10MeV 以上の高エネルギー成分が約 3GeV にまで延びている。Pb 反射体と比較して Be/Pb 反射体では、Be の重量密度が Pb よりも低いために高エネルギー中性子の漏洩が上昇している。熱外 \sim 1MeV の中性子束は Be/Pb の方が Pb の約 1/2 と低く、逆に熱エネルギーでは 2 倍近くになっている。Inconel 反射体からの漏洩中性子束は、100MeV 以上では他とほぼ同程度であるが、それ以下のエネルギーで他 2 つの反射体材料よりも小さくなっている。Table 3.3 は入射陽子 1 個あたりの TMRA からの漏洩中性子数をまとめたものである。最下段の角度積分した値の比較では、Pb, Be/Pb, Inconel 反射体について全エネルギー中性子束がそれぞれ 57, 39, 8.3 個であり、Pb 反射体の場合には核破碎反応で生成した陽子 1 個あたり 100 個近い中性子の大部分が TMRA から漏洩する計算になる。一方 10MeV 以上の高エネルギー中性子数では、反射体材料の違いによる差は比較的小さく、Be/Pb 反射体の場合が最大で陽子 1 個あたり約 1.2 個、Inconel 反射体の場合が最小で約 0.7 個となっている。

Fig. 3.4 は 3 種の TMRA からの漏洩中性子スペクトルの角度依存性を示したものである。すべての場合において、角度が小さい前方の方が後方よりも高い中性子束になっている。中でも重要なのが、遮蔽体中における透過力の強い約 100MeV 以上の中性子束の角度依存性である。どの反射体の場合でも前方の 100MeV 以上の中性子束は後方よりもかなり高く、これが後の深層透過計算において遮蔽厚さが陽子ビーム軸に対して角度依存性を持つ原因となる。

3.4 第 2 段階：深層透過計算

深層透過計算では、Fig. 3.5 に示す 1 次元球体系モデルを用いた。球体系は内側から TMRA 領域、鉄遮蔽領域、コンクリート遮蔽領域に 3 分割されている。TMRA 領域は半径 0.687m の内側部分で、その体積が 1.2m ϕ \times 1.2m の円柱形状 TMRA と同じになるように半径を決めた。TMRA 領域の材料は、実際にはターゲット、モデレータ、反射体等多くの

要素機器材料からなるが、ここでは簡単のために最も体積の大きい反射体材料で代表させた。標準ケースの鉄遮蔽領域は、中心から半径 4.8m までのうちで、その厚さは 4.113m、材料は密度 7.2g/cm^3 の純鉄である。その外側のコンクリート層は、半径 8.0m まででその厚さは 3.2m、材料は磁鉄鉱石を骨材とする密度 3.483g/cm^3 の重コンクリート (Magnetite Concrete) である。コンクリートの厚さ 3.2m は実際に想定される厚さよりもかなり大きく、計算結果はコンクリート領域外側表面では目標線量を下回る。すべての計算はこのコンクリート厚さで行い、目標線量を達成できるコンクリート層厚さを求めた。

線源項計算では、陽子ビーム入射方向に対して 12 の角度領域依存で TMRA からの漏洩中性子束スペクトルを求めたが、1次元球体系ではこの角度依存性をそのままでは考慮することができない。そこである1つの角度範囲、例えば 0-15 度の角度範囲に対して計算された漏洩中性子束スペクトルを線源として球の中心付近から全方向に向けて発生させ、計算を行う。すると、0~15 度の角度範囲の線源に対する遮蔽厚さを決定することができる。これを 12 の角度範囲の線源を順次用う。こうして1体系につき 12 の異なる線源による計算を行い、陽子ビーム入射方向依存性で遮蔽厚さを決定した。線源は TMRA から漏洩するものとして計算されているため、TMRA 領域と鉄遮蔽領域の境界面で発生させた。中性子の方向はすべて球中心から延びる半径方向 ($\theta=0$, $\mu=\cos\theta=1$) とした。実際には境界面における中性子の角度分布は $\theta=0$ の周りにある程度の広がりを持っており、特に低エネルギー中性子では等方分布に近づく。今回の $\theta=0$ の仮定によって発生した中性子は、 $\theta=0$ 以外の有限の θ 方向に発生したどの中性子よりも短い距離で遮蔽体外側表面に到達するため、 $\theta=0$ の仮定は最も厳しい条件となっている。

6章で述べる分散低減法との関連で、鉄遮蔽領域は厚さ 20cm、コンクリート遮蔽領域は厚さ 10cm の球殻セルに分割した。20cm の鉄遮蔽厚さは透過力の強い 100 MeV 付近の高エネルギー中性子の 1 減弱距離 (中性子束が $1/e$ になる距離) にほぼ相当する。コンクリート遮蔽では、高エネルギー中性子に対する 1 減弱距離は鉄の値よりも大きく、高エネルギー中性子のみを考えればセルの厚さは 50cm 程度に設定できるが、コンクリート遮蔽中では熱中性子束の減衰が急激なため、コンクリート部分のセルは 10cm 厚さとした。

計算コード及び 150MeV 以下の核データファイルには、それぞれ MCNPX, LA-150 を用いた。計算の対象としたのは、中性子及び中性子による核反応で生成する 2次 γ 線である。標準ケースの場合の入力データを一例として付録 2. に示す。計算結果のタリーには、分散低減のために設定した球殻面を利用した。中性子と光子につき、エネルギースペクトルと人体に対する線量を求めた。線量換算係数には参考文献¹⁰⁾の値を用いた。計算はクロックが 784MHz の Pentium-III プロセッサ内蔵、Linux を OS とするパソコン上で行い、計算時間は 1 計算につき 500 分である。

深層透過計算では十数桁にも及ぶ中性子束の減衰を計算する必要があり、モンテカルロ計算においては分散低減手法の選択とそのパラメータ設定が極めて重要である。本来であれば、

今回適用した分散低減手法を本節において述べるべきである。しかし、分散低減パラメータの設定には計算結果がある程度分かっている必要があり、その説明は計算結果を見ながらの方が分かり易い。そこで、分散低減手法に関する記述は第6章で行うことにする。

3.5 摂動計算

摂動計算では、標準ケースの計算パラメータの中からある1つを変化させた。Table 3.1 に標準ケース（ケース01）及び18の摂動計算（ケース02～42）のパラメータをまとめた。

3.5.1 反射体の材料

線源項計算のところで述べた、反射体材料を変化させて行った線源項計算の結果を用いた。標準ケースでは内側・外側反射体共に鉛であるが、ケース02では内側がベリリウム外側が鉛、ケース03では内側・外側共にInconel-600である。

3.5.2 コンクリート遮蔽の材料

ケース11～16では、コンクリート遮蔽の材料を変化させた。標準ケースが重コンクリート（密度 $\rho=3.483\text{g/cm}^3$ ）であるのに対し、ケース11では普通コンクリート（ $\rho=2.2\text{g/cm}^3$ ）、ケース12では鉄入り重コンクリート（ $\rho=4.64\text{g/cm}^3$ ）である。生体遮蔽体のコンクリート部分には、上部の構造物を支えながら耐震性を確保するために、かなりの鉄骨や鉄筋が含まれると考えられる。そこで、普通コンクリート及び重コンクリートに容積率で10%の鉄が含まれる場合を考え、それぞれケース13、14とした。一般に水素原子密度の高いコンクリートほどkeV以下の低エネルギー中性子に対する遮蔽性能が優れているが、コンクリート中に含まれる水分量にはある程度の幅がある。そこでケース15では標準ケースの水素量を1/2に減じ、またケース16では3/2に増した。

3.5.3 鉄遮蔽の材料

鉄遮蔽の材料として、標準ケースでは密度が 7.2g/cm^3 の純鉄とした。ケース21では、ポイドベッセル内の水冷鉄遮蔽を想定し、半径1.4m以内の範囲に限って容積率5%の水を加えた。鉄遮蔽で密度が一定の時、鉄以外の不純物元素の割合が大きいほどkeV以下の中性子遮蔽性能が増す。これは、keV領域の鉄の断面積の極小値を不純物元素の断面積が埋め、いわゆるウインドウストリーミング効果を弱めるからである。そこでケース22では、厚さ5cmのステンレス鋼製ポイドベッセルを考慮した。ただし計算モデルのセルは20cm厚さであるため、ポイドベッセルに相当するセルの3/4を純鉄、1/4をステンレス鋼として元素を混合した。ケース23、24では、それぞれ0.5重量%の炭素、マンガン不純物を含めた。標準ケースでは鉄遮蔽体中のポイド領域を考慮して密度を 7.2g/cm^3 としているが、ケース25では密度が 7.7g/cm^3 の場合の計算を行った。

3.5.4 核データ

標準ケースでは150MeV以下のエネルギー範囲に対し、LA-150¹¹⁾を用いた。この時、接続エネルギーは150MeVである。すなわち150MeV以上ではMCNPXの核内カスケード

ド計算が行われ、150MeV 以下では LA150 の核データに基づいた中性子輸送計算が行われる。核データファイルの違いによる結果の変化を見るため、鉄遮蔽部分の核データを JENDL Fusion File¹²⁾ 及び JENDL-3.3¹³⁾ に変えた計算をケース 31、32 として行った。どちらの JENDL も 20MeV 以下でしかデータを与えていないため、接続エネルギーは 20MeV である。さらに接続エネルギーの違いを見るため、標準ケースと同じ LA150 を使用するものの接続エネルギーを 20MeV に変えた計算、ケース 33 を行った。なお、計算を行った時点では JENDL-3.3 はまだ公開されておらず、計算に使用した鉄のデータは精度検証用に暫定的に公開されたものである。

3.5.5 鉄遮蔽の厚さ

標準ケースでは、鉄遮蔽は中心から 4.8m までである。高エネルギー中性子に対する遮蔽性能をより強化するため、鉄遮蔽を中心から 5.0m 及び 5.2m にまで増加させた計算をケース 41、42 として行った。

4. 結果と議論

4.1 標準ケースの結果

Fig. 4.1.1 に陽子ビーム入射軸に対する角度範囲 30-45、75-90、135-150 度に対応する遮蔽体中の中性子及び光子スペクトルを示す。また Fig. 4.1.2 に、同じ3角度範囲に対する 1MW 運転時の線量の減衰を、1MeV 以上の高エネルギー中性子、0.4eV~1MeV の低エネルギー中性子、熱中性子、光子の4成分に分けて示す。

1MeV 以上の高エネルギー中性子束は、鉄遮蔽内では遮蔽厚 1m あたりに約 2.5 桁減衰しているが、重量密度が低いコンクリート遮蔽内では遮蔽厚 1m あたり 1 桁強しか減衰していない。10MeV 以上のスペクトル形状にあまり大きな変化はないが、遮蔽体中の透過距離の増加と共に数 100MeV 以上のスペクトルは消滅し、100~200MeV 付近になだらかなピークを持つ平衡スペクトルに漸近する。これは 1MeV 以上のエネルギー領域において、これら遮蔽材料を構成する核種の全断面積の 100~200MeV 付近に極小値が存在するためである。およそ 100~200MeV の中性子が遮蔽体深部まで透過し、それらの中性子が散乱して 100MeV 以下 1MeV 以上の中性子スペクトルを形成している。

熱中子を除く 0.4 eV~1MeV の低エネルギー中性子束について、鉄遮蔽体中では減衰が遅く、厚さ 4m で 5~6 桁の減衰に留まっている。これは、鉄の全断面積の 24, 140, 180, 300 keV 付近に数 100mb 程度の極小値が存在し、これらのエネルギー近傍にある中性子が鉄遮蔽体中を極めて透過しやすい、いわゆる「ウインドウストリーミング現象」のためである。Fig. 4.1.2 において、鉄遮蔽体中の熱中性子束及び光子束の減衰曲線が、0.4 eV~1MeV の低エネルギー中性子束の減衰曲線と平行しているが、これはこれらの粒子束の中で数 10~数 100keV 中性子が最も鉄遮蔽体中を透過しやすく、深部まで透過した数 10~数 100keV 中性子が散乱することによりその場での熱中性子や光子を生成する事を示している。

コンクリート遮蔽体中には水素原子が多く含まれている。軽水素はおよそ keV エネルギー以下で 10~20mb という非常に大きな散乱断面積を持つため、Fig. 4.1.1 から分かるように低エネルギー中子を極めて効率良く減速、熱化する。熱化された中子は、コンクリート中の鉄などによって吸収される。このため、TMRA から鉄遮蔽体中を透過してきた 1MeV 以下の低エネルギー中性子束はコンクリート遮蔽の初めの 1m (Fig. 4.1.1 では 4.8~5.8m) でほぼ消滅し、その後はコンクリート遮蔽体まで透過してきた高エネルギー中子の散乱によって生成した成分がほぼ 1/E スペクトルとなっている。

Fig. 4.1.1 の光子スペクトルでは、すべてにおいて約 8MeV にピークを持つこと、及び重コンクリート中の元素の吸収断面積の大きさを考え合わせると、鉄による中性子捕獲反応が主要な γ 線生成反応であることが分かる。これに加え、全中性子束に対する高エネルギー中性子束の割合の大きい場所、つまり TMRA に近接している R=0.8m の地点や、低エネルギー中性子束が十分に減衰した後のコンクリート遮蔽中 (R=6.8, 7.8m) では、鉄-56 の非

弾性散乱反応による第1励起レベルからの γ 線ピークが0.847keVに現れている。さらに、角度範囲30-45度の6.8m及び7.8m位置での光子スペクトルには、数10MeVに達する高エネルギー光子がわずかではあるが現れている。これは、135MeV以上の中性子により生成した π^0 中間子の崩壊に伴う γ 線、及び2次的に生成する制動X線がその生成要因である。この2つの位置のみで π^0 の崩壊 γ 線が現れているのは、全中性子束に対する π^0 中間子を生成する135MeV以上の中性子束の割合が最も高いためである。

Fig. 4.1.2は、これまでに説明した中性子・光子束の減衰傾向を良く現している。鉄遮蔽体中では1MeV以上の高エネルギー中性子束は良く減衰するものの、1MeV以下の低エネルギー中性子束の減衰は緩やかである。重コンクリート層に入ると減衰傾向は急変する。1MeV以下の中性子束は急速に減衰し、熱中性子束となって、吸収される。この吸収に伴って2次 γ 線が生成し、中心からの距離5~6mあたりでは、全線量に対して光子が支配的になる。中心からの距離7m以降では光子束も減衰し、すべての成分の減衰傾向は高エネルギー中性子の減衰傾向に従うようになる。

以上の計算結果を踏まえ、 $1\mu\text{Sv/h}$ を目標線量として標準ケースの場合の必要遮蔽厚さを考えると、陽子ビーム軸に対する角度範囲30-45度では高エネルギー中性子及び光子が主な寄与成分となって中心からの距離で6.2m、角度範囲75-90度及び135-150度では光子のみが主な寄与成分となって中心からの距離にして6.0m相当の遮蔽厚さが必要である。

4.2 摂動の効果

本節では、摂動計算の結果について述べる。Figs. 4.2.1~4.2.7には、Fig. 4.1.2と同様に、75-90度の角度範囲について、遮蔽厚さの増加に伴う4粒子束成分の減衰を示す。Figs. 4.2.8~4.2.14は、まず標準ケースで目標線量を $0.1\mu\text{Sv/h}$ としたときの角度依存必要遮蔽厚さを決定し、遮蔽厚さを標準ケースと同じにした場合のそれぞれの摂動計算ケースの線量を、4成分毎に表示したものである。また、Figs. 4.2.15, 4.2.16は目標線量を $1\mu\text{Sv/h}$ にした場合、Figs. 4.2.17, 4.2.18は目標線量を $0.1\mu\text{Sv/h}$ にした場合の必要遮蔽厚さをまとめたものである。

Fig. 4.2.8~4.2.14では全体的な傾向として、標準ケースで述べたように、前方角では高エネルギー中性子が線量に対して支配的であるのに対し、後方角では光子が支配的である。Table 3.3, Fig. 3.4に見られるようにTMRAで生成する高エネルギー中性子には陽子ビーム軸に対する強い角度依存性があるため、Figs. 4.2.15~4.2.18のように高エネルギー中性子が支配的な前方角では必要遮蔽厚にも角度依存性が見られ、前方角ほど厚い遮蔽が必要である。一方で、後方角ではTMRA付近で生成した低エネルギー中性子に起因する2次 γ 線が線量に対して支配的であり、Table 3.3, Fig. 3.4のようにTMRAで生成する低エネルギー中性子には陽子ビーム軸に対する角度依存性がほとんどないため、Figs. 4.2.15~4.2.18のように必要遮蔽厚にほとんど角度依存性が現れない。

4.2.1 反射体の材料

標準ケースの鉛反射体と比べ、ケース 02 のベリリウム-鉛反射体では TMRA から漏洩する高エネルギー及び低エネルギー中性子がそれぞれ多少増加及び減少するに留まるため、必要遮蔽厚さは 10cm 程度しか変わらない。ケース 03 のインコネル反射体では、Fig. 3.3 に示したように標準ケースと比べて高エネルギー中性子はほとんど変わらないものの低エネルギー中性子の漏洩が 1 桁近く抑えられるため、Figs. 4.2.15(a), 4.2.17(a)にあるように後方角における遮蔽厚さが約 20cm 少なくて済む。

4.2.2 コンクリート遮蔽の材料

ここではケース 11~16 に関する結果を考察する。標準ケースの重コンクリートを普通コンクリートに変えた場合（ケース 11）、Fig. 4.2.15(b)に示すように、必要遮蔽厚は前方から後方にわたり 60cm 程度増加する。Fig. 4.2.9(b)から分かるように、前方角ではコンクリートの密度が低下したために高エネルギー中性子が透過しやすくなったためである。今回計算に用いた普通コンクリート中の水素量は重コンクリート中の値の 1.55 倍であるため、Figs. 4.2.2(a), (b)に示すように普通コンクリート中における減速領域の低エネルギー中性子の減衰は重コンクリート中よりも早い。しかし重コンクリートと比較して、普通コンクリートは吸収断面積の大きい鉄の含有量が小さいことから熱中性子の減衰が遅く、また重量密度が小さいことから光子の減衰も遅くなり、その結果必要遮蔽厚が大きく増加する。これとは反対に鉄入り重コンクリートを用いた場合、Figs. 4.2.15(b), 4.2.17(b)に示すように、前方角から後方角にわたって必要遮蔽厚は 20~40cm 程度少なくて済む。

Figs. 4.2.15(b), 4.2.17(b)に示すように、普通コンクリートに容積率で 10%の鉄筋を考えた場合（ケース 13）は鉄筋無しの普通コンクリートと重コンクリートの中間の遮蔽厚さ、重コンクリートに容積率で 10%の鉄筋を考えた場合（ケース 14）は鉄筋無しの重コンクリートと鉄入り重コンクリートの中間の遮蔽厚さとなる。

重コンクリート中の水素量を 0.5 倍及び 1.5 倍にした場合（それぞれケース 15、ケース 16）の結果は、Figs. 4.2.15(c), 4.2.17(c)に示すとおり、標準ケースの重コンクリートの結果と比べて遮蔽厚にして 10cm 以下しか変わらない。高エネルギー中性子束の透過は水素量の増減にはほとんど感度がないため、高エネルギー中性子により遮蔽厚が決まる前方角では当然の結果である。一方で、後方角では低エネルギー中性子に伴う 2 次 γ 線が遮蔽厚を決める。一般に、コンクリート中の水素量は低エネルギー中性子束の減衰に非常に大きな影響を与えるとされているが、今回の結果はこの一般論とは矛盾するように思える。つまり、水素の含有量に関わらず必要遮蔽厚さはほぼ一定である。この疑問点は、Fig. 4.2.3 を見れば解決する。つまり水素含有量の増加に従って、ケース 15、ケース 01、ケース 16 の順に低エネルギー中性子束の減衰は急激になっている。ただし 3 ケース共に、鉄遮蔽からコンクリート遮蔽に移った直後で鉄遮蔽中に蓄積した低エネルギーが急速に熱化、吸収されて 2 次 γ 線を生成している。このように 2 次 γ 線が生成している位置が 3 ケース共にさほど変わらないため、2 次 γ 線が支配的な場合には必要遮蔽厚さはコンクリート中の水素量の変化には

あまり感度がないと考えられる。

4.2.3 鉄遮蔽の材料

鉄遮蔽の材料を変化させたケース21～25を標準ケースと比較した場合、Figs. 4.2.16(a), 4.2.18(a)から分かるように、高エネルギー中性子が遮蔽厚を決めている前方角において必要遮蔽厚さの低減効果があるのはケース 25 の鉄の重量密度を変化させた場合のみである。重量密度をほとんど変化させずに冷却水や不純物量を変化させただけのその他のケースでは、必要遮蔽厚は標準ケースの場合とほとんど変わらない。一方、低エネルギー中性子起因の2次 γ 線が遮蔽厚を決めている後方角では、ボイドベッセル内の冷却水を考慮した場合(ケース 21)及び0.5重量%の含有炭素を考慮した場合(ケース 23)に、どちらもおよそ25cmの遮蔽厚削減効果がある。後方角に対しては、その他の場合、つまりボイドベッセルをSS304とした場合(ケース 22)、0.5重量%の含有マンガンを考慮した場合(ケース 24)、及び重量密度を 7.7g/cm^3 とした場合(ケース 25)、いずれも必要遮蔽厚は小さくなる方向にあるが、その効果は10cmに満たない。

4.2.4 核データ

鉄遮蔽に関する核データについて、同じLA-150であるが接続エネルギーが150MeVと20MeVで異なる場合(それぞれケース01, 33)、Figs. 4.2.13(d), 4.2.16(b), 4.2.18(b)に示すとおり、計算結果にほとんど違いは見られない。一方、20MeV以下の核データとしてJENDL Fusion FileあるいはJENDL-3.3を用いた場合(ケース31, 32)の必要遮蔽厚さは、標準ケースと比較して前方角では差は見られないが、後方角において約15cm少ない。この結果は、Fig. 4.2.19に示す鉄遮蔽体透過後の中性子スペクトルと対応している。つまり、1MeV以上の高エネルギー領域では3種の核データによる計算結果にほとんど差は見られないが、数十～数百keV以下の領域では最大で1桁の差が見られる。

Fig. 4.2.20はFig. 4.2.19のスペクトルのkeV領域の拡大図であるが、使用した核データの違いにより中性子束の絶対値のみならず、ピーク構造まで異なっていることが分かる。Fig. 4.2.21は使用した3種の核データファイルの鉄の全断面積を比較したものである。矢印で示したFig. 4.2.20のスペクトルのピークは、同じく矢印で示したFig. 4.2.21の全断面積の極小値に対応している。その極小値における断面積は、時には核データにより2倍以上の差が見られ、厚い鉄遮蔽体を透過した後のkeVエネルギー領域の中性子束の差となって現れている。それでは、どの核データファイルの結果が最も真値に近いかが問題になるが、Fig. 4.2.22は14-MeV中性子を用いて行われた鉄に関する遮蔽実験値¹⁴⁾と計算値の比較である。図中のENDF/B-VIは、LA-150が20MeV以下に適用しているデータである。実験では遮蔽厚さが81cmであり、今回の遮蔽体の約4mと比較して薄いため核データファイルの差は顕著ではない。200～300keVにかけてのスペクトルのピークについて見ると、標準ケース計算で用いたLA-150はこのピークを多少過大に与え、逆に2つのJENDLによる計算値は多少小さめに与えている。このことから最も確からしい必要遮蔽厚さは、LA-150と2つのJENDLによる計算値の間にあり、かつLA-150は若干厚めに評

価していると言える。

4.2.5 鉄遮蔽の厚さ

Figs. 4.2.16(c), 4.2.18(c)に示すとおり、鉄遮蔽の厚さを 4.8m, 5.0m, 5.2m と変化させると、必要遮蔽厚は前方角で減少、後方角で増加する。これは、Fig. 4.2.7 から分かるように、鉄遮蔽厚さの増加により高エネルギー中性子に対する遮蔽性能が向上する一方、逆にコンクリート遮蔽厚さが減少することにより低エネルギー中性子及び2次 γ 線に対する遮蔽性能が低下するためである。

4.3 必要遮蔽厚さの決定

4.1, 4.2 節において、標準ケース計算及び摂動計算の結果を述べた。コンクリートの種類について、普通コンクリート、重コンクリート及び鉄入り重コンクリートと変化させた計算を行い、その結果必要遮蔽厚が大きく変わることを示したが、ここでは標準ケースの重コンクリートを採用することとする。この理由は、重コンクリートの使用により普通コンクリートと比較して全体の遮蔽厚さを 60cm とかなり低減できること、及びバルク遮蔽ではなく中性子ビームライン遮蔽からの要請として重コンクリートの使用が望ましいこと、の2点である。後者の要請とは、中性子ビームラインをモデレータから出発して分光器へと下流側に眺めたとき (Fig. 1.1(a)参照)、生体遮蔽体の鉄鋼遮蔽と中性子ビームラインの鉄鋼遮蔽に挟まれた領域に遮蔽性能の劣るコンクリート遮蔽の領域が存在することになるため、遮蔽性能強化のために普通コンクリートではなく重コンクリートの使用が望ましいことである。

重コンクリートを選択したとき、高エネルギー中性子が支配的に寄与する前方角の遮蔽厚さは、摂動計算の結果 (Figs. 4.2.15-4.2.18) よりコンクリート中の鉄筋の考慮、密度の増加、及び鉄遮蔽体の厚さの増加によってのみ有意に変化する。鉄筋は標準ケースでは無視しているが、その容積率がどの程度になるかを現段階において規定はできない。標準ケースで仮定した鉄の密度は $7.2\text{g}/\text{cm}^3$ であるが、遮蔽ブロック間の隙間等を考慮すると密度がこの値から有意に増加することは考えられない。つまり、鉄遮蔽体の厚さを固定したとき、標準ケースで仮定した様々なパラメータの中で安全側の仮定として見込めるものはない。

一方で、大強度陽子加速器全体の方針として、モンテカルロ計算の結果には一律に安全係数2を見込む必要がある。また、2001年1~2月に米国BNLのAGS加速器を用いて行われたの遮蔽実験の予備解析結果¹⁵⁾から、MCNPXコードは鉄を透過する高エネルギー中性子をわずかではあるが過小評価する傾向があることが示されている。以上の事情を考慮すると、目標線量である $1\mu\text{Sv}/\text{h}$ を確実に達成するためには、計算結果は $0.5\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下である必要がある。そこで今回は、前方角に対しては $0.1\mu\text{Sv}/\text{h}$ を達成するのに必要な遮蔽厚さを最終的に選択する。

次に、低エネルギー中性子及び2次 γ 線が支配的に寄与する後方角の遮蔽厚さについて考える。後方角では、標準ケースと比較して反射体の種類、コンクリート中の鉄筋、ポイドベ

ッセル中の冷却水、鉄中の不純物、LA-150 の使用と、遮蔽厚さを過大評価していると考えられる要因が数多くある。このため、モンテカルロ計算結果に一律に適用する安全係数 2 を考慮しても、計算結果が $1\mu\text{Sv/h}$ になる遮蔽厚さがあれば十分であると考えられる。しかし目標線量を $1\mu\text{Sv/h}$ から $0.1\mu\text{Sv/h}$ に引き下げても遮蔽厚さは 25cm 程度しか増加しないこと、また前方角との接続性から、ここでは後方角に対しても $0.1\mu\text{Sv/h}$ を達成するのに必要な遮蔽厚さを最終的に選択する。

なお、本検討では中心からの距離 8m までの遮蔽体系で計算を行い、線量が目標線量と等しくなる厚さを決定した。この評価方法は、遮蔽厚さを過大評価する。換言すれば、計算体系の遮蔽厚を決定した厚さまで縮小して計算を行うと、遮蔽体外側表面では目標線量を下回る。前者の計算では必要遮蔽厚よりも余分な遮蔽体をつけた体系であり、この場合には余分な遮蔽体からの跳ね返りの中性子まで勘定に入ってしまうからである。あるいは、前者の計算では体系端部における粒子の漏洩を正しく評価出来ないためである。例えば Fig. 4.1.2 において、中心からの距離 7.0~7.9m の範囲では中性子束や光子束の減衰曲線はほぼ一定の傾きであるが、7.9~8.0m の遮蔽体表面近傍で線量がそれまでよりも大きく減少している。実際には体系端部における粒子の漏洩効果は確実に見込めるので、中心からの距離 7.0~7.9m の減衰曲線を 8.0m まで外挿した時の線量と実際に 8.0m の位置で計算された線量の比の分だけ、今回の評価方法は線量を過大に与えることになる。低エネルギー中性子と光子については 2~5 倍程度の線量の過大評価があるものと考えられる。ただし高エネルギー中性子については、漏洩効果そして過大評価の程度が小さいため、今回の評価方法はほぼ妥当であろう。

以上の検討結果に基づき、最終的に決定した遮蔽構造を Figs. 4.3.1, 4.3.2 に示す。Fig. 4.3.1 は鉄遮蔽厚さを角度によらず中心から 4.8m までと一定にした場合で、全体の遮蔽厚さは後方角で 6.4m、前方角では 6.4m から次第に増加して最大で 8.0m になる。Fig. 4.3.2 は、前方角の遮蔽厚さを減らすために鉄遮蔽を前方角に対して増強した場合である。最前方角では鉄遮蔽を 40cm 増強し、その結果全体の厚さが 30cm 減少している。Fig. 4.3.2 の方が全体の体積が小さいが、重コンクリートよりも高価な鉄遮蔽が増加すること、及び鉄遮蔽の外周が真円ではなく、Fig. 4.3.1 の場合よりも製作性が劣ることを考えると、Fig. 4.3.1 の方がより現実的であると考えられる。

5. 遮蔽体厚さ削減の可能性

本章では、4章までの検討に先立って行った、遮蔽体厚さ低減の2つの可能性の検討結果について述べる。なお、本章の検討における計算方法は基本的には3章で述べたものと同じであるが、細かな部分でいくつか異なる点が存在する。例えば深層透過計算の1次元球体系モデルで TMRA の半径を 0.687m ではなく 0.6m としたり、重コンクリートではなく普通コンクリートを用いていたりする点である。ただし、これらの計算条件の相違は本章の議論を行う上で本質的ではないので、ここでは省略する。

4章で述べた結果では、陽子ビーム入射方向に対して前方角では高エネルギー中性子に対する遮蔽が全体の遮蔽厚さを規定していた。これに対し後方角では、目標線量を達成する厚さの遮蔽体表面において低エネルギー中性子に起因する2次 γ 線が全線量に対して支配的であった。しかし、低エネルギー中性子や γ 線は高エネルギー中性子と比較して遮蔽が容易であるため、高エネルギー中性子以外の成分が支配的になる遮蔽構造というのは最適ではなく、材料や配置を変更することにより遮蔽構造の最適化を行うことが可能であると考えられる。以下に述べる2つの案はこの観点から、低エネルギー中性子とそれに伴う2次 γ 線を低減する方策について検討を行ったものである。

5.1 ホウ素添加コンクリート

後方角で線量に対して支配的な γ 線のエネルギースペクトルは、Fig. 4.1.1 に示したように 8MeV 付近にピークを持ち、8MeV 以下約 0.1MeV までの範囲でほぼ $1/E$ 型である。様々な物質中において、8MeV の γ 線に対する相互作用断面積はそれ以下のエネルギーの γ 線に対する断面積よりも小さいため、このスペクトル形状を考えると、鉄とコンクリートの境界付近で生成した 8MeV の γ 線がコンクリート中を透過し、遮蔽体表面にまで達したものと考えられる。また γ 線のエネルギーや遮蔽材として使われている元素の吸収断面積を考えると、約 8MeV の γ 線は鉄の中性子捕獲反応によって主に生成したと考えられる。

このため、 γ 線の線量を低減させる1つの方法として、ホウ素を添加したコンクリートの使用が考えられる。ホウ素添加の第1の効能は、ホウ素なしの場合に主に鉄に吸収されていた熱中性子をホウ素が吸収し、生成する2次 γ 線の量を大幅に低減することがあげられる。鉄-56が1個の熱中性子を吸収した場合、 $^{56}\text{Fe}(n, \gamma)^{57}\text{Fe}$ 反応のQ値にほぼ等しい 7646keV のエネルギーが γ 線として放出される。一方、ホウ素-10が1個の熱中性子を吸収した場合、つまり $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応が起こったとき、約 93%の確率で 478keV の γ 線が1本放出される。つまり、鉄-56とホウ素-10が熱中性子を吸収した時に放出される総 γ 線エネルギーは、約 17 倍 ($7646/(478 \times 0.93) = 17$) 鉄の方が大きいことになる。ホウ素添加の第2の効能として、生成する γ 線エネルギーの違いがあげられる。鉄の場合には透過力の強い 7646keV かそれに近いエネルギーの γ 線が放出される確率が高いが、ホウ素-10からの 478keV の γ 線は鉄からのエネルギーの高い γ 線と比較して透過力がかなり弱い。ホウ素添加の第3の効能として、熱中性子を吸収する位置の変化が考えられる。ホウ素の添加により、コンクリ

ート中で減速された中性子が吸収される位置が鉄とコンクリートの境界に近づくため、2次 γ 線はより遮蔽体の奥で生成し、実効的に遮蔽厚が増したことに相当する。

ホウ素添加コンクリートの有効性を調べるため、2ケースの計算を行った。TMRA 周りに鉄 5m (密度 7.2g/cm^3) と普通コンクリート 1m (密度 2.2g/cm^3) の遮蔽を考えた参照ケース (ケースA) と、同じ普通コンクリートの密度を 0.95 倍にして天然同位対比のホウ素を 5wt%加えたホウ素添加コンクリートのケース (ケースB) である。Figs. 5.1, 5.2 に両ケースの計算結果を示す。それぞれの図の中で、(a)は角度範囲 $45\sim 60$ 度方向の遮蔽体中におけるを4放射線成分に対する線量の減衰、(b)は全線量の減衰の陽子ビーム軸に対する角度依存性、(c)は遮蔽体中の中性子スペクトル、(d)は中心からの距離 6.6m の遮蔽体外側表面における線量の角度依存性を示したものである。

普通コンクリートを用いた場合の中性子スペクトル (Fig. 5.1(c)) では、鉄遮蔽体中で蓄積した 1MeV 以下の低エネルギー中性子がコンクリート層で急速に熱化されている様子が分かる。しかし普通コンクリートを構成する元素の吸収断面積が小さいため、熱中性子束は 1m のコンクリート遮蔽透過後も高い値である。一方ホウ素添加コンクリートの場合には、Fig. 5.2(c)に見られるように、1MeV 以下の低エネルギー中性子は減速と共にホウ素に吸収され、熱中性子はほとんど存在しない。次に2次 γ 線に関して、Figs. 5.1, 5.2 (a)の鉄とコンクリートの境界での線量を見ると、普通コンクリートの場合が $4.2 \times 10^4 \mu\text{Sv/h}$ で、ホウ素添加コンクリートの場合 ($7.6 \times 10^3 \mu\text{Sv/h}$) の $1/5.5$ となっており、ホウ素添加の効果が確認できる。

最後に Figs. 5.1, 5.2 (d)の遮蔽体外側表面における角度依存の線量を見ると、普通コンクリートの場合が約 $100 \mu\text{Sv/h}$ 、ホウ素添加コンクリートの場合が数 $\mu\text{Sv/h}$ で、ホウ素添加コンクリートの使用で全線量が約 $1/30$ となっている。しかし依然として γ 線による線量が全線量の大部分を占める状況は変わりなく、今回の計算で考えた程度のホウ素添加では十分に最適化されたとは言えない。また、ホウ素添加コンクリートの製作コストは、その製作方法にも依存するが、普通コンクリートの 10 倍程度になるとも言われており、かなりのコスト増を覚悟しなければならない。

5.2 多層遮蔽構造

Fig. 5.1 のように鉄遮蔽体の周囲をコンクリート層で取り囲む遮蔽構造では、鉄中に蓄積した低エネルギー中性子をコンクリート層で減速、吸収させる。しかし、コンクリートを構成する元素の吸収断面積が比較的小さいために熱中性子をあまり吸収せず、また原子番号が小さいために γ 線に対する遮蔽性能も良くなく、これが遮蔽厚を増加させている要因であった。一方で、材料を選べば熱中性子や γ 線の遮蔽は容易である。遮蔽性能のみを考えれば熱中性子の遮蔽にカドミウム、 γ 線の遮蔽に鉛を使うことも考えられるが、構造強度やコストの面であまり有利ではない。一方で、カドミウムや鉛ほどではないにしても、コンクリートと比較して鉄の熱中性子及び γ 線に対する遮蔽性能は優れてる。そこでコンクリート層を

2分割してその一方を鉄遮蔽中に割り込ませ、そこで一旦低エネルギー中性子を減速し、発生した熱中性子や γ 線はその外側の鉄遮蔽で吸収する案（多層構造）が考えられる。

2つのケースを検討した。1 m厚のコンクリートを0.5mに2等分し、その一方を厚さ5mの鉄遮蔽の中央に挿入したのがケース C、鉄遮蔽の外側表面寄り4mの位置に挿入したのがケース Dである。どちらのケースも全体の遮蔽厚は標準となるケース Aと同じであるが、違いは材料の配置を変えただけである。

ケース C, D の計算結果をそれぞれ **Figs. 5.3, 5.4** に示す。どちらのケースも、期待どおりの効果が現れている。鉄遮蔽体中に挿入した1層目のコンクリート遮蔽で、TMRA から漏れてきた、あるいは鉄遮蔽体中で高エネルギー中性子から生成した1MeV以下の低エネルギー中性子が熱化されている。熱中性子は1層目のコンクリートをある程度透過するが、外側の鉄遮蔽体中ですぐに吸収され、その結果発生する γ 線も鉄が効果的に遮蔽している。ケース C と D の比較では、ケース D の方が遮蔽体外側表面でより低い線量となっている。これは、ケース C では中間のコンクリート層で一旦低エネルギー中性子束が減弱するものの、厚さ2.5mの外側の鉄層で再び低エネルギー中性子が蓄積し、最外層のコンクリート遮蔽がこの低エネルギー中性子に起因する γ 線を遮蔽するのに十分な厚さを有しないためである。結局、ケース D のように鉄遮蔽体に挟むコンクリート遮蔽を遮蔽体外側表面に近い位置に設置した場合が最も良いと考えられる。**Fig. 5.4(d)**に示すように、ケース D は遮蔽体外表面において0度から後方角までかなり広い角度範囲にわたって高エネルギー中性子による線量が支配的で、ほぼ最適遮蔽と考えて良い。また、ケース A では遮蔽体外側における角度依存の線量率が40~150 μ Sv/hであったのが、ケース D では最前方でも0.4 μ Sv/h、最も低い135-150度あたりでは0.0005 μ Sv/hと、ケース A との比較において極めて低く抑えられている。

ここで検討した多層遮蔽構造の優れている点は、低価格であり実際の使用を想定している鉄及びコンクリートの配置を変えただけで、特別な材料を持ち込んでいない点である。ただし、実際の核破砕中性子源施設にこの多重遮蔽構造を導入するには大きな問題点がある。それは **Fig. 1.1(b)**に示すように、鉄遮蔽体は中性子ビームシャッターで中心から放射状に寸断されており、さらに多層遮蔽構造を持ち込むと円周方向にも材料の境界面が導入されるため、構造強度の面で成立しないことである。このように全面的に多層遮蔽構造を導入することは難しいが、多層遮蔽構造の考え方は部分的には適用することが出来る。1つは隣り合う鉄遮蔽ブロック間に必然的に生じてしまう隙間にモルタル等を充填し、低エネルギー中性子束を鉄遮蔽中で少しでも減衰させて、最外部のコンクリート遮蔽の負担を軽くする考えである。もう1つ、線源集合体の上部方向にはシャッターのような構造はなく基本的には遮蔽板を積層するだけなので、鉄遮蔽体中にコンクリート層を設けることは十分に可能である。

6. 分散低減手法

深層透過計算では 10 数桁にも及ぶ中性子束の減衰を計算する必要があり、モンテカルロ計算を行う上で分散低減手法の選択とそのパラメータ設定が極めて重要である。今回の計算では、MCNPX コードのウエイトウィンドウによる粒子分割法を適用した。この手法は MCNP コードのマニュアル⁹⁾に詳しく記述されているが、極めて単純化して説明すると以下ようになる。あらかじめ遮蔽体の厚さ方向にセルを分割して定義し、それぞれのセル毎にウエイト境界値を定める。この時、遮蔽厚さが増し粒子束が減衰するに従って、ウエイト境界値が小さくなるように設定する。輸送される粒子はあるウエイトを持っているが、その粒子のウエイトがその粒子の存在するセルのウエイト境界値を上回った場合、その粒子を 2 つに分割すると同時に、ウエイトを 1/2 に減じる。この操作により、遮蔽体の奥深くまで粒子が到達し、モンテカルロ計算でも非常に厚い遮蔽体に対する計算が可能になる。

ここで問題になるのは、ウエイト境界値を設定するには事前に遮蔽体中における粒子束の減衰の傾向を知っておく必要があるが、粒子束の減衰の傾向こそがこれから計算しようとする量であることである。このため、計算を始める前に適切なウエイト境界値を設定するのが極めて難しい。随伴粒子束を計算してこの困難を解決する手法も提案されているが、今回のような高エネルギー中性子を取り扱える核データを備えた随伴中性子束計算システムはいまだ確立していない。そこで今回は、効率的な方法ではないが、試計算を繰り返しながら徐々にウエイト境界値を最適化していく方法を採用した。

ウエイト境界値は、空間とエネルギーの 2 次元行列で与える必要がある。空間の分割については 3.4 節で既に述べたが、鉄遮蔽体中では高エネルギー中性子の 1 減衰距離にほぼ等しい 20cm 毎に、コンクリート中では熱中性子束の減衰に合わせて 10cm 毎に、同心球状セルを設定した。エネルギーの分割は、遮蔽体中において同じような減衰傾向を示すエネルギー領域をひとまとめにして行う。Fig. 4.1.1 の中性子スペクトルの計算結果から判断して、0.6eV 以下 (熱中性子)、0.6eV~0.4MeV、0.4MeV~1MeV、1MeV~7MeV、7MeV 以上の 5 つに分割した。 γ 線については減衰のエネルギー依存性があまり見られないため、全エネルギーをひとまとめとした。

空間-エネルギーの 2 次元でウエイト境界値を与えるために、初めに中性子のみの計算でエネルギーカットオフを 7MeV とし、7MeV 以上の高エネルギー中性子に対するウエイト境界値を設定した。高エネルギー中性子束の大凡の減衰傾向は、物質が決まればその物質に対する減弱距離から比較的容易に求められ、この知見に基いてウエイト境界値を設定した。具体的には、セルの境界を面検出器として中性子束を求め、(中性子束×球面の面積)の値がほぼ一定になるようにした。球面の面積を乗じるのは、1次元球体系で同心円状の球面全体が検出器であるため、面積積分した中性子数は、単位面積あたりで定義される中性子束のように距離の逆二乗で減衰することがないためである。ただし、10 数桁の中性子束の減衰を計算する場合に、もしも実際に計算される中性子束の減衰よりもウエイト境界値の減少率が大きい場合には、遮蔽体中の透過距離の増加に伴って中性子数がネズミ算式に増加し、計

算が終わらなくなってしまう。逆の場合は、遮蔽体中の透過距離が大きくなると粒子数が次第に少なくなり、最後は0になってしまう。このため、試計算を繰り返し、ウエイト境界値の微調整を行った。

次に中性子のエネルギーカットオフを 1MeV とし、1MeV~7MeV のエネルギー領域のウエイト境界値を同様の手続きで決定した。エネルギーカットオフを下げながらこの操作を繰り返し、最後は γ 線の計算まで含めて行い、空間-エネルギーの2次元行列に対するウエイト境界値を定めた。付録 2.の入力データの wwe, wwn カードの値が、こうして求められたウエイトウインドウパラメータである。Fig. 6.1 にパラメータの変化の様子を示す。

今回の計算では、12 分割したそれぞれの角度範囲の計算において、Table 3.3 に示した単位立体角あたりの TMRA からの漏洩中性子数に 4π を乗じた数 (Pb 反射体の場合で 51~74) を、線源中性子の初期ウエイトとした。このためウエイトの初期値、つまり Fig. 6.1 の曲線の左端の値は 51~74 近傍の値となっている。これらの初期値は、それぞれのエネルギー領域に対応する中性子スペクトルの計算結果の統計誤差が適当な値になるように設定した。他のエネルギー領域との相对比较であるエネルギー領域の統計精度を良くしたい場合には、そのエネルギー領域に対応する初期値を下げ、逆に統計精度を多少悪化させても構わない場合には初期値を上げた。

Fig. 6.1 において、中性子の 1MeV~7MeV、7MeV 以上の2つのエネルギー領域に関しては、鉄及びコンクリート中におけるパラメータの減衰率はほぼ一定である。しかし、1MeV 以下の中性子と γ 線については、コンクリート中において減衰率が一定ではない。例えば 0.6eV~0.4MeV のエネルギーについて見てみると、中心からの距離 4.8m から 5.5m までは減衰が急激であるのに対し、5.5m 以降は緩やかになっている。また熱中性子ではパラメータが単調減少せず、鉄領域からコンクリート領域に入ったところで一度大きくなり、その後急減、そして 5.5m 以降は緩やかな減衰となっている。このようなパラメータの変化は、例えば Fig. 4.1.2 に示したような中性子束の変化が分かっていたら予測可能であるが、パラメータ設定を行う計算前には Fig. 4.1.2 のような中性子束の変化は未知であり、これが分散低減を難しくしている最大の要因である。

7. まとめと今後の課題

本レポートでは、大強度陽子加速器計画で建設する物質・生命科学実験施設の核破砕中性子源の生体遮蔽体のバルク遮蔽性能について、モンテカルロ計算手法を用いて検討を行った結果について述べた。様々な計算条件を変化させた計算を摂動計算として行い、材料、寸法等が遮蔽性能に与える影響について調べた。これらの影響や設計裕度を考慮し、設計目標である $1\mu\text{Sv/h}$ 以下の線量を遮蔽体外側において達成できる遮蔽厚さを決定した。最も適切と考えられる遮蔽構造は Fig. 4.3.1 に示したものであり、線源の中心から 4.8m までを鉄遮蔽とし、その周囲は重コンクリート遮蔽で囲む。重コンクリート遮蔽は、陽子ビーム入射軸に対して後方は中心から 6.4m までで、105 度から前方に向けて厚さを徐々に増加させ、最前方では中心から 8.0m である。

今回の検討では隙間等のない均質な遮蔽体を仮定し、計算を行った。計算結果はバルク遮蔽の基本寸法を決定するものであるが、実際の遮蔽体構造は複雑で、今後検討しなければならない項目がいくつか残されている。

- ・中性子ビームシャッターの上下方向の動作に伴い生じる空隙による遮蔽欠損
- ・バルク遮蔽体を貫く中性子ビームラインに伴う遮蔽欠損
- ・遮蔽ブロック間やシャッターとシャッター支持体の隙間等に生じる様々なストリーミング経路による遮蔽能低下
- ・核破砕中性子源の3次元的な構造を念頭に置いた遮蔽構造の最適化

さらに核破砕中性子源全体を考えれば、バルク遮蔽体から放射状に延びる中性子ビームライン周りの遮蔽も重要な検討項目の1つであり、現在並行して検討を進めているところである。

謝 辞

本報告書作成にあたり、内容を詳細に吟味して戴くと共に貴重なコメントをいただいた、池田裕二郎 中性子科学研究センター 中性子施設開発グループリーダーに感謝いたします。

参考文献

- (1) 大強度陽子加速器計画ホームページ, http://jkj.tokai.jaeri.go.jp/index_j.html.
- (2) ANL-5800, 660 (1963).
- (3) 「放射線施設遮蔽」研究専門委員会, “ガンマ線遮蔽設計ハンドブック”, (社) 日本原子力学会 (1988).
- (4) G.B. Stapleton, “Accelerator Skyshine: Tyger Tyger, Burning Bright”, *Particle Accelerators*, Vol. 44(1), pp. 1-15 (1994).
- (5) B.J. Moyer, “Method of Calculation of the Shielding Enclosure for the Berkeley Bevatron”, *Proc. 1st Int. Conf. Shielding around High Energy Accelerators*, Presses Universitaires de France, Paris, p.65 (1962).
- (6) K. Niita, H. Takada, S. Meigo, Y. Ikeda, “High-Energy Particle Transport Code NMTC/JAM”, *Nucl. Instrum. Meth.. B* **184**, 406 (2001).
- (7) K. Niita, S. Meigo, H. Takada, Y. Ikeda, “High Energy Particle Transport Code NMTC/JAM”, JAERI-Data/Code 2001-007 (2001).
- (8) L.S. Waters (Ed.), “MCNPX User ‘s Manual”, TPO-E83-G-UG-X-00001, Los Alamos National Laboratory (1999).
- (9) J.F. Briesmeister (Ed.), “MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C”, LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory (2000).
- (10) 坂本幸夫、山口恭弘, “高エネルギー陽子加速器施設の遮へい設計計算のための線量換算係数”, JAERI-Tech 2001-042 (2001).
- (11) M.B. Chadwick, P.G. Young, S. Chiba, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, **131**, 293 (1999).
- (12) S. Chiba, T. Fukahori, B. Yu and K. Kosako, “Evaluation of Double-Differential Cross Sections of Medium-Heavy Nuclei for JENDL Fusion File”, JAERI-Conf 96-005, pp. 45-54 (1996).
- (13) K. Shibata, Private Communication (2001).
- (14) C. Konno, Y. Ikeda, K. Kosako, Y. Oyama, H. Maekawa, T. Nakamura and E.F. Bennet, *Fusion Eng. Des.*, **18**, 297 (1991).
- (15) F. Maekawa, Private Communication (2001).

Table 3.1 Summary of cases for the deep penetration calculation investigated in this study. Parameters in blank boxes are the same as those for the reference Case-01. Materials indicated in brackets are explained in Table 3.2.

Case No.	Reflector	Iron Shield	Concrete Shield	Nuclear Data	Remarks
01	Pb / Pb [Ref-1]	Pure [Steel-0] Up to 4.8 m	Magnetite Concrete [Conc-0]	LA-150	Reference case
02	[Ref-1]				Source from the TMRA with the Be/Pb reflector
03	[Ref-2]				Source from the TMRA with the Inconel reflector
11			[Conc-1]		Ordinary concrete
12			[Conc-2]		Steel added magnetite concrete
13			[Conc-3]		Reinforced ordinary concrete
14			[Conc-4]		Reinforced magnetite concrete
15			[Conc-5]		Magnetite concrete with reducing the hydrogen content to 1/2
16			[Conc-6]		Magnetite concrete with increasing the hydrogen content to 3/2
21		[Steel-1]			Cooling water considered inside of the void-vessel (R < 1.4 m)
22		[Steel-2]			5 cm-thick void-vessel made of SS304 instead of pure iron
23		[Steel-3]			Carbon impurity of 0.5 wt% in iron considered
24		[Steel-4]			Manganese impurity of 0.5 wt% in iron considered
25		[Steel-5]			Weight density increased from 7.2 g/cm ³ to 7.7 g/cm ³
31				JENDL Fusion File	JENDL Fusion File for iron data below 20 MeV
32				JENDL-3.3	JENDL-3.3 for iron data below 20 MeV
33				LA-150	The same LA-150, but the transition energy changed from 150 MeV to 20 MeV
41		Up to 5.0 m			Iron shield thickness increased up to 5.0 m
42		Up to 5.2 m			Iron shield thickness increased up to 5.2 m

Table 3.2 Atomic densities in the unit of [$\times 10^{24}$ atoms/cm³] adopted to the deep penetration calculations. (1/2)

Region ID	Reflector Region		Iron Shield Region						
	Ref-1	Ref-2	Steel-0	Steel-1	Steel-2	Steel-3	Steel-4	Steel-5	
Material	Lead Reflector, Pb (90vol%) + D ₂ O (10vol%)	Inconel Reflector, Inconel (90vol%) + D ₂ O (10vol%)	Standard Iron	Iron (7.2g/cm ³) + H ₂ O (5vol%)	Iron (75vol%) + SS304 (25vol%)	Iron + Carbon Impurity (0.5wt%)	Iron + Manganese Impurity (0.5wt%)	Iron (7.7g/cm ³)	
Cases Adopted	other than 03	03	other than 21-25	21	22	23	24	25	
Weight Density	10.317 g/cm ³	7.689 g/cm ³	7.2 g/cm ³	7.25 g/cm ³	7.2 g/cm ³	7.2 g/cm ³	7.2 g/cm ³	7.7 g/cm ³	
H-1				3.343 x 10 ⁻³					
H-2	6.663 x 10 ⁻³	6.663 x 10 ⁻³							
C-nat						1.797 x 10 ⁻³			
O-16	3.331 x 10 ⁻³	3.331 x 10 ⁻³		1.671 x 10 ⁻³					
Cr-50		5.813 x 10 ⁻⁴			1.631 x 10 ⁻⁴				
Cr-52		1.121 x 10 ⁻²			3.144 x 10 ⁻³				
Cr-53		1.271 x 10 ⁻³			3.565 x 10 ⁻⁴				
Cr-54		3.164 x 10 ⁻⁴			8.875 x 10 ⁻⁵				
Mn-55							3.920 x 10 ⁻⁴		
Fe-54		3.263 x 10 ⁻⁴	4.503 x 10 ⁻³	4.503 x 10 ⁻³	4.188 x 10 ⁻³	4.481 x 10 ⁻³	4.481 x 10 ⁻³	4.816 x 10 ⁻³	
Fe-56		5.159 x 10 ⁻³	7.121 x 10 ⁻²	7.121 x 10 ⁻²	6.623 x 10 ⁻²	7.085 x 10 ⁻²	7.085 x 10 ⁻²	7.615 x 10 ⁻²	
Fe-57		1.238 x 10 ⁻⁴	1.708 x 10 ⁻³	1.708 x 10 ⁻³	1.589 x 10 ⁻³	1.700 x 10 ⁻³	1.700 x 10 ⁻³	1.827 x 10 ⁻³	
Fe-58		1.575 x 10 ⁻⁵	2.174 x 10 ⁻⁴	2.174 x 10 ⁻⁴	2.022 x 10 ⁻⁴	2.163 x 10 ⁻⁴	2.163 x 10 ⁻⁴	2.325 x 10 ⁻⁴	
Ni-58		3.826 x 10 ⁻²			1.231 x 10 ⁻³				
Ni-60		1.463 x 10 ⁻²			4.821 x 10 ⁻⁴				
Ni-61		6.334 x 10 ⁻⁴			2.087 x 10 ⁻⁵				
Ni-62		2.012 x 10 ⁻³			6.631 x 10 ⁻⁵				
Ni-64		5.100 x 10 ⁻⁴			1.681 x 10 ⁻⁵				
Pb-206	7.058 x 10 ⁻³								
Pb-207	6.764 x 10 ⁻³								
Pb-208	1.559 x 10 ⁻²								

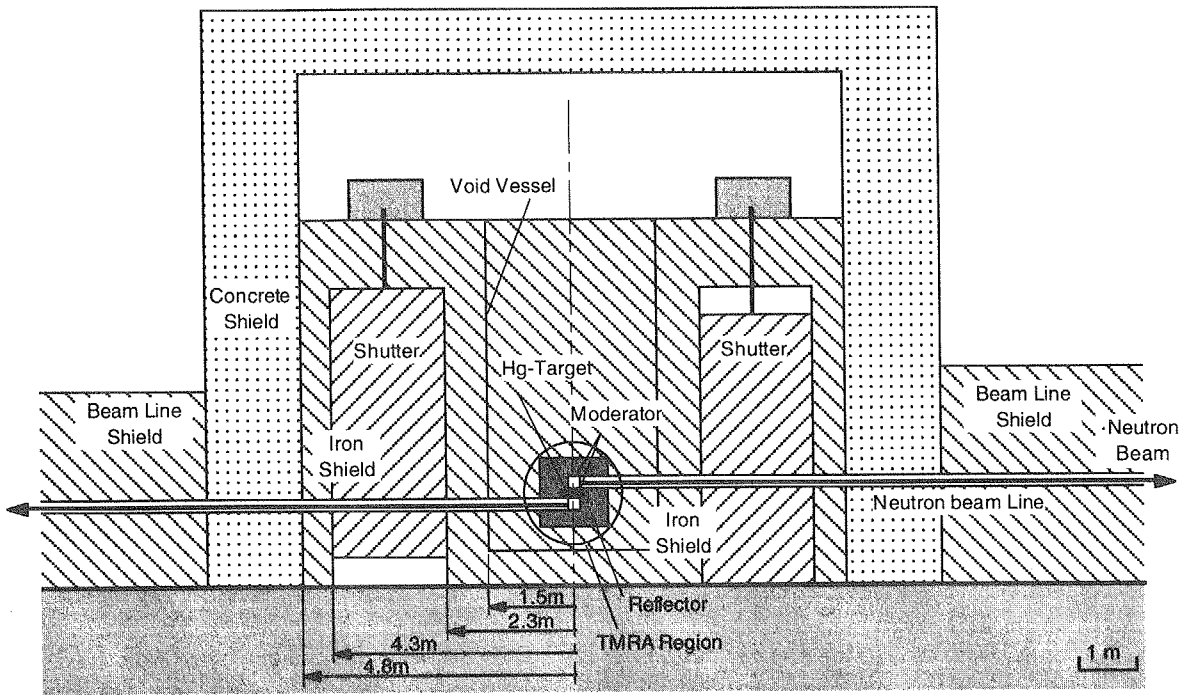
Table 3.2 Continued. (2/2)

Region ID	Concrete Shield Region						
	Conc-0	Conc-1	Conc-2	Conc-3	Conc-4	Conc-5	Conc-6
Material	Magnetite Concrete	Ordinary Concrete	Steel Added Magnetite Concrete	Ordinary Concrete (90vol%) + Steel (10vol%)	Magnetite Concrete (90vol%) + Steel (10vol%)	Magnetite Concrete (H reduced to 1/2)	Magnetite Concrete (H increased to 3/2)
Cases Adopted	other than 11-16	11	12	13	14	15	16
Weight Density	3.483 g/cm ³	2.2 g/cm ³	4.64 g/cm ³	2.7 g/cm ³	3.855 g/cm ³	3.483 g/cm ³	3.483 g/cm ³
H-1	8.630 x 10 ⁻³	1.341 x 10 ⁻²	6.583 x 10 ⁻³	1.207 x 10 ⁻²	7.770 x 10 ⁻³	4.310 x 10 ⁻³	1.294 x 10 ⁻²
C-nat		1.103 x 10 ⁻³		9.927 x 10 ⁻⁴			
O-16	4.260 x 10 ⁻²	4.389 x 10 ⁻²	2.406 x 10 ⁻²	3.950 x 10 ⁻²	3.830 x 10 ⁻²	4.260 x 10 ⁻²	4.260 x 10 ⁻²
Al-27	2.540 x 10 ⁻³	1.797 x 10 ⁻³	3.800 x 10 ⁻⁴	1.617 x 10 ⁻³	2.290E x 10 ⁻³	2.540 x 10 ⁻³	2.540 x 10 ⁻³
Si-28	2.500 x 10 ⁻³	1.532 x 10 ⁻²	1.451 x 10 ⁻³	1.379 x 10 ⁻²	2.250 x 10 ⁻³	2.500 x 10 ⁻³	2.500 x 10 ⁻³
Si-29	1.300 x 10 ⁻⁴	1.209 x 10 ⁻⁴	7.077 x 10 ⁻⁵	1.088 x 10 ⁻⁴	1.200 x 10 ⁻⁴	1.300 x 10 ⁻⁴	1.300 x 10 ⁻⁴
Si-30	8.000 x 10 ⁻⁵	6.804 x 10 ⁻⁴	4.628 x 10 ⁻⁵	6.124 x 10 ⁻⁴	7.000 x 10 ⁻⁵	8.000 x 10 ⁻⁵	8.000 x 10 ⁻⁵
P-31	7.000 x 10 ⁻⁵		9.346 x 10 ⁻⁴		6.000 x 10 ⁻⁵	7.000 x 10 ⁻⁵	7.000 x 10 ⁻⁵
Ca-nat	3.750 x 10 ⁻³	1.894 x 10 ⁻³	5.026 x 10 ⁻³	1.705 x 10 ⁻³	3.380 x 10 ⁻³	3.750 x 10 ⁻³	3.750 x 10 ⁻³
Fe-54	1.150 x 10 ⁻³	1.940 x 10 ⁻⁵	2.278 x 10 ⁻³	4.678 x 10 ⁻⁴	1.490 x 10 ⁻³	1.150 x 10 ⁻³	1.150 x 10 ⁻³
Fe-56	1.824 x 10 ⁻²	3.068 x 10 ⁻⁴	3.473 x 10 ⁻²	7.397 x 10 ⁻³	2.354 x 10 ⁻²	1.824 x 10 ⁻²	1.824 x 10 ⁻²
Fe-57	4.400 x 10 ⁻⁴	7.359 x 10 ⁻⁶	8.188 x 10 ⁻⁴	1.774 x 10 ⁻⁴	5.700 x 10 ⁻⁴	4.400 x 10 ⁻⁴	4.400 x 10 ⁻⁴
Fe-58	6.000 x 10 ⁻⁵	9.366 x 10 ⁻⁷	1.020 x 10 ⁻⁴	2.258 x 10 ⁻⁵	8.000 x 10 ⁻⁵	6.000 x 10 ⁻⁵	6.000 x 10 ⁻⁵

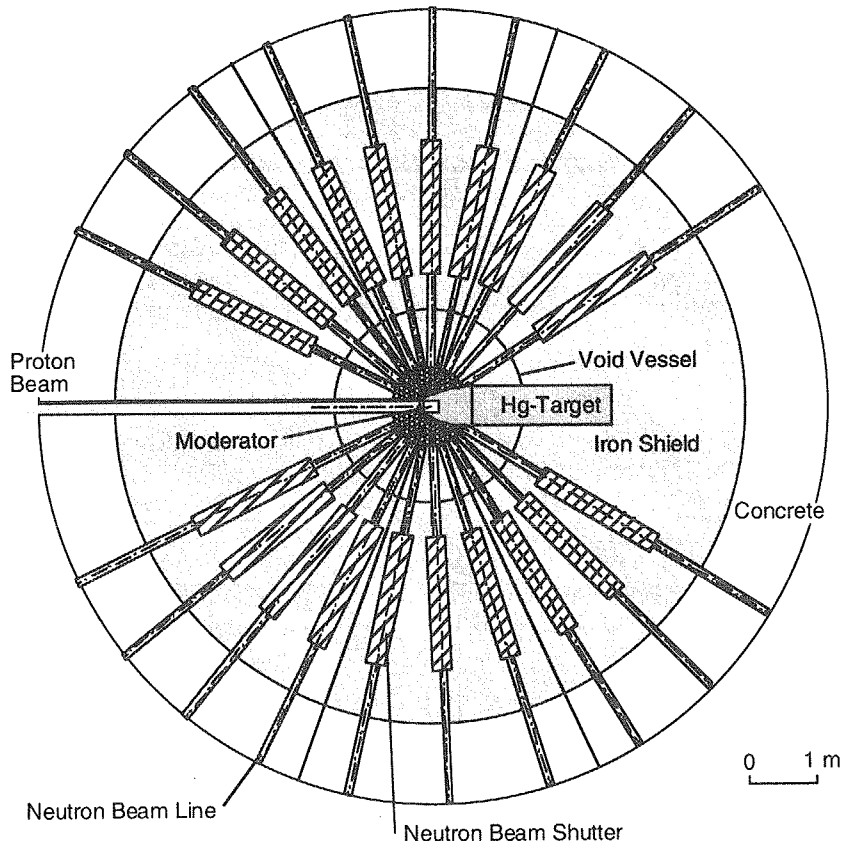
Table 3.3 Number of neutrons leaking from the three types of TMRA per one incident proton.

Neutron Energy Range Inner / Outer Reflector	Whole Energy			High Energy (> 10 MeV)		
	Pb / Pb	Be / Pb	Inconel / Inconel	Pb / Pb	Be / Pb	Inconel / Inconel
0-15 Degrees [n/sr] *	5.92	5.03	1.50	0.220	0.262	0.203
15-30 Degrees [n/sr]	5.70	4.79	1.40	0.196	0.236	0.172
30-45 Degrees [n/sr]	5.34	4.37	1.17	0.154	0.190	0.128
45-60 Degrees [n/sr]	4.95	3.90	0.95	0.114	0.143	0.090
60-75 Degrees [n/sr]	4.60	3.43	0.77	0.086	0.109	0.064
75-90 Degrees [n/sr]	4.24	2.96	0.58	0.064	0.082	0.044
90-105 Degrees [n/sr]	4.10	2.69	0.48	0.049	0.063	0.031
105-120 Degrees [n/sr]	4.15	2.57	0.44	0.037	0.049	0.023
120-135 Degrees [n/sr]	4.23	2.48	0.38	0.030	0.039	0.018
135-150 Degrees [n/sr]	4.29	2.40	0.35	0.027	0.033	0.015
150-165 Degrees [n/sr]	4.35	2.37	0.34	0.025	0.031	0.013
165-180 Degrees [n/sr]	4.31	2.30	0.32	0.024	0.029	0.012
Angle Integrated [n]	56.88	39.41	8.30	0.925	1.166	0.696

* Angle range with respect to the proton beam direction



(a) Elevation View



(b) Plan View

Fig. 1.1 Schematic drawing of the spallation neutron source facility.

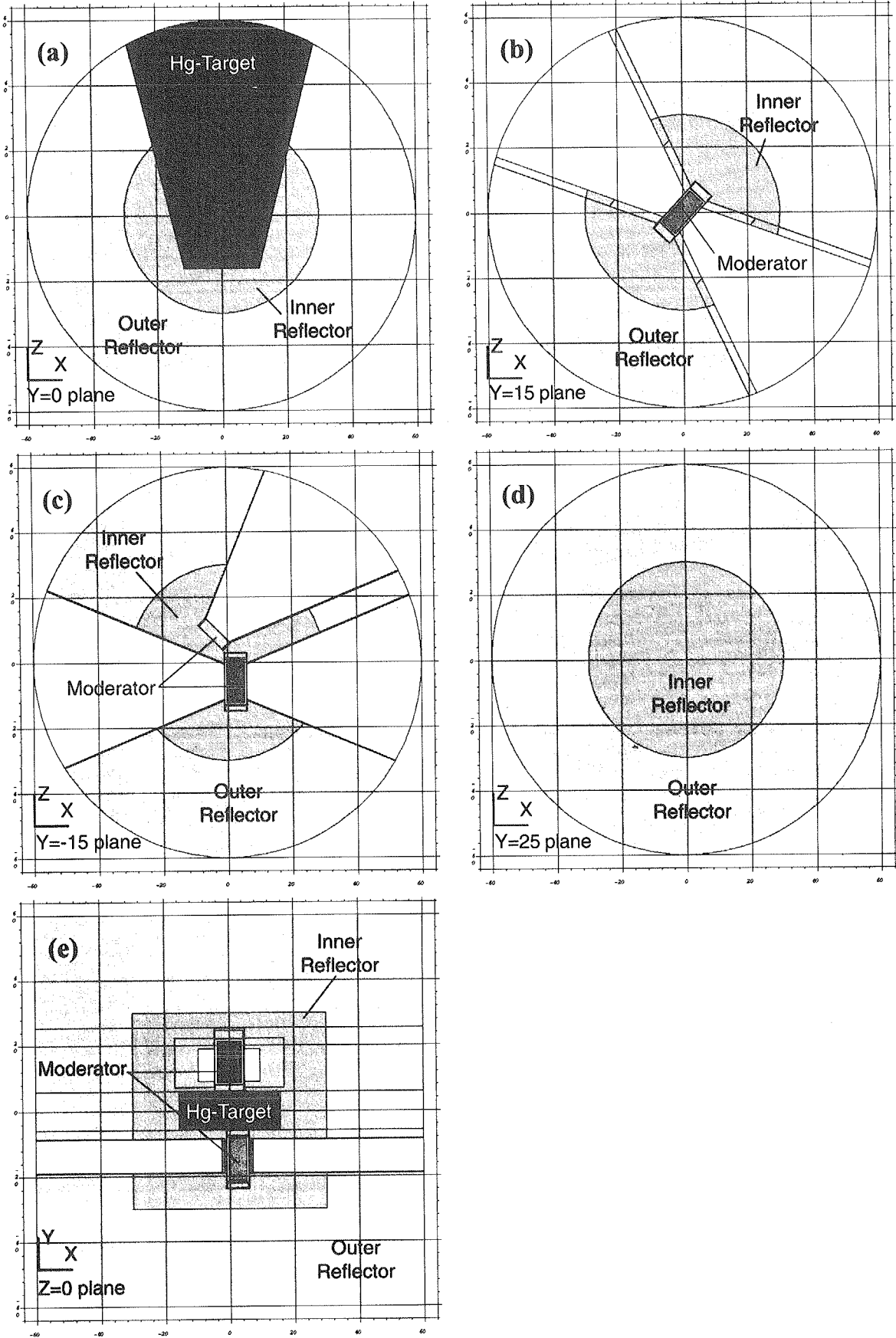


Fig. 3.1 Calculation model for the source term calculation.

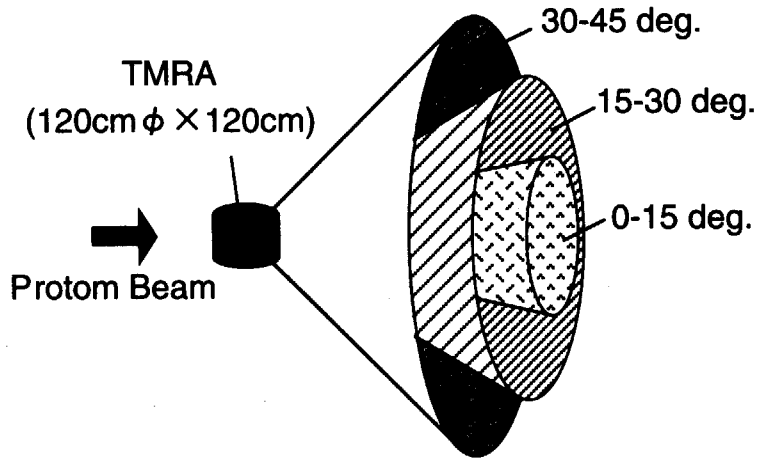


Fig. 3.2 Illustration of angle bins for the source term calculation.

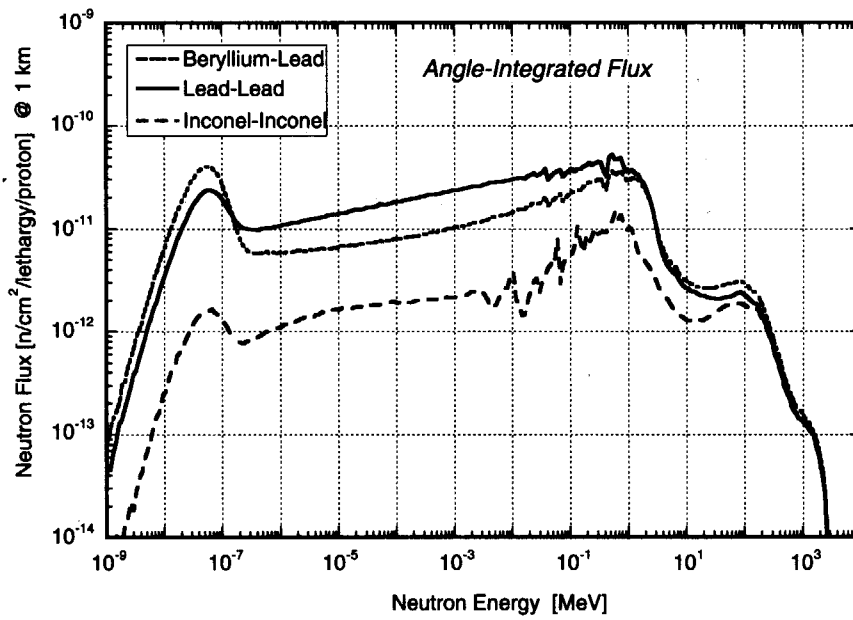


Fig. 3.3 Angle-integrated neutron flux spectra from the three types of TMRA.

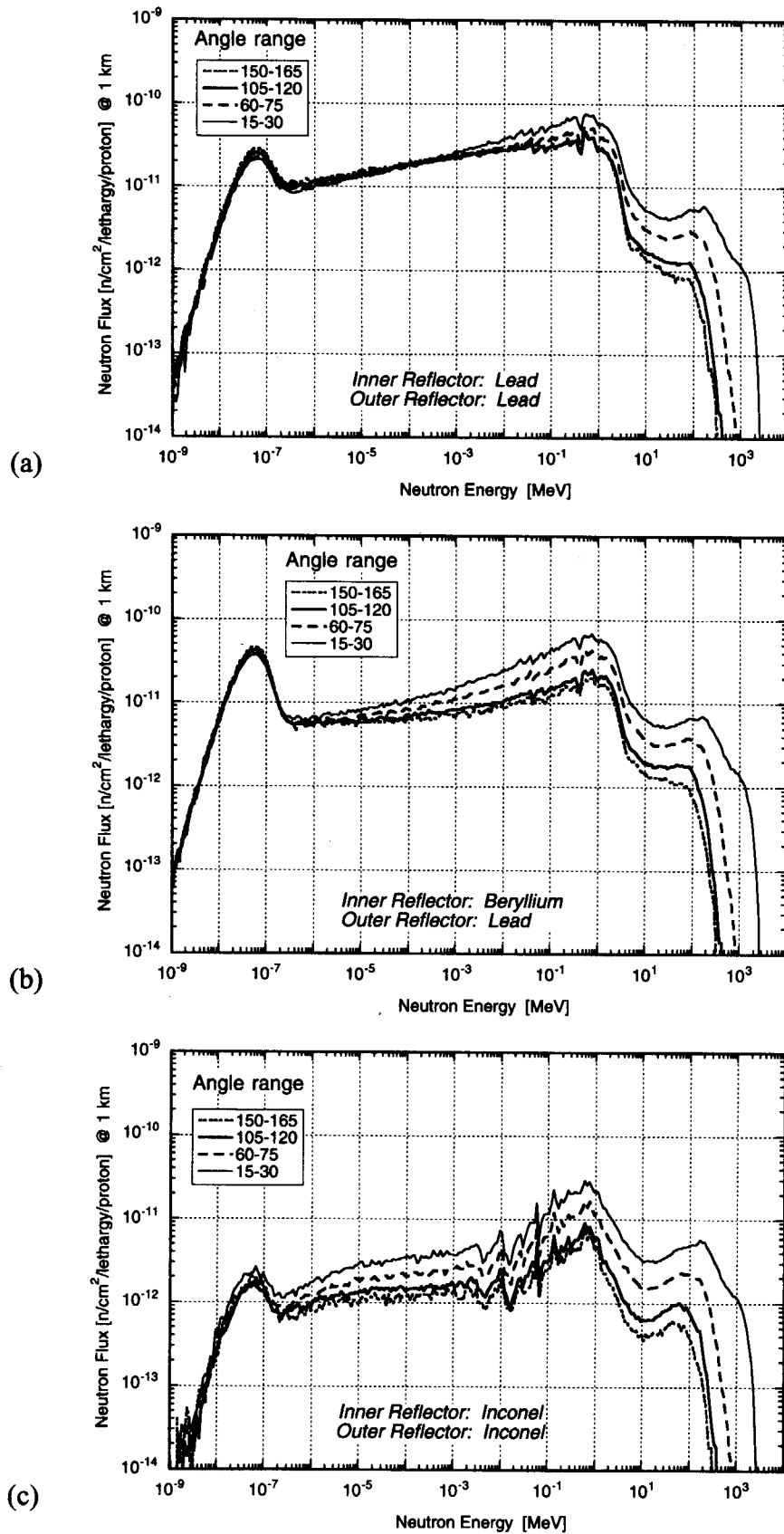


Fig. 3.4 Angle-dependent neutron flux spectra from the three types of TMRA.

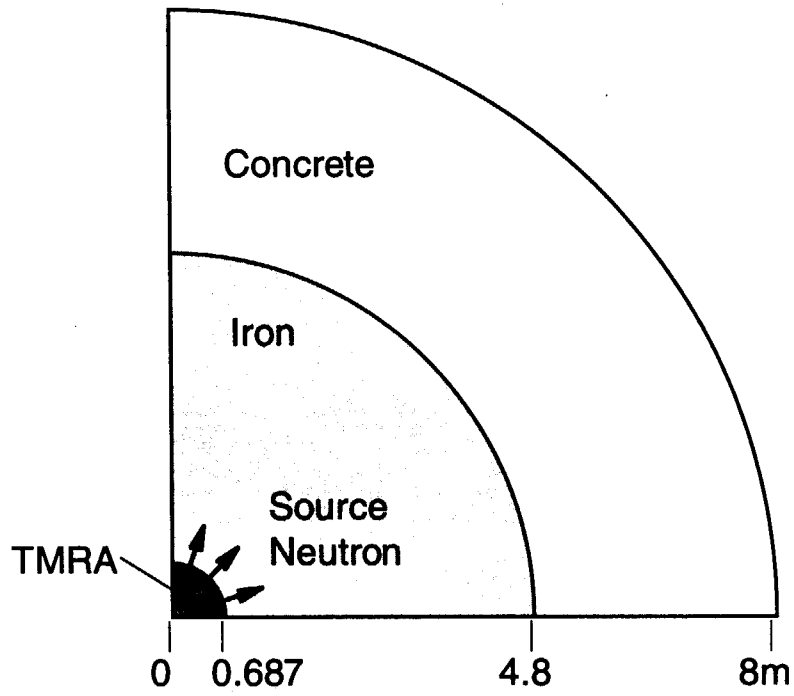
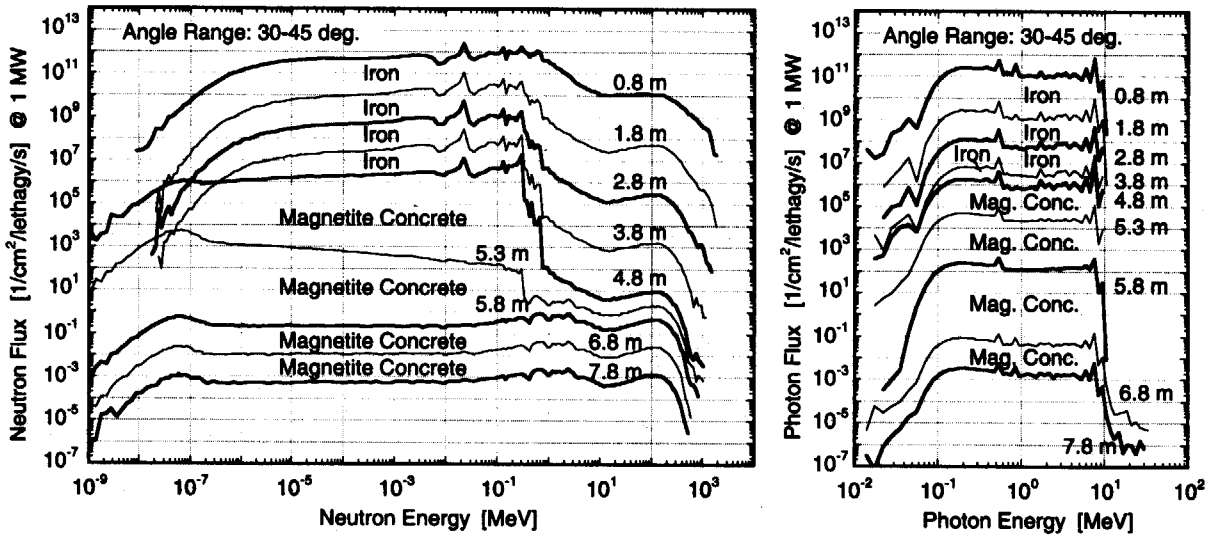
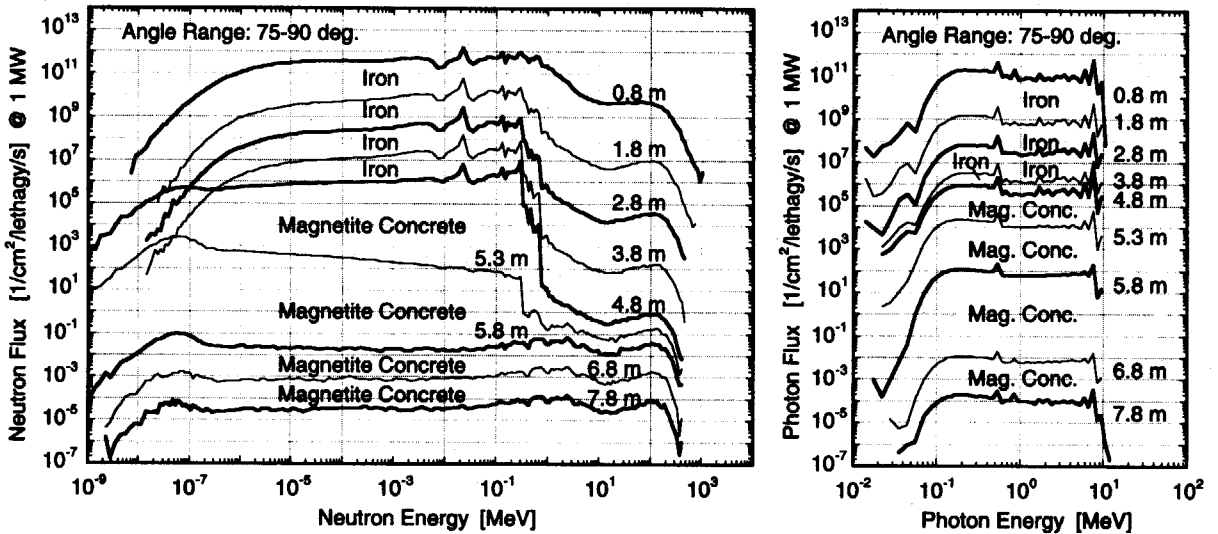


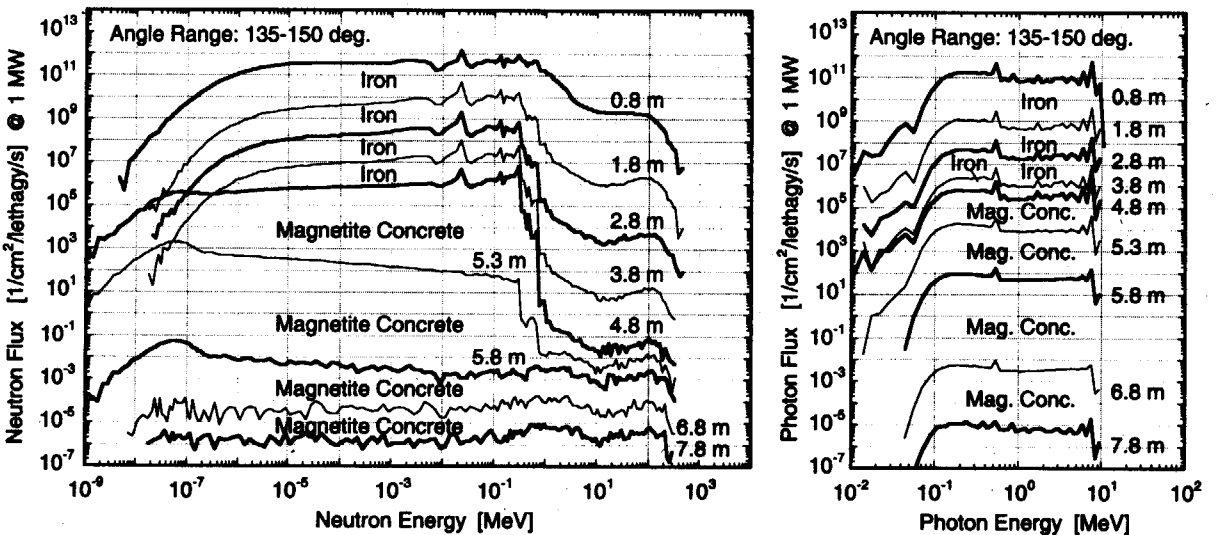
Fig. 3.5 Illustration of a quarter section of the one-dimensional spherical calculation model for the deep penetration calculation.



(a) Angle Range: 30-45 degrees



(b) Angle Range: 75-90 degrees



(c) Angle Range: 135-150 degrees

Fig. 4.1.1 Neutron and photon energy spectra in the bulk shield for the reference case (Case-01) for angle ranges of (a) 30-45, (b) 75-90 and (c) 135-150 degrees with respect to the proton beam direction.

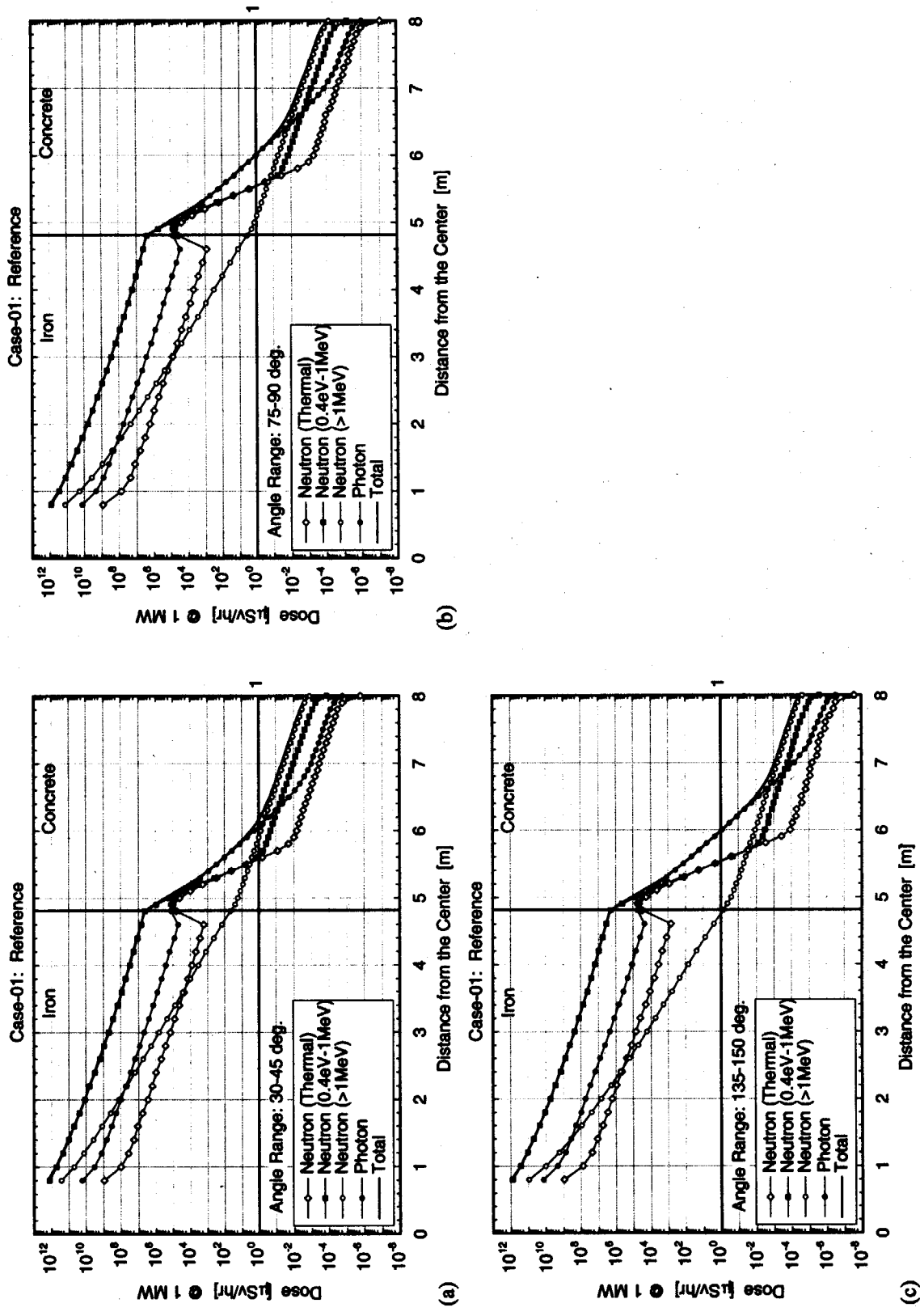


Fig. 4.1.2 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the reference case for angle ranges of (a) 30-45, (b) 75-90 and (c) 135-150 degrees with respect to the proton beam direction.

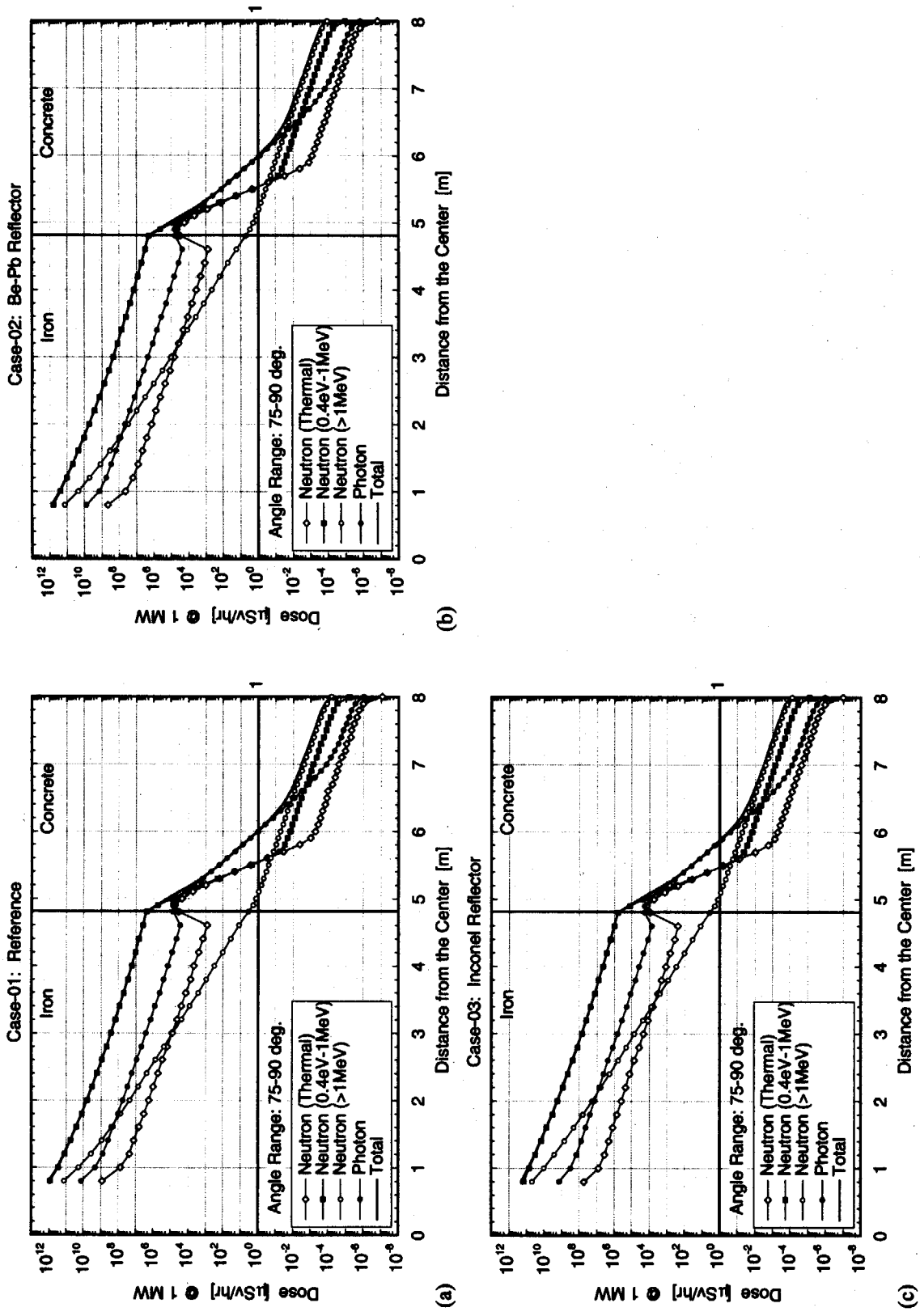


Fig. 4.2.1 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the Cases-01, -02 and -03.

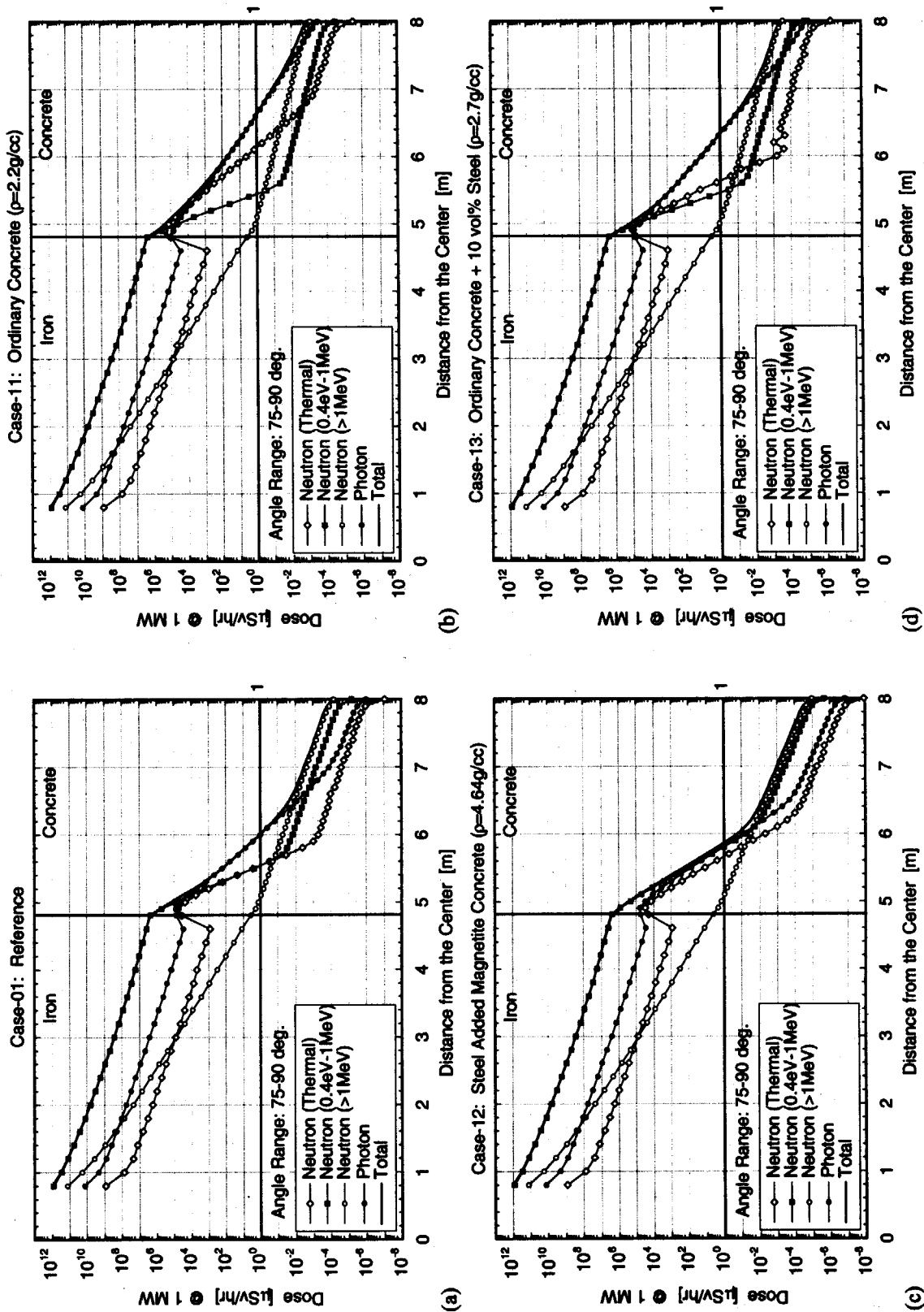


Fig. 4.2.2 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the Cases-01, -11, -12 and -13.

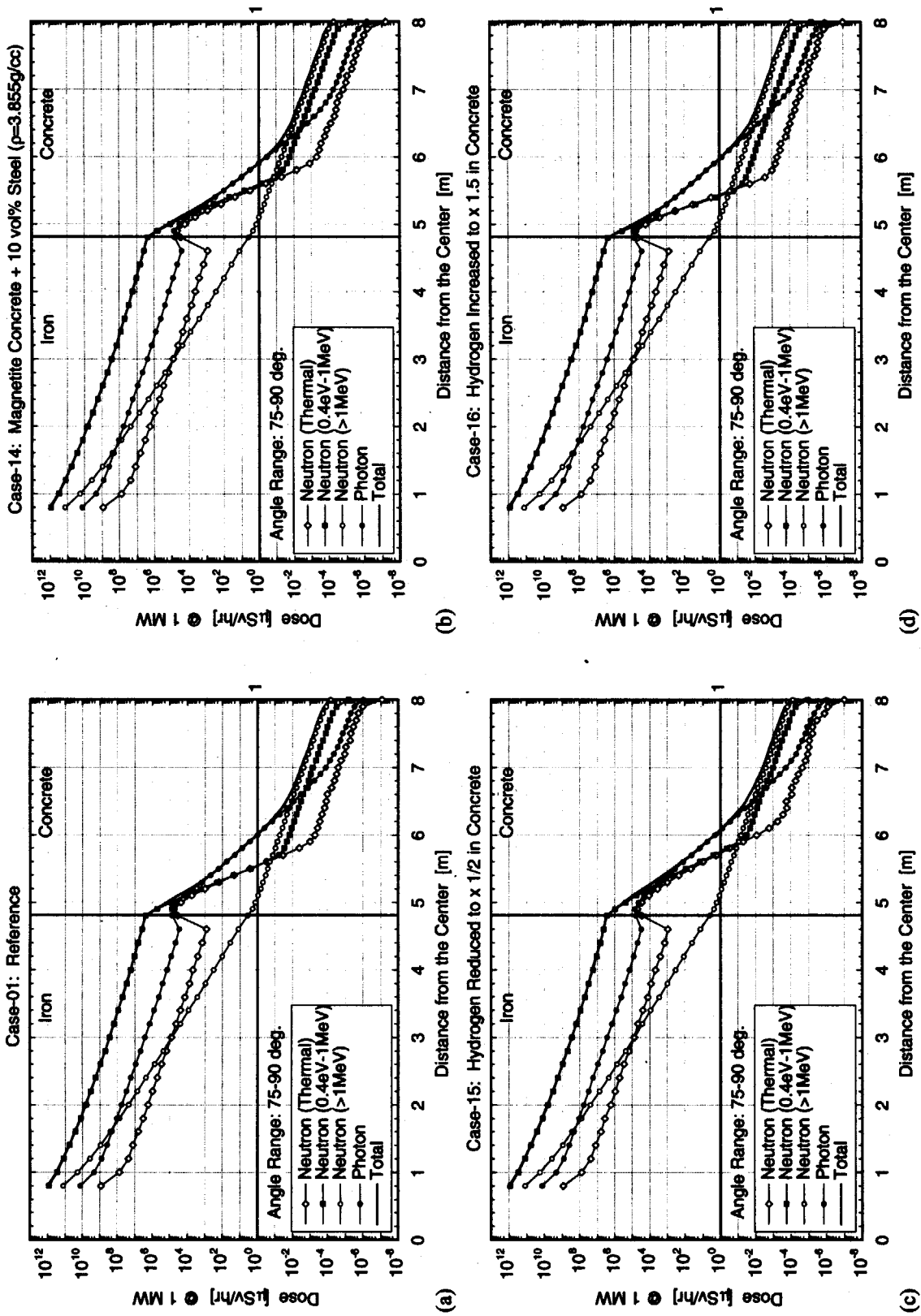


Fig. 4.2.3 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the Cases-01, -14, -15 and -16.

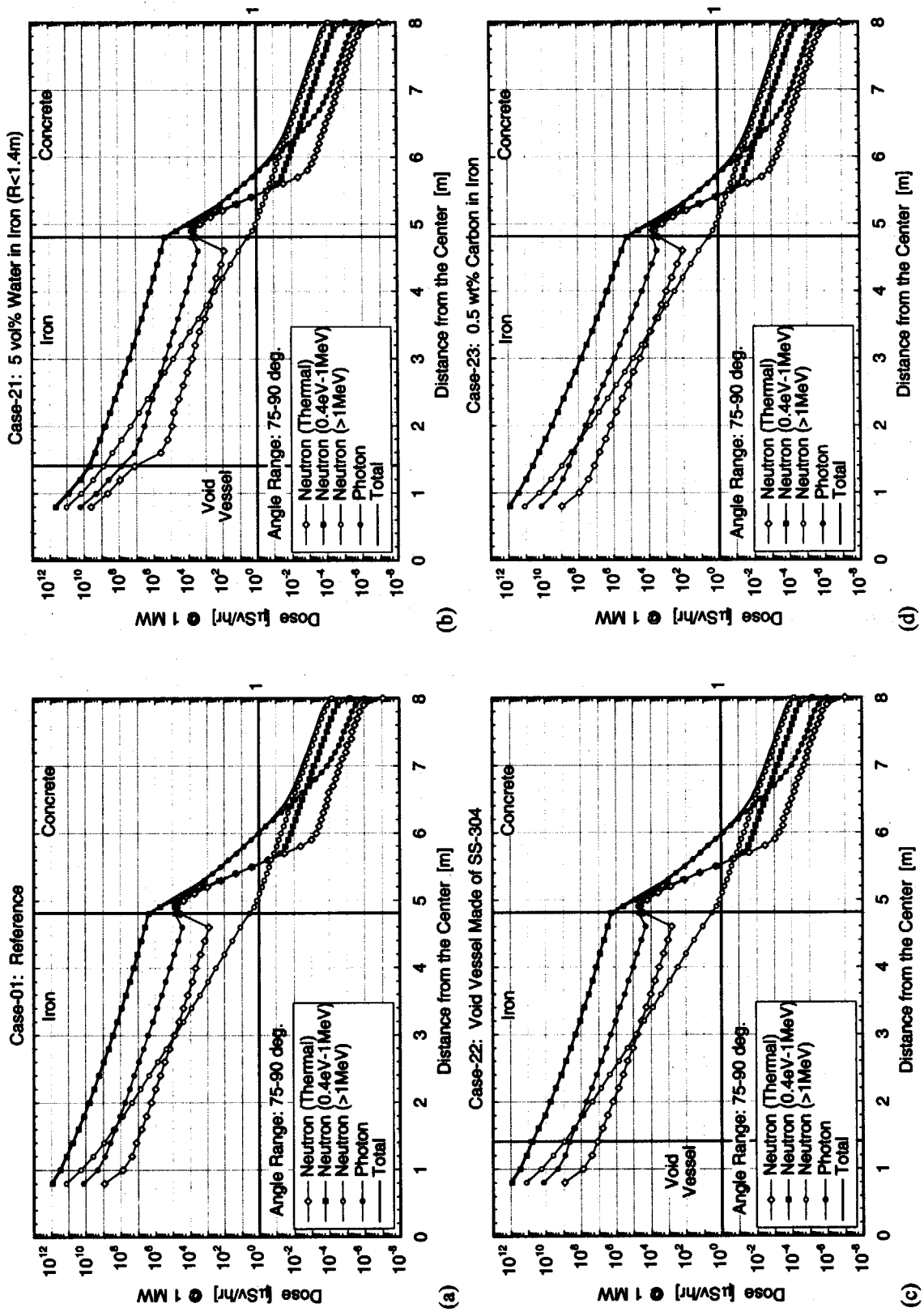
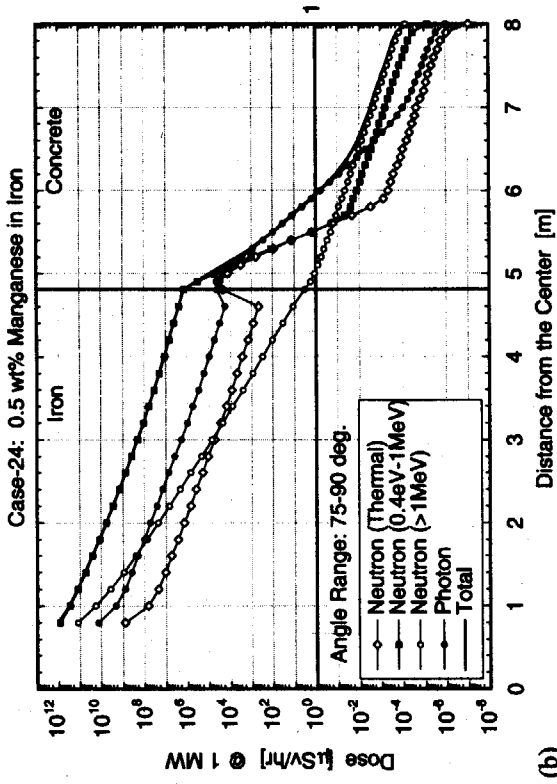
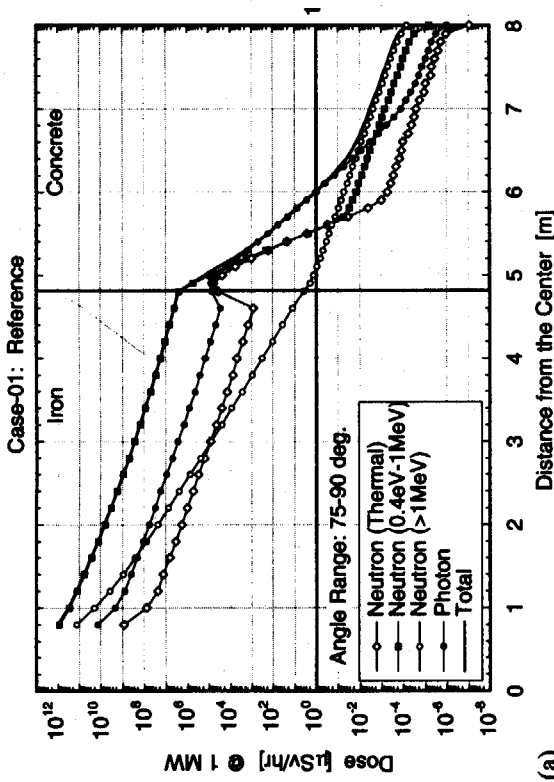


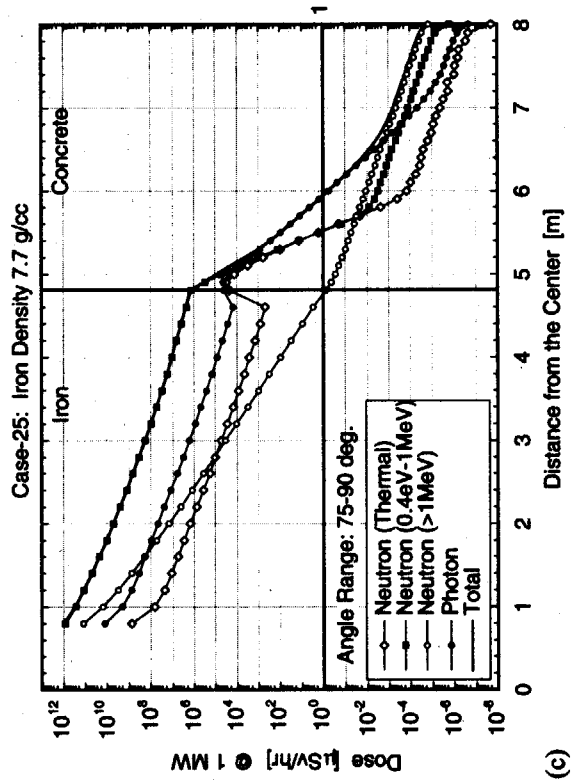
Fig. 4.2.4 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the Cases-01, -21, -22 and -23.



(b)



(a)



(c)

Fig. 4.2.5 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the Cases-01, -24 and -25.

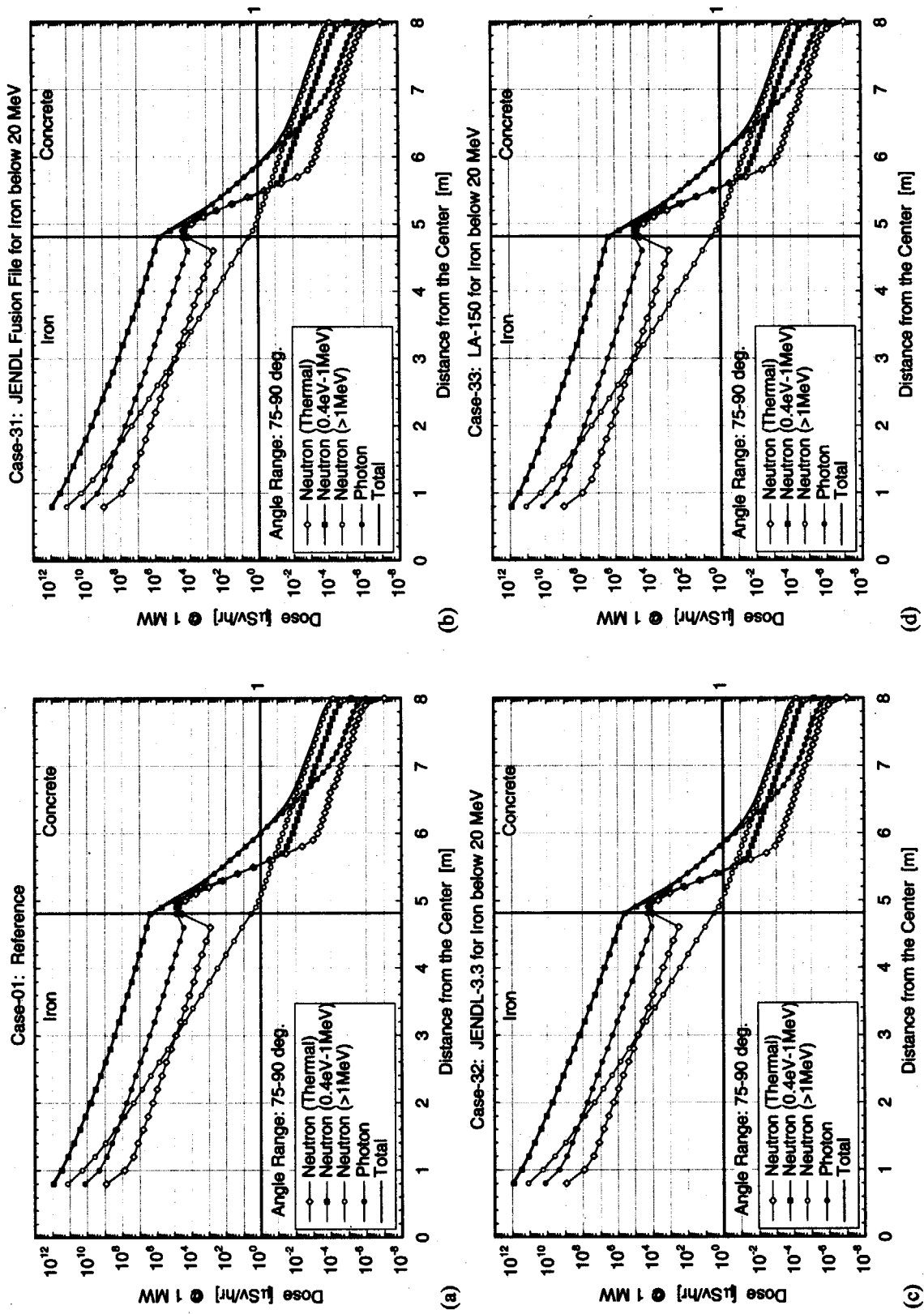
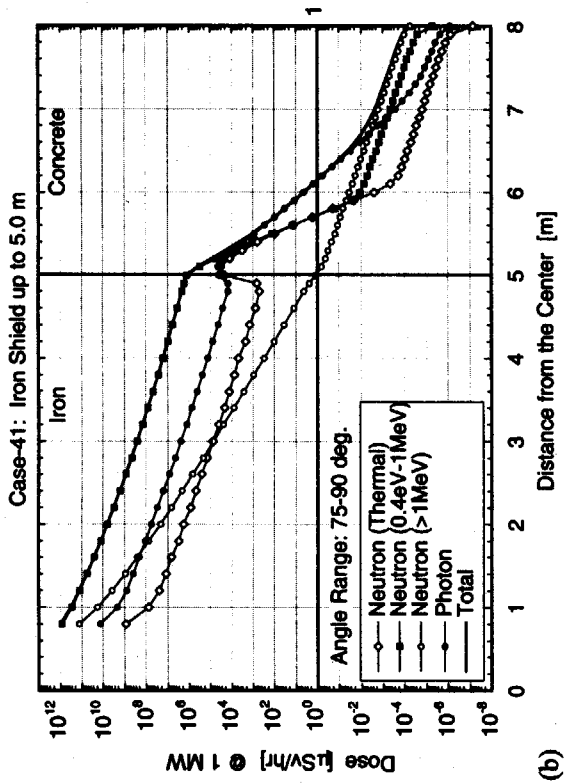
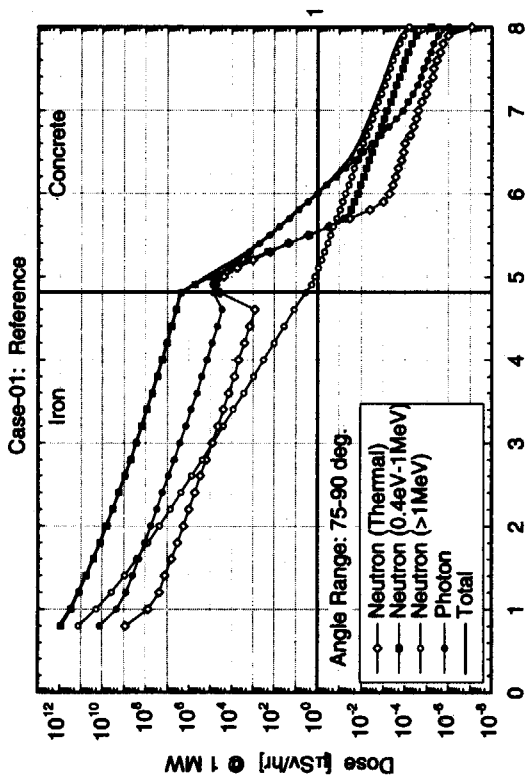


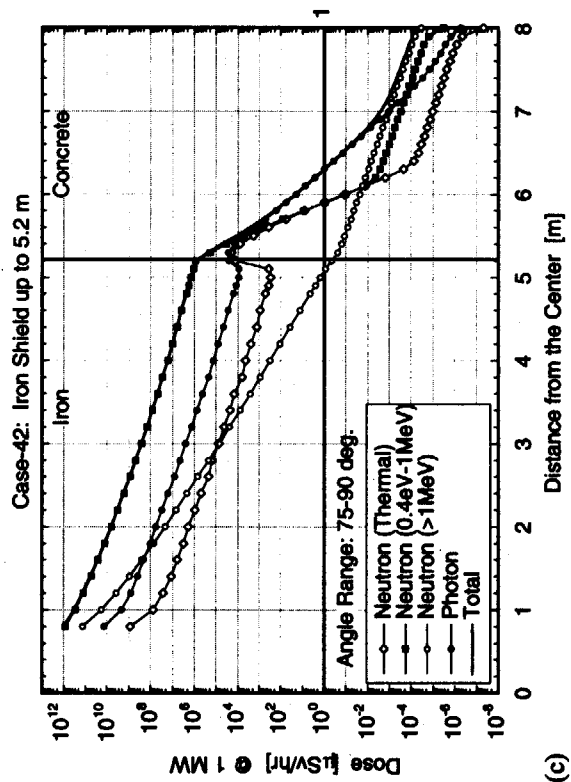
Fig. 4.2.6 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the Cases-01, -31, -32 and -33.



(b)



(a)



(c)

Fig. 4.2.7 Attenuation curves of radiation dose as a function of the shield thickness for the Cases-01, -41 and -42.

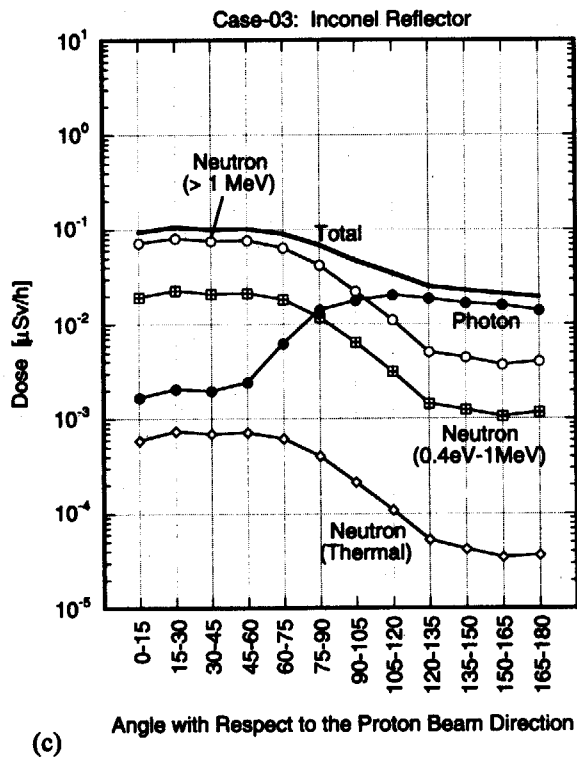
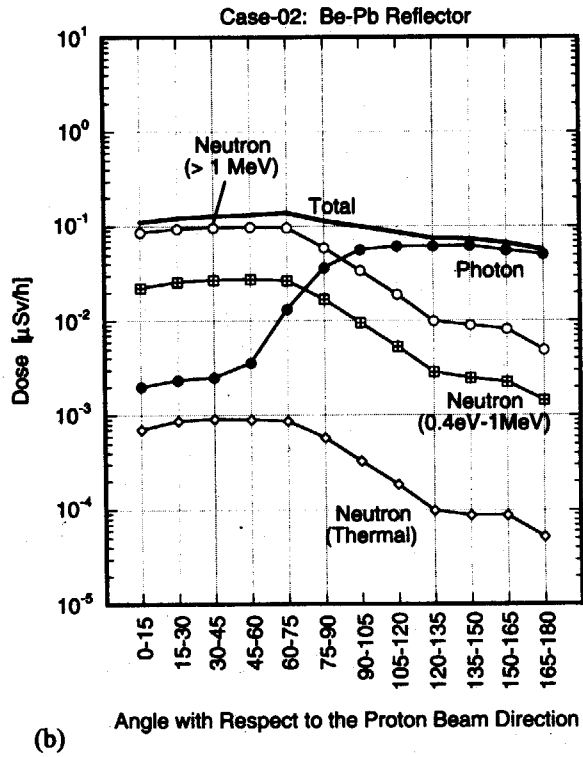
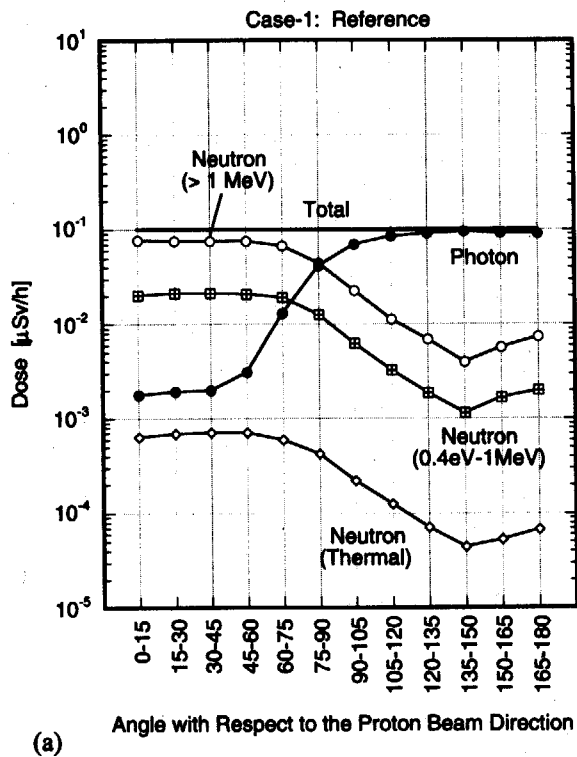


Fig. 4.2.8 Radiation dose for the Case-01, -02 and -03 for the shield thickness that is determined to achieve 0.1 $\mu\text{Sv/h}$ for the reference case (Case-01).

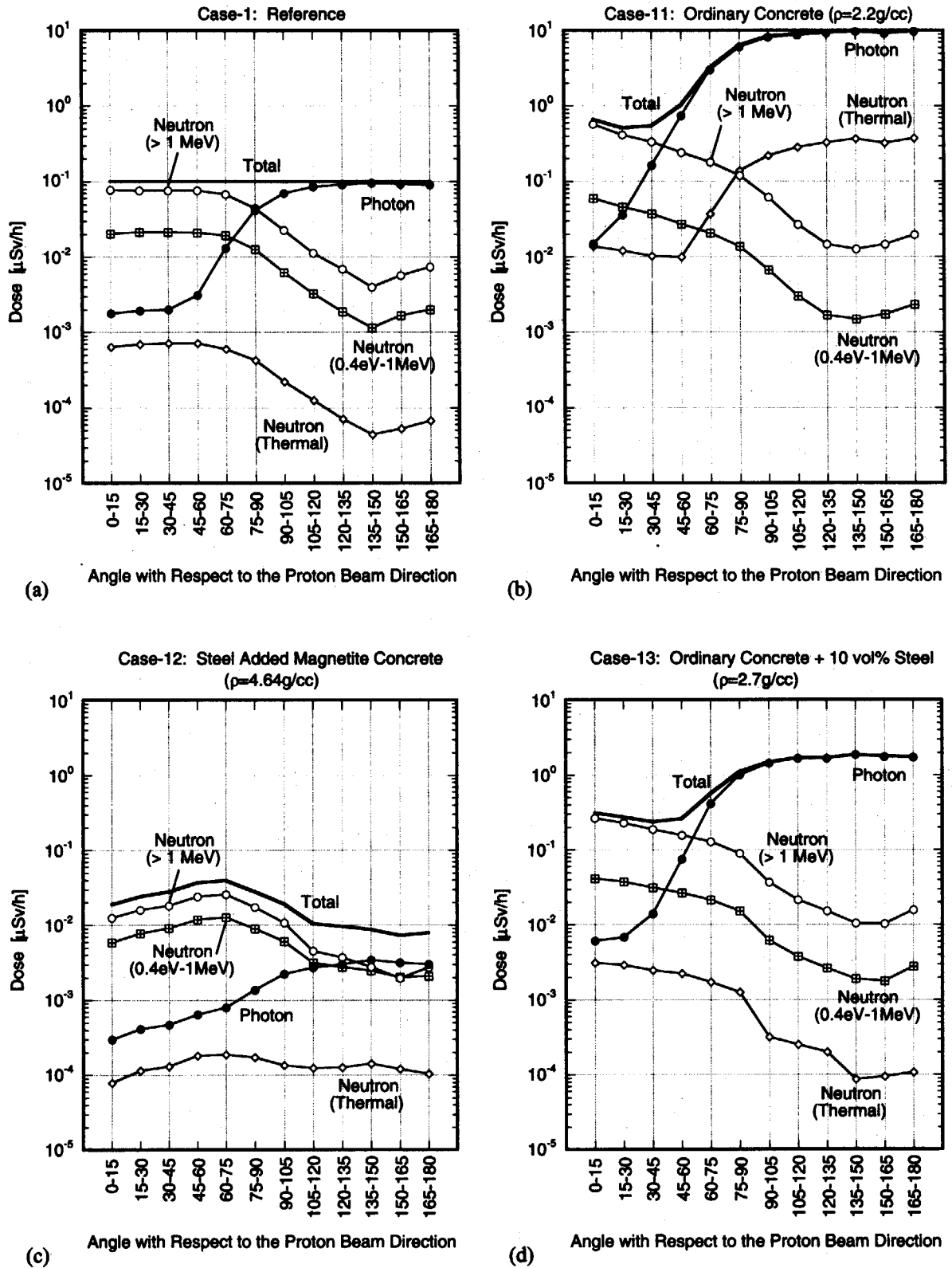


Fig. 4.2.9 Radiation dose for the Case-01, -11, -12 and -13 for the shield thickness that is determined to achieve $0.1 \mu\text{Sv/h}$ for the reference case (Case-01).

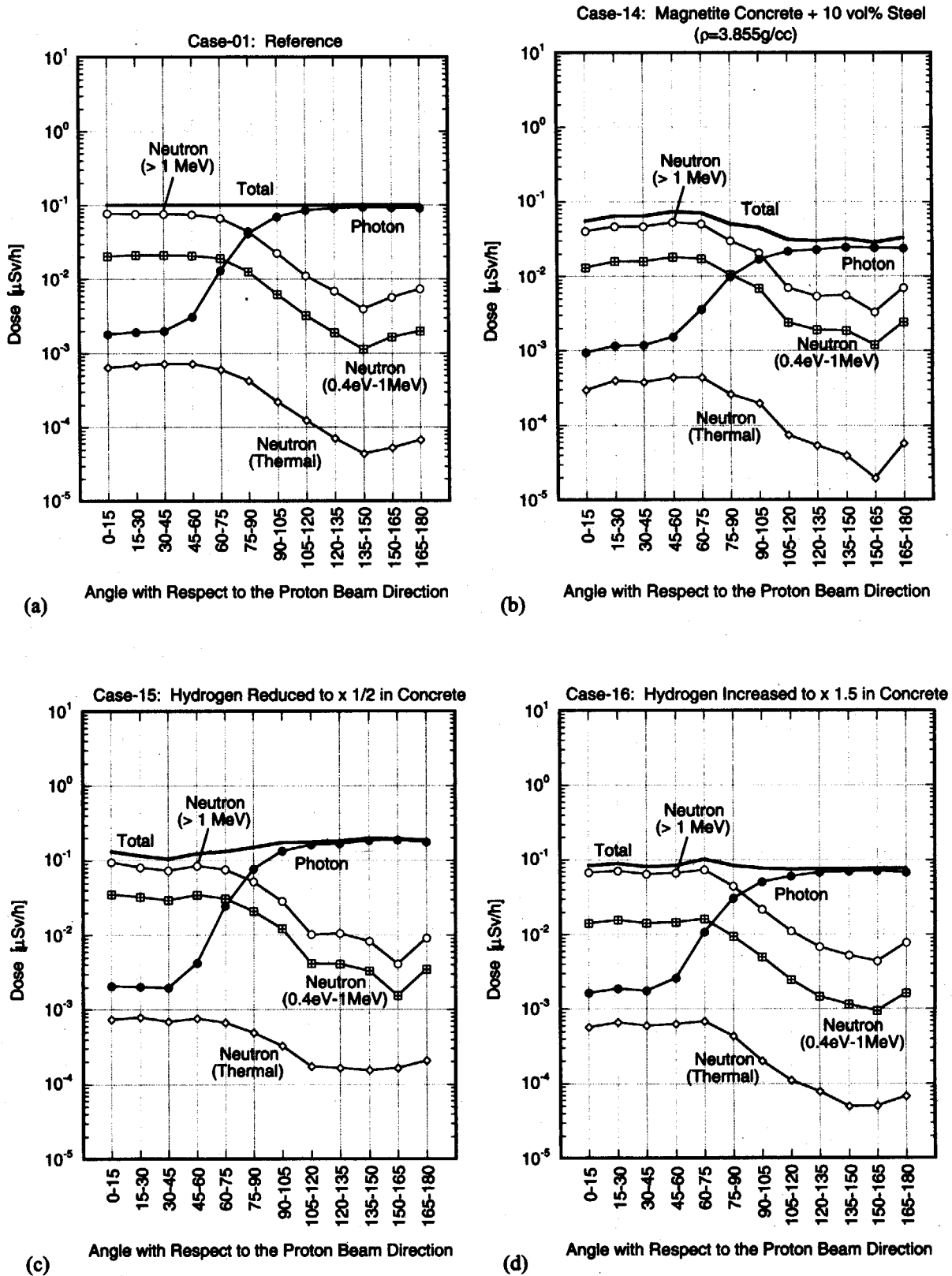


Fig. 4.2.10 Radiation dose for the Case-01, -14, -15 and -16 for the shield thickness that is determined to achieve 0.1 $\mu\text{Sv/h}$ for the reference case (Case-01).

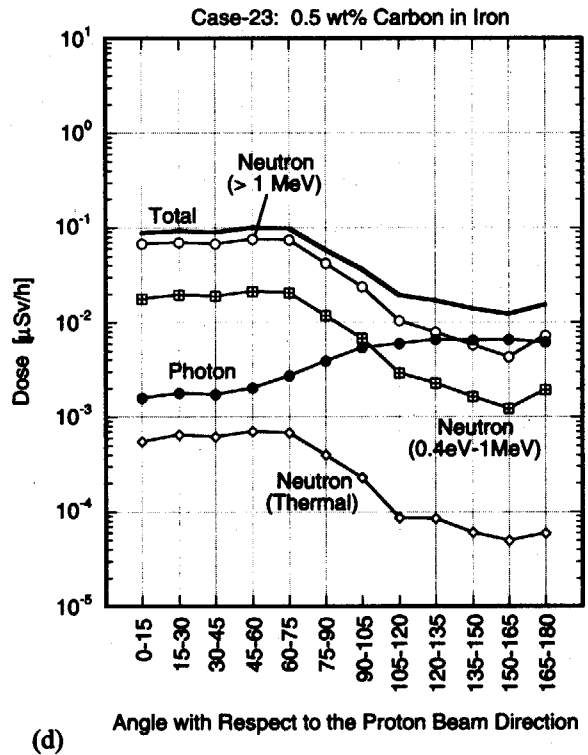
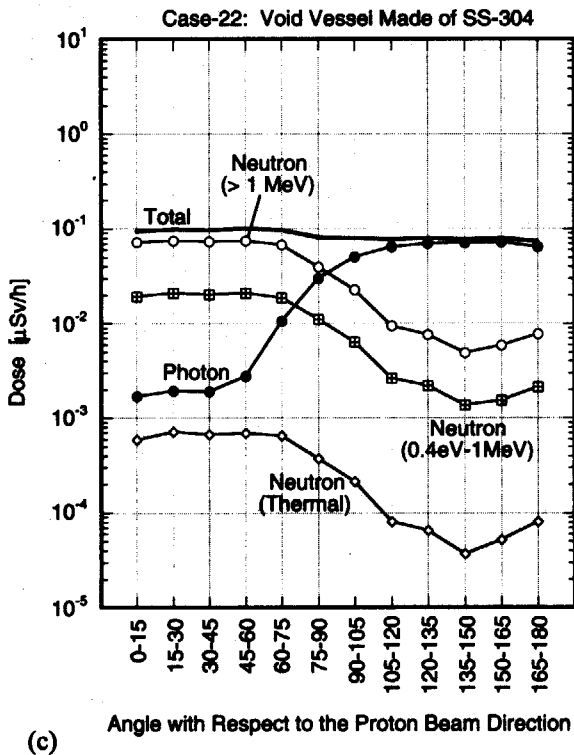
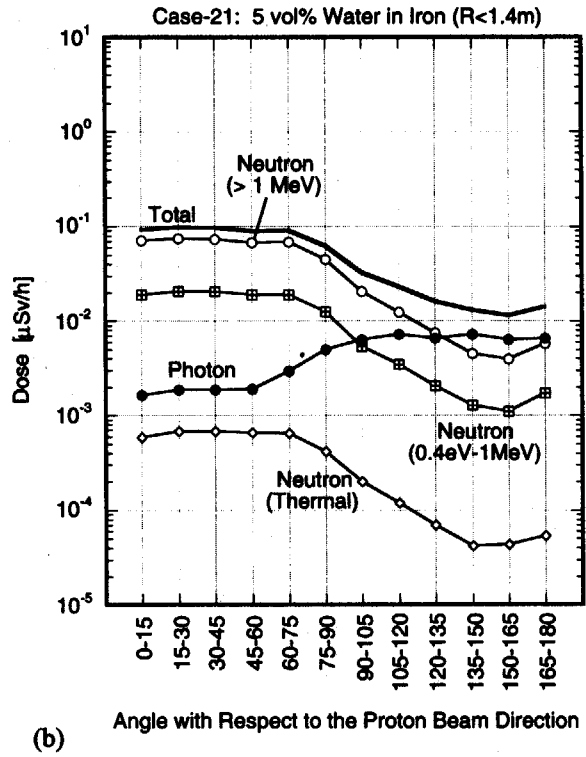
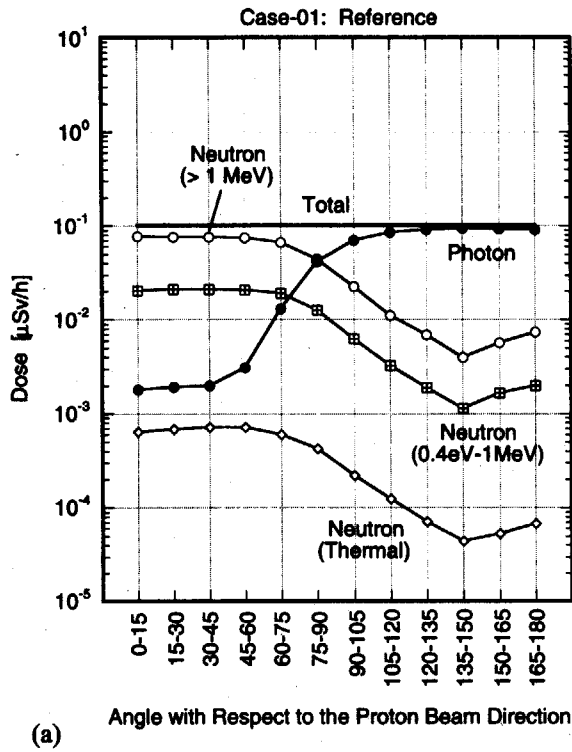


Fig. 4.2.11 Radiation dose for the Case-01, -21, -22 and -23 for the shield thickness that is determined to achieve 0.1 $\mu\text{Sv/h}$ for the reference case (Case-01).

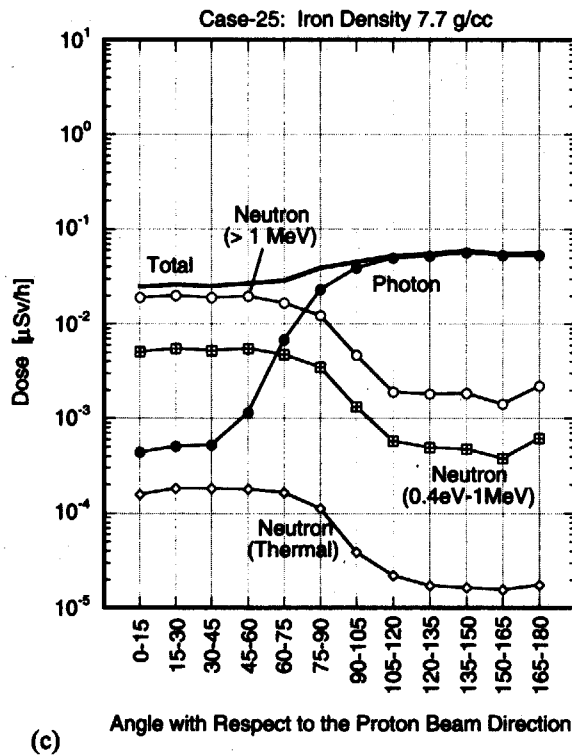
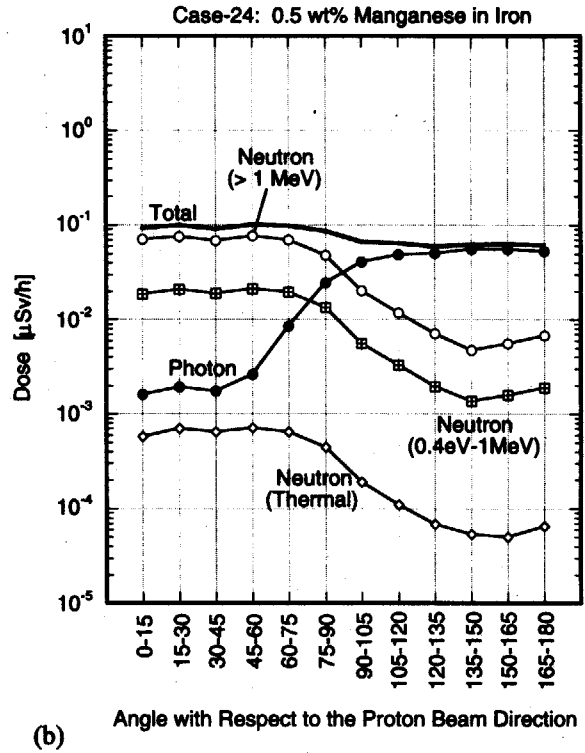
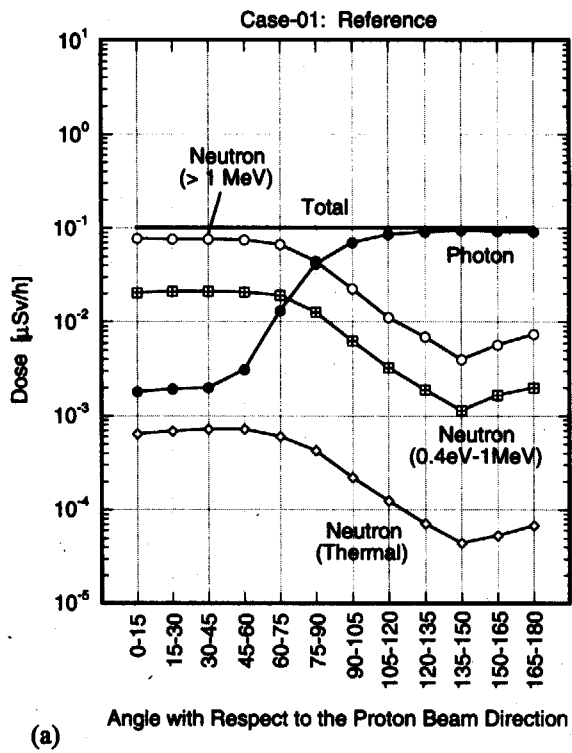
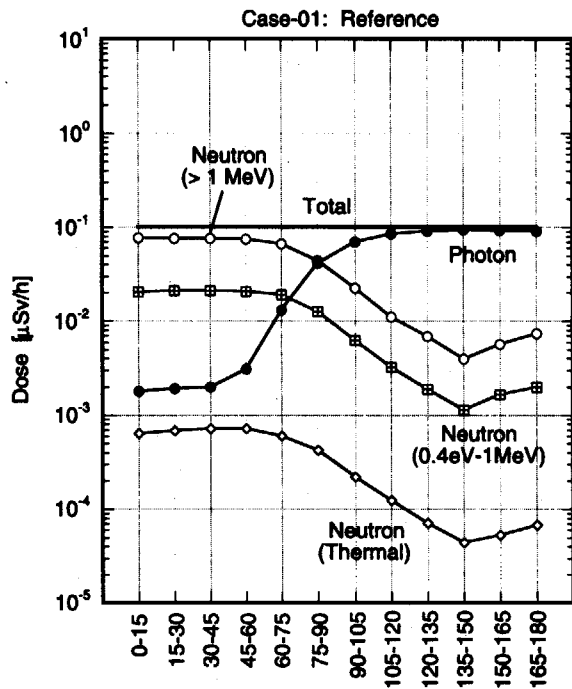
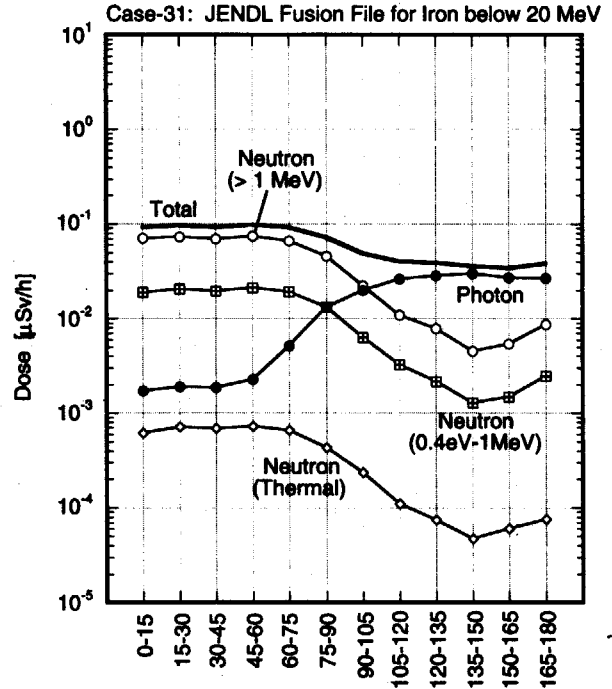


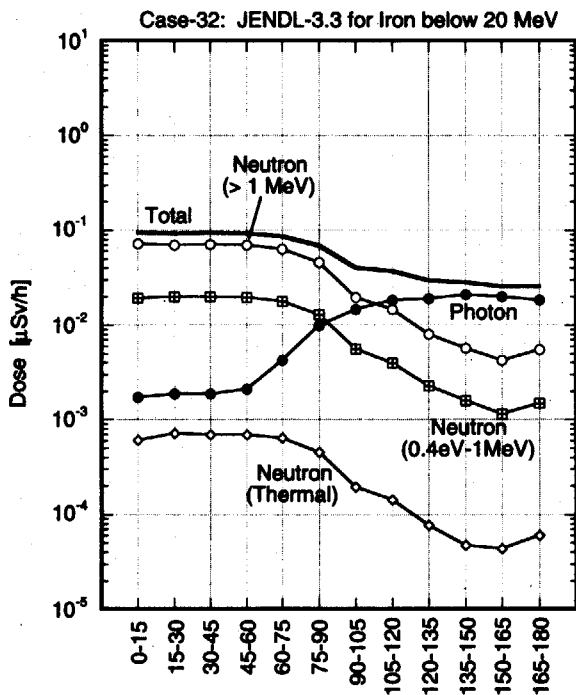
Fig. 4.2.12 Radiation dose for the Case-01, -24 and -25 for the shield thickness that is determined to achieve 0.1 $\mu\text{Sv/h}$ for the reference case (Case-01).



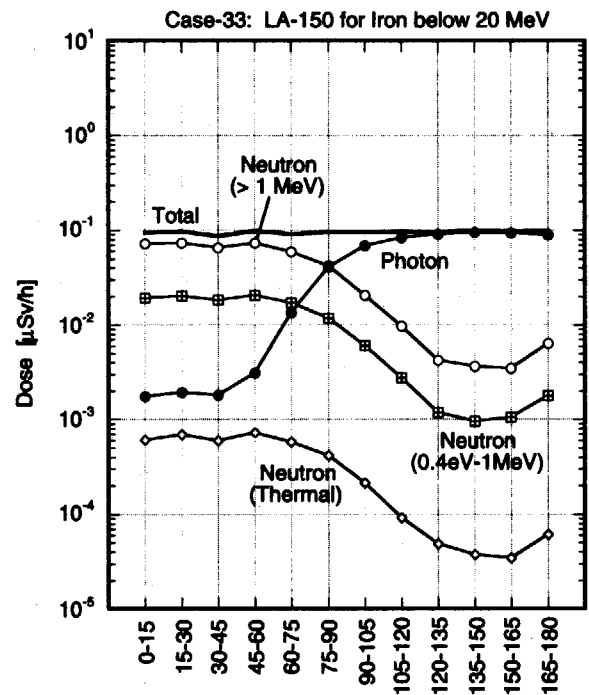
(a) Angle with Respect to the Proton Beam Direction



(b) Angle with Respect to the Proton Beam Direction



(c) Angle with Respect to the Proton Beam Direction



(d) Angle with Respect to the Proton Beam Direction

Fig. 4.2.13 Radiation dose for the Case-01, -31, -32 and -33 for the shield thickness that is determined to achieve 0.1 $\mu\text{Sv/h}$ for the reference case (Case-01).

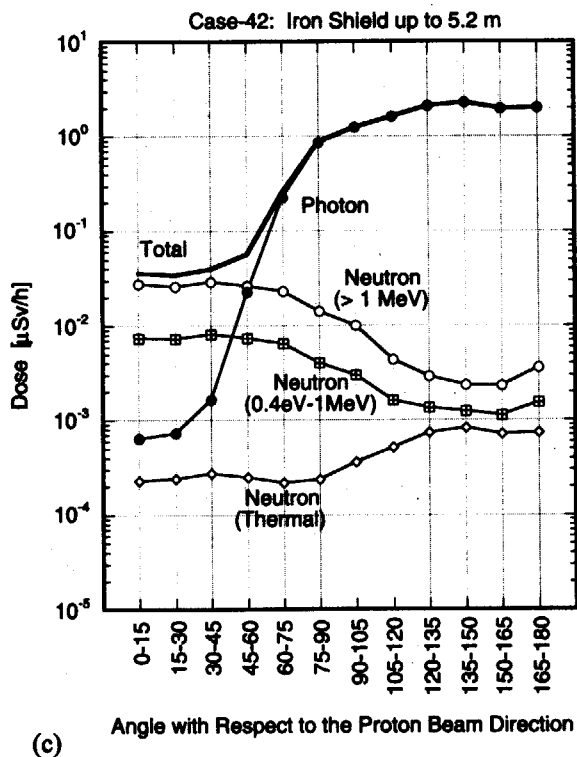
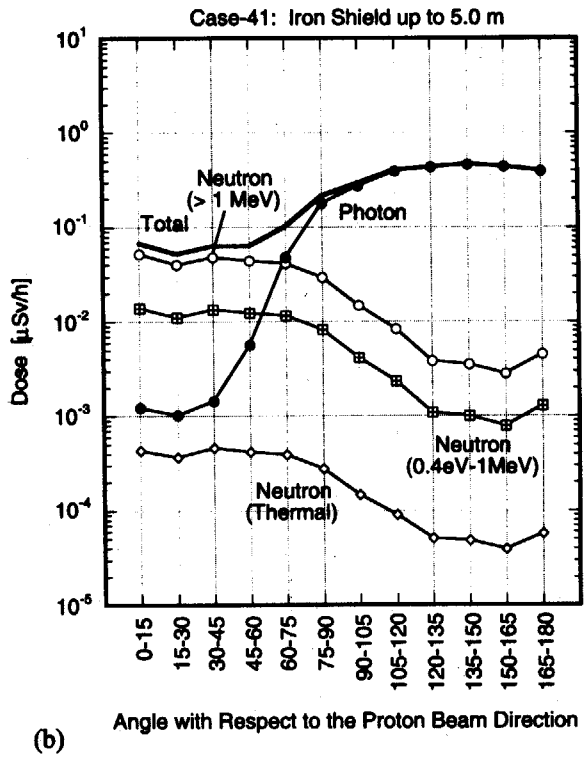
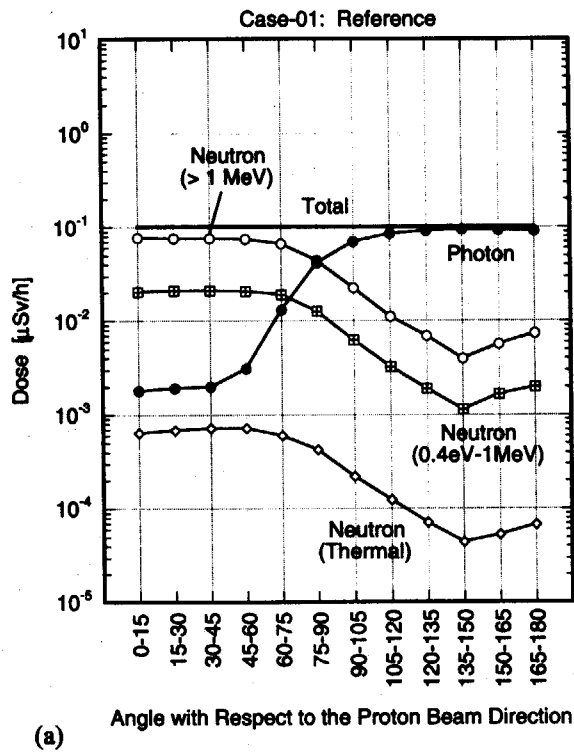


Fig. 4.2.14 Radiation dose for the Case-01, -41 and -42 for the shield thickness that is determined to achieve 0.1 $\mu\text{Sv/h}$ for the reference case (Case-01).

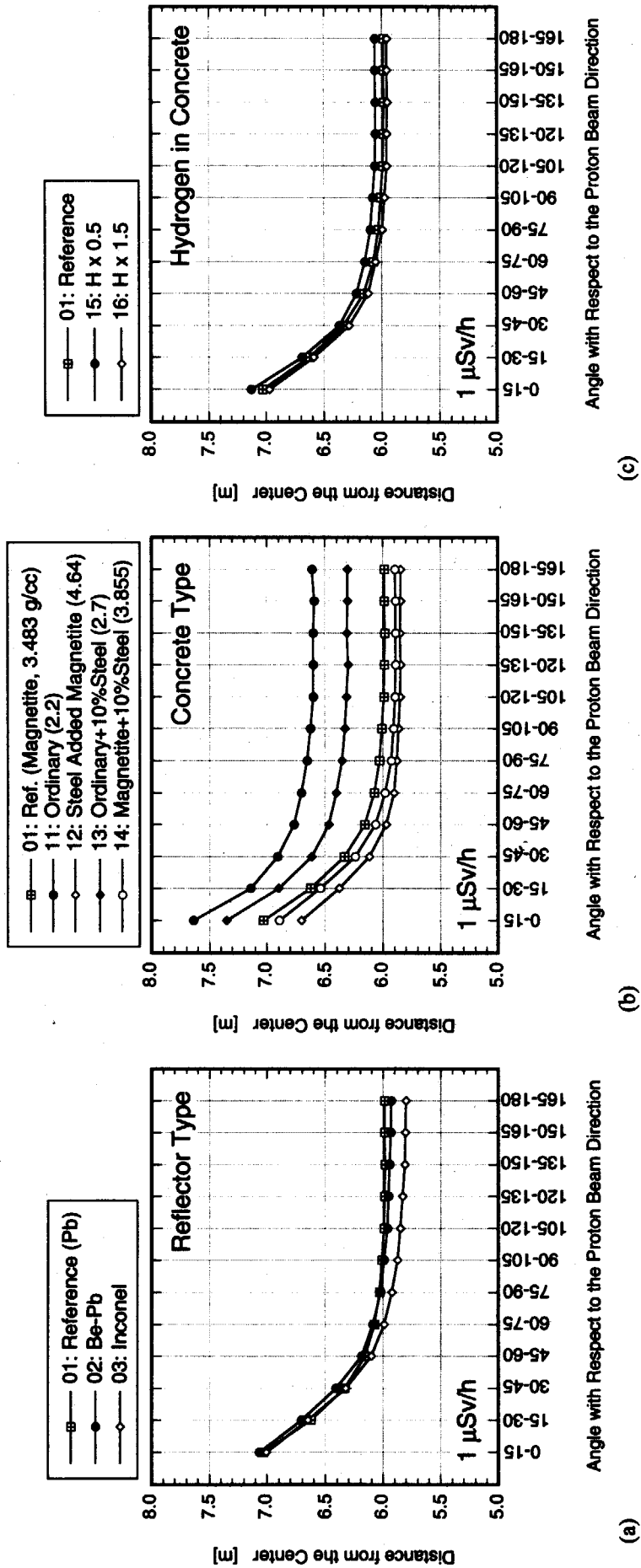


Fig. 4.2.15 Shield thickness to achieve 1 $\mu\text{Sv/h}$ for the Cases-01 and -11 through -16.

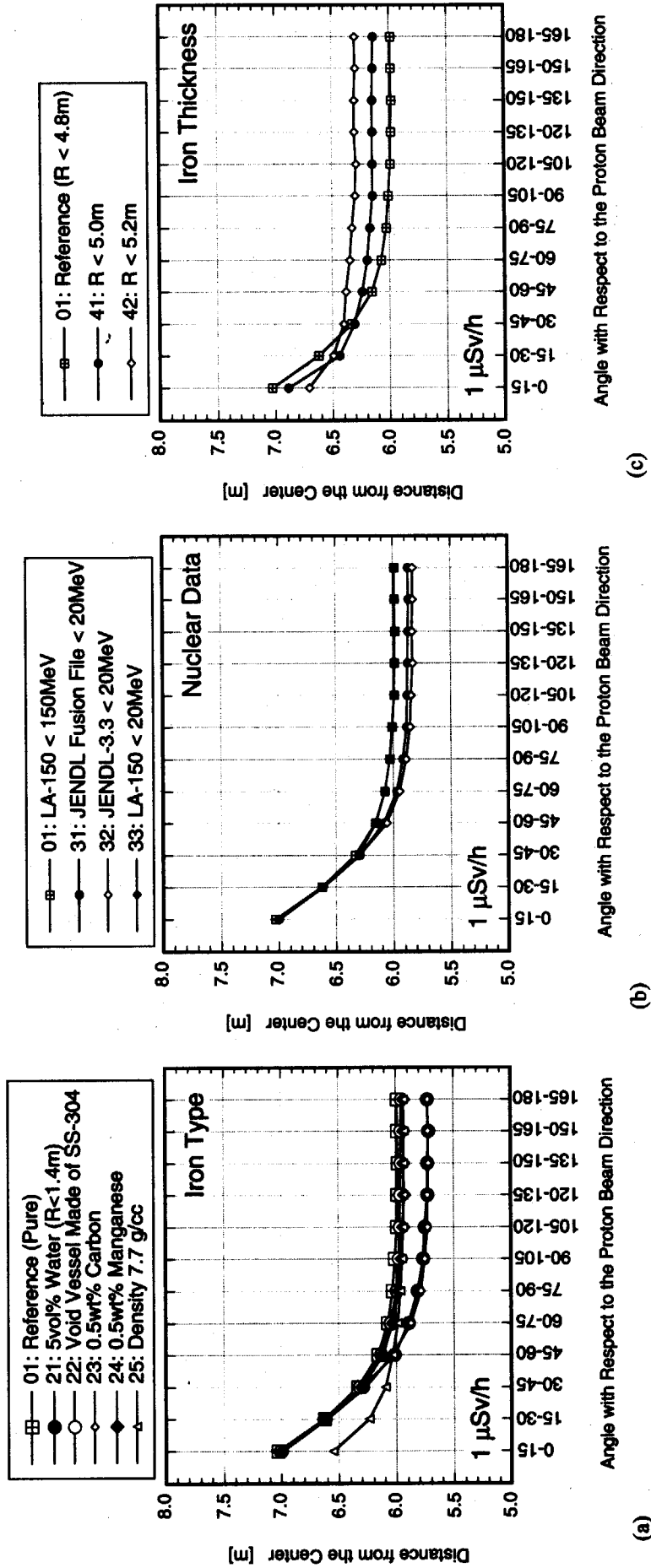


Fig. 4.2.16 Shield thickness to achieve 1 $\mu\text{Sv/h}$ for the Cases-01 and -21 through -42.

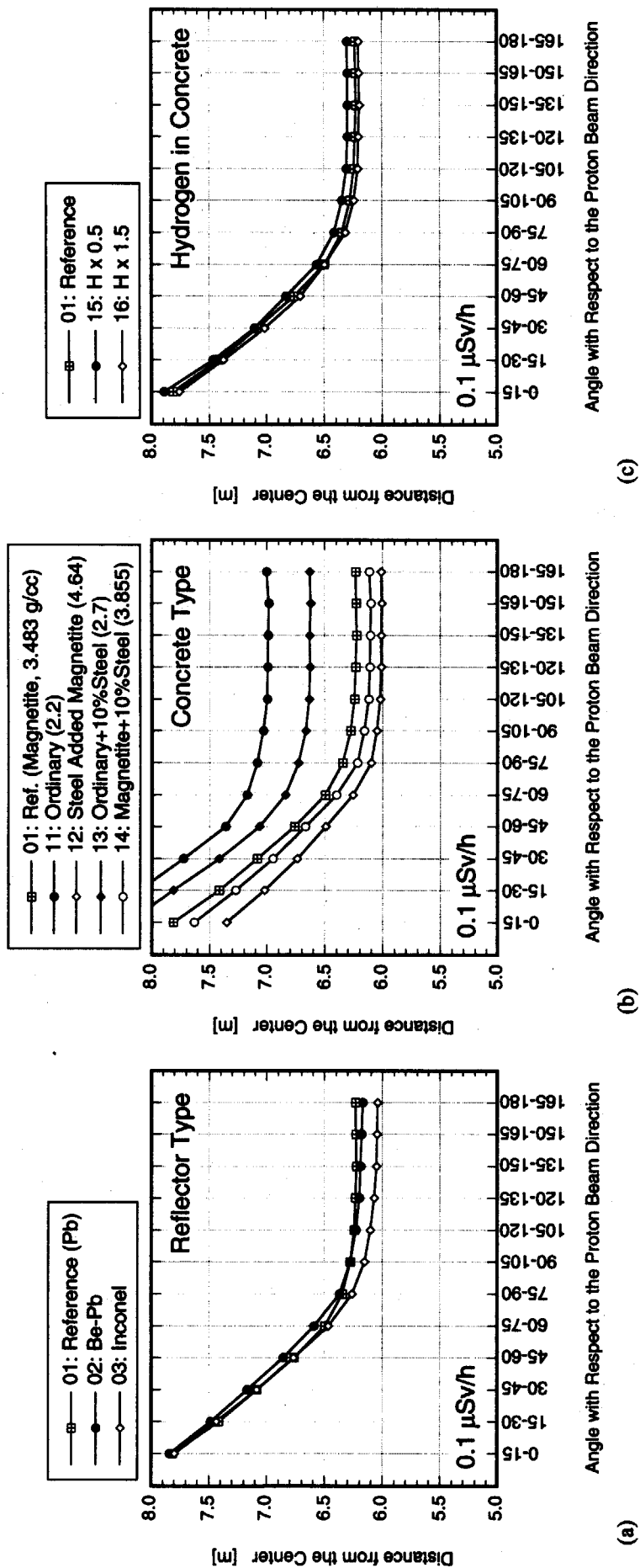


Fig. 4.2.17 Shield thickness to achieve 0.1 μSv/h for the Cases-01 and -11 through -16.

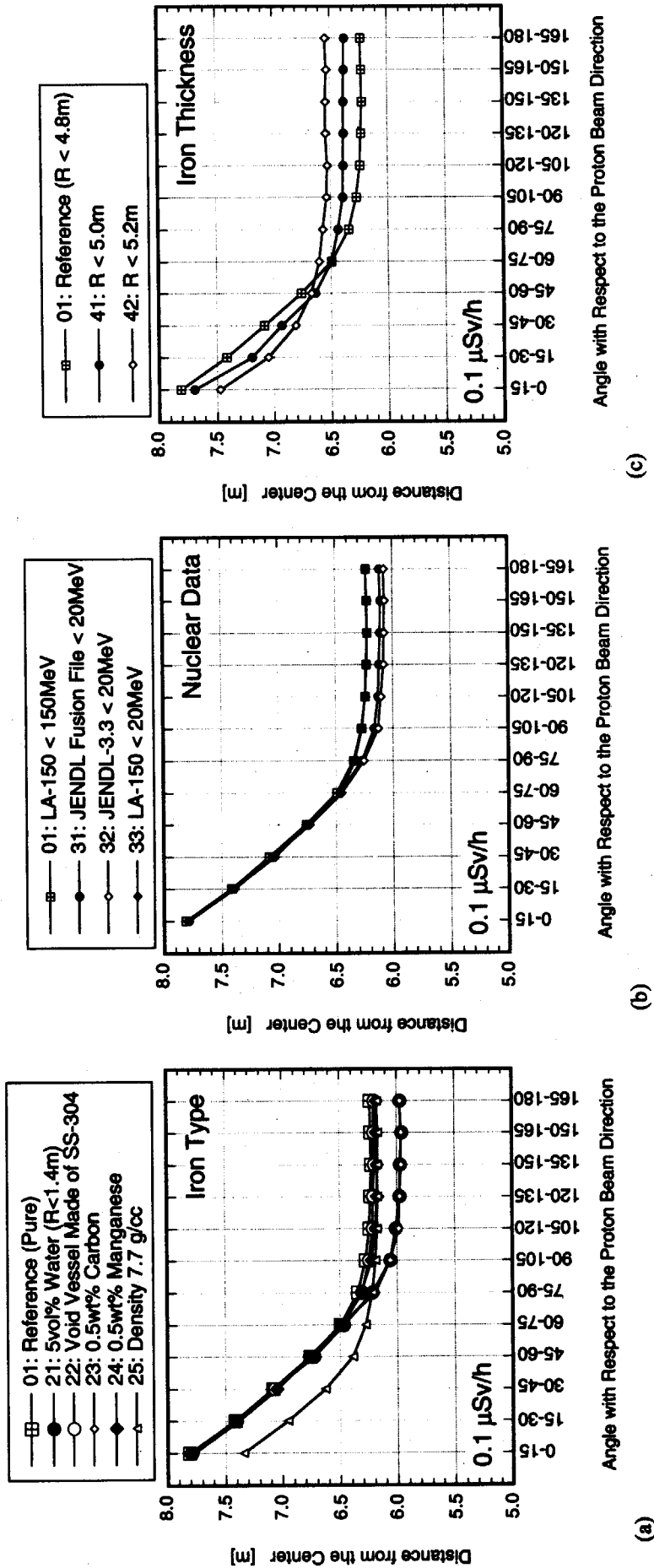


Fig. 4.2.18 Shield thickness to achieve 0.1 $\mu\text{Sv/h}$ for the Cases-01 and -21 through -42.

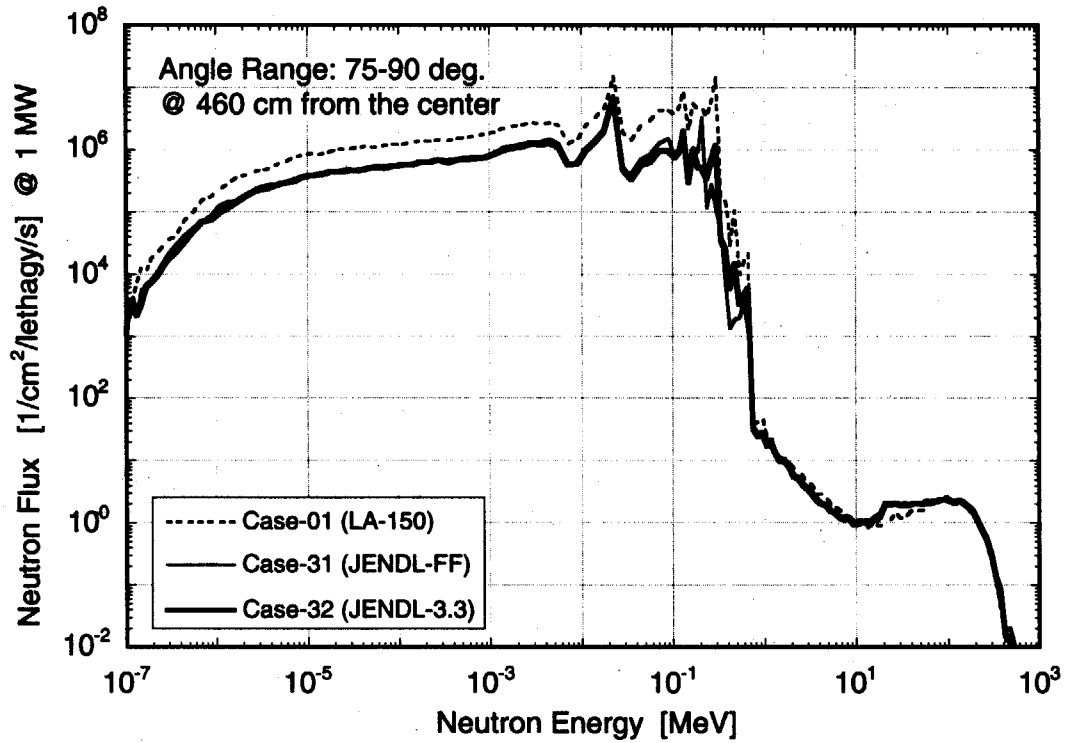


Fig. 4.2.19 Neutron energy spectra calculated with the three nuclear data files, LA-150, JENDL Fusion File and JENDL-3.3.

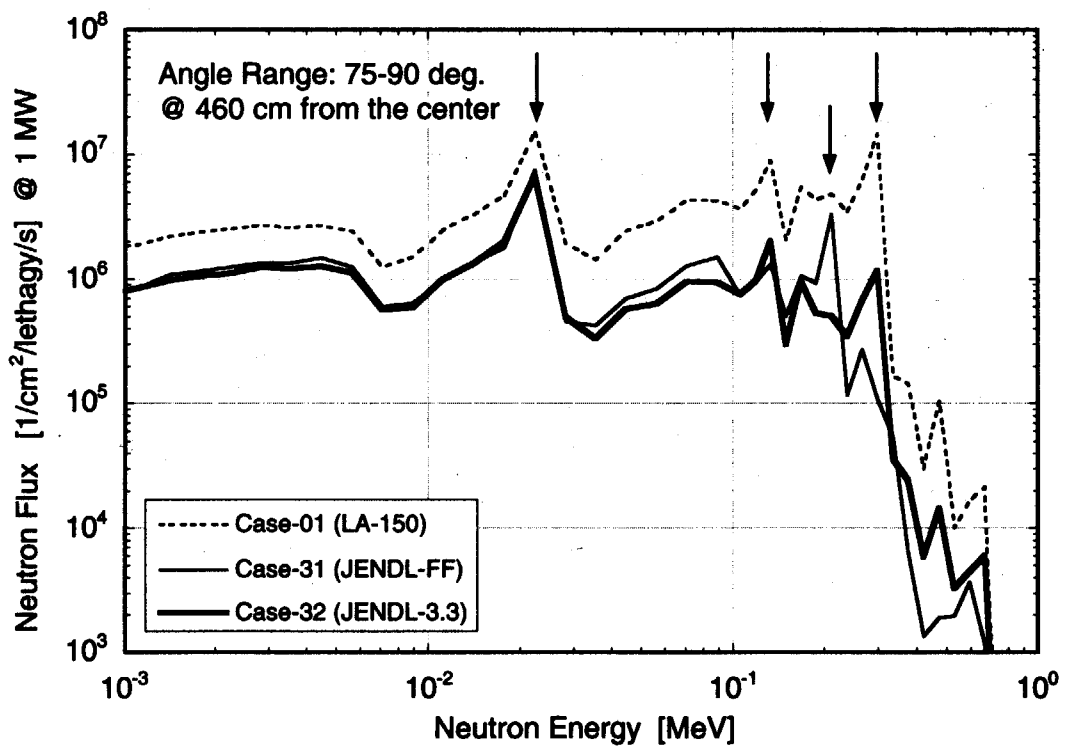
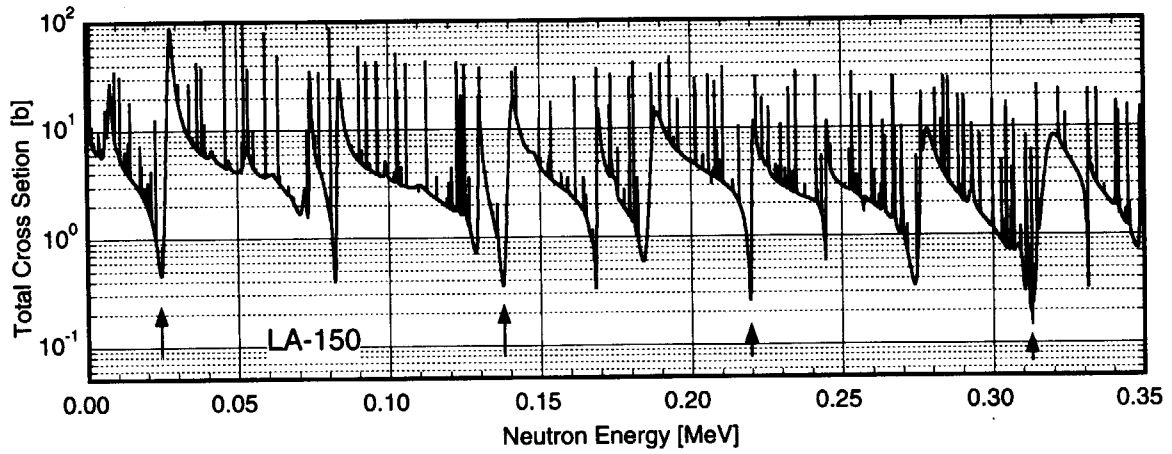
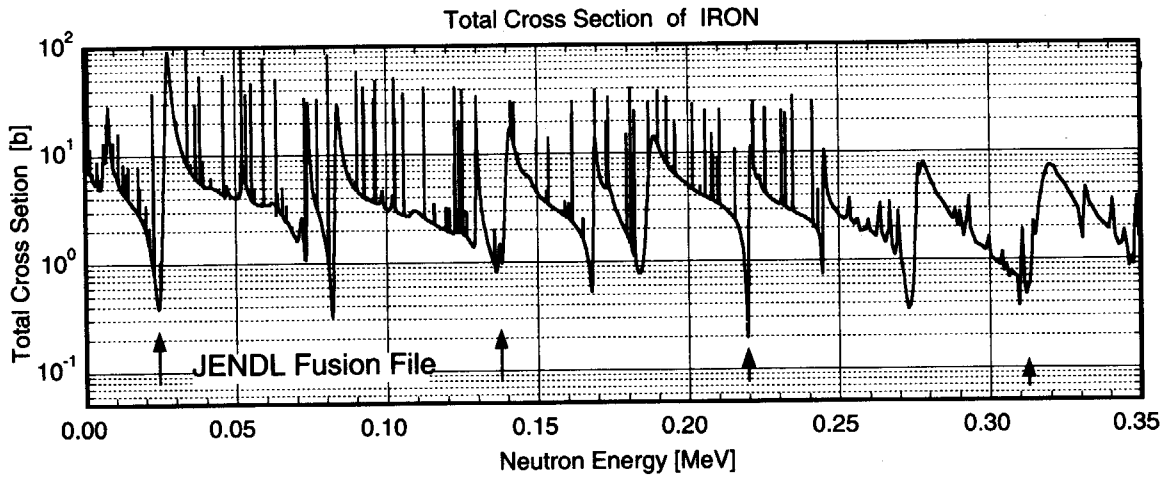


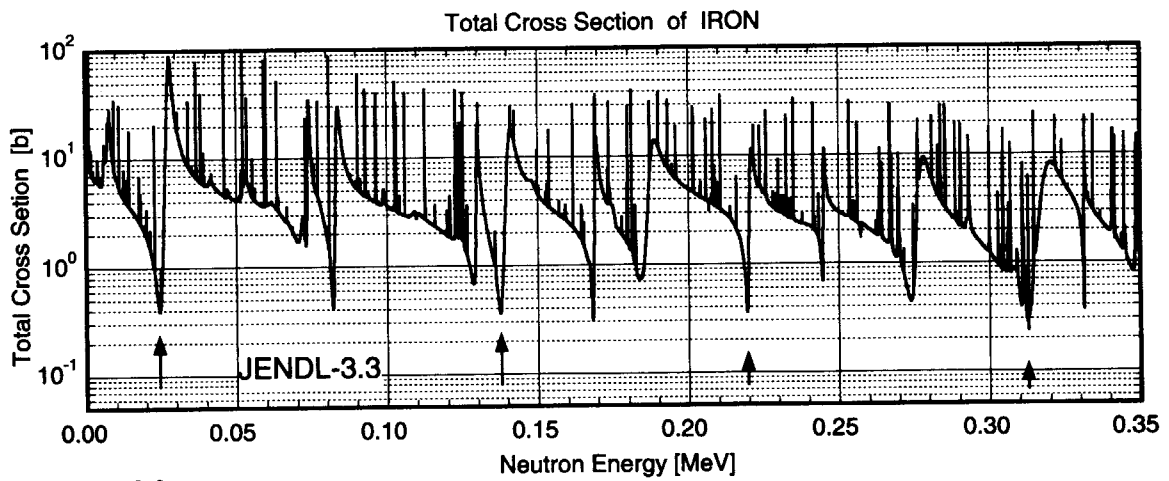
Fig. 4.2.20 Neutron energy spectra in the keV energy region calculated with the three nuclear data files, LA-150, JENDL Fusion File and JENDL-3.3.



(a) LA-150



(b) JENDL Fusion File



(c) JENDL-3.3

Fig. 4.2.21 Total cross section of iron in LA-150, JENDL Fusion File and JENDL-3.3.

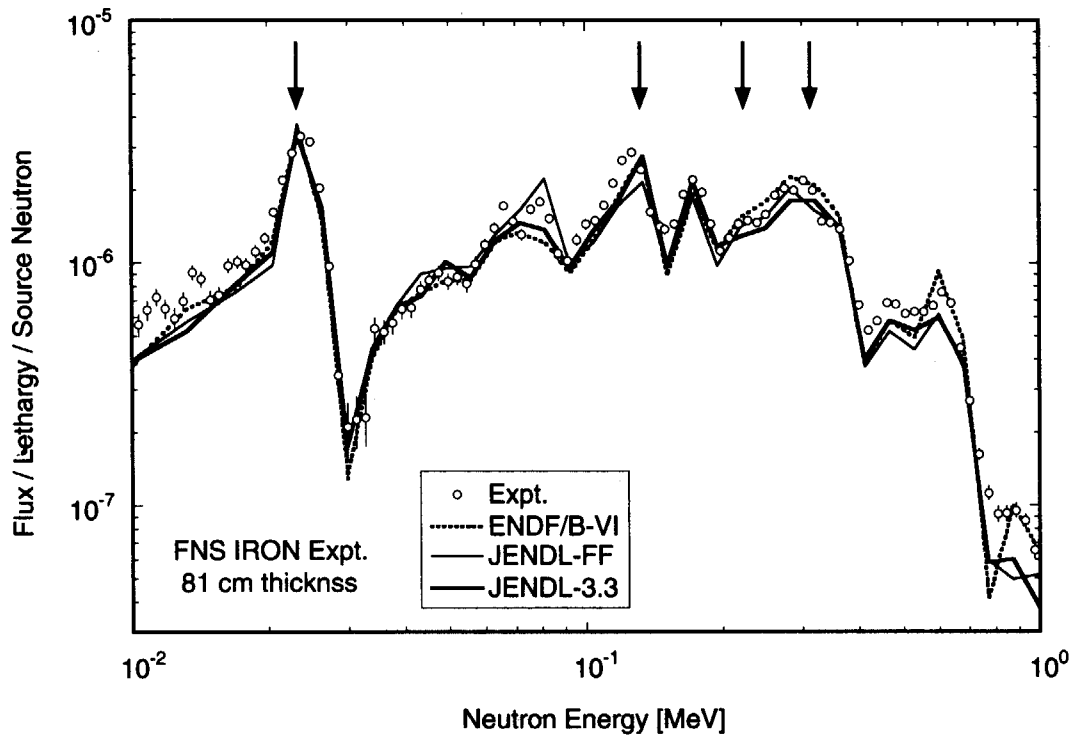


Fig. 4.2.22 Neutron spectra at a 81 cm depth in an iron shield assembly impinged by 14-MeV neutrons measured and calculated with the three nuclear data files, ENDF/B-VI, JENDL Fusion File and JENDL-3.3.

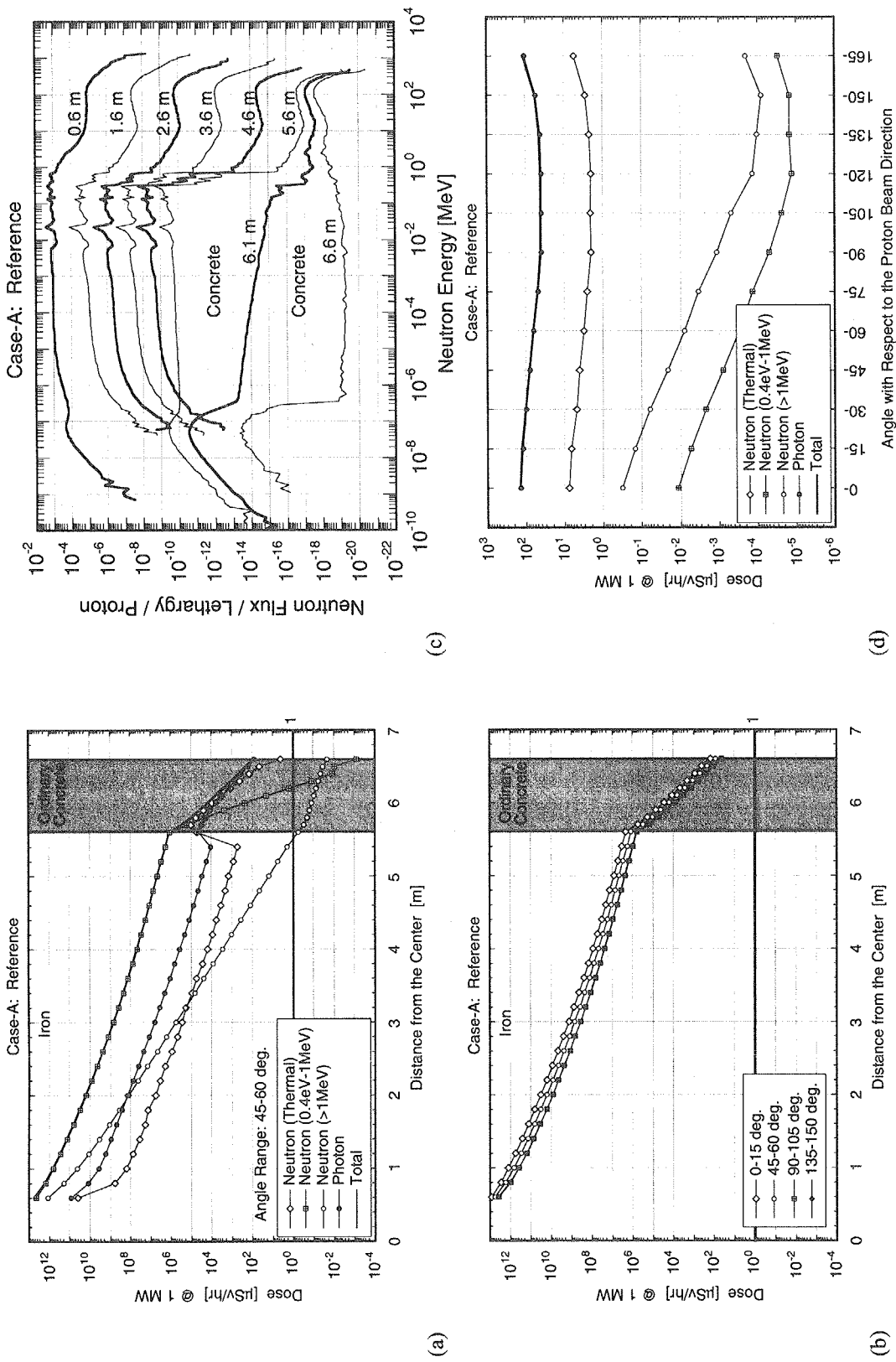


Fig. 5.1 Calculated results for optimizing the shield configuration (Case-A: reference). (a) Attenuation curves of radiation doses v.s. the distance from the center, (b) Attenuation curves of radiation doses v.s. the distance from the center, (c) Neutron spectra at the outer boundary of the shield, (d) Radiation spectra at the outer boundary of the shield.

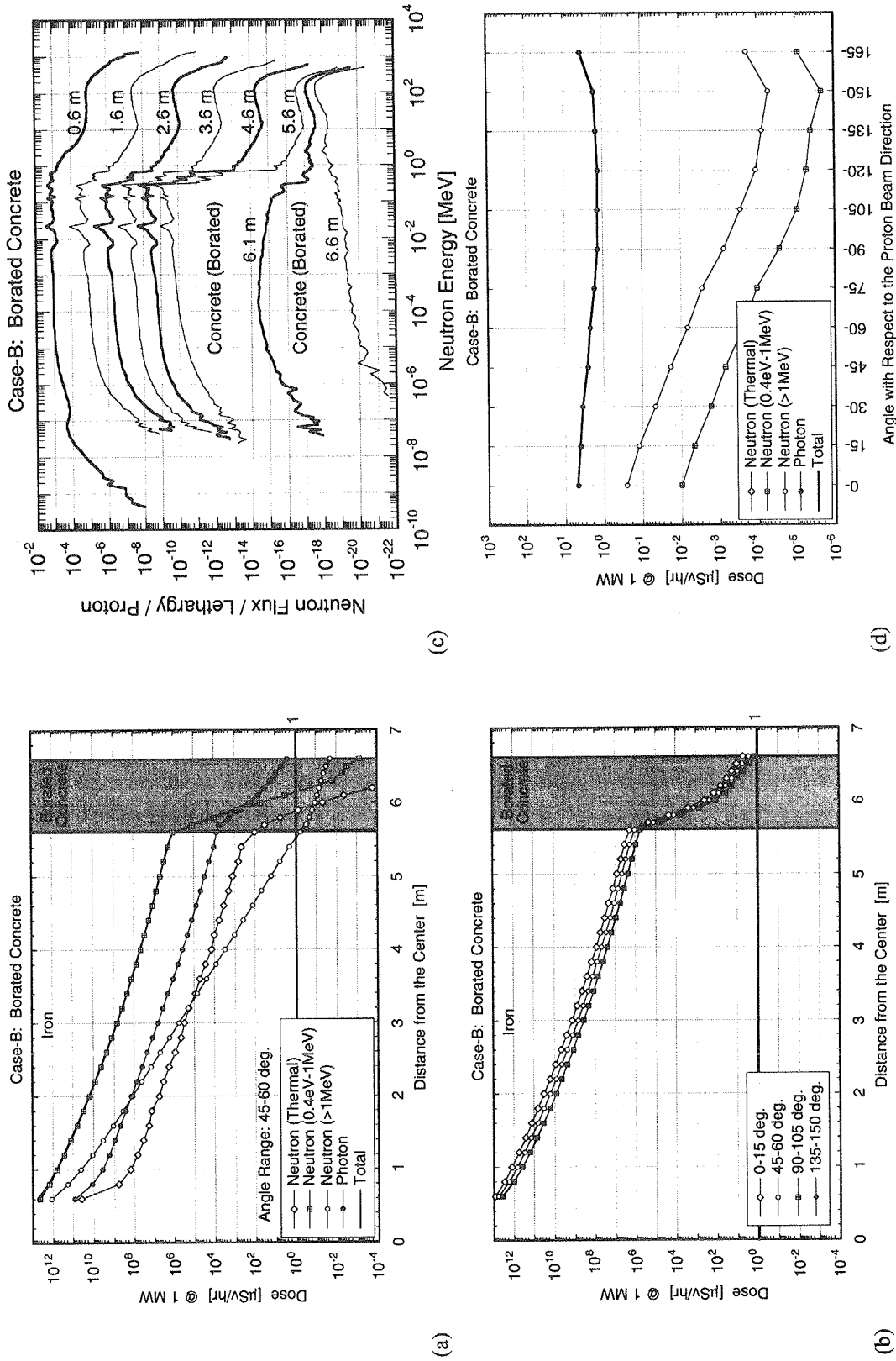


Fig. 5.2 Calculated results for optimizing the shield configuration (Case-B: borated concrete).
 (a) Attenuation curves of four kinds of radiation doses v.s. the distance from the center, (b) Neutron spectra in the shield, (c) Neutron flux/lethargy/proton v.s. the distance from the center, (d) Radiation doses at the outer boundary of the shield at 6.6 m from the center.

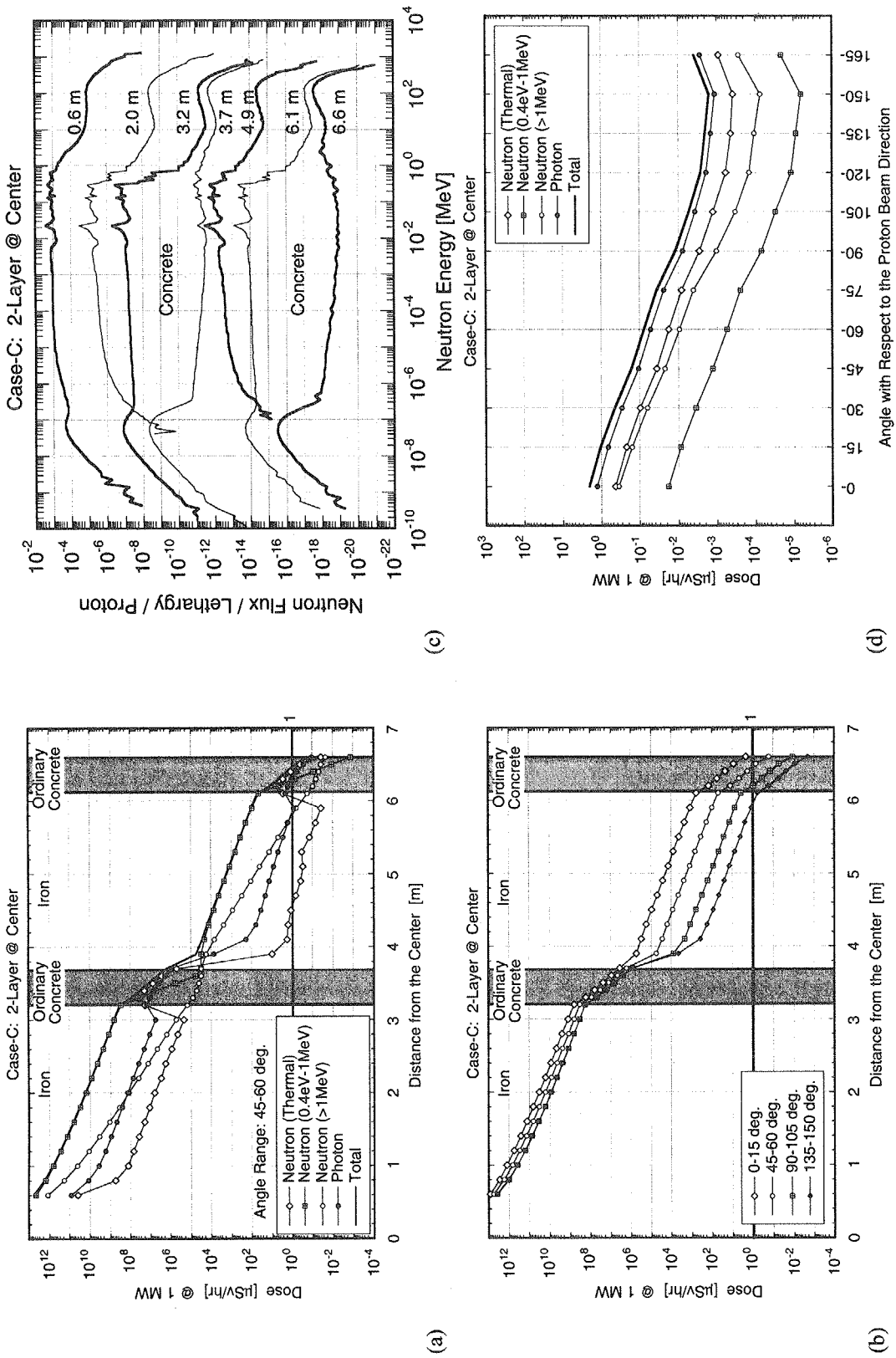


Fig. 5.3 Calculated results for optimizing the shield configuration (Case-C: concrete layer at the center).
 (a) Attenuation curves of four kinds of radiation doses v.s. the distance from the center, (b) Attenuation curves of radiation doses for four angle ranges v.s. the distance from the center, (c) Neutron spectra in the shield, (d) Radiation doses at the outer boundary of the shield at 6.6 m from the center.

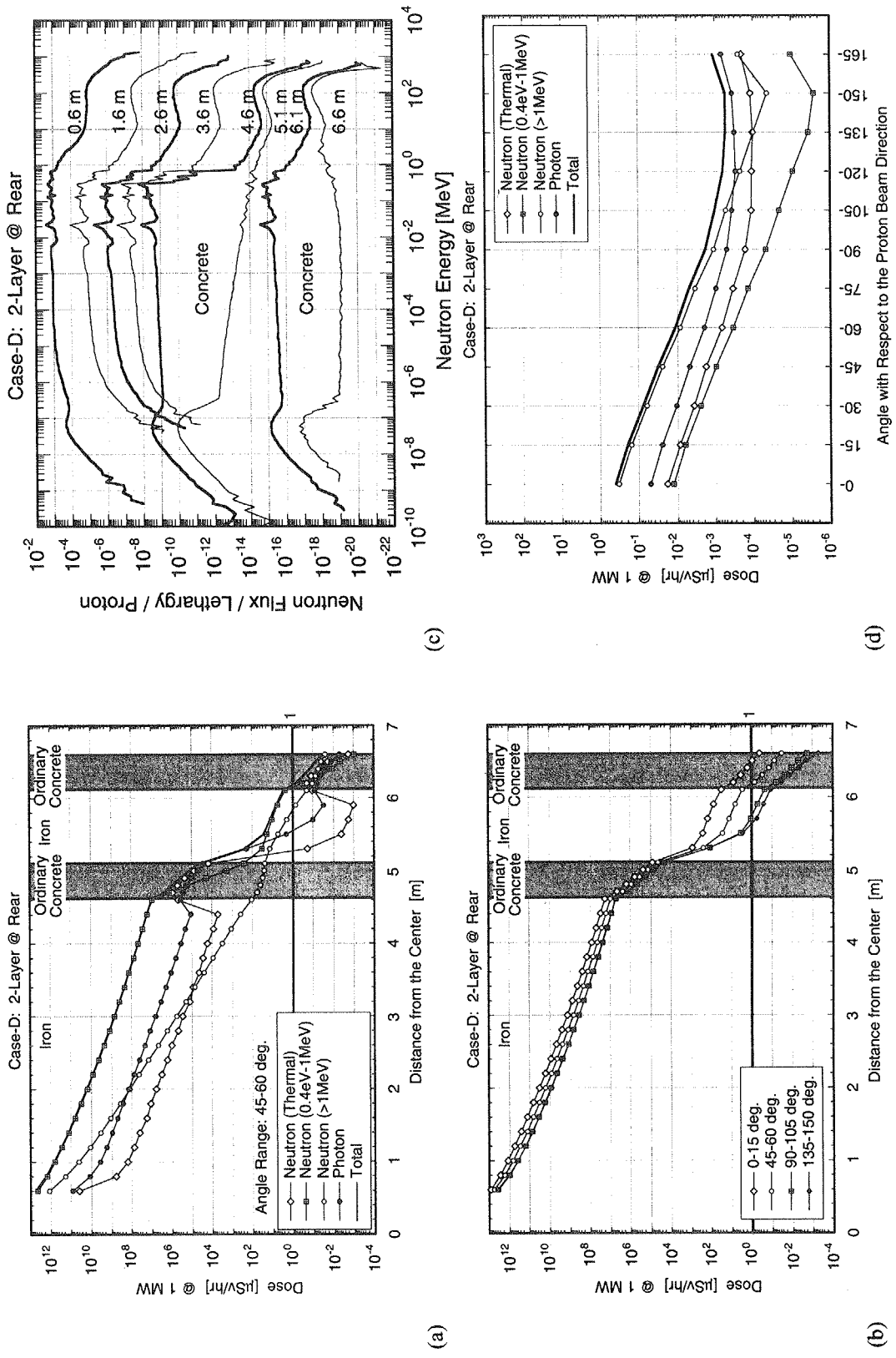


Fig. 5.4 Calculated results for optimizing the shield configuration (Case-D: concrete layer at the rear).
 (a) Attenuation curves of radiation doses v.s. the distance from the center, (b) Attenuation curves of radiation doses for four angle ranges v.s. the distance from the center, (c) Neutron spectra in the shield, (d) Radiation doses at the outer boundary of the shield at 6.6 m from the center.

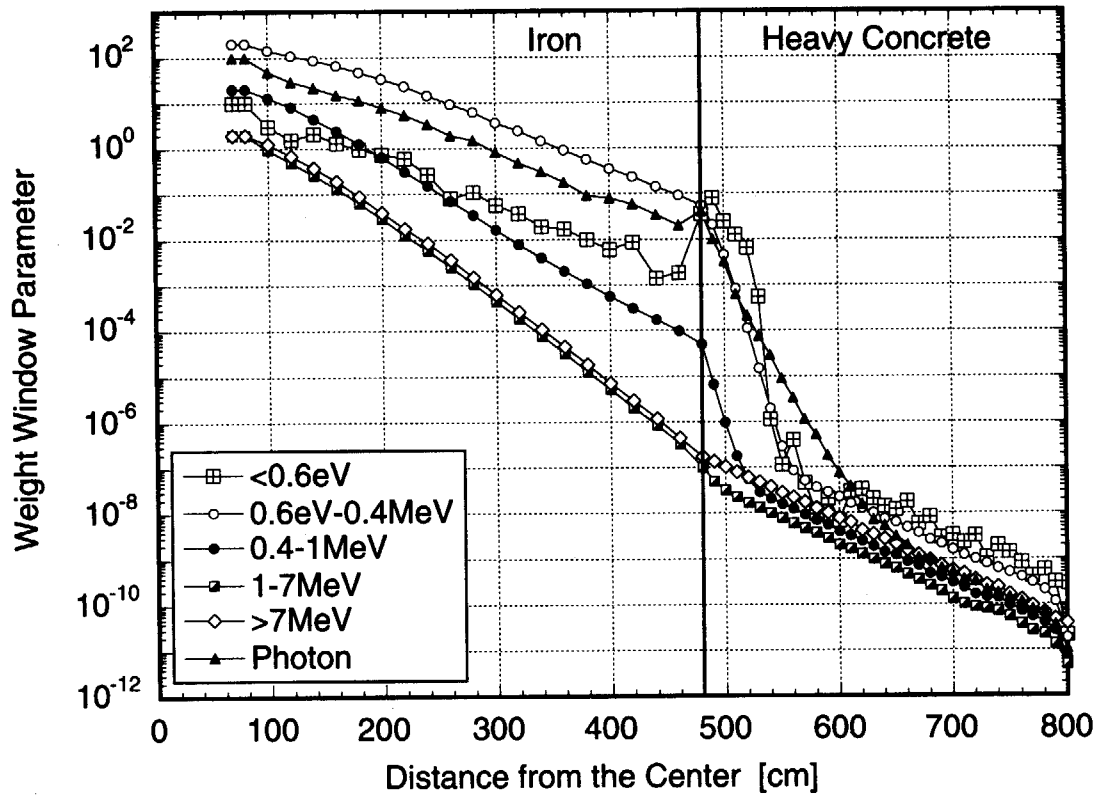


Fig. 6.1 Weight window parameters for the reference case (Case-01).

付録 MCNPX 計算の入力データ

1. 線源項計算、Be/Pb 反射体の場合

Shielding Calculation for Spallation Neutron Source

```

c ----- Mercury Target Assembly -----
c 1 1 3.9724e-2 1 -40 3 4 5 -6 $ Target
c 2 2 8.5462e-2 10 -11 12 -13 14 -1 $ SS-316
c 3 3 9.9940e-2 20 -21 22 -23 24 -1 # (1 -40 3 4 5 -6) $ D2O Coolant
c 4 2 8.5462e-2 30 -31 32 -33 34 -1 # (1 -40 15 16 12 -13) $ SS-316
c 1 -40 32 -33 35 36 # (1 -40 22 -23 25 26)

c ----- Cold Moderator -----
c 11 8 6.0039e-2 50 -51 52 -53 55 # (56 -57 58 -59 60 -61) $ Al-Casing
c 12 5 1.0028e-1 56 -57 58 -59 60 -61 # (62 -63 58 -59 66 -67) $ H2O
c 13 8 6.0039e-1 62 -63 58 -59 66 -67 # (68 -69 58 -59 72 -73) $ Al-Casing
c 14 0 68 -69 58 -59 72 -73 # (74 -75 76 -77 78 -79) $ Void
c 15 8 6.0039e-2 74 -75 76 -77 78 -79 # (74 -75 82 -83 84 -85) $ Al-Casing
c 16 7 4.1828e-2 74 -75 82 -83 84 -85 $ Liq.-Hydrogen Mod.
c 17 0 -200 201 84 -89 -52 -40 $ Beam Hole
c 18 0 -202 203 84 -89 53 -40 $ Beam Hole
c 19 5 1.0028e-1 -52 -86 87 198 -199 -40 100 $ Extended PM
c 20 5 1.0028e-1 198 -199 53 -40 -92 93 -101 $ Extended PM
c 84 -89 53 -40 -202 203 -101

c ----- Thermal Moderator -----
c 21 8 6.0039e-2 102 -103 104 -32 106 -107 $ Al-Casing
c 22 5 1.0028e-1 # (108 -109 110 -111 112 -113) $ H2O
c 23 6 1.1444e-1 # (114 -115 116 -117 112 -113) $ Decoupler
c 24 8 6.0039e-2 # (118 -119 120 -121 112 -113) $ Al-Casing
c 25 0 # (122 -123 124 -125 112 -113) $ Void
c 26 8 6.0039e-2 # (126 -127 128 -129 130 -131) $ Al-Casing
c 27 7 4.1828e-2 # (132 -133 134 -135 136 -137) $ Liq.-Hydrogen Mod.
c 132 -133 134 -135 136 -137

c ----- Epi-Thermal Moderator -----
c 31 6 1.1444e-1 142 -143 144 -32 146 -147 $ Decoupler
c 32 8 6.0039e-2 # (148 -149 150 -151 146 -147) $ Al-Casing
c 33 5 1.0028e-1 # (152 -153 154 -155 156 -157) $ H2O Moderator
c 152 -153 154 -155 156 -157

c ----- Etc. in TWR -----
c 41 6 1.1444e-1 -185 186 -106 187 -188 -40 $ Liner
c 42 6 1.1444e-1 # (-180 181 -106 144 -135 -40) $ Liner
c 43 0 # (-183 184 107 144 -135 -40) $ Beam Hole
c 44 0 -180 181 -106 144 -135 -40 $ Beam Hole
c 45 6 1.1444e-1 -183 184 107 144 -135 -40 $ Liner
c 46 0 -191 192 147 193 -194 -40 $ Beam Hole
c -195 196 147 154 -155 -40
c -195 196 147 154 -155 -40
    
```

```

c ----- Inner Reflector -----
c 51 16 -1.767 -52 -86 87 198 -199 -40 -100 $ Around Ped Beam Holes
c # (-52 -200 201 84 -89 -40 -100)
c -251 252 -253
c 52 16 -1.767 198 -199 53 -40 -92 93 101 $ Around Bed Beam Holes
c # (84 -89 53 -40 -202 203 101)
c -251 252 -253
c 53 16 -1.767 -40 32 -33 # (30 -31 32 -33 34 -1) $ Around Target
c # (1 -2 32 -33 35 36)
c -251 252 -253
c 54 16 -1.767 -40 42 -32 # (102 -103 104 -32 106 -107) $ Bottom
c # (142 -143 144 -32 146 -147)
c # (-185 186 -106 187 -188 -40)
c # (-189 190 107 187 -188 -40)
c # (-191 192 147 193 -194 -40)
c -251 252 -253
c 55 16 -1.767 -40 33 -55 # (50 -51 52 -53 33 -55) $ Around Moderator
c # (-52 -86 87 198 -199 -40)
c # (198 -199 53 -40 -92 93)
c -251 252 -253
c 56 16 -1.767 -40 55 -43 $ Top
c -251 252 -253

c ----- Outer Reflector -----
c 61 4 -10.317 -52 -86 87 198 -199 -40 -100 $ Around Ped Beam Holes
c # (-52 -200 201 84 -89 -40 -100)
c # (-251 252 -253)
c 62 4 -10.317 198 -199 53 -40 -92 93 101 $ Around Bed Beam Holes
c # (84 -89 53 -40 -202 203 101)
c # (-251 252 -253)
c 63 4 -10.317 -40 32 -33 # (30 -31 32 -33 34 -1) $ Around Target
c # (1 -2 32 -33 35 36)
c # (-251 252 -253)
c 64 4 -10.317 -40 42 -32 # (102 -103 104 -32 106 -107) $ Bottom
c # (142 -143 144 -32 146 -147)
c # (-185 186 -106 187 -188 -40)
c # (-189 190 107 187 -188 -40)
c # (-191 192 147 193 -194 -40)
c # (-251 252 -253)
c 65 4 -10.317 -40 33 -55 # (50 -51 52 -53 33 -55) $ Around Moderator
c # (-52 -86 87 198 -199 -40)
c # (198 -199 53 -40 -92 93)
c # (-251 252 -253)
c 66 4 -10.317 -40 55 -43 $ Top
c # (-251 252 -253)

c ----- Void -----
c 100 0 (40: -42: 43) -300 $ Void
c ----- Region Out of Interest -----
c 999 0 300 $ Void
c ----- target -----
c 1 pz -15.5
c 2 pz 64.5
c 3 p -4.0 0.0 1.0 -55.5
c 4 p 4.0 0.0 1.0 -55.5
c 5 py -4.4
c 6 py 4.4
c 10 px -11.0
c 11 px 11.0
c 12 py -5.15
    
```



```

f q22      f a e
Neutron flux-to-effective dose conversion factors in [pico-Sv x cm^2]
c      determined with the Q-L relation, July 7, 2000, by fm.
de22     1.00e-11 1.000e-9 1.000e-8 2.530e-8 1.000e-7 2.000e-7 5.000e-7 1.000e-6
          2.000e-6 5.000e-6 1.000e-5 2.000e-5 5.000e-5 1.000e-4 2.000e-4 5.000e-4
          1.000e-3 2.000e-3 5.000e-3 1.000e-2 2.000e-2 5.000e-2 1.000e-1 2.000e-1
          1.000e-1 1.500e-1 2.000e-1 3.000e-1 5.000e-1 7.000e-1 9.000e-1 1.000e+0
          1.200e+0 2.000e+0 3.000e+0 4.000e+0 5.000e+0 6.000e+0 7.000e+0 8.000e+0
          9.000e+0 1.000e+1 1.200e+1 1.400e+1 1.600e+1 1.800e+1 2.000e+1 2.000e+1
          3.000e+1 5.000e+1 1.000e+2 2.000e+2 5.000e+2 1.000e+3 2.000e+3 5.000e+3
          1.000e+4 5.000e+4 1.000e+5 1.000e+5 1.000e+6 1.000e+6 1.000e+7
df22     5.240e+0 5.240e+0 6.550e+0 7.600e+0 9.950e+0 1.120e+1 1.280e+1 1.380e+1
          1.450e+1 1.500e+1 1.510e+1 1.510e+1 1.480e+1 1.450e+1 1.440e+1 1.420e+1
          1.420e+1 1.440e+1 1.570e+1 1.830e+1 2.380e+1 2.900e+1 3.850e+1 4.720e+1
          5.980e+1 8.020e+1 9.900e+1 1.330e+2 1.880e+2 2.310e+2 2.670e+2 2.820e+2
          3.100e+2 3.830e+2 4.320e+2 4.580e+2 4.740e+2 4.830e+2 4.900e+2 4.940e+2
          4.970e+2 4.990e+2 4.990e+2 4.960e+2 4.960e+2 4.940e+2 4.910e+2 4.860e+2
          4.580e+2 4.440e+2 4.365e+2 4.488e+2 5.110e+2 7.440e+2 9.410e+2 1.296e+3
          1.525e+3 1.992e+3 2.768e+3 6.680e+3 1.468e+4
c -----
cme 900
cut:n j j j j j
cut:| j 10 j j j
cut:h j 10 j j j
cut:/ j 10 j j j
cut:z j 10 j j j
cut:d j 10 j j j
cut:s j 10 j j j
cut:a j 20 j j j
phys:n 3000 j 150
prcnp 50000000 50000000 0 1
lost 100 100
print -30 -85

```

```

3.981e-10 4.467e-10 5.012e-10 5.623e-10 6.310e-10 7.079e-10 7.943e-10 8.913e-10
1.000e-9 1.122e-9 1.259e-9 1.413e-9 1.585e-9 1.778e-9 1.995e-9 2.239e-9
2.512e-9 2.818e-9 3.162e-9 3.548e-9 3.981e-9 4.467e-9 5.012e-9 5.623e-9
6.310e-9 7.079e-9 7.943e-9 8.913e-9 1.000e-8 1.122e-8 1.259e-8 1.413e-8
1.585e-8 1.778e-8 1.995e-8 2.239e-8 2.512e-8 2.818e-8 3.162e-8 3.548e-8
3.981e-8 4.467e-8 5.012e-8 5.623e-8 6.310e-8 7.079e-8 7.943e-8 8.913e-8
1.000e-7 1.122e-7 1.259e-7 1.413e-7 1.585e-7 1.778e-7 1.995e-7 2.239e-7
2.512e-7 2.818e-7 3.162e-7 3.548e-7 3.981e-7 4.467e-7 5.012e-7 5.623e-7
6.310e-7 7.079e-7 7.943e-7 8.913e-7 1.000e-6 1.122e-6 1.259e-6 1.413e-6
1.585e-6 1.778e-6 1.995e-6 2.239e-6 2.512e-6 2.818e-6 3.162e-6 3.548e-6
3.981e-6 4.467e-6 5.012e-6 5.623e-6 6.310e-6 7.079e-6 7.943e-6 8.913e-6
1.000e-5 1.122e-5 1.259e-5 1.413e-5 1.585e-5 1.778e-5 1.995e-5 2.239e-5
2.512e-5 2.818e-5 3.162e-5 3.548e-5 3.981e-5 4.467e-5 5.012e-5 5.623e-5
6.310e-5 7.079e-5 7.943e-5 8.913e-5 0.0001 0.0001 0.0001 0.0001 0.0001
1.000e-4 1.122e-4 1.259e-4 1.413e-4 1.585e-4 1.778e-4 1.995e-4 2.239e-4
1.585e-4 1.778e-4 1.995e-4 2.239e-4 2.512e-4 2.818e-4 3.162e-4 3.548e-4
3.981e-4 4.467e-4 5.012e-4 5.623e-4 6.310e-4 7.079e-4 7.943e-4 8.913e-4
1.000e-3 1.122e-3 1.259e-3 1.413e-3 1.585e-3 1.778e-3 1.995e-3 2.239e-3
2.512e-3 2.818e-3 3.162e-3 3.548e-3 3.981e-3 4.467e-3 5.012e-3 5.623e-3
6.310e-3 7.079e-3 7.943e-3 8.913e-3 0.001 0.001 0.001 0.001 0.001
1.585e-2 1.778e-2 1.995e-2 2.239e-2 2.512e-2 2.818e-2 3.162e-2 3.548e-2
3.981e-2 4.467e-2 5.012e-2 5.623e-2 6.310e-2 7.079e-2 7.943e-2 8.913e-2
1.000e-1 1.122e-1 1.259e-1 1.413e-1 1.585e-1 1.778e-1 1.995e-1 2.239e-1
2.512e-1 2.818e-1 3.162e-1 3.548e-1 3.981e-1 4.467e-1 5.012e-1 5.623e-1
6.310e-1 7.079e-1 7.943e-1 8.913e-1 1.000e+0 1.122e+0 1.259e+0 1.413e+0
1.585e+0 1.778e+0 1.995e+0 2.239e+0 2.512e+0 2.818e+0 3.162e+0 3.548e+0
3.981e+0 4.467e+0 5.012e+0 5.623e+0 6.310e+0 7.079e+0 7.943e+0 8.913e+0
1.000e+1 1.122e+1 1.259e+1 1.413e+1 1.585e+1 1.778e+1 1.995e+1 2.239e+1
2.512e+1 2.818e+1 3.162e+1
c -----
fc12     ===== Neutron Flux(E), Coarse Energy Bins =====
f12:n 300
fa12    -301      -302      -303      -304      -305      -306
fa12    -307      -308      -309      -310      -311      t
sd12    2.1409e+09 6.2769e+09 9.9852e+09 1.3013e+10 1.5154e+10 1.6262e+10
          1.6262e+10 1.5154e+10 1.3013e+10 9.9852e+09 6.2769e+09 2.1409e+09
          1.2566e+11
fq12    f e s
e12     1.000-11
          1.585-11 2.512-11 3.981-11 6.310-11 1.000-10 1.585-10 2.512-10
          3.981-10 6.310-10 1.000e-9 1.585e-9 2.512e-9 3.981e-9 6.310e-9
          1.000e-8 1.585e-8 2.512e-8 3.981e-8 6.310e-8 1.000e-7 1.585e-7
          2.512e-7 3.981e-7 6.310e-7 1.000e-6 1.585e-6 2.512e-6 3.981e-6
          6.310e-6 1.000e-5 1.585e-5 2.512e-5 3.981e-5 6.310e-5 1.000e-4
          1.585e-4 2.512e-4 3.981e-4 6.310e-4 1.000e-3 1.585e-3 2.512e-3
          3.981e-3 6.310e-3 1.000e-2 1.585e-2 2.512e-2 3.981e-2 6.310e-2
          1.000e-1 1.585e-1 2.512e-1 3.981e-1 6.310e-1 1.000e+0 1.585e+0
          2.512e+0 3.981e+0 6.310e+0 1.000e+1 1.585e+1 2.512e+1 3.981e+1
          6.310e+1 2.512e+2 1.585e+2 2.512e+2 3.981e+2 6.310e+2 1.000e+3
          1.585e+3 2.512e+3 3.981e+3
c -----
fc22     ===== Neutron Dose(E), Five Energy Bins =====
f22:n 300
fa22    -301      -302      -303      -304      -305      -306
fa22    -307      -308      -309      -310      -311      t
sd22    2.1409e+09 6.2769e+09 9.9852e+09 1.3013e+10 1.5154e+10 1.6262e+10
          1.6262e+10 1.5154e+10 1.3013e+10 9.9852e+09 6.2769e+09 2.1409e+09
          1.2566e+11
e22     3.981e-7 1.000e+0 1.000e+1 1.000e+2 3.000e+3

```

2. 深層透過計算、標準ケース、0-15度角度範囲の線源

Shielding Calculation for Spallation Neutron Source

1	4	-10.317	-1	\$ Reflector
2	9	-7.2	+1	\$ Iron (Low Density)
3	9	-7.2	+2	\$ Iron (Low Density)
4	9	-7.2	+3	\$ Iron (Low Density)
5	9	-7.2	+4	\$ Iron (Low Density)
6	9	-7.2	+5	\$ Iron (Low Density)
7	9	-7.2	+6	\$ Iron (Low Density)
8	9	-7.2	+7	\$ Iron (Low Density)
9	9	-7.2	+8	\$ Iron (Low Density)
10	9	-7.2	+9	\$ Iron (Low Density)
11	9	-7.2	+10	\$ Iron (Low Density)
12	9	-7.2	+11	\$ Iron (Low Density)
13	9	-7.2	+12	\$ Iron (Low Density)
14	9	-7.2	+13	\$ Iron (Low Density)
15	9	-7.2	+14	\$ Iron (Low Density)
16	9	-7.2	+15	\$ Iron (Low Density)
17	9	-7.2	+16	\$ Iron (Low Density)
18	9	-7.2	+17	\$ Iron (Low Density)
19	9	-7.2	+18	\$ Iron (Low Density)
20	9	-7.2	+19	\$ Iron (Low Density)
21	9	-7.2	+20	\$ Iron (Low Density)
22	9	-7.2	+21	\$ Iron (Low Density)
23	13	-3.483	+22	\$ Magnetite Concrete
24	13	-3.483	+23	\$ Magnetite Concrete
25	13	-3.483	+24	\$ Magnetite Concrete
26	13	-3.483	+25	\$ Magnetite Concrete
27	13	-3.483	+26	\$ Magnetite Concrete
28	13	-3.483	+27	\$ Magnetite Concrete
29	13	-3.483	+28	\$ Magnetite Concrete
30	13	-3.483	+29	\$ Magnetite Concrete
31	13	-3.483	+30	\$ Magnetite Concrete
32	13	-3.483	+31	\$ Magnetite Concrete
33	13	-3.483	+32	\$ Magnetite Concrete
34	13	-3.483	+33	\$ Magnetite Concrete
35	13	-3.483	+34	\$ Magnetite Concrete
36	13	-3.483	+35	\$ Magnetite Concrete
37	13	-3.483	+36	\$ Magnetite Concrete
38	13	-3.483	+37	\$ Magnetite Concrete
39	13	-3.483	+38	\$ Magnetite Concrete
40	13	-3.483	+39	\$ Magnetite Concrete
41	13	-3.483	+40	\$ Magnetite Concrete
42	13	-3.483	+41	\$ Magnetite Concrete
43	13	-3.483	+42	\$ Magnetite Concrete
44	13	-3.483	+43	\$ Magnetite Concrete
45	13	-3.483	+44	\$ Magnetite Concrete
46	13	-3.483	+45	\$ Magnetite Concrete
47	13	-3.483	+46	\$ Magnetite Concrete
48	13	-3.483	+47	\$ Magnetite Concrete
49	13	-3.483	+48	\$ Magnetite Concrete
50	13	-3.483	+49	\$ Magnetite Concrete
51	13	-3.483	+50	\$ Magnetite Concrete
52	13	-3.483	+51	\$ Magnetite Concrete
53	13	-3.483	+52	\$ Magnetite Concrete
54	13	-3.483	+53	\$ Magnetite Concrete
99	0		+54	\$ Void
1	80	66.699		
2	80	80		
3	80	100		
4	80	120		
5	80	140		
6	80	160		
7	80	180		
8	80	200		
9	80	220		
10	80	240		
11	80	260		
12	80	280		
13	80	300		
14	80	320		
15	80	340		
16	80	360		
17	80	380		
18	80	400		
19	80	420		
20	80	440		
21	80	460		
22	80	480		
23	80	490		
24	80	500		
25	80	510		
26	80	520		
27	80	530		
28	80	540		
29	80	550		
30	80	560		
31	80	570		
32	80	580		
33	80	590		
34	80	600		
35	80	610		
36	80	620		
37	80	630		
38	80	640		
39	80	650		
40	80	660		
41	80	670		
42	80	680		
43	80	690		
44	80	700		
45	80	710		
46	80	720		
47	80	730		
48	80	740		
49	80	750		
50	80	760		
51	80	770		
52	80	780		
53	80	790		
54	80	800		
mode	n	p		
wwe:n	6.000e-7	3.981e-1	1.000e+0	7.000e+0
wmi:n	1.000e+0	1.000e+0	3.056e+0	2.159e+0
	7.571e-01	6.122e-01	2.712e-01	8.083e-02
	1.933e-02	1.719e-02	9.793e-03	5.989e-03
	3.515e-02	8.100e-02	2.465e-02	1.278e-02
	1.129e-07	4.038e-07	4.563e-08	9.345e-09
	3.304e-08	2.021e-08	1.405e-08	1.204e-08
	2.887e-09	3.286e-09	2.251e-09	3.177e-09
				1.311e+00
				9.814e-01
				5.744e-02
				3.646e-02
				8.655e-03
				1.828e-03
				5.414e-04
				1.146e-06
				6.772e-09
				2.921e-08
				8.265e-09
				1.367e-09


```

f82:p 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40
41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54
fq82 f e $ 3GeV, 1MW
fm82 2.081e15
c Photon flux-to-effective dose conversion factors
c < 10 MeV: ICRP-74
c > 20 MeV: Evaluated basing on calculated results by Ferrari
c Unit: [(microSv/hour)/(n/s/cm^2)]
de82 1.000e-3 1.000e-2 1.500e-2 2.000e-2 3.000e-2 4.000e-2 5.000e-2 6.000e-2
8.000e-2 1.000e-1 1.500e-1 2.000e-1 3.000e-1 4.000e-1 5.000e-1 6.000e-1
8.000e-1 1.000e+0 1.500e+0 2.000e+0 3.000e+0 4.000e+0 5.000e+0 6.000e+0
5.000e+0 1.000e+1 2.000e+1 3.000e+1 4.000e+1 5.000e+1 6.000e+1 7.000e+1
8.000e+1 1.000e+2 2.000e+2 3.000e+2 4.000e+2 5.000e+2 6.000e+2 7.000e+2
1.747e-4 1.747e-4 4.515e-4 7.379e-4 1.080e-3 1.217e-3 1.286e-3 1.361e-3
1.342e-2 1.614e-2 2.210e-2 3.615e-2 5.430e-2 7.185e-2 8.876e-2 1.047e-2
7.171e-2 8.554e-2 1.318e-1 1.822e-1 2.236e-1 2.653e-1 4.284e-1 5.436e-1
6.840e-1 7.704e-1 8.748e-1 9.684e-1 1.055e+0 1.325e+0 1.490e+0
c === Integral Photon Flux for MW ===
fc92 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
f92:p 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40
41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54
fq92 f e $ 3GeV, 1MW
fm92 2.081e15
c
c Unit: [(microSv/hour)/(n/s/cm^2)]
fc0 f e
fc0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40
41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54
phys:n j 0 150
phys:p 3000 1 1
phys:e 1000 1 1 1 0 0 0 0
cut:n j j j j j
cut:p j j j j j
cut:e j j j j j
prdmp 20000000 200000000 0 1
lost 10 10
print -30
nps 100000000
ctme 500
    
```

```

1.78920 1.79640 1.79640 1.78560 1.77840 1.76760 1.74960 1.72800 1.61640
1.53720 1.61900 1.68840 1.71250 1.96600 2.32000 2.96450 3.85200 5.11200
6.15600 6.44400 9.96480 24.0480 52.8480
c === Neutron Dose (5 energy grids) ===
f42:n 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40
41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54
e42 3.981e-7 1.000e+0 1.000e+1 1.000e+2 3.000e+3 t
fq42 f e $ 3GeV, 1MW
fm42 2.081e15
c Neutron flux-to-effective dose conversion factors
c < 10 GeV: Recommended by department of health physics of JAERI in 2001
c (Reference: Y. Sakamoto & Y. Yamaguchi, JAERI-Tech 2001-042)
c > 100 GeV: Evaluated basing on calculated results by Ferrari
c Unit: [(microSv/hour)/(n/s/cm^2)]
de42 1.00e-11 4.14e-07 5.00e-07 1.00e-06 2.00e-06 5.00e-06 1.00e-05 2.00e-05
5.00e-05 1.00e-04 2.00e-04 5.00e-04 1.00e-03 2.00e-03 5.00e-03 1.00e-02
2.00e-02 3.00e-02 5.00e-02 7.00e-02 1.00e-01 1.50e-01 2.00e-01 3.00e-01
5.00e-01 7.00e-01 9.00e-01 1.00e+00 1.20e+00 2.00e+00 3.00e+00 4.00e+00
5.00e+00 6.00e+00 7.00e+00 8.00e+00 9.00e+00 1.00e+01 1.20e+01 1.40e+01
1.50e+01 1.60e+01 1.80e+01 2.00e+01 3.00e+01 5.00e+01 7.50e+01 1.00e+02
2.00e+02 3.50e+02 5.00e+02 7.00e+02 1.00e+03 2.00e+03 5.00e+03 1.00e+04
1.00e+05 1.00e+06 1.00e+07
1.03024 0.03024 0.04608 0.04968 0.05220 0.05400 0.05436 0.05436 0.05328
0.05256 0.05184 0.05112 0.05112 0.05184 0.05652 0.06588 0.08568 0.10440
0.13860 0.16992 0.21528 0.28872 0.35640 0.47880 0.67880 0.83160 0.96120
1.01520 1.11600 1.37880 1.55520 1.64880 1.70640 1.73880 1.76400 1.77840
1.78920 1.79640 1.79640 1.78560 1.77840 1.76760 1.74960 1.72800 1.61640
1.53720 1.61900 1.68840 1.71250 1.96600 2.32000 2.96450 3.85200 5.11200
6.15600 6.44400 9.96480 24.0480 52.8480
c
c === Neutron Flux for MW (5 energy grids) ===
fc52 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
f52:n 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40
41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54
e52 3.981e-7 2.512e-1 1.000e+0 2.512e+0 3.000e+3
c
c52 6.000e-7 3.981e-1 1.000e+0 7.000e+0 3.000e+3
fm52 2.081e15
fq52 f e $ 3GeV, 1MW
c
c === Photon Spectrum ===
fc62 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
f62:p 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40
41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54
e62 1.000e-3 1.259e-3 1.585e-3 1.995e-3 2.512e-3 3.162e-3 3.981e-3
5.012e-3 6.310e-3 7.943e-3 1.000e-2 1.259e-2 1.585e-2 1.995e-2 2.512e-2
3.162e-2 3.981e-2 5.012e-2 6.310e-2 7.943e-2 1.000e-1 1.122e-1 1.259e-1
1.413e-1 1.585e-1 1.778e-1 1.995e-1 2.239e-1 2.512e-1 2.818e-1 3.162e-1
3.548e-1 3.981e-1 4.467e-1 5.012e-1 5.623e-1 6.310e-1 7.079e-1 7.943e-1
8.913e-1 1.000e+0 1.122e+0 1.259e+0 1.413e+0 1.585e+0 1.778e+0 1.995e+0
2.239e+0 2.512e+0 2.818e+0 3.162e+0 3.548e+0 3.981e+0 4.467e+0 5.012e+0
5.623e+0 6.310e+0 7.079e+0 7.943e+0 8.913e+0 1.000e+1 1.122e+1 1.259e+1
1.413e+1 1.585e+1 1.778e+1 1.995e+1 2.239e+1 2.512e+1 2.818e+1 3.162e+1
3.548e+1 3.981e+1 4.467e+1 5.012e+1 5.623e+1 6.310e+1 7.079e+1 7.943e+1
8.913e+1 1.000e+2 1.122e+2 1.259e+2 1.413e+2 1.585e+2 1.778e+2 1.995e+2
2.239e+2 2.512e+2 2.818e+2 3.162e+2 3.548e+2 3.981e+2 4.467e+2 5.012e+2
5.623e+2 6.310e+2 7.079e+2 7.943e+2 8.913e+2 1.000e+3 1.122e+3 1.259e+3
1.413e+3 1.585e+3 1.778e+3 1.995e+3 2.239e+3 2.512e+3 2.818e+3 3.162e+3
2.081e15
c === Integral Photon Dose ===
fc82 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
f82:p 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40
41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54
    
```

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
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻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
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ 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	b
バ	bar
ガ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラ	rad
レ	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² 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)

- 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, 1 eV および 1 uの値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC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 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (= N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))
動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	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 (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
	1	100
	0.01	1

大強度陽子加速器計画における核破砕中性子源のバルク遮蔽に関する検討

R100

古紙配合率100%
白化度70%再生紙を使用しています。