JAEA-Research
2021-012
DOI:10.11484/jaea-research-2021-012

JAEA-Research

加速器駆動システム上部構造の放射線遮蔽解析

Radiation Shielding Analysis of the Upper Structure of an Accelerator-driven System

岩元 大樹　明午 伸一郎　中野 敬太　Bruce Yee-Rendon
方野 量太　菅原 隆徳　西原 健司　佐々 敏信
前川 藤夫

Hiroki IWAMOTO, Shin-ichiro MEIGO, Keita NAKANO, Bruce YEE-RENDON
Ryota KATANO, Takanori SUGAWARA, Kenji NISHIHARA, Toshinobu SASA
and Fujio MAEKAWA

原子力科学研究部門
原子力科学研究所
原子力基礎工学研究センター
分離変換技術開発ディビジョン

Partitioning and Transmutation Technology Division
Nuclear Science and Engineering Center
Nuclear Science Research Institute
Sector of Nuclear Science Research

January 2022
Japan Atomic Energy Agency
日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートはクリエイティブ・コモンズ 表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。
本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の
条件で利用してください。（https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（https://www.jaea.go.jp）
より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構　JAEA イノベーションハブ　研究成果利活用課
〒 319-1195　茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License
(https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under
the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section,
JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2022

加速器駆動システム上部構造の放射線遮蔽解析

日本原子力研究開発機構　原子力科学研究部門　原子力科学研究所
原子力基礎工学研究センター　分離変換技術開発ディビジョン

岩元 大樹、明午 伸一郎 +、中野 敬太 +、Bruce Yee-Rendon+、
方野 量太、菅原 隆徳、西原 健司、佐々 敏信 +、前川 藤夫 +

(2021 年 11 月 4 日受理)

加速器駆動システム (ADS) の核破砕標的より上部に位置する構造物の放射線遮蔽解析を実施した。解析では、モンテカルロ粒子輸送計算コード PHITS 及び誘導放射能解析コード DCHAIN-PHITS を用い、1 サイクルを 300 日として、熱出力 800 MW 及びビーム出力 30 MW の 1 サイクルフル出力運転を仮定した。解析対象の構造物は、標的の真上に設置されたビームダクト、原子炉容器上部に位置するビーム輸送室及びその室内に設置するビーム輸送機器及び遮蔽体並びに天井遮蔽体とした。それぞれの構造物に対する運転中及び運転後の放射線量及び放射能量を評価し、天井遮蔽体の遮蔽構造を求めた。その結果、本検討で求めた遮蔽構造を用いることで、法令で定められる敷地境界における線量限度を十分に下回る等の知見が得られた。さらに本検討の条件では、運転後における標的真上に位置するビーム輸送室内機器付近の実効線量率は 10 mSv/h を超え、室内機器の保守及び交換では遠隔での作業が必須となることを示した。

原子力科学研究所：〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4
+ J-PARC センター核変換ディビジョン

Radiation Shielding Analysis of the Upper Structure of an Accelerator-driven System

Hiroki IWAMOTO, Shin-ichiro MEIGO[+], Keita NAKANO[+],
Bruce YEE-RENDON[+], Ryota KATANO, Takanori SUGAWARA,
Kenji NISHIHARA, Toshinobu SASA[+] and Fujio MAEKAWA[+]

Partitioning and Transmutation Technology Division
Nuclear Science and Engineering Center
Nuclear Science Research Institute
Sector of Nuclear Science Research
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 4, 2021)

A radiation shielding analysis was performed for the structure located above the spallation target of an accelerator-driven system (ADS), assuming one cycle of an 800 MW thermal and 30 MW beam power operation. In this analysis, the Monte Carlo particle transport code PHITS and the activation analysis code DCHAIN-PHITS were used. The structures to be analyzed are a beam duct above the target, a beam transport room located above the ADS reactor vessel, beam transport equipment, and the room ceiling. For each structure, the radiation doses and radioactivities during and after the operation were estimated. Furthermore, the shielding structure of the ceiling was determined. As a result, it was found that the radiation dose at the site boundary would be sufficiently lower than the legal limit by applying the determined shielding structure. Moreover, under the condition of this study, it was shown that the effective dose rate around the beam transport equipment positioned above the target after the operation exceeded 10 mSv/h, and that the maintenance and replacement of the equipment in the room would require remote handling.

Keywords: Accelerator-driven System (ADS), Radiation Shielding Analysis, Spallation Neutron, Fission Neutron, PHITS, DCHAIN-PHITS

[+] Nuclear Transmutation Division, J-PARC Center

目 次

1. 緒言 1

2. 計算条件 3
2.1 計算コード 3
2.2 計算体系 3
2.3 陽子ビーム運転条件 10
2.4 ビームロス条件 10

3. 炉内ビームダクト 11
3.1 運転中のビームダクト 11
3.2 運転後のビームダクト 16

4. ビーム輸送室 21
4.1 中性子線源及び γ 線源 21
4.2 運転中のビーム輸送室 21
4.3 運転中及び運転後の室内機器 26
4.4 運転後のビーム輸送室 34

5. 天井遮蔽体 36
5.1 中性子線源及び γ 線源 36
5.2 線量限度 38
5.3 天井遮蔽体の厚さ 38
5.4 中性子ダンプの構造（参照モデル） 39
5.5 中性子ダンプの構造（修正モデル） 41

6. スカイシャイン 45
6.1 中性子線源及び γ 線源 45
6.2 事業所境界の実効線量 46

7. 結言 48

謝辞 50

参考文献 51

付録A　ビームロスによる放射化 53
A.1　解析条件 53
A.2　解析結果 54

付録B　物質密度及び組成 57
B.1　遮蔽解析で使用した物質 57
B.2　スカイシャインシミュレーションで使用した物質 58

Contents

1. Introduction 1

2. Analytical conditions 3
   2.1 Calculation codes 3
   2.2 Analytical system 3
   2.3 Condition of proton beam 10
   2.4 Condition of beam loss 10

3. In-vessel beam duct 11
   3.1 Beam duct in operation 11
   3.2 Beam duct after operation 16

4. Beam transport room 21
   4.1 Neutron and γ-ray sources 21
   4.2 Beam transport room in operation 21
   4.3 Room equipment in and after operation 26
   4.4 Beam transport room after operation 34

5. Ceiling shield 36
   5.1 Neutron and γ-ray sources 36
   5.2 Dose limit 38
   5.3 Thickness of ceiling shield 38
   5.4 Reference model of neutron dump structure 39
   5.5 Modified model of neutron dump structure 41

6. Skyshine 45
   6.1 Neutron and γ-ray sources 45
   6.2 Effective dose at the site boundary 46

7. Conclusion 48

Acknowledgment 50

References 51

Appendix A Activation due to beam loss 53
A.1 Analytical conditions 53
A.2 Results 54

Appendix B Material density and composition 57
B.1 Materials used in radiation shielding analysis 57
B.2 Materials used in skyshine simulation 58

List of Tables

表 2.1.1　本解析で用いた PHITS の主要なオプション及びパラメータ 3
表 2.2.1　ADS 実機炉心の主要なパラメータ 6
表 2.2.2　ビーム輸送室及び機器の主な仕様 9
表 2.3.1　陽子ビーム条件 10

表 3.2.1　冷却期間 24 時間及び 1 週間におけるビーム窓部のビーム出力 1 MW 当たり誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳 17
表 3.2.2　冷却期間 30 日及び 1 年におけるビーム窓部のビーム出力 1 MW 当たり放射能及び崩壊熱の核種別内訳 18

表 4.1.1　ビーム輸送室遮蔽解析用の中性子線源及び γ 線源の条件 21
表 4.2.1　300 日運転によるビーム輸送機器の吸収線量 22
表 4.3.1　運転中の上部遮蔽体の発熱量の内訳 26
表 4.3.2　上部遮蔽体の流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳 . . 28
表 4.3.3　四極電磁石 A の流入中性子による放射能及び崩壊熱の核種別内訳 . . 29
表 4.3.4　四極電磁石 B の流入中性子による放射能及び崩壊熱の核種別内訳 . . . 30
表 4.3.5　四極電磁石 C の流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳 31
表 4.3.6　偏向電磁石の流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳 . . 32
表 4.3.7　室内ビームダクトの流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳 33

表 5.4.1　中性子ダンプ輸送計算用の中性子線源及び γ 線源の条件 40

表 6.2.1　スカイシャイン解析用の中性子線源及び γ 線源の条件 47

表 A.1.1　ビームロス解析で用いた陽子ビーム条件 53
表 A.2.1　1 W/m ビームロスに起因する発熱密度、発熱線密度及び吸収線量の評価値 54
表 A.2.2　ビームダクトの 1 W/m ビームロスに起因する放射能線密度の核種別内訳 56

表 B.1.1　遮蔽解析で使用した鉛ビスマス、普通コンクリート及び電磁石コイル部の物質組成 57
表 B.2.1　スカイシャインシミュレーションで使用した土壌及び空気の物質組成 58

List of Figures

図 1　原子力機構が提案する ADS 実機の概念構造 1

図 2.2.1　ADS 実機輸送計算用モデル（3 次元） 5
図 2.2.2　ADS 実機輸送計算用モデル（2 次元） 7
図 2.2.3　ADS 実機輸送計算用モデル（原子炉容器内拡大図） 8

図 3.1.1　入射陽子 1 個あたり中性子、γ 線及び陽子フラックス（z-x 平面） . . 12
図 3.1.2　炉内ビームダクト内の入射陽子 1 個あたり中性子エネルギースペクトル 13
図 3.1.3　炉内ビームダクト内の入射陽子 1 個あたり γ 線エネルギースペクトル 13
図 3.1.4　炉内ビームダクト内の入射陽子 1 個あたり陽子エネルギースペクトル 14
図 3.1.5　炉内ビームダクト内の核破砕反応及び核分裂連鎖反応に起因する中性子フラックス 14
図 3.1.6　原子炉容器開口部における核破砕反応及び核分裂連鎖反応に起因する中性子エネルギースペクトル 15
図 3.1.7　原子炉容器開口部における核破砕反応及び核分裂連鎖反応に起因する γ 線エネルギースペクトル 15
図 3.2.1　冷却期間 24 時間、1 週間及び 30 日におけるビームダクトから放出される崩壊 γ 線による実効線量率分布 19
図 3.2.2　冷却期間 24 時間、1 週間、30 日、1 年及び 5 年におけるビーム窓部を取り囲んだ鉄遮蔽体中の径方向 γ 線実効線量率分布 20
図 3.2.3　冷却期間 24 時間、1 週間、30 日、1 年及び 5 年におけるビーム窓部を取り囲んだタングステン遮蔽体中の径方向 γ 線実効線量率分布 20

図 4.2.1　ケース A における運転中の流入中性子及び流入 γ 線に起因するビーム輸送室の実効線量率分布及び 300 日運転による吸収線量分布 23
図 4.2.2　ケース B における運転中の流入中性子及び流入 γ 線に起因するビーム輸送室の実効線量率分布及び 300 日運転による吸収線量分布 24
図 4.2.3　機器及び材料の耐放射線性 25
図 4.3.1　ビーム輸送室内機器の流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の時間変化 27
図 4.4.1　冷却期間 24 時間における室内ビームダクトから発生する流入中性子及び 1 W/m ビームロスに起因する崩壊 γ 線による実効線量率分布 35

図 5.1.1　標的真上の天井遮蔽体下端における中性子及び γ 線エネルギースペクトル 36

図 5.1.2　標的真上を除く天井遮蔽体下端における中性子及び γ 線エネルギースペクトル 37
図 5.3.1　深層透過計算の概念図 38
図 5.3.2　標的真上を除く天井遮蔽体コンクリート中の中性子及び γ 線による実効線量率の減衰 39
図 5.4.1　中性子ダンプ輸送計算用モデル（参照モデル） 40
図 5.4.2　中性子ダンプ中の深さ方向に対する中性子及び γ 線による実効線量率の分布 41
図 5.5.1　中性子ダンプ輸送計算用モデル（修正モデル） 42
図 5.5.2　中性子ダンプ中の中性子及び γ 線による実効線量率の減衰 43
図 5.5.3　本検討で得られた ADS 上部遮蔽構造 44

図 6.1.1　天井遮蔽体上端における中性子及び γ 線エネルギースペクトル 45
図 6.2.1　スカイシャインシミュレーションの概念図 46
図 6.2.2　スカイシャインによる事業所境界位置 R に対する実効線量率 47

図 A.1.1　線量評価で仮定した計算体系 53
図 A.2.1　ビームダクトの 1 W/m ビームロスによる発熱密度分布及び吸収線量分布 54
図 A.2.2　ビームダクトの 1 W/m ビームロスによる誘導放射能線密度の時間変化 55

This is a blank page.

1. 緒言

日本原子力研究開発機構（原子力機構）が提案する加速器駆動システム（ADS: Accelerator-Driven System）は、1.5 GeV の大強度高エネルギー陽子加速器とマイナーアクチノイド（MA）及びプルトニウムを燃料とする鉛ビスマス冷却高速未臨界炉心で構成されるハイブリッド原子炉システムである。^{237}Np や ^{241}Am などの MA を核変換処理するための専焼炉と位置付けられ、ADS の工学的成立性に関する検討や要素技術の研究開発が原子力機構を中心に進められている [1,2]。**図 1** に、原子力機構が提案する ADS 実機の概念構造を示す。

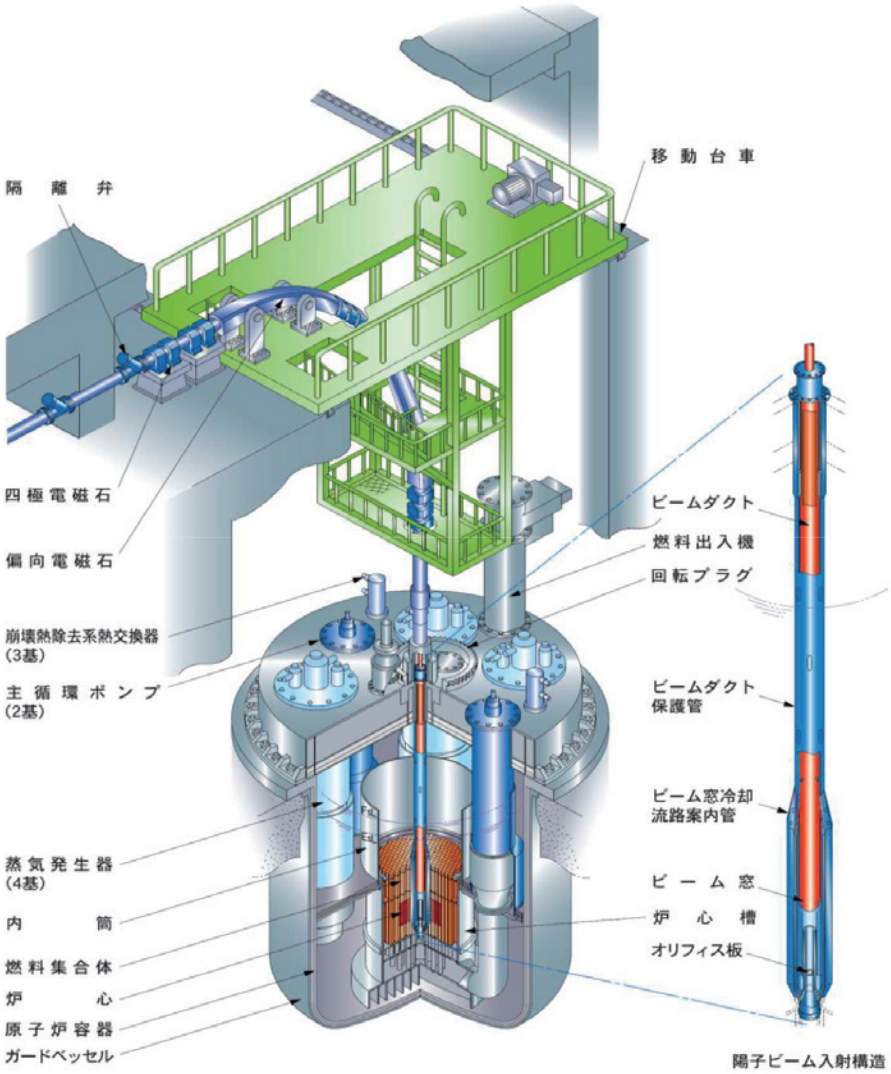

図 1　原子力機構が提案する ADS 実機の概念構造

ADS は、高エネルギー陽子と標的の核反応（核破砕反応）によって生じる核破砕中性子を火種にして、原子炉の炉心を未臨界に保ちながら核分裂連鎖反応を持続させる。そのため ADS は、通常の臨界炉心よりも反応度事故に対して安全性が高いとされる。一方で、陽子ビーム輸送系と原子炉がビームダクトで接続される構造上、標的及び炉心で発生する中性子の炉外への流出は避けられない。ADS と同様に大強度高エネルギー加速器で駆動される施設に、J-PARC 物質・生命科学実験施設 MLF[3] のような核破砕中性子源施設があるが、ADS はこの施設の設計値よりもビーム出力が一桁以上高く、核破砕中性子とともに核分裂連鎖反応に伴う核分裂中性子も発生することから、上流の遮蔽設計ではより慎重な検討が必要である。

本研究では、ADS 実機の標的の直上に設置されるビームダクト及び原子炉容器の上部に位置するビーム輸送室と天井遮蔽体に焦点を絞り、放射線遮蔽解析を実施した。本報告書はその研究成果をまとめたものであり、7 つの章で構成される。第 2 章では、本解析で用いたコード、計算モデル及び計算条件について説明する。第 3 章、第 4 章及び第 5 章で、それぞれビームダクト、ビーム輸送室及び天井遮蔽体に対して得られた解析結果を示すとともに、第 5 章の末尾に、検討で得られた ADS 実機上部の遮蔽構造を示す。第 6 章では、得られた遮蔽構造で、運転中に天井遮蔽体から透過して大気中に放出する中性子及び γ 線のスカイシャインによる事業所境界での実効線量を評価し、法令で定められている線量限度よりも十分に低いことを示す。最後に、第 7 章で本研究を総括し、今後の課題を示す。

2. 計算条件

2.1 計算コード

解析には、これまで ADS 実機の核設計で使用実績があり、予測精度が検証されたモンテカルロ粒子輸送計算コード PHITS のバージョン 3.24 [4] 及び PHITS に付属の誘導放射能計算コード DCHAIN-PHITS [5] を用いた。20 MeV 以下の中性子及び光子入射反応の計算には評価済み核データライブラリ JENDL-4.0 [6] を使用し、陽子、π 中間子、軽イオン及び 20 MeV 以上の中性子入射反応の計算には核反応モデル INCL4.6/GEM [7,8] を用いた。**表 2.1.1** に、本解析で用いた PHITS の主要なオプション及びパラメータを示す。中性子エネルギースペクトルの計算で重要な役割を演じる核反応モデル INCL4.6 及び GEM の予測精度の妥当性は、J-PARC において 3 GeV 陽子ビームを MLF の水銀標的に照射して行った実験 [9] で確認している。

表 2.1.1　本解析で用いた PHITS の主要なオプション及びパラメータ

評価済み核データライブラリ	JENDL-4.0 [6]
核反応モデル（核内カスケード・脱励起モデル）	
・核内カスケードモデル	INCL4.6 [7]
・脱励起モデル	GEM [8]
高エネルギー核反応断面積	Pearlstein–仁井田の系統式 [10]
中性子増倍オプション	NONU =1（通常の核分裂も取り扱う）
フルエンスから実効線量率への換算	坂本等による換算係数評価値 [11]

2.2 計算体系

解析では、文献 12) で用いた ADS 実機の炉心解析モデルに、上部の構造を追加して PHITS の輸送計算用にモデル化したものを使用した。**表 2.2.1** に ADS 実機炉心の主要なパラメータを示し、輸送計算モデルの全体図を 3 次元及び 2 次元の断面図で表したものをそれぞれ**図 2.2.1** 及び**図 2.2.2** に示す。さらに、原子炉容器内の拡大図を**図 2.2.3** に示す。

ADS 実機では、炉心中心部の液体鉛ビスマスに、改良 9Cr-1Mo 鋼（T91）製で先端が半球殻のビーム窓と一体化した内径 450 mm の円筒形状のビームダクトが鉛直下向きに挿入される。原子炉容器上蓋の上部には、陽子ビームを輸送するための直径 100 mm のチタン製のビームダクト、2 台の偏向角 45 度の偏向電磁石及び複数の四極電磁石が配置された空間が設けられる。以下ではこの空間を “ビーム輸送室” と呼び、ビーム輸送室内のビームダクトと原子炉容器内のビームダクトを区別するために、これらをそれぞれ “室内ビームダクト” 及び “炉内ビームダクト” と呼ぶ。さ

らに以下では、偏向電磁石、四極電磁石及び室内ビームダクトとは、**図 2.2.2** に示された z 軸上に置かれたものを指す。解析では、標的及び炉心から発生する中性子のビーム輸送室への流入をできる限り抑えるために、原子炉容器開口部の直上に遮蔽体を置いた。以下ではこれを “上部遮蔽体” と呼ぶ。ビーム輸送室あるいは原子炉容器内には、これらの他にも**図 1** で示されているような電磁石を支持する架台、蒸気発生器や主循環ポンプ及び崩壊熱除去系熱交換器等の機器が設置されるが、ここでは簡略化のために考慮していない。これらの機器はビームダクトから比較的離れて配置されるため、その有無による線量評価への影響は無視できると考えられる。

運転中は、ビーム輸送室から輸送された 1.5 GeV の陽子ビームがビームダクトを介して炉心中心部の鉛ビスマス標的に入射すると同時に、標的で発生した核破砕中性子及び核燃料物質の核分裂反応によって発生した核分裂中性子が上流のビーム輸送室へと流出する。直径 100 mm の室内ビームダクトを通過してくる中性子による偏向電磁石の放射化を防ぐため、偏向電磁石に直径 100 mm の貫通孔を設けた。

上部遮蔽体は、高エネルギーの中性子フラックスを効率よく低減させるため、一般的に使用されているビームダンプの構造と同様に、内側に鉄遮蔽体、外側にコンクリート遮蔽体の二重構造とした。天井遮蔽体の構造については**第 5 章**で検討するが、**第 4 章**におけるビーム輸送室の解析では暫定的なものとして下側に 200 cm の鉄遮蔽体、上側に 200 cm のコンクリート遮蔽体を積み重ねた構造とし、**第 5 章**の解析のために、天井遮蔽体に直径 200 mm の貫通孔を設けた。上部遮蔽体及び天井遮蔽体で用いる鉄は、密度が 7.8 g/cm^3 の純鉄とし、コンクリート遮蔽体は密度が 2.2 g/cm^3 の普通コンクリートとした。普通コンクリートの組成は米国アルゴンヌ国立研究所の報告書 [13] に記載された元素組成（ANL-5800、Type02-a）から天然の核種組成に変換したものを用いた（組成は**付録 B** 参照）。**表 2.2.2** に、ビーム輸送室及び機器の主な仕様を示す。

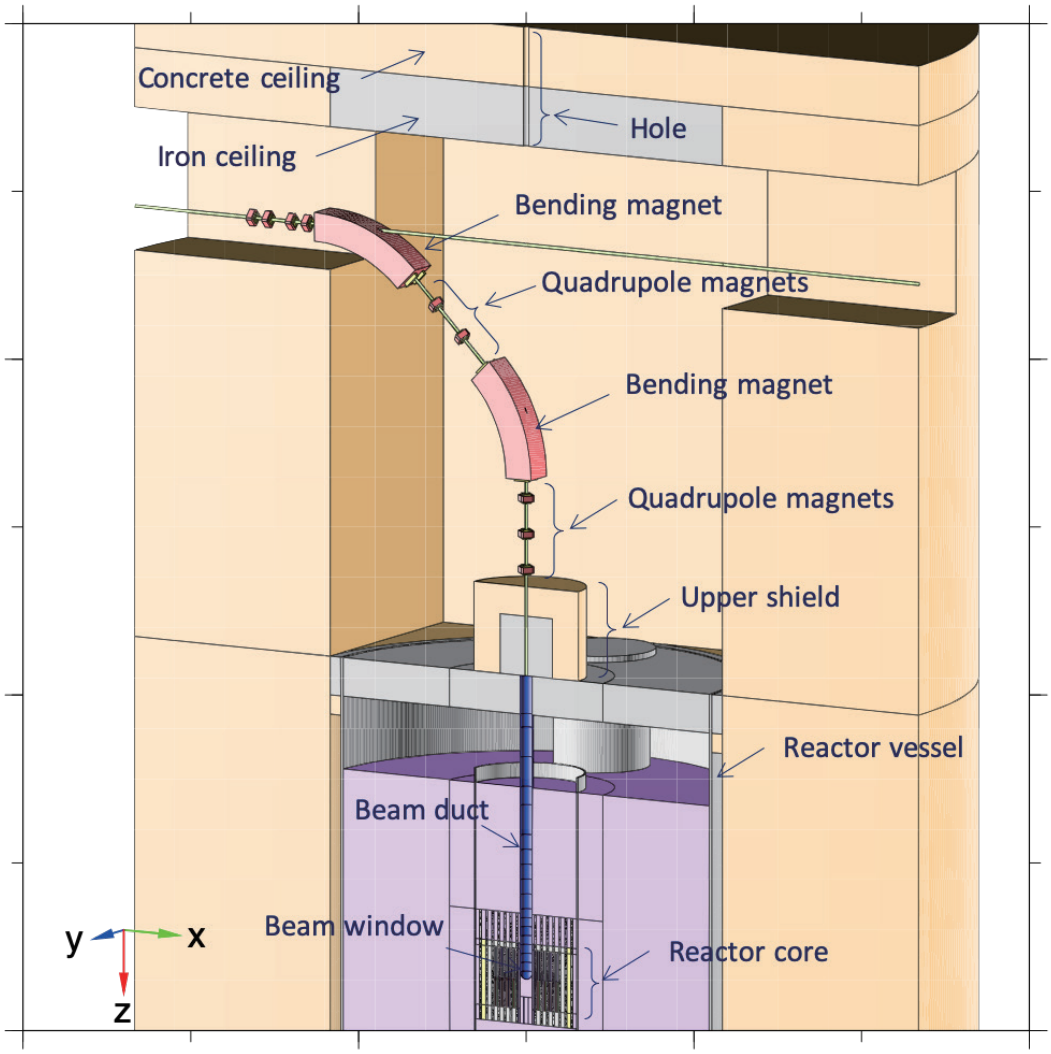

図 2.2.1　ADS 実機輸送計算用モデル（3 次元）

表 2.2.1　ADS 実機炉心の主要なパラメータ

炉内ビームダクト	
形状	円筒
内径	450 mm
外径	470 mm
材質	改良 9Cr-1Mo 鋼（T91 鋼）
ビーム窓	
形状	半球殻
内径	450 mm
外径	470 mm
先端部厚さ	2 mm
材質	改良 9Cr-1Mo 鋼（T91 鋼）
核破砕標的	
物質	液体鉛ビスマス共晶合金
鉛・ビスマス組成比	鉛（44.5%）、ビスマス (55.5%)
燃料集合体	
集合体形状	六角柱構造ダクトレス集合体
燃料集合体ピッチ	134.5 mm
燃料集合体数	276 体
燃料集合体 1 体当たり燃料棒本数	121 本
燃料集合体 1 体当たりタイロッド本数	6 本
燃料棒内径	6.65 mm
燃料棒外径	7.65 mm
燃料領域有効長	1000 mm
ガスプレナム長	1000 mm
核燃料物質	(Pu,MA) 窒化物燃料
希釈材物質	窒化ジルコニウム ($Zr^{15}N$)
燃焼初期中性子実効増倍率	$k_{\mathrm{eff}} = 0.98$

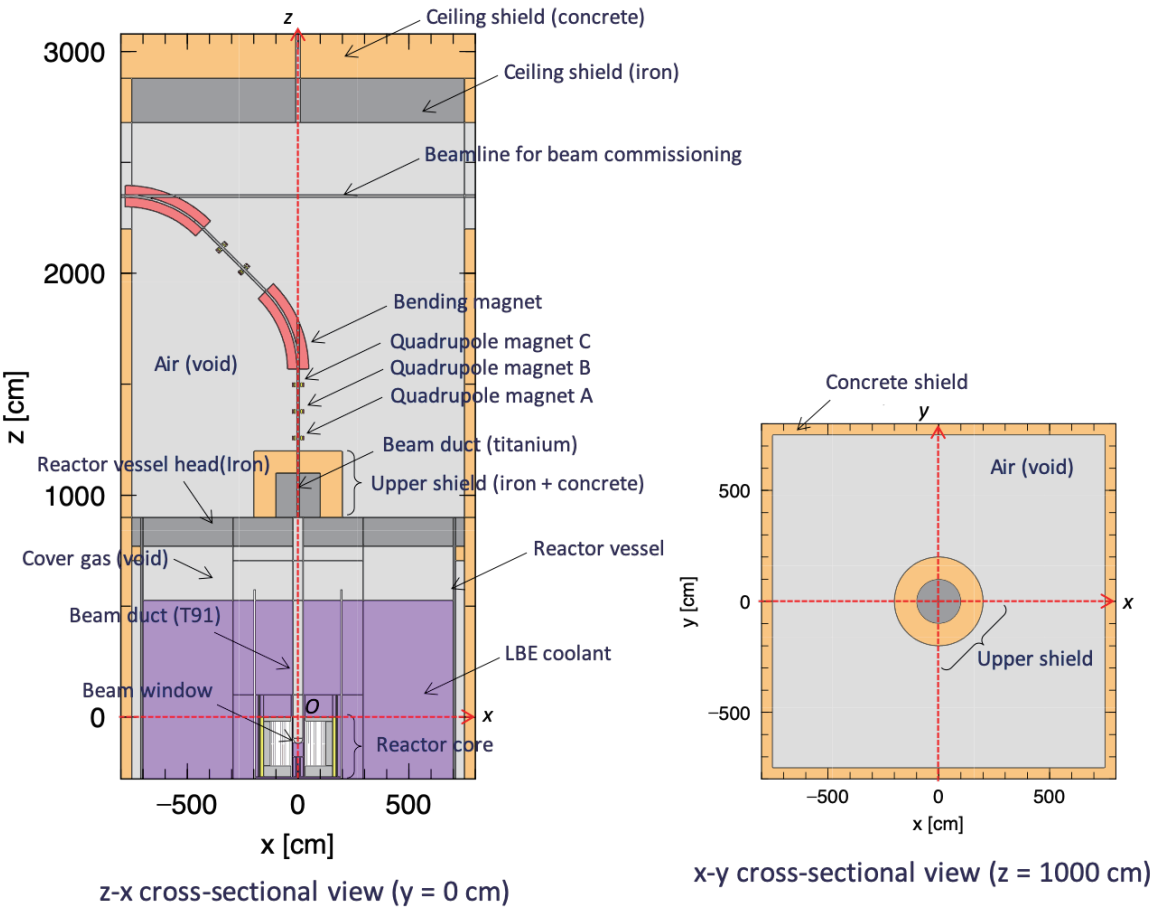

図 2.2.2　ADS 実機輸送計算用モデル（2 次元）

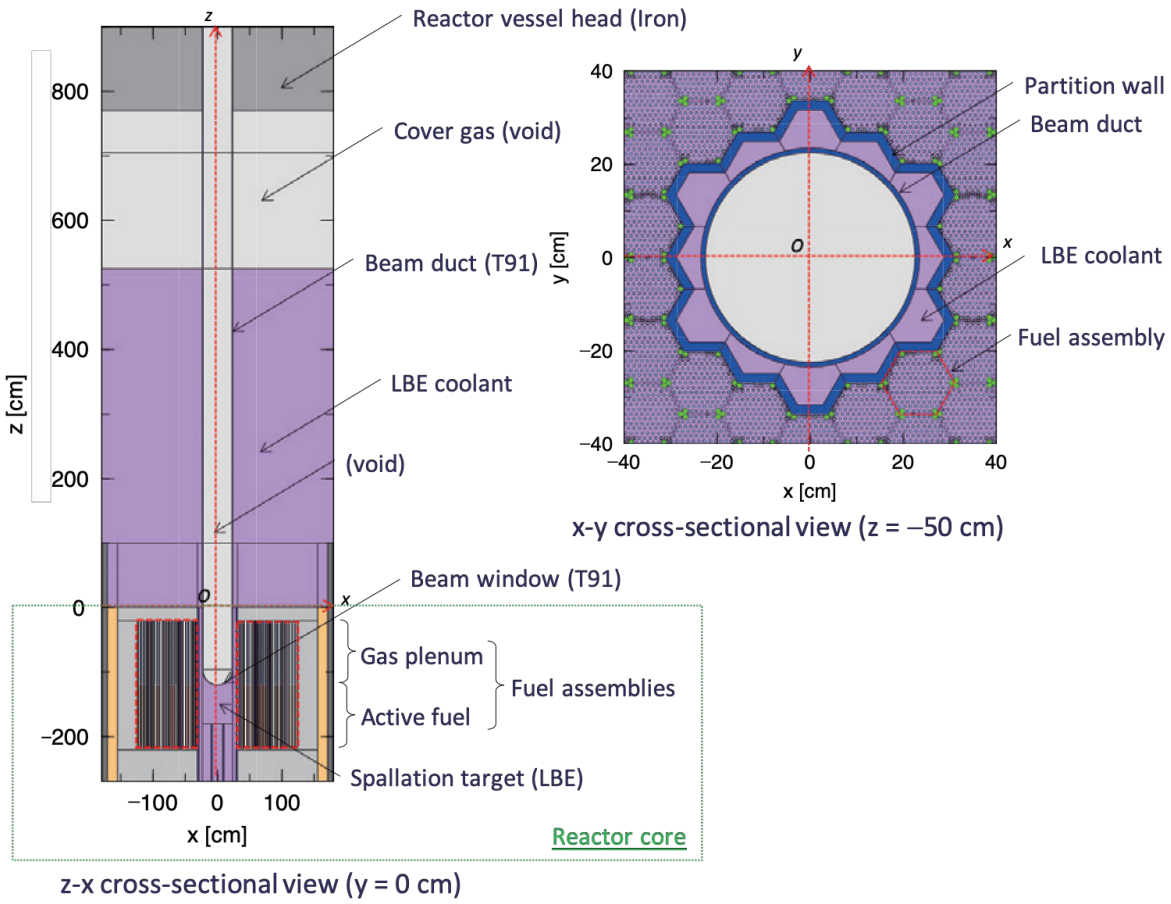

図 2.2.3　ADS 実機輸送計算用モデル（原子炉容器内拡大図）

表 2.2.2　ビーム輸送室及び機器の主な仕様

天井遮蔽体（暫定）	材質	鉄（下）、普通コンクリート（上）
	鉄遮蔽体厚	200 cm
	コンクリート遮蔽体厚	200 cm
	中性子貫通孔径	200 mm
室内ビームダクト	材質	チタン
	内径	100 mm
	厚さ	1.5 mm
偏向電磁石	コイル部材料	無酸素銅
	鉄心材料	電磁軟鉄
	磁極間距離	100 mm
	偏向半径	4980 mm
	偏向角	45°
	磁極長	3911 mm
	磁極幅	400 mm
	冷却方式	強制水冷方式
	消費電力	152 kW
	中性子貫通孔径	100 mm
	概算重量	30 t
四極電磁石	コイル部材質	無酸素銅
	鉄心材料	電磁軟鉄
	概算重量	0.27 t
上部遮蔽体	材質	鉄（内側）、普通コンクリート（外側）
	鉄遮蔽体寸法	直径 200 cm × 厚さ 200 cm（ビームダクト部を除く）
	コンクリート遮蔽体寸法	直径 400 cm × 厚さ 500 cm（鉄遮蔽体部及びビームダクト部を除く）
	概算総重量	145 t

2.3 陽子ビーム運転条件

表 2.3.1 に、本解析で用いた陽子ビームの条件を示す。ADS 実機の設計における陽子ビームのエネルギー及び形状は、それぞれ 1.5 GeV 及びビーム窓の位置において幅 111.6 mm (1σ)（半値全幅で 262.6 mm）のガウス分布を想定している。解析では、ビーム窓から 13.64 m 離れた点を始点として、ビーム窓の位置で幅 111.6 mm となるように、z 軸負方向（鉛直下向き）に角度の広がりを持たせて陽子ビームを標的に入射させた。広がりを持った陽子ビームの一部はビームダクトの側面にも衝突するが、炉内ビームダクトの解析ではこれも考慮している。

表 2.3.1　陽子ビーム条件

方向	z 軸負方向（**図 2.2.3**）
形状	ガウス分布（x-y 平面（**図 2.2.3**））
径方向幅	111.6 mm (1σ)
ビームエネルギー	1.5 GeV
ビーム出力	30 MW（一定）
運転期間	300 日

ADS 実機の運用では、300 日の運転ごとに炉内ビームダクトを交換する。運転中の炉心の中性子実効増倍率は燃焼の経過とともに減少するが、核分裂出力が設計値の 800 MW となるようにビーム出力が調整される。文献 12) の ADS 実機の炉心解析によると、300 日運転期間中のビーム出力は 13.5 MW（電流値 9 mA）から 22.5 MW（電流値 15 mA）程度にまで単調に増加するが、ここでは保守的に評価する観点から、30 MW の一定とした。

2.4 ビームロス条件

ビームがビーム軌道から外れ、その結果として周辺の構造物と衝突して失われることをビームロスと呼ぶ。ビームロスは周辺機器の放射化や線量増加の原因となるため、ビーム輸送室の解析では、核破砕中性子及び核分裂中性子とともに、ビームロスに起因する線量及び誘導放射能の評価も行った（詳細は**付録 A** 参照）。ここでは保守的に、1 m あたり 1 W の陽子ビームがビーム軌道から外れて失うと仮定した。以下ではこれを “1 W/m ビームロス” と呼ぶ。

3. 炉内ビームダクト

3.1 運転中のビームダクト

輸送計算で求めた入射陽子 1 個当たり中性子、γ 線（光子）及び陽子フラックスを**図 3.1.1** に示す。中性子フラックス及び γ 線フラックスは炉心中心部の標的領域及び燃料領域で高く、中性子及び γ 線がビームダクトを介して鉛直上向きに流れ出る様子が確認できる。入射陽子の一部はビーム窓上部のビームダクト及びその周辺の鉛ビスマス冷却材に衝突するが、大部分はビーム窓及びその直下の標的に衝突し、燃料領域に到達することなく標的及びその周辺で停止する。中性子や光子と同様に、二次粒子として陽子をはじめとする荷電粒子も生成されるが、その大部分は電離作用により標的及びビーム窓で停止する。そのため、炉外への流出量は中性子や光子に比べて無視できるほど小さい。

図 3.1.2–3.1.4 に、それぞれビームダクト内の入射陽子 1 個当たり中性子、γ 線及び陽子フラックスのエネルギースペクトルを示す。中性子のエネルギースペクトルで 20 MeV 以上のものは、核破砕反応（核内カスケード過程）で生成される中性子に起因している。20 MeV 未満の中性子は、後述するように核破砕反応（主に蒸発過程）に起因するものと核分裂連鎖反応に起因するものが混在している。γ 線エネルギースペクトルで 10 MeV 以下のものは、主に中性子捕獲反応、核分裂反応、非弾性散乱などで生成される γ 線に起因し、100 MeV 付近に現れる高エネルギーの γ 線は、閾値が 135 MeV 以上の核反応で生成される π^0 中間子の崩壊 γ 線に起因している。

図 3.1.5 に、30 MW 運転時の炉内ビームダクト内のビーム窓からの距離に対する中性子フラックスの分布を示し、**図 3.1.6** 及び**図 3.1.7** に、それぞれ原子炉容器開口部における中性子及び γ 線フラックスのエネルギースペクトルを示す。これらの図では、中性子及び γ 線フラックスを核破砕反応に起因するものと核分裂連鎖反応に起因するものに分け、さらにビーム出力及び炉心出力をそれぞれ 30 MW 及び 800 MW に規格化して示している[1]。**図 3.1.5** では、参考として簡易モデルにおける核破砕標的を模擬した一様円線源（半径 22.5 cm）及び核燃料を模擬した一様円筒線源（半径 22.5 cm、高さ 100 cm）からの直接線の分布も示している。直接線のフラックスは、標的あるいは核燃料位置からの距離に対して逆 2 乗則に従って減衰するが、炉内では、直接線だけでなく鉛ビスマスや炉内構造物で散乱した中性子もビームダクト内に流れ込むため、フラックスの減衰は逆 2 乗則とは異なる傾向を示す。さらに発生点の違いにより、核分裂連鎖反応及び核破砕反応に起因する中性子フラックスの減衰傾向もそれぞれで異なる。一方、散乱中性子が届きにくい原子炉容器開口部では、いずれも逆 2 乗則の傾向に近くなる。これよりも上流の室内ビームダクトでは、炉内の散乱中性子はさらに届きにくくなるため、逆 2 乗則の傾向はより顕著になると考えられる。

[1] PHITS による解析では、ビーム出力 30 MW に対して、炉心出力が 1930 MW （核分裂エネルギー 200 MeV を仮定）と算出された。そこで炉心出力を 800 MW に規格化するために、核分裂中性子に起因する中性子フラックスの解析値に 0.414(= 800/1930) を乗じた。

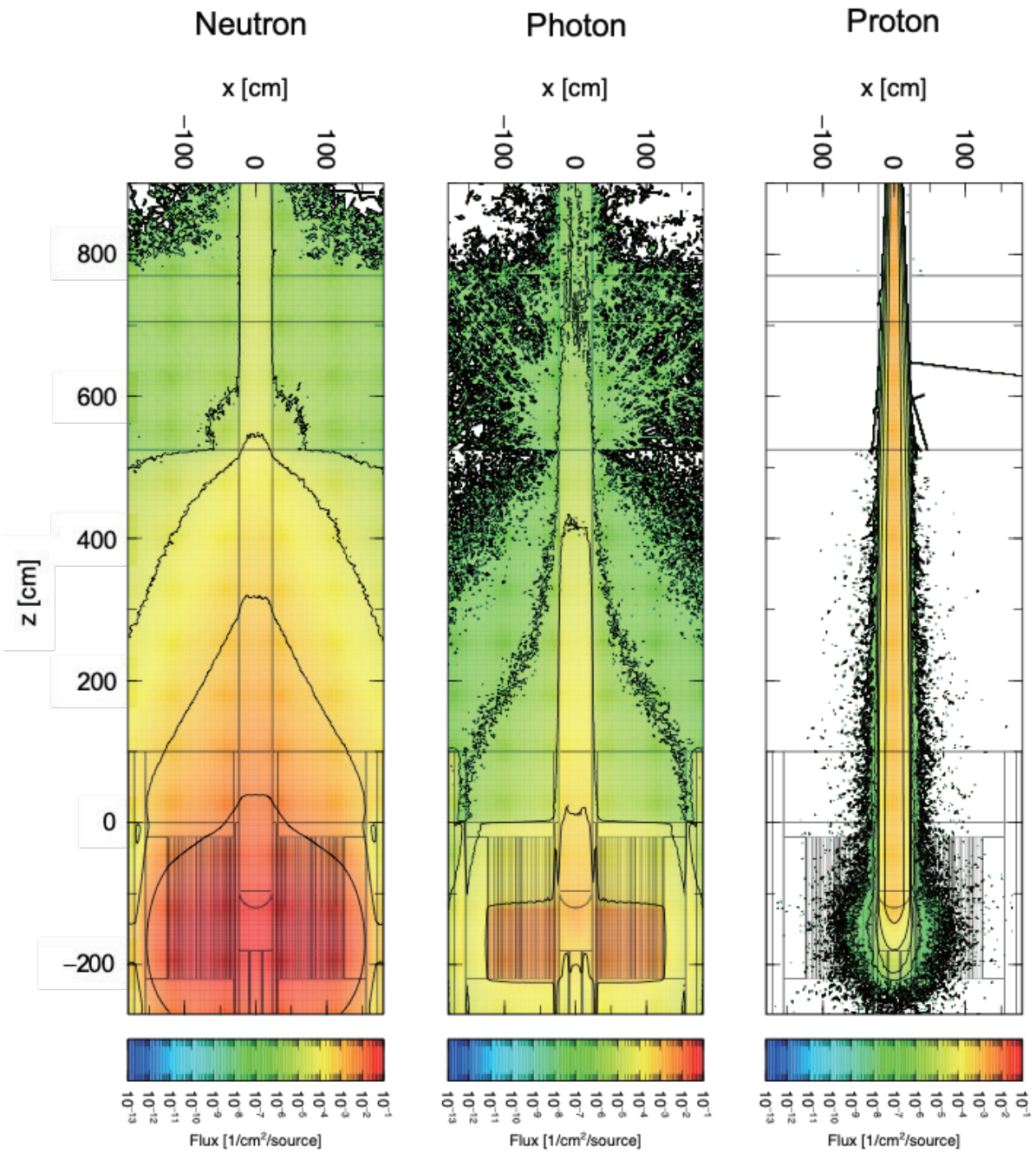

図 3.1.1　入射陽子 1 個あたり中性子、γ 線及び陽子フラックス（z-x 平面）

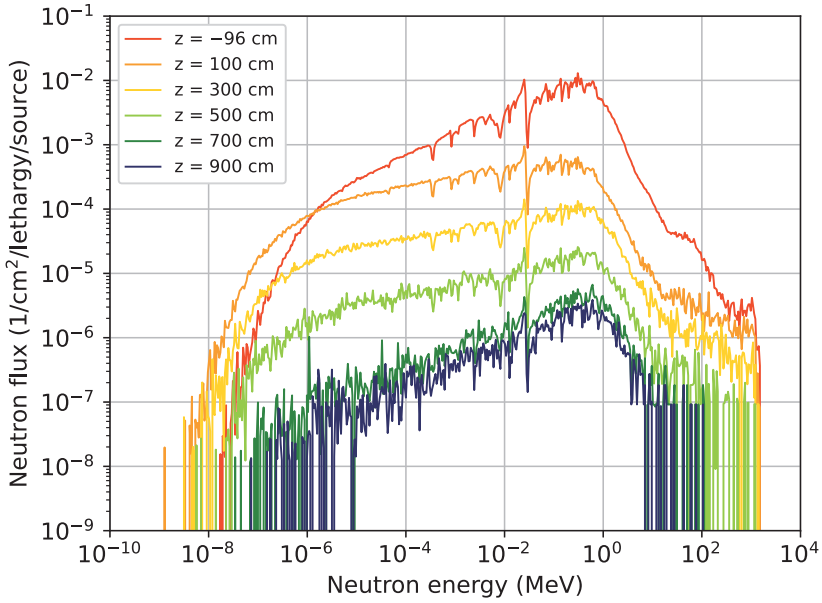

図 3.1.2　炉内ビームダクト内の入射陽子 1 個あたり中性子エネルギースペクトル

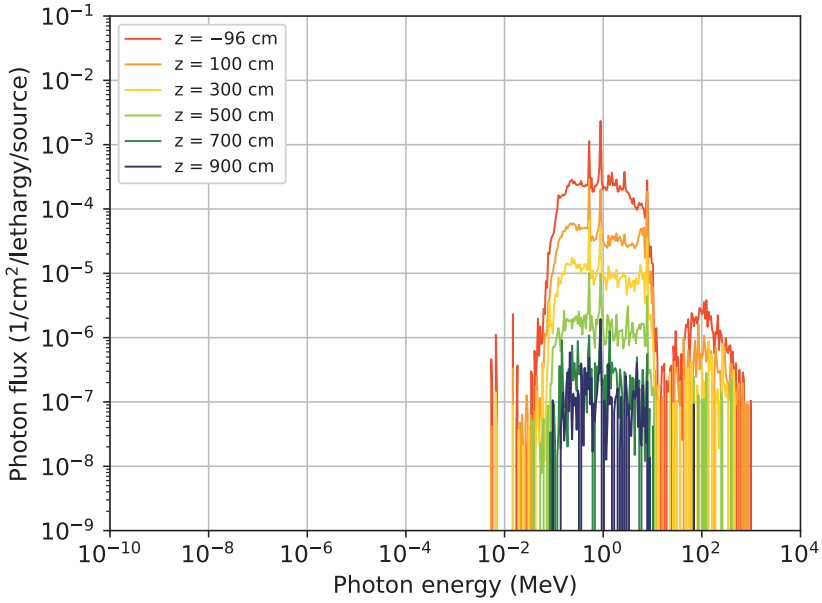

図 3.1.3　炉内ビームダクト内の入射陽子 1 個あたり γ 線エネルギースペクトル

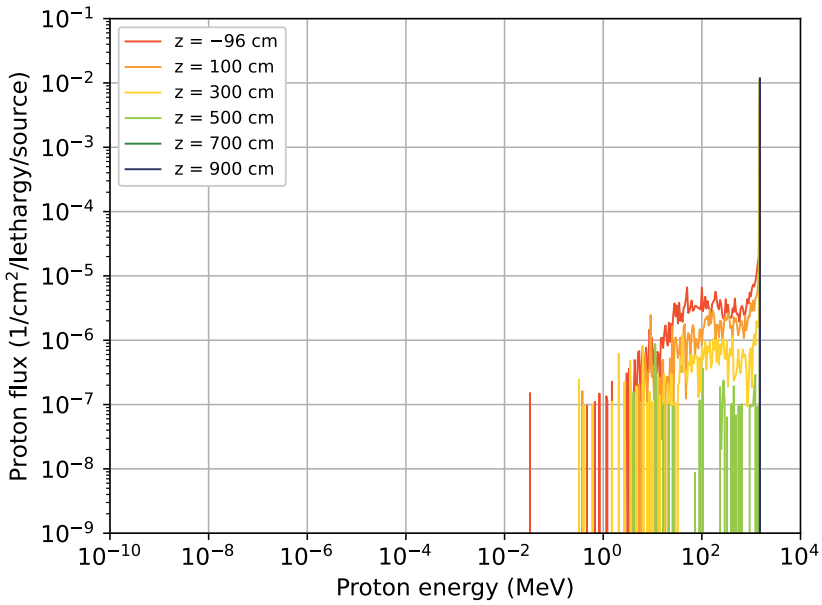

図 3.1.4　炉内ビームダクト内の入射陽子 1 個あたり陽子エネルギースペクトル

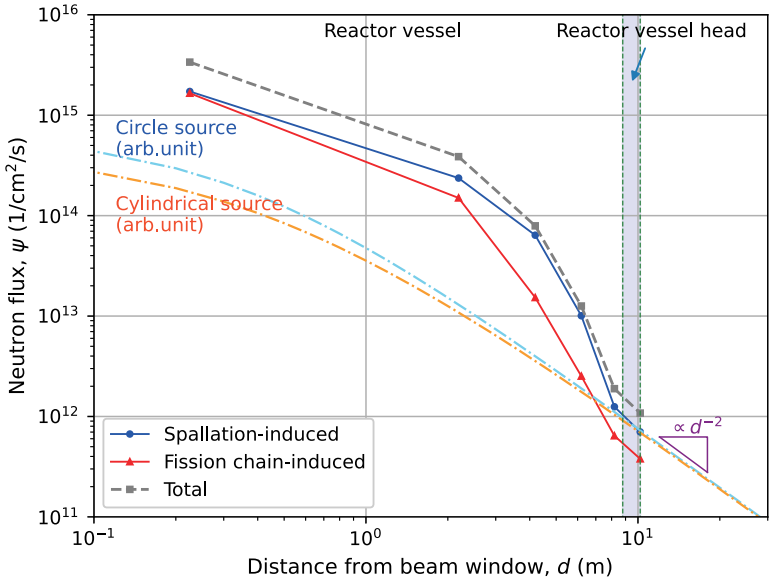

図 3.1.5　炉内ビームダクト内の核破砕反応及び核分裂連鎖反応に起因する中性子フラックス（青線：核破砕反応に起因する中性子フラックス、赤線：核分裂連鎖反応に起因する中性子フラックス、灰色破線：合計、水色一点破線：簡易モデルにおける円線源からの直接線の分布、橙色一点破線：簡易モデルにおける円筒線源からの直接線の分布）

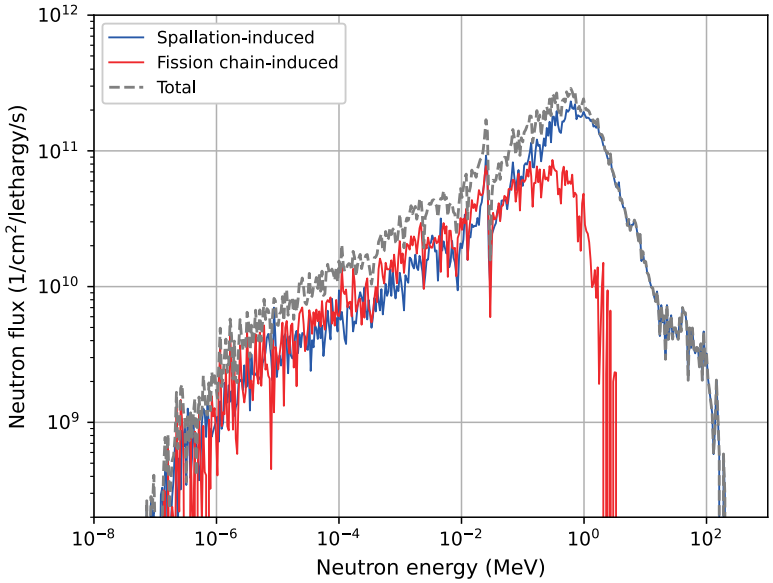

図 3.1.6　原子炉容器開口部（$z = 900$ cm）における核破砕反応及び核分裂連鎖反応に起因する中性子エネルギースペクトル（青線：核破砕反応に起因する中性子エネルギースペクトル、赤線：核分裂連鎖反応に起因する中性子エネルギースペクトル、灰色破線：合計）

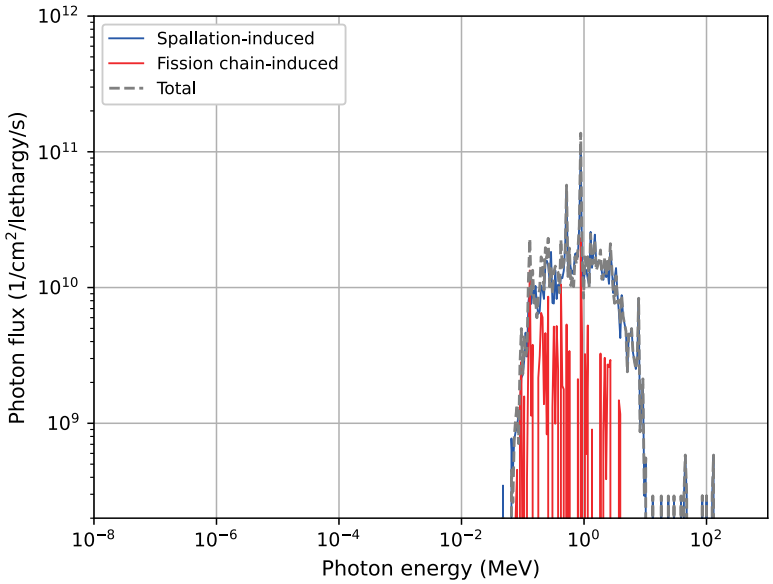

図 3.1.7　原子炉容器開口部（$z = 900$ cm）における核破砕反応及び核分裂連鎖反応に起因する γ 線エネルギースペクトル（青線：核破砕反応に起因する γ 線エネルギースペクトル、赤線：核分裂連鎖反応に起因する γ 線エネルギースペクトル、灰色破線：合計）

解析の結果、原子炉容器開口部（$z = 900$ cm）のビームダクト断面を横切る中性子フラックスは、1.04×10^{12} $[n/\mathrm{cm}^2/\mathrm{s}]$ となり、そのうち核分裂連鎖反応に起因する中性子フラックスは 3.35×10^{11} $[n/\mathrm{cm}^2/\mathrm{s}]$、核破砕反応に起因する中性子フラックスは 7.02×10^{11} $[n/\mathrm{cm}^2/\mathrm{s}]$ であった。

3.2　運転後のビームダクト

図 3.2.1 に、運転後冷却期間 24 時間、1 週間及び 30 日におけるビームダクトから放出される崩壊 γ 線による空間の実効線量率分布を示す。陽子及び中性子に最も多く曝されるビーム窓部で γ 線の放出率が最も高くなった。運転後一ヶ月程度では冷却による線量率の減衰の効果は期待できない。

運転後に取り出されたビームダクトは、放射線防護上の観点から厚い遮蔽体で覆う必要がある。**図 3.2.2** 及び**図 3.2.3** に、それぞれ鉄及びタングステンでビーム窓部を取り囲んだときの、冷却期間 24 時間、1 週間、30 日、1 年及び 5 年における径方向の γ 線実効線量率分布を示す。遮蔽体の種類や冷却期間に依るが、法令で定める管理区域で人が常時立ち入ることができる線量限度（25 μSv/h）未満に抑えるには、ビーム窓部において約 50 cm 厚の鉄または約 25 cm 厚のタングステンに相当する遮蔽が必要である。ビームダクトを引き抜き時に、ビームダクトに付着した放射化鉛ビスマスから崩壊 γ 線が放出されることが予想される。付着した鉛ビスマスによる線量の評価は今後の検討課題である。

表 3.2.1 に、運転後冷却期間 24 時間及び 1 週間におけるビーム窓部（半球殻全体）のビーム出力 1 MW 当たり誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳を示し、**表 3.2.2** に、冷却期間 30 日間及び 1 年間における内訳を示す。^{55}Fe は、ビーム窓部における誘導放射能に起因する主要な核種だが、軌道電子捕獲（EC）に伴う 5.9 keV の特性 X 線のみを放出するため、発熱及び線量に与える寄与は極めて小さい。照射後の崩壊熱は、主にビーム窓材（主に鉄）と陽子との核反応で発生する ^{54}Mn（半減期 312 日）に起因している。

表 3.2.1　冷却期間 24 時間及び 1 週間におけるビーム窓部（半球殻全体）のビーム出力 1 MW 当たり誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 10 核種）

冷却期間：24 時間

	誘導放射能				崩壊熱			
no.	核種	(Bq/cm^3)	(Bq)	(%)	核種	(W/cm^3)	(W)	(%)
1	Cr-51	9.9×10^{9}	2.0×10^{13}	24.3	Mn-54	8.6×10^{-4}	1.8×10^{0}	23.2
2	Fe-55	7.4×10^{9}	1.5×10^{13}	18.2	V-48	8.5×10^{-4}	1.7×10^{0}	22.9
3	Mn-54	6.4×10^{9}	1.3×10^{13}	15.7	Mn-52	4.1×10^{-4}	8.5×10^{-1}	11.1
4	Mo-99	3.3×10^{9}	6.8×10^{12}	8.1	Mo-99	2.9×10^{-4}	5.9×10^{-1}	7.7
5	Tc-99m	3.2×10^{9}	6.5×10^{12}	7.8	Co-56	2.8×10^{-4}	5.7×10^{-1}	7.5
6	V-48	1.6×10^{9}	3.2×10^{12}	3.9	Sc-46	2.8×10^{-4}	5.7×10^{-1}	7.4
7	V-49	1.5×10^{9}	3.1×10^{12}	3.7	Sc-44	1.8×10^{-4}	3.6×10^{-1}	4.7
8	Sc-46	8.1×10^{8}	1.7×10^{12}	2.0	Tc-99m	7.2×10^{-5}	1.5×10^{-1}	1.9
9	Mn-52	7.3×10^{8}	1.5×10^{12}	1.8	P-32	7.2×10^{-5}	1.5×10^{-1}	1.9
10	P-32	6.4×10^{8}	1.3×10^{12}	1.6	Sc-48	6.3×10^{-5}	1.3×10^{-1}	1.7

冷却期間：1 週間

	誘導放射能				崩壊熱			
no.	核種	(Bq/cm^3)	(Bq)	(%)	核種	(W/cm^3)	(W)	(%)
1	Cr-51	8.5×10^{9}	1.8×10^{13}	27.2	Mn-54	8.5×10^{-4}	1.7×10^{0}	33.5
2	Fe-55	7.4×10^{9}	1.5×10^{13}	23.5	V-48	6.6×10^{-4}	1.3×10^{0}	25.9
3	Mn-54	6.3×10^{9}	1.3×10^{13}	20.1	Co-56	2.6×10^{-4}	5.4×10^{-1}	10.4
4	V-49	1.5×10^{9}	3.1×10^{12}	4.8	Sc-46	2.6×10^{-4}	5.4×10^{-1}	10.3
5	V-48	1.2×10^{9}	2.5×10^{12}	3.9	Mn-52	2.0×10^{-4}	4.0×10^{-1}	7.7
6	Sc-46	7.7×10^{8}	1.6×10^{12}	2.5	Mo-99	6.3×10^{-5}	1.3×10^{-1}	2.5
7	Mo-99	7.2×10^{8}	1.5×10^{12}	2.3	P-32	5.4×10^{-5}	1.1×10^{-1}	2.1
8	Tc-99m	7.1×10^{8}	1.4×10^{12}	2.3	Cr-51	5.0×10^{-5}	1.0×10^{-1}	2.0
9	H-3	5.6×10^{8}	1.1×10^{12}	1.8	Sc-44	3.2×10^{-5}	6.6×10^{-2}	1.3
10	Ar-37	4.9×10^{8}	1.0×10^{12}	1.6	Tc-99m	1.6×10^{-5}	3.3×10^{-2}	0.6

表 3.2.2　冷却期間 30 日及び 1 年におけるビーム窓部（半球殻全体）のビーム出力 1 MW 当たり放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 10 核種）

冷却期間：30 日

	誘導放射能				崩壊熱			
no.	核種	(Bq/cm^3)	(Bq)	(%)	核種	(W/cm^3)	(W)	(%)
1	Fe-55	7.3×10^{9}	1.5×10^{13}	31.3	Mn-54	8.1×10^{-4}	1.7×10^{0}	50.5
2	Mn-54	6.0×10^{9}	1.2×10^{13}	25.8	V-48	2.4×10^{-4}	5.0×10^{-1}	15.1
3	Cr-51	4.8×10^{9}	9.9×10^{12}	20.7	Sc-46	2.2×10^{-4}	4.4×10^{-1}	13.6
4	V-49	1.4×10^{9}	2.9×10^{12}	6.1	Co-56	2.1×10^{-4}	4.4×10^{-1}	13.4
5	Sc-46	6.4×10^{8}	1.3×10^{12}	2.8	Cr-51	2.8×10^{-5}	5.8×10^{-2}	1.8
6	H-3	5.5×10^{8}	1.1×10^{12}	2.4	P-32	1.8×10^{-5}	3.6×10^{-2}	1.1
7	V-48	4.5×10^{8}	9.2×10^{11}	1.9	Na-22	1.4×10^{-5}	2.8×10^{-2}	0.9
8	Co-56	3.6×10^{8}	7.3×10^{11}	1.5	Co-58	1.1×10^{-5}	2.3×10^{-2}	0.7
9	S-35	3.5×10^{8}	7.2×10^{11}	1.5	Mn-52	1.1×10^{-5}	2.3×10^{-2}	0.7
10	Ar-37	3.1×10^{8}	6.4×10^{11}	1.4	Fe-55	6.6×10^{-6}	1.4×10^{-2}	0.4

冷却期間：1 年

	誘導放射能				崩壊熱			
no.	核種	(Bq/cm^3)	(Bq)	(%)	核種	(W/cm^3)	(W)	(%)
1	Fe-55	5.8×10^{9}	1.2×10^{13}	57.4	Mn-54	3.8×10^{-4}	7.9×10^{-1}	89.3
2	Mn-54	2.8×10^{9}	5.8×10^{12}	28.4	Sc-46	1.4×10^{-5}	2.8×10^{-2}	3.2
3	V-49	7.0×10^{8}	1.4×10^{12}	7.0	Na-22	1.1×10^{-5}	2.2×10^{-2}	2.5
4	H-3	5.3×10^{8}	1.1×10^{12}	5.2	Co-56	1.1×10^{-5}	2.2×10^{-2}	2.5
5	Sc-46	4.0×10^{7}	8.2×10^{10}	0.4	Fe-55	5.2×10^{-6}	1.1×10^{-2}	1.2
6	Ca-45	3.2×10^{7}	6.5×10^{10}	0.3	Y-88	1.3×10^{-6}	2.8×10^{-3}	0.3
7	Co-57	3.1×10^{7}	6.3×10^{10}	0.3	Sc-44	9.3×10^{-7}	1.9×10^{-3}	0.2
8	Na-22	2.8×10^{7}	5.8×10^{10}	0.3	Co-57	7.0×10^{-7}	1.4×10^{-3}	0.2
9	S-35	2.5×10^{7}	5.1×10^{10}	0.3	V-49	4.9×10^{-7}	1.0×10^{-3}	0.1
10	Co-56	1.8×10^{7}	3.6×10^{10}	0.2	H-3	4.8×10^{-7}	9.9×10^{-4}	0.1

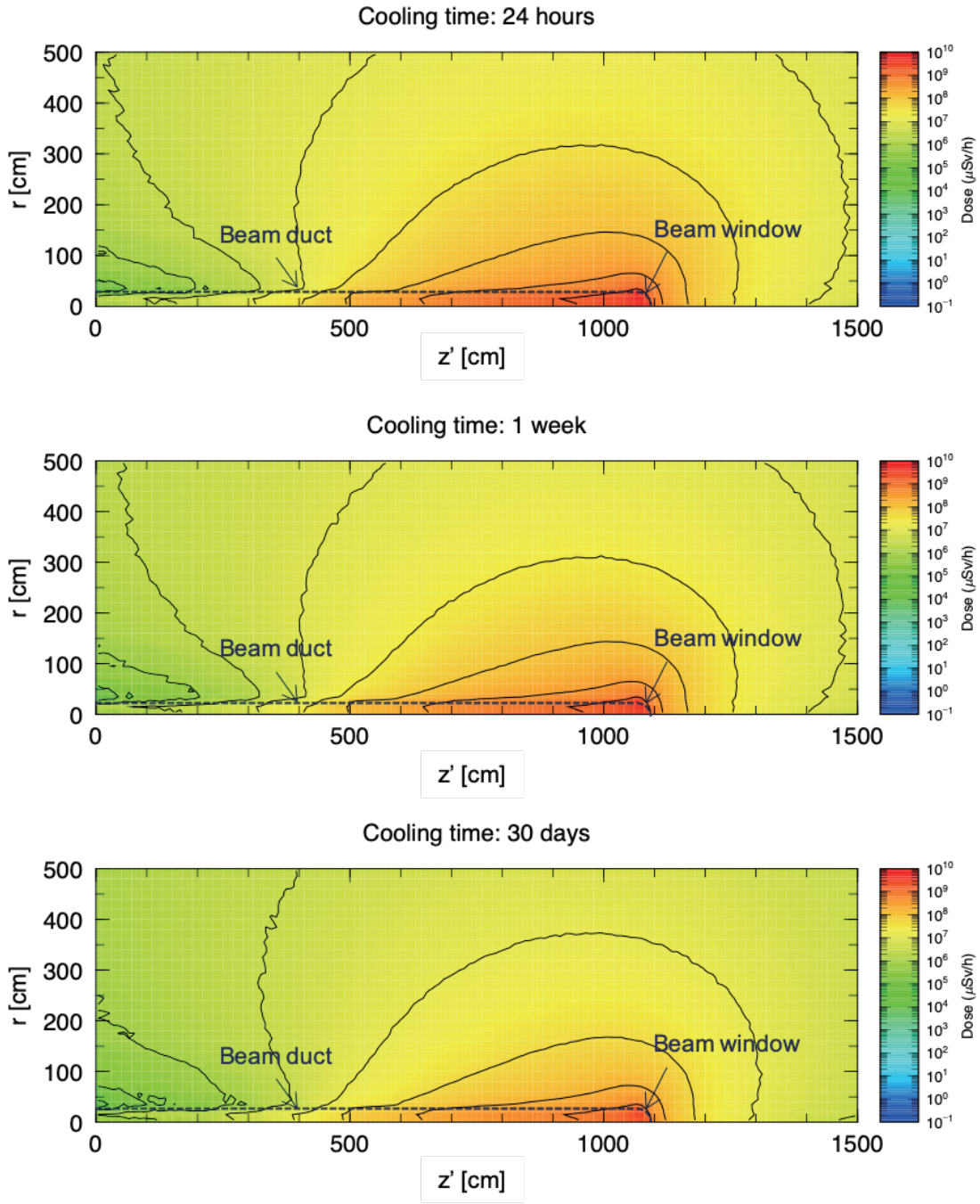

図 3.2.1　冷却期間 24 時間、1 週間及び 30 日におけるビームダクトから放出される崩壊 γ 線による実効線量率分布（r-z' 平面、ビームダクト領域：$0 < z' < 1100$ cm、$r < 23.5$ cm）

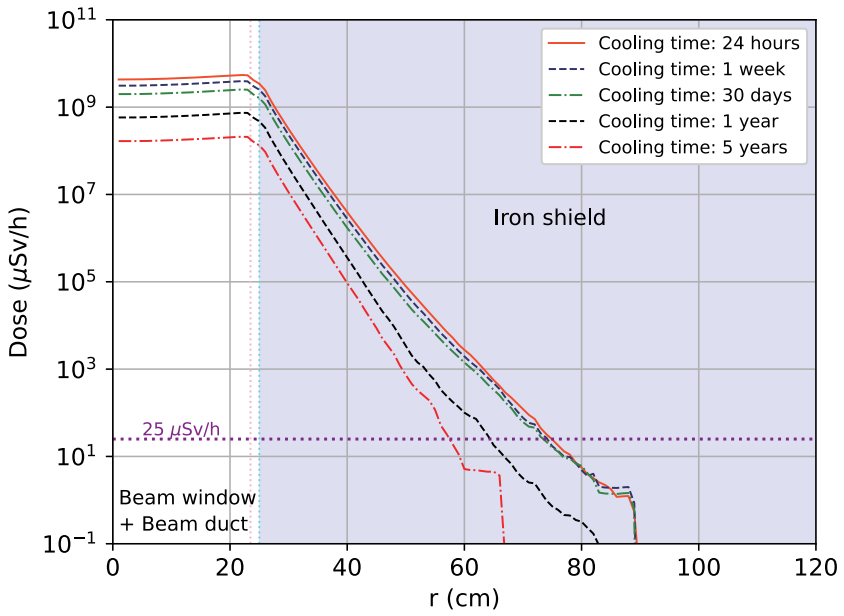

図 3.2.2　冷却期間 24 時間、1 週間、30 日、1 年及び 5 年におけるビーム窓部を取り囲んだ鉄遮蔽体中の径方向 γ 線実効線量率分布（紫色の点線は管理区域で人が常時立ち入ることができる線量限度 25 μSv/h を表す）

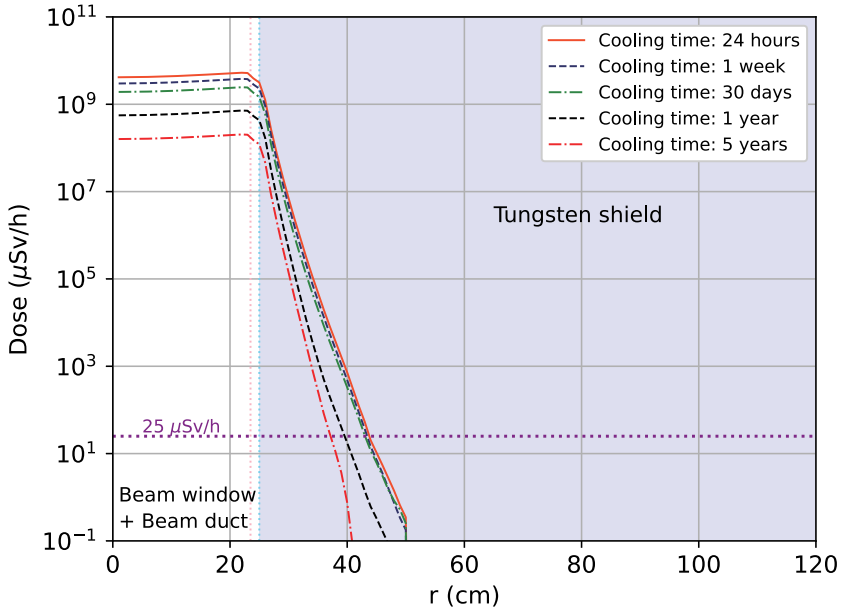

図 3.2.3　冷却期間 24 時間、1 週間、30 日、1 年及び 5 年におけるビーム窓部を取り囲んだタングステン遮蔽体中の径方向 γ 線実効線量率分布

4. ビーム輸送室

4.1 中性子線源及び γ 線源

第 3.1 節の解析で得られた、$z = 900$ cm の炉内ビームダクト内側（$r \leq 22.5$ cm）における中性子及び γ 線のタリー（集積）情報をもとに、**図 3.1.6** のエネルギー分布を有する中性子線源及び γ 線源を置き、z 軸正方向に角度の広がりを持たせて入射させ、粒子輸送の接続計算を行った。角度の広がり θ は次式により求めた。

$$\theta = \arctan\left(r_0/L\right) \tag{4.1}$$

ここで、L はビーム窓から原子炉容器開口部までの距離で $L = 1020$ cm、r_0 は開口部の半径で 22.5 cm である。**表 4.1.1** に、ビーム輸送室の解析に用いた中性子源及び γ 線源の条件を示す。

表 4.1.1　ビーム輸送室遮蔽解析用の中性子線源及び γ 線源の条件

粒子	中性子	γ 線（光子）
発生率 [1/s]	1.6504×10^{15}	1.0049×10^{14}
エネルギー分布	**図 3.1.6**	**図 3.1.7**
形状	一様円分布	
中心の座標 (x, y, z) [cm]	$(0, 0, 900)$	
直径	450 mm	
方向	z 軸正方向	
入射方向の立体角範囲	1.264°（1.528 msr）	

4.2 運転中のビーム輸送室

ビーム輸送室の解析では、後述する上部遮蔽体の有無による線量の違いを調査するため、次に示す 2 つのモデルを使用した。

ケース A　上部遮蔽体を置いたモデル
ケース B　ケース A から上部遮蔽体を取り除いたモデル

図 4.2.1 に、ケース A における運転中の標的及び炉心から流入する中性子及び γ 線（以下、流入中性子及び流入 γ 線と呼ぶ）に起因するビーム輸送室の実効線量率分布及び吸収線量分布（300 日運転の積算値）を示す。ケース A における運転時のビーム輸送室の空間の実効線量率は、流入中性子の寄与が大きく、位置に依るが概ね数百 Sv/h、吸収線量は数百 kGy のオーダーとなった。

図 4.2.2 に、ケース B における運転中のビーム輸送室の実効線量率分布及び吸収線量分布を示し、**表 4.2.1** に、ケース A 及びケース B における流入中性子及び流入 γ 線に起因する機器の吸収線量の値を、1 W/m ビームロスに起因する吸収線量（**付録 A** 参照）とともに示す。ここで、**付録 A** より、1 W/m ビームロスに起因する室内ビームダクトの吸収線量は 1.6 MGy となった。ビームライン上に設置される偏向電磁石や四極電磁石も室内ビームダクトと同等の開口幅となるため、その吸収線量も室内ビームダクトとおよそ同等と考えられる。そのため、1 W/m ビームロスによる吸収線量は、一律に 1.6 MGy と仮定した。**表 4.2.1** より、ケース B における運転時のビーム輸送室の空間の実効線量率及び吸収線量は、いずれもケース A より 1 桁程度高く、それぞれ概ね数 kSv/h 及び数 MGy のオーダーとなった。上部遮蔽体を置くことで流入中性子及び流入 γ 線に起因する電磁石の吸収線量は 1 MGy を下回り、1 W/m ビームロスの寄与を含む電磁石の合計の吸収線量はそれぞれ 1∼2 MGy となった。

表 4.2.1　300 日運転によるビーム輸送機器の吸収線量（最大値）

ケース A（単位：Gy）

	流入中性子起因	流入 γ 線起因	1 W/m ビームロス起因	合計
ビームダクト	3.6×10^7	5.5×10^6	1.6×10^6	4.4×10^7
四極電磁石 A	2.1×10^5	8.4×10^3	1.6×10^6	1.8×10^6
四極電磁石 B	1.2×10^5	1.2×10^4	1.6×10^6	1.7×10^6
四極電磁石 C	1.3×10^5	1.8×10^4	1.6×10^6	1.7×10^6
偏向電磁石	1.8×10^4	4.8×10^2	1.6×10^6	1.6×10^6

ケース B（単位：Gy）

	流入中性子起因	流入 γ 線起因	1 W/m ビームロス起因	合計
ビームダクト	2.5×10^7	8.9×10^6	1.6×10^6	3.6×10^7
四極電磁石 A	2.9×10^7	4.6×10^6	1.6×10^6	3.6×10^7
四極電磁石 B	1.5×10^6	1.5×10^5	1.6×10^6	3.2×10^6
四極電磁石 C	9.1×10^5	1.1×10^5	1.6×10^6	2.6×10^6
偏向電磁石	2.1×10^6	2.2×10^5	1.6×10^6	3.8×10^6

図 4.2.3 は、過去の文献 [14–18] を参考に、高放射線環境で使用される機器及び材料の許容吸収線量をまとめたものである。使用する機器や材料に依るが、耐放射線機器及び材料は、耐放射線電磁石を除いて数 MGy から数十 MGy のオーダーまで使用可能である。したがって、機器の長期利用の観点からは上部遮蔽体を置くケース A の方がよい。許容線量が数百 MGy オーダーの耐放射線電磁石は長期間にわたって利用可能と考えられるが、許容線量が数 MGy の耐放射線機器は 1 サイクルまたは数サイクル間隔で交換するか、それ以上使用する場合は追加の遮蔽が必要である[1]。

[1]ただし、電磁石の長期利用では ^{60}Co（半減期 5.27 年）等の長寿命核種の蓄積について検討する必要がある。

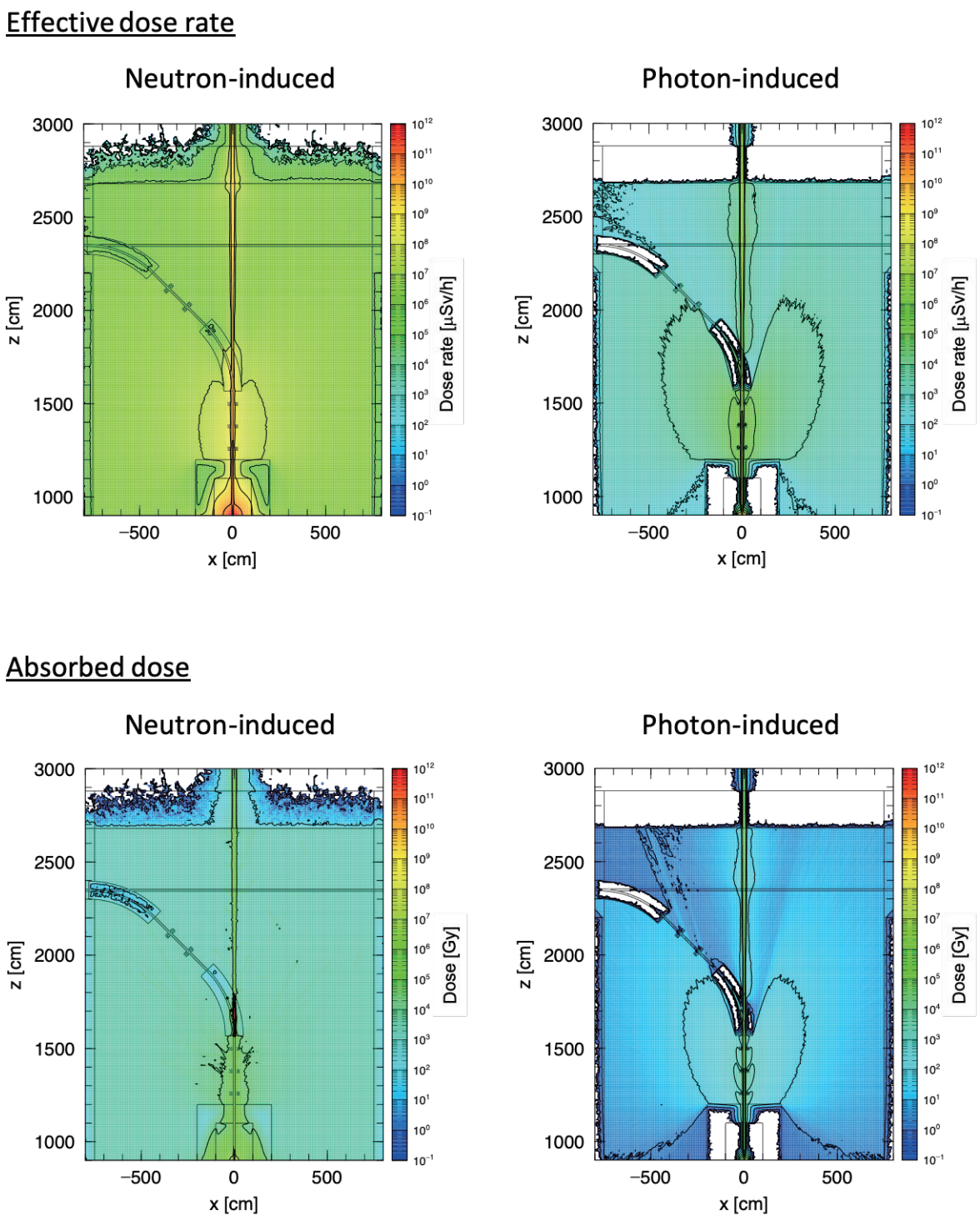

図 4.2.1　ケース A における運転中の流入中性子及び流入 γ 線に起因するビーム輸送室の実効線量率分布（上）及び 300 日運転による吸収線量分布（下）

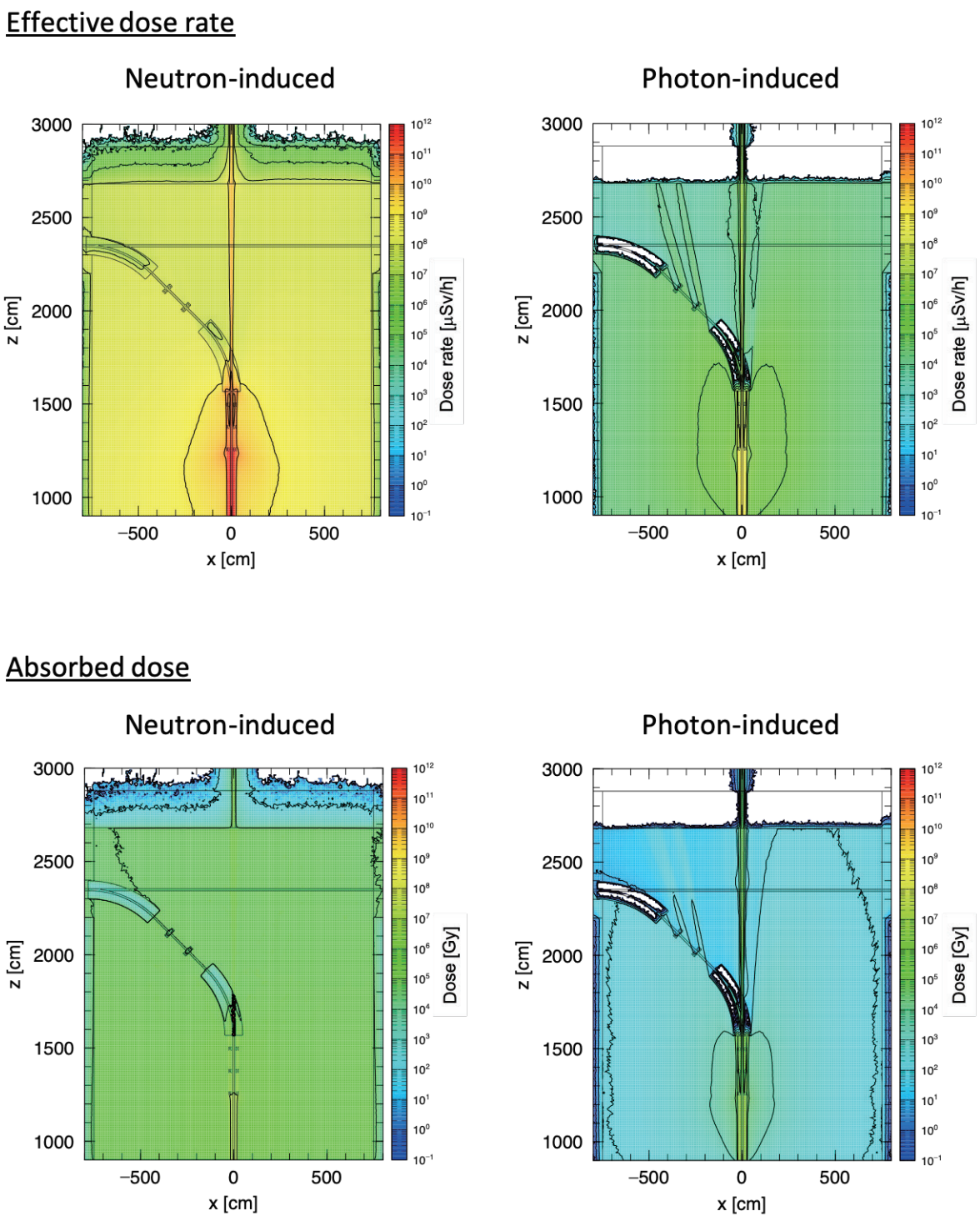

図 4.2.2　ケース B における運転中の流入中性子及び流入 γ 線に起因するビーム輸送室の実効線量率分布（上）及び 300 日運転による吸収線量分布（下）

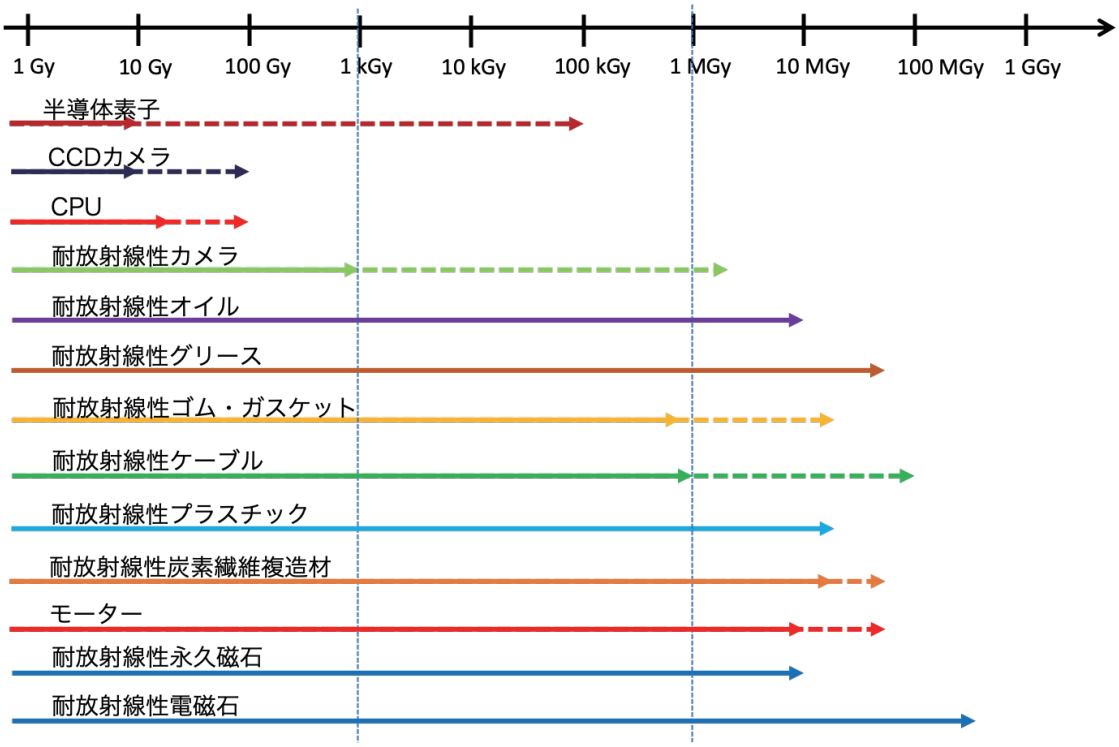

図 4.2.3　機器及び材料の耐放射線性（破線は機器及び材料の種類によって異なることを表す）

4.3 運転中及び運転後の室内機器

図 4.3.1 に、ケース A におけるビーム輸送室内機器の流入中性子による放射化に伴う誘導放射能及び崩壊熱の時間変化を示す。いずれの機器も運転開始後速やかにほぼ飽和に達する。標的及び炉心から流入する中性子に直接曝される上部遮蔽体で誘導放射能及び崩壊熱の値が高く、次いで偏向電磁石、四極電磁石及び室内ビームダクトの順となった。**図 4.3.1** の室内ビームダクトの誘導放射能（運転終了直後で 821 GBq）と、**付録 A** の**図 A.2.2** の結果に室内ビームダクトの長さ 6.5 m を乗じたときの誘導放射能（運転終了直後で 7.1 GBq）を比較すると、流入中性子による室内ビームダクトの誘導放射能は 1 W/m ビームロスによるものよりも 2 桁高い。すなわち、室内ビームダクトの放射化は流入中性子に起因するものが支配的である。

表 4.3.1 に、運転中に流入中性子に直接曝される上部遮蔽体の発熱量の内訳を示す。運転中の上部遮蔽体全体の発熱量は最大で 502 kW で、その大部分は流入中性子及び流入 γ 線の直接的な入射に起因している。厚さ 5 m の上部遮蔽体の 1 W/m ビームロスに起因する発熱量は高々数 W であり、kW オーダーの評価では無視できる。

表 4.3.1　運転中の上部遮蔽体の発熱量の内訳

	総発熱量 (kW)
崩壊熱起因（最大）	2
流入中性子入射起因	408
流入 γ 線入射起因	92
1 W/m ビームロス起因	($\ll 1$)
合計	502

表 4.3.2–4.3.7 に、それぞれ上部遮蔽体、3 台の四極電磁石、偏向電磁石及び室内ビームダクトの誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳を示す。運転後における上部遮蔽体及び電磁石の誘導放射能に寄与する主な核種は ^{55}Fe（半減期 2.74 年）、^{59}Fe（半減期 44.5 日）及び ^{54}Mn（半減期 312 日）であり、いずれも中性子による鉄の放射化に由来する。**第 3.2 節**で述べたように、^{55}Fe は EC に伴う 5.9 keV の特性 X 線のみを放出するため、発熱及び線量に与える寄与は極めて小さい。一方、室内ビームダクトの誘導放射能に寄与する主な核種は ^{46}Sc（半減期 83.8 日）、^{47}Fe（半減期 3.35 日）及び ^{45}Ca（半減期 163 日）である。これらは中性子によるチタンの放射化に由来し、誘導放射能は電磁石に比べて 1∼2 桁低い。

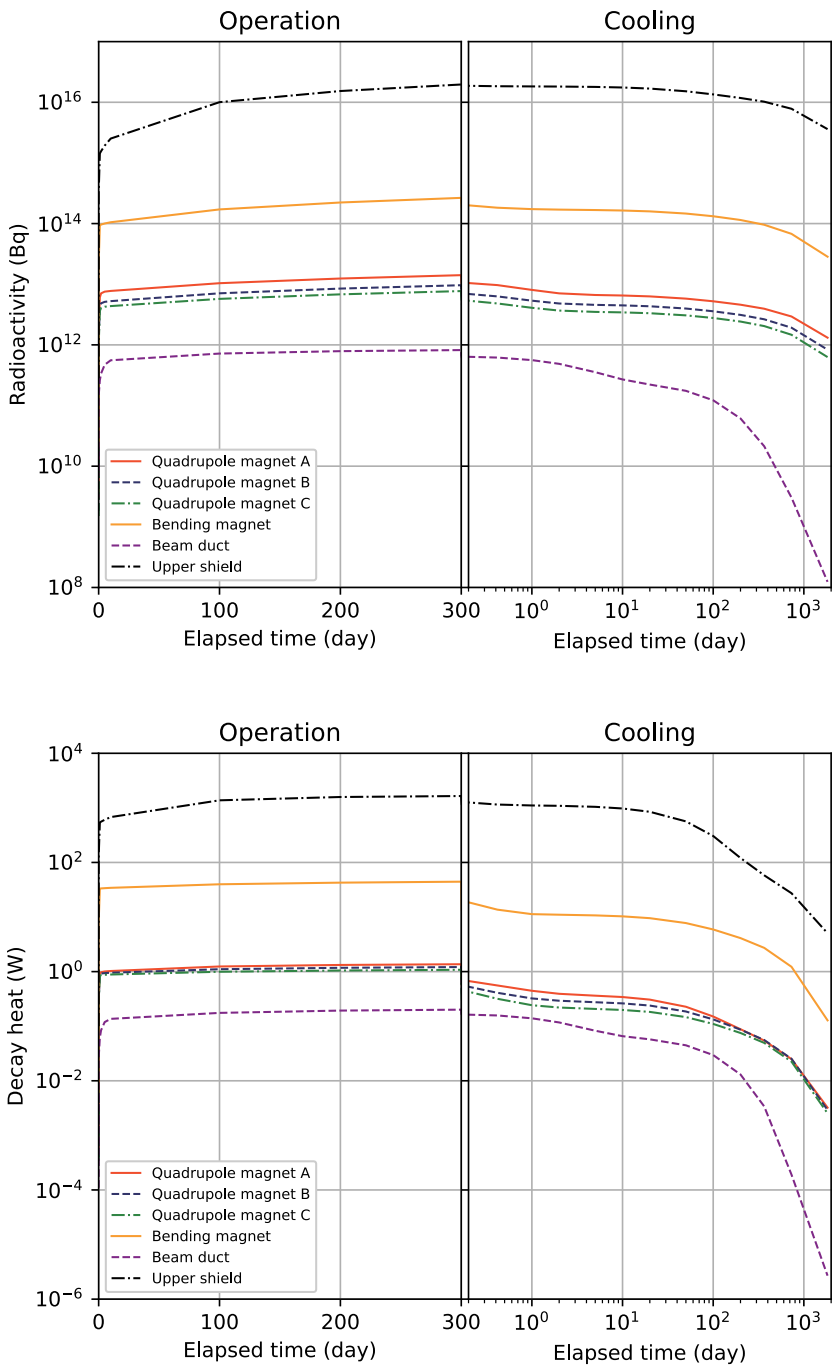

図 4.3.1　ビーム輸送室内機器の流入中性子による誘導放射能（上）及び崩壊熱（下）の時間変化

表 4.3.2　上部遮蔽体（鉄遮蔽体 + コンクリート遮蔽体）の流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 8 核種）

運転期間：300 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	9.0×10^{15}	62.4	Fe-59	6.9×10^{3}	51.9
2	Fe-59	3.3×10^{15}	22.7	Mn-56	5.2×10^{2}	39.1
3	Mn-56	1.3×10^{15}	8.9	Mn-54	1.0×10^{2}	7.8
4	Mn-54	7.6×10^{14}	5.3	Fe-55	8.2×10^{1}	0.6
5	Cr-51	6.4×10^{13}	0.4	Fe-53	3.3×10^{0}	0.2
6	Mn-57	9.4×10^{12}	0.1	Al-28	2.1×10^{0}	0.2
7	Fe-53	8.9×10^{12}	0.0	Mn-57	1.8×10^{0}	0.1
8	Al-28	4.3×10^{12}	0.0	Cr-51	3.8×10^{-1}	0.0

運転期間：300 日 + 冷却期間：24 時間

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	9.0×10^{15}	68.9	Fe-59	6.7×10^{2}	85.7
2	Fe-59	3.2×10^{15}	24.7	Mn-54	1.0×10^{2}	13.1
3	Mn-54	7.6×10^{14}	5.9	Fe-55	8.2×10^{0}	1.0
4	Cr-51	6.3×10^{13}	0.4	Mn-56	8.2×10^{-1}	0.1
5	Mn-56	2.0×10^{12}	0.0	Cr-51	3.7×10^{-1}	0.0
6	Ca-45	2.6×10^{11}	0.0	Mn-52	4.2×10^{-2}	0.0
7	H-3	1.1×10^{11}	0.0	V-48	1.5×10^{-2}	0.0
8	Mn-52	7.4×10^{10}	0.0	Co-56	4.4×10^{-3}	0.0

運転期間：300 日 + 冷却期間：10 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	8.9×10^{15}	71.2	Fe-59	5.9×10^{2}	84.3
2	Fe-59	2.8×10^{15}	22.3	Mn-54	1.0×10^{2}	14.5
3	Mn-54	7.5×10^{14}	5.9	Fe-55	8.1×10^{0}	1.2
4	Cr-51	5.0×10^{13}	0.4	Cr-51	2.9×10^{-1}	0.0
5	Ca-45	2.5×10^{11}	0.0	Mn-52	1.4×10^{-2}	0.0
6	H-3	1.1×10^{11}	0.0	V-48	1.0×10^{-2}	0.0
7	V-49	4.9×10^{10}	0.0	Co-56	4.1×10^{-3}	0.0
8	Mn-52	2.4×10^{10}	0.0	Ca-45	3.1×10^{-3}	0.0

表 4.3.3　四極電磁石 A の流入中性子による放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 8 核種）

運転期間：300 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	5.3×10^{12}	55.3	Mn-56	5.3×10^{-1}	54.5
2	Mn-56	1.3×10^{12}	13.7	Fe-59	2.6×10^{-1}	26.5
3	Fe-59	1.2×10^{12}	12.9	Mn-54	1.1×10^{-1}	11.7
4	Mn-54	8.5×10^{11}	8.9	Cu-64	3.2×10^{-2}	3.3
5	Cu-64	6.5×10^{11}	6.8	Cu-66	2.7×10^{-2}	2.8
6	Cu-66	1.5×10^{11}	1.5	Fe-55	4.8×10^{-3}	0.5
7	Cr-51	6.6×10^{10}	0.7	Fe-53	3.1×10^{-3}	0.3
8	Mn-57	9.8×10^{9}	0.1	Mn-57	1.9×10^{-3}	0.2

運転期間：300 日 ＋ 冷却期間：24 時間

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	5.3×10^{12}	69.7	Fe-59	2.5×10^{-1}	66.3
2	Fe-59	1.2×10^{12}	15.9	Mn-54	1.1×10^{-1}	29.8
3	Mn-54	8.5×10^{11}	11.1	Cu-64	8.7×10^{-2}	2.3
4	Cu-64	1.8×10^{11}	2.3	Fe-55	4.8×10^{-3}	1.3
5	Cr-51	6.5×10^{10}	0.8	Mn-56	8.4×10^{-4}	0.2
6	Mn-56	2.1×10^{9}	0.0	Cr-51	3.8×10^{-4}	0.1
7	Co-58	1.7×10^{8}	0.0	Mn-52	3.6×10^{-5}	0.0
8	H-3	1.2×10^{8}	0.0	Co-58	2.7×10^{-5}	0.0

運転期間：300 日 ＋ 冷却期間：10 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	5.3×10^{12}	73.1	Fe-59	2.2×10^{-1}	65.4
2	Fe-59	1.1×10^{12}	14.6	Mn-54	1.1×10^{-1}	33.1
3	Mn-54	8.3×10^{11}	11.5	Fe-55	4.8×10^{-3}	1.4
4	Cr-51	5.2×10^{10}	0.7	Cr-51	3.0×10^{-4}	0.1
5	Co-58	1.5×10^{8}	0.0	Co-58	2.5×10^{-4}	0.0
6	H-3	1.2×10^{8}	0.0	Co-60	1.7×10^{-5}	0.0
7	V-49	4.3×10^{7}	0.0	Co-56	1.2×10^{-5}	0.0
8	Co-60	4.1×10^{7}	0.0	Mn-52	1.2×10^{-5}	0.0

表 4.3.4　四極電磁石 B の流入中性子による放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 8 核種）

運転期間：300 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	3.7×10^{12}	47.5	Mn-56	6.9×10^{-1}	66.3
2	Mn-56	1.7×10^{12}	21.7	Fe-59	1.7×10^{-1}	16.6
3	Mn-54	9.3×10^{11}	11.9	Mn-54	1.3×10^{-1}	12.0
4	Fe-59	8.2×10^{11}	10.5	Cu-64	2.2×10^{-2}	2.1
5	Cu-64	4.4×10^{11}	5.6	Cu-66	1.8×10^{-2}	1.8
6	Cu-66	9.8×10^{10}	1.3	Fe-53	4.6×10^{-3}	0.4
7	Cr-51	8.6×10^{10}	1.1	Fe-55	3.4×10^{-3}	0.3
8	Fe-53	1.3×10^{10}	0.2	Mn-57	2.4×10^{-3}	0.2

運転期間：300 日 ＋ 冷却期間：24 時間

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	3.7×10^{12}	65.7	Fe-59	1.8×10^{-1}	55.5
2	Mn-54	9.3×10^{11}	16.4	Mn-54	1.2×10^{-1}	40.9
3	Mn-59	8.1×10^{11}	14.3	Cu-64	5.9×10^{-3}	2.0
4	Cu-64	1.2×10^{11}	2.1	Fe-55	3.4×10^{-3}	1.1
5	Cr-51	8.4×10^{10}	1.5	Mn-56	1.1×10^{-3}	0.4
6	Mn-56	2.7×10^{9}	0.0	Cr-51	4.9×10^{-4}	0.2
7	Co-58	2.0×10^{8}	0.0	Mn-52	7.6×10^{-5}	0.0
8	H-3	1.7×10^{8}	0.0	V-48	3.6×10^{-5}	0.0

運転期間：300 日 ＋ 冷却期間：10 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	3.7×10^{12}	68.8	Fe-59	1.5×10^{-1}	53.8
2	Mn-54	9.1×10^{11}	16.9	Mn-54	1.2×10^{-1}	44.7
3	Fe-59	7.0×10^{11}	13.1	Fe-55	3.4×10^{-3}	1.2
4	Cr-51	6.7×10^{10}	1.2	Cr-51	3.9×10^{-4}	0.1
5	Co-58	1.9×10^{8}	0.0	Co-58	3.0×10^{-5}	0.0
6	H-3	1.7×10^{8}	0.0	Mn-52	2.5×10^{-5}	0.0
7	V-49	1.0×10^{8}	0.0	V-48	2.4×10^{-5}	0.0
8	Co-60	5.1×10^{7}	0.0	Co-60	2.1×10^{-5}	0.0

表 4.3.5　四極電磁石 C の流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 8 核種）

運転期間：300 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	3.2×10^{12}	46.6	Mn-56	6.7×10^{-1}	69.4
2	Mn-56	1.6×10^{12}	23.9	Fe-59	1.4×10^{-1}	14.5
3	Mn-54	7.9×10^{11}	11.4	Mn-54	1.1×10^{-1}	11.1
4	Fe-59	6.6×10^{11}	9.6	Cu-64	1.9×10^{-2}	2.0
5	Cu-64	3.8×10^{11}	5.5	Cu-66	1.6×10^{-2}	1.6
6	Cu-66	8.4×10^{11}	1.2	Fe-53	4.8×10^{-3}	0.5
7	Cr-51	8.4×10^{10}	1.2	Fe-55	2.9×10^{-3}	0.3
8	Fe-53	1.3×10^{10}	0.2	Mn-57	2.3×10^{-3}	0.2

運転期間：300 日 ＋ 冷却期間：24 時間

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	3.2×10^{12}	66.4	Fe-59	1.4×10^{-1}	54.2
2	Mn-54	7.9×10^{11}	16.3	Mn-54	1.1×10^{-1}	41.9
3	Fe-59	6.5×10^{11}	13.5	Cu-64	5.1×10^{-3}	2.0
4	Cu-64	1.0×10^{11}	2.1	Fe-55	2.9×10^{-3}	1.2
5	Cr-51	8.1×10^{10}	1.7	Mn-56	1.1×10^{-3}	0.4
6	Mn-56	2.6×10^{9}	0.1	Cr-51	4.8×10^{-4}	0.2
7	Co-58	3.1×10^{8}	0.0	Mn-52	9.7×10^{-5}	0.0
8	H-3	1.8×10^{8}	0.0	Co-58	4.9×10^{-5}	0.0

運転期間：300 日 ＋ 冷却期間：10 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	3.2×10^{12}	69.4	Fe-59	1.2×10^{-1}	52.6
2	Mn-54	7.7×10^{11}	16.8	Mn-54	1.0×10^{-1}	45.9
3	Fe-59	5.7×10^{11}	12.4	Fe-55	2.9×10^{-3}	1.3
4	Cr-51	6.5×10^{10}	1.4	Cr-51	3.8×10^{-4}	0.2
5	Co-58	2.8×10^{8}	0.0	Co-58	4.5×10^{-5}	0.0
6	H-3	1.8×10^{8}	0.0	Mn-52	3.2×10^{-5}	0.0
7	V-49	9.6×10^{7}	0.0	Co-60	2.6×10^{-5}	0.0
8	Co-57	7.3×10^{7}	0.0	V-48	1.2×10^{-5}	0.0

表 4.3.6　偏向電磁石の流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 8 核種）

運転期間：300 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Mn-56	7.9×10^{13}	36.0	Mn-56	3.2×10^{1}	77.4
2	Fe-55	7.6×10^{13}	34.4	Mn-54	5.9×10^{0}	14.3
3	Mn-54	4.4×10^{13}	20.0	Fe-59	2.9×10^{0}	7.0
4	Fe-59	1.4×10^{13}	6.3	Fe-53	1.7×10^{-1}	0.4
5	Cr-51	3.9×10^{12}	1.8	Mn-57	1.1×10^{-1}	0.3
6	Cu-64	1.7×10^{12}	0.8	Cu-64	8.4×10^{-2}	0.2
7	Mn-57	5.6×10^{11}	0.3	Cu-66	7.0×10^{-2}	0.2
8	Fe-53	4.7×10^{11}	0.2	Fe-55	7.0×10^{-2}	0.2

運転期間：300 日、冷却期間：24 時間

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	7.6×10^{13}	54.9	Mn-54	5.9×10^{0}	66.2
2	Mn-54	4.4×10^{13}	31.9	Fe-59	2.9×10^{0}	32.0
3	Fe-59	1.4×10^{13}	9.9	Fe-55	6.9×10^{0}	0.8
4	Cr-51	3.8×10^{12}	2.8	Mn-56	5.1×10^{-1}	0.6
5	Cu-64	4.5×10^{11}	0.3	Cu-64	2.3×10^{-2}	0.3
6	Mn-56	1.3×10^{11}	0.1	Cr-51	2.2×10^{-2}	0.3
7	H-3	5.5×10^{9}	0.0	Mn-52	8.0×10^{-4}	0.0
8	Mn-52	1.4×10^{9}	0.0	V-48	1.8×10^{-4}	0.0

運転期間：300 日、冷却期間：10 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Fe-55	7.5×10^{13}	56.4	Mn-54	5.8×10^{0}	69.3
2	Mn-54	4.3×10^{13}	32.4	Fe-59	2.5×10^{0}	29.7
3	Fe-59	1.2×10^{13}	8.9	Fe-55	6.8×10^{-2}	0.8
4	Cr-51	3.1×10^{12}	2.3	Cr-51	1.8×10^{-2}	0.2
5	H-3	5.5×10^{9}	0.0	Mn-52	2.6×10^{-4}	0.0
6	V-49	5.3×10^{8}	0.0	V-48	1.2×10^{-4}	0.0
7	Mn-52	4.6×10^{8}	0.0	Co-56	5.6×10^{-5}	0.0
8	V-48	2.3×10^{8}	0.0	Sc-46	4.0×10^{-5}	0.0

表 4.3.7　室内ビームダクトの流入中性子による誘導放射能及び崩壊熱の核種別内訳（上位 8 核種）

運転期間：300 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Sc-47	2.4×10^{11}	30.6	Sc-48	9.2×10^{-2}	47.4
2	Sc-46	2.0×10^{11}	25.1	Sc-46	6.7×10^{-2}	34.6
3	Sc-48	1.6×10^{11}	20.4	Ti-51	2.2×10^{-2}	7.3
4	Ti-51	7.1×10^{10}	9.1	Sc-47	1.0×10^{-2}	5.4
5	Ca-45	5.5×10^{10}	7.1	Ti-45	3.2×10^{-3}	1.7
6	Ti-45	1.6×10^{10}	2.1	Sc-44	2.1×10^{-3}	1.0
7	Sc-46m	1.1×10^{10}	1.4	Sc-49	1.4×10^{-3}	0.7
8	Sc-49	1.1×10^{10}	1.4	Sc-50	1.4×10^{-3}	0.7

運転期間：300 日、冷却期間：24 時間

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Sc-46	2.0×10^{11}	34.8	Sc-46	6.6×10^{-2}	47.6
2	Sc-47	2.0×10^{11}	34.8	Sc-48	6.3×10^{-2}	44.8
3	Sc-48	1.1×10^{11}	19.5	Sc-47	8.5×10^{-3}	6.1
4	Ca-45	5.5×10^{10}	9.8	Sc-44	7.7×10^{-4}	0.5
5	Sc-44	1.8×10^{9}	0.3	Ca-45	6.8×10^{-4}	0.5
6	Sc-47	1.7×10^{9}	0.3	Ca-47	3.7×10^{-4}	0.3
7	Sa-44m	1.6×10^{9}	0.3	K-42	9.4×10^{-5}	0.1
8	K-43	4.1×10^{8}	0.1	K-43	8.4×10^{-5}	0.1

運転期間：300 日、冷却期間：10 日

	誘導放射能			崩壊熱		
no.	核種	(Bq)	(%)	核種	(W)	(%)
1	Sc-46	1.8×10^{11}	67.2	Sc-46	6.2×10^{-2}	93.6
2	Ca-45	5.3×10^{10}	19.6	Sc-48	2.0×10^{-3}	3.1
3	Sc-47	3.1×10^{10}	11.5	Sc-47	1.3×10^{-3}	2.0
4	Sc-48	3.5×10^{9}	1.3	Ca-45	6.5×10^{-4}	1.0
5	Ca-47	4.4×10^{8}	0.2	Ca-47	9.1×10^{-5}	0.1
6	Sc-44	1.4×10^{8}	0.1	Sc-44	6.0×10^{-5}	0.1
7	Sc-44m	1.3×10^{8}	0.0	V-48	3.8×10^{-5}	0.1
8	H-3	1.2×10^{8}	0.0	Sc-44m	6.2×10^{-6}	0.0

4.4　運転後のビーム輸送室

ビーム輸送室は、上部遮蔽体、室内ビームダクト及び電磁石等の放射化した室内機器から崩壊 γ 線が発生するため、運転後も高放射線環境となる。ここでは、形状がシンプルで、かつ機器自身による自己遮蔽効果の低い室内ビームダクトに注目して、室内ビームダクトから発生する崩壊 γ 線によるビーム輸送室内の実効線量率分布を求めた。

図 4.4.1 に運転後冷却期間 24 時間における解析結果を示す。ここで、図の左側のパネル (a) は流入中性子に起因する線量率分布、図の右側のパネル (b) は 1 W/m ビームロスに起因する線量率分布を表す。運転後の線量は、流入中性子に起因するものが支配的であり、上部遮蔽体が設置された状態のとき及び上部遮蔽体を外した状態のときの室内ビームダクトから径方向に 1 m 離れた位置（**図 4.4.1** の赤線）における流入中性子に起因する実効線量率は、室内ビームダクトの放射化に起因するものだけで 10 mSv/h を超え、それぞれ 13 mSv/h 及び 28 mSv/h に達した。上部遮蔽体や電磁石も高い放射能を持つため、運転後のビーム輸送室の空間線量はこれよりも高くなることが予想される。冷却時間を長くとることで線量率は減少するが、**図 4.3.1** からも明らかなように、数日から数十日のオーダーでは冷却による線量率の減衰の効果は期待できない。原子炉容器の開口部を小さくすることで遮蔽を強化できるが、ハンズオンでのメンテナンスに必要な 100 μSv/h 以下に抑えるには、中性子による放射化に伴う線量を 100 分の 1 以下、すなわち開口幅を 10 分の 1 以下にする必要があり、これは現実的ではない。

以上の結果と考察より、本検討の条件では、運転後におけるビーム輸送機器のハンズオンでのメンテナンスは極めて困難であり、ビーム輸送室内機器の保守及び交換作業では遠隔での操作が必須であることがわかった。

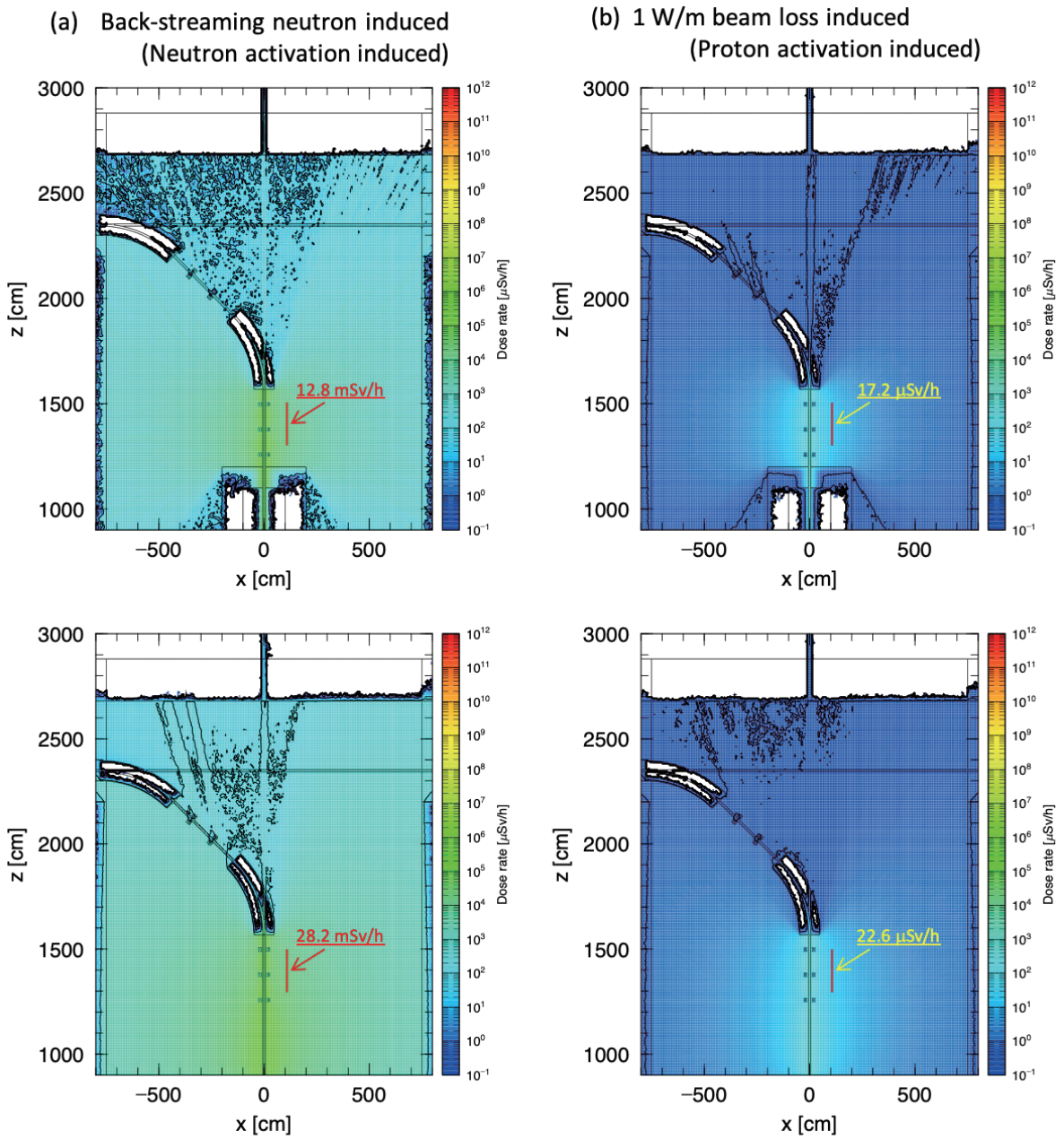

図 4.4.1　冷却期間 24 時間における室内ビームダクトから発生する (a) 流入中性子及び (b)1 W/m ビームロスに起因する崩壊 γ 線による実効線量率分布（上：上部遮蔽体が設置された状態、下：運転後に上部遮蔽体を外した状態）

5. 天井遮蔽体

5.1 中性子線源及び γ 線源

天井遮蔽体では、標的真上及びそれを除く領域で、入射する中性子及び γ 線の特徴が大きく異なる。すなわち、標的真上では流入中性子及び流入 γ 線が遮蔽物を介することなく天井に入射するのに対し、標的真上を除く領域では、上部遮蔽体及びその他の構造物を介して天井に入射する。そこでここでは、それぞれの領域における中性子及び γ 線の情報から、天井遮蔽体の遮蔽構造を検討した。標的真上では、高エネルギー成分を含む中性子がビームのように細い流れとなって天井遮蔽体に入射する。そのため、この中性子を、加速器施設で使用されているビームダンプのような構造物で遮蔽することが必要となる。以下ではこれを “中性子ダンプ” と呼ぶ。

図 5.1.1 に、**第 4 章**の解析で得られた標的真上の天井遮蔽体下端（$z = 2680$ cm、$r \leq 10$ cm）における中性子及び γ 線フラックスのエネルギースペクトルを示す。中性子及び γ 線のフラック

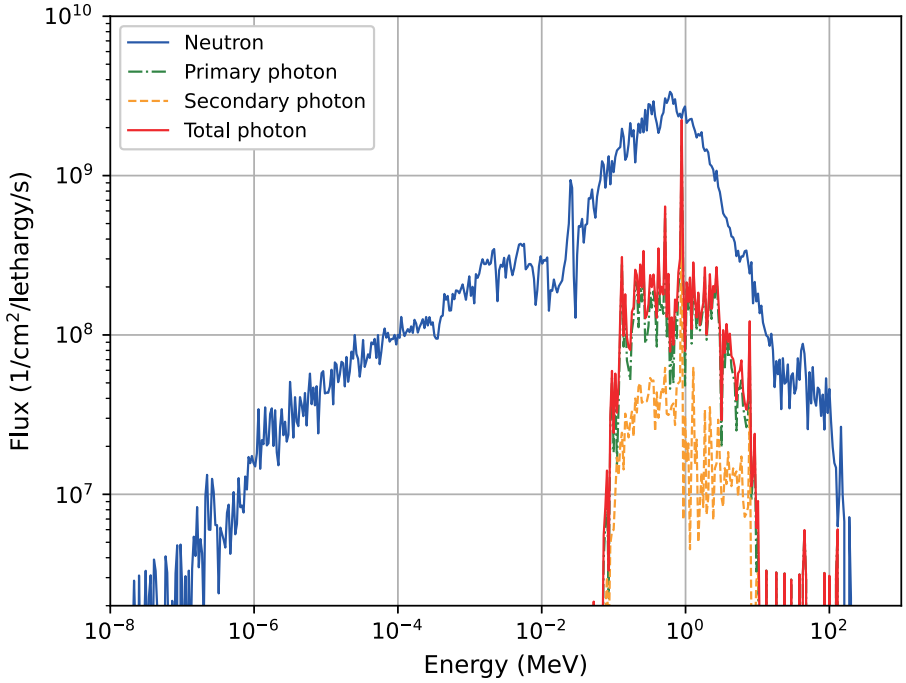

図 5.1.1　標的真上の天井遮蔽体下端（$z = 2680$ cm、$r \leq 10$ cm）における中性子及び γ 線エネルギースペクトル（青線：流入中性子に起因する中性子エネルギースペクトル、緑線：流入 γ 線に起因する γ 線エネルギースペクトル、橙線：流入中性子に起因する二次 γ 線エネルギースペクトル、赤線：合計の γ 線エネルギースペクトル）

ス（エネルギースペクトルの積分値）はそれぞれ 9.91×10^9 $[n/\mathrm{cm}^2/\mathrm{s}]$ 及び 8.02×10^8 $[\gamma/\mathrm{cm}^2/\mathrm{s}]$ となり、天井への入射量はそれぞれ 3.11×10^{12} $[n/\mathrm{s}]$ 及び 2.52×10^{11} $[\gamma/\mathrm{s}]$ となった。**図 3.1.6** 及び**図 3.1.7** の原子炉容器開口部の流入量に対して、中性子で 0.0013 倍、γ 線で 0.0025 倍に減少しているが、依然として高いフラックスを持っている。標的真上には遮蔽体がないため、エネルギースペクトルの形状は原子炉容器開口部における形状（**図 3.1.6** 及び**図 3.1.7**）とほぼ一致し、核破砕反応に由来する 10 MeV 以上の高エネルギー成分を含んでいる。

図 5.1.2 に、標的真上を除く天井遮蔽体下端（$z = 2680$ cm、$10 < r \leq 600$ cm）における中性子及び γ 線フラックスのエネルギースペクトルを示す。中性子エネルギースペクトルでは、鉄の遮蔽効果で 10 MeV 以上の高エネルギー成分はほとんど見られず、コンクリート中の水素による減速効果で熱エネルギー領域にピークが見られる。γ 線エネルギースペクトルでは、8 MeV 付近に鉄の (n, γ) 反応に起因する鋭いピークが見られる。中性子及び γ 線のフラックスはそれぞれ 4.11×10^6 $[n/\mathrm{cm}^2/\mathrm{s}]$ 及び 1.40×10^6 $[\gamma/\mathrm{cm}^2/\mathrm{s}]$ であった。

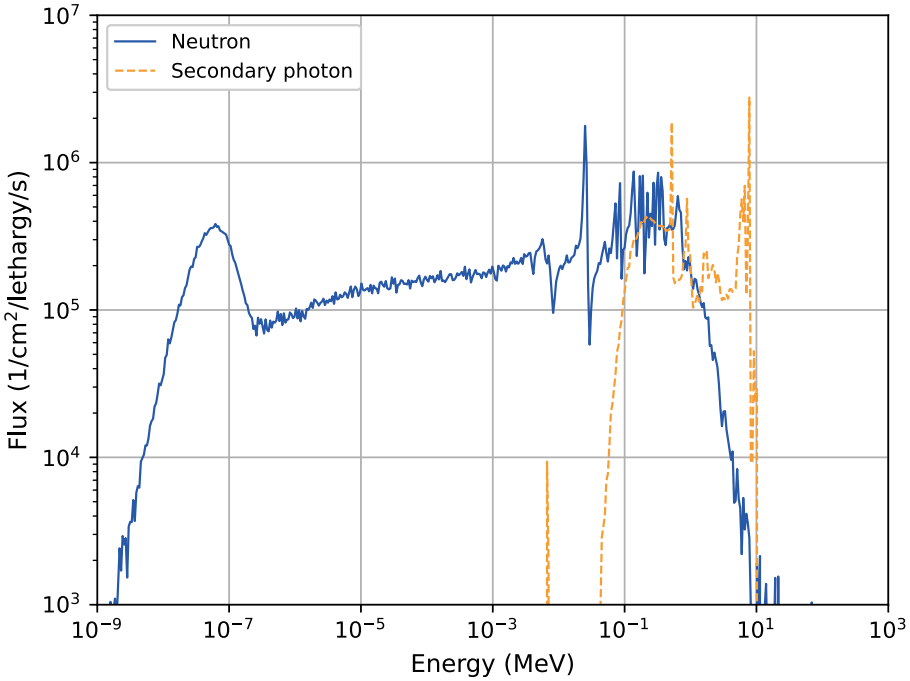

図 5.1.2　標的真上を除く天井遮蔽体下端（$z = 2680$ cm、$10 < r \leq 600$ cm）における中性子及び γ 線エネルギースペクトル（青線：流入中性子に起因する中性子エネルギースペクトル、橙線：流入中性子に起因する二次 γ 線エネルギースペクトル）

5.2　線量限度

法令の「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件（平成 12 年科学技術庁告示第五号）」では、使用施設内の人が常時立ち入る場所の線量限度は 1 mSv/週と定められている。週につき 5 日間、1 日 8 時間の労働時間を仮定すると、線量率の限度は 25 μSv/h となる。一方、管理区域境界の線量限度は 3 月につき 1.3 mSv、工場または事業所境界及び工場または事業所内の人が居住する区域境界の線量限度は 3 月につき 250 μSv と定められている。3 月を 91 日と仮定すると、線量率の限度はそれぞれ 0.6 μSv/h 及び 0.11 μSv/h に相当する。

ADS 実機の天井遮蔽体上部は使用施設内の人が常時立ち入る管理区域に設定されている。そのため、天井遮蔽体上端における目標線量率は 25 μSv/h 未満に設定してもよいが、その場合、管理区域境界及び事業所境界における線量が法令で定められる線量限度を下回るように別途検討する必要がある。ここでは保守的に、0.1 μSv/h を目安として、この目安を下回るような天井遮蔽体と中性子ダンプの遮蔽構造を検討した。

5.3　天井遮蔽体の厚さ

天井遮蔽体の厚さは、**図 5.3.1** に示す簡易的な深層透過計算により求めた。本解析では、**図 5.1.2** のエネルギースペクトルを有する中性子線源及び γ 線源を、一様に半径 100 cm の球殻形状に置き、その周りに厚さ 250 cm の球殻形状の遮蔽体を配置させて、中性子及び γ 線を遮蔽体に入射させた。**図 5.1.2** から分かるように、高エネルギーの中性子成分はビーム輸送室の上部遮蔽体（鉄遮蔽体）により既に十分に減衰している。そのため、天井遮蔽体の材質は、中性子の減速能の優れた水素を多量に含み、かつ安価で構造物としての取り扱いが容易な普通コンクリートを基本と

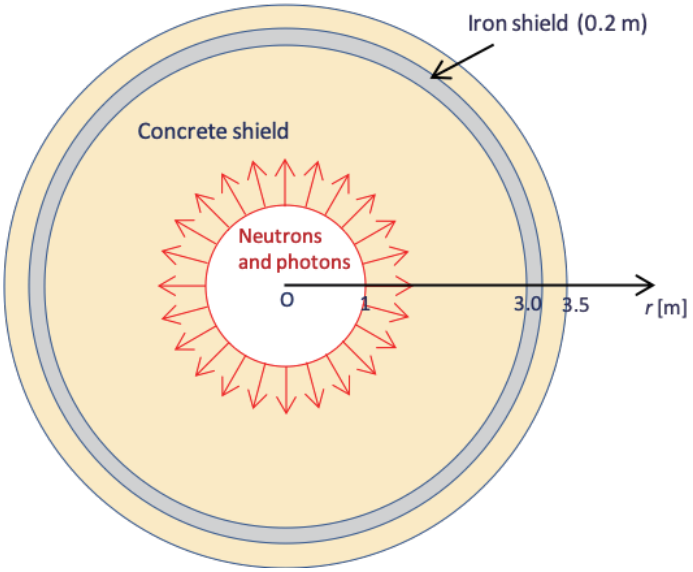

図 5.3.1　深層透過計算の概念図

した。中性子とコンクリートとの相互作用により発生するγ線の寄与を効率よく減衰させるため、**図 5.3.1** に示されているような厚さ 20 cm の鉄遮蔽体をコンクリート内に配置した。

図 5.3.2 に、本解析により得られた標的真上を除く天井遮蔽体コンクリート中の中性子及びγ線による実効線量率の減衰を示すように、実効線量率は厚さ 250 cm の天井遮蔽体上部境界で 0.1 μSv/h 未満となり、人が常時立ち入ることができる線量限度である 25 μSv/h を十分に下回る。この結果より、標的真上を除く天井遮蔽体は、厚さ 20 cm の鉄遮蔽体が埋め込まれたコンクリート遮蔽体（合計厚さ 250 cm）とした。

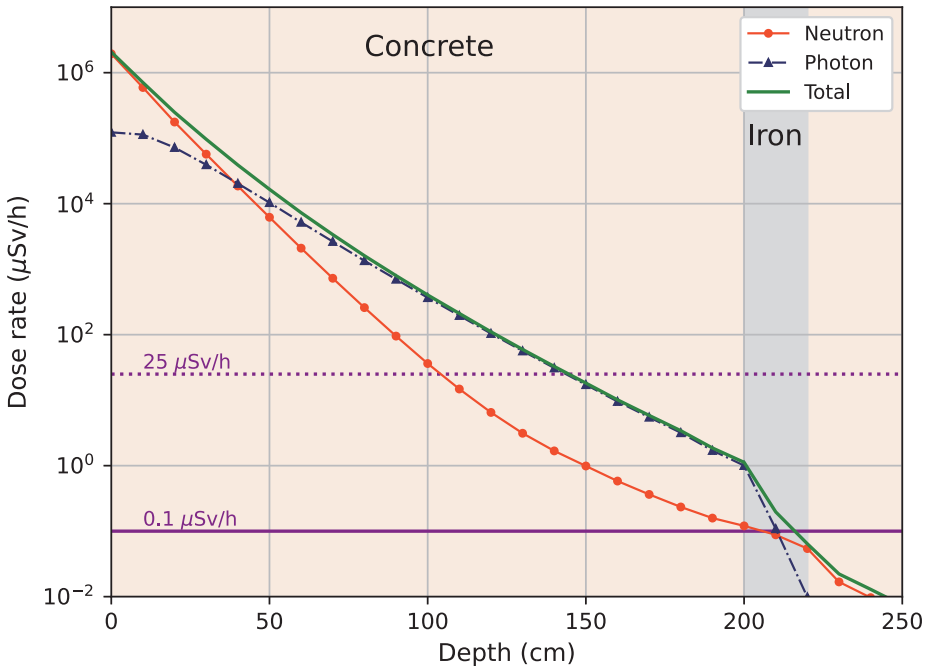

図 5.3.2　標的真上を除く天井遮蔽体コンクリート中の中性子及びγ線による実効線量率の減衰

5.4　中性子ダンプの構造（参照モデル）

標的真上では、炉心及び標的から放出される高エネルギーの中性子を含むため、密度が高く原子番号の大きな物質によりこれらを効率的に減衰させる必要がある。ここでは中性子ダンプの参照モデルとして、安価で実用的な高エネルギー中性子に対する遮蔽材である鉄を採用した。**図 5.4.1** に中性子ダンプの輸送計算用モデルを示すように、上の解析で得られた厚さ 250 cm の天井遮蔽体に縦横 200 cm、厚さ 150 cm の鉄遮蔽体を埋め込み、その上部に厚さ 20 cm の鉄板が埋め込まれた、縦横 600 cm、厚さ 200 cm のコンクリート遮蔽体を置いた。

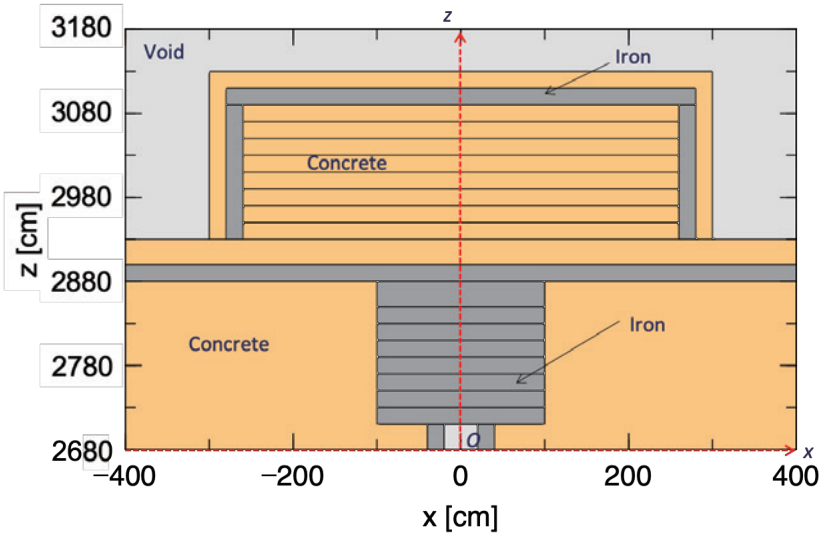

図 5.4.1　中性子ダンプ輸送計算用モデル（参照モデル）

第 4 章の解析で $z = 2680$ cm の標的真上でタリーした中性子情報をもとに、**図 5.1.1** のエネルギースペクトルを有する中性子線源を置き、z 軸正方向に角度の広がりを持たせて入射させた。角度の広がり θ は次式により求めた。

$$\theta = \arctan\left(r_0/L\right) \tag{5.1}$$

ここで、L はビーム窓から標的真上の天井遮蔽体下端までの距離で $L = 2800$ cm、r_0 は標的真上領域の半径で 10 cm である。**表 5.4.1** に、このときの中性子線源及び γ 線源の条件を示す。

表 5.4.1　中性子ダンプ輸送計算用の中性子線源及び γ 線源の条件

粒子	中性子	γ 線（光子）
発生率 [1/s]	3.1140×10^{12}	2.5210×10^{11}
エネルギー分布	**図 3.1.6**	**図 3.1.7**
形状	一様円分布	
中心の座標 (x, y, z) [cm]	$(0, 0, 2680)$	
直径	200 mm	
方向	z 軸正方向	
入射方向の立体角範囲	0.2046°（40.07 μsr）	

図 5.4.2 に、中性子ダンプ中の深さ方向に対する中性子及び γ 線による実効線量率の分布を示す。ここではタリー領域を、線量が最も高くなる $r < 20$ cm にとり、中性子による寄与を高エネルギー中性子成分（$E_n > 1$ MeV）、熱中性子成分（$E_n < 4$ eV）及び中間エネルギーの中性子成分（4 eV $< E_n <$ 1 MeV）に、γ 線による寄与を一次 γ 線成分及び二次 γ 線成分に分割して表

示している。この図より、厚さ 200 cm の追加遮蔽体を置くことで、その上端で実効線量率が 0.1 μSv/h 未満となり、線量限度（25 μSv/h）を十分に下回ることが確認できる。

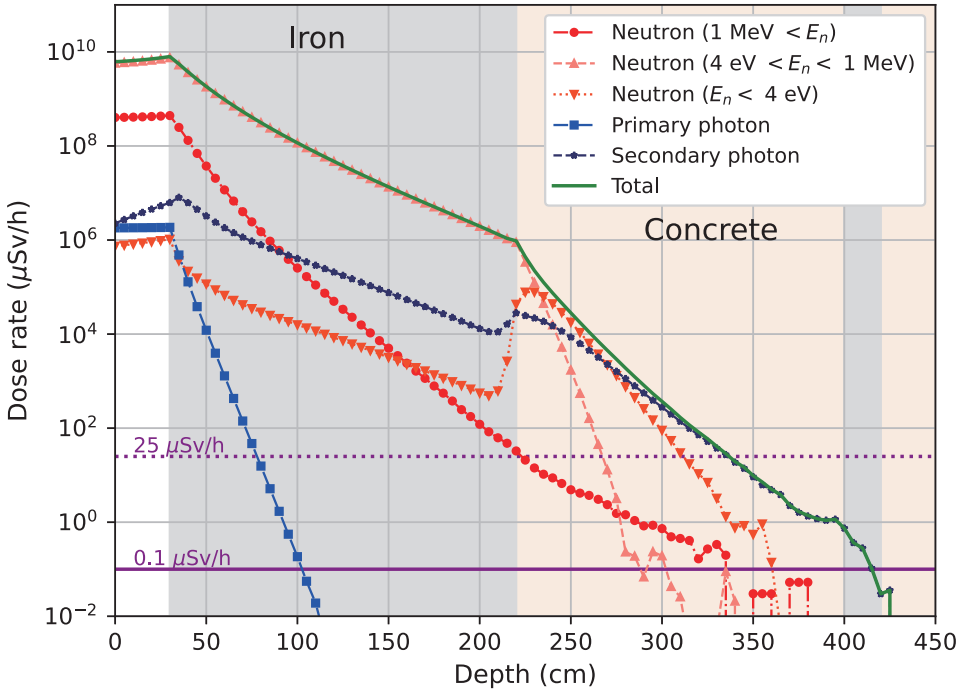

図 5.4.2　中性子ダンプ中の深さ方向に対する中性子及び γ 線による実効線量率の分布（タリー領域：r < 20 cm）

5.5　中性子ダンプの構造（修正モデル）

高エネルギー中性子及び γ 線に対して優れた遮蔽能力を持つタングステン（W、密度 19.25 g/cm^3）と中性子吸収材として利用される炭化ホウ素（B_4C、密度 2.5 g/cm^3）を用いて、中性子ダンプ厚さの合理化を検討した。**図 5.5.1** に修正モデルを示す。ここでは、**図 5.4.1** の中性子ダンプの鉄遮蔽体の形状はそのままに、凹部の照射面に直径 20 cm、厚さ 30 cm のタングステンを埋め込み、追加遮蔽体として、厚さ 20 cm の炭化ホウ素、タングステン及び普通コンクリート（合計厚さ 60 cm）を置いた。

図 5.5.2 に、中性子ダンプ中の中性子及び γ 線による実効線量率の減衰を示すように、タングステン及び炭化ホウ素を用いることで、参照モデル（厚さ 200 cm）よりも追加遮蔽体の厚さを大幅に削減できる。その減衰の挙動は以下のとおりである。流入中性子が直接照射されるタングステン領域で中性子及び γ 線の線量が急速に減衰する。この領域を通過後、遮蔽性能でタングステンには劣るが、高エネルギー中性子成分が鉄領域で大きく減衰する。鉄を通過した後の中性子は、

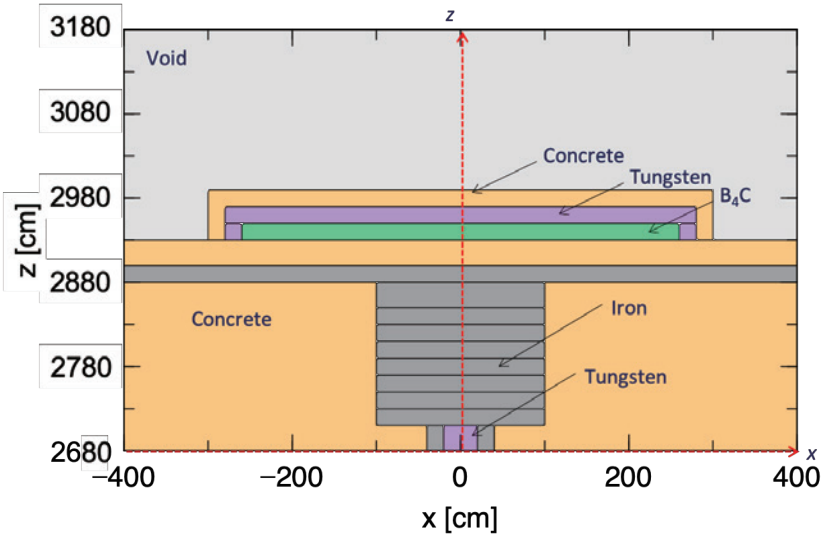

図 5.5.1　中性子ダンプ輸送計算用モデル（修正モデル）

コンクリート中の水素原子核との弾性散乱により熱エネルギー領域に減速し、コンクリートを通過した熱中性子及び低エネルギー中性子のほとんどは炭化ホウ素中の ^{10}B の (n, α) 反応によって吸収される。γ 線は密度の低いコンクリート及び炭化ホウ素中を比較的容易に透過するが、炭化ホウ素を通過した後の γ 線はタングステンと速やかに相互作用を起こし、その線量はタングステン中で急激に減衰する。

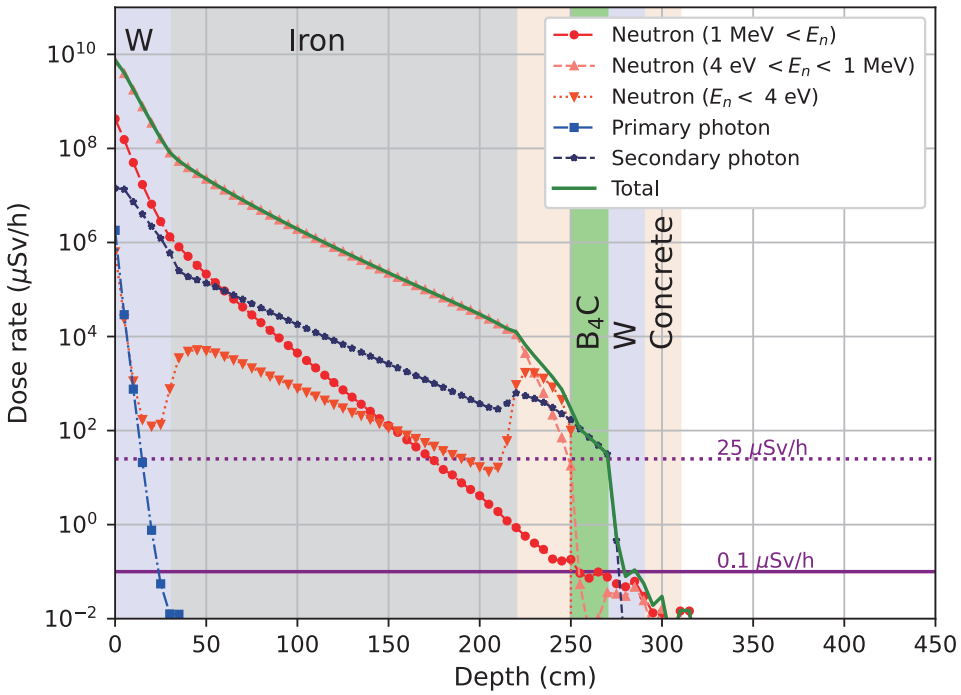

図 5.5.2　中性子ダンプ中の中性子及び γ 線による実効線量率の減衰（タリー領域：$r < 20$ cm）

図 5.5.3 に、本検討で得られた、天井遮蔽体と中性子ダンプ（修正モデル）を含む ADS 上部遮蔽構造を示す。

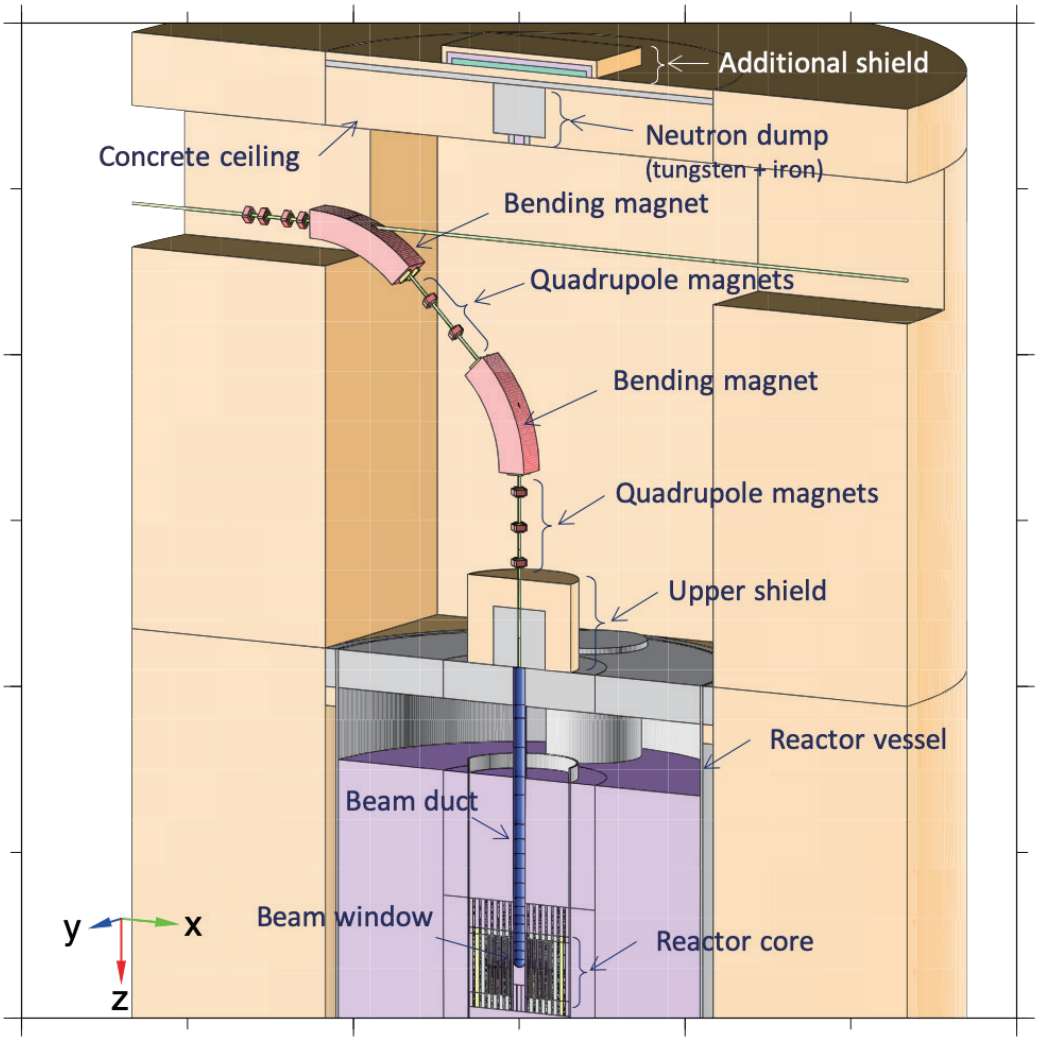

図 5.5.3　本検討で得られた ADS 上部遮蔽構造

6. スカイシャイン

6.1 中性子線源及び γ 線源

天井遮蔽体を透過する γ 線及び中性子のスカイシャインによる施設から離れた事業所境界における線量が法令で定める線量限度（3 月につき 250 μSv すなわち 0.11 μSv/h）未満となることは、**第 5 章**の解析結果（天井遮蔽体上端で 0.11 μSv/h 未満）より明らかである。本章ではこれを定量的に示すため、**第 5 章**の解析で得られた天井遮蔽体上端における中性子及び γ 線の情報をもとに、スカイシャインによる事業所境界の実効線量を評価した。**図 6.1.1** に、天井遮蔽体上端における中性子及び γ 線フラックスのエネルギースペクトルを示す。中性子及び γ 線のフラックスはそれぞれ 1.58×10^{-2} [n/cm^2/s] 及び 7.31×10^{-2} [γ/cm^2/s] となり、天井遮蔽体の直径を 15 m と仮定すると、天井遮蔽体から外部への放出率はそれぞれ 2.79×10^4 [n/s] 及び 1.30×10^5 [γ/s] である。

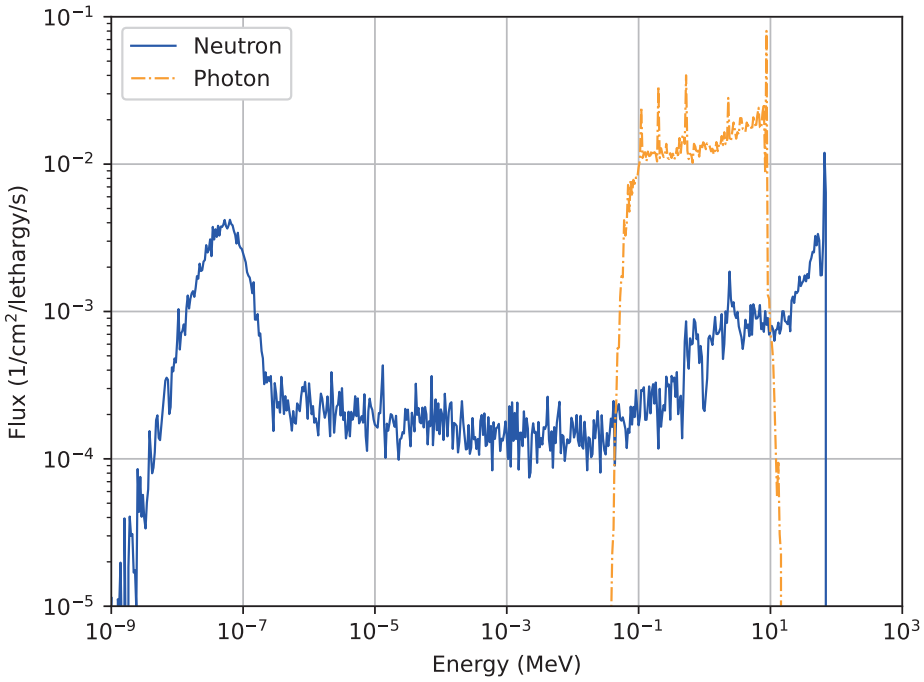

図 6.1.1　天井遮蔽体上端における中性子及び γ 線エネルギースペクトル

6.2　事業所境界の実効線量

事業所境界における実効線量の計算では z 軸周り対称の簡易モデルを用いた。**図 6.2.1** にスカイシャインシミュレーションの概念を示す。天井遮蔽体上端は平坦な地表面と同じ高さにあり、地表面の炉心の中心位置を原点 O として、原点 O から径方向 R の位置に事業所境界があると仮定した。天井遮蔽体の上部は放射線管理区域であるが、これを覆う遮蔽体及び構造物は考慮していない。地表面より地下 10 m は土壌（密度 1.60 g/cm^3）、地上 10 km は大気（密度 1.247×10^{-3} g/cm^3）とし（組成は**付録 B** 参照）、径方向の計算体系の範囲は 10 km とした。中性子及び γ 線の情報をタリーする領域の範囲は、径方向で $r = R$ から $r = R + 100$ cm かつ軸方向で $z = 50$ cm から $z = 150$ cm とした。

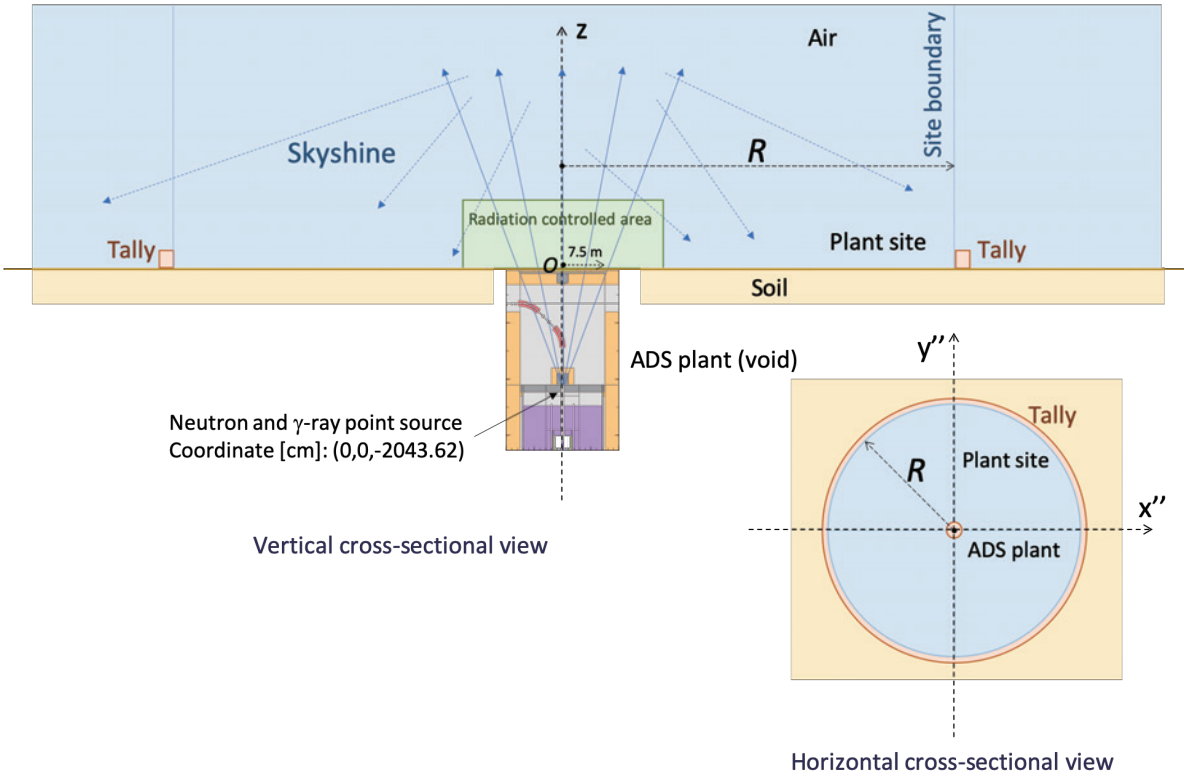

図 6.2.1　スカイシャインシミュレーションの概念図

本シミュレーションで用いた中性子線源及び γ 線源の条件を**表 6.2.1** に示す。天井遮蔽体上端の半径 750 cm の円周と上部遮蔽体下端の半径 5 cm の円周を接する円錐の頂点の位置（**図 6.2.1** の直交座標系 (x'', y'', z) で $(0, 0, -2043.62)$ [cm] の位置）から、**図 6.1.1** のエネルギー分布を有する中性子及び γ 線を、z 軸正方向に角度の広がりを持たせてそれぞれ**表 6.2.1** に示す発生率で発生させた。このときの角度の広がり θ は次式により求めた。

$$\theta = \arctan(r_0/L) \tag{6.1}$$

ここで、L は発生点から地表面までの距離で $L = 2043.62$ cm、r_0 は上部遮蔽体開口部の半径で 5 cm である。地表面の天井遮蔽体上端における中性子及び γ 線の放出率と発生点での発生率が保存されるように、地下の ADS 施設はボイド（真空）とした。

表 6.2.1　スカイシャイン解析用の中性子線源及び γ 線源の条件

粒子	中性子	γ 線（光子）
発生率 [1/s]	2.7942×10^4	1.30235×10^5
形状	点	
座標 (x'', y'', z) [cm]	$(0, 0, -2043.62)$	
方向	z 軸正方向	
角度広がり	20.159°	

図 6.2.2 に、スカイシャインによる事業所境界位置に対する実効線量率の解析結果を示す。事業所境界の実効線量率は、事業所境界を ADS 実機位置から離れて設定するほど低下するが、すべての位置で線量限度 0.11 μSv/h（3 月につき 250 μSv）を十分に下回っている。すなわち、本検討で得られた ADS 上部の遮蔽構造では、運転中に天井遮蔽体を透過して放出される中性子及び γ 線スカイシャインの事業所境界における実効線量は、法令で定める線量限度よりも十分に低い。

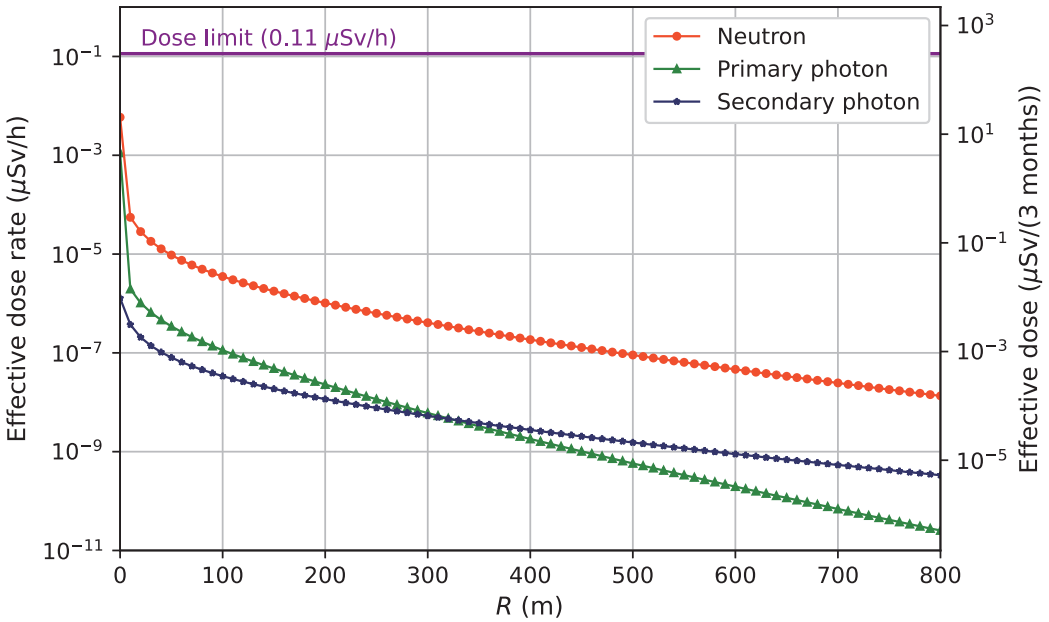

図 6.2.2　スカイシャインによる事業所境界位置 R に対する実効線量率

7. 結言

ADS 実機の核破砕標的より上部に位置する構造物の放射線遮蔽解析を実施した。解析では、1 サイクルを 300 日として、熱出力 800 MW 及びビーム出力 30 MW の 1 サイクルフル出力運転を仮定した。本解析で得られた結果及び知見を以下に示す。

炉内ビームダクト

炉内ビームダクトの放射化では、核破砕標的から発生する核破砕中性子及び炉心から発生する核分裂中性子に多く曝されるビーム窓部で最も放射能及び放射線量が高い。運転後は、主に ^{54}Mn（半減期 312 日）の崩壊に起因する γ 線が長期間にわたって放出される。管理区域で人が常時立ち入ることができる線量限度（25 μSv/h）未満に抑えるためには、鉄で数十 cm 厚相当（最大で、ビーム窓部で約 50 cm 厚）の遮蔽体で覆う必要がある。

ビーム輸送室

運転中のビーム輸送室の空間の実効線量率は、原子炉容器開口部に遮蔽体（上部遮蔽体）を置くか否か、あるいはどのような遮蔽体を置くかに依存するが、直径 100 mm のビーム輸送室内ビームダクト周囲を直径 200 cm、厚さ 200 cm の鉄を内包する直径 400 cm、厚さ 500 cm のコンクリート相当の上部遮蔽体を置くことで、およそ数百 Sv/h のオーダーとなる。300 日運転による室内機器の吸収線量は、炉内からビーム輸送室に流入する中性子及び γ 線（流入中性子及び流入 γ 線）あるいは陽子ビームが通過する付近で、局所的に数 MGy から数十 MGy であり、オーダーで見れば、流入中性子及び流入 γ 線による寄与と陽子ビーム（1 W/m ビームロス）による寄与は概ね同程度である。一方で、室内機器の放射化は、流入中性子によるものが支配的である。運転中の上部遮蔽体の発熱源は主に流入中性子及び流入 γ 線の直接的な入射に起因するものであり、崩壊熱及び 1 W/m ビームロスに起因するものは極めて小さい。室内の偏向電磁石及び四極電磁石は、許容線量が数百 MGy の耐放射線性のものであれば長期の運転で利用可能である。一方、許容線量が数 MGy の耐放射線機器は 1 サイクルまたは数サイクル間隔で交換するか、それ以上使用する場合は追加の遮蔽が必要である。本検討の条件の下では、運転後における標的真上に位置する機器付近の実効線量率は 10 mSv/h を超えるため、これらの保守及びビームダクトの交換では、遠隔での作業が必須である。

天井遮蔽体

標的真上を除く天井遮蔽体については、上述の上部遮蔽体を設置し、厚さ 20 cm の鉄板が埋め込まれたコンクリートで構成される厚さ 250 cm の遮蔽体を用いれば、天井遮蔽体上端における実効線量率は 0.1 μSv/h 未満となり、管理区域で人が常時立ち入ることができる線量限度（25 μSv/h）よりも十分に低く抑えられる。一方、標的から中性子が直接入射して

くる標的真上の領域では追加の遮蔽が必要である。天井遮蔽体に厚さ 170 cm の鉄を埋め込み、さらにその上部に厚さ 20 cm の鉄板が埋め込まれた厚さ 200 cm のコンクリート遮蔽体（追加遮蔽体）を設置することで、追加遮蔽体の上端で 0.1 μSv/h 未満に抑えられる。高エネルギー中性子及び γ 線に対して高い遮蔽能力を有するタングステン及び中性子吸収材の炭化ホウ素（B_4C）を組み合わせることで、追加遮蔽体の厚さを 60 cm 程度にまで減らせる。追加遮蔽体上端の線量の評価結果は、25 μSv/h に対して余裕があるため、25 μSv/h 未満を条件として天井遮蔽体の厚さをさらに薄くすることが可能である。ただしその場合は、管理区域境界及び事業所境界における線量が法令で定められる線量限度を下回るように別途検討する必要がある。

スカイシャイン

ADS 実機が設置された事業所境界における実効線量は、ADS 上部の遮蔽構造や ADS 実機から事業所境界までの距離に依存するが、本検討で得られた ADS 上部の遮蔽構造では、運転中に天井遮蔽体を透過して放出される中性子及び γ 線スカイシャインの事業所境界における実効線量は、法令で定める線量限度よりも十分に低い。

今後は、上記 4 項目に対して得られた知見を施設の設計に反映していくことが重要である。特に、第 2 項目の検討結果は、施設の運用と機器の保守の成立性に大きなインパクトを与える。ビーム輸送室内の遠隔でのメンテナンスの成立の可能性について検討する必要があると考えられる。

謝辞

本研究成果をまとめるにあたり、有益な助言を賜りました J-PARC センター中性子源セクションの原田正英研究主幹に深く感謝いたします。本研究成果は、原子力機構のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものです。

参考文献

1) 文部科学省科学技術・学術審議会，研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会，群分離・核変換技術評価作業部会,「郡分離・核変換技術評価について（中間的な論点のとりまとめ）」平成 25 年 11 月，2013.

2) T. Sugawara, H. Takei, H. Iwamoto, et al., “Research and development activities for accelerator-driven system in JAEA”, Prog. Nucl. Energy, 106, pp. 27–33, 2018.

3) H. Takada, K. Haga, M. Teshigawara, et al., “Materials and life science experimental facility at the Japan proton accelerator research complex I: pulsed spallation neutron source”, Quant. Beam Sci., 1, 26p., 2017.

4) T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol., 55, pp. 684–690, 2018.

5) H.N. Ratliff, N. Matsuda, S. Abe, et al., “Modernization of the DCHAIN-PHITS activation code with new features and updated data libraries”, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B, 484, pp. 29–41, 2020.

6) K. Shibata, O. Iwamoto, N. Nakagawa, et al., “JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering”, J. Nucl. Sci. Technol., 48, pp. 1–30, 2011.

7) A. Boudard, J. Cugnon, J.-C. David, et al., “New potentialities of the Liège intranuclear cascade model for reactions induced by nucleons and light charged particles,” Phys. Rev. C 87, 014606, 2013.

8) S. Furihata, “Statistical analysis of light fragment production from medium energy proton-induced reactions”, Nucl. Instrum. Methods in Phys. Res. B, 171, pp. 251–258, 2000.

9) H. Matsuda, H. Iwamoto, S. Meigo, et al., “Measurement of thick target neutron yield at 180° for a mercury target induced by 3-GeV proton”, Nucl. Instrum. Methods in Phys. Res. B, 483, pp. 33–40, 2020.

10) K. Niita, H. Takada, S. Meigo, et al., “High-energy particle transport code NMTC/JAM”, Nucl. Instrum. Methods in Phys. Res. B, 184, pp. 406–420, 2001.

11) 坂本幸夫，佐藤理，津田修一他，“高エネルギー光子・電子・中性子・陽子に対する線量換算係数”，JAERI 1345, 2003, 103p.

12) T. Sugawara, R. Katano, K. Tsujimoto, “Impact of impurity in transmutation cycle on neutronics design of revised accelerator-driven system”, Ann. Nucl. Energy, 111, pp. 449–459, 2018.

13) Argonne National Laboratory, “Reactor Physics Constants”, ANL-5800(2nd Ed.), 1963, 850p.

14) 瀬口忠男，反町正美，田村清俊，“各種高分子材料の耐放射線性; 実使用環境模擬の劣化評価”，JAEA-Data/Code 2009-018, 2009, 123p.

15) 川妻伸二，浅間一，“市販 CPU 等半導体素子を使用したロボット及び無人建設重機の耐放射線性評価と放射線環境下での管理方法”，日本ロボット学会誌，vol.34, no.8, pp.552–557 (2016).

16) 福島峰夫，川妻 伸二，和田孝雄他，“耐放射線性機器・材料データベースの構築・整備”，PNC TN8410 93-192, 1993, 129p.

17) 草野譲一，“高放射線環境で使用される機器・材料の耐放射線特性データ集”，JAEA-Review 2008-012, 2008, 104p.

18) 草野譲一，“J-PARC 使用予定材料・機器の耐放射線性使用報告集”，JAEA-Review 2008-022, 2008, 134p.

付録 A　ビームロスによる放射化

A.1　解析条件

ビームロスによるビームダクトの放射化は、ビーム軌道から外れた一部の陽子が、ビームダクトに衝突することで生じる。ビームロスの発生位置を正確に予測することは困難なため、ここでは 1 W/m で一様にビームロスが発生することを想定した。

図 A.1.1 に、本評価で仮定した計算体系を示す。解析では、1.5 GeV の陽子がビーム輸送室内に設置されたチタン製のビームダクト内を通過することを想定し、1 W/m に相当する 4.1610×10^9 [p/s/m] の陽子をビームダクト内に一様に発生させ、ビーム進行方向に並行に入射させた。ここで、ビームダクトの長さ L は 10 m とした。ビーム軌道から外れた陽子は、ある角度を持ってビームダクトに衝突あるいはエネルギーをビームダクトに完全に付与することなく通過すると考えられる。そのため、ここで用いた仮定は保守的なものとなる。**表 A.1.1** に、本評価で用いた陽子ビームの条件を示す。

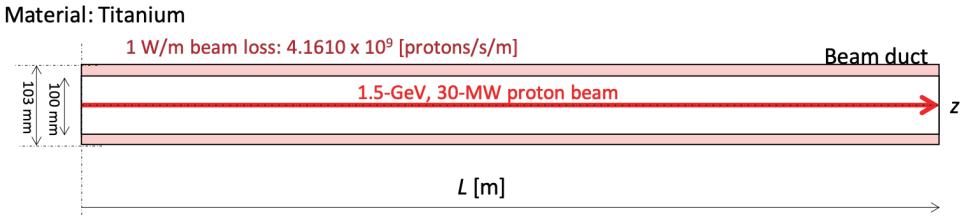

図 A.1.1　線量評価で仮定した計算体系

表 A.1.1　ビームロス解析で用いた陽子ビーム条件

形状	一様円筒分布
内径	100 mm
外径	103 mm
長さ	10 m
方向	ビーム入射方向
エネルギー	1.5 GeV
発生陽子数	4.1610×10^9 [p/s/m]
運転期間	300 日

A.2　解析結果

発熱密度及び吸収線量

図 A.2.1 に、解析により得られたビームダクトの発熱密度分布及び 300 日運転における吸収線量分布を示す。ビーム進行方向に行くほどビームダクト材の中の陽子密度が飽和し、いずれも $z > 600$ cm でほぼ一定となった。ここでは保守的な値として、**表 A.2.1** に示す値を評価値とした。

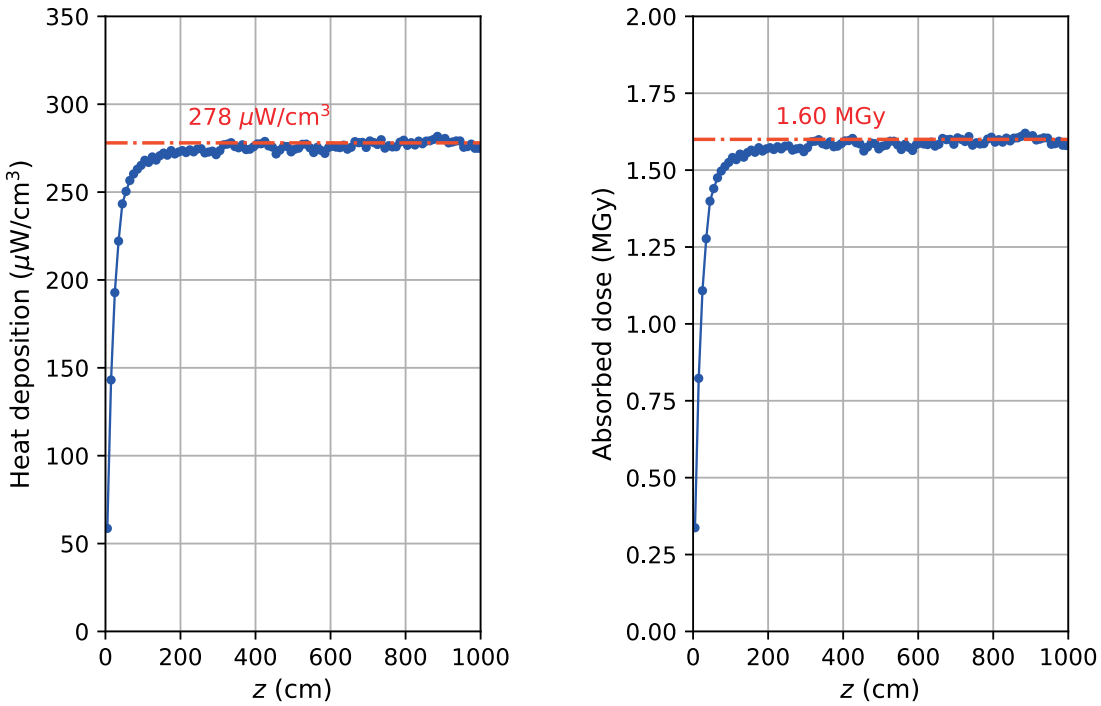

図 A.2.1　ビームダクトの 1 W/m ビームロスによる発熱密度分布（左）及び吸収線量分布（右）

表 A.2.1　1 W/m ビームロスに起因する発熱密度、発熱線密度及び吸収線量の評価値

発熱密度 [μW/cm^3]	発熱線密度 [W/m]	吸収線量 [MGy]
280	0.13	1.6

誘導放射能

図 A.2.2 に、ビームダクトの 1 W/m ビームロスによる誘導放射能の時間変化を線密度の単位で示し、**表 A.2.2** に、ビーム輸送室内ビームダクトの 1 W/m ビームロスに起因する誘導放射能線密度の核種別内訳を示す。これらの**表 A.2.2** の核種は主に、1.5 GeV 陽子とチタンとの核反応で生成されたものであり、ビームロスに起因する誘導放射能に寄与する主な核種は ^{46}Sc（半減期 83.8 日）であった。なお、運転中の崩壊熱による発熱量は約 0.5 mW/m であり、陽子のエネルギー付与に伴う直接的な発熱量 0.13 W/m（**表 A.2.1**）に比べて十分小さいことを確認している。

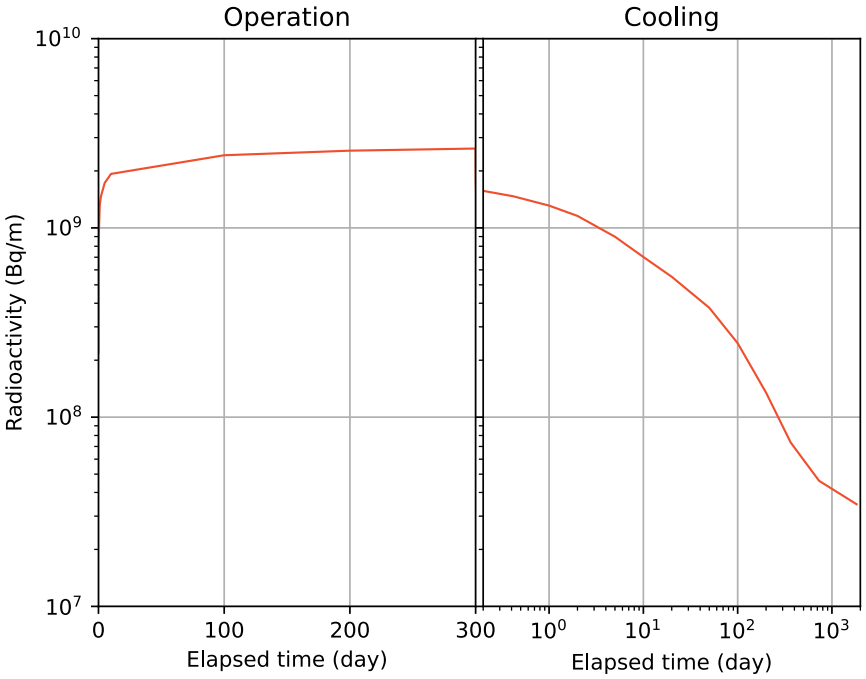

図 A.2.2　ビームダクトの 1 W/m ビームロスによる誘導放射能線密度の時間変化

表 A.2.2　ビームダクトの 1 W/m ビームロスに起因する誘導放射能線密度の核種別内訳（上位 8 核種）

	運転終了直後			冷却期間：24 時間			冷却期間：10 日		
no.	核種	(Bq/m)	(%)	核種	(Bq/m)	(%)	核種	(Bq/m)	(%)
1	Sc-47	4.4×10^{8}	16.8	Sc-47	3.6×10^{8}	27.5	Sc-46	2.8×10^{8}	32.3
2	Sc-46	2.5×10^{8}	9.4	Sc-46	2.4×10^{8}	18.6	P-32	7.5×10^{7}	10.7
3	Sc-44	1.6×10^{8}	6.1	P-32	1.2×10^{8}	8.9	Ar-37	6.9×10^{7}	9.9
4	Sc-45m	1.6×10^{8}	6.0	Ar-37	8.3×10^{7}	6.3	P-33	6.4×10^{7}	9.1
5	Sc-46m	1.3×10^{8}	5.1	P-33	8.2×10^{7}	6.2	S-35	6.1×10^{7}	8.7
6	P-32	1.2×10^{8}	4.7	S-35	6.6×10^{7}	5.0	Sc-47	5.8×10^{7}	8.2
7	Ti-45	8.8×10^{7}	3.4	Sc-44	6.5×10^{7}	5.0	Ca-45	4.7×10^{7}	6.6
8	Ar-37	8.4×10^{7}	3.2	Sc-44m	6.0×10^{7}	4.6	H-3	4.2×10^{7}	6.1

付録B　物質密度及び組成

B.1　遮蔽解析で使用した物質

遮蔽解析で使用した鉛ビスマス、普通コンクリート及び電磁石コイル部の密度及び組成を**表 B.1.1** に示す。鉄及びタングステンはそれぞれ密度が 7.8 g/cm^3 及び 19.25 g/cm^3 の天然組成とした。遮蔽体に含まれる不純物やビーム輸送室の空気及び冷却水の放射化の評価は今後の検討課題である。

表 B.1.1　遮蔽解析で使用した鉛ビスマス、普通コンクリート及び電磁石コイル部の物質組成

	鉛ビスマス		普通コンクリート		電磁石コイル部 †	
密度						
(g/cm^3)	10.2692		2.2		6.16	
組成						
(1/cm/barn)	Pb-204	1.85956×10^{-4}	H-1	1.3407×10^{-2}	H-1	2.340×10^{-2}
	Pb-206	3.20109×10^{-3}	C-12	1.1030×10^{-3}	O-16	1.170×10^{-2}
	Pb-207	2.93544×10^{-3}	O-16	4.3887×10^{-2}	Cu-63	3.809×10^{-2}
	Pb-208	6.96006×10^{-3}	Al-27	1.7971×10^{-3}	Cu-65	1.698×10^{-2}
	Bi-209	1.64228×10^{-2}	Si-28	1.5322×10^{-2}		
			Si-29	1.2093×10^{-4}		
			Si-30	6.8040×10^{-4}		
			Ca-40	1.8361×10^{-3}		
			Ca-42	1.2254×10^{-5}		
			Ca-43	2.5569×10^{-6}		
			Ca-44	3.9509×10^{-5}		
			Ca-46	7.5760×10^{-8}		
			Ca-48	3.5418×10^{-6}		
			Fe-54	1.9400×10^{-5}		
			Fe-56	3.0679×10^{-4}		
			Fe-57	7.3588×10^{-6}		
			Fe-58	9.3657×10^{-7}		

† 冷却水：銅 = 35%：65%を仮定

B.2　スカイシャインシミュレーションで使用した物質

スカイシャインシミュレーションで使用した土壌及び空気の密度及び組成を**表 B.2.1** に示す。

表 B.2.1　スカイシャインシミュレーションで使用した土壌及び空気の物質組成

	土壌		空気	
密度				
(g/cm^3)	1.60		1.247×10^{-3}	
組成				
(1/cm/barn)	H-1	2.10×10^{-2}	N-14	4.05860×10^{-5}
	C-12	1.60×10^{-2}	O-16	1.08000×10^{-5}
	O-16	5.77×10^{-1}	Ar-40	2.45507×10^{-7}
	Al-27	5.00×10^{-2}		
	Si-28	2.71×10^{-1}		
	Si-29	1.30×10^{-2}		
	Si-30	4.10×10^{-2}		
	Ca-40	1.10×10^{-2}		