

JAERI-Review

96-002



核燃料施設遮蔽安全ガイド資料 Q&A 編
(受託研究)

1996年1月

核燃料施設安全性研究委員会
遮蔽安全性実証解析専門部会

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこみください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1995

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

核燃料施設遮蔽安全ガイド資料

Q & A編

日本原子力研究所
核燃料施設安全性研究委員会
遮蔽安全性実証解析専門部会

(1996年1月5日受理)

本報は「核燃料施設遮蔽安全ガイド資料 Q & A編」として、遮蔽安全設計やその評価に携わるうとする人々が共通して持つ疑問（Q）に対し、解答（A）を示したものである。Q & Aとしては、約40項目あり、これらは、(1)遮蔽の概要、(2)遮蔽設計の方法、(3)遮蔽材、(4)バルク遮蔽、(5)ストリーミング、(6)スカイシャイン、および(7)遮蔽性能の確認、の7分野に分けて記載されている。

本報の作成に当たっては、日本原子力研究所の核燃料施設安全性研究委員会の下に編成された「遮蔽安全性実証解析専門部会」のメンバーが原稿の執筆を担当し、さらに同専門部会で検討を加えた。ここで、本報には、日本原子力研究所が、科学技術庁から受託した「平成4年度遮蔽安全性実証解析」および「平成5年度遮蔽安全性実証解析」の成果の一部を含んでいる。

本報をまとめるに当たっては、科学技術庁からの受託研究である「平成4年度遮蔽安全性実証解析」及び「平成5年度遮蔽安全性実証解析」の成果の一部を取り入れた。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

(編) 小佐古 敏莊（東京大学 原子力研究総合センター）・高野 誠・増川 史洋・坂本 浩紀・
坂本 幸夫

Guidebook on Radiation Shielding Safety for Nuclear Fuel Facilities
Q&A Volume

Specialists Group for Demonstration of Shielding Safety by Analysis,
Committee for Safety Research on Nuclear Fuel Facilities

Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 5, 1996)

The Q&A volume of "Guidebook on Radiation Shielding Safety for Nuclear Fuel Facilities" describes questions and answers which are commonly raised by the novices of shielding design and shielding safety evaluation. In this report, there are about 40 sets of Q&A which are classified by 7 different subjects, namely, (1) outlines of shielding, (2) methodology of shielding design, (3) shielding materials, (4) bulk shielding, (5) streaming, (6) skyshine, and (7) certification of shielding performance.

The draft of the report has been discussed and summarized by the members of the specialists group for demonstration of shielding safety by analysis, committee for safety research on nuclear facilities.

Keywords : Shieding, Safety, Design, Evaluation, Q&A, Methodology, Source, Material, Streaming, Skyshine

The report also includes the work of "Demonstration of Shielding Safety by Computer Analyses" performed during FYs 1992 and 1993, under the auspices of the Science and Technology Agency of Japan.

(eds.) Toshiso KOSAKO (The University of Tokyo), Makoto TAKANO, Fumihiro MASUKAWA, Hiroki SAKAMOTO and Yukio SAKAMOTO

目 次

はじめに	1
1. 遮蔽の概要	2
1. 1 放射線とは何ですか？	2
1. 2 放射線の線量とは何ですか？	2
1. 3 放射線を取り扱う施設にはどのようなものがありますか？	3
1. 4 遮蔽はどのような場合に必要になりますか？	3
1. 5 放射線遮蔽上どのような放射線を考慮する必要がありますか？	4
1. 6 遮蔽設計の目標とするものは何ですか？	5
1. 7 再処理施設には遮蔽上どのような特徴がありますか？	5
1. 8 バルク遮蔽、ストリーミングおよびスカイシャインとは、 一口でいってどのようなものですか？	6
2. 遮蔽設計の方法	7
2. 1 遮蔽設計に関連する法令上の規制値にはどのようなものがありますか？	7
2. 2 遮蔽はどのような考え方に基づいて設置するのですか？	8
2. 3 区域区分のための基準線量当量率はどのような 考え方で設定していますか？	8
2. 4 遮蔽設計の線源はどのようにして設定するのですか？	9
2. 5 再処理施設で受け入れる使用済燃料は個々に線源としての条件が 異なるはずですが、どのような取り扱いをするのですか？	10
2. 6 遮蔽体の厚さの妥当性はどのようにして確認（評価）するのですか？	12
2. 7 遮蔽設計の妥当性を確認するためには、施設のあらゆる箇所 すべてについて評価する必要がありますか？	12
2. 8 代表評価点はどのような考え方で選定するのですか？	12
2. 9 評価の対象となる場所（評価点の設定場所）はどのように 考えるのですか？	13
2. 10 放射線は一つの線源からだけでなく、いくつかの線源から同時に 一箇所に到達しますが、これを設計ではどのように取り扱うのですか？ ..	13
2. 11 コンクリート軸体の開口部等はどのように取り扱うのですか？	14
2. 12 グローブボックスの放射線遮蔽はどのように行っていますか？	14
3. 遮蔽材	16
3. 1 原子力施設ではどのような遮蔽材が使われますか。その比重と元素組成は どのようにになっていますか？	16
3. 2 中性子およびγ線に対する各種遮蔽体の遮蔽能力は どのようにになっていますか？	16

3. 3 遮蔽設計上、コンクリート中の水分量はどのように設定されていますか。 実際のものに比べどのようにになっていますか？	19
4. バルク遮蔽	20
4. 1 バルク遮蔽とはどのようなものですか？	20
4. 2 バルク遮蔽計算に適した計算法にはどのような手法があり、 どのような特徴がありますか？	20
4. 3 バルク遮蔽計算では複雑な体系をどのように、どの程度近似しますか。 また、近似した場合の安全裕度はどの程度見積りますか？	21
4. 4 γ 線の計算には点滅衰核法という簡易計算法が広く使用されている ようですが、それに用いられているビルドアップ係数等の現状はどのように なっていますか？	21
4. 5 中性子の計算は種々の計算コードによって行われているようですが、 計算コードにはどのようなものがあり、どのような群定数が使われ ていますか？	22
5. ストリーミング	23
5. 1 ストリーミングとはどのようなものですか？	23
5. 2 複雑形状部におけるストリーミング放射線線量を低減するのに どのような対策が行われますか？	24
5. 3 遮蔽設計においてストリーミング放射線線量はどのように 計算されますか？	25
6. スカイシャイン	27
6. 1 スカイシャインとはどのようなものですか？	27
6. 2 スカイシャイン実験にはどのようなものがありますか？	28
6. 3 スカイシャインによる線量は遮蔽設計において どのように計算されますか？	28
7. 遮蔽性能の確認	29
7. 1 遮蔽性能はどのようにして保証するのですか？	29
7. 2 遮蔽性能の検査項目にはどのようなものがありますか、また、 これらの検査はどの時期に行うのですか？	29
7. 3 実施設での線量値が設計上の評価値を満足していることを どのように確認するのですか？	29
謝　　辞	30

Contents

Preface	1
1. Outlines of Shielding	2
1.1 What are Radiations ?	2
1.2 What is the Radiation Dose ?	2
1.3 What kind of Facilities can be Listed in which the Radiation or Radioactive Materials are Used ?	3
1.4 In what Case is Radiation Shielding Necessary ?	3
1.5 What kind of Radiation should be Considered on Radiation Shielding ?	4
1.6 What is the Purpose of Shielding Design ?	5
1.7 What kind of Shielding Characteristics Does the Reprocessing Plant Have ?.....	5
1.8 What are the Simple Explanations of Bulk Shielding, Streaming and Skyshine ?	6
2. Methodology of Shielding Design	7
2.1 What kinds of Limit Dose Exist in Guidelines and Regulations Concerning with the Shielding Design ?	7
2.2 By what Concept are the Shielding Equipments set ?	8
2.3 How can We Determine the Criteria of Dose Rate Used for Zoning of Radiation Area ?	8
2.4 How are the Source Conditions Determined in a Shielding Design ? ..	9
2.5 How are the Source Conditions Determined in the Case of Mixture of Different Sources of Various Spent Fuels in a Reprocessing Plant ?	10
2.6 How is the Thickness of Shielding Confirmed to be Adequate ?	12
2.7 Is it Necessary to Check everywhere in order to Confirm the Adequacy of Shielding Design ?	12
2.8 How is the Representative Evaluation Point Determined ?	12
2.9 How are the Evaluation Points Selected ?	13
2.10 In the Case that Radiations Come from Multiple Sources, how Shielding Designers Take into Consideration ?	13
2.11 How is the Open Void through Concrete Treated ?	14
2.12 How is the Shielding of a Glove Box Treated ?	14
3. Shielding Material.....	16

3.1	What kinds of Shielding Materials are Used in Nuclear Facilities ? What are Their Densities and Atomic Compositions ?	16
3.2	How is the Shielding Performance of Various Materials for Neutron and Gamma Ray Transmission ?	16
3.3	What kind of Value of Water Content is Used for Concrete in the Shielding Design ? Is the Actual Water Content high or Low ?	19
4.	Bulk Shielding	20
4.1	What is the Bulk Shielding ?	20
4.2	What kinds of Methods are Used for Bulk Shielding Calculation ? What are the Features of These Methods ?	20
4.3	To what Extent, the Complicated Geometry can be Simplified ? How much the Safety Margin is Assigned due to the Simplification ?	21
4.4	How is the Status of Buildup-factor which is Used in the Point-kernel Model as a Simple Calculation Method ?	21
4.5	What kinds of Computer Codes and Group Constants are Used for Neutron Shielding Calculation ?	22
5.	Streaming	23
5.1	What is the Streaming ?	23
5.2	What kinds of Measures are Taken for the Reduction of Streaming through Complicated Geometry ?	24
5.3	How can We Calculate the Streaming Radiation Dose in a Shielding Design ?	25
6.	Skyshine.....	27
6.1	What is the Skyshine ?	27
6.2	What kinds of Benchmark Experiments of Skyshine are There ?	28
6.3	How can We Calculate the Skyshine Radiation Dose in a Shielding Design ?	28
7.	Certification of the Shielding Performance.....	29
7.1	How is the Shielding Performance Certified ?	29
7.2	What kind of Tests are Taken in the Certification of Shielding Performance ? When are These Tests Carried Out ?	29
7.3	What is the Way of Certification that the Real Dose is Lower than the Designed Value ?	29
	Acknowledgements	30

はじめに

本報は、すでに刊行されている「遮蔽安全ガイド資料 基礎編」および「核燃料施設遮蔽安全ガイド資料 実際編」の続編です。この「核燃料施設遮蔽安全ガイド資料 Q & A 編」は、遮蔽安全設計を行う際や、それを評価する際に共通して見られる疑問に対し、長年実際に遮蔽安全設計に従事している専門家が、それらに対する解答を平易な文章でわかりやすく記したものであります。ここで、本報では、ウラン加工施設、MOX加工施設、再処理施設および輸送容器の遮蔽安全設計を念頭にしていますが、Q & A 項目の多くは遮蔽安全設計一般に関するものであり、これら燃料サイクル施設等に限らず幅広く利用できるものとなっています。Q & Aとしては、約40項目あり、これらは、(1) 遮蔽の概要、(2) 遮蔽設計の方法、(3) 遮蔽材、(4) バルク遮蔽、(5) ストリーミング、(6) スカイシャインおよび(7) 遮蔽性能の確認、の7分野に分けて記載されています。

本報の作成に当たっては、日本原子力研究所の核燃料施設安全性研究委員会の下に編成された「遮蔽安全性実証解析専門部会」の「安全確保の考え方ワーキンググループ」および「計算法検討ワーキンググループ」で検討を行いました。ここで、本報には、日本原子力研究所が、科学技術庁から受託した「平成4年度遮蔽安全性実証解析」及び「平成5年度遮蔽安全性実証解析」の成果の一部を含んでいます。以下に、「遮蔽安全ガイド資料 Q & A 編」の作成に直接携わった方々の名簿を示します。

遮蔽安全ガイド資料 Q & A 編 作成構成員

総括および編集

小佐古 敏莊	東京大学原子力研究総合センター
高野 誠	日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部
増川 史洋	日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部
坂本 浩紀	日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部
坂本 幸夫	日本原子力研究所原子炉工学部

解答作成担当者（五十音順）

石塚 龍雄	(株) C R C 総合研究所原子力部
金野 正晴	フジタ(株) 技術研究所建築研究部
倉重 哲雄	石川島播磨重工業(株) 原子力事業部
野尻 一郎	動燃事業団東海事業所安全管理部
林 克巳	日立エンジニアリング(株) 電力エンジニアリング第2部
辻 政俊	東洋エンジニアリング(株) 総合エンジニアリングセンター
三浦 俊正	運輸省船舶技術研究所東海支所
山野 直樹	住友原子力工業(株) 核設計部

1. 遮蔽の概要

Q1.1 放射線とは何ですか？

A 放射線には、高い運動エネルギーをもって流れる粒子線と、高エネルギーの電磁波があります。前者には、電子ビーム（原子核から放出される場合は β 線と呼ばれる）、イオンビーム（例えば、原子核から放出されるヘリウム原子核は α 線と呼ばれる）、中性子、陽子ビームなどがあり、後者には、原子核より放出される波長の短い電磁波（ γ 線）や、軌道電子のエネルギー準位の遷移により放出されるX線などがあります。

物質を通過する際、直接あるいは間接にその物質の電子を電離する能力のある放射線を電離放射線と呼び、一般に放射線という場合はこの電離放射線を意味します。電磁波の中で電離を起こさない紫外線やマイクロウェーブなどは、非電離放射線と呼ばれていますが、近年、人への影響が議論され始めたことから、広義にはこれらも含めて放射線の名称が使われるようになってきています。

Q1.2 放射線の線量とは何ですか？

A 線量 (dose) とは放射線の量を表すもので、その表し方には、照射線量、吸収線量、及び線量当量などがあります。

照射線量 (exposure: X) は、照射された放射線の量を空気の電離で表現する方法で、X線や γ 線に関して定義されています。単位は、SI 単位系では、単位質量あたりの空気の電離電荷量 (C/kg) で与えられています。旧単位はレントゲン (R) で、 $1 [R] = 2.85 \times 10^{-4} [\text{C}/\text{kg}]$ です。

吸収線量 (absorbed dose: D) は、照射された物質に吸収された放射線の量で表現する方法で、SI 単位系ではグレイ (Gy) で、単位質量あたりの吸収エネルギー (J/kg) であらわされます。旧単位はラド (rad) で、 $1 [\text{rad}] = 0.01 [\text{Gy}] = 0.01 [\text{J}/\text{kg}]$ です。放射線によって物質中に引き起こされる化学反応や生物効果は、照射線量ではなく、吸収線量であらわされます。

線量当量^{*1} (dose equivalent: H) は、主に、放射線防護の分野で使われ、放射線の種類による影響の違いを考慮した単位です。線量当量は次の式で定義されます。

$$H = D \cdot Q \cdot N$$

ここにDは吸収線量 (Gy) で、Qは放射線の線質係数（無次元数）、Nは線量率、空間分布に関する補正因子（通常は1）です。線量当量の単位には、SI 単位系ではシーベルト (Sv) が使われ、X線や γ 線の場合は $1 [\text{Sv}] = 1 [\text{J}/\text{kg}]$ であらわされます。旧単位はレム (rem) で、 $1 [\text{rem}] = 0.01 [\text{Sv}]$ です。

実効線量当量^{*2} (effective dose equivalent: H_E) は、体の各組織の線量当量が異なるときに、各組織 (T) の放射線感受性を重み (w_T) として荷重平均を取った線量当

量です。この重みは国際放射線防護委員会（ICRP）により、組織荷重係数として具体的に決められています。実効線量当量 H_E は、組織 T における平均線量当量を用いて以下のように定義されています。

$$H_E = \sum_T w_T \cdot H_T$$

*1, *2 線量当量、実効線量当量：ともに国際放射線防護委員会の1977年勧告（ICRP Publ. 26）により放射線防護に用いられる諸量として定義されている線量です。我が国の現行法令ではこれが採用されています。しかし、同委員会の1990年の勧告（ICRP Publ. 60）においては、これらに相当する量として、各々、等価線量（equivalent dose）、実効線量（effective dose）が再定義されていますが、我が国の法令にはまだ（平成7年現在）採用されていません。

Q1.3 放射線を取り扱う施設にはどのようなものがありますか？

A

放射線を取り扱う施設としては、原子炉、核燃料施設、RI 施設、加速器施設等がありますが、ここでは原子炉、再処理施設について説明します。

(1) 原子炉：原子炉では核分裂に伴い、またその際できた核分裂生成物から、 α 線、 β 線、 γ 線および中性子などの放射線が放出されます。 α 線、 β 線は極めて薄い遮蔽で良いため、放射線遮蔽上からは中性子、 γ 線が問題となります。原子炉室での生体遮蔽、配管等貫通部でのストリーミング、天井部からのスカイシャイン等が遮蔽計算等により評価されます。

(2) 再処理施設：再処理施設では、原子炉で燃焼した使用済燃料を取扱うため、原子炉の場合と同様に核分裂性核種や高次のアクチニド核種から α 線、 β 線、 γ 線および中性子などの放射線が放出されます。遮蔽の観点から重要な放射線は、 γ 線やX線、高次のアクチニド核種の自発核分裂からの中性子や、 α 崩壊に伴う軽い核種との(α , n)反応により発生する中性子が重要なものです。

Q1.4 遮蔽はどのような場合に必要になりますか？

A

放射性物質を取り扱う施設等では、無益な放射線被曝から従事者を守り、周辺の一般公衆の安全の確保をはからねばなりません。与えられた放射線源条件下で被曝を制限するためには、(1) 放射線源からの距離を置く、(2) 放射線にさらされる時間を制限する、(3) 放射線源と人との間に放射線に対する障壁（遮蔽）を設ける、の3つの方法（順不同）が適当に組み合わされて講じられています。

また工学的な観点からも、放射線にさらされる機器の発熱や照射損傷を防ぐため、機器に対する遮蔽も考慮されます。

Q1.5 放射線遮蔽上どのような放射線を考慮する必要があるですか？

A

対象により異なりますが、一般的には以下のことが言えます。電子、 α 線のように電荷を有する放射線は物質中の飛程が短く、 α 線では紙一枚程度で止まり、放射線遮蔽の対象となる外部被曝の点からはほとんど影響がありません。一方、中性子、 γ 線のように電荷を持たない放射線は、物質中を比較的よく透過します。その際、物質中に放射線の持つエネルギーの一部または全部を付加するので、放射線被曝の問題が生じます。このため一般的には、電荷を持たない中性子及び γ 線、制動輻射線が放射線遮蔽の対象となります。原子力発電施設、再処理施設等で、核分裂またはそれに伴う核分裂生成物からの放射線を対象とする場合がこれに該当します。

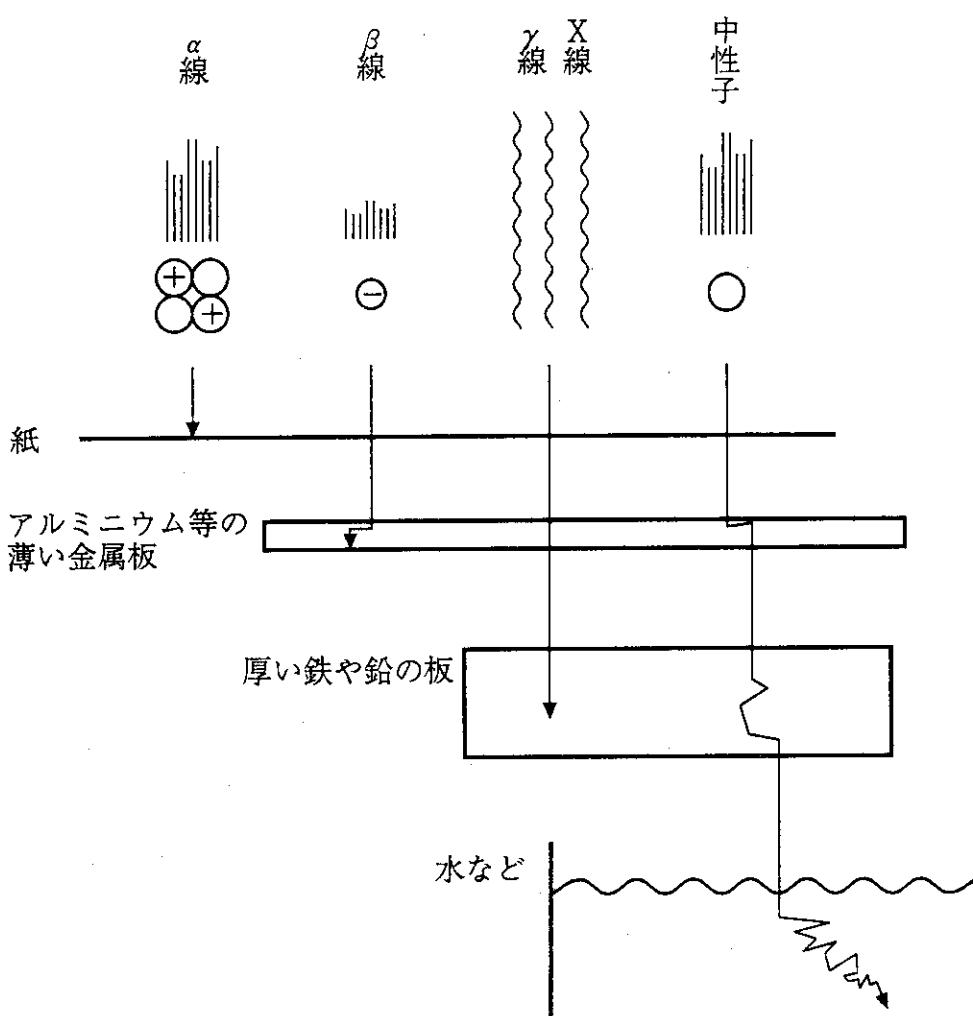


図1.1 放射線の種類と透過力

Q1.6 遮蔽設計の目標とするものは何ですか？

A

放射線防護上は、放射線被曝を伴う行為を行う場合、放射線の人体への影響を考え、その行為は社会全体で見てプラスの便益をもたらすものでなければなりません（行為の正当化）。行為が正当化されたうえで、その行為による放射線被曝は、経済的および社会的要因を考慮に入れながら、合理的に達成できるかぎり低く保たれなければなりません（放射線防護の最適化）。当然のことながら、放射線の線量限度は守ることになるわけですが、これを守るだけでなく「合理的に達成できるだけ低く」：ALARA (As Low As Reasonably Achievable) という観点からも放射線防護を考える必要があります。上述の「正当化」、「最適化」、「線量限度」は放射線防護の三原則と言われています。

遮蔽設計の目標は、この放射線防護の線量限度値を守り、さらにその最適化を施設の運用・放射線業務従事者の被曝管理と併せて実現することです。具体的には線量率を一定のレベル以下にすることですが、目標となる線量率のレベルは、評価位置（場所）に依存し、対象を従事者とするか一般公衆にするか、従事者であれば性別や被曝部位置等により異なってきます。

Q1.7 再処理施設には遮蔽上どのような特徴がありますか？

A

(1) 放射線源について

再処理の各化学プロセスを行うセル内では、主に臨界安全上の問題から燃料の取扱量が規定されていますが、プロセスセル内の線源は、さまざまな形態で存在し、その幾何学的形状も種々雑多なものになります。これ以外にも併設される使用済燃料の貯蔵施設、高レベル廃棄物（廃液およびガラス固化体等）の貯蔵施設、低レベル廃棄物の貯蔵施設等、体積の大きな線源が多数並んでいる場合も多く見られます。

遮蔽の観点から重要な放射線の種類としては、光子と中性子がありますが、光子では γ 線および制動輻射線（X線）があり、通常数MeV以下のエネルギーのものが対象になります。

一方、中性子では、高次のアクチニド核種を含むものについては、自発核分裂で発生する中性子や、 α 崩壊に伴う軽い核種（例：ガラス固化体中のボロン、酸化物燃料中の酸素）との(α, n)反応により発生する中性子が主なものとなります。また中性子の発生を伴うところでは、元々放射線を出さない原子が、中性子の吸収や散乱にともなって γ 線を放出する場合があります。これを二次 γ 線と呼びます。鉄の二次 γ 線などは大半が7.6 MeVで、最高でも10 MeVと高いエネルギーのものが発生するので注意が必要です。

(2) 遮蔽形態について

再処理施設では、強度の高い放射性物質を取り扱うので、プロセス機器はコンクリー

トなどの遮蔽壁で囲まれたセル等に置かれます。セル内の状態を監視する必要のある場合には、鉛ガラスを通して目視によるか、もしくは工業用テレビを介して監視されます。操作はマニュピレータで行われるので、従事者が放射線に直接さらされることは通常はありません。

再処理施設は化学プラントですから、プロセス機器とそれらをつなぐ配管群が存在し、これらを通すためセルの遮蔽壁には多数の貫通孔が存在します。このような貫通孔があると放射線はあまり減衰せずに遮蔽壁の外側に出てくる場合がある（ストリーミングと言う）ので、線源と配管の位置関係及び貫通孔の構造等に注意が必要となります。

Q1.8 バルク遮蔽、ストリーミングおよびスカイシャインとは、一口でいってどのようなものですか？

A

(1) バルク遮蔽

バルク（bulk）とは嵩（かさ：積み重なったものの高さ・大きさ）を意味します。通常、放射線を遮蔽により減衰させるために、遮蔽壁（あるいは容器）に適切な厚みをもたせます。このように遮蔽材の厚みにより放射線の減衰を促すことをバルク遮蔽と呼びます。（→「第4章 バルク遮蔽」を参照）

(2) ストリーミング

遮蔽壁に配管等の貫通孔のある場合、また遮蔽壁と遮蔽扉のかみ合い部に間隙等がある場合には、遮蔽材を透過してくる放射線よりも、このような遮蔽の欠けた部分をあまり減衰せずに透過してくる放射線の方が強い場合があります。このような欠損部分を放射線が透過してくる現象をストリーミングと呼んでいます。（→「第5章 ストリーミング」を参照）

(3) スカイシャイン

建物の構造上、水平方向の遮蔽壁の厚さは充分にそれでも、建物上部に位置する天井の遮蔽をあまり厚くできない場合があります。この際には、天井から漏洩した放射線が上空で散乱し再び地上に戻ってくるという現象が起き、この現象をスカイシャインと呼んでいます。空气中での放射線の平均自由行程は、遮蔽材中のものと比べて格段に大きいので、建物から数100m以上離れたところでも、この現象により放射線が到達する場合があります。（→「第6章 スカイシャイン」を参照）

2. 遮蔽設計の方法

Q2.1 遮蔽設計に関する法令上の規制値にはどのようなものがありますか？

A

昭和 63 年科学技術庁告示第 20 号（試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める件）および電離放射線障害防止規則に以下のように定められています。

また、輸送物（BM 型及び BU 型）の遮蔽設計に関しては、総理府令第 57 号「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」あるいは運輸省令第 30 号「危険物船舶運送及び貯蔵規則」に線量当量率に関する規制値が定められています。

表 2.1 遮蔽設計に係わる法令上の規制値

昭 和 63 年 科 学 技 術 庁 告 示 第 20 号	管理区域の定義	以下の線量当量率を超えるおそれのある区域 (1) 外部放射線に係る線量当量 : $300 \mu\text{Sv} / \text{週}$ (2) 空気中の放射性物質の濃度 : 1 週間の平均濃度が規定濃度 (第 7 条第 1 号～第 4 号) の $3/10$ (3) 表面汚染密度 : 規定表面汚染密度限度 (第 5 条) の $1/10$ (4) (1) と (2) が同一の場所にあるときは、各々の線量当量又は濃度に換算する。
	周辺監視区域の定義	管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においても、以下の線量当量限度を超えるおそれのないもの (1) 実効線量当量 : $1 \text{ mSv} / \text{年}$ (2) 皮膚及び目の水晶体の組織線量当量 : 各 $50 \text{ mSv} / \text{年}$ (3) (1) の規定にかかわらず、科学技術庁長官が認めた場合 実効線量当量 : $5 \text{ mSv} / \text{年}$
	放射線業務従事者の線量当量限度	(1) 実効線量当量 : $50 \text{ mSv} / \text{年}$ (2) 組織線量当量 : 目の水晶体以外の組織 $500 \text{ mSv} / \text{年}$ 目の水晶体 $150 \text{ mSv} / \text{年}$ 女子の腹部 $13 \text{ mSv} / 3 \text{ 月}$ 妊娠中の女子の腹部 $10 \text{ mSv} (\text{出産まで})$
	緊急作業に係る線量当量限度	実効線量当量 : 100 mSv

表 2.1 遮蔽設計に係わる法令上の規制値（続き）

電離放射線障害 防止規則	遮へい物	労働者が常時立ち入る場所における外部放射線による 1 センチメートル線量当量： 1 mSv / 週
-----------------	------	--

総理府令 第57号	運輸省令 第30号	部位	規制値
		輸送物表面	2 mSv / 時
		輸送物表面から 1m の位置	100 μ Sv / 時

Q2.2 遮蔽はどのような考え方に基づいて設置するのですか？

A 周辺監視区域の外側に居住する一般公衆の線量当量が法令で定められた限度を超えないようにすることはもちろん、ALARA の精神に沿って合理的に達成可能な限り低くなるように適切な遮蔽を設置します。また、施設内で放射線業務従事者が立ち入る場所について、立ち入り頻度、立ち入り時間等を考慮して区域区分を行い、各区分に対してあらかじめ定められた基準線量当量率を超えないよう遮蔽を設置します。

Q2.3 区域区分のための基準線量当量率はどのような考え方で設定していますか？

A 基準線量当量率の設定には、管理区域と非管理区域の境界値（基準値 A）と管理区域内の区分境界値（基準値 B）とを考慮する必要があります（表 2.2 参照）。基準値 A および B の設定の考え方を以下に示します。また、基準線量当量率設定の例を表 2.3 に示します。

(1) 基準値 A（管理区域と非管理区域の境界値）

法令で定められた管理区域の定義を言いかえると、非管理区域としては、「立入制限等の措置を行わなくても線量当量が定められた値を超えるおそれのないこと」が必要となります。ここで、「定められた値」とは、管理区域に係わる線量当量：300 μ Sv / 週のことです。

1 週間の立入時間を、常時立入を想定し勤務時間と等しく約 50 時間（これは安全側の仮定である。約 8 時間 / 日 × 6 日 / 週）とするならば、 $300 \mu\text{Sv} / \text{週} \div 50 \text{ 時間} / \text{週} =$

$6 \mu\text{Sv}/\text{時}$ が基準値 A の目安として考えられます。

(2) 基準値 B (管理区域内の区分境界値)

管理区域内で作業する放射線業務従事者に対する線量当量限度は $50 \text{ mSv}/\text{年}$ と法令で定められています。今、1週間の立入時間の目安が約 10 時間 / 週となる区域があるとします。この時、基準値 B の上限値の目安として、 $50 \text{ mSv}/\text{年} \div 10 \text{ 時間}/\text{週} \div 50 \text{ 週}/\text{年} \approx 100 \mu\text{Sv}/\text{時}$ が考えられます。

表 2.2 基準値 A と B の設定

分類	線量当量率	区域区分	基準線量当量率
非管理区域	低 ↑ ↓ 高	立入制限不要区域	←基準値 A
		管理を行った上で立入可能な区域	
		通常立入禁止区域	} ←基準値 B

表 2.3 区域区分のための基準線量当量率の例

区 分	基準線量当量率
管理区域外	$\leq 6 \mu\text{Sv}/\text{時}$
管理区域内	I 1 : 管理区域外 $\leq 6 \mu\text{Sv}/\text{時}$
	I 2 : 週48時間以内しか立入らないところ $\leq 10 \mu\text{Sv}/\text{時}$
	I 3 : 週10時間程度しか立入らないところ $\leq 50 \mu\text{Sv}/\text{時}$
	I 4 : 週 1 時間程度しか立入らないところ $\leq 500 \mu\text{Sv}/\text{時}$
	I 5 : 通常は立入らないところ $> 500 \mu\text{Sv}/\text{時}$

(注) 本表区分欄に示す時間は、毎週必ず立ち入る時間を示すものではなく、立ち入りに対する制限は線量当量率、作業に要する時間、個人の線量当量等を考慮して決定する。

Q2.4 遮蔽設計の線源はどのようにして設定するのですか？

A

再処理施設の遮蔽設計の線源は、一般的に、ガンマ線および中性子です。遮蔽設計に用いる線源強度の設定に際しては、適切な手法を用いて線源となる核種の量を算出し、

施設で取り扱う放射線源の仕様、再処理施設内の各工程の特徴等を考慮して、保守側となるようにします。

ガンマ線は、エネルギーにより遮蔽材中の減衰率が大きく異なるため、線源となる核種を考慮して適切なエネルギースペクトルを用います。中性子は、一般的に、自発核分裂および (α, n) 反応により発生する速中性子が遮蔽設計の対象となります。Pu等の核分裂性核種を含む場合には、必要に応じて核分裂による中性子の増倍を考慮します。

使用済燃料を例に、具体的な計算方法を説明します。まず、非常に多くの放射性核種の生成・崩壊を、多元一次の連立方程式を用いて解き、次に、得られた放射性核種の存在量と、別途文献等より得られた放射性核種からの中性子、 γ 線の放出割合より、線源強度を計算します。しかし、この計算は非常に複雑ですので、通常はこの多元一次の連立方程式を計算機用にプログラム化し、かつ中性子、 γ 線の放出割合をデータライブラリ化した計算コードが利用されます。計算コードとしては、ORIGEN2、FPGS、DCHAIN等があります。入力データとしては、燃料の装荷量、比出力、燃焼日数、燃料の炉取り出し後の冷却日数等が入力データとなります。

Q2.5 再処理施設で受け入れる使用済燃料は個々に線源としての条件が異なるはずですが、どのような取り扱いをするのですか？

A

再処理施設では、受入れ燃料仕様の範囲で種々異なる燃料が取り扱われます。従って、遮蔽設計を行う際の線源強度算定のベースとして遮蔽設計用使用済燃料仕様を定めています。遮蔽設計用使用済燃料仕様は、仕様を構成するパラメータ（燃焼度、初期濃縮度、比出力、冷却期間及び燃料形式）を組み合わせ、それぞれのパラメータの想定範囲の中で、遮蔽設計上、安全側に設計できる組み合わせとなるように設定します。

各パラメータの、線源強度に与える一般的な影響は、以下のとおりです。

(1) 燃焼度

核分裂生成物、アクチノイドおよび放射化生成物のいずれも燃焼度が高くなるほど、線源強度は増加する傾向を示します。

(2) 初期濃縮度

初期濃縮度が低い方が、同一出力を得るために必要な中性子束が多くなるため、アクチノイドおよび放射化生成物は増加する傾向を示します。

(3) 比出力

比出力が高い方が、同一燃焼度を得るために必要な炉運転期間は短くなります。これは生成される放射性核種の減衰時間が短くなることを意味し、線源強度は増加することになります。ただし、炉内での娘核種の生成により、比出力の低い方が、線源強度が増加することもあります。

(4) 冷却期間

冷却時間の長いほど放射性核種の減衰は大きくなり、線源強度は減少する傾向を示

します。ただし、娘核種の場合は親核種からの生成が多くなる場合もあり、線源強度は増加することもあります。

(5) 燃料型式

PWR と BWR では炉内中性子スペクトルが異なるため、生成される核種に相違が生じます。

遮蔽設計用使用済燃料仕様の例を表 2.4 に示します。

表 2.4 遮蔽設計用使用済燃料仕様の例

区分	適用範囲	使用済燃料仕様
1 体領域	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料の受入れ施設および貯蔵施設 ・せん断処理施設 ・溶解施設 (計量前中間貯槽まで) ・せん断処理・溶解廃ガス処理設備 	<p>燃焼度: $55,000 \text{ MWd/t} \cdot U_{pr}$ 初期濃縮度: 3.0 wt%</p> <p>燃料型式および比出力: PWR 燃料 $60 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$ (BWR 燃料 $40 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$) (*1) 冷却期間: 4 年 (1 年) (*2)</p>
1 日平均領域	<ul style="list-style-type: none"> ・溶解施設 (計量・調整槽以降) ・分離施設及び精製施設 ・酸及び溶媒の回収施設 ・液体廃棄物の廃棄施設 ・固体廃棄物の廃棄施設 ・塔槽類廃ガス処理設備 ・高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備 	<p>燃焼度: $45,000 \text{ MWd/t} \cdot U_{pr}$ 初期濃縮度: 3.5 wt%</p> <p>燃料型式および比出力: PWR 燃料 $60 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$ (BWR 燃料 $10 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$) (*3) (BWR 燃料 $40 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$) (*4) 冷却期間: 4 年</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・脱硝施設および製品貯蔵施設 	<p>燃焼度: $45,000 \text{ MWd/t} \cdot U_{pr}$ 初期濃縮度: 3.5 wt%</p> <p>燃料型式および比出力: ウラン : PWR 燃料 $10 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$ プルトニウム : BWR 燃料 $10 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$ (PWR 燃料 $60 \text{ MW/t} \cdot U_{pr}$) (*5) 冷却期間 ウラン: 10 年 プルトニウム: 4 年</p>

(注) ここでいう $t \cdot U_{pr}$ は、照射前金属ウラン重量換算であり、以下「 $t \cdot U_{pr}$ 」という。

(*1) 括弧内は、溶解施設のうちハル・エンドピースの処理に係る設備の場合

(*2) 括弧内は、使用済燃料の受入れ施設および貯蔵施設の場合

(*3) 括弧内は、分離施設および精製施設のうちプルトニウムの寄与が支配的な設備の場合

(*4) 括弧内は、固体廃棄物の廃棄施設のうちハル・エンドピースの貯蔵およびチャンネルボックスの処理・貯蔵に係わる設備の場合

(*5) 括弧内は、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備におけるガンマ線遮蔽の場合

Q2.6 遮蔽体の厚さの妥当性はどのようにして確認（評価）するのですか？

A 遮蔽体は基準線量当量率を超えないよう設置されることが要求されるので、実際に施工される遮蔽体の配置等の条件を用いて線量当量率を算出し、基準線量当量率と比較することにより、遮蔽体厚さの妥当性を確認・評価します。

また、基準線量当量率を遮蔽位置ごとに割り振り、その遮蔽位置に要求される遮蔽能力から必要な遮蔽体の厚さを算出し、実際に施工される遮蔽体の厚さと比較することにより妥当性を確認することもあります。

Q2.7 遮蔽設計の妥当性を確認するためには、施設のあらゆる箇所すべてについて評価する必要がありますか？

A 設計という観点からは、人の立ち入る場所に対して評価を行いますが、妥当性の確認という観点からは、代表評価点での遮蔽設計の妥当性を確認すること等で行います。つまり、遮蔽設計の観点から施設の代表箇所（代表評価点）を選定し、選定された代表箇所に対する遮蔽設計手法の妥当性を確認すれば、代表箇所以外の箇所についても遮蔽設計手法が同様であることから、その妥当性は確認されたことになります。

Q2.8 代表評価点はどのような考え方で選定するのですか？

A 線源の種類、線源スペクトル、遮蔽材料の種類に着目して代表性を考慮し、常時立ち入る場所から優先的に選定をしてゆきます。以下に代表点選定に適用した共通ルールの一例を示します。

[再処理施設における遮蔽評価代表点選定のための共通ルール]

- ルール1（線源項）：事業指定申請書およびその添付書類に記載された主要設備のうち、主要機器を主体とします。
 - サブルール1.1：同系統セル／室は、1つで代表してもよい。
 - サブルール1.2：主要なプロセス部の線源強度に比べ小さい場合（例えば、0.01%以下）は除外してよい。
 - サブルール1.3：線源スペクトルから判断し、1つで代表できるものはこれで代表します。
 - サブルール1.4：類似セル（類似した工程のセル等）は、線源機器の線源強度が強い（又は大きい）方で代表します。
- ルール2（区域区分）：放射線業務従事者の管理区域内での無用な放射線披ばくを防止

するために、遮蔽により区画されたエリアの中で、常時立ち入る可能性のあるエリアを優先的に選定します。

サブルール 2.1 : 遮蔽をはさんだ評価点の区域区分に差異がある場合は、最も線量当量率区分の低い区域区分に面する評価点を優先的に選定します。

サブルール 2.2 : 遮蔽をはさんだ評価点の区域区分が同一の場合は、最小寸法厚さの遮蔽に面する評価点を選定します。（材料が相違する場合は、密度比で換算した厚さで判断します。）

ルール 3 : 建物の遮蔽材料の代表性を考慮します。
(普通／重量コンクリート)

Q2.9 評価の対象となる場所（評価点の設定場所）はどう のように考えるのですか？

A 原則として、人が通常接近する場所で高さが床上 2m までの空間であって、室内の線源となる機器等から 1m 以上離れた空間が対象となります。つまり、高さについては、立ちに入る者の身長等を考慮してある程度余裕のある高さとし、床上 2m までを評価の範囲とします。また、機器への近接は、立ちに入る者が放射性物質を内包した状態の機器等に常に接近して作業を行うことはなく、このような機器等が存在する部屋の線量当量率を評価する場合には、機器から 1m 離れた位置で評価することとします。

一般的には次のように評価点が選ばれます。

- (1) 隣接したセルからの寄与を考慮した評価点は、各方位の遮蔽壁面の床上 2m までの範囲を考慮します。
- (2) 下部からの寄与を考慮した評価点は、床面とします。
- (3) 上部からの寄与を考慮した評価点は、床上から高さ 2m の点とします。
- (4) 放射性物質を内包した機器等の寄与を考慮した評価点として、機器等表面から 1m 離れた位置を評価点とします。

Q2.10 放射線は一つの線源からだけでなく、いくつかの 線源から同時に一箇所に到達しますが、これを設 計ではどのように取り扱うのですか？

A 当然のことですが計算上考慮すべき線源機器からの線量当量率を評価点において合計しています。

複数の線源機器がセル内にある場合であって、セル壁面での線量当量率を評価する際には、機器と評価点の位置関係をそのままモデル化して計算する場合のほか、安全側、

多めの見積として機器の中心位置での線量当量率を単純に合計する場合もあります。

評価点に対して複数の壁面がある場合にも、実際の状況をそのままモデル化して計算する場合や、各壁面毎に最大線量当量率を求め、これらを合計し仮想的な計算により安全側、多めの見積の値を算出することもあります。

固体廃棄物のように移動する線源がセル内にある場合、移動する範囲を考慮して評価点との位置関係を設定し、線量当量率を計算して足し合わせます。

人の立ちに入る室内に線源機器がある場合は、壁面等からの線量当量率に室内線源機器からの線量当量率を足し合わせます。この場合、人の動く範囲等を考慮して機器表面から1m離れた点の線量当量率と壁表面の線量当量率を足し合わせる場合もあります。

Q2.11 コンクリート躯体の開口部等はどのように取り扱うのですか？

A コンクリート躯体の開口部には遮蔽扉や遮蔽窓等を設置します。これらの遮蔽扉や遮蔽窓等は、コンクリート躯体と同様にその遮蔽性能を評価します。

配管等の貫通部については、人への被曝を避けるため、貫通部を原則として床上2mを超える位置に設置したり、線源となる機器が貫通部を通して直接見通せない位置に貫通部を設置するなどの考慮により、放射線の漏洩を防止しています。さらに、基準を超えるおそれがあると判断される場合には、鉄等の補助的な遮蔽体（補償遮蔽体）の使用や貫通部を屈曲構造とすることなどにより、放射線の漏洩を防止しています。

Q2.12 グローブボックスの放射線遮蔽はどのように行っていますか？

A グローブボックスは、非密封放射線源に対して手動の操作を行う場合に用いられる、閉じ込め機能を有する箱状の装置で、操作面には目視が可能な材質の窓と操作を行うためのゴム製のグローブ（手袋）が取り付けられています（図2.1参照）。グローブボックス内では、その構造上、強い γ 放射線線源となる物質は取り扱えませんが、 α 線や β 線あるいは低エネルギーのX線等を放出する放射性物質は必要とされる遮蔽体の厚さが比較的薄くて済むため、グローブボックス内でよく取り扱われます。この場合、グローブボックスの構造材、窓のアクリル材、グローブのゴム等が遮蔽材として機能します。放射線線源強度がある程度以上強いときには、鉛入りアクリル、鉛ガラス、鉛入りグローブ等が補助的な遮蔽体として使われることもあります。その他、ステンレス、鉛、ポリエチレンの積層パネルを備えたグローブボックスも使用されています。

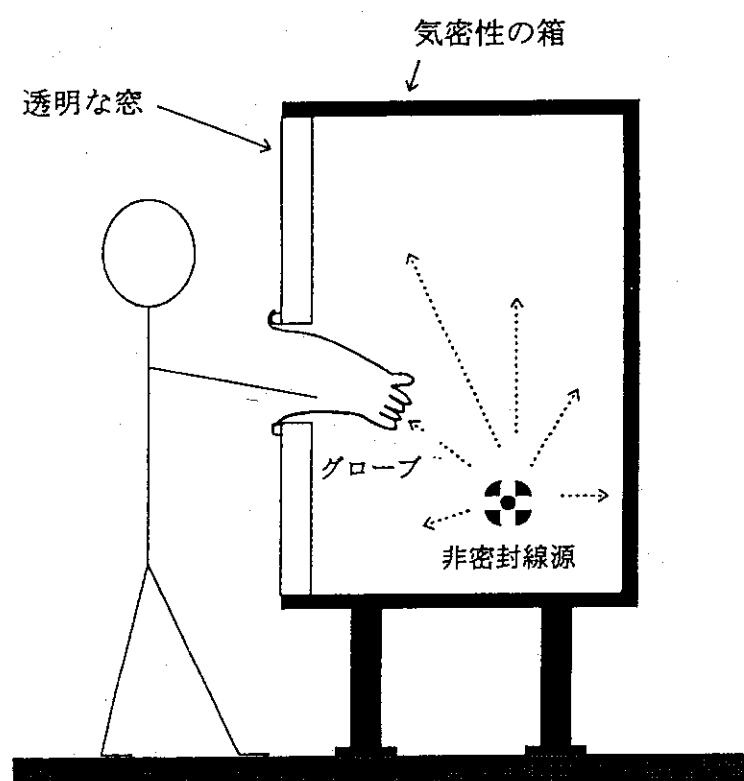


図 2.1 グローブボックス構造の概念図

3. 遮蔽材

Q3.1 原子力施設ではどのような遮蔽材が使われますか。
その比重と元素組成はどのようになっていますか？

A 原子力施設では、安価で遮蔽性能が良いという理由から、普通コンクリートが多く用いられます。局所的には、重量コンクリート、鉄、鉛の他、各種充填材も使用されます。また、放射線源の入っている内部の様子を見るために鉛ガラスが使用されます。これらの遮蔽材の代表的なものの比重と元素組成は次のようになっています。

遮蔽材	比重	元素組成（重量 %）
普通コンクリート (骨材：安山岩等)	2.2	O : 47.7, Si : 26.9, Ca : 9.0, Al : 6.6, その他 9.8
重量コンクリート (骨材：磁鐵鉱石等)	3.48	Fe : 52.9, O : 32.5, Ca : 7.1, Si : 3.6, その他 3.9
鉄	7.86	Fe : 100
鉛	11.35	Pb : 99.9, 他 : 0.1 (JIS H2105, 3種)
シリコーンゴム系充填材	5	Pb : 89.8, Si : 3.9, C : 3.3, O : 2.2, H : 0.8
鉛ガラス	5.2	Pb : 66.8, O : 19.7, Si : 12.2, 他 1.3

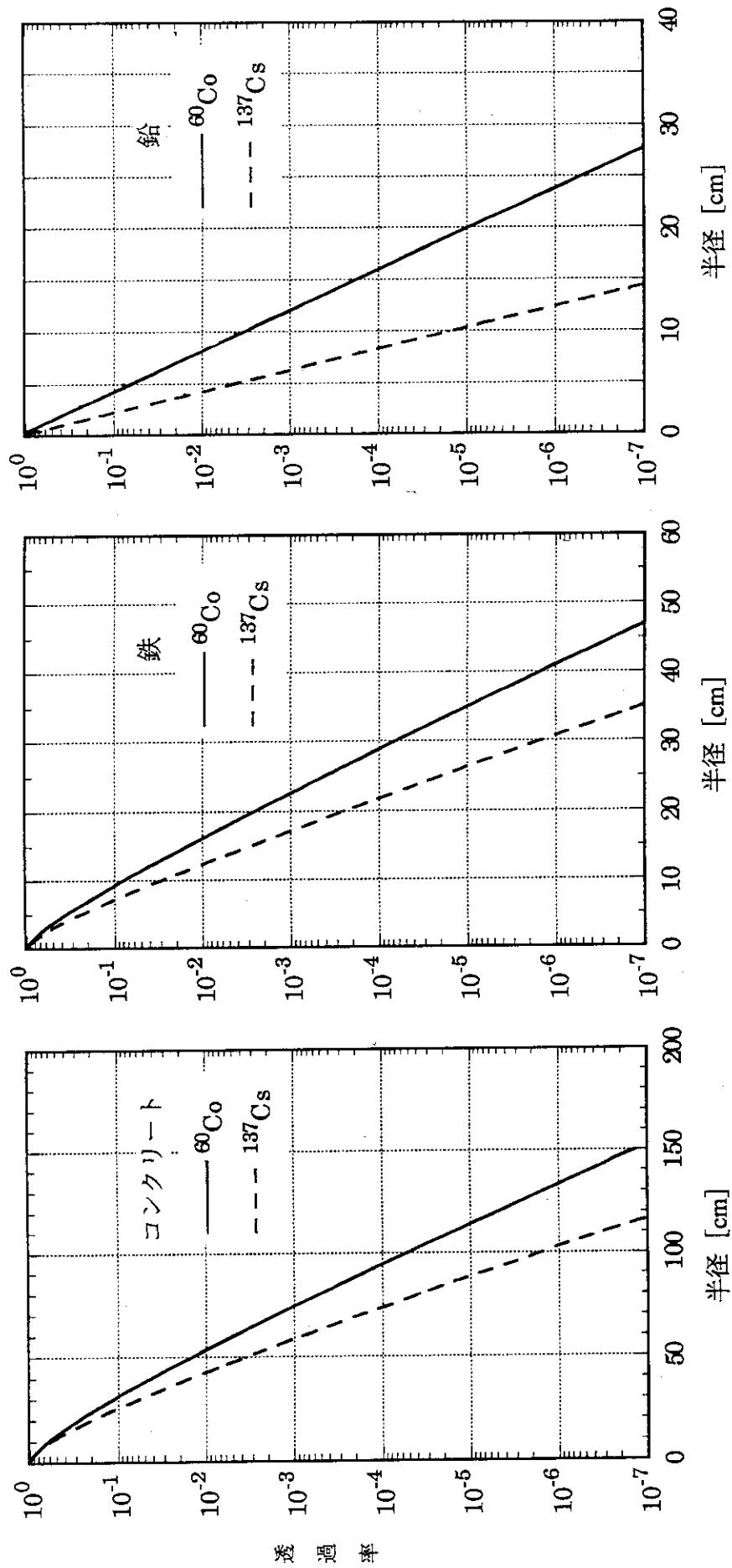
出典「ガンマ線遮蔽設計ハンドブック」(社)日本原子力学会, (1988)

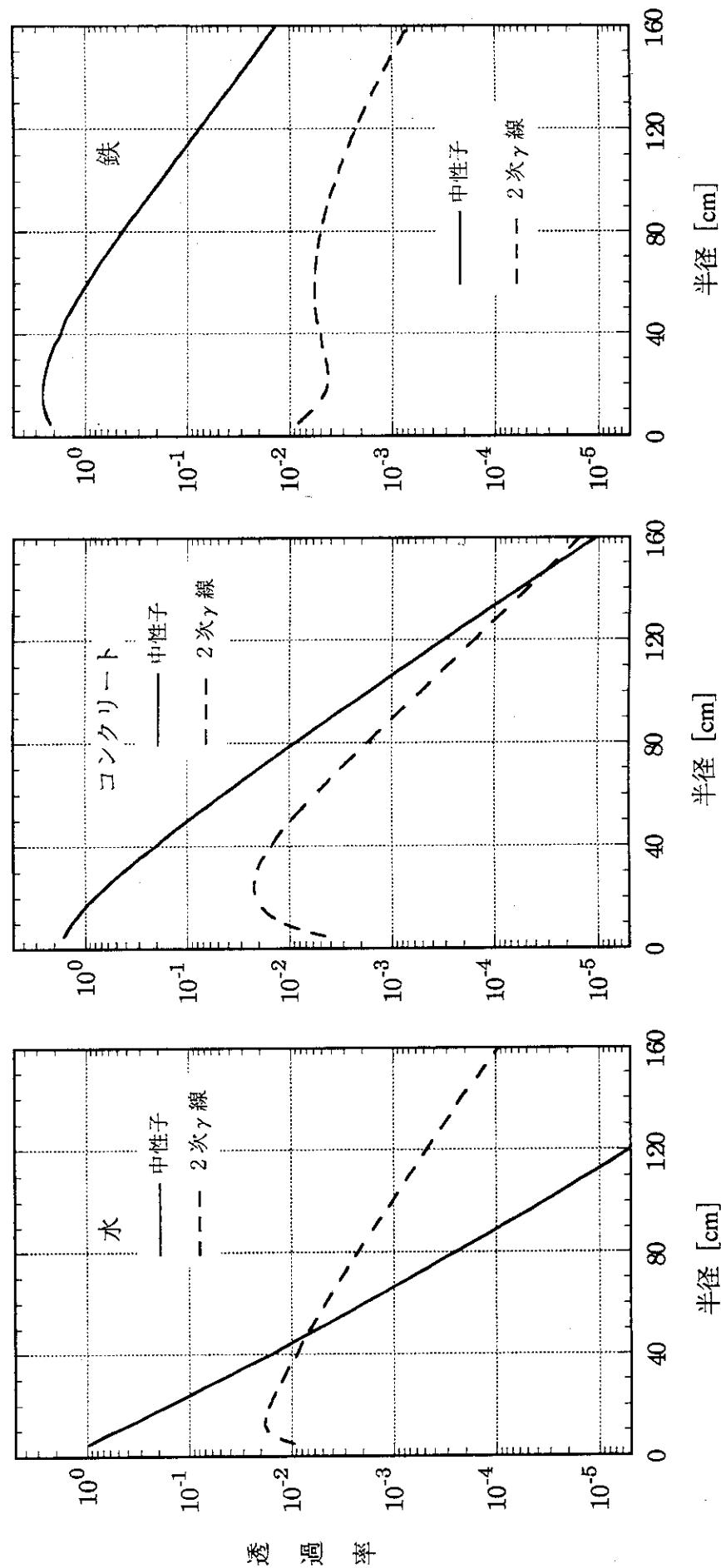
Q3.2 中性子および γ 線に対する各種遮蔽体の遮蔽能力
はどのようになっていますか？

A 線源が、点状の ^{252}Cf 中性子源の自発核分裂中性子の場合を示します。遮蔽体が水、コンクリート、鉄について、中性子、2次 γ 線の1cm線量当量透過率の空間分布を図3.1^{*1}に示します。(点線源)

また、線源が ^{60}Co , ^{137}Cs などの RI の γ 線の場合、遮蔽体がコンクリート、鉄、鉛について、 γ 線の1cm線量当量透過率の空間分布を図3.2^{*2}に示します。(点線源)

*1, *2 : 出典「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル II」(財)原子力安全技術センター, (1990)

図 3.2 $^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$ 線源の 1 cm 線量当量透過率

図 3.1 ^{252}Cf 中性子, 2次γ線の 1 cm 線量当量透過率

Q3.3 遮蔽設計上、コンクリート中の水分量はどのように設定されていますか。実際のものに比べどうなっていますか？

A コンクリートに含まれている水分には、小さな孔や毛細管の中にある自由水、セメントと水和結合している結合水、石に含まれている結晶水の3種類の水分があります。コンクリートを乾燥していくと、このうち自由水が少なくなっています。そのため、わが国では、高温で乾燥という最悪の環境を想定した3.7 wt%（自由水0.0 wt%、結合水と結晶水で3.7 wt%）を遮蔽計算時の設定値とするという例があるようです。しかし、以前はアメリカと同じように7.48 wt%の設定値の方が用いられたこともあります。

コンクリートによる中性子の遮蔽性能はそこに含まれている水分量に大きく依存し、その量が多くなると遮蔽性能は良くなります。現在、コンクリート中の水分の設計値としてアメリカでは4.96 wt%（以前は7.48 wt%）、ドイツでは4.5 wt%（空気乾燥時）が採用されています。

実際には、原子力施設のコンクリートは品質が最も良い部類に入り、水分を約6~9 wt%と多く含んでいます。

4. バルク遮蔽

Q4.1 バルク遮蔽とはどのようなものですか？

A バルク遮蔽は、放射線が遮蔽材として用いられる物質と相互作用をおこし、減衰する効果を利用した遮蔽のことをいっており、遮蔽体中の幾何学的な空隙（隙間）による放射線の漏洩が無い場合の評価を指します。この相互作用は放射線の種類と遮蔽物質により大きく異なるので、何種類もの物質を組合せた遮蔽体では、放射線の減衰効果は遮蔽体中の位置や場所によっても異なります。一般に、このような効果の違いをもバルク遮蔽で考慮します。

Q4.2 バルク遮蔽計算に適した計算法にはどのような手法があり、どのような特徴がありますか？

A 放射線の輸送現象はボルツマンの輸送方程式により正確に記述されます。以前は拡散方程式により近似する方法も用いられていましたが、遮蔽計算では放射線のエネルギーと散乱方向が物質を透過する間に大きく変化するため、拡散方程式ではこれらの取扱いが難しく、現在では多くは使用されていません。

ボルツマンの輸送方程式は、特殊な場合を除いて解析解が得られないので、一般的には数値的に解きます。数値解法としては、微分型および積分型の輸送方程式を解くものの2種類があり、さらに決定論的手法（バランス方程式を繰り返し計算で求める方法）と確率過程論的手法（モンテカルロ計算による方法）によるものの2種類があります。微分型と積分型の違いは、主に計算の際の空間および角度メッシュ幅の取り方が異なりますが、適切なモデル化を注意して行えば、両者の差は基本的にはありません。

また、決定論的手法は全ての空間位置についての値が一度で得られるのに対し、モンテカルロ法による確率過程論的手法では注目する位置での値のみしか得られないのみならず、その結果は統計法則に従うので、その統計誤差の評価が必要になります。さらに、非常に複雑な幾何形状を厳密に解く場合には、決定論的手法では難しいため、確率過程論的手法が用いられます。

これら以外の簡易な計算法として、 γ 線の計算では点減衰核法が良く用いられます。点減衰核法は単純に点源からの放射線の減衰を指数関数的に見積るもので、ボルツマンの輸送方程式を解くものではありませんが、 γ 線は中性子と異なり直進性が強いため、散乱の効果を適切なビルドアップ係数（多重散乱効果の補正係数）で補正することにより比較的良い近似が短時間で得られます。

Q4.3 パルク遮蔽計算では複雑な体系をどのように、どの程度近似しますか。また、近似した場合の安全裕度はどの程度見積りますか？

A 実際の遮蔽体は複雑な体系をしていて、単純な幾何形状であることは少ないので、計算で取り扱う際には、球、円柱、平板等で近似します。この体系のモデル化の際には、放射線の線源と遮蔽体との相互関係を考慮して、遮蔽効果を実際以上に見込みすぎないような安全側のモデルを採用します。例えば、遮蔽体の厚さが同じ場合には、平板、円柱、球の順に安全側の評価となります。一般には、安全側の評価、つまり厳しい側の線量値は、放射線が遮蔽体を透過する時の透過厚さの中で最も薄い場合を選び決めます。従って、真値に対してどの程度余裕があるのか（安全裕度）は、近似の方法により異なり、その定量的な見積りが簡単にできない場合もあります。その場合は実際の複雑な三次元形状での計算結果と比較したり、類似の実験データとの比較により、近似計算の精度や安全裕度を評価することが必要になります。

Q4.4 γ 線の計算には点減衰核法という簡易計算法が広く使用されているようですが、それに用いられているビルドアップ係数等の現状はどのようになっていますか？

A 点減衰核法については前項 A 4.2 で簡単に説明しましたが、式として表わすと以下のようになります。

$$D(x) = B(\mu x) \cdot \frac{K}{4\pi x^2} \cdot \exp(-\mu x) \cdot Q$$

ここで、 Q は線源強度、 x は線源より評価位置までの距離、 K は線量換算係数、 B はビルドアップ係数、 μ は線減衰係数、 D は評価点での線量です。

この中で用いられる線減衰係数とビルドアップ係数はこの手法の精度を左右する重要な係数です。線減衰係数は古くから多くの研究がなされ、現在では米国で整備された評価済データライブラリ PHOTX - V2 が良く用いられています。ビルドアップ係数は γ 線の物質中の多重散乱による効果を定量的に考慮するための係数であり、実験値によって検証されたモーメント法による計算結果を再現する数種類の経験式があります。古くから使われているものとしては、Berger や Capo の式がありますが、これらの評価式は透過厚さが平均自由行程で 20 以上では精度が落ちること、比較的低エネルギーで問題となる蛍光 X 線や、高原子番号の物質で問題となる制動輻射の寄与が考慮されていない等についての使用上の留意が必要です。最近日本で評価された GP 法では、これらの寄与を含めた詳細な輸送計算コードによる結果を精度良く再現するように考慮されており、透過厚さが平均自由行程で 40 以上まで適用できる特徴があり、米国の新しい原子力学会の規格でも採用されています。

Q4.5 中性子の計算は種々の計算コードによって行われているようですが、計算コードにはどのようなものがあり、どのような群定数が使われていますか？

A 中性子の計算には前項 A 4.2 でも説明したように、ボルツマンの輸送方程式を数値的に解く計算コードが良く採用されます。これらの計算コードの多くは米国で開発されたもので、決定論的手法と確率過程論的手法によるものの 2 種類があります。決定論的手法としては、 S_N 法と呼ばれる手法を用いた、ANISN（一次元形状）、DOT、DORT（各々二次元形状）、TORT（三次元形状）等の計算コードがあり、確率過程論的手法としてはモンテカルロ法と呼ばれる手法を用いた MORSE、MCNP（各々三次元形状）等の計算コードがあります。

これらの計算コードには、中性子と物質との相互作用（つまり散乱や吸収等）の反応確率（断面積）が必要です。断面積は中性子のエネルギーを多くの群に分けて表現した数表（群定数）の形で用いられることが多く、その定数の精度は計算結果を大きく左右します。そのため、物質毎の断面積の測定値を詳細に比較し評価した評価済核データライブラリが、米国、日本、EU 等で開発整備されています。この評価済核データを断面積処理コードで処理することにより作成したものが群定数セットで、上記の計算コードで用いられます。

日本では、使用済燃料の輸送容器の遮蔽解析のために米国で整備された DLC - 23 の群定数セットや、日本原子力研究所で整備された JSD100 セット、動力炉・核燃料開発事業団で整備された JSDJ2 セット等の群定数が良く用いられています。これらの群定数については、作成する際に用いられた核データの新旧、およびその用途に適した群定数セットであるかどうか、つまり、エネルギー群構造、角度展開項の適切性、荷重スペクトルが適切であるか否か等を考慮する必要があります。これらの計算コードおよび群定数セットの現状については、日本原子力学会から出版されている「中性子遮蔽設計ハンドブック」の第 3, 4 章に詳述されていますので参考にしてください。

5. ストリーミング

Q5.1 ストリーミングとはどのようなものですか？

A

原子炉や再処理施設など放射性物質を取扱う施設の遮蔽壁には、施設の運転・管理のため種々のダクト、スリット等（以下配管等という）が設けられています（表5.1 参照）。多くの場合、これらの配管等の内部や配管等と遮蔽壁との隙間は、その全部または一部が、遮蔽性能のほとんどない空気や、比較的遮蔽性能が小さい物質（溶液、断熱材等）で満たされています。このように遮蔽体の中に遮蔽性能の悪い部分が細長く貫通する場合、その貫通部分に沿って放射線が流れ出ます。この現象をストリーミングといいます（図5.1 参照）。

ストリーミングのため、配管等の出口あるいはその近傍の放射線線量は他の部分より大きくなる可能性があります。従って施設の遮蔽設計においては、ストリーミングによる放射線の線量が大きくなると予想される場合は、線量が小さくなるよう配管等の配置や構造に関して種々の工夫をします（Q5.2 参照）。

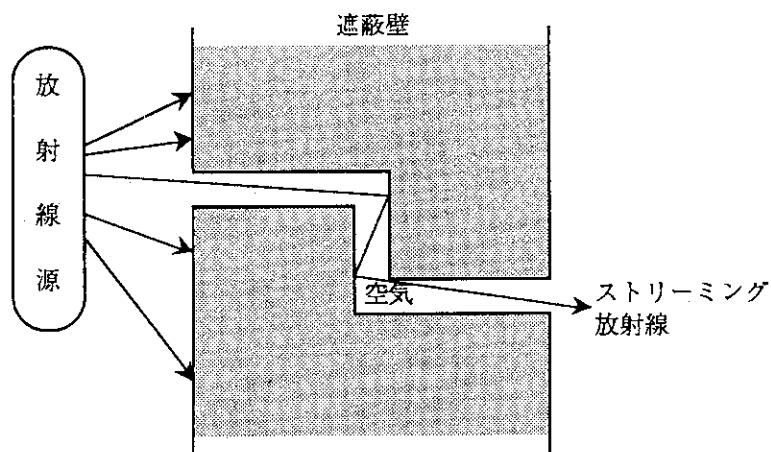
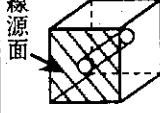
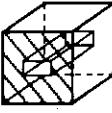
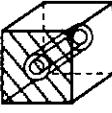
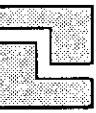
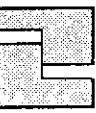


図5.1 ストリーミング放射線の概念図

表 5.1 配管等の貫通部の例

分類	幾何形状	概念図	実例
直ダクト	円筒直ダクト		溶液配管, 給水管, ケーブル用配管, 計測孔, ビーム孔, コリメータ
	矩形直ダクト, スリット		換気ダクト, 遮蔽扉の隙間, ケーブルボックス, 監視用窓
	円環直ダクト		断熱材付きダクト, 制御棒等の駆動軸周囲の隙間, マニュピレータ軸周囲の隙間
	スクリューダクト		換気ダクト
	規則的に配列された多孔ダクト		溶液配管, ケーブル用配管
屈曲ダクト	円筒屈曲ダクト		換気用配管, 給水管, 溶液配管, ケーブル用配管
	矩形屈曲ダクト, 迷路		照射設備・放射性物質貯蔵庫・燃料庫等の入口, 換気ダクト, 遮蔽扉の隙間
	ヘリカルダクト		照射線源収納容器の孔, 配管
オフセット			蓋と支持構造物との隙間, 駆動軸周囲の隙間, 遮蔽ハッチと支持構造物との隙間, 監視用窓

Q5.2 複雑形状部におけるストリーミング放射線線量を低減するのにどのような対策が行われますか？

A

配管等はできるだけ線源から遠くし、かつ線源を直接見通せない位置に配置します。また、配管の口径やスリットの隙間はできるだけ小さくします。複数の配管を並べて配置しなければならないときは、配管相互のストリーミングの影響が無視できる程度まで配管の位置間隔を広げます。このようにしても真直ぐな配管等ではストリーミングによる放射線線量が大きい場合があります。この場合は、配管等を曲げたり（表 5.1 の屈曲

ダクト)、螺旋状にしたりします(表5.1のヘリカルダクト)。このような屈曲構造としては他にオフセット構造があります(表5.1のオフセット)。オフセットとは遮蔽体の中で貫通部がずれて存在するような部分をいいます。

図5.2に示すように経路2,3,4を通る γ 線の量を減らすため、鉄等の遮蔽効果の高い物質を遮蔽壁中の漏洩経路上に設ける場合もあります。このような遮蔽を補償遮蔽といいます。

時として設けられた隙間に、断熱等のために保温材や鉛毛等の詰め物をしますが、これらも部分的には遮蔽性能を持ちます。口径の大きい真直ぐな換気用ダクト等に対しては、ダクト内に螺旋状の切り欠きをつけた鉄製のプラグを挿入します。空気はこの切り欠き部を通って流れますが、このようなダクトをスクリューダクトといいます(表5.1のスクリューダクト)。

以上のような放射線漏洩を防止する措置を講ずることによりストリーミング放射線線量を低減させ、ストリーミングによる線量当量率が設計基準線量当量率を超えないよう、安全側の条件に基づいて計算します。

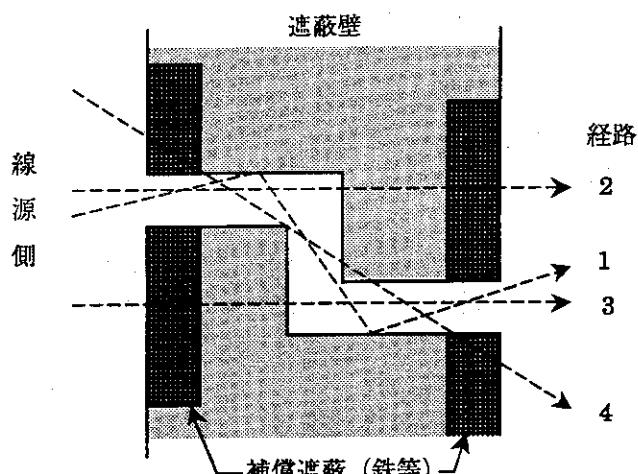


図5.2 放射線透過経路と補償遮蔽

Q5.3 遮蔽設計においてストリーミング放射線線量はどのように計算されますか？

A

放射線線量の計算法には厳密解法による方法と近似法があります。

前者の代表的な方法としてはモンテカルロ法と S_N 型輸送計算法があります。このうちモンテカルロ法は複雑形状部の幾何学的形状を正確に扱うことができますし、放射線の粒子を1つずつ正確に追跡するので十分な粒子数を追跡した場合、精度のよい計算結果が得られます。一方、 S_N 型輸送計算法では、1度の計算で体系全体の放射線の空間分布やエネルギー分布が得られます。しかし、ストリーミングのように方向性の強い放射線場を扱うのには必ずしも向いているとはいえません。厳密解法による計算は比較的

時間がかかりますので、実際の遮蔽設計においては特別に詳細な計算が必要な場合を除き近似法に基づく簡易式等によって計算されています。近似法による場合、ストリーミング放射線は(1)直接成分(または直視成分)、(2)アルベド成分(アルベドとは反射または反射率を意味します。)、(3)透過・漏洩成分に分けられます。直接成分は線源から途中で散乱することなく評価点まで直接飛んでくる放射線で、評価点からダクトやスリット等を通して線源が直視できる場合に存在します。(図5.3の(1))アルベド成分はダクトやスリット等の壁で一回以上散乱、反射した後、評価点に到達する放射線です。(図5.3の(2))透過・漏洩成分は、最初遮蔽壁の中を透過した放射線が途中からダクトやスリット内に漏れ込み、漏洩する放射線です(図5.3の(3))。実際には、評価点が線源を直視することは少なく、多くはアルベドおよび漏洩成分が主要な成分となっています。

図5.2に示すように、ストリーミングを評価する場合は遮蔽欠損部に沿った経路(経路1)ばかりでなく、部分的に遮蔽欠損部が存在するような漏洩経路(経路2~4)に対しても評価を行います。例えば、同図において経路2あるいは3に沿った線量の減衰率は、簡易式による欠損部での減衰率と、透過計算によるバルク部での減衰率を掛け合わせて求められます。簡易式は近似計算式なので、十分に安全側の結果を与えるような条件を設定し適用されます。なお、近似法には簡易式の他、近似理論に基づく簡易計算コードによる方法もあります。

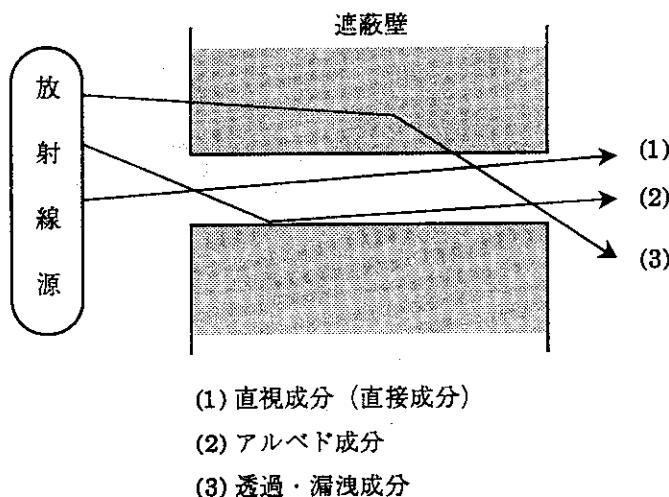


図5.3 ストリーミング放射線の成分

⑥. スカイシャイン

Q6.1 スカイシャインとはどのようなものですか？

A 原子炉施設、再処理施設等の放射性物質を取り扱う施設では、一般に建物のコンクリート壁で必要な遮蔽を行い、建物の外壁での線量当量率が法令の基準値以下になるように設計されています。これらの施設の建物も一般建築物と同様に天井厚さは壁厚さに比べて薄いのが普通です。そのため、天井から上方に向かって放出された放射線が、上方の空気で散乱されて地上に向かい、建物から離れたところでも少量の放射線が届くことになります。これをスカイシャインと呼び、この際、地上の放射線レベルが上がることも施設周辺域での線量評価に考慮する必要があります。

地上の放射線レベルは、このスカイシャインと建物壁面から出る放射線（直接線）を合わせたもので決定され、この合計が施設の敷地境界の目安値および周辺管理区域の基準値を守っていることを確認するのも遮蔽設計では重要な項目です。

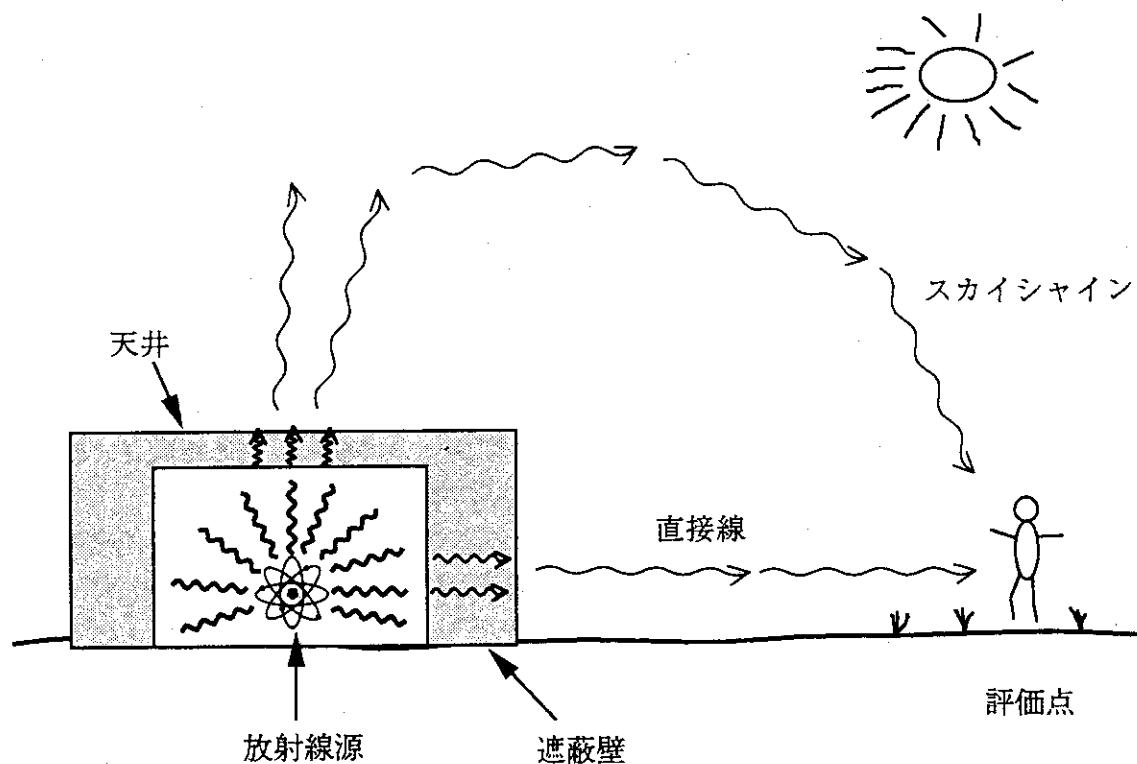


図 6.1 直接線とスカイシャイン

Q6.2 スカイシャイン実験にはどのようなものがありますか？

A

γ 線のスカイシャイン実験としては、米国カンサス州立大で行われた ^{60}Co のスカイシャイン実験があります。これは ^{60}Co 線源をコンクリート製のサイロに入れ、 γ 線を上方に放出した場合のスカイシャイン線量を、距離 50 ~ 700 m の範囲で測定したものです。この実験を MCNP や G33 コードにより解析した結果、両コードともに実験値とよく合うことも報告されています。

中性子のスカイシャイン実験としては、核分裂中性子、核融合中性子、加速器を使ったものがあります。核分裂中性子のスカイシャイン実験としては、東大高速中性子源炉「弥生」を使用した実験があります。これは、核分裂スペクトルをもった中性子を天井上方に引き出した場合のスカイシャイン線量を、距離 50 ~ 1000 m の範囲で測定したものです。核融合中性子のスカイシャイン実験としては、阪大 OKTAVIAN 施設を使い距離 40 ~ 600 m の範囲でスカイシャインを測定したものがあります。どちらの実験も MCNP や DOT コード等により解析した結果、実験値とよく合うことが報告されています。

Q6.3 スカイシャインによる線量は遮蔽設計においてどのように計算されますか？

A

γ 線のスカイシャインについては、G33 コード、SKYSHINE コード等が遮蔽設計において使用されています。また詳細解析には DOT や MCNP 等も使用されます。中性子スカイシャインについては、ANISN, DOT, MORSE, MCNP 等が使用されます。

スカイシャイン計算の手順としては、線源から地上の計算点までを一つのコードで計算する方法と、線源から天井までと、天井から地上の計算点までを分割して計算する方法があります。この使い分けは、それぞれの計算コードがもっている特徴と、線源や建物の形状を勘案し、最適な近似となるように選ばれます。

γ 線スカイシャイン評価の例としては、以下のような例があります。固体廃棄物貯蔵庫のような大きな体積を持った線源の時は、ANISN コードにより平板形状で天井上までを計算し、その後の空気での散乱を G33 コードにて計算する方法を使ったものがそれです。BWR のタービン建家からのスカイシャインでは、専用に開発され、建物形状を反映できる SKYSHINE コード等で地上の計算点までを計算した例もあります。

7. 遮蔽性能の確認

Q7.1 遮蔽性能はどのようにして保証するのですか？

A

施設の設計では、施工の精度等を考慮して、壁や天井の厚さ等について遮蔽上の要求を十分建築設計に反映するようにします。施工にあたっては、設計上の遮蔽性能を満足できるよう遮蔽体の密度・寸法等が決められていることを確認します。施設完成後の試験においては、必要に応じて、線量当量率が設計値を満足することを確認します。

Q7.2 遮蔽性能の検査項目にはどのようなものがありますか、また、これらの検査はどの時期に行うのですか？

A

建物に関しては、遮蔽性能を期待している壁・天井について、その寸法を確認する型枠検査を行います。続いて、コンクリート打ちと同時にそのコンクリートのサンプルを採取し、比重検査を行い、そのコンクリートが必要な密度を有していることを確認します。

遮蔽扉・遮蔽プラグおよびその他遮蔽性能が期待されている機器類に関しては、製作に先立ち、使用する材料の比重検査を行います。製作段階では寸法検査を行い、遮蔽上必要な厚さ・寸法等が確保されていることを確認します。さらに施設への据付にあたっては、設計どおり設置されていることを確認するため、据付検査を行います。

Q7.3 実施設での線量値が設計上の評価値を満足していることをどのように確認するのですか？

A

γ 線については、遮蔽性能は密度に大きく依存していますので、実際の線量値が設計上の評価値を満足できるよう、遮蔽物質の密度と形状を評価時に安全側に設定しています。

中性子については、遮蔽性能は遮蔽物質中の水素元素等の軽い元素に大きく依存していますので、実際の線量値が設計上の評価値を満足できるよう、遮蔽物質の形状・含水率等を評価時に安全側に設定しています。

遮蔽性能に関しては、これら遮蔽物質の密度や組成および形状が実際に設計上の値を満足できることを確認しています。

謝辞

謝辞

本報の作成に当たっては、平成4年から約3年間にわたり、多くの遮蔽専門家から貴重なご意見やご指摘を頂きました。ここに記して、深く感謝の意を表します。