

JAERI-Tech

94-036



遮蔽安全ガイド資料 基礎編

(受託研究)

1994年12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(〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内)で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is 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, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)高野高速印刷

遮蔽安全ガイド資料

基礎編

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

(1994年11月28日受理)

核燃料サイクル施設等を対象とした合理的な遮蔽安全評価法を整備する観点から、現在行われている遮蔽安全確保の方法や遮蔽計算法を整理してまとめた。併せて核燃料サイクル諸施設の典型的な遮蔽設計例を示した。

本報は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による調査結果をまとめたものである。

本報をまとめるに当っては、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」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字白根2-4

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

Radiation Shielding Safety Guidebook
Elementary 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 November 28, 1994)

In order to provide the rational methods for shielding safety design on nuclear fuel facilities, the status of the methods to insure the shielding safety and of shielding analysis methods have been described, and typical examples of shielding designs have been included. These results have been obtained by the specialists group for demonstration of shielding safety by analysis, a committee of nuclear facility safety research.

Keywords : Shielding, Safety, Design, Analysis, Nuclear Facility

The report also includes the work of "Demonstration of Shielding Safety by Computer Analyses" performed during FY1992, under the auspices of the Science and Technology Agency of Japan.
(eds.)Toshiso KOSAKO (Tokyo University), Yukio SAKAMOTO, Makoto TAKANO and Fumihiro MASUKAWA

目 次

1.はじめに	1
2.遮蔽安全確保の方法	4
2.1 放射線防護の考え方	4
2.1.1 放射線防護の原則	4
2.1.2 核燃料遮蔽安全基準に関する最近の動向	5
2.1.3 放射性物質の輸送に関する最近の動向	5
2.2 遮蔽安全に係る規制体系	6
2.2.1 我が国の法令・規制値	6
2.2.2 指針・技術基準	6
2.2.3 外国の技術規格の例 (DIN)	7
2.3 遮蔽設計	15
2.3.1 遮蔽設計の方法	15
2.3.2 放射線業務従事者等の安全確保	16
2.3.3 一般公衆の安全確保	17
2.4 安全審査及び設工認等との関連	19
3.遮蔽安全解析の方法	23
3.1 放射線源の計算法	24
3.1.1 核種組成の計算法	24
3.1.2 放射線強度及びエネルギースペクトルの計算法	26
3.2 断面積ライブラリ	29
3.2.1 群定数の定義	29
3.2.2 群定数の作成	30
3.2.3 断面積処理コード	36
3.2.4 評価済核データファイル	39
3.2.5 群定数セット	41
3.3 光子減衰係数	54
3.3.1 光子減衰係数	54
3.3.2 ビルドアップ係数	55
3.3.3 アルベド	58
3.4 Sn輸送計算法	74
3.4.1 Sn法	74
3.4.2 適用における注意点	80
3.5 モンテカルロ輸送計算法	85
3.5.1 連続エネルギーボルツマン輸送方程式	85

3.5.2	多群ボルツマン輸送方程式	86
3.5.3	インポータンスサンプリング	87
3.5.4	モンテカルロ計算精度	89
3.5.5	バイアス	90
3.5.6	ルシアンルーレットとスプリッティング	92
3.5.7	指数変換	93
3.5.8	期待値法	94
3.5.9	モンテカルロ計算（フォワードモード）の流れ	95
3.5.10	Adjoint Monte Carlo計算とForward Monte Carlo計算との反応	99
3.5.11	MORSE-CGコードとMCNPコードの特徴	101
3.6	簡易計算コードの例	105
3.6.1	QADコード	105
3.6.2	G33コード	107
3.6.3	DUCT-IIコード	110
3.6.4	SHINE-IIコード	111
3.7	不規則形状部に関する簡易計算法	114
3.7.1	線源について	114
3.7.2	漏洩経路によって分類された成分に対する主な計算法	115
3.7.3	直円筒ダクト	117
3.7.4	屈曲円筒ダクト	122
3.7.5	斜め入射の取扱い	126
3.7.6	その他の複雑形状部	126
3.7.7	補償遮蔽	131
3.7.8	設計計算における簡易計算式の適用について	132
4.	施設に応じた安全評価の方法	153
4.1	ウラン加工施設	153
4.1.1	施設の概要および特徴	153
4.1.2	放射線防護および遮蔽設計の考え方	157
4.1.3	考慮すべき線源	161
4.1.4	遮蔽安全解析の方法	163
4.2	MOX加工施設	169
4.2.1	施設の概要および特徴	169
4.2.2	放射線防護および遮蔽設計の考え方	170
4.2.3	考慮すべき線源	170
4.2.4	遮蔽安全解析の方法	171
4.3	再処理施設	174
4.3.1	施設の概要及び特徴	174
4.3.2	放射線防護及び遮蔽設計の考え方	175

4.3.3 考慮すべき線源	177
4.3.4 遮蔽安全解析の方法	179
4.4 輸送容器	190
4.4.1 キャスクの概要	190
4.4.2 輸送に関する法令	190
4.4.3 使用済核燃料輸送容器遮蔽計算の現状	196
4.4.4 定義および用語	203
4.4.5 ベンチマーク問題	205
5. おわりに	226
謝　　辞	226

Contents

1. Introduction	1
2. Measures to Assure the Shielding Safety	4
2.1 Concept of the Radiation Protection	4
2.1.1 Principles for the Radiation Protection	4
2.1.2 The Status of the Shielding Safety Criteria for Nuclear Fuel Cycle Facilities	5
2.1.3 The Status of the Transportation of Radioactive Materials	5
2.2 Regulations for the Shielding Safety	6
2.2.1 Laws and Regulations in Japan	6
2.2.2 Guides and Standards in Japan	6
2.2.3 Example of the Standard in Germany(DIN)	7
2.3 Shielding Designs	15
2.3.1 Methods of the Shielding Designs	15
2.3.2 Safety Assurance from the Occupational Exposure	16
2.3.3 Safety Assurance to the Public	17
2.4 Safety Assessment and Licensing	19
3. Methods for Shielding Safety Analyses	23
3.1 Calculation of Radioactive Source Inventory	24
3.1.1 Calculate of Nuclides Composition	24
3.1.2 Calculate of Radiation Intensity and its Energy Spectrum	26
3.2 Cross Section Libraries	29
3.2.1 Definition of the Group Constants	29
3.2.2 Production of the Group Constants	30
3.2.3 Cross Section Processing Codes	36
3.2.4 Evaluated Nuclear Data Files	39
3.2.5 Group Constants Sets	41
3.3 Photon Attenuation Factors	54
3.3.1 Photon Attenuation Factors	54
3.3.2 Buildup Factors	55
3.3.3 Albedos	58
3.4 S_N Transport Calculation	74
3.4.1 S_N Approximation	74
3.4.2 Hints for Using S_N Codes	80
3.5 Monte Carlo Method	85

3.5.1	Boltzman Transport Equation for Continuous Energy	85
3.5.2	Boltzman Transport Equation for Multi Energy Group	86
3.5.3	Importance Sampling	87
3.5.4	Precision of Monte Carlo Calculation	89
3.5.5	Biassing	90
3.5.6	Russian Roulette and Splitting	92
3.5.7	Exponential Transform	93
3.5.8	Expected Value Method	94
3.5.9	Schematic Flow of Monte Carlo Calculation	95
3.5.10	Forward and Adjoint Monte Carlo Calculation	99
3.5.11	Features of MORSE-CG and MCNP Codes	101
3.6	Examples of Simple Design Codes	105
3.6.1	QAD	105
3.6.2	G33	107
3.6.3	DUCT-II	110
3.6.4	SHINE-II	111
3.7	Simplified Evaluation Formulae for the Irregular Configurations	114
3.7.1	Source Specification	114
3.7.2	Calculation Methods for Sorted Components by the Leakage Path	115
3.7.3	Straight Cylindrical Ducts	117
3.7.4	Bent Cylindrical Ducts	122
3.7.5	Treatment for the Slant Entering Source	126
3.7.6	Other Irregular Configurations	126
3.7.7	Compensative Shielding	131
3.7.8	Application of the Simplified Evaluation Formulae to the Design	132
4.	Safety Evaluation Methods According to the Facilities	153
4.1	Uranium Fuel Fabrication Facility	153
4.1.1	Outlines and Features	153
4.1.2	Concepts of the Radiation Protections and the Shielding Designs	157
4.1.3	Sources to be Considered	161
4.1.4	Analysis Methods of the Shielding Safety	163
4.2	MOX Fuel Fabrication Facility	169
4.2.1	Outlines and Features	169
4.2.2	Concepts of the Radiation Protections and the Shielding Designs	170
4.2.3	Sources to be Considered	170
4.2.4	Analysis Methods of the Shielding Safety	171
4.3	Fuel reprocessing Plant	174
4.3.1	Outlines and Features	174

4.3.2 Concepts of the Radiation Protections and the Shielding Designs	175
4.3.3 Sources to be Considered	177
4.3.4 Analysis Methods of the Shielding Safety	179
4.4 Transport Cask	190
4.4.1 Outline of Transport Casks	190
4.4.2 Laws and Regulations for Transportation of Radioactive Materials	190
4.4.3 Present Status of the Shielding Design of the Spent Fuel Transport Cask	196
4.4.4 Definition and Terminology	203
4.4.5 Benchmark Problems	205
5. Concluding Remarks	226
Acknowledgements	226

1. はじめに

我が国の核燃料サイクルの現状を概観すると、民間再処理施設の建設や軽水炉でのプルトニウム利用が着実に進められつつあり、さらに再生ウランの濃縮や加工が事業として開始されようとしており、核燃料サイクルが閉じた形で進行する情勢にある。一方、高燃焼度化燃料の開発も進んできており、核燃料サイクルに含まれる燃料取り扱い施設や輸送容器においては高次化プルトニウム等の中性子放出量の多い超ウラン元素を取り扱わなければならなくなっている。このような背景から、核燃料サイクル施設（再処理施設、ウラン加工施設、MOX加工施設および輸送容器）を対象として合理的な遮蔽安全評価法を整備することの要望が強まっている。

日本原子力研究所では、平成4年度より、核燃料サイクル施設等を対象とした合理的な遮蔽安全評価法を整備するため、核燃料施設安全性研究委員会の下に「遮蔽安全性実証解析専門部会」（部会長：中沢正治東京大学教授）を編成し、この下に「安全確保の考え方検討ワーキンググループ」（リーダー：小佐古敏荘東京大学助教授）、「計算法検討ワーキンググループ」（リーダー：坂本幸夫日本原子力研究所副主任研究員）を設置した。

本資料は、「遮蔽安全性実証解析専門部会」において、これまでに得られた成果の一部を取りまとめたものであり、遮蔽安全に関する基礎的な考え方および計算方法について示したものである。今後も、「遮蔽安全性実証解析専門部会」で得られた成果を順次整理して公開していく予定である。

本資料の、第2章には遮蔽安全確保の方法として、放射線防護の考え方と遮蔽安全に係る内外の規制・基準、これらを受けて遮蔽設計がどのように行われるかをまとめた。第3章には遮蔽安全解析の方法として、現在、各種申請書の計算に使用されている解析法について、放射線源評価、断面積／遮蔽定数ライブラリ、詳細計算手法、簡易計算手法について代表的な方法を述べている。第4章には施設に応じた安全評価の方法として、ウラン加工施設、MOX加工施設、再処理施設、輸送容器について安全評価の流れを示した。

本資料の作成に携わった、遮蔽安全性実証解析専門部会の委員および執筆に協力して頂いた方々の名前を表1.1に示す。

表1.1 遮蔽安全性実証解析専門部会委員名簿（平成4年度）

職名	氏名	所属	委員会における所属		
			委員会	考え方 WG	計算法 WG
委員長	中沢正治	東京大学工学部原子力工学科教授	◎		
委員	中村尚司	東北大学サイクロトロン・ラジオアイソトープセンター教授	○		
WGリーダー	小佐古敏莊	東京大学原子力研究総合センター助教授	○	◎	○
委員	秦和夫	京都大学工学部原子核工学科助教授	○		
"	中込良広	京都大学原子炉実験所助手	○		
"	大谷暢夫	動燃事業団大洗工学センター 臨界工学試験室室長	○		○
"	野尻一郎	動燃事業団東海事業所安全管理部 安全技術課主査		○	○
"	植木絢太郎	運輸省船舶技術研究所原子力技術部 放射性物質輸送研究室室長	○	○	○
"	三浦俊正	運輸省船舶技術研究所東海支所 遮蔽効果研究室室長	○		○
"	三竹晋	財原子力工学試験センター 原子力発電総合安全センター原子力安全解析所核燃料施設コード整備室室長	○		
"	林克己	日立エンジニアリング㈱電力エンジニアリング 第2部原子力プラント計画グループ副参事		○	○
"	落合英二	三菱原子力工業㈱燃料サイクル統括部 安全設計チーム副参事		○	
"	三谷鉄二郎	日揮㈱原子力・高度技術事業本部基本設計部 副主任技師		○	
"	金野正晴	フジタ工業㈱技術研究所放射線遮蔽研究室室長			○
"	倉重哲雄	石川島播磨工業㈱原子力事業部原燃技術部課長		○	○
"	辻正敏	東洋エンジニアリング㈱総合エンジニアリング センター宇宙事業推進センター主管	○		○
"	鈴木賢一	三菱マテリアル㈱原子力技術センター技術 第1部	○	○	○
"	田辺安雄	㈱東芝原子力事業部原子炉設計部安全設計課 主査	○	○	
"	小林岩夫	原研燃料安全工学部部長	○		
"	内藤敬孝	原研燃料安全工学部 核燃料施設安全評価研究室室長	○		
"	高野誠	原研燃料安全工学部核燃料施設安全評価研究室 副主任研究員	○	○	○
"	増川史洋	原研燃料安全工学部核燃料施設安全評価研究室	○	○	○
WGリーダー	坂本幸夫	原研原子炉工学部遮蔽研究室副主任研究員	○	○	◎
委員	桜井淳	原研安全性試験研究センター主査			○
"	笹本宣雄	原研大型放射光施設計画推進室主任研究員			○
"	長谷川明	原研原子炉工学部遮蔽研究室主任研究員			○
"	中川正幸	原研原子炉工学部原子炉システム研究室 主任研究員			○
"	池沢芳夫	原研保健物理部放射線管理第2課課長	○		
"	山路昭雄	原研原子力船研究開発室（東海）調査役	○		

表1.1 (続き) 委員外の執筆協力者

氏名	所属
松本 誠 弘	三井造船株原子力事業部設計部課長
山野 直樹	住友原子力工業㈱核設計部次長
石塚 龍雄	㈱C R C 総合研究所原子力部第2課課長

2. 遮蔽安全確保の方法

遮蔽安全確保の方法に関し、ICRP（国際放射線防護委員会）の勧告、ALARA（As Low As Reasonably Achievable）の考え方および最近の動向を調べた所、ICRP 90年勧告では放射線業務従事者の線量限度が年 50mSvから年 20mSvへ移行する点や、IAEA輸送規則の大改訂が1996年に予定されていることがわかる。また、外国の遮蔽設計技術基準の例としてDIN規格に対する調査を行ったが、規格を定めた際のデータや方法が不明であり、現時点ではDIN規格を直接国内へ導入することは、困難であると思われる。

国内の遮蔽安全規制体系に関し、各種関連法令等から遮蔽安全に関する条項を抜き出し整理してみたが、遮蔽設計における手法等の詳細は特に定められていないことが分かった。このような状況を考え、まず、現在一般的に行われている核燃料施設の遮蔽設計に関する「設計手順」および、平常時および事故時における放射線業務従事者や一般公衆に対する設計で使用する「線量当量」の定め方について示した。

2.1 放射線防護の考え方

2.1.1 放射線防護の原則

放射線防護の目標は「放射線被曝の原因となる有益な行為（放射線の利用）を不当に制限することなく、人を防護するための適切な標準を与えること」（国際放射線防護委員会：ICRP 1990年勧告）である。このことはICRP 1977年勧告、1990年勧告において放射線防護の体系化、つまり、①行為の正当化、②防護の最適化、③個人線量限度及び個人リスク限度の形で担保することになっている。

これらの事項は完全な形での法令取り入れは難しいものの、具体的には、遮蔽、区域区分（ゾーニング）、防護対策（作業時間制限）、モニタリングなどを通じて作業者の安全確保の面で実施され、又、遮蔽、区域区分（ゾーニング）などを通じての公衆の安全確保などにより具現化されている。これらの中、分かりやすいのは線量制限で、個人の線量限度やこれから導出された誘導限度などが広く法に定められている。しかし放射線防護の体系が言うように限度を守るのみでは放射線防護の目標を達成したことにはならず、ALARA（As Low As Reasonably Achievable）の考え方に基づき線量制限値より低い線量目標値により遮蔽設計を行ったり、場合によってはコスト・ベネフィット解析等により遮蔽設計の最適化が必要な場合もある。

国内法的には、放射線業務従事者及び公衆の線量当量限度や、管理区域に係る線量当

量等が定められている。これらの具体的例を第2.2節に示す。

2.1.2 核燃料遮蔽安全基準に関する最近の動向

最近の国際的な動きとして、国際放射線防護委員会（ICRP）が1977年の主勧告に引き続き1990年に新しい勧告を出している点にも留意の必要がある。この中では放射線業務従事者の線量限度が年50mSvから移行期間を経て年20mSvに変って行くことの他、線量当量Hを等価線量Hに、線質係数Qを放射線荷重係数 w_R に、実効線量当量 H_E が実効線量Eに変わるなどの変更の他、管理区域の周囲に監視区域を設けるなどの変更が盛り込まれている。従って、今後の法令取り入れ等の動向には充分な留意が必要である。

他方、国際原子力機関（IAEA）においては近年の動きとして、RADWASS（放射性廃棄物安全基準）作業班によりこの方面的安全原則、安全基準、安全指針を総括的に定めようとする動きがあり、放射性廃棄物の処分前管理、浅地中処分、地層処分、U、Th廃棄物管理、原子力施設の解体等においては、これらの基準の適用が要求されて行くことになる。

2.1.3 放射性物質の輸送に関する最近の動向

放射性物質の輸送に関する規則はIAEAが一元的に世界各国に対し勧告しており、我が国においても原則としてそれを受けた科技庁、運輸省等の関連法令を定めたり、改訂したりしている。

IAEA輸送規則の最新のものは1985年勧告で、これを輸送関係者の間では「IAEA'85年版」と称している。この「'85年版」を受けた我が国の関連法令の改訂には5年を要し、施行は1991年1月からである。

IAEAは10年毎に輸送規則の大改訂(Major Changes)を行っており、次の大改訂は1996年を予定している。そして、IAEAはこの改訂作業のために「放射性物質安全輸送規則改訂のための諮問グループ会合（略称：Rev. Panel）」を1年おきに3回計画しており、第1回会合は1991年6月、IAEA本部ウィーンで開催された。

1996年に予定された大改訂の主な柱は六フッ化ウラン(UF₆)輸送、プルトニウムの航空機輸送、ICRP-90勧告の影響である。また、改訂の主な項目は表面密度限度、未臨界性とオーバーパック、トランスポート・システム、脆性破壊、B型輸送物の圧力逃がし装置、核分裂性輸送物の試験と密封／遮蔽試験との整合、200m浸漬試験等である。

ここで、国内の輸送関連法令では中性子のQ.F.（線質係数）は従来の値を採用しているが、IAEAがICRPの新勧告を全面的に取り入れた場合、国内法令も次の改訂（およそ2000年前後）では中性子のQ.F.を全エネルギーについて、従来の値の2倍に

することになる可能性がある。そのころになると、使用済燃料の大半は高燃焼度（現在の燃焼度がウラン1 t当たり30,000MWDくらいであるのに対し50,000MWD程度を予定している）燃料になるので、中性子源強度は3倍以上になり、Q. F. × 2との相乗効果も考慮する必要が生ずる。したがって、今後、中性子に対し、より高性能な遮蔽材の開発も必要となろう。

2. 2 遮蔽安全に係る規制体系

2. 2. 1 我が国の法令、規制値

遮蔽は放射線防護の一手段であり、従事者の被曝及び周辺環境への放射線の影響が法令等に規定されている条項を満足することが、遮蔽設計の大前提である。我が国の放射線防護に係る現在の法令は、ICRPの1977年勧告(Pub. 26)に基づいて定められている。核燃料施設に係る線量当量限度等の規制値については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に従い、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当量限度等を定める件」に定められている。このうち、遮蔽設計に係わるものとしては、管理区域に係る線量当量、周辺監視区域外の線量当量限度、放射線業務従事者の線量当量限度等がある。これらを表2. 2. 1に示す。

2. 2. 2 指針・技術基準

核燃料施設の安全審査にあたっては、その審査に際し、統一的な評価が可能となるように、核燃料施設に共通した安全審査の基本的な考え方、「核燃料施設安全審査基本指針」（基本指針）として策定されている。さらに、ウラン加工施設及び再処理施設については、基本指針の定めるところを基本とし、各々の施設の特徴を踏まえた安全審査上重要と考えられる基本事項が、「ウラン加工施設安全審査指針」及び「再処理施設安全審査指針」としてまとめられている。これらの指針中、遮蔽安全に係る事項として、平常時における一般公衆の線量当量については指針2に、施設の遮蔽設計については指針5に、放射性廃棄物等の貯蔵については指針8に、事故時に対する考慮については指針18に、それぞれ示されている。これらを表2. 2. 2に示す。

加工施設及び再処理施設については、施設の工事に着手する前に、施設の設計及び工事の方法の認可（設工認）を受けなければならないことになっている。設工認にあたっては、核燃料物質の臨界防止、放射線による被曝の防止、主要な加工施設又は主要な再処理施設の耐震性等施設の安全性に係る事項について設計及び工事の方法が設工認の技術上の基準に適合していることを計算等によって説明しなければならないことになっており、遮蔽安全については「放射線による被ばくの防止」の項で説明することになる。

設工認の技術上の基準については、加工施設、再処理施設いずれも施設の技術基準に関する総理府令が定められており、いずれもその第8条において遮蔽に関する記載がなされている。実際にはこの総理府令に従い具体的な技術基準が策定されるものであるが、遮蔽に関しては現在までのところ策定されてはいない。

2.2.3 外国の技術規格の例 (DIN)

遮蔽安全の外国における技術規格の例をここでとりあげる。我が国においても将来この種の規格をここで行われている仕事等をベースとして整えていくのも、また有効な方法であろう。ここで、DINを定めるに当たり、行われたであろう解析や実験に関するデータの入手が現段階では困難であるため、どのような考え方でDINが決められているのか不明な点も多く、DINをそのまま国内へ導入する事は困難であると思われる。旧西独のDIN規格には、表2.2.3に例示するように、原子力技術関連の規格の中に遮蔽壁に取付けられる設備の構造や具体的な遮蔽設計手法に関する規格が含まれている。これらの規格のなかから我が国の遮蔽安全ガイドを作成する上で参考になると考えられるものについて調査を行った。

- ① DIN 25427 「ガンマ線遮蔽コンクリート壁内の2回屈曲中空ダクトの設計」
(Design of gas-filled double-bend ducts in concrete shields against gamma radiation)
- 本規格には、遮蔽コンクリート壁を貫通する2回屈曲ダクトの遮蔽設計手法が示されている。ダクト及び鉄の補償遮蔽体の幾何学的条件について標準化が計られ、取り扱う線源条件（点線源、コリメートされた線源、準等方的線源）に応じて、図表に示されたデータ及び簡易計算式を使い分けて各部の寸法が求められる（図2.2.1参照）。
- ② DIN 25425 第2部の1 「放射性核種を取り扱う研究施設；密封線源の放射線防護方法の原則；ガンマ及びベータ放射線の遮蔽に関する指針」
(Radionuclide laboratories ; Principles for the establishment of internal radiation protection rules ; Guidance notes on shielding of gamma-and beta-radiation)

普通コンクリート (2.3 g/cm^3)、重コンクリート (3.5 g/cm^3)、鉄 (7.86 g/cm^3) 及び鉛 (11.34 g/cm^3) 等の代表的な遮蔽材に対して、以下に示す放射性核種を線源とした場合の遮蔽厚みに対する線量率の減衰曲線データが図で与えられている。

Na-22, Na-24, Fe-59, Co-60, Ga-67, Se-75,
Mo-99, Tc-99m, Ru-106, In-111, Sb-124, I-131,
Ba-133, Cs-137, Ce-144, Eu-152, Ir-192, Au-198,
Tl-201, Ra-226, Th-228, Am-241

③ DIN 25420 第4部「コンクリートセルの建設：密度 2.3 g/cm^3 で壁厚が様々なコンクリート壁用の遮蔽窓に関する要件」

(Construction of concrete hot cell ; requirements for shielding windows for concrete walls density 2.3 g/cm^3 with different thickness)

DIN 25420には、コンクリートセルの建設における遮蔽関連の要件が第1部から第4部に分けて示されている。

第1部の2には、遠隔操作セルの遮蔽計算用データとして、Co-60を線源とした場合の必要遮蔽厚みを求めることができるデータ図が普通コンクリート、重コンクリート、鉛等の遮蔽材に対して用意されている。

第4部には、密度 2.3 g/cm^3 のコンクリート壁に設置する遮蔽窓の構造・寸法、ガラス組成、窓枠の仕様等の要件が遮蔽性能、耐放射線性、可視性能に関連して規定されている。遮蔽窓の幾何学的条件について標準化が計られ、ガラス部材の交換を可能にするため、壁厚が変わっても窓枠の大きさは一定にするよう規定されている。遮蔽窓の寸法は設置するコンクリート壁の厚み(80、100、120、140、150cm)に応じて、壁と同等の遮蔽性能を期待できる寸法が表で示されている(図2.2.2参照)。

再処理施設では1m以上の厚いコンクリートの遮蔽壁を換気ダクト、水等のユーティリティ配管、計装用配管等が貫通する部分が数多く存在する。このような部分はその構造が複雑であるため、適用する遮蔽設計手法に関するガイドが必ずしも整備されておらず、設計者毎にその遮蔽設計・評価の手法を安全側に設定しているのが現状であり、DIN 25427に示されるような不規則形状部に関する具体的な遮蔽設計手法を含むガイドを我が国でも作成することが望まれる。そのためには、DIN規格に見られるような構造の標準化を合わせて実施する必要があるため、

- ・不規則形状部の設計例の調査
- ・遮蔽設計手法のガイドを作成する候補の選定
- ・構造等の標準化
- ・ガイド(遮蔽設計手法)の作成

を隨時実施する必要があると考えられる。

表2.2.1 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	以下の線量当量等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(告示20号第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(告示20号第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 : それぞれ $50 \text{ mSv}/\text{年}$ (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 : 眼の水晶体以外の組織 $500 \text{ mSv}/\text{年}$ 眼の水晶体 $150 \text{ mSv}/\text{年}$ 女子の腹部 $13 \text{ mSv}/\text{3月}$ 妊娠中の女子の腹部 10 mSv (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

電防離止放規射則線障害	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 : $1 \text{ mSv}/\text{週}$
-------------	------	---

表 2.2.2 安全審査指針における遮蔽安全の考え方

<p>核燃料施設安全審査基本指針</p> <p>指針2. 平常時条件</p> <p>核燃料施設の平常時における一般公衆の線量当量が、合理的に達成できる限り低いものであること。</p>
<p>再処理施設安全審査指針</p> <p>指針2. 平常時の線量当量評価（遮蔽安全に関する箇所のみ）</p> <p>1. 線量当量評価の目的</p> <p>平常時における再処理施設からの環境への放射性物質の放出等に伴う一般公衆の線量当量が、法令に定める線量当量限度を超えないことはもとより、合理的に達成できる限り低いことを設計及び運転の基本方針並びに立地条件との関連において評価すること。</p> <p>2. 放射線源となる放射性物質の設定</p> <p>排気及び排水に含まれて放出される放射性物質の組成及びそれぞれの年間放出量並びに放射性物質等の貯蔵量を適切に設定すること。</p> <p>3. 線量当量の評価</p> <p>上記1の線量当量の評価は、以下のように行うこと。</p> <p>(1) 線量当量評価の対象となる人</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 排気中の放射性物質の放射性雲からの外部被ばく ② 排気中の放射性物質の呼吸摂取による内部被ばく ③ 地表に沈着する放射性物質による外部被ばく ④ 農・畜産物摂取による内部被ばく ⑤ 排水中の放射性物質による外部被ばく ⑥ 海産物に移行する排水中の放射性物質の摂取による内部被ばく ⑦ 放射性廃棄物の保管廃棄施設等からのガンマ線外部被ばく <p>(2) 評価対象</p> <p>(3) 排気中の放射性物質による線量当量の計算</p> <p>(4) 排水中の放射性物質による線量当量の計算</p> <p>(5) 評価すべき線量当量</p> <p>上記(1)①～⑦の被ばく経路による線量当量を適切に加え、そのうち最大となる線量当量を評価の対象とすること。</p>

表2.2.2 安全審査指針における遮蔽安全の考え方（続き）

核燃料施設安全審査基本指針	ウラン加工施設安全審査指針	再処理施設安全審査指針
指針5. 放射線遮蔽 核燃料施設においては、放射線業務従事者の作業条件を考慮して、十分な放射線遮蔽がなされていること。	指針5. 放射線遮蔽 放射線業務従事者の放射線被ばくを低減するという目的のために必要な箇所に放射線遮蔽を施すこと。	指針5. 放射線遮蔽 1. 再処理施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による一般公衆の線量当量が十分に低くなるように、再処理施設に適切な遮蔽を設けること。 2. 放射線業務従事者が立ち入る場所については、遮蔽設計の基準となる線量当量率を施設内の区分に応じ適切に定めること。また、開口部又は配管等の貫通部があるものに対しては、必要に応じ、放射線漏洩防止措置が講じられていること。 3. 遮蔽設計に当たっては、遮蔽計算に用いられる線源、遮蔽体の形状及び材質、計算誤差等を考慮し、十分な安全裕度を見込むこと。
指針8. 貯蔵等に対する考慮 核燃料施設においては、放射性物質の貯蔵等による敷地周辺の線量当量を合理的に達成できる限り低くできるようになっていること。	指針8. 貯蔵等に対する考慮 六ふっ化ウラン、二酸化ウラン、燃料集合体等の加工原料若しくは加工製品の貯蔵又は放射性廃棄物の保管廃棄に起因する線量当量をウラン加工施設敷地境界外における人の居住する可能性のある地点において、十分な安全裕度のある条件を設定して計算することとし、その値が合理的に達成できる限り低いものであることを確認すること。	指針8. 貯蔵等に対する考慮 再処理施設における使用済燃料の貯蔵、製品貯蔵、放射性廃棄物の保管廃棄等の放射性物質の貯蔵等は、適切な貯蔵容量及び冷却の機能を有するとともに一般公衆の線量当量が十分に低くなるように、適切な遮蔽等の機能を有する施設で行う設計であること。
指針18. 貯蔵等に対する考慮 核燃料施設においては、事故に対応した警報、通信連絡、従事者の退避等のための適切な対策が講じられていること。		指針18. 事故時に対する考慮（遮蔽安全に関連する箇所のみ） 再処理施設においては、他の指針に述べる各種の安全対策の他、従事者による適切な事故対策が可能となるよう、事故時に対応した以下の対策が講じられていること。 1. 制御室は、事故時にも、従事者が接近し又は留まり、事故対策操作が可能であるよう、不燃設計、換気設計、遮蔽設計等がなされているとともに、主要な警報系統を含む計測系統及び通信系統が設けられていること。

表2.2.3 DINの遮蔽関連の規格リスト（一部）

<u>DIN 25413</u>	Classification of shielding concrete with respect to atomic composition
<u>DIN 25427</u>	Design of gas-filled double-bend ducts in concrete shields against gamma radiation
<u>DIN 25425</u>	Radionuclide laboratories; Teil 2 Principles for the establishment of internal radiation protection Beiblatt 1 rules; Guidance notes on shielding of gamma- and beta-radiation
<u>DIN 25420</u>	Construction of concrete hot cells; Teil 1 Requirements for remotely operated cells; Beiblatt 2 Shielding calculation
Teil 3	Requirements for shielding windows for concrete walls with different densities
Teil 4	Requirements for shielding windows for concrete walls density 2.3g/cm ³ with different thickness

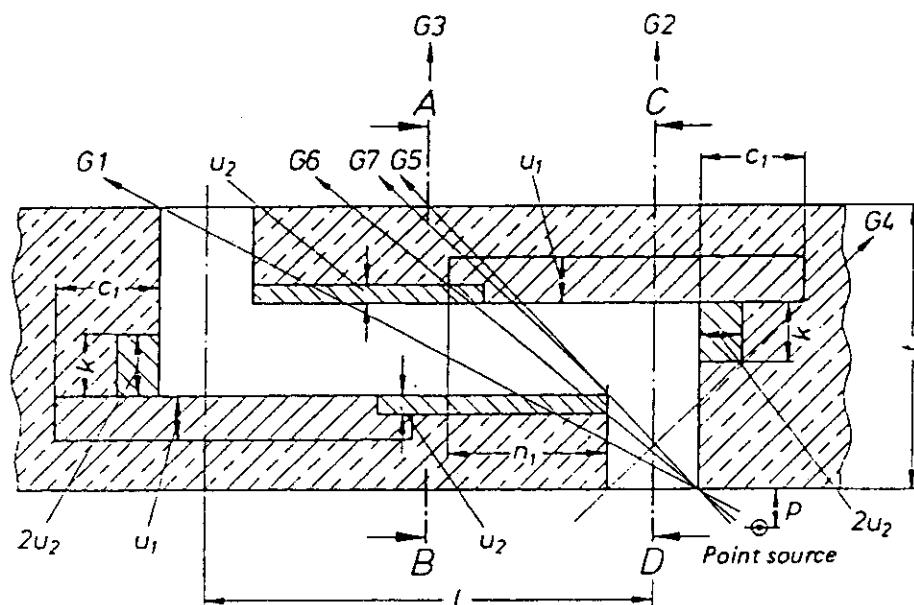


Figure 1. Longitudinal section through the air duct with critical beam directions

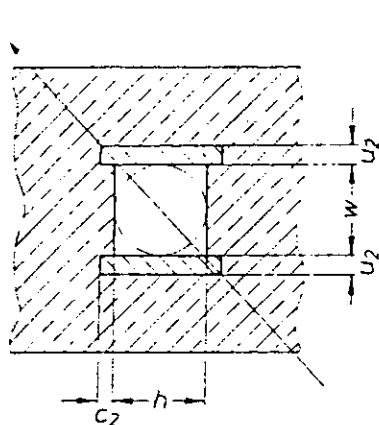


Figure 2a. Cross-section A - B

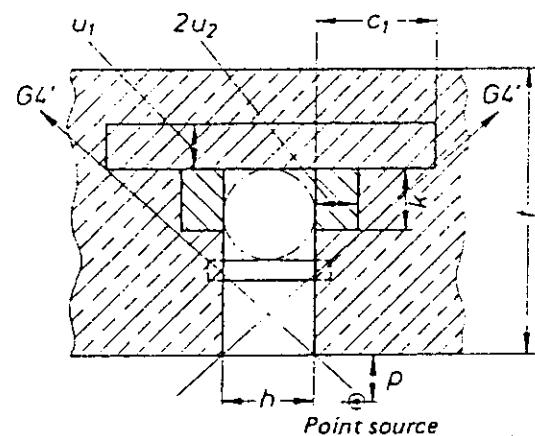


Figure 2 b. Cross-section C - D

図2.2.1 DIN 25427 「ガンマ線遮蔽コンクリート壁内の2回屈曲中空ダクトの設計」に用いられたダクト構造の標準化

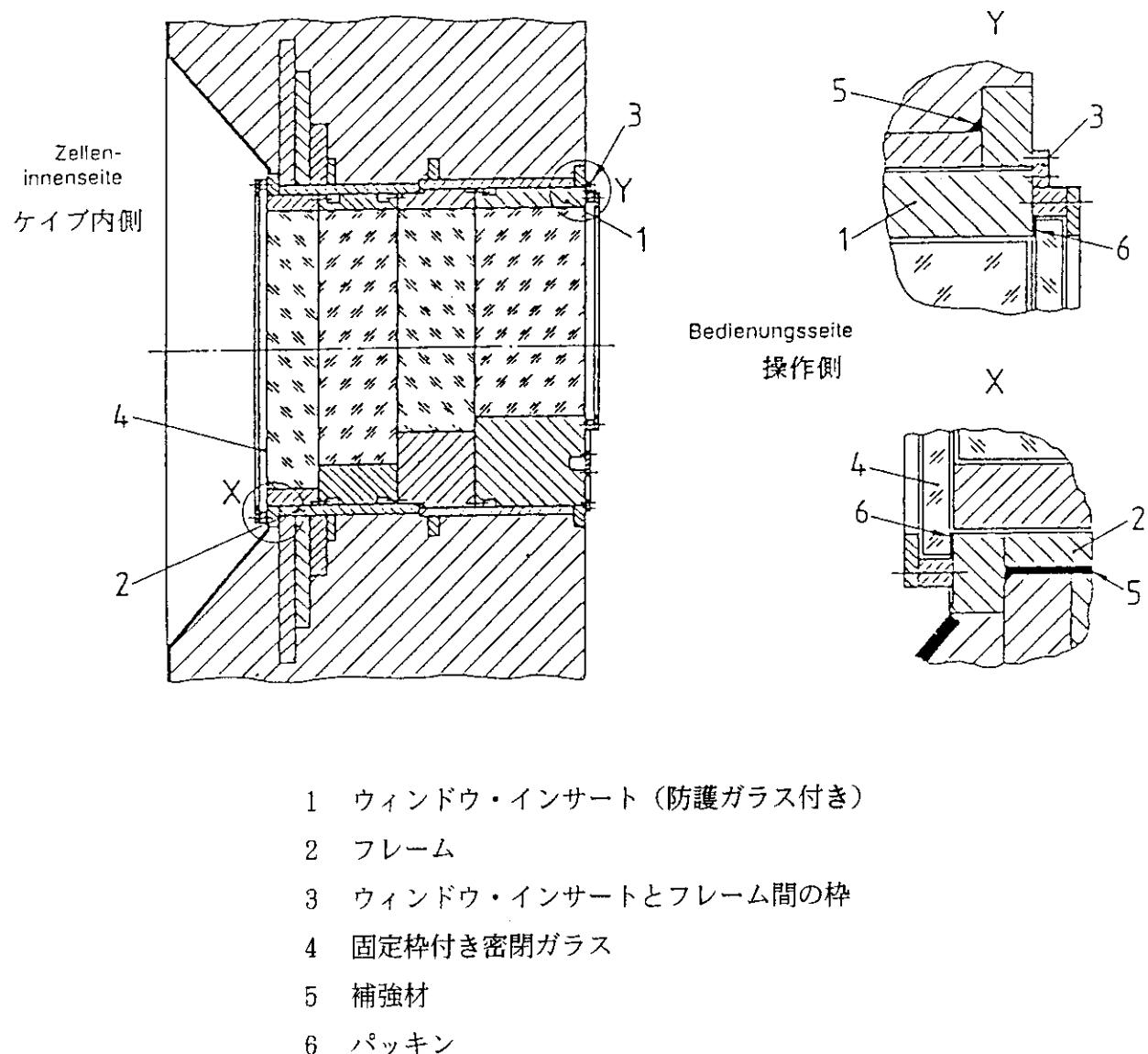


図2.2.2 DIN 25420 「コンクリートセルの建設：密度 2.3 g/cm^3 で壁厚が様々な
コンクリート壁用の遮蔽窓に関する要件」に用いられた遮蔽窓の標準化

2.3 遮蔽設計

2.3.1 遮蔽設計の方法

(1) 設計方針の策定

遮蔽設計は、一般公衆及び放射線業務従事者等の受けける線量当量が法令で定められた線量当量限度を超えないようにすることはもちろん、ALARAの精神に沿って被曝をできるだけ低減することを基本方針とする。

- a. 施設内については、立入時間等を考慮して適切に設定された区域区分及び遮蔽設計の基準となる線量当量率（以下「基準線量当量率」という。）に基づいて遮蔽を設ける。
- b. 施設外については、直接線及びスカイシャイン線による一般公衆の被曝を十分低減するために必要な遮蔽を設ける。
- c. なお、平常時のみならず事故時についても考慮する必要がある。

(2) 線源の評価

核燃料施設の遮蔽設計の線源は、一般的にガンマ線及び中性子線である。遮蔽設計に用いる線源強度は、適切な手法を用いて線源核種の量を算出すると共に、施設で取り扱う放射線源の仕様、各施設における工程の特徴等を考慮して、保守側となるよう設定する。

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、線源核種を考慮して適切なスペクトルを用いる。

中性子線は、一般的に自発核分裂及び (α, n) 反応により発生する速中性子線が対象となるが、Pu等の核分裂性核種を含む場合には、未臨界増倍による強度の増加を考慮する。

(3) 遮蔽計算の実施

遮蔽計算には、計算対象（バルク部評価、貫通部等のストリーミング評価及び直接線及びスカイシャイン線評価）に応じて適切な手法（計算コード）を使用する。

使用するデータ（断面積関係、遮蔽材物性値、線量当量率換算係数等）は、精度に留意して適切なものとする。また、計算体系のモデルは保守側の結果が得られるよう作成する。

(4) 遮蔽性能の保証

施設の設計段階では、施工誤差、貫通部の取扱い等に特に留意して遮蔽上の要求を十分建築設計に反映させるようする。

使用前検査では、遮蔽材について所定の密度、厚さが確保されており、所定の遮蔽性能を有していることを適切な検査方法を用いて確認する。

以上を流れ図の形で図2.3.1に示す。

2.3.2 放射線業務従事者等の安全確保

(1) 放射線業務従事者に対する遮蔽設計は、施設内各所の線量当量率、立入時間及び頻度等を考慮して設定した遮蔽設計上の各区分に対してあらかじめ定められた遮蔽設計の基準となる線量当量率を満足する遮蔽を設置することにより行う。

但し、放射線業務従事者の外部放射線防護は、遮蔽だけではなく適切な放射線管理とあわせて確保される。尚、再処理施設のように非密封線源を取り扱う施設では、線量当量率の他、空気中の放射性物質濃度及び表面汚染密度の程度に応じて管理区域は適切に区分される。

遮蔽設計の基準となる線量当量率については、放射線業務従事者の線量当量の低減に十分留意して設定する必要がある。

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

a. 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の裏返しとして、「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」が必要である。ここで「定められた値」とは、管理区域に係わる線量当量： $300 \mu\text{Sv}/\text{週}$ である。

1週間の立入時間を常時立入を想定して勤務時間と等しく約50時間（≈ 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る。

b. 基準値B（管理区域内の区分境界値）

管理区域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る。

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すると、基準値Bの上限値の目安として、 $50\text{mSv}/\text{年} \div 10\text{時間}/\text{週} \div \text{約}50\text{週}/\text{年} = 100 \mu\text{Sv}/\text{時}$ が考えられる。

(2) 又、遮蔽設計にあたっては、バルク遮蔽の他に開口部又は配管等の貫通部からのストリーミングに対する対策が重要であり、必要に応じて放射線漏洩防止措置を講じる必要がある。

- (3) 事故時については再処理施設安全審査指針において、制御室等に対して放射線業務従事者が接近し又は留まり、事故対策操作が可能となるような遮蔽設計が求められている。設計にあたっては、法令で定められた緊急作業に係わる線量当量限度：100mSvを満たす必要がある。（遮蔽に直接関係する事故としては臨界事故が挙げられる。）又、遮蔽設備の機能喪失は放射線による影響を及ぼすことから、遮蔽機能は耐震設計及び安全重要度分類のための考慮要件となっている。

2.3.3 一般公衆の安全確保

- (1) 平常時的一般公衆の線量当量限度は、法令では周辺監視区域外に係わる線量当量限度として1mSv／年と定められているが、「合理的に達成できる限り低いものであること」が再処理施設安全審査指針で求められており、実際の施設は法令規制値を十分下回るように設計される。

原子炉施設では、直接線及びスカイシャイン線について年間 $50\mu\text{Gy}$ （空気吸収線量率）が目標値とされているが、再処理施設においては、表2.2.2に示すように指針の中で「各被ばく経路による線量当量を適切に加え、そのうち最大となる線量当量を評価の対象とする」と明記されているのみで具体的な目標値は示されていない。そのため、設計時には直接線及びスカイシャイン線線量当量の目標値を設定する必要がある。

- (2) 再処理施設では、施設の安全性の判断に当たり、設計基準事象及び立地評価事故を想定し評価することが再処理施設安全審査指針に求められている。これらの評価のうち、核燃料物質による臨界のような事象では、直接線及びスカイシャイン線を考慮して評価することとなる。

再処理施設安全審査指針では、設計基準事象のうちの異常な過渡変化を超える事象の評価の判断基準としては、「一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」としており、その具体的な運用は発生事象当たり5mSv(実効線量当量)を超えないこととしている。また、立地評価事故については、「原子炉立地審査指針」及び「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす」を参考にすることとしてあり、これらによれば判断のめやすとして全身に対して0.25Svとされている。

- (3) なお、再処理施設安全審査指針の中で直接求められているのは、直接線及びスカイシャイン線の内ガンマ線のみである。しかし、中性子線についても寄与が無視できない場合は考慮する必要がある。

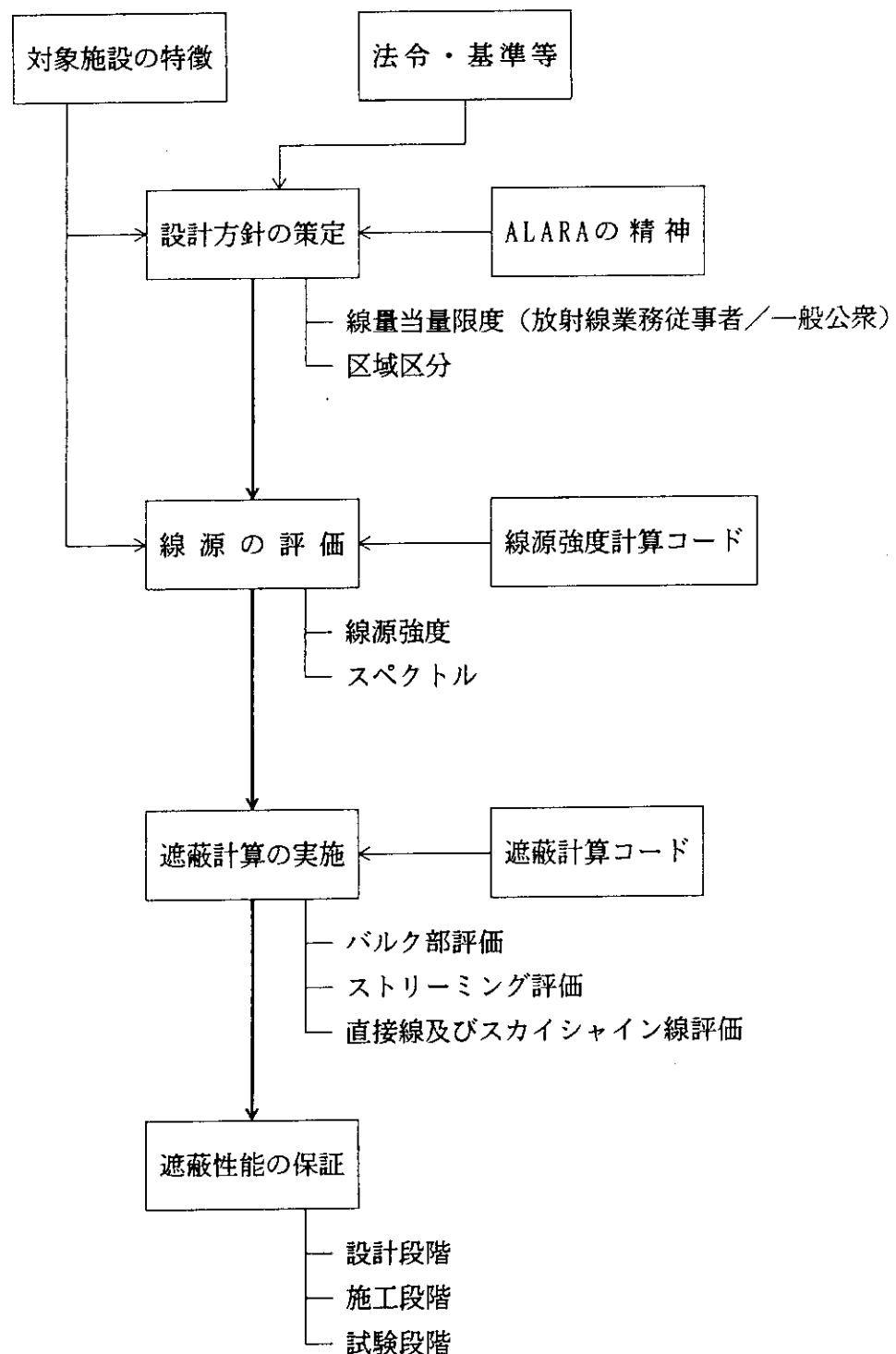


図2.3.1 遮蔽設計流れ図

2.4 安全審査及び設工認等との関連

加工施設及び再処理施設においては、表2.4.1に示すように様々な許認可規制を受ける。ここでは、放射線遮蔽に関して、安全審査及び設工認等との関連について述べる。

加工施設及び再処理施設においては、これらの事業を行うには事業の許可（指定）等が必要であり、これらの事業の許可（指定）等の申請書に基づき安全審査が行われる。再処理の事業の指定の申請書には、「再処理施設の一般構造」として「放射線のしゃへいに関する構造」について記載することとされている。安全審査の段階においては、第2.2.2節に示したように、「核燃料施設安全審査基本指針」、「ウラン加工施設安全審査指針」又は「再処理施設安全審査指針」は十分に満足されなければならない。（ただし、申請者の申請内容が上記指針に適合しない場合があったとしても、それが技術的な改良、進歩等を反映して、上記指針が満足される場合と同等の安全性を確保し得ると判断される場合は、これを排除するものではないとされている。）

さらに、加工施設及び再処理施設においては、これらの施設の工事に着手する前に、これらの施設に関する設計及び工事の方法について認可（設工認）を受けなければならぬ（溶接を除く）。設工認においては、事業の許可（指定）等を受けたところによるものであり、かつ、総理府令で定める技術上の基準（「加工施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令」、「再処理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令」）に適合していると認められたときに認可される。設工認の申請書には、当該申請に係る設計及び工事の方法が技術上の基準に適合していることを計算によって説明した書類その他当該申請に係る設計及び工事の方法が技術上の基準に適合していることを説明した書類を添付することとなっており、放射線遮蔽に関しては、「放射線による被ばくの防止」についての添付書類に記載される。再処理施設については、放射線遮蔽設備が、放射線業務従事者の立ち入る場所について、再処理の事業の指定の申請書で設定した施設内の区分毎の遮蔽設計の基準となる線量当量率を、満足する能力であることを計算により説明し、技術上の基準に記載された「放射線障害を防止するために必要なしゃへい能力」を有することとなる。

また、加工施設及び再処理施設においては、これらの施設を使用する前に、それぞれ施設検査又は使用前検査を受け、これに合格しなければならない。施設検査及び使用前検査では、加工施設及び再処理施設の工事（溶接を除く）が設工認で認可を受けた設計及び方法に従って行われていること、さらに使用前検査では再処理施設の性能が「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」に定める技術上の基準に適合していることの検査が行われる。再処理施設の使用前検査において、放射線遮蔽に関しては、放射線遮蔽設備の工事についてその壁厚測定等が行われ、また、再処理施設中人が常時立ち入る場所及び再処理施設の使用中特に人が立ち入る場所等における線量当量率が、再処理の事業

の指定の申請書及びその添付書類に記載した値以下であることの検査が行われる。

放射線遮蔽に関して、設工認及び使用前検査の申請書等の記載事項として考えられる項目の例を表2.4.2に示す。

表 2.4.1 原子炉等規制法における許認可規制

再処理事業	加工事業
事業の指定等（第44条）	事業の許可（第13条）
同基準 (第44条の2) ・平和利用 ・開発、利用の計画的遂行 ・技術的能力、経理的基礎 ・災害防止	同基準 (第14条) ・加工能力 ・技術能力、経理的基礎 ・災害防止
↓	↓
設計、工事の方法の認可（第45条）	設計、工事方法の認可（第16条の2）
溶接の方法の認可（第46条の2）	溶接の方法の認可（第16条の4）
↓	↓
使用前検査（第46条）	施設検査（第16条の3）
溶接検査（第46条の2）	溶接検査（第16条の4）
↓	↓
保安規定の認可（第50条）	保安規定の認可（第22条）
核物質防護規定の認可（第50条の4）	核物質防護規定の認可（第22条の6）
計量管理規定の認可（第61条の8）	計量管理規定の認可（第61条の8）
↓	↓
核燃料取扱主任者の選任（第50条の3）	核燃料取扱主任者の選任（第22条の2）
核物質防護管理者の選任（第51条）	核物質防護管理者の選任（第22条の7）
↓	↓
事業開始の届出（第46条の3）	事業開始の届出（第17条）
使用計画の届出（第46条の4）	↓
↓	記録の作成（第21条）
定期検査（第46条の2の2）	↓
↓	保安措置の遵守（第21条の2）
記録作成（第47条）	↓
↓	報告（第67条）
保安措置の遵守（第48条）	
↓	
報告（第67条）	

表2.4.2 設工認及び使用前検査における遮蔽安全関連項目の例（再処理施設）

設工認	使用前検査
線源 遮蔽設計用燃料仕様 ガンマ線スペクトル 中性子線スペクトル 線源強度の設定 基準となる線量当量率 遮蔽材料（コンクリート／鉄／鉛） 遮蔽厚さ 計算方法 線源形状 遮蔽体密度 計算コード 質量減衰係数 ビルドアップ係数 核定数ライブライ 計算地点までの距離（直接線及び スカイシャイン線の場合） 補助遮蔽体 形状／配置等 材質／密度	<u>工事の検査</u> 建物 型枠検査 コンクリート等の比重検査 遮蔽扉、プラグ 尺法検査 鉄、鉛、コンクリート等の比重 （密度）検査 材料確認 機器等 <u>性能の検査</u> 人が常時立ち入る場所等の線量当量率

3. 遮蔽安全解析の方法

遮蔽安全解析法の検討に先だって、現在、各種申請書の計算に使用されている遮蔽安全解析法のまとめを行った。その内容は、遮蔽計算システム全体の完全な記述ではなく、計算法を検討する際の参考資料としての利用を考えたものであり、いわゆる「遮蔽設計ハンドブック」とは性格、目的を異にするものである。

遮蔽設計のための安全解析計算の流れは概略次の通りである。対象となる核燃料施設に対してその特徴を考慮して設計方針が策定されると、まず線源評価が行われ、線源強度とスペクトル情報が決定される。次に遮蔽計算に使用する計算手法に対応して計算体系を、1次元から3次元までの形状を用いてモデル化を行う。このモデル化した体系に対して、すでに求めた線源条件を用いて遮蔽計算を行う。ここで遮蔽計算は、バルク計算、ストリーミング計算、スカイシャイン計算を対象としている。

3.1 の放射線源の計算法では、ORIGENコードを例に核種組成の計算法、放射線源強度及びエネルギースペクトルの計算法が述べられている。

3.2 の断面積ライブラリでは、輸送計算に用いる中性子・ガンマ線の群定数の定義、作成方法、処理コード、評価済核データファイル及び群定数セットについて述べている。

3.3 の定数ライブラリでは、簡易計算法で用いるガンマ線減衰係数、ビルドアップ係数及びアルベドの定義並びにデータの現状が述べられている。

3.4 のS n 輸送計算法では、S n 法の理論的背景、1次元のANISNコード、2次元のDOTコードを始めとする計算コードの現状、使用上の注意点が述べられている。

3.5 のモンテカルロ輸送計算法では、理論的背景となる連続エネルギー及び多群のボルツマン輸送方程式、各種のサンプリング法及びバイアス法、多群エネルギー計算コードMCORSE-CG及び連続エネルギー計算コードMCNPの特徴がまとめられている。

3.6 の簡易計算コードの例では、バルク遮蔽計算コードQAD、スカイシャイン問題に適応性のある一回散乱計算コードG33、我国で開発したダクト・ストーリミング計算コードDUCT-II及びスカイシャイン計算コードSHINE-IIを取り上げ、計算コードの概要、適用範囲及び使用上の注意点が述べられている。

3.7 の不規則形状部に関する簡易計算手法では、取り扱う線源の近似、漏洩経路によって分類された成分に対する主な計算法、各種形状のダクトに対する近似式、斜め入射時の取扱い、補償遮蔽、簡易式の適用範囲についてまとめられている。

3.1 放射線源の計算法

使用済燃料、放射化構造物等に含まれる放射能量及び中性子、ガンマ線の線源強度は、米国オークリッジ国立研究所で開発された一連のORIGENコード^{1)～4)}、原研で開発されたDCHAIN2コード⁵⁾及びCOMRADコード⁶⁾等で計算される。この他EPRICINDERコード⁷⁾、PREMORコード⁸⁾がオークリッジ国立研究所放射線遮蔽情報センター（RSIC）より公開されている。これらの計算コードは燃焼計算コードと呼ばれ、任意の照射・冷却時における核種組成を計算し、生成された放射性同位元素から放出される種々の放射線の強度及びエネルギー分布を算出する機能を持っている。核分裂生成核種等で取り扱う核種数が膨大であることから、体系は点状で近似される。

3.1.1 核種組成の計算法

中性子照射中及び冷却減衰時における使用済燃料、放射化構造物等に含まれる核種*i*の量の時間変化は次式で近似される。

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N \ell_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i + r_i) X_i + F_i \quad (3.1.1)$$

ここで、 X_i は核種 *i* の原子個数密度、 N は核種の総数、 ℓ_{ij} は核種 *i* の生成に関連する他核種の放射性壊変割合、 λ_i は放射性壊変の減衰定数、 ϕ は空間及びエネルギー平均の中性子束、 f_{ik} は核種 *i* の生成に関連する他核種の中性子吸収割合、 σ_k は核種 *k* のスペクトル平均の中性子吸収断面積、 r_i は考慮している系からの核種 *i* の連続的な除去率、及び F_i は核種 *i* の連続的な供給率である。 $(3.1.1)$ 式をORIGENシリーズコードではMatrix Exponential法、DCHAIN2及びCOMRADコードではBatemann法で解く。ちなみにORIGEN2コードでの取り扱う核種数はアクチニド130、核分裂生成物850、放射化生成物720である。

中性子の吸収断面積は、空間平均のスペクトルを重みとしたエネルギー一群の実効断面積である。ORIGEN¹⁾及びORIGEN-JR²⁾コードでは中性子スペクトルに対する3群のスペクトルインデックスを入力することにより、軽水炉、高温ガス炉、高速増殖炉及び溶融塩炉に対する実効断面積を算出する。ORIGEN2^{3), 8), 10)} 及びCOMRADコードではあらかじめ原子炉型及び燃料組成に対応した実効断面積ライブラリが用意されている。下記にORIGEN2コードでの断面積ライブラリの種類を示す。

軽水炉（PWR, BWR）^{11)～13)} : U燃料、U-Pu燃料、U-Th燃料

LMFBR¹⁴⁾ : U-Pu燃料、U-Pu-Th燃料、U-Th燃料

CANDU¹⁵⁾ : 天然ウラン燃料、微濃縮ウラン燃料

熱中性子断面積 (2200m/s 中性子)

また、ORIGEN-S コード⁴⁾では 1 次元体系の中性子輸送計算で求めた多群の中性子スペクトルを用いて実効断面積を算出することができる。

次に計算の流れに従って使用上の注意点を述べる。

1) ライブライアリの選択、初期組成の入力等

炉型及び燃料の組み合わせに応じて実効断面積ライブラリを選択する。ORIGEN 及び ORIGEN-JR コードではスペクトルインデックスを用いて実効断面積の調整ができる。一方、ORIGEN2 コード等では実効断面積の調整はできないので、炉型及び燃料の組み合わせが既存のライブラリと異なる場合には改めて断面積ライブラリを作成する必要がある。チェルノブイリ原子炉の炉心蓄積放射能量評価¹⁶⁾ 及び原研の高温工学試験炉の安全解析では、SRAC コードシステム¹⁷⁾ で得られた炉心スペクトルを重みとして断面積ライブラリを作成している。

次に、燃料及び構造材の初期組成を重量（グラム）或いは原子数（グラム原子）単位で入力する。放射化量の計算では構造材中に含まれる微量不純物量の推定が重要であり、構造材のミルシートにデータがない場合には最大値を使わざるを得ない。注目元素としては、鋼材中のコバルト、コンクリート中のユウロピウム、¹⁴C の発生に関する燃料中の窒素等がある。微少量の構造材を低中性子束で照射する場合には計算誤差のため、正しい結果が得られないことがある。

2) 燃焼計算

燃焼モデルに従って時間ステップ状の比出力或いは中性子束を入力して、燃料の燃焼或いは構造材の放射化を計算する。比出力を入力すると計算機内で時間平均の中性子束を計算するため、時間間隔の取り方によって計算結果が異なる場合がある。サンプル入力では照射ステップは燃焼度が 500MWd/t 以下に相当する時間間隔になっている。

3) 冷却計算

燃焼燃料、照射構造材等の放射性同位元素の減衰を計算するステップであり、燃焼計算ステップと異なり時間間隔の影響は小さい。

4) 再処理過程

ORIGEN2 コードでは、燃焼・冷却後の使用済燃料等を再処理工程に従ってウラン-プルトニウム成分、FP 成分等に分離することができる。分配係数については典型的な値が内蔵されているが、ユーザーが入力することも可能である。

5) 結果のプリントアウト

構造材核種、アクチニド核種及び核分裂生成核種についての、重量、放射能、崩壊熱、中性子吸収率、水及び空気中の放射性同位元素の許容量に対する比率等をプリン

ト出力できる。この際、寄与率の大きい同位元素のみ出力することができる。

3.1.2 放射線強度及びエネルギースペクトルの計算法

遮蔽計算では、使用済燃料、放射化構造材等からのガンマ線及び中性子の強度、エネルギースペクトルに関する情報が必要である。

1) ガンマ線強度及びスペクトル

線源強度計算コードには、放射性同位元素の1崩壊当たりに放出されるガンマ線のエネルギーと割合に関するライブラリが内蔵されている。ORIGEN2コードの光子ライブラリは光子エネルギーが18群であり、UO₂体系及びH₂O体系での制動輻射線を考慮したもの、並びに制動輻射線の影響を考慮していないものがある¹⁸⁾。

ガンマ線をラインスペクトルで取り扱う必要がある場合には、DCCHAIN2或いはCOMRADコードで線源スペクトルを算出するか、若しくは簡便に「アイソトップ手帳」¹⁹⁾等のデータを用いる。

2) 中性子強度及びスペクトル

使用済燃料からは超ウラン元素の自発核分裂反応及び(α, n)反応によって中性子が発生するが、線源強度計算コードでは次式でその強度を評価する。

$$\left[\frac{\text{自発核分裂}}{\text{中性子強度}} \right] = (\text{崩壊数}) \times \left[\frac{\text{自発核分裂}}{\text{の分岐比}} \right] \times \left[\frac{\text{中性子}}{\text{放出数}} \right] \quad (3.1.2)$$

$$\left[\frac{(\alpha, n) \text{ 反応}}{\text{中性子強度}} \right] = (\alpha \text{ 崩壊数}) \times \left[\frac{1 \text{ } \alpha \text{ 崩壊当たりの}}{\text{中性子放出数}} \right] \quad (3.1.3)$$

自発核分裂に関する定数は計算コード間で大きな差はみられないが、(α, n)反応中性子強度に関して計算コードで大きく異なる。このため、半減期163日の²⁴²Cmの寄与が大きい短期冷却の軽水炉使用済燃料からの中性子放出強度は、計算コード間で大きなバラツキがあるが、長期冷却で半減期18.1年の²⁴⁴Cmの寄与が支配的になると計算コード間での差は小さくなる。ORIGEN及びORIGEN2コードでは、α粒子の標的核種は酸素原子のみであるので、ガラス固化体のように酸素以外の標的核種に対する中性子放出強度の推定には誤差を伴う。

中性子のスペクトル情報は、ORIGEN及びORIGEN2コードでは得られない。自発核分裂中性子のスペクトルは核分裂中性子スペクトルあるいは²⁵²Cfの自発核分裂中性子スペクトルで近似される。また、(α, n)反応に関しては、ORIGEN-JR及びCOMRADコードではα粒子と標的核との衝突反応を考慮して中性子スペクトルを計算するが、ORIGEN-Sコードでは代表的な(α, n)反応中性子スペクトルデータを内蔵している。近年、(α, n)反応による中性子収率の

評価がシグマ研究委員会で行われデータ集²⁰⁾としてまとめられており、種々の中性子源評価の際には非常に有用である。

第3.1節の参考文献

- 1) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-217/ORIGEN.
- 2) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-399/ORIGEN-JR.
- 3) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-371/ORIGEN2.
- 4) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-545/SCALE4.
- 5) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-370/DCHAIN2.
- 6) Naito Y., et al.: "Development of nuclear data library JDDL, and nuclear generation and depletion code COMRAD". JAERI-M 86-121(1986).
- 7) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-309/EPRI-CINDER.
- 8) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-369/PREMOR.
- 9) Croff A.G.: "ORIGEN2: A revised and updated versions of the Oak Ridge isotope generation and depletion code" ORNL-5621(1980).
- 10) Croff A.G.: "User's manual for the ORIGEN2 computer code".
ORNL/TM-6051(1978).
- 11) Croff A.G.. et al.: "Revised uranium-plutonium cycle PWR and BWR models for the ORIGEN computer code". ORNL/TM-7175(1980).
- 12) Croff A.G.. et al.: "Alternative fuel cycle PWR models for the ORIGEN computer code" ORNL/TM-7005(1980).
- 13) Ludwig S.B., et al.: "Standard-and extended-burnup PWR (pressurized-water reactor) and BWR (boiling-water reactor) reactor models for the ORIGEN2 computer code" ORNL/TM-11018(1989).
- 14) Croff A.G.. et al.: "LMFBR models for the ORIGEN2 computer code".
ORNL/TM-7176(1981) & ORNL/TM-7176/RI(1983).

- 15) Croff A.G.. et al.: "Once-through CANDU reactor models for the ORIGEN2 computer code". ORNL/TM-7177(1980).
- 16) チェルノブイリ事故調査アドホック委員会（編）、「チェルノブイリ事故調査アドホック委員会報告書」、JAERI-M 87-195(1987).
- 17) Tsuchihashi K., et al.: "Revised SRAC Code System", JAEIR 1302(1986).
- 18) Croff A.G.. et al.: "Updated decay and photon libraries for ORIGEN code". ORNL/TM-6055(1979).
- 19) 日本アイソトープ協会編」丸善(1990).
- 20) Matsunobu H., et al.: "Data book calculating neutron yields from (α, n) reaction and spontaneous fission" JAERI 1324(1991).

3.2 断面積ライブラリ

物質中の中性子・ガンマ線の輸送は、ポルツマン輸送方程式を解くことにより求められるが、この計算には群定数と言う概念が使用される。ここでは、群定数の概念とその作成方法および群定数ライブラリの現状について述べる。また、最近では後述する共鳴の自己遮蔽を厳密に取扱うため、群と言う概念を用いずに数万、数十万点におよぶエネルギー点における断面積を直接使用するMCNPコードが開発されているので、point-wise 断面積ライブラリの現状についても言及する。

現在では種々の目的に沿った群定数ライブラリが整備されており、これらのライブラリのうち適切なものを選択することにより比較的簡単に輸送計算を行なうことが可能である。入手可能なライブラリーの一覧は後述の表3.2.1に示した。

3.2.1 群定数の定義

基本的には、各々の中性子およびガンマ線エネルギーにおける断面積を直接輸送計算に用いれば最も良いが、1960年代に米国で開発された数値解法による輸送計算法では、その当時の電子計算機の性能等の制約により、群定数と言う概念が取り入れられ、現在に至っている。群定数は、あるエネルギーの範囲で断面積を平均化した量として以下のように定義される。

$$\langle \sigma_x \rangle_g = \int_{\Delta E_g} \sigma_x(E) \phi(E) dE / \int_{\Delta E_g} \phi(E) dE \quad (3.2.1)$$

$$\langle \sigma_L(g, g') \rangle = \int_{\Delta E_g} dE \int_{\Delta E_{g'}} \sigma_L(E, E') \phi(E) dE' / \int_{\Delta E_g} \phi(E) dE \quad (3.2.2)$$

ここで、 $\langle \sigma_x \rangle_g$ は反応xのエネルギー群gの群定数を示し、 $\langle \sigma_L(g, g') \rangle$ はエネルギー群gからg'に散乱されるL次のルジャンドル展開係数である。 ϕ は平均化処理を行う際の重み関数であり、中性子の場合は体系内の中性子エネルギースペクトルまたは標準的なスペクトル(例えば、fission neutron spectrum + 1/E + thermal Maxwellian)を用いるのが一般的である。

この平均化処理で最も重要な点は、そのエネルギー範囲における種々の反応率が保存されることである。しかしながら中性子の場合は、多くの共鳴反応により、体系内のエネルギースペクトルは上記の標準的なスペクトルとは大きく異なるため、標準的なスペクトルで作成した中性子群定数はこの反応率を厳密に保存しない。この問題点を改善するため、現在ではエネルギー群数を非常に多くしたり、後述する自己遮蔽係数を入れて、エネルギー群の概念から生ずる近似誤差を小さくする配慮がなされている。

3.2.2 群定数の作成

中性子断面積はガンマ線断面積のように反応過程が単純でなく、多くの反応過程から成立し、しかも多くの共鳴構造を持っているため、輸送計算の中で断面積を処理することは、計算時間の点から得策ではない。そのため、以下に述べる断面積処理コードを用いて群定数を作成し、輸送計算に使用する方法が採られている。前述の point-wise 断面積も例外ではなく、断面積処理コードを用いてライブラリを作成する。

断面積処理は大別して、以下に示す 8 つの処理プロセスから成立っている。そのため、それぞれの部分に分けて処理方法を述べる。

- 1) 分離共鳴および非分離共鳴断面積処理
- 2) スムース断面積処理
- 3) ドップラー処理
- 4) 自己遮蔽係数処理
- 5) 二次ガンマ線生成断面積処理
- 6) 散乱マトリクス処理
- 7) ガンマ線断面積処理
- 8) 実効巨視的断面積処理

1) 分離共鳴および非分離共鳴断面積処理

1960年代の米国で開発された断面積処理コードは、計算機の性能等の制約により、上記の分離共鳴処理として、核データである共鳴パラメータから直接群定数を作成する方法を採用していた。しかし、その後共鳴の自己遮蔽係数の取扱いの必要性等から、この方法は問題が多く、現在では共鳴パラメータより非常に多くのエネルギー点における断面積を生成する point-wise 断面積処理が採用されるようになった。

point-wise 断面積処理方法は最初に R E S E N D コード¹⁾で採用され、その処理方法の単純かつ明快なことから、現在ほとんどの断面積処理コードに使用されている。

処理の基本は与えられた共鳴パラメータより、非常に多くのエネルギー点に対して断面積を計算し、その断面積を直線内挿しても計算誤差が設定値以下となるまでデータ点数を自動的に追加する。判定誤差は 1 % 以下に選ぶことが一般的であり、核種によってデータ点数は変化するが、最大では数十万点となる。また、初期の R E S E N D コードでは取扱えない共鳴公式 (Reich-Moore multi-level, Adler-Adler multi-level parameters) があるため、評価済核データファイルによっては注意する必要がある。

非分離共鳴領域では、各々の共鳴が分離されていないため、何等かの平均化処理を行って断面積を計算する。1 つの方法は、M C² コード²⁾で採用されている方法で、処理の詳細は紙面の制約上省略するが、後述するドップラー効果を考慮した無限希釈

断面積と自己遮蔽係数を直接得ることができる。しかしながら、この方法は核データファイルによって、分離共鳴領域と非分離共鳴領域の接合点で段差が生じる等の問題点があり、このような場合は、上述の point-wise 断面積処理方法、またはモンテカルロ法を用いて仮想的なラダー（格子）を発生させて計算する方法が用いられる。

なお、以上の処理はデータファイルに共鳴パラメータが格納されている全ての反応について行われる。

2) スムース断面積処理

上記の共鳴反応以外で、中性子エネルギーに対してなめらかに変化する反応断面積が存在する。この断面積は核データファイルに定義されている内挿公式によって内挿し、直線内挿しても計算誤差が設定値以下となるまで point-wise 断面積を同様に作成する。

3) ドップラー処理

以上で作成された point-wise 断面積は、温度依存性が考慮されていない。そのため与えられた体系の温度において物質の熱運動による断面積の変化を計算する必要がある。実際に、この熱運動により断面積の共鳴幅が広がるため、共鳴の山谷の高さが変化し、遮蔽解析に重要な共鳴の窓（resonance window）の大きさが変わり、透過特性に大きく影響する。この処理は一般的にドップラー処理と呼ばれている。処理方法としては、積分核を Maxwell-Boltzmann 分布関数として積分することにより求める方法（kernel-broadening method）が良く用いられる。この方法は SIGMA 1 コード⁴⁾で採用されているもので、現在ほとんどの断面積処理コードに使用されているが、取扱う反応およびエネルギー範囲はそれぞれ異なっているので注意を要する。

4) 自己遮蔽係数処理

群定数の作成では、その平均化処理の過程で与えられたエネルギー範囲における種々の反応率が厳密に保存される必要のあることは前述したが、実際に（3.2.1）および（3.2.2）式で用いられる重み関数 ϕ はあらかじめ既知ではない。また群定数を作成する際に良く用いられる標準スペクトルは、実際の体系内の中性子エネルギースペクトルとは大きく異なっている場合が多い。また、体系内の中性子エネルギースペクトルが測定等で既知であったとしても、共鳴領域における微細な中性子エネルギースペクトルの情報を得るのは容易ではない。

この問題点を改善するため、自己遮蔽係数と言う概念が最近の断面積処理コードには取り入れられている。もともとこの概念は、高速炉の炉心解析の精度を向上させるために考案されたもので、ABBN 型の群定数セット⁵⁾に採用され、飛躍的な精度向上が達成されたため、一般に Bondarenko 型の自己遮蔽因子と呼ばれることが多い。

自己遮蔽係数の基本的な考え方とは、中性子のエネルギー減速は共鳴の窓による寄与

が大きいと考え、共鳴エネルギーの前後では中性子束が大きく変化することに注目したものである。すなわち、大きな共鳴が分離して存在する部分では、中性子エネルギースペクトルの形が $1/\sigma_t$ に比例する narrow resonance approximation を導入し、それを考慮せずに求めた断面積との比を自己遮蔽係数として定義する。

実際には、物質中に共鳴反応がある核種とそれ以外の核種が混在しているため、かならずしも一つの共鳴核種の σ_t のみでは中性子スペクトルが決定されない。そのため、背景断面積 (background cross section) σ_b を以下のように定義する。

$$\sigma_b = \sum_{m \neq k} N_k \sigma_{kt} / N_m \quad (3.2.3)$$

ここで、添字 m は注目する核種を示し、添字 k はそれ以外の核種を意味する。 σ_b はその核種の全断面積であり、 N は核種の原子個数密度を示す。従って、もし注目する核種が体系内に非常に希釈された状態で存在する場合は σ_b は無限大となる。微視的断面積はこの条件で評価されるため、無限希釈断面積と呼ばれる。実際の数値計算処理では無限大の値は取扱えないもので、無限希釈の σ_b の値として、 10^8 が採用されるのが一般的である。また、体系内が注目する核種のみである場合は上式より σ_b は 0 となる。

この背景断面積を用いて、体系内の中性子エネルギースペクトル ϕ を以下に示すように近似し、自己遮蔽を考慮した断面積を求める

$$\phi(E, \sigma_b, T) = \phi_s(E, T) / (\sigma_b(E, T) + \sigma_b) \quad (3.2.4)$$

$$\sigma_x(\sigma_b, T) = \int \sigma_x(E, T) \phi(E, \sigma_b, T) dE / \int \phi(E, \sigma_b, T) dE \quad (3.2.5)$$

ここで、 ϕ_s は体系内の標準的な中性子エネルギースペクトルを示し、 T は温度である。また、断面積の添字 x はそれぞれの反応形式を意味する。

(3.2.5) 式で得られた自己遮蔽を考慮した実効断面積と自己遮蔽を考慮しない無限希釈断面積 ($\sigma_b = \infty$) との比を自己遮蔽係数として定義する。

$$f_x(\sigma_b, T) = \sigma_x(\sigma_b, T) / \sigma_x(\sigma_b = \infty, T_0) \quad (3.2.6)$$

ここで、 T_0 は無限希釈断面積を定義した時の基準温度であり、一般的には 0 Kelvin が選ばれる。

このように、自己遮蔽係数は各反応毎に定義されるが、共鳴構造を持たない反応では意味がないため、全断面積、弹性散乱、核分裂、 (n, γ) 反応のように限られた反応のみ取扱っている断面積処理コードが多い。ここで重要なことは、(3.2.6) 式で定義される自己遮蔽係数は 1 を越えない点である。すなわち、自己遮蔽を考慮した

実効断面積は、無限希釈断面積より必ず小さくなる。従って、これは遮蔽計算において遮蔽体中での中性子減衰率が減少することを意味し、自己遮蔽係数を考慮しない無限希釈断面積を用いて計算した場合はより非安全側の評価となる。

この自己遮蔽係数の効果がいかに大きいかを定量的に判断するために、日本原子力研究所の J R R - 4 で実施された鉄-水多重層の中性子透過実験⁶⁾を例に説明する。

この実験では、図 3.2.1 に示すように、スイミングプールの炉心を囲む水中に 3 枚の鉄板を 2.5cm 間隔に設置し、鉄と水によって多重遮蔽層を構成している。図中に $P_1 \sim P_4$ で示した鉄の表面に 8 種類の放射化箔を置き、それぞれ放射化された生成核から放出されるガンマ線を Na I (Tl) シンチレーションスペクトロメータ ($3'' \phi \times 3''$) で測定して反応率を求めている。

計算では、線源条件として、炉心の体積を保存した半径 26.59cm の球内に一様な強度で分布する中性子源を仮定し、中性子スペクトルは ^{235}U の核分裂スペクトルを用いた。また、幾何形状は図 3.2.2 に示す物質領域で構成される一次元球形状を採用了。輸送計算は RADHEAT-V4 コードシステム³⁾ の一次元 S_N 輸送計算コード DIAC を S_{16} 近似で用い、評価済核データファイルとして JENDL-3⁷⁾ を処理した遮蔽安全解析用標準群定数 SSL90B⁸⁾ (22群構造) を使用した。比較のため、上記の自己遮蔽係数を無視した無限希釈群定数も作成し、同一条件で輸送計算を行った。測定された反応率と計算値の比較の一部を図 3.2.3 及び 3.2.4 に示す。なお参考のため、図中には国内で良く用いられている群定数 DLC-23E/CASK⁹⁾ (22群構造) を用いた結果も合わせて示している。なお、DLC-23E/CASK を用いた計算は無限希釈群定数であるため輸送計算は ANISN-JR¹⁰⁾ を用いて、Mixing Table を作成して $P_3 - S_{16}$ 近似で計算した。

測定値の誤差は約 25% と評価されており、DLC-23E/CASK を用いた結果が全般的にやや小さな値であることを除けば、測定値と 3 者の計算値との一致はきわめて良いと言える。しかしながら、これらの反応率は比較的中性子エネルギーが高い 1 MeV 以上の領域の値であり、低エネルギー領域を含めた全エネルギー領域の比較にはならない。そのため、同様に線量当量を計算した結果を図 3.2.5 に示すが、透過が深くなるにつれ、3 者の一貫性は悪化することがわかる。図 3.2.6 には自己遮蔽係数を考慮した群定数を用いた結果を基準とした、他の計算結果との比を示した。これより自己遮蔽係数を考慮しないと、透過が深くなるに従って過小評価が顕著に現れることが理解できる。DLC-23E/CASK を用いた結果は、自己遮蔽係数を無視した結果と同様な傾向を示すが、それよりもさらに過小評価となる。この原因は DLC-23E/CASK が作成された時に用いられた評価済核データファイルが後述する ENDF/B-II あるいは III であり、最新の測定データを基に評価された JENDL-3 と比

較してその精度と信頼性が悪いこと、および比較的古い断面積処理法を採用していることに起因する。このように、自己遮蔽係数を考慮することは重要であり、無限希釈断面積をただ単に混合して作成した巨視的群定数は非安全側の結果を与えることが判る。

自己遮蔽係数を考慮した実効断面積は(3.2.3)式でもわかるように、物質の組成が決まらないと背景断面積が決定できないため求めることができない。そのため、自己遮蔽係数は背景断面積として、0から 10^8 までの間の数点で計算し、あらかじめテーブル化しておく。そして、巨視的群定数を作成する段階では各物質に含まれる原子個数密度が与えられるので、背景断面積の値を求め、さきに計算しておいた自己遮蔽係数のテーブルをスプライン補間して実効巨視的群定数を求める。従って、ANISN、DOT、MORSEコード等に組込まれている便利なMixing機能は使用不可能である。しかし、現在の断面積処理コードは、この自己遮蔽係数を内挿して実効巨視的群定数を作成する機能を全て持っており、その処理時間も微々たるものであるので遮蔽解析には必ず使用することが望ましい。

5) 二次ガンマ線生成断面積処理

二次ガンマ線は中性子と種々の核種の放射捕獲反応および非弾性散乱反応により発生するガンマ線が中性子遮蔽体中の二次的な線源となる点で重要である。例えば、中性子遮蔽材として良く用いられるポリエチレン、パラフィンは水素と炭素が主要な構成元素であり、これらの元素の中性子放射捕獲による生成ガンマ線は比較的高いエネルギーとなる。しかし、これらの元素は低原子番号であるため、生成したガンマ線に対する遮蔽性能が悪い。従って、中性子は効率良く遮蔽しても、二次ガンマ線による線量当量が増加する場合があるので注意が必要である。

また、二次ガンマ線生成過程は上記の2つの反応だけではなく、($n, 2n$)散乱、荷電粒子放出反応、核分裂反応等でも生じるため、評価済核データより統一的に処理する必要がある。後述する評価済核データファイルJENDL-3、ENDF/B-IV、V¹¹⁾には基本的なデータが格納されているので、断面積処理コードでは、これらのデータより二次ガンマ線収率と後述する中性子-ガンマ線散乱マトリクスを作成する。ただし、実際には全ての反応についてデータが与えられているわけではないため、限られた反応のみ取扱っている処理コードが多い。また、評価済核データファイルには核種によって上記のデータが与えられていない場合がある。そのため、実験データを収集して格納したPOP4コード¹²⁾のデータライブラリを用いる場合もある。

6) 散乱マトリクス処理

中性子の物質中の散乱は、そのエネルギーを失う下方散乱とエネルギーを得る上

方散乱があり、入射中性子エネルギーEと放出中性子エネルギーE'のマトリクスとして定義される。群定数の概念を取り入れると、入射中性子エネルギー群E_gと放出中性子エネルギー群E'_gのマトリクスとなる。中性子散乱は、散乱角度と中性子エネルギーが互いに独立ではないため、散乱角度の情報を直交関数であるルジャンドル関数の展開係数で与える場合が一般的である。

評価済核データファイルでは、この展開次数は20次まで許されており、エネルギーが高くなるに従い、10次以上の展開係数が実際に格納されている。現在、輸送計算に一般的に用いられている群定数セットは、この展開次数を3次または5次で打切っているものが多いが、これは1960年代に米国で開発された輸送計算コードが当時の計算機の性能等により高次項まで取扱えなかったことに起因する。

しかしながら、水素のように弾性散乱がディラックのδ関数で定義される場合、または非等方散乱が顕著となる高エネルギー領域では、この有限項ルジャンドル展開法による誤差が大きくなることが知られており、この問題点を解決するため、最近では散乱マトリクスをDDX (Double Differential X-sec.) と呼ばれる直接角度表示法で定義するRADHEAT-V4コードシステムのような断面積処理コードが開発されている。輸送計算でも、DDXを直接用いるコードNITRAN¹³⁾、DIAC³⁾、ESPRIT³⁾、MCACE³⁾、MCNP¹⁴⁾、BERMUDA¹⁵⁾、MORSE-DD¹⁶⁾等が開発されている。MCNP用のpoint-wise断面積ライブラリはエネルギーに対してはpoint-wiseに与えられているが、角度分布は32分点の離散値で与えられている。

有限項ルジャンドル展開法による散乱マトリクスの誤差を定量的に理解するため、例としてパラフィンの散乱断面積を図3.2.7に示した。図中の値は中性子エネルギー群1(14.9~13.5 MeV)からエネルギー群3(12.2~11.1 MeV)に散乱する断面積を散乱角度の関数として表したものである。図中○印で示した、P₅-Legendre expansionと表示されたものはルジャンドル展開係数を5次で打切った場合の値であり、同様に△印で示したAngular cross sectionと表示したものはRADHEAT-V4コードシステムで作成したDDXである。図中の20度付近のピークは水素による寄与であり、100度付近のやや緩やかなピークは炭素による寄与である。5次のルジャンドル展開次数で打切った断面積は水素のピークを全く再現しておらず、60、140度付近ではフィッティングエラーにより負値が生じていることが判る。米国でもこの角度依存性のデータはENDF/B-Vまで採用していた従来のルジャンドル展開係数で格納する方法を改め、ENDF/B-VI¹⁷⁾からはENDF-6フォーマットで直接DDXを記述する方法に変更した。従って、今後は散乱マトリクスをDDXの形式で取扱う断面積処理コードが主流となると考えられる。

現在の断面積処理コードでは、中性子散乱マトリクス処理は、弹性散乱、非弹性散乱、 $(n, 2n)$ 散乱を考慮したものが一般的である。

上方散乱は、中性子エネルギーが約 5 eV 以下で問題となり、熱中性子炉の臨界解析では重要であるが、遮蔽解析のように比較的高い中性子エネルギーのみを考慮する体系では特に問題とならない場合が多い。従って、遮蔽計算用に開発された断面積処理コードでは、上方散乱処理は取扱えないものが多い。しかし、熱中性子による反応率等が主要な寄与となる場合は、この上方散乱を考慮する必要があることは言うまでもない。上方散乱が処理可能な断面積処理コードでは、上方散乱マトリクスは評価済核データファイル File 7 に与えられている $S(\alpha, \beta, T)$ 関数を用いて作成するのが一般的である。

7) ガンマ線断面積処理

ガンマ線と物質との相互作用は、光電効果 (photo-electric effect)、干渉散乱 (coherent scattering)、非干渉散乱 (incoherent scattering)、電子対生成 (pair-production) として良く知られており、輸送計算用群定数は、MUG¹⁸⁾、GAMLEG¹⁹⁾、GAMLEG-JR²⁰⁾ コード等で作成されるが、これらの計算コードでは 50 keV 以下の誤差が大きくなるため、最近では、より精度の高い評価済データライブラリ DLC-15²¹⁾、PHOTX-Version 2²²⁾ を用いて作成することも行われている。また、ガンマ線の散乱の角度依存性は Klein-Nishina の式で解析的に与えられる。

8) 実効巨視的断面積処理

今まで述べた処理が終了した後、実際に輸送計算に用いる物質の原子個数密度に従って実効巨視的群定数が作成される。ここで “実効 (effective)” と呼ばれるのは、前述した自己遮蔽係数を考慮した群定数であることを意味する。同様に、実効微視的群定数も存在し、これは注目する核種が物質中に存在する状態において、その背景断面積で与えられる自己遮蔽係数を考慮した微視的群定数である。

また、上述した二次ガンマ線生成断面積が与えられている場合は、中性子-ガンマ線結合群定数を作成する処理も行う。

3.2.3 断面積処理コード

前節で述べたように、評価済核データファイルから群定数を作成する処理コードには種々の機能が要求される。1つの処理コードでそれらの全てを実行することは容易でないことが理解できる。そのため、最近の断面積処理コードは全てモジュラー化された計算コードシステムとなっており、必要なデータは幾つかの処理モジュール群を組合せて作成する方法が採用されている。

現在、良く用いられている、これらの断面積処理コードシステムの概要を以下に示した。実際には、ここで述べた他に幾つかの有名なコードシステムが存在するが、良く整備されており、日本国内で入手可能であるものを中心に述べた。また、最近の断面積処理方法とは異なった、どちらかと言えば古典とも言えるコードが実際に使用されている場合もあるが、紙面の制約上、参考文献として掲載するにとどめた。

1) AMPX²³⁾

AMPXコードシステムは、1972年に米国オークリッジ国立研究所（ORNL）が開発し、近代的な断面積処理コードシステムとしては、最も最初に開発されたものであり、他の断面積処理コードに多大な影響をもたらしたコードシステムである。AMPXは中性子とガンマ線の結合群定数を作成するコードシステムであり、ORNLで開発された従来のSUPERTOG²⁴⁾、GAMLEG、POPOP4に替わるものである。ここで、近代的と述べたのは、AMPXがpoint-wise断面積処理、自己遮蔽処理と言う概念を初めて取入れたことと、初めてモジュラー化したコードシステムの形態を採用したことによる。散乱マトリクスは従来のルジャンドル展開法を採用している。現在では、AMPXは幾つかの改良を経てSCALEコードシステム²⁵⁾に組込まれ、米国の多くの機関で遮蔽安全解析に用いられている。

2) MINX²⁶⁾

MINXは、1976年に米国ロスアラモス国立研究所（LASL）で開発された、中性子群定数を作成するコードシステムである。AMPXと同様にpoint-wise断面積処理を採用しているが、自己遮蔽処理はAMPXと異なり、現在の標準的な断面積処理コードに用いられている自己遮蔽係数の概念が用いられている。後述する有名な群定数セットであるVitamine-C²⁷⁾は中性子群定数はMINX、ガンマ線群定数はAMPXで作成されている。現在、MINXは下記のNJOYに発展したため、単独ではあまり用いられないが、現在の断面積処理コードの原型となっている点で意義がある。

3) NJOY²⁸⁾

NJOYは、1978年に米国ロスアラモス国立研究所（LASL）で開発された、中性子とガンマ線の結合群定数を作成するコードシステムである。中性子断面積処理はMINXを原型にしており、これはMINXの次のアルファベットをコード名に採用していることからも理解できる。NJOYは群定数のみならず、MCNPコード用のpoint-wise断面積、KERMA係数を作成する機能を持つ。現在では、NJOYは幾つかの改良を経て、米国の多くの機関で用いられている。日本国内でも、核融合炉の遮蔽設計用群定数FUSION-J3²⁹⁾を作成するために用いられている。

4) PROF-GROUCH-G/B³⁰⁾

PROF-GROUCH-G/Bは1986年に日本原子力研究所（原研）で

開発された、中性子とガンマ線の結合群定数を作成するコードシステムであり、後述する JENDL-3 による JSSTDL 295n+104 γ ライブライリを作成したコードシステムである。このコードシステムは原型が PROF-GROUCH-G³¹⁾ であり、JAERI-FAST SET³²⁾ と呼ばれる高速炉心設計用標準群定数を作成した有名なシステムである。その後、PROF-GROUCH-G/2³³⁾、PROF-DD³⁴⁾ 等に大幅に変更され、現在の PROF-GROUCH-G/B に至っている。ガンマ線の群定数は下記に示す RADHEAT-V3 コードシステムの GAMLEG-JR コードを採用して作成されている。現在 JENDL-3 の積分テストに良く用いられている。

5) RADHEAT-V3³⁵⁾

RADHEAT-V3 は1977年に原研で開発されたコードシステムであり、ORNLで開発された SUPERTOG、GAMLEG、POPPOP4 コードを改良した SUPERTOG-JR³⁶⁾、GAMLEG-JR、POPPOP4-JR³⁵⁾ に自己遮蔽係数を算出する F FACTOR³⁵⁾ コードを結合したモジュラーコードシステムである。国内では、原子力船「むつ」の遮蔽再解析、高速炉の遮蔽安全解析に用いられ、後述する JSD100、JSD120 ライブライリ³⁷⁾ を作成したコードシステムである。

6) RADHEAT-V4³⁸⁾

RADHEAT-V4 は1989年に原研で開発されたコードシステムであり、上記の RADHEAT-V3 コードシステムを大幅に改良したモジュラーコードシステムである。point-wise 断面積処理、自己遮蔽係数処理は NJOY と同様な処理を行うが、散乱マトリクスは、従来のルジャンドル展開形式の他に DDX の形式で作成可能である。また、KERMA 係数、DPA 断面積を算出するコードシステムである。ガンマ線群定数は PHOTX、DLC-15 ライブライリを用いて作成され、二次ガンマ線生成群定数は JENDL-3、ENDF/B-IV、V および POPPOP4 ライブライリから作成可能である。後述する JSD1000³⁸⁾、SSL90A⁸⁾、SSL90B⁸⁾ ライブライリを作成したコードシステムであり、JENDL-1、JENDL-2 の遮蔽ベンチマークテストに用いられ、現在は、JENDL-3 および種々の遮蔽ベンチマーク問題の解析に用いられている。

7) その他の断面積処理コード

この他にも、1983年に仏国で開発された THEMIS-4 コードシステム³⁹⁾ があるが、国内では入手できない。処理の詳細は不明であるが、NJOY と同等の機能を有するものと考えられる。

3.2.4 評価済核データファイル

本節では、遮蔽安全解析の基礎となる断面積等のデータを格納した、データファイルについて述べる。これらのデータファイルには、図表集からコンピュータ用の磁気テープに記録された数値データライブラリまで種々の形式がある。ここでは、日本国内で入手可能であり、かつ良く整備された数値データライブラリを中心として、その概要を述べる。

中性子評価済核データファイルは、微視的断面積を格納したものであり、前節で示した断面積処理コードによって輸送計算用の群定数を作成する。中性子核データとして現在有名なものは、JENDL、ENDF/B、JEFFの3つである。なお、これらのデータライブラリは原研核データセンターより入手可能である。

1) JENDL

JENDLは原研が中心となって、日本国内の産・学・官の核データ専門家が一致協力して作成した中性子評価済核データファイルであり、日本の代表的な核データライブラリである。1977年に初版であるJENDL-1が完成し、その格納核種数は72であった。その後、1982年に改訂版JENDL-2が、JENDL-3が1989年に公開された。さらに、JENDL-3 rev.1が1990年に公開され現在に至っている。核種数は324となり、熱中性子炉、高速炉、核融合炉から遮蔽工学に至る広範囲な中性子断面積データが格納されている。また、JENDL-3の断面積データのグラフ集⁴⁰⁾も発行されている。JENDLは下記に示すENDF-5フォーマットで磁気テープに格納されている。

2) ENDF/B

ENDF/Bは米国ブルックヘブン国立研究所(BNL)が中心となって作成した中性子評価済核データファイルであり、米国の代表的な核データライブラリであると同時に世界中で最も標準的なものである。1968年に初版であるENDF/B-Iが完成し、その後、中性子核データの測定/評価の進展に伴い1970年ENDF/B-II、1972年にENDF/B-III、1975年にENDF/B-IV、1979年にENDF/B-V、1989年にENDF/B-VIが改訂版として完成し、現在に至っている。このうち、ENDF/B-Vは米国DOEの政策により、一部の核種を除いて米国以外は非公開となっている。格納形式はENDF/Bフォーマットと呼ばれ、改訂版によってそれぞれ異なるが、この記録形式は非常に良く考えられており、JENDL-3でもENDF/B-Vの格納形式であるENDF-5フォーマットが採用されている。データはMAT、MF、MTと表記される識別番号によって管理されている。また、ENDF/B-Vの図表集⁴¹⁾も発行されている。

3) J E F

J E Fは英仏独蘭が中心となって全欧洲（E C）が共同で作成した中性子評価済核データファイルであり、現在J E F - 2が完成し公開されており、欧洲中心で用いられている。

4) その他の中性子核データファイル

上記の3大核データファイルの他にも、ENDL（米国：LLNL）、UKNDL（英）、KEDAK（独）、SOKRATOR（U.S.S.R）、CENDL（Rep. of China）があるが、一部を除いて現在評価活動を行っていないものもある。

中性子群定数を作成する目的以外に有用な核データファイルが存在する。これらは一般的な核データファイルと区別するために特殊目的核データファイルと呼ばれる。以下では、JENDLを開発したシグマ委員会（Japanese Nuclear Data Committee）の活動成果である核分裂生成物（F P）評価のためのJ N D C - F P核データライブラリとJENDLドシメトリーファイルについて述べる。

5) J N D C - F P核データライブラリ⁴²⁾

J N D C - F P核データライブラリはF P核種の基本的な核データである、崩壊定数、崩壊系列、Q値、分歧比、平均放出 β および γ エネルギー、核分裂収率、放出 γ 線スペクトル等を格納したデータライブラリである。これらのデータは後述するENSDFにも格納されているが、F P核種に関しては、現在最も精度の高い優れたデータファイルである。初版は1983年にJ N D C - V 1が完成し、その後改定版として、J N D C - V 2が1990年に公開されている。J N D C - V 2には1227核種のデータが格納されており、そのうち147核種は安定核種、1080核種は非安定核種である。ガンマ線のスペクトルは602核種について作成可能である⁴³⁾。このライブラリの特徴は、ベータ強度関数(beta strength function)を用いたGross Theoryを採用したことによって、崩壊系列を推定し、平均放出 β 線エネルギーおよび平均放出 γ 線エネルギーを高精度で再現することである。現在米国において崩壊熱基準の見直しがANS 5.1で行われているが、この見直しにはJ N D Cの評価値が取入れられる可能性が高い。

6) JENDL ドシメトリーファイル⁴⁴⁾

ドシメトリーファイルとは、中性子場の特性を特徴づけるために用いられる反応率を算出するために、良く用いられる標準的な中性子反応断面積を高精度で評価し、かつその誤差についても評価しているデータファイルである。ドシメトリーファイルとして有名なものはENDF/Bドシメトリーファイル、IRD⁴⁵⁾等があるが、JENDLドシメトリーファイルはこれらのデータを再評価しており、より信頼性が高いと言える。現在、JENDLドシメトリーファイルには42核種61反応が格納され

ている。また、報告書には断面積のグラフ集も掲載されている。

その他の核データファイルとして、中性子断面積データに限らない有用な核データファイルが存在する。以下では、これらのデータファイルについて述べる。

7) 核構造データファイル

核構造データファイルは、原子核の構造を含む種々の核的特性を記述したデータファイルであり、ENSDF⁴⁶⁾ (Evaluated Nuclear Structure Date File)が有名である。これは、核種の生成消滅計算に用いる半減期、分岐比、Q値、放出 β 線および γ 線エネルギーから、断面積を計算する際に用いる原子核の励起準位、励起エネルギー、スピン・パリティ等のデータが格納されているライブラリで、現在世界中で最も良く用いられている。これらのデータは約半年毎に見直され、改訂されることになっており、常に最新データを入手できる利点がある。他方、ENSDFは評価者が世界各国に分散しており、発行機関であるIAEAは各国から提出された評価値を編集しているだけであるため、核種によって信頼性が一定でない問題点がある。また、編集時点でデータの格納ミス等も存在するため、使用に際して注意が必要である。また、これと同様なデータとして、図表形式で取りまとめられているNuclear Data Sheet⁴⁷⁾あるいはTable of Radioactive Isotopes⁴⁸⁾等がある。

8) ガンマ線断面積ライブラリ

ガンマ線断面積のデータとしては、DLC-15ライブラリ²¹⁾があり、これは前述したNuclear Data Sheetに記載されたStorm & Israelの1970年の評価値を磁気テープに格納したものである。エネルギー範囲は1KeV～100MeVであり、100元素についての各反応毎の断面積がENDF/Bフォーマットで格納されている。また、最近では1982年にBerger & Hubbellが評価した1KeV～100GeVまでのデータを格納したDLC-136/PHOTX Version 2²²⁾が1988年に作成され公開されている。

3.2.5 群定数セット

3.2.2節で述べたように、輸送計算に用いる群定数を各問題別に作成することは、多大な時間を要することから、幾つかの目的別に標準的な群定数セットが作成され、公開されている。ここでは、日本国内で入手可能であり、比較的良く用いられている群定数セットの現状を述べる。

表3.2.1に群定数セットの名称とエネルギー群数および作成に用いた核データファイルと断面積処理コード名を示した。ここでDLCと記載されているものは、米国のORNLに所属しているRSIC(Radiation Shielding Information Center)が採用しているデータライブラリの識別番号(Data Library Collection number)を意味し、この番号を持っているものはRSICに登録され、世界中に配布されていることを示し

ている。日本国内では、(財)原子力データセンターより入手可能である。

この中で、DLC-23は使用済燃料の輸送容器の遮蔽解析のために整備されたもので、輸送容器中の典型的な中性子エネルギースペクトルを用いて22群に縮約された群定数である。国内でも比較的良く用いられているが、前述の自己遮蔽係数が全く考慮されおらず、また適用対象外にも使用されているのは問題がある。

VITAMIN-Cは米国での標準的な群定数ライブラリであり、核融合炉設計のためにより高いエネルギー領域に群構造を拡張したVITAMIN-Eと共に良く用いられている。

JS'D100/120は原子力船「むつ」の遮蔽モックアップ実験の解析、高速実験炉「常陽」の遮蔽解析に用いられた群定数で国内では歴史もあり広く用いられている。その後、断面積処理コードの大幅な改訂に伴い、JS'D1000, SSL90A/Bライブラリが整備されている。

FUSION-J3は核融合炉の核設計のために整備された群定数であり、少数群ライブラリであるFUSION40と共に核融合炉設計に用いられている。また表中には記さなかつたが、連続エネルギーモンテカルロコードMCNP用にJENDL-3から作成した point-wise 断面積ライブラリとしてFSXLIB-J3が45元素 116核種について整備されている。

また、JENDL-3より作成された標準的なライブラリであるJSSTD-Lがあり、これは中性子 295群、ガンマ線 104群の計 399群の最も詳細な群構造を有するライブラリである。

加速器遮蔽のように比較的高エネルギー（数 100MeV）の中性子輸送計算には米国ORNLで整備されたDLC-87/HIL-O、DLC-119/HIL-O86が用いられる。

ただし、この群定数は自己遮蔽効果を考慮していない無限希釈群定数であることと、高エネルギー側の評価値に問題がある場合も考えられるので使用に際しては注意が必要である。

このように、遮蔽設計を行う際には、その目的に合致した群定数セットを用いることにより、簡単に輸送計算を実行することが可能である。しかしながら、目的に一致しない群定数を用いた場合には、その結果は何等保証されないので、使用する際には十分注意する必要があることは言うまでもない。特に旧版の核データライブラリを使用した群定数セットはその後の核データの測定／評価の進展および断面積処理法の改善が反映されていないので注意する必要がある。また、ここで記載した群定数セットの他に、新しいデータライブラリが作成され、公開されている。この情報についてはRSICが定期的に発行しているレビュー⁴⁹⁾を参照すると便利である。

表 3.2.1 群定数セットの現状

Library Name	Groups	P _L	Laboratory	Processing	Base	Remarks
				Code	Library	
DLC-23 (CASK-81)	22n, 18g	P3	ORNL	SUPERTOG(n) POPOP4 MUG(g)	ENDF/B-II, III POPOP4	29 Materials ANISN format
DLC-37 (EPR)	100n, 21g	P8	ORNL	AMPX	ENDF/B-IV	47 Materials ANISN format
DLC-41 (VITAMIN-C)	171n, 36g	P3	ORNL	MINX(n) AMPX(g)	ENDF/B-IV	66 Materials f-table
DLC-51 (JSD100/120)	100n, 20g	P5	JAERI	RADHEAT-V3	ENDF/B-IV	38 Materials
DLC-60 (MACKLIB-IV)	171n, 36g		ANL, ORNL	AMPX	ENDF/B-IV	49 materials KERMA, Damage
DLC-87 (HIL0)	66n, 21g	P5	ORNL	AMPX	ENDF/B-IV	16 materials up to 400MeV
DLC-92 (GICX-40)	42n, 21g	P5	JAERI	RADHEAT-V3 POPOP4	ENDF/B-III, IV	40 materials KERMA factor
DLC-113 (VITAMIN-E)	174n, 38g	P8	ORNL	AMPX	ENDF/B-V	77 materials
DLC-119 (HIL086)	66n, 22g	P5	ORNL	AMPX	ENDF/B-V	17 materials up to 400MeV
JSSTDL	295n, 104g	P5	JAERI	PROF-GROUCH-G/B	JENDL-3	64 materials
JSD1000	100n, 20g	DDX	JAERI	RADHEAT-V4	ENDF/B-IV	42 materials
SSL90A	120n, 18g	DDX	JAERI	RADHEAT-V4	JENDL-3	43 materials
SSL90B	22n, 18g	DDX	JAERI	RADHEAT-V4	JENDL-3	43 materials
FUSION-J3	125n, 40g	P5	JAERI	NJOY	JENDL-3	40 materials KERMA factor
FUSION-40	42n, 21g	P5	JAERI	NJOY	JENDL-3	40 materials KERMA factor

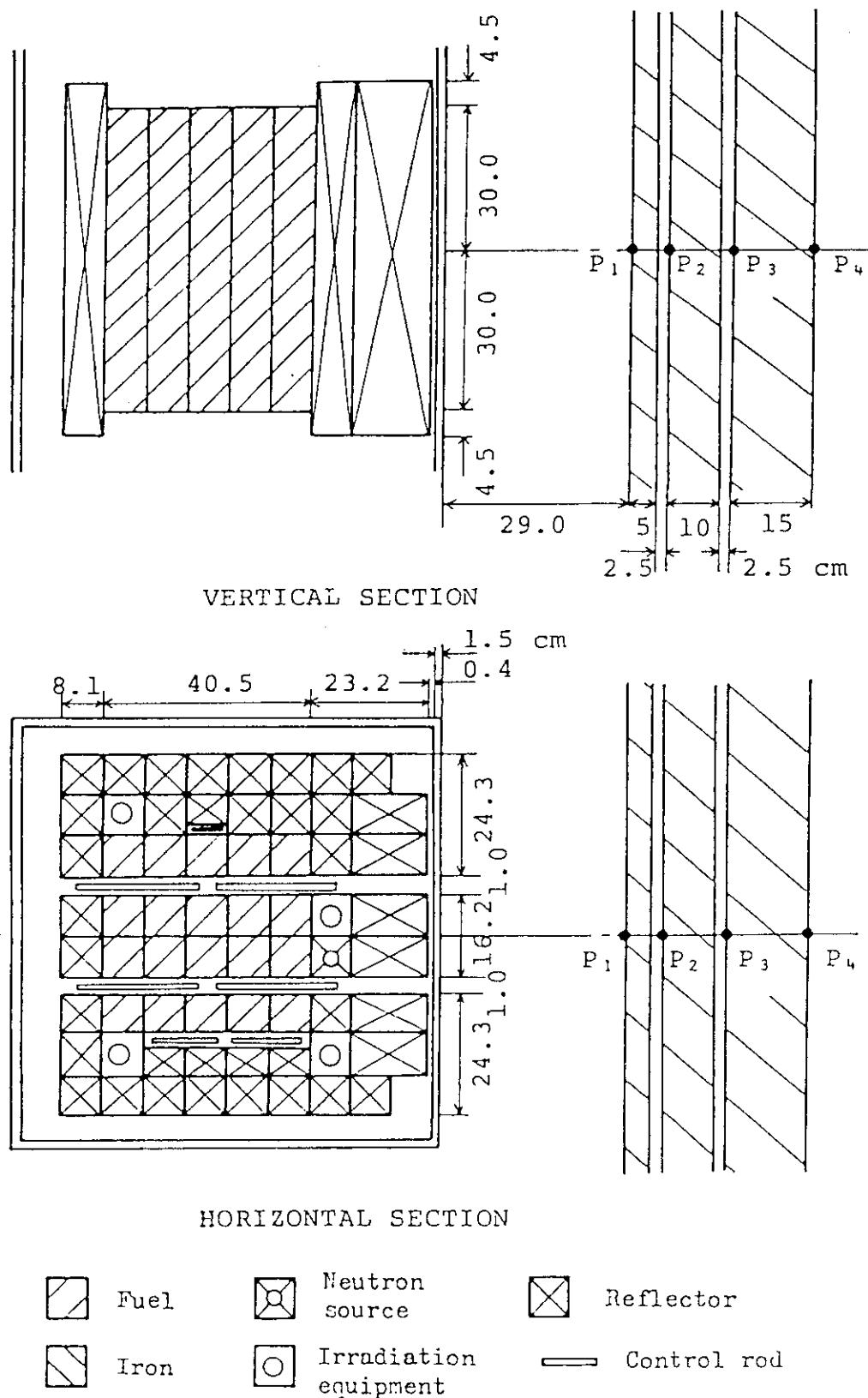


図3.2.1 JRR-4における鉄-水多重層中性子透過実験配置と測定点

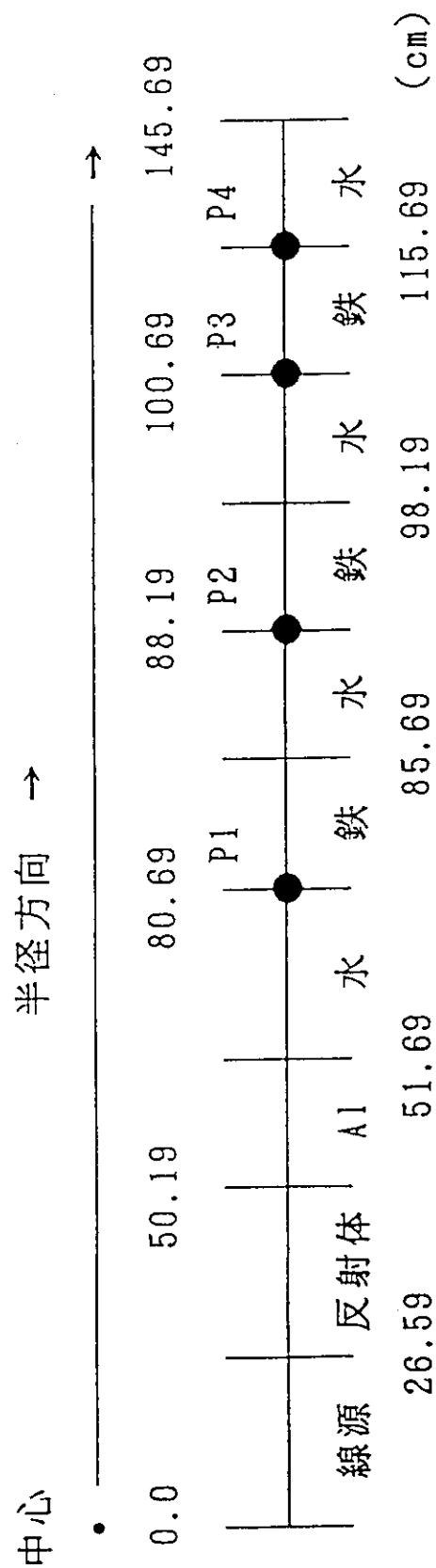


図3.2.2 鉄-水多重層中性子透過問題の一次元計算モデル

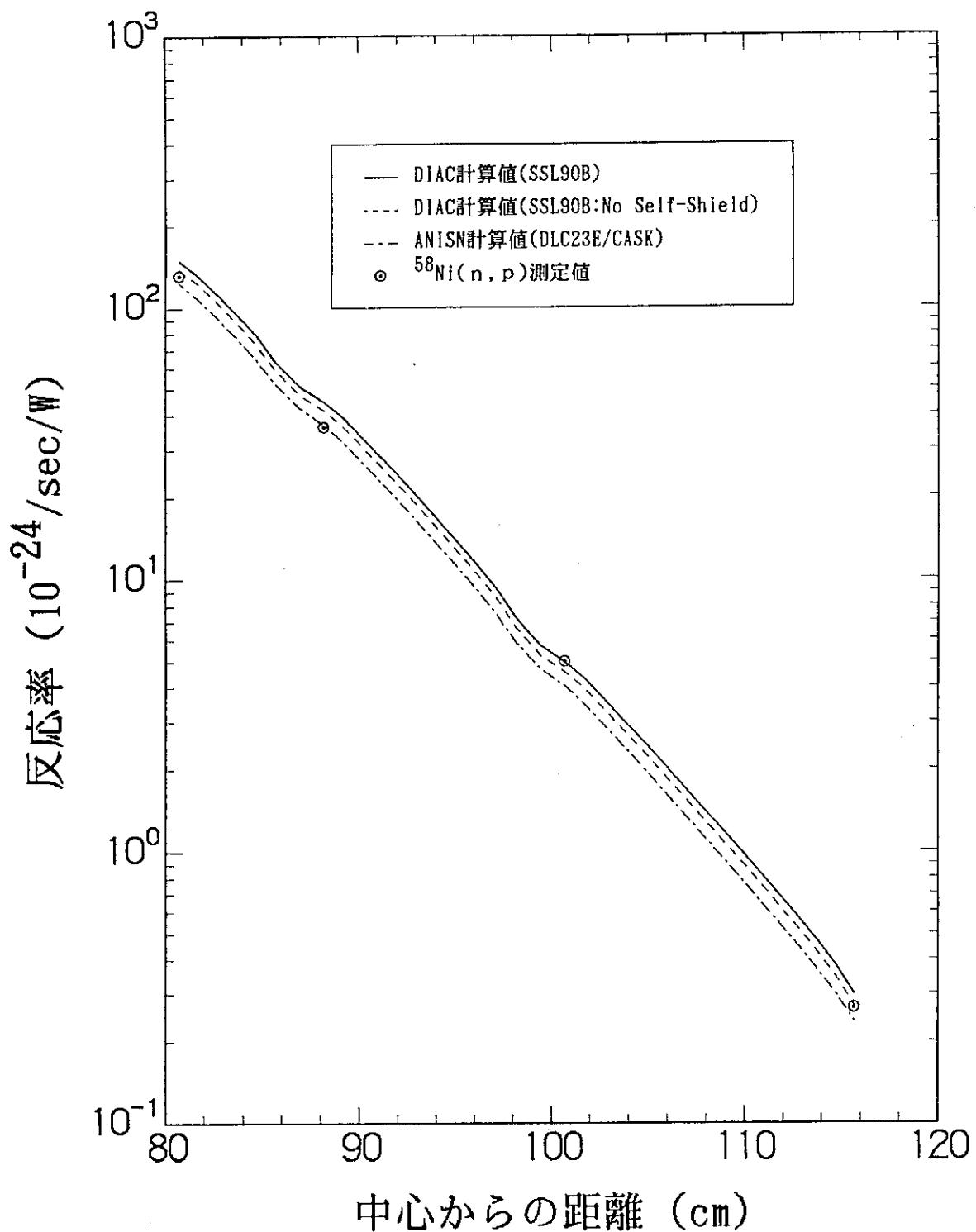


図3.2.3 JRR-4における鉄-水多重層中性子透過問題の反応率分布
($^{58}\text{Ni}(\text{n}, \text{p})$ 反応)

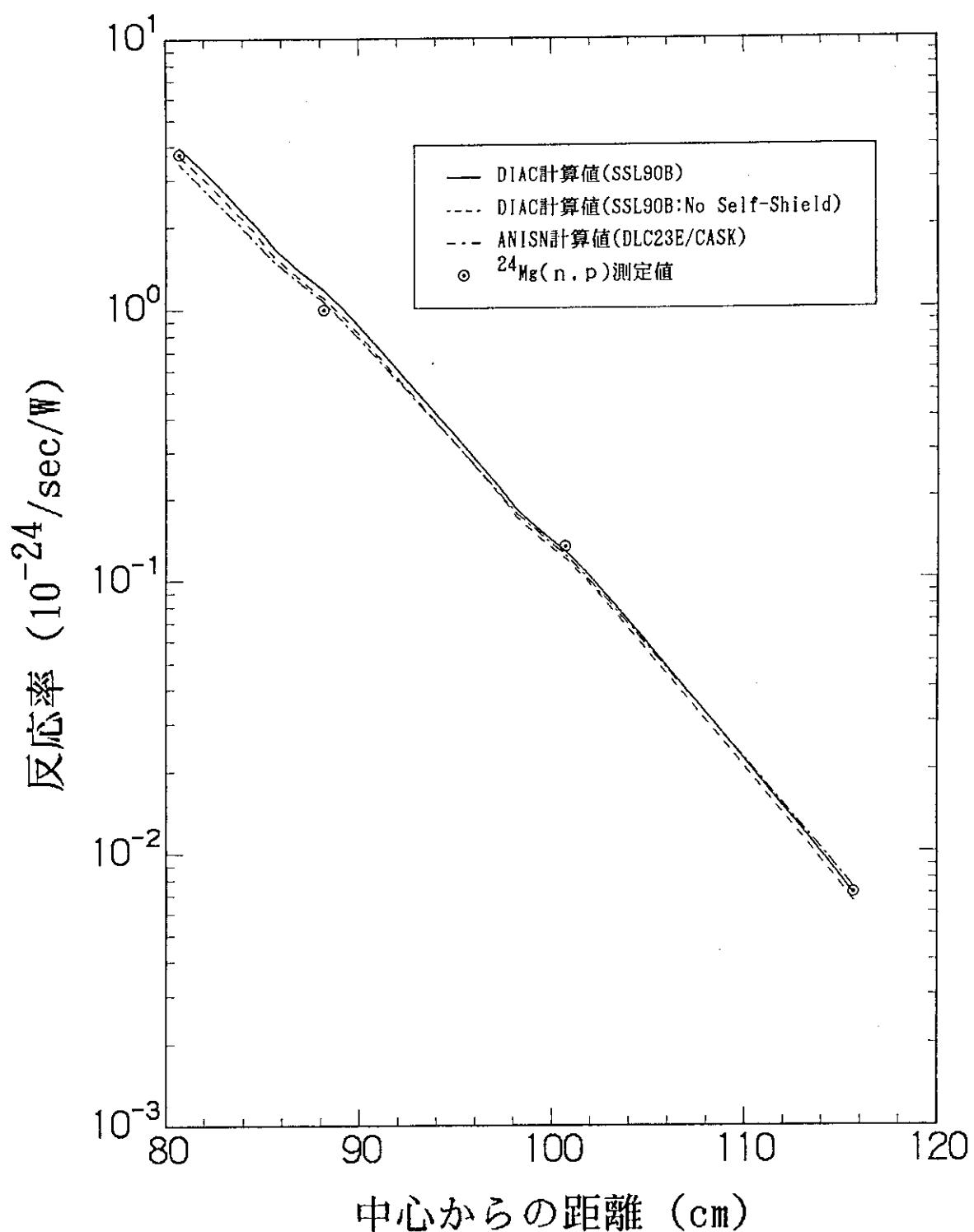


図3.2.4 JRR-4における鉄-水多重層中性子透過問題の反応率分布
($^{24}\text{Mg}(\text{n}, \text{p})$ 反応)

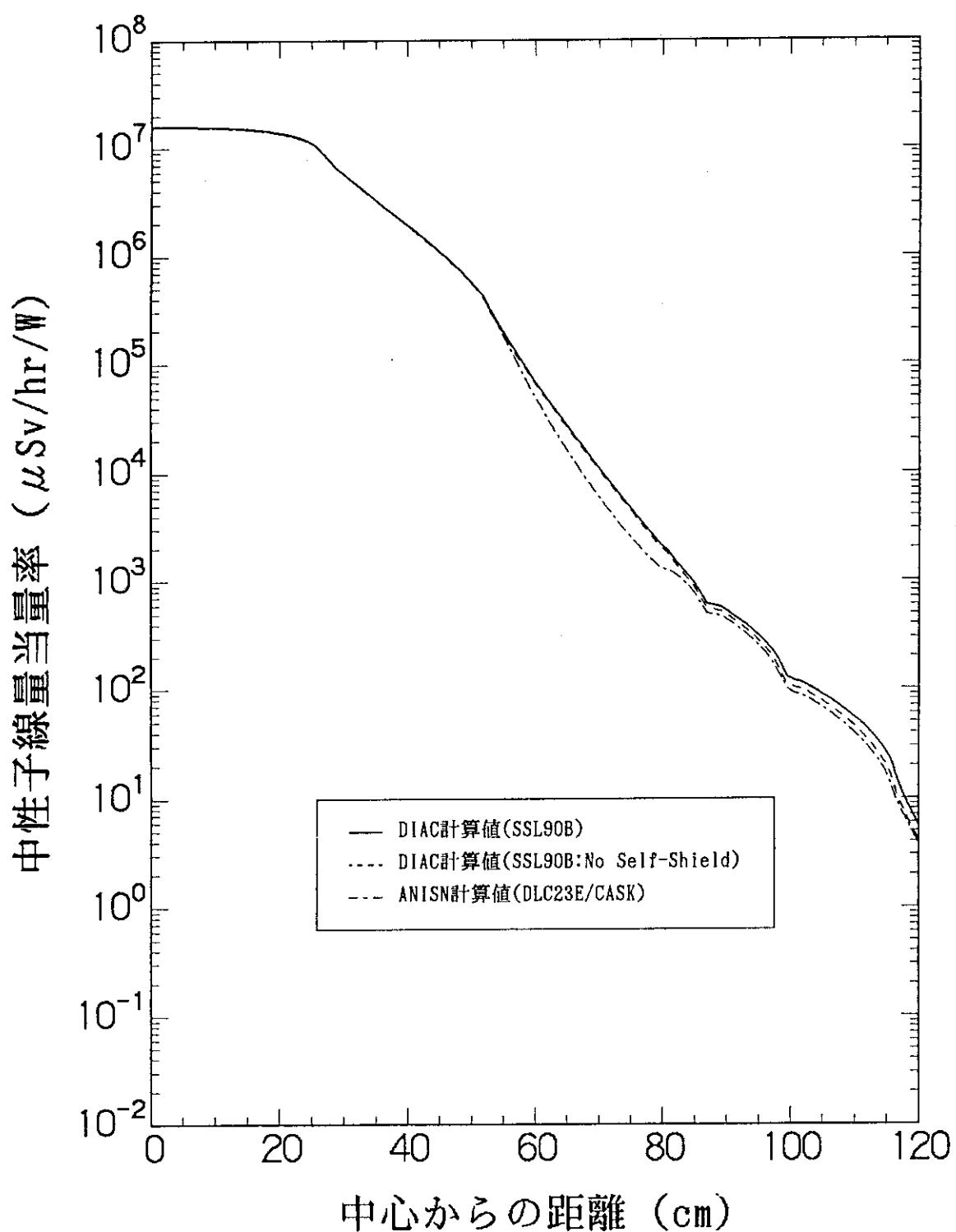


図3.2.5 JRR-4における鉄-水多重層中性子透過問題の線量当量分布

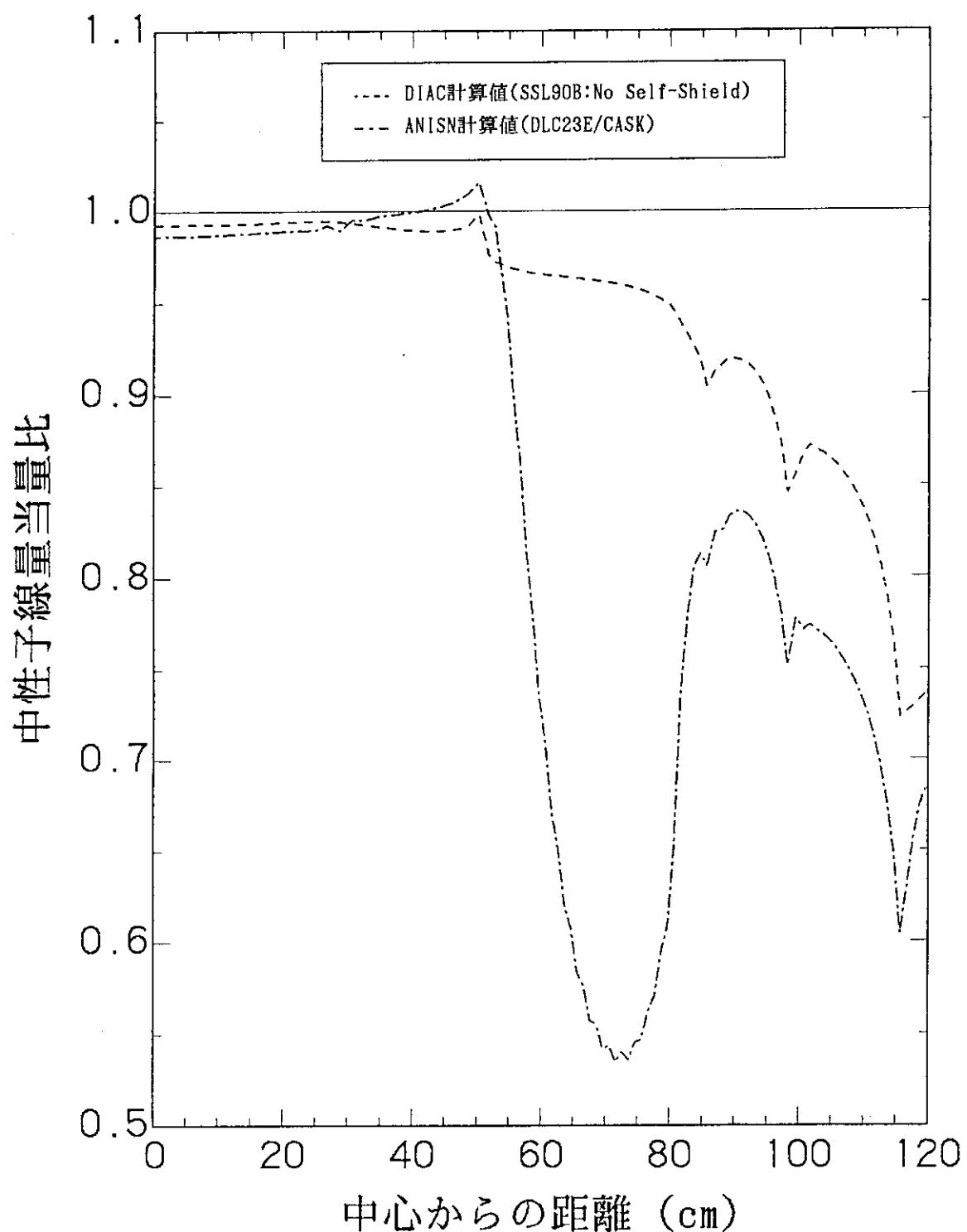


図 3.2.6 J R R - 4 における鉄-水多重層中性子透過問題の線量当量比

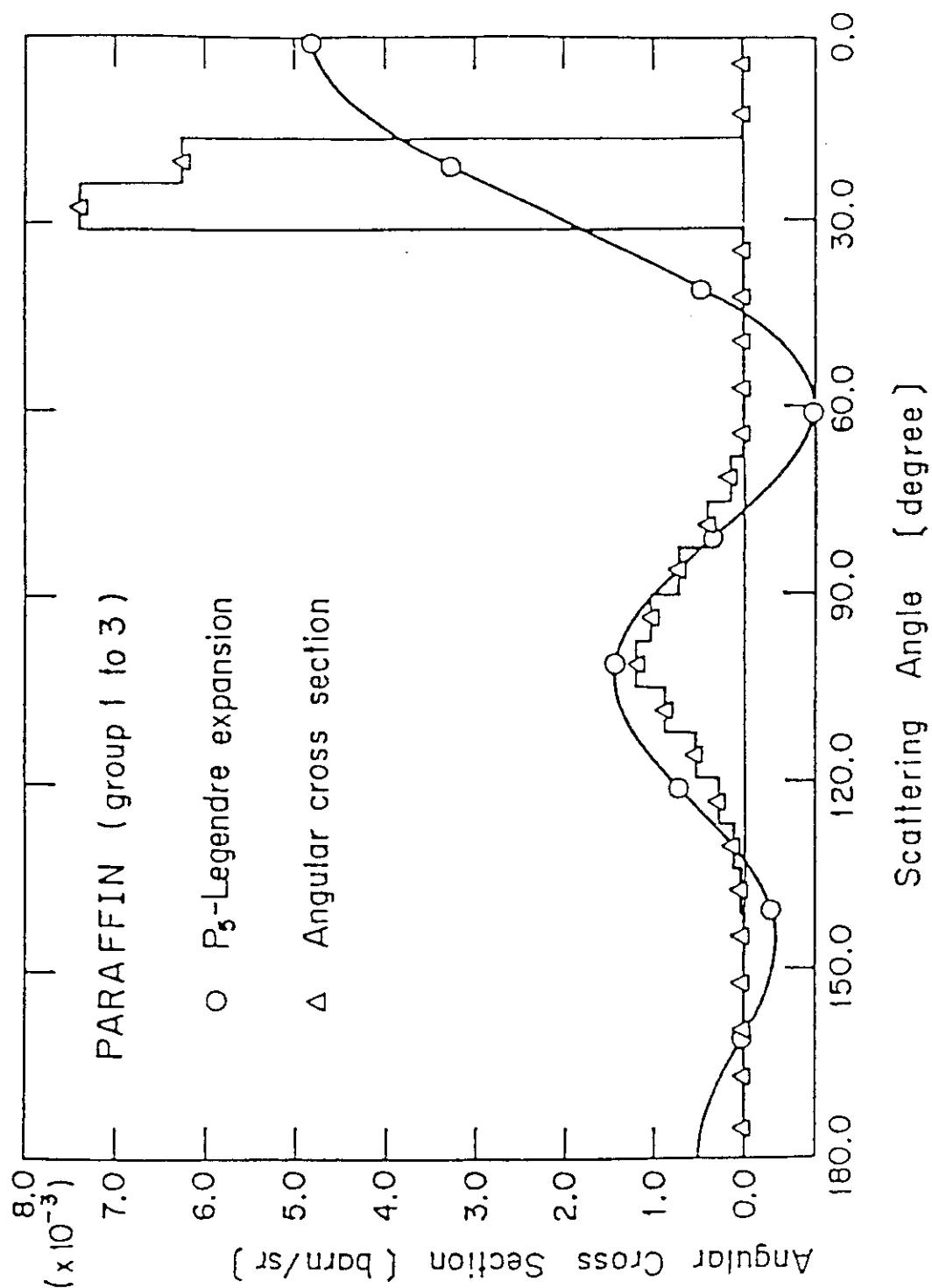


図3.2.7 パラフィンの角度依存散乱断面積

第3.2節の参考文献

- 1) Ozer O.: "Program RESEND", BNL-17134(1972)
- 2) Toppel B. J., Rago A. L., and O' Shea D. M.: "MC²:A Code to Calculate Multigroup Cross Sections", USAEC Report ANL-7318 (1967)
- 3) Yamano N., et al.: "RADHEAT-V4:A Code System to Generate Multigroup Constants and Analyze Radiation Transport for Shielding Safety Evaluation", JAERI-1316 (1989)
- 4) Cullen D. E.: "Program SIGMA1", UCRL-504000, Vol. 17, Part B, Rev. 2(1979)
- 5) Bondarenko I. I., (ed.): "Group Constants for Nuclear Reactor Calculations", Consultant Bureau, New York(1964)
- 6) Miura T., Takeuchi K., and Yamano N.: J. Nucl. Sci. Technol., 16, 563(1979)
- 7) Shibata K., et al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3", JAERI-1319 (1990)
- 8) Yamano N., et al.: "Production and Accuracy Evaluation of Standard Group Constants for Safety Analysis of Radiation Shielding", JAERI-M 90-183 (1990) (in Japanese)
- 9) Morrison G. W., Straker E. A. and Odegaard R. H.: Trans. Am. Nucl. Soc., 15, 535 (1972)
- 10) Koyama K., et al.: "ANISN-JR,A One-Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-Ray Transport Calculations", JAERI-M 6954 (1977)
- 11) Kinsey R. (ed.): "Second Edition, ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF/B-V", BNL-NCS-50496(ENDF102) (1979). Revised by Magurno B. A. (1983)
- 12) Ford, W. E., III and Wallace D. H.: "POPOP4,A Code for Converting Gamma-Ray Spectra to Secondary Gamma-Ray Production Cross Sections", CTC-12, Union Carbide Corp. (1969)
- 13) Takahashi A., et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 16, 1 (1979)
- 14) Los Alamos Monte Carlo Group: "MCNP-A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport, Version 2B", LA-7396-M (1981)
- 15) Suzuki T., et al.: "BERMUDA-2DN:A Two-Dimensional Neutron Transport Code", JAERI-M 82-190 (1982)
- 16) Nakagawa M. and Mori T.: "MORSE-DD:A Monte Carlo Code Using Multi-Group Double-Differential Form Cross Sections ", JAERI-M 84-126 (1984)

- 17) Rose P. F. and Dunford C. L. (ed.): "ENDF102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclea Data File ENDF-6", BNL-NCS-44945 (1990)
- 18) Knight J. R. and Mynatt F. R.: "MUG-A Program for Generating Multigroup Photon Cross Sections", CTC-17, Union Carbide Corp. (1970)
- 19) Lathrop V. D.: "GAMLEG-A Fortran Code to Produce Multigroup Cross Sections for Photon Transport Calculations", LA-3267 (1965)
- 20) Miyasaka S., et al.: "GAMLEG-JR, A Production Code of Multi-Group Cross Sections and Energy Deposition Coefficients for Gamma-Rays", JAERI-M 6936 (1977)
- 21) Storm E. and Israel H. I.: Nuclear Data Tables, A7, 565 (1970)
- 22) Berger M. H. and Hubbell J. H.: "PHOTX V2.0", available from RSIC (1988)
- 23) Greene N. M., et al.: "AMPX:A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B", ORNL-TM-3706 (1972)
- 24) Wright R. Q., et al.: "SUPERTOG:A Program to Generate Fine Group Constants and Pn Scattering Matrices from ENDF/B", ORNL-TM-2679 (1969)
- 25) Bucholz J. A. (ed.): "SCALE:A Modular Code System For Performing Standardized Computer Analyses For Licensing Evaluation", NUREG/CR-0200 (1980)
- 26) Weisbin C. R., et al.: "MINX:Multigroup Interporating Routine for Neutron X-sec. generation", LA-6486-MS (1976)
- 27) Roussin R. W., et al.: "VITAMINE-C:The CTR Processed Multigroup Cross-Section Library for Neutronics Studies", ORNL-RSIC-37 (ENDF-296) (1980)
- 28) MacFarlane R. E., Muir D. W. and Boicourt R. M.: "The NJOY Nuclear Data Processing System, Volume I:User's Manual", LA-9303-M (ENDF-324) (1978)
- 29) Maki K., et al.: "Nuclear Group Constant Set FUSION-J3 for Fusion Reactor Nuclear Calculations Based on JENDL-3", JAERI-M 91-072 (1991) (in Japanese)
- 30) Hasegawa A.: private communications
- 31) Tone T. and Katsuragi S.: "PROF-GROUCH-G:A Processing Code for Group Constants for a Fast Reactor", JAERI-1192 (1970)
- 32) Takano H., et al.: "JAERI Fast Reactor Group Constants Set, VersionII", JAERI-1255 (1978)
- 33) Hasegawa A.: private communications (1992)
- 34) Mori T., Nakagawa M. and Ishiguro Y.: "PROF-DD:A Code System for Generation of Multi-Group Double-Differential Form Cross Section Library", JAERI-M 84-126 (1984)

- 35) Koyama K., et al.: "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron- and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport", JAERI-M 7155 (1977)
- 36) Taji Y., et al.: "SUPERTOG-JR, A Production Code of Transport Group Constants, Energy Deposition Coefficients and Atomic Displacement Constants from ENDF/B", JAERI-M 6935 (1977)
- 37) Koyama K., et al.: "Multi-Group Cross Section Sets for Shield Materials-100 neutron groups and 20 gamma-ray groups in P_5 approximation-", JAERI-M 6928 (1977) (in Japanese)
- 38) Yamano N.: "JSD1000:Multi-Gross Cross Section sets for Shielding Materials", JAERI-M 84-038 (1984)
- 39) Dejonghe G., et al.: "THEMIS-4:A Coherent Punctual and Muitigroup Cross Section Library for Monte Carlo and Sn Codes from ENDF/B4", Proc. 6th. Int. Conf. on Radiation Shielding, Tokyo, May 16-20, Vol. 1, p. 99 (1983)
- 40) Nakagawa T. (ed.): "Curves and Tables of Neutron Cross Sections - Japanese Evaluated Nuclear Data Library version 3 -", JAERI-M 90-099 (1990)
- 41) Magurno B. A. (ed.): "Guidebook for the ENDF/B-V Nuclear Data Files", EPRI NP-2510, BNL-NCS-31451 (ENDF-328) (1982)
- 42) Tasaka K., et al.: "JNDC Nuclear Data Library of Fission Products -Second Version-", JAERI-1320 (1990)
- 43) Katakura J. and Yoshida T.: "Gamma-Ray Spectrum Data Library of Fission Product Nuclides and Its Assessment", JAERI-1311 (1988)
- 44) Nakazawa M., et al.: "JENDL Dosimetry File", to be published in JAERI report (1911)
- 45) Cullen D. E. (ed.): "The International Reactor Dosimetry File (IRDF-82)", IAEA-NDS-41/R (Rev. 0) (1982)
- 46) Tuli J. K.: "Evaluated Nuclear Structure Data File - A Manual for Preparation of Data Sets -", BNL-NCS-51655-Rev. 87(1987)
- 47) Way K. (ed.): Nuclear Data Sheets (Journal, Academic Press)
- 48) Shirley V. S. (ed.): "Table of Radioactive Isotopes", Wiley & Sons (1986)
- 49) "RSIC Computer Code & Data Collections -A Capsule Review of the Computer Code Collection(CCC), Peripheral Shielding Routines(PSR) and Data Library Collection(DLC)- ", available from RSIC (1990)

3.3 光子減衰係数

3.3.1 光子減衰係数

(1) 光子減衰係数の定義

特定のエネルギー光子の平行ビームが厚さ d_x の平板を透過中に減衰する割合を μd_x で表わし、 μ を減衰係数という。 d_x が長さの単位、単位面積当たりの質量、単位面積当たりのモルまたは原子で表わされるとき、 μ は線減衰係数、質量減衰係数、モルまたは原子減衰係数と呼ばれる。

(2) 光子減衰係数ライブラリ

光子減衰係数としては National Institute of Standards and Technology (NIST : 元 National Bureau Standards) の Hubbell が実験と理論を評価して作成した NSRDS-NBS 29¹⁾ が広く用いられてきた。また、エネルギー範囲が広く元素の種類が多い Storm & Israel²⁾ の評価値を磁気テープに格納した DLC-15 が遮蔽計算に利用してきた。

最近 NIST の Bureau と Hubbell が評価した 1 keV ~ 100 GeV までの 82 元素のデータを格納した DLC-136 / PHOTX³⁾ が RSCC から公開された。このデータは ENDF / B-IV の File 23 に使用される予定である。

(3) PHOTX ライブラリの構成

PHOTX に格納されているデータの鉛の例を 15 keV ~ 15 MeV のエネルギー領域で表 3.3.1 に示す。データは

光子エネルギー (eV)

EDGE = Edge の名前

SCATCO = コヒーレント散乱断面積 (barns/atom)

SCATIN = インコヒーレント散乱断面積 (barns/atom)

SCATKN = クライマー-仁科散乱断面積 (barns/atom)

PHOT = 全原子光電効果断面積 (barns/atom)

PAIRAT = 原子核場における電子対創成断面積 (barns/atom)

PAIREL = 原子の電子場における電子対創生断面積 (barns/atom)

SIGTOT = 全光子断面積 (barns/atom) = SCATCO + SCATIN

+ PHOT + PAIRAT + PAIREL

ATMU = SIGTOT を cm² / g 単位で表わした全光子断面積

ATMUNC = SCATIN + PHOT + PAIRAT + PAIREL を cm² / g 単位で現わした非コヒーレント散乱断面積

ATMUKN = SCATKN + PHOT + PAIRAT + PAIREL を cm² / g 単位で現わした非コヒーレント散乱断面積

S C A T I NとS C A T K Nの違いは光子と電子のインコヒーレント散乱を束縛電子で扱っているか自由電子で扱っているかによる。低エネルギー部分で束縛電子による散乱の方が自由電子による散乱より小さい。

P H O T Xデータの出所は参考文献4)に詳しく述べられている。P H O T XとN S R D S - N B S 2 9の鉛のデータの比較を表3.3.2に示す。共通のクライン-仁科の散乱断面積を用いても減衰係数は光電子効果係数の違いにより低エネルギー領域で約3%の差があり、電子対創生の違いにより高エネルギー領域で約3%の差がある。

(4) ガンマ線の減衰率

ガンマ線の減衰率は指数減衰とビルドアップ係数の積 $\exp(-\mu x)B$ で求められる。遮蔽厚を現わすmean free path(mfp) 及びビルドアップ係数が自由電子によるインコヒーレント散乱断面積を用いて計算されているので減衰係数 μ はS C A T K Nを用いることが必要である。

3.3.2 ビルドアップ係数

(1) ビルドアップ係数の定義

エネルギー E_0 の光子線源から距離 r 離れた位置での全光子線束を $\phi(E, r)$ 、非衝突線束を $\phi(E_0, r)$ とすると、ビルドアップ係数 $B(E_0, r)$ は次式で与えられる。

$$B(E_0, r) = \frac{\int \phi(E, r)R(E, r)dE}{\phi(E_0, r)R(E_0, r)} \quad (3.3.1)$$

ここで、Rは検出器の応答関数で、照射線量ビルドアップ係数の場合は空気の質量エネルギー吸収係数が、吸収線量ビルドアップ係数の場合は物質のエネルギー吸収係数やエネルギー変換係数等が対応する。ビルドアップ係数は物質中の輸送計算を行い、線束密度を求めることにより算出される。ビルドアップ係数は線源及び物質のジオメトリーに依存するが、一番ポピュラーなのは、点線源、無限媒質に対するデータであり、減衰係数とともに点減衰核法の重要なデータである。

(2) N Y O - 3075とA N S I / A N S - 6.4.3の違い

Goldstein & Wilkinsがmoments法で計算したデータがN Y O - 3075⁵⁾である。ANSのstandard committeeで作成したデータがA N S I / A N S - 6.4.3⁶⁾である。

(3) 計算に用いられた断面積及び計算コード

N Y O - 3075はWhiteのデータ⁷⁾を用いてmoments法で計算された。

A N S I / A N S - 6.4.3はN S R D S - N B S 29¹⁾を用いてB e ~ C uはmoments法のAD J M O Nコード⁸⁾で、ただしB e の0.03~0.3MeVはP A L L A Sコード⁹⁾で計算された。M o ~ UはD L C - 136 / P H O T X³⁾データを用いてP A L L A S

コードで計算された。

(4) 光子質量減衰係数と質量エネルギー吸収係数

質量減衰係数はDLC-136／PHOTXから採用された。工学的に重要な核種について0.01～30 MeVの質量減衰係数は文献6に記載されている。質量エネルギー吸収係数はHubbellのデータ¹⁰⁾から引用され、同じく文献6に記載されている。また、表にない減衰係数はlog-log内挿で求める。

(5) 新(ANSI／ANS-6.4.3)旧(NYO-3075)のビルドアップ係数の違い

新旧の鉛のビルドアップ係数は計算コードの違いにより、図3.3.1に見られるように、0.662MeVでは20mfpで約1.5倍過大評価、1.25Mevでは20mfpで約1.25倍過大評価していた¹¹⁾。10MeVの過小評価は制動輻射を考慮していなかったためである。

NYO-3075の水の0.5MeVのデータは、当時の計算機の速度と小さい容量のため、エネルギースペクトルが合成して作られた。そのためNYO-3075の水のビルドアップ係数は図3.3.2に見られるように0.662MeVでは20mfpで約30%新しいデータより課題評価していた。

(6) 考慮された2次 γ 線源

NYO-3075はCompton散乱のみ、ANSI／ANS-6.4.3はCompton散乱の他に消滅 γ 線、特性X線、制動輻射線も考慮された。特に特性X線を考慮した場合、ビルドアップ係数は図3.3.3のように大きくなり¹²⁾、制動輻射線を考慮した場合図3.3.4のように大きくなる¹²⁾。

(7) 物質の種類

NYO-3075は水、Al, Fe, Sn, W, Pb, Uの7物質。ANSI／ANS-6.4.3はBe, B, C, N, O, Na, Mg, Al, Si, P, S, Ar, K, Ca, Fe, Cu, Mo, Sn, La, Gd, W, Pb, U, 空気, 水, NBSコンクリートの26物質。

(8) 入射 γ 線のエネルギー範囲

NYO-3075は0.5～10MeV（ただし、水のみ0.255MeVのデータがある）、ANSI／ANS-6.4.3は0.015～15MeV。

(9) 透過距離

NYO-3075は20mfpまで。ANSI／ANS-6.4.3は40mfpまで、G-P式の外挿式¹³⁾を用いると100mfp位まで計算可能。

(10) 混合物、化合物のビルドアップ係数

Walker & GoldsteinによってNYO-3075から合成されたコンクリートのビルドアップ係数とANSI／ANS-6.4.3のデータとの比較を図3.3.5¹¹⁾に示す。特に低エネルギーで過大評価している。これは実効原子番号を電子対創生の断面積が

優位な1.5MeV以上で11と決めたためで、実効原子番号は光電吸収断面積の優位な1.5MeV以下では13.5で1.5MeV以上の11と異なる値をもつ。鉛ガラスの旧データはNYO-3075を用いてドイツで出されたということであるが、同じ組成でPALLASで計算した¹⁴⁾ところ、図3.3.6に見られるように0.662MeVで20mfpで7.5倍も過大評価であった。1.25MeVでは約2倍であった。図3.3.6の下部で見られるように、ANSI/ANS 6.4.3を用いて実効原子番号から求めた値は0.662と1.25MeVでは10%以内で求めることができる。しかし、電子対創生が優位な1.5MeV以上では、実効原子番号が一定でないために過大評価する¹¹⁾。

(1) ANSI/ANS-6.4.3 ビルドアップ係数

照射線量ビルドアップ係数とエネルギービルドアップ係数が文献6に記載されている。

(2) fitting式

ANSI/ANS-6.4.3では次に示されるG-P式がfitting式¹⁵⁾に採用された。

$$\begin{aligned} B(E, x) &= 1 + (b - 1)(K^x - 1)/(K - 1) && \text{for } K \neq 1 \\ B(E, x) &= 1 + (b - 1)x && \text{for } K = 1 \\ K(E, x) &= cx^a + \frac{d[\tanh(x/X_k - 2) - \tanh(-2)]}{1 - \tanh(-2)} \end{aligned} \quad (3.3.2)$$

パラメータの物理的意味

b : 1mfpでのビルドアップ係数、 K : 1mfpあたりの増倍係数
G-P式のパラメータ a , b , c , X_k , d が文献6に示される。

NYO-3075で使われていたBergerやTaylorの式は0.1MeVの水のデータで比較すると図3.3.7に見られるように大きく過小評価する¹⁶⁾。また、線源近くでは過大評価する¹⁸⁾。G-P式のパラメータはエネルギーに関しゆるやかに変化するので、Eにつきlog内挿、パラメータにつきlinear内挿することにより任意のエネルギーに対するビルドアップ係数が簡単に求められる。

透過距離については、40mfpまでは式(3.3.2)で、40mfp以上は次式¹³⁾でKを求めて式(3.3.2)を用いて計算できる。

$$\begin{aligned} K(E, x) &= 1 + (K_{35} - 1) \left\{ \frac{(K_{40} - 1)}{(K_{35} - 1)} \right\}^{E(X)} && 0 < \frac{(K_{40} - 1)}{(K_{35} - 1)} < 1 \\ K(E, x) &= K_{35} \left(\frac{K_{40}}{K_{35}} \right)^{E(X)^{fm}} && \frac{(K_{40} - 1)}{(K_{35} - 1)} < 0 \text{ or } \frac{(K_{40} - 1)}{(K_{35} - 1)} > 1 \end{aligned} \quad (3.3.3)$$

ここで

$$\xi(x) = \frac{(x/35)^{0.1} - 1}{(40/35)^{0.1} - 1}, \quad f_m = 0.8, K_{35} = K(E, 35), K_{40} = K(E, 40)$$

(13) 1 cm線量当量への換算

遮蔽体背後の 1 cm 線量当量は次のステップに従って計算する。

- 1) 遮蔽材を透過した非衝突線による照射線量率の計算

$$X_0 = \phi(E_0) \times (X/\phi) \quad [R/h]$$

- 2) 散乱線を考慮した全照射線量率の計算

$$X = B \times X_0 \quad [R/h]$$

- 3) 照射線量率から空気吸収線量率への変換

$$D_a = 8.73 \times 10^{-3} \times X \quad [Gy/h]$$

- 4) 空気吸収線量率から 1 cm 線量当量率への換算

$$H_{1cm} = \bar{f}_x \times D_a \quad [Sv/h]$$

$\phi(E_0)$ [photons/cm²s] ; 測定点での非衝突光子のフルエンス率

X/ϕ [R h⁻¹ cm²s] ; 単位フルエンス率当りの照射線量率

D_a/ϕ [Gy h⁻¹ cm²s] ; 単位フルエンス率当りの空気吸収線量率

H_{1cm}/ϕ [Sv h⁻¹ cm²s] ; 単位フルエンス率当りの 1 cm 線量当量率

\bar{f}_x ; 光子スペクトルで平均した実効換算係数

$$\bar{f}_x = \frac{\int f_x(E)(D_a(E)/\phi) \cdot \phi(E, t) dE}{\int D_a(E)/\phi \cdot \phi(E, t) dE}$$

ここで、

$$f_x = \frac{H_{1cm}(E)/\phi}{D_a(E)/\phi}$$

コンクリート、鉄、鉛、の実効換算係数は文献17に記載されている。

3.3.3 アルベド⁽¹⁸⁾

図3.3.8に示すように、エネルギー E_0 のガンマ線が平板物質に θ_0 の入射角で入射したときに、反射ガンマ線のエネルギーが E 、極角が θ で方位角が ϕ 方向に出射される割合を、入射カレントに対する反射カレントの比で定義したものを微分アルベドという。これは、

$$\alpha(E_0, \theta_0, E, \theta, \phi)$$

で表す。しかし、この量はパラメータが多過ぎるので反射エネルギーと反射の方向で積分したアルベド、これを全アルベドという、をデータとしてまとめる例が多い。

ガンマ線の遮蔽設計計算で特に簡便に使用できるアルベドデータは、Chilton-

Huddleston (以下C-Hと略す)の半経験式¹⁹⁾から計算されるデータである。C-Hの半経験式は

$$\alpha_0(E_0, \theta_0, E, \theta, \phi) = \frac{C - K(E_0, \theta_s) \times 10^{26} + C'}{1 + (\cos \theta_0 / \cos \theta)}$$

であり、このアルベドは入射エネルギーE₀、θ₀方向のガンマ線に対する、反射方向(θ, φ)の反射ガンマ線の微分線量アルベドである。ここで、K₀(E₀, θ_s)はクライン-仁科の式に入射エネルギーに対する反射エネルギーの比を掛けたもので、

$$K(E_0, \theta_s) = \frac{3 \times 0.665}{16\pi} \left(\frac{E}{E_0} \right)^3 \left(\frac{E}{E_0} + \frac{E_0}{E} - \sin^2 \theta_s \right)$$

また散乱角は

$$\theta_s = \sin \theta_0 \sin \theta \cos \phi - \cos \theta_0 \cos \phi$$

である。さらに、C及びC'はフィッティングパラメータで、表3.3.3にはコンクリートに対する定数C, C'を示しておく¹⁹⁾。このデータはRasoのモンテカルロ計算値²⁰⁾にフィットしたものである。また表3.3.4には水、コンクリート、鉄及び鉛についての定数C, C'を示しておく²¹⁾。これらのデータはDavisson等のモンテカルロ計算値²²⁾にフィットさせたものである。ただし、鉛の場合0.662～1.5MeVでアルベドが負の値となる。これを修正するために、新たに*印をつけた値を文献²³⁾から採用した。

C-Hの半経験式の精度を確かめるために、他の計算値や実験値との比較を図3.3.9に示す²⁴⁾。これからわかるることは20～30%小さい値となることである。しかし、他のエネルギーについてはわからない。実用計算に適用することを考えるとC-Hの半経験式以上の近似式は与えられていない。

Chapman-Huddleston²⁵⁾はC-Hの式の定数C, C'をコンクリート壁について次式でフィットしたデータをガンマ線ダクトストリーミングの計算へ適用した。

$$C = 0.0561 E_0^{0.574} \quad (0.2 \leq E_0 \leq 4 \text{ MeV})$$

$$C = 0.0785 E_0^{0.327} \quad (4 < E_0 \leq 10 \text{ MeV})$$

$$C' = 0.0122 E_0^{-0.683} \quad (0.2 \leq E_0 \leq 1.76 \text{ MeV})$$

$$C' = 0.00862 E_0^{-0.0795} \quad (1.76 < E_0 \leq 10 \text{ MeV})$$

同様に鉄壁に対してはChapman²⁶⁾が次式でフィットしたデータを与えている。

$$C = 0.0590 E_0^{0.586} \quad (0.175 \leq E_0 \leq 2.0 \text{ MeV})$$

$$C = 0.088 \quad (2.0 < E_0 \leq 4.0 \text{ MeV})$$

$$C' = \exp(-5.32 - 1.39 \ln E_0 - 1.06(\ln E_0)^2) \quad (0.175 \leq E_0 \leq 0.412 \text{ MeV})$$

$$C' = 0.0073 \quad (0.412 < E_0 \leq 4.0 \text{ MeV})$$

アルベドライブラーとして公表されているものに S A I / E P R I アルベド情報ライブラー²⁷⁾があり、この中に S_Nコード D O T で計算したガンマ線の全個数アルベドがある。このアルベドの定義は入射ガンマ線の個数カレントに対する反射ガンマ線の個数カレントである。D O T 計算のためにエネルギーについては群であり、表 3.3.5 には群の最大エネルギーを表示している。また入射角については余弦で表している。コンクリートはアメリカ規格の 04 コンクリートで比重 2.34 のものであり、元素組成は重量パーセントで H が 0.56、O が 49.79、Na が 1.71、Mg が 0.26、Al が 4.57、Si が 31.51、S が 0.13、K が 1.92、Ca が 8.29、Fe が 1.24 である。一方、鉄は A5338 鋼で比重 7.84 であり、その組成は重量パーセントで C が 0.25、Si が 0.225、P が 0.035、Mn が 1.325、Fe が 96.95、Ni が 0.55、Cu が 0.14、Mo が 0.525 である。

第 3.3 節の参考文献

- 1) Hubbell, H. H. : Photon Cross Section, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients from 10 keV to 100 GeV, Report NSRDS-NBS-29. National Bureau of Standards(1969).
- 2) Storm, E., and Israel, H. I. : Nucl. Data Tables A, 7, 565(1970).
- 3) Radiation Shielding Information Center Data Package DLC-136 PHOTX, Photon Interaction Cross Section Library, contributed by National Institute of Technology (1988).
- 4) Trubey, D. K., Berger, M. J., and Hubbell, J. H. : Photon Cross Section for ENPF/B-IV, Advances in Nuclear Computation and Radiation Shielding ANS Topical Meeting, April 9-13, 1989, Santa Fe, New Mexico.
- 5) Goldstein, H., and Wilkins, J. R. : USAEC Report, NYO-3075(1954)
- 6) American National Standard Gamma-Ray Attenuation Coefficients and Buildup Factors for Engineering Materials ANSI/ANS-6.4.3-1991, American Nuclear
- 7) White(Grotenstein), G. : Unpublished NBC Report, 1003(1952)
- 8) Simmons, G. L. : NBS Tech. Note, 748(1973)
- 9) Takeuchi, K., and Tanaka, S. : PALLAS-1D(VII), JAERI-M 84-214(1984)
- 10) Hubbell, J. H. : Int. J. App. Radiation and Isotope, 33, 1269(1982)
- 11) 播磨良子、田中俊一、坂本幸夫、平山英夫 : 日本原子力学会誌、31, 477(1989)
- 12) Hirayama, H., Tanaka, S., Sakamoto, Y., Subbaiah, K. V., and Harima, Y. : J. Nucl. Sci. Technol., 27, 524(1990)

- 13) Harima, Y., Trubey, D. K., Sakamoto, Y., Tanaka, S. : Nucl. Sci. Eng., 107, 385(1991)
- 14) Sakamoto, Y., Tanaka, S., and Harima, Y. : ibid., 100, 33(1988)
- 15) Harima, Y., Sakamoto, Y., Tanaka, S., and Kawai, M. : ibid., 94, 24 (1986)
- 16) Harima, Y., et al. : JAERI-M 86-071(1986)
- 17) Tanaka, S. and Suzuki, T. : Radio Isotope, 38, 42(1989)
- 18) 秦和夫、竹内清：ガンマ線遮蔽設計ハンドブック、328、日本原子力学会（1988）
- 19) Chilton, A. B., Huddleston, C. M. : Nucl. Sci. Eng. 17, 419(1963)
- 20) Raso, D. J. : "Monte Carlo Calculations on the Reflection and Transmission of Scattered Gamma Radiation," Technical Operations, Inc., Report No. TO-B61-39(1961)
- 21) Chilton, A. B., et. al. : Trans. Am. Nucl. Soc. 8, 656 (1965)
- 22) Davisson, C. M., Beach, L. A. : Trans. Am. Nucl. Soc. 5, 391 (1962)
- 23) 伊藤泰義：“アルベド法による屈曲ダクト放射線ストリーミング線量計算コード D U C T 7 9 とその精度、”船研報告24〔4〕（1987）
- 24) Selph, W. E. : "Neutron and gamma ray albedos," ORNL-RSIC-21 (1968)
- 25) Chapman, J. M., Huddleston, C. M. : Nucl. Sci. Eng. 25, 66(1966)
- 26) Chapman, J. M. : "Dose Attenuation Variation with Incident Gamma-Ray Energy in Two-Legged Concrete and Steel Ducts," NCEL-R-442 (1966)
- 27) Simmons, G. L. : "SAI/EPRI Albedo Information Library," EPRI NP-1017(1979)

表3.3.1 PHOT Xの鉛の光子断面積

E	EDGE	SCATCO	SCATIN	SCATKN	PHOT	PAIRAT	PAIREL	SIGTOT	ATMU	ATMUNC	ATMUKN		
1.50000E+4		1.138E+3	2.037E+1	5.157E+1	3.723E+4	0.0	0.0	3.839E+4	1.116E+2	1.083E+2	1.084E+2		
1.51999E+4		1.121E+3	2.052E+1	5.154E+1	3.594E+4	0.0	0.0	3.708E+4	1.078E+2	1.045E+2	1.046E+2		
1.52000E+4	L2	1.121E+3	2.052E+1	5.154E+1	4.996E+4	0.0	0.0	5.110E+4	1.485E+2	1.453E+2	1.453E+2		
1.58607E+4		1.068E+3	2.103E+1	5.142E+1	4.514E+4	0.0	0.0	4.623E+4	1.344E+2	1.313E+2	1.314E+2		
1.58608E+4	L1	1.068E+3	2.103E+1	5.142E+1	5.218E+4	0.0	0.0	5.327E+4	1.548E+2	1.517E+2	1.518E+2		
2.00000E+4		8.044E+2	2.373E+1	5.067E+1	2.889E+4	0.0	0.0	2.972E+4	8.637E+1	8.403E+1	8.411E+1		
3.00000E+4		4.738E+2	2.831E+1	4.899E+1	9.929E+3	0.0	0.0	1.043E+4	3.032E+1	2.894E+1	2.900E+1		
4.00000E+4	K	9.055E+1	3.416E+1	4.158E+1	5.324E+2	0.0	0.0	6.571E+2	1.910E+0	1.647E+0	1.668E+0		
5.00000E+4		8.80044E+4	9.055E+1	3.416E+1	4.158E+1	2.519E+3	0.0	0.0	2.644E+3	7.684E+0	7.420E+0	7.442E+0	
6.00000E+4		8.80045E+4	K	9.055E+1	3.416E+1	4.158E+1	2.509E+3	0.0	0.0	1.909E+3	5.549E+0	5.336E+0	5.355E+0
8.00000E+4		1.059E+2	3.414E+1	4.242E+1	6.924E+2	0.0	0.0	8.324E+2	2.419E+0	2.112E+0	2.135E+0		
1.00000E+5		7.320E+1	3.404E+1	4.041E+1	1.802E+3	0.0	0.0	1.387E+2	4.032E+1	3.733E+1	3.772E+1		
1.50000E+5		3.610E+1	3.263E+1	3.638E+1	6.244E+2	0.0	0.0	6.931E+2	2.015E+0	1.910E+0	1.921E+0		
2.00000E+5		2.154E+1	3.085E+1	3.333E+1	2.912E+2	0.0	0.0	3.436E+2	9.986E+1	9.360E+1	9.432E+1		
3.00000E+5		1.028E+1	2.765E+1	2.898E+1	1.008E+2	0.0	0.0	1.387E+2	4.032E+1	3.733E+1	3.772E+1		
4.00000E+5		6.008E+0	2.515E+1	2.597E+1	4.876E+1	0.0	0.0	7.992E+1	2.323E+1	2.148E+1	2.172E+1		
5.00000E+5		3.934E+0	2.317E+1	2.371E+1	2.841E+1	0.0	0.0	5.551E+1	1.613E+1	1.499E+1	1.514E+1		
6.00000E+5		2.773E+0	2.155E+1	2.193E+1	1.860E+1	0.0	0.0	4.292E+1	1.248E+1	1.167E+1	1.178E+1		
8.00000E+5		1.590E+0	1.905E+1	1.927E+1	9.878E+0	0.0	0.0	3.052E+1	8.870E+2	8.408E+2	8.472E+2		
1.00000E+6		1.029E+0	1.718E+1	1.732E+1	6.226E+0	0.0	0.0	2.443E+1	7.102E+2	6.803E+2	6.844E+2		
1.02200E+6		9.859E-1	1.701E+1	1.714E+1	5.959E+0	0.0	0.0	2.395E+1	6.962E+2	6.676E+2	6.713E+2		
1.25000E+6		6.642E-1	1.540E+1	1.548E+1	4.020E+0	1.301E-1	0.0	2.021E+1	5.875E+2	5.682E+2	5.705E+2		
1.50000E+6		4.636E-1	1.402E+1	1.407E+1	2.863E+0	6.215E-1	0.0	1.797E+1	5.222E+2	5.087E+2	5.102E+2		
2.00000E+6		2.624E-1	1.198E+1	1.200E+1	1.732E+0	1.875E+0	0.0	1.585E+1	4.606E+2	4.530E+2	4.536E+2		
2.04400E+6		2.513E-1	1.184E+1	1.185E+1	1.670E+0	1.985E+0	0.0	1.575E+1	4.576E+2	4.503E+2	4.506E+2		
3.00000E+6		1.172E-1	9.440E+0	9.436E+0	9.054E-1	4.102E+0	3.298E-3	1.457E+1	4.234E+2	4.200E+2	4.199E+2		
4.00000E+6		6.603E-2	7.879E+0	7.870E+0	5.927E-1	5.891E+0	1.344E-2	1.444E+1	4.197E+2	4.178E+2	4.175E+2		
5.00000E+6		4.230E-2	6.806E+0	6.795E+0	4.344E-1	7.389E+0	2.673E-2	1.470E+1	4.272E+2	4.260E+2	4.257E+2		
6.00000E+6		2.939E-2	6.017E+0	6.005E+0	3.404E-1	8.680E+0	4.098E-2	1.511E+1	4.391E+2	4.382E+2	4.379E+2		
7.00000E+6		2.160E-2	5.409E+0	5.396E+0	2.788E-1	9.816E+0	5.513E-2	1.558E+1	4.528E+2	4.522E+2	4.518E+2		
8.00000E+6		1.654E-2	4.923E+0	4.911E+0	2.355E-1	1.084E+1	6.882E-2	1.608E+1	4.675E+2	4.670E+2	4.667E+2		
9.00000E+6		1.307E-2	4.526E+0	4.513E+0	2.035E-1	1.177E+1	8.188E-2	1.659E+1	4.823E+2	4.819E+2	4.815E+2		
1.00000E+7		1.059E-2	4.193E+0	4.181E+0	1.790E-1	1.263E+1	9.427E-2	1.711E+1	4.972E+2	4.969E+2	4.965E+2		
1.10000E+7		8.750E-3	3.911E+0	3.899E+0	3.005E+0	3.404E-1	8.680E+0	4.098E-2	1.511E+1	4.391E+2	4.382E+2		
1.20000E+7		7.353E-3	3.668E+0	3.656E+0	1.440E-1	1.416E+1	1.170E-1	1.810E+1	5.260E+2	5.257E+2	5.254E+2		
1.30000E+7		6.266E-3	3.456E+0	3.444E+0	1.311E-1	1.485E+1	1.273E-1	1.857E+1	5.397E+2	5.392E+2	5.392E+2		
1.40000E+7		5.403E-3	3.270E+0	3.258E+0	1.203E-1	1.550E+1	1.372E-1	1.903E+1	5.532E+2	5.530E+2	5.527E+2		
1.50000E+7		4.707E-3	3.104E+0	3.092E+0	1.111E-1	1.610E+1	1.464E+1	1.947E+1	5.658E+2	5.656E+2	5.653E+2		

表3.3.2 PHOXとNSRDS-NBS-29の鉛の光子断面積の比較

edge	E (MeV)	σ_{NS} (cm ² /g)	NSRDS-NBS-29			PHOTX		
			Photo effect (cm ² /g)	Pair creation (cm ² /g)	Total (cm ² /g)	Photo effect (cm ² /g)	Pair creation (cm ² /g)	Total (cm ² /g)
L3	1.00-2	1.53-1	1.28±2		1.28±2	1.256±2		1.258±2
	1.30-2	1.51-1	6.40±1		6.41±1	6.310±1		6.325±1
	1.30-2	1.51-1	1.62±2		1.62±2	1.582±2		1.583±2
	1.50-2	1.50-1	1.12±2		1.12±2	1.082±2		1.084±2
	1.52-2	1.50-1	1.09±2		1.09±2	1.045±2		1.046±2
L2	1.52-2	1.50-1	1.42±2		1.43±2	1.452±2		1.454±2
	1.59-2	1.49-1	1.27±2		1.27±2	1.312±2		1.313±2
	1.59-2	1.49-1	1.54±2		1.54±2	1.517±2		1.518±2
	2.00-2	1.47-1	8.31±1		8.34±1	8.397±1		8.411±1
	3.00-2	1.42-1	2.82±1		2.84±1	2.886±1		2.900±1
K	4.00-2	1.38-1	1.30±1		1.31±1	1.335±1		1.349±1
	5.00-2	1.34-1	7.09±0		7.22±0	7.292±0		7.426±0
	6.00-2	1.30-1	4.30±0		4.43±0	4.432±0		4.562±0
	8.00-2	1.23-1	1.95±0		2.07±0	2.012±0		2.136±0
	8.80-2	1.21-1	1.50±0		1.62±0	1.547±0		1.668±0
L1	8.80-2	1.21-1	7.12±0		7.23±0	7.321±0		7.442±0
	1.00-1	1.17-1	5.12±0		5.23±0	5.237±0		5.355±0
	1.50-1	1.06-1	1.79±0		1.89±0	1.815±0		1.920±0
	2.00-1	9.68-2	8.49-1		9.45-1	8.463-1		9.432-1
	3.00-1	8.43-2	2.99-1		3.83-1	2.930-1		3.772-1
L1	4.00-1	7.56-2	1.44-1		2.20-1	1.417-1		2.172-1
	5.00-1	6.89-2	8.49-2		1.54-1	8.257-2		1.515-1
	6.00-1	6.37-2	5.58-2		1.20-1	5.406-2		1.178-1
	8.00-1	5.61-2	2.97-2		8.56-2	2.871-2		8.472-2
	1.00±0	5.03-2	1.86-2		6.90-2	1.810-2		6.843-2
L1	1.50±0	4.09-2	8.40-3	1.65-3	5.10-2	8.321-3	1.806-3	5.102-2
	2.00±0	3.49-2	5.15-3	4.94-3	4.50-2	5.034-3	5.449-3	4.536-2
	3.00±0	2.75-2	2.66-3	1.15-2	4.16-2	2.631-3	1.193-2	4.199-2
	4.00±0	2.29-2	1.71-3	1.68-2	4.14-2	1.723-3	1.716-2	4.176-2
	5.00±0	1.98-2	1.26-3	2.13-2	4.24-2	1.263-3	2.155-2	4.256-2
L1	6.00±0	1.75-2	9.77-4	2.49-2	4.34-2	9.893-4	2.535-2	4.379-2
	8.00±0	1.43-2	6.72-4	3.07-2	4.59-2	6.845-4	3.171-2	4.666-2
	1.00±1	1.22-2	5.17-4	3.57-2	4.84-2	5.202-4	3.698-2	4.965-2
	1.50±1	8.99-3	3.26-4	4.55-2	5.48-2	3.229-4	4.722-2	5.653-2

表3.3.3 C-Hの半経験式におけるコンクリートのC及びC' ⁽¹⁹⁾

E (MeV)	C	C'
0.2	0.0221±0.0018	0.0356±0.0033
0.5	0.0336±0.0016	0.0220±0.0012
1	0.0547±0.0020	0.0111±0.0007
2	0.0869±0.0027	0.0077±0.0004
4	0.1238±0.0046	0.0076±0.0003
6	0.1490±0.0065	0.0075±0.0003
10	0.1660±0.0084	0.0070±0.0002

表3.3.4 C-Hの半経験式におけるコンクリートのC及びC' ⁽²¹⁾
(モンテカルロ計算値に一致させた結果)

E (MeV)	C	C'
Water		
0.2	-0.0187+0.0027	0.1327+0.0054
0.662	0.0309+0.0047	0.0253+0.0034
1.00	0.0470+0.0053	0.0151+0.0025
2.50	0.0995+0.0068	0.0058+0.0010
6.13	0.1861+0.0107	0.0035+0.0005
Concrete		
0.2	0.0023+0.0033	0.0737+0.0065
0.662	0.0347+0.0050	0.0197+0.0035
1.00	0.0503+0.0056	0.0118+0.0025
2.50	0.0999+0.0078	0.0051+0.0011
6.13	0.1717+0.0103	0.0048+0.0005
Iron		
0.2	0.0272+0.0033	-0.0100+0.0062
0.662	0.0430+0.0045	0.0063+0.0030
1.00	0.0555+0.0049	0.0045+0.0021
2.50	0.1009+0.0073	0.0044+0.0010
6.13	0.1447+0.0101	0.0077+0.0006
Lead		
0.2	0.0044+0.0002	-0.0050+0.0004
0.412	0.0044+0.0002	-0.0065*
0.662	0.0308+0.0015	-0.0046*
1.00	0.0452+0.0013	-0.0083+0.0004
1.25	0.0452+0.0013	-0.00215*
2.50	0.0882+0.0014	0.0001+0.0002
6.13	0.1126+0.0048	0.0063+0.0003

*) データは文献23からとった。

表3.3.5 ガンマ線全個数アルベド(反射個数カレント／入射個数カレント) ²⁷⁾

入射エネルギー (MeV)	コントラクト				鉄					
	0.974**	0.865	0.679	0.433	0.149	0.974	0.865	0.679	0.433	0.149
1.00E+01*	0.1884	0.2050	0.2530	0.3719	0.6627	0.2365	0.2578	0.3119	0.4326	0.7126
8.00E+00	0.1699	0.1857	0.2323	0.3463	0.6140	0.1920	0.2101	0.2588	0.3710	0.6340
6.00E+00	0.1656	0.1819	0.2289	0.3412	0.5958	0.1716	0.1883	0.2347	0.3425	0.5937
5.00E+00	0.1646	0.1817	0.2294	0.3406	0.5846	0.1551	0.1709	0.2156	0.3197	0.4462
4.00E+00	0.1668	0.1849	0.2339	0.3439	0.5751	0.1386	0.1538	0.1972	0.2973	0.4154
3.00E+00	0.1730	0.1924	0.2430	0.3519	0.5719	0.1282	0.1433	0.1862	0.2835	0.3919
2.50E+00	0.1821	0.2028	0.2547	0.3629	0.5739	0.1233	0.1389	0.1817	0.2774	0.3768
2.00E+00	0.1981	0.2202	0.2736	0.3804	0.5809	0.1238	0.1398	0.1834	0.2775	0.3641
1.50E+00	0.2247	0.2486	0.3034	0.4077	0.5929	0.1332	0.1503	0.1950	0.2876	0.3540
1.00E+00	0.2588	0.2839	0.3390	0.4394	0.6104	0.1502	0.1690	0.2147	0.3037	0.3453
7.00E-01	0.2919	0.3171	0.3708	0.4656	0.6238	0.1665	0.1848	0.2286	0.3132	0.3293
4.50E-01	0.3203	0.3444	0.3945	0.4822	0.6282	0.1726	0.1898	0.2275	0.2139	0.2917
3.00E-01	0.3195	0.3424	0.3891	0.4702	0.6067	0.1307	0.1448	0.1761	0.1476	0.1978
1.50E-01	0.2695	0.2885	0.3279	0.3991	0.5286	0.0363	0.0388	0.0443	0.0542	0.0703
1.00E-01	0.2005	0.2150	0.2460	0.3040	0.4205	0.0123	0.0129	0.0141	0.0163	0.0198
7.00E-02	0.1298	0.1384	0.1572	0.1950	0.2171	0.0030	0.0031	0.0032	0.0035	
4.50E-02	0.0547	0.0582	0.0661	0.0828	0.0746	0.0004	0.0004	0.0004	0.0004	
1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*	1.00E+01*

1.00E+01* : グループ (10MeV - 8 MeV)
0.974** : 入射角の余弦

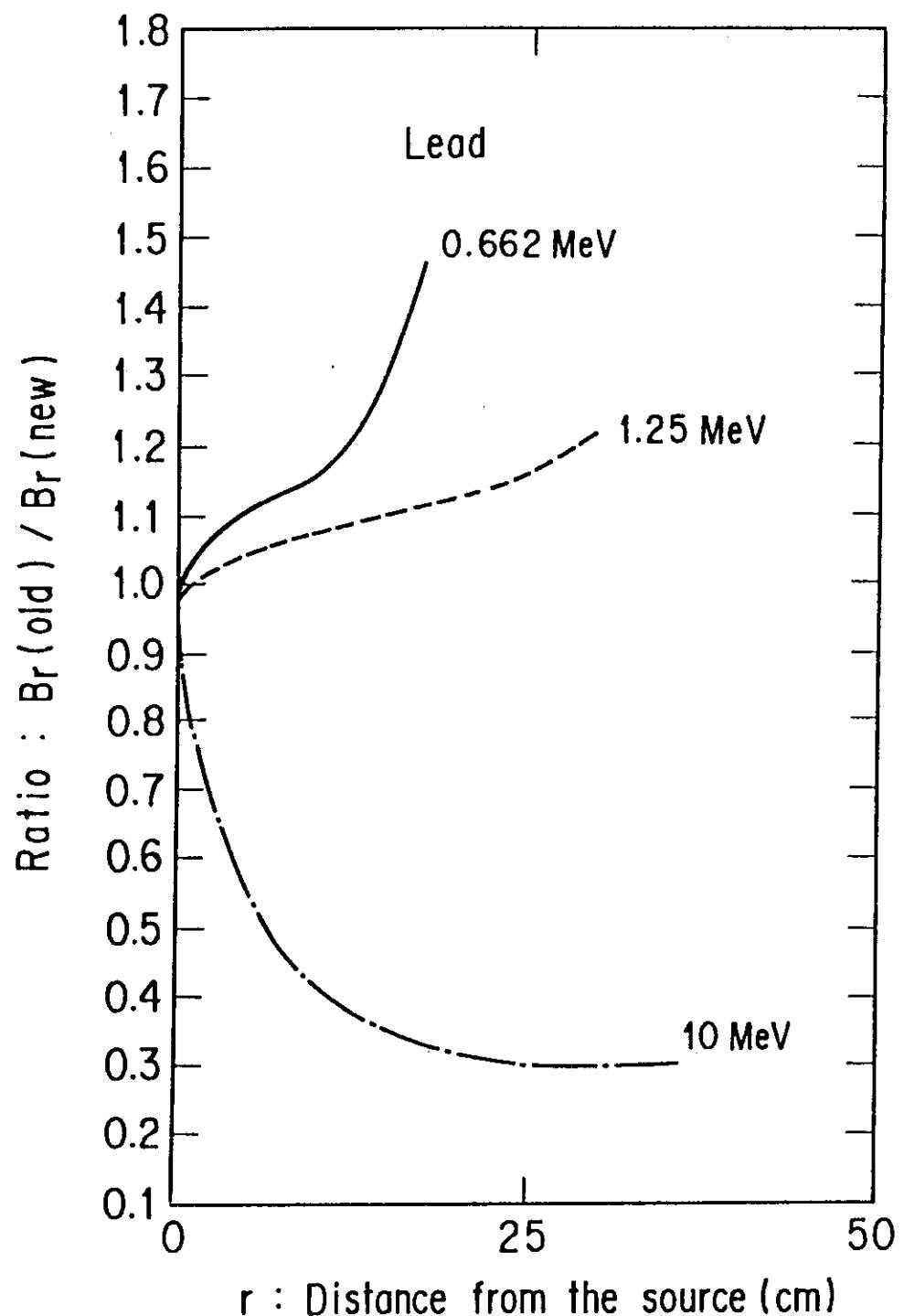


図3.3.1 新(ANS-6.4.3)旧(NYO-3075)のビルドアップ係数の比較(鉛)

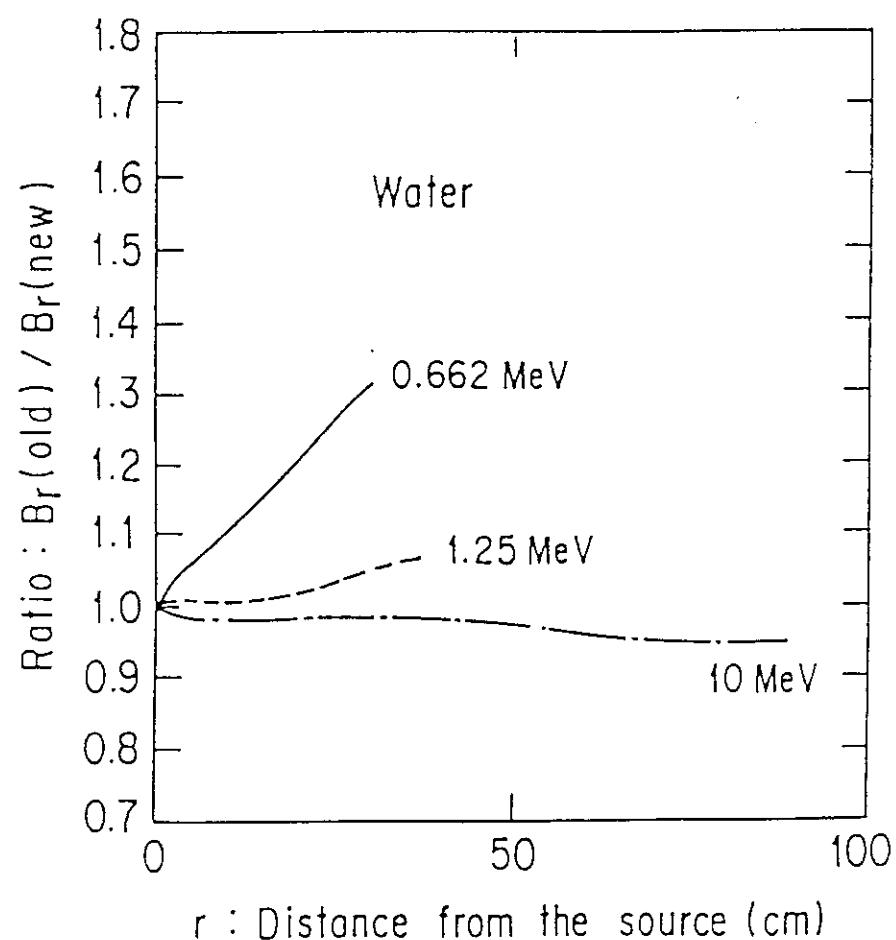


図3.3.2 新(ANS-6.4.3)旧(NYO-3075)の
水のビルドアップ係数の比較

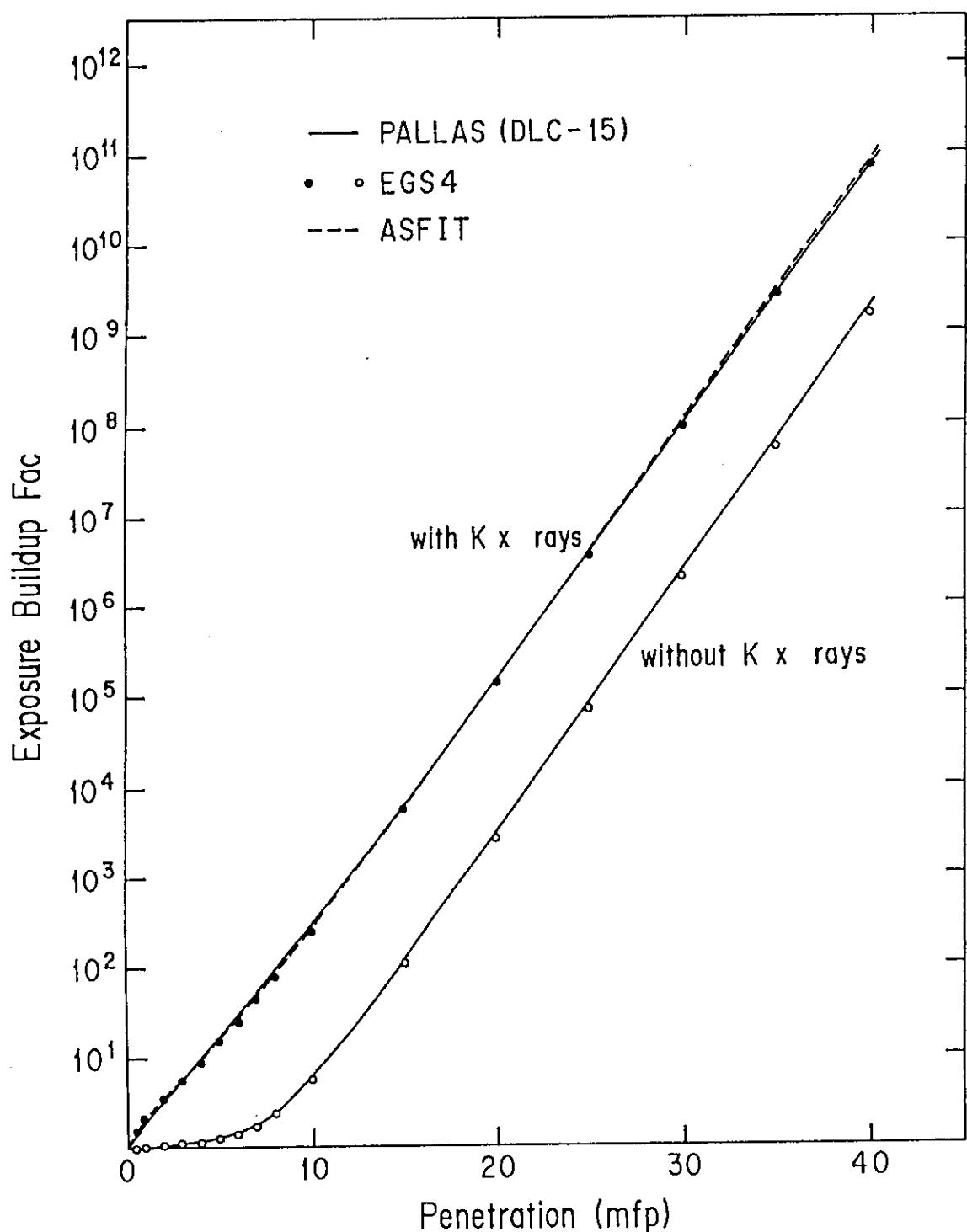


図 3.3.3 0.1MeV点等方線源に対しK X線を考慮した／しない場合の照射ビルドアップ係数の比較 (PALLAS (DLC-15), EGS4, ASFITコードによる鉛の計算)

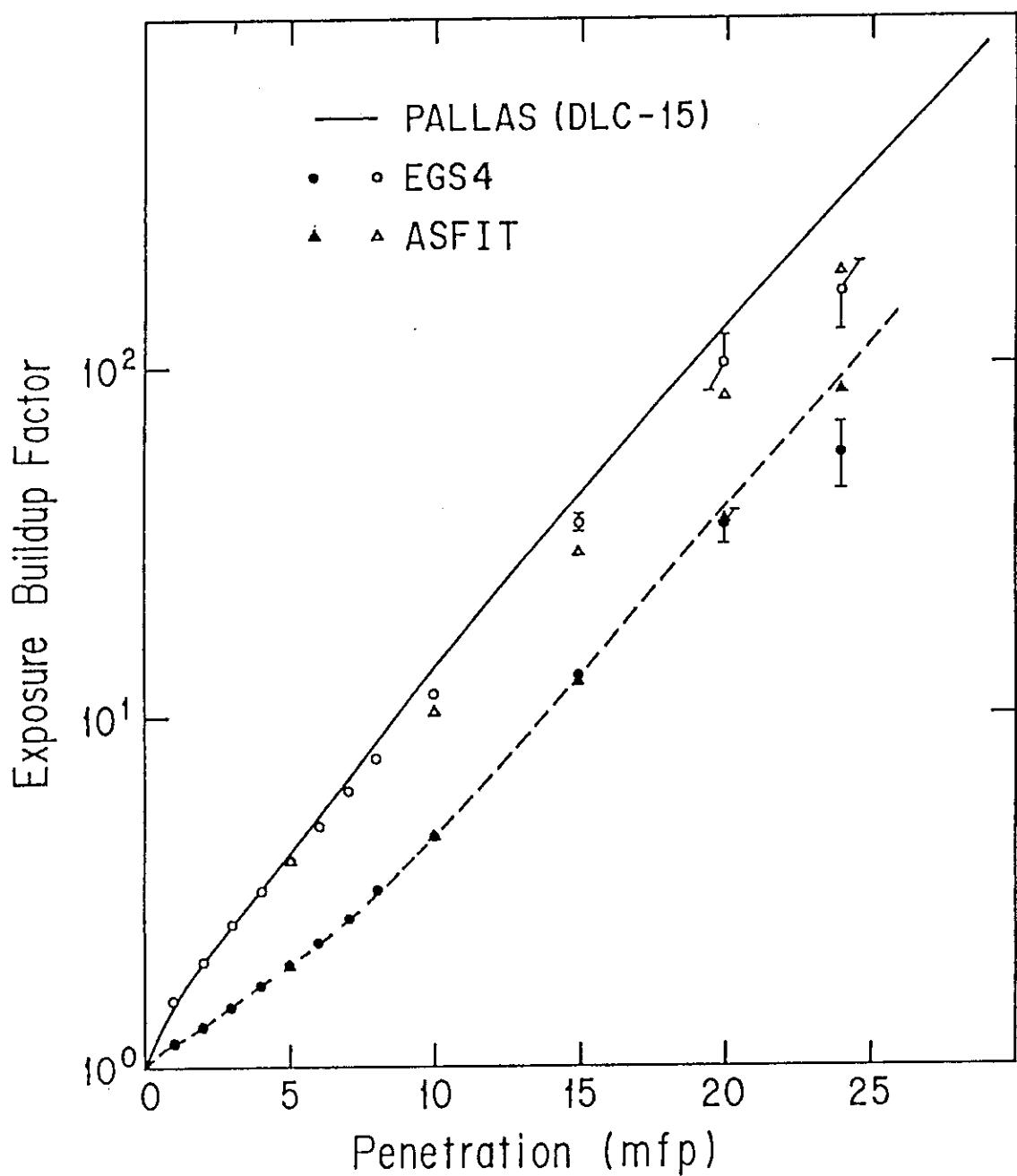


図3.3.4 10 MeV点等方線源に対し制動輻射線を考慮した／しない場合の照射ビルドアップ係数の比較 (PALLAS (DLC-15), EGS4, ASFiTコードによる鉛の計算)

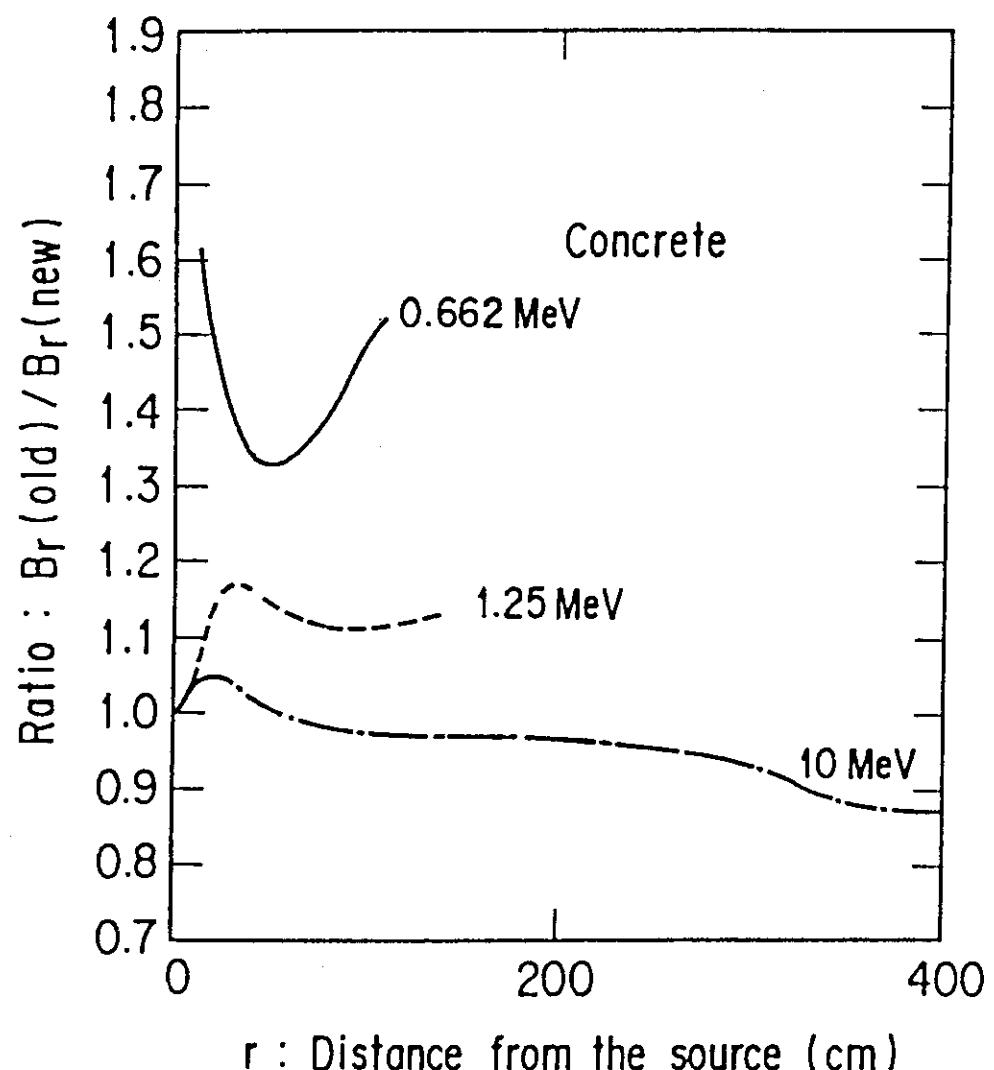


図3.3.5 新(ANS-6.4.3)旧(NYO-3075)のビルドアップ係数の比較
(コンクリート)

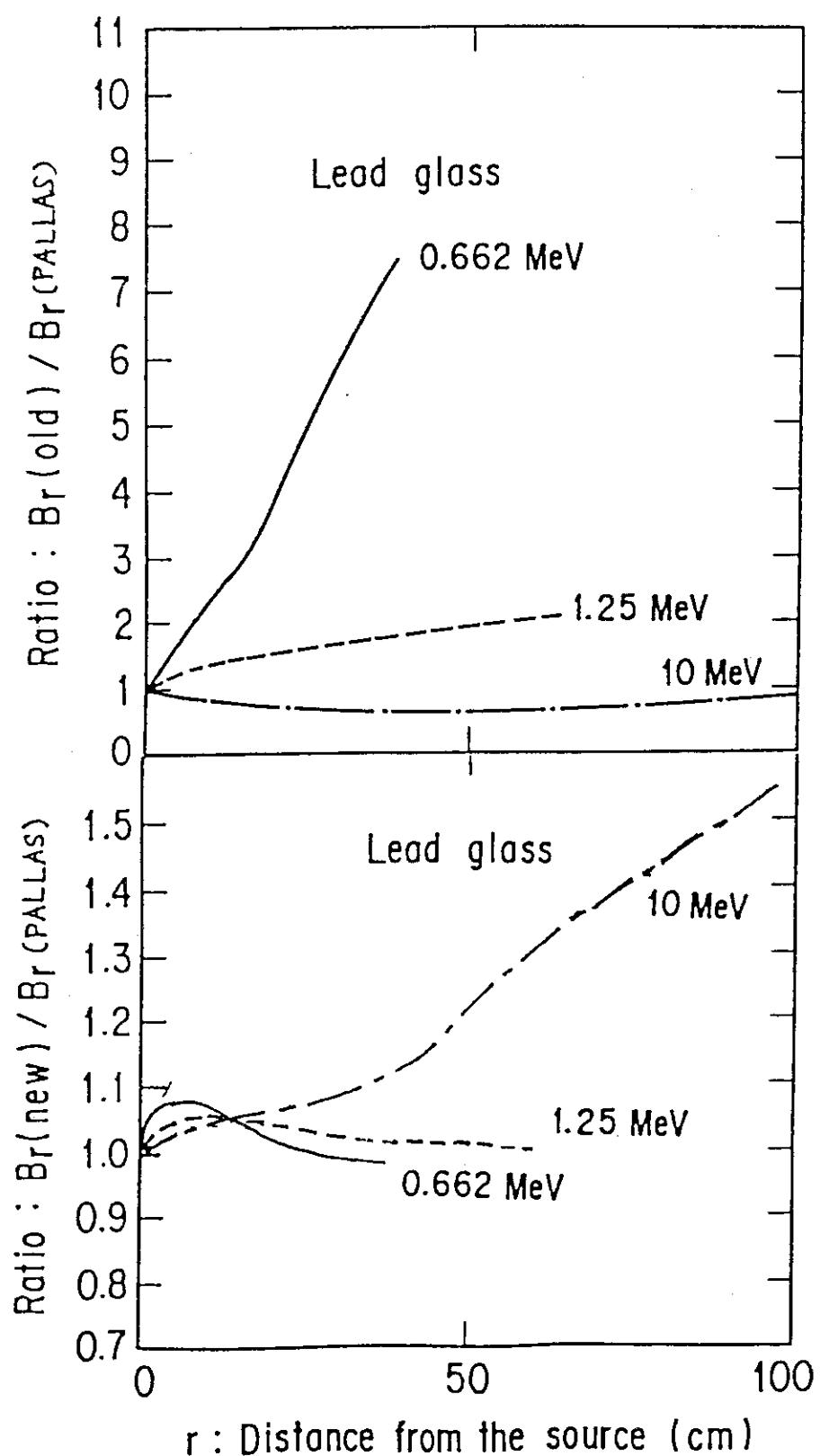


図3.3.6 新(ANS-6.4.3)旧(NYO-3075)のビルドアップ係数の
PALLASコードとの比較(鉛ガラス)

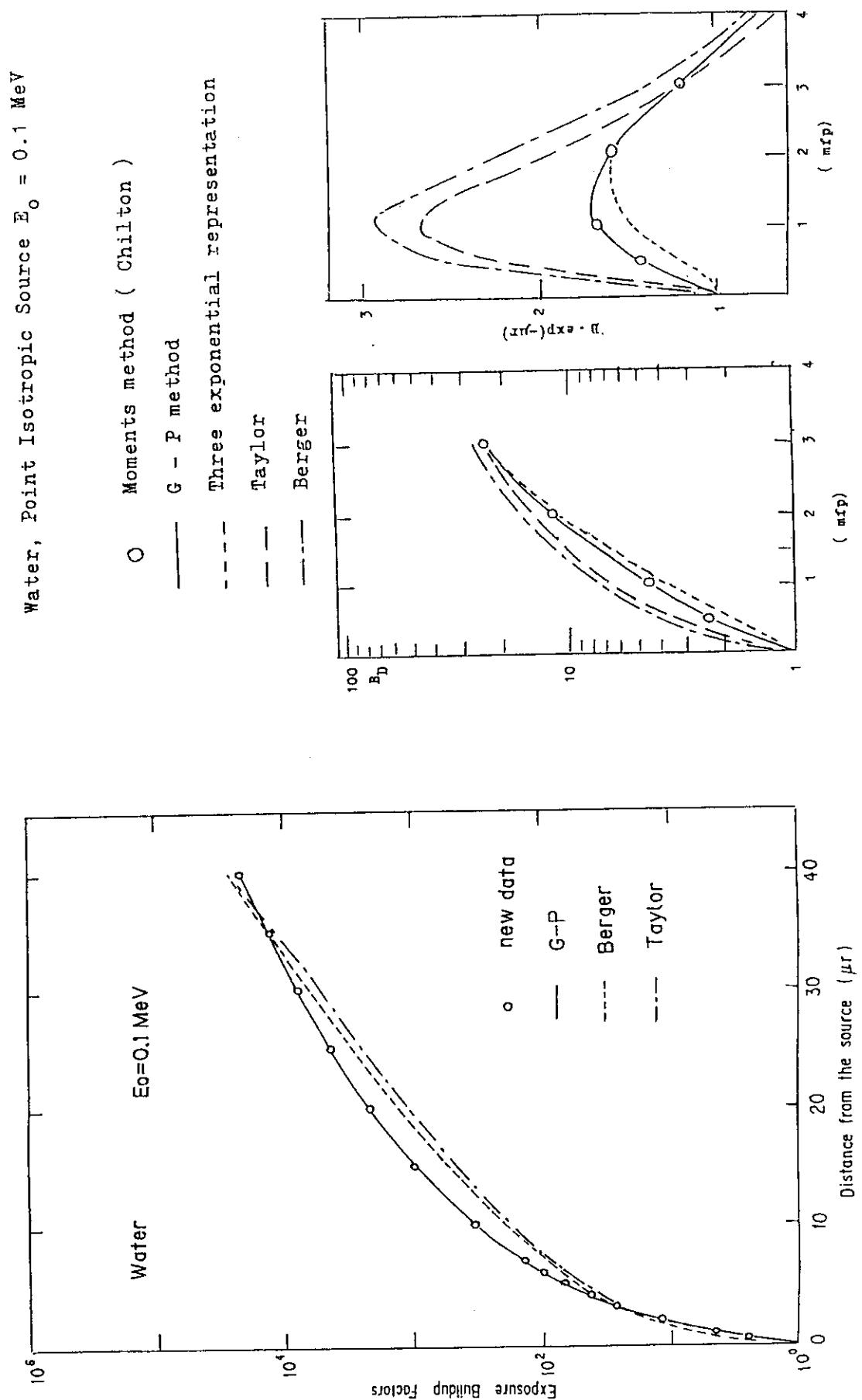


図3.3.7 ビルドアップ係数に関する各種フィッティング式の比較(水)

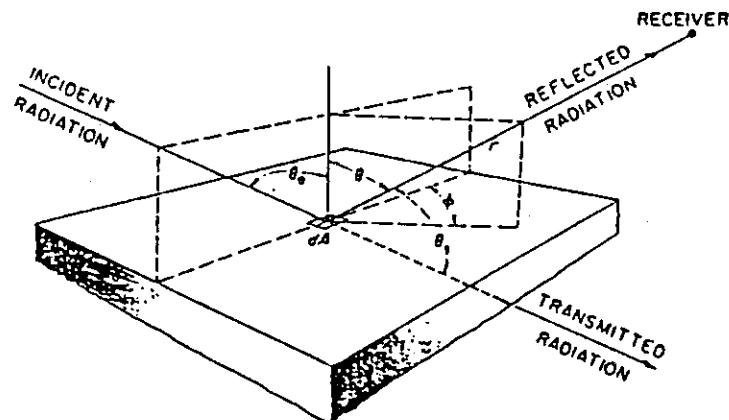


図3.3.8 アルベドの定義の説明図

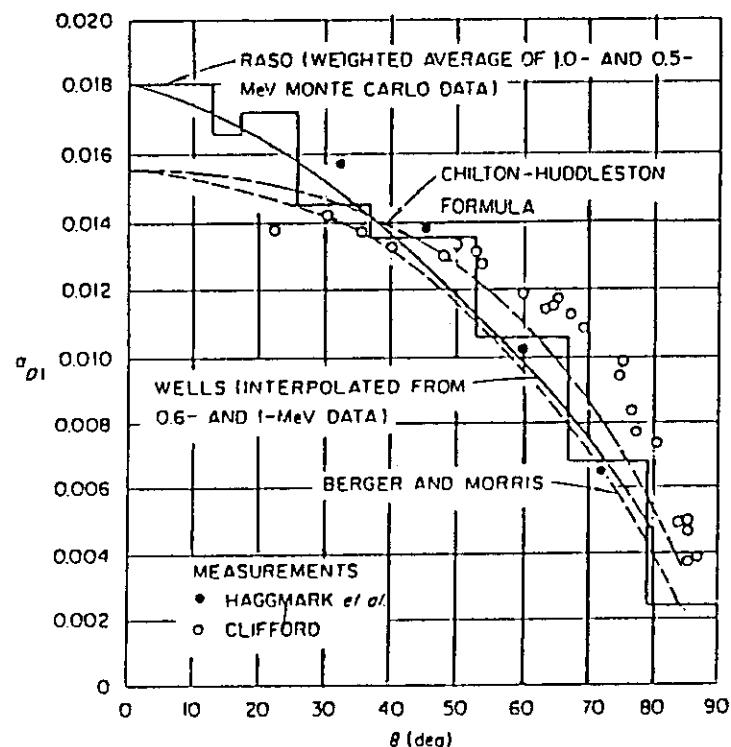


図3.3.9 C-Hの半経験式で計算した微分線量アルベドの他の計算や実験との比較。0.662MeVガンマ線のコンクリート板への垂直入射の場合

3.4 S n 輸送計算法

3.4.1 S n 法

S n 法は、1953年に米国ロスアラモス国立研究所（L A S L）のCarlson¹⁾ が開発した数値計算法で、体系を表示する座標と放射線粒子の進行方向を表す角度座標を離散化して、微分型のボルツマン輸送方程式を有限差分法で解く方法である。この数値解法は角度座標の離散化を単位球の表面においてN個の Segmentで分割することから、ディスクリートオーディネイト S n 法(Discrete-Ordinates S n method) または単に S n 法と呼ばれている。

線型のボルツマン輸送方程式は、体系における6次元位相空間の微小体積要素における粒子数の平衡状態を記述するもので、その微小体積要素において核分裂または他の体積要素からの散乱によって生成する粒子と、吸収または他の体積要素への漏洩あるいは散乱して消滅する粒子の差によって、その体積要素内の粒子数が決定される。

ここでは、簡単のため空間座標として球形状を考え、定常状態の輸送方程式を離散化する方法の概略を以下に示す。この条件において、微小の位相空間要素は原点からのスカラーリー距離 r と原点から点 \underline{r} へのベクトル方向と粒子の進行方向とのなす角度の方向余弦 μ ($\mu = (1/r) \underline{r} \cdot \underline{\Omega}$)、および粒子のエネルギー E の3つの変数で表示される。すなわち、

$$\text{微小位相空間要素} = dV \cdot d\mu \cdot dE = 4\pi r^2 dr d\mu dE \quad (3.4.1)$$

ここで、ある有限な半径、角度、エネルギーにおける有限差分要素は、(3.4.1)式を積分することによって求めることができる。

$$\text{有限差分要素} = V_I \Delta \mu_D \Delta E_G \quad (3.4.2)$$

$$= \frac{4\pi}{3} (r_{i+1}^3 - r_i^3) (\mu_{d+1} - \mu_d) (E_{g+1} - E_g) \quad (3.4.3)$$

ここで、添字 I は空間メッシュ番号、D は角度メッシュ番号、G はエネルギー群を示し、小文字はそれぞれの有限差分要素の境界における値を示す。

一次元球形状における定常状態のボルツマン輸送方程式は以下のように表示される。

$$\begin{aligned} & \frac{\mu}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} [r^2 \Phi(r, \mu, E)] + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial \mu} [(1 - \mu^2) \Phi(r, \mu, E)] + \Sigma_t(r, E) \Phi(r, \mu, E) \\ & = S(r, \mu, E) + \int_{-1}^{+1} \int_0^\infty \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \mu_0) \Phi(r, E', \mu') dE' d\mu' \end{aligned} \quad (3.4.4)$$

ここで、

$\Phi(r, \mu, E)$ = 半径 r における単位体積、 μ における単位角度余弦、エネルギー E における単位エネルギーに対する線束

$\Sigma_t(r, E)$ = 半径 r 、エネルギー E における巨視的全断面積

$\Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \mu_0) dE' d\mu'$

=エネルギー E' の粒子が散乱角余弦 μ_0 で散乱して、エネルギー E となる散乱断面積

$$\mu_0 = \text{散乱角の余弦} = \underline{\Omega} \cdot \underline{\Omega}'$$

$\underline{\Omega}, \underline{\Omega}'$ = 散乱後と散乱前の単位方向ベクトル

$S(r, \mu, E)$ = 単位体積、単位角度余弦、単位エネルギーにおける線源項
簡単のため、(3.4.4) 式の各項を以下のように書き直す。

$$T_1 + T_2 + T_3 = T_4 + T_5 \quad (3.4.5)$$

この各項に対して、以下のような積分オペレータを作用させて、(3.4.2) 式で与えられる有限差分要素における積分値を求める。

$$\text{積分オペレータ} = \int_{r \in V_I} \int_{\mu \in \Delta \mu_D} \int_{E \in \Delta E_G} 4\pi r^2 dr d\mu dE \quad (3.4.6)$$

散乱の角度依存性をルジャンドル関数の展開係数で表示し、積分を平均値の定理で近似すると、各項は以下のように変形される²⁾。

$$T_1 = \bar{\mu}_D \Delta \mu_D (A_{i+1} \Phi_{G,i+1,D} - A_i \Phi_{G,i,D}) \quad (3.4.7)$$

$$T_2 = (B_{l,d+1} \Phi_{G,l,d+1} - B_{l,d} \Phi_{G,l,d}) \quad (3.4.8)$$

$$T_3 = V_I \Delta \mu_D \Sigma_{G,I}^t \Phi_{G,l,D} \quad (3.4.9)$$

$$T_4 = V_I \Delta \mu_D S_{G,l,D} \quad (3.4.10)$$

$$T_5 = \frac{V_I \Delta \mu_D}{2} \sum_{G'=1}^L \sum_{n=0}^N P_n(\bar{\mu}_D) \Sigma_{G' \rightarrow G}^{n,I} \sum_{D'=1}^M \Phi_{G',l,D'} P_n(\bar{\mu}_{D'}) \Delta \mu_D \quad (3.4.11)$$

ここで、

$$A_i = 4\pi r_i^2 \quad (3.4.12)$$

$$B_{l,d+1} = B_{l,d} - \bar{\mu}_D \Delta \mu_D (A_{i+1} - A_i) \quad (3.4.13)$$

$$B_{l,M+1} = 0 \quad (3.4.14)$$

$$(\mu_{d+1}^2 - \mu_d^2) = 2\bar{\mu}_D \Delta \mu_D \quad (3.4.15)$$

$$V_I = \frac{4\pi}{3} (r_{i+1}^3 - r_i^3) \quad (3.4.16)$$

(3.4.7) ~ (3.4.11) 式を (3.4.4) 式の 5 つの項と置き換え、両辺を $\Delta \mu_D$ で割ると以下の式が得られる。

$$\begin{aligned} & \bar{\mu}_D (A_{i+1} \Phi_{G,i+1,D} - A_i \Phi_{G,i,D}) + \frac{1}{\Delta \mu_D} (B_{l,d+1} \Phi_{G,l,d+1} - B_{l,d} \Phi_{G,l,d}) + V_I \Sigma_{G,I}^t \Phi_{G,l,D} \\ & = V_I S_{G,l,D} + \frac{V_I}{2} \sum_{n=0}^N P_n(\bar{\mu}_D) \sum_{G'=1}^L \Sigma_{G' \rightarrow G}^{n,I(\text{mod})} \sum_{D'=1}^M \Phi_{G',l,D'} P_n(\bar{\mu}_{D'}) \Delta \mu_D. \end{aligned} \quad (3.4.17)$$

ここで、

$$\Sigma_{G' \rightarrow G}^{n,I(\text{mod})} = \Sigma_{G' \rightarrow G}^{n,I} + (2n+1)(\Sigma_{G,I}^t - \Sigma_{G,I}^{tn}) \delta_{G,G'} \quad (3.4.18)$$

$$\delta_{G,G} = \begin{cases} 1 & G=G \\ 0 & \text{otherwise} \end{cases} \quad (3.4.19)$$

(3.4.17) 式は一次元球形状のボルツマン輸送方程式から導いたが、実際には一般的な表式であり、(3.4.12) 式および(3.4.16) 式の A_i および V_i を以下のように定義することによって、他の幾何形状にも適用できる³⁾。

$$\begin{aligned} A_i &= 1.0 \\ V_i &= \Delta r_i \end{aligned} \quad \left. \right\} \text{一次元平板形状} \quad (3.4.20)$$

$$\begin{aligned} A_i &= 2\pi r_i \\ V_i &= \pi(r_{i+1}^2 - r_i^2) \end{aligned} \quad \left. \right\} \text{一次元円柱形状} \quad (3.4.21)$$

(3.4.17) 式は、各メッシュの中心点と境界点の両者における線束 Φ を含んでおり、このままでは解くべき未知数が多い。そのため、各メッシュの中心点と境界点における線束の値に対する適切な関係式を与える必要がある。この関係式として、ダイアモンド差分法⁴⁾ と呼ばれる有名な関係式がある。

$$\Phi_{G, i, D} = A \Phi_{G, i+1, D} + (1 - A) \Phi_{G, i, D} \quad (\text{for } \mu > 0) \quad (3.4.22)$$

$$\Phi_{G, i, D} = (1 - A) \Phi_{G, i+1, D} + A \Phi_{G, i, D} \quad (\text{for } \mu < 0) \quad (3.4.23)$$

$$\Phi_{G, i, D} = B \Phi_{G, i, d+1} + (1 - B) \Phi_{G, i, d} \quad (3.4.24)$$

ここで、A および B は定数であり、1/2 から 1 の範囲で任意に設定できる。しかし、 $A = B = 1/2$ と選ぶと、(3.4.22) 式と (3.4.23) 式は全ての μ に対して同一となる。図3.4.1 にこの条件を用いた空間メッシュと角度メッシュの関係を示す。これが一般的なダイアモンド差分方程式であり、この関係を用いると以下のように書き直すことができる。

$$\Phi_{G, i+1, D} = 2 \Phi_{G, i, D} - \Phi_{G, i-1, D} \quad (\text{for } \bar{\mu}_D > 0) \quad (3.4.25)$$

$$\Phi_{G, i, D} = 2 \Phi_{G, i, D} - \Phi_{G, i+1, D} \quad (\text{for } \bar{\mu}_D < 0) \quad (3.4.26)$$

$$\Phi_{G, i, d+1} = 2 \Phi_{G, i, D} - \Phi_{G, i, d} \quad (3.4.27)$$

この方程式は現在の S n 法による計算コードの最も基本的なものとなっている。これを各々の空間および角度メッシュについて解くためには、 $\mu_D > 0$ の場合と $\mu_D < 0$ との場合に分けて、(3.4.25) ~ (3.4.27) 式を組み合わせ、(3.4.17) 式に代入すると、 $\mu_D > 0$ の場合、中心点の線束 $\Phi_{G, i, D}$ は以下に示すように直接求めることができる。

$$\begin{aligned} \Phi_{G, i, D} &= [\bar{\mu}_D (A_{i+1} + A_i) \Phi_{G, i, D} + (1/\Delta\mu_D) (B_{i, d+1} + B_{i, d}) \Phi_{G, i, d} + V_i S'_{G, i, D}] \\ &\times [\bar{\mu}_D (2A_{i+1}) + (2B_{i, d+1}/\Delta\mu_D) + V_i \Sigma_{G, i}^t]^{-1} \end{aligned} \quad (3.4.28)$$

ここで、線源項 $S'_{G, i, D}$ は固定線源(fixed source)と全ての散乱により入射する線源(inscattering source)を含んでいる。

次に、得られた $\Phi_{G, i, D}$ を用いて、境界点の $\Phi_{G, i+1, D}$ と $\Phi_{G, i, d+1}$ を(3.4.25)式および(3.4.27)式より求める。そして、(3.4.28)式に代入して、隣接する空間メッシュ中心点の $\Phi_{G, i+1, D}$ を求める。この操作を繰り返すことにより、全ての線束を求めることができる。なお、体系の境界における値は、与えられた境界条件より決定される。また、最初の角度分点に対する初期値 $\Phi_{G, i, M}$ は $\mu = -1$ においてのみ、 $B_{i, D}$ を変形して得るか、もしくは(3.4.14)式のように $B_{i, M+1} = 0$ とすることにより与える。

S_n 法の基本的な計算処理アルゴリズムが理解できると、 S_n 計算法特有の問題点がより良く理解できるようになる。その一つは、負の線束の問題点である。先ず、体系中の任意の空間または角度メッシュで線束が急激に変化する場合を考える。これは、体系中に非常に強い吸収体が存在する場合もあり、また散乱の角度依存性が強い非等方性を示す場合にも当てはまる。このような場合、中心点で得られた $\Phi_{G, i, D}$ の値が、直前に計算した境界点の $\Phi_{G, i, D}$ あるいは $\Phi_{G, i, d}$ の値の $1/2$ 以下である時には、次に計算する境界点の $\Phi_{G, i+1, D}$ または $\Phi_{G, i, d+1}$ は(3.4.25)～(3.4.27)式より、負の値となる。この現象はダイアモンド差分の崩壊(diamond difference breakdown)と呼ばれ、一度この現象が生じると、もはや意味のない線束の正負の振動が現れる。

現在多くの S_n 計算コードでは、このような現象を回避するために、階段状の差分式(step difference equation)が選択できるようになっており、負の線束が生じた時にはダイアモンド差分法を自動的に中止して、ステップ差分法により線束を再計算する機能(negative flux fix-up procedure)が付加されている。

ステップ差分法では、(3.4.22)～(3.4.24)式において、 $A=B=1$ と設定することにより、以下に示すステップ差分式が得られる。

$$\Phi_{G, i+1, D} = \Phi_{G, i, D} \quad (\text{for } \bar{\mu}_D > 0) \quad (3.4.29)$$

$$\Phi_{G, i, D} = \Phi_{G, i, D} \quad (\text{for } \bar{\mu}_D < 0) \quad (3.4.30)$$

$$\Phi_{G, i, d+1} = \Phi_{G, i, D} \quad (3.4.31)$$

これを各々の空間および角度メッシュについて解くためには、ダイアモンド差分法の場合と同様に、 $\mu_D > 0$ の場合と、 $\mu_D < 0$ との場合に分けて、(3.4.29)～(3.4.31)式を組み合わせ、(3.4.17)式に代入する。 $\mu_D > 0$ の場合には、以下に示す中心点の線束 $\Phi_{G, i, D}$ が直接求められる。

$$\begin{aligned} \Phi_{G, i, D} = & \left[\bar{\mu}_D A_i \Phi_{G, i, D} + (1/\Delta\mu_D) (B_{i, d} \Phi_{G, i, d}) + V_i S_{G, i, D}^i \right] \\ & \times [\bar{\mu}_D A_{i+1} + (B_{i, d+1}/\Delta\mu_D) + V_i \Sigma_{G, i}^t]^{-1} \end{aligned} \quad (3.4.32)$$

次に、得られた $\Phi_{G, i, D}$ を用いて、境界点の $\Phi_{G, i+1, D}$ と $\Phi_{G, i, d+1}$ を(3.4.29)式および(3.4.31)式より求める。そして、(3.4.32)式に代入して、隣接する空間メッシュ中心点の $\Phi_{G, i+1, D}$ を求める。この操作を繰り返すことにより、全ての線束

を求めることができる。このように、ステップ差分式は線源項が正值であればどのようなメッシュを採用しても必ず正の線束を与える。しかし、一般的なダイアモンド差分式と比較すると計算精度は決して良くないため、できるだけこの方法に頼らず、空間メッシュ、角度メッシュ、エネルギー群数およびその他のパラメータを適切に調整することにより、この問題点を解決することが望ましい。

また、負の線束の発生をできるだけ避け、しかもステップ差分による誤差を低減するため、上記のAおよびBを適当な値とする重み付き差分 (weighted difference) を選択できる計算コードもある。

しかしながら、空間メッシュ、角度メッシュ、エネルギー群数およびその他のパラメータを適切に調整しても、この問題点を解決できない場合がある。それは、有限項ルジャンドル展開法による問題点である。

(3.4.17) 式で示されているように、線源項には散乱により得られる散乱線源がある。その角度依存性を有限のルジャンドル展開次数で打切っている場合で、かつ非等方散乱が顕著な場合は、この線源項がある特定の角度メッシュで負値となるため、上記のnegative flux fix-up procedureは意味を持たず、負の線束の発生を阻止できない。また、計算機の外部記憶容量を節約するため、得られた角度線束を同様な有限項のルジャンドル展開係数で展開し、再度用いているため、非等方散乱が顕著な体系ではしばしば負の線束が発生する。

最近では、この問題点を根本的に解決するために、 S_n 輸送計算法でルジャンドル展開法を全く用いず、エネルギーと角度の関係を厳密なDDX(double differential cross section)形式で直接取扱う S_n 輸送計算コードD I A C⁵⁾、E S P R I T⁵⁾、N I T R A N⁶⁾、A N I S N - D D⁷⁾、D O T - D D⁷⁾等が開発され、その有効性が確認されている。

また、 S_n 法では S_n 分点セットと呼ばれる、離散角度分点の選択も計算精度を決定する重要な要因である。一般的に、ある特定の問題に対して、最も適切で正確な結果を与える S_n 分点セットは存在しない。それは問題依存であり、幾何形状、物質の組合せ、エネルギー群構造、空間メッシュの大きさ等で変化するためである。

S_n 分点セットの離散角度方向およびその立体角要素である重みは、一般的に単位球をデカルト座標の3面で切った1/8球で完全に球対称となるように選ばれたものが多い。この選択は、境界条件として反射境界条件を用いる場合に必要となるため、絶対に必要な条件ではない。そのため、問題に適合した S_n 分点セットを使用者が設定できるように、多くの S_n 計算コードでは入力データとして与えることができる。

この S_n 分点セットの求め方については面積法 (area method)⁸⁾と呼ばれる洗練された方法がある。これは、単位球の座標軸に対して回転対称となるよう選ばれたセッ

トである。回転対称性については、三次元問題に対して完全対称 (full symmetry) セットが適切であり、二次元問題に対しては半対称 (half symmetry) セットが選択でき、一次元問題に対しては、非対称 (no symmetry) セットを選択できる。

S_n 分点の選択は、ストリーミング体系を問題とする場合に特に重要であり、粒子がストリーミングする方向に対して適切な S_n 分点を選択しないと、完全に過小評価することが知られている。また、ストリーミング体系でなくても、二次元以上の比較的大きな体系では ray effect と呼ばれる線束の空間脈動が線源から遠い場所で生じる。これらの問題点を解決するためには、 S_n の次数を多くすると共に、特定の方向に対して角度分点を多く採った、バイアスされた S_n 分点セットが良く採用されている。また、ray effect を防止するために、初期衝突線源 (first collision source) を用いる場合もある。

S_n 計算コードには上述した注意点の他に、収束性の問題がある。これは、 S_n 計算法の計算手順における反復解法 (iterative procedure) から生じるものである。

遮蔽解析で粒子の輸送を計算する場合は、粒子は散乱により高いエネルギーから低いエネルギーに減速される。そのため、計算は中性子の最も高いエネルギー群から始め、順次低いエネルギー群に移行する。ガンマ線の輸送も同時に計算する場合は、中性子の最も低いエネルギー群の計算を終了した後、ガンマ線の最も高いエネルギー群から始め、順次低いエネルギー群に移行する。これは、中性子の放射捕獲反応あるいは弾性散乱外反応による二次ガンマ線の生成が全ての中性子エネルギーで生じる可能性があるためである。このエネルギー群による繰り返しは計算の一番外側のループとなるが、核分裂による中性子発生がある体系または上方散乱を考慮する問題では、さらに outer iteration と呼ばれる反復ループが実行される。

角度メッシュに対する計算は、 $\mu = -1$ に対応した角度分点 1 より開始し、最大角度分点 M まで漸近的に求める。その後、空間メッシュに対する計算を左側境界より右側境界まで行う。この計算手順の中で、同じエネルギー群に散乱する線源項 (within group scattering) は、そのエネルギー群の線束が完全に決定されないと求められない。そのため、エネルギー群内で反復 (inner iteration) させることにより求める。

この反復解法には多くの計算時間を要するので、種々の収束加速法が採用されている。良く用いられる方法としては SOR 法 (Successive Over Relaxation method) が有名である。詳細な説明は省略するが、その反復の過程において、それまでに得られている解の最新データによって残差を求め、それに適当な緩和係数 ω を乗じて前段のステップの解に修正量として加えることを繰り返す方法である。単純な問題の場合には、SOR 法の緩和係数 ω の値を求めることが理論的にも可能な場合があるが、一般的の問題の場合に ω を定めることは難しい。さらに、実際の問題で、どのように ω を

選んでも収束しないような例に合うこともしばしばある。

この手法を採用している S_n コードでは、この ω を入力データとしている場合が多いので、空間メッシュ、角度メッシュおよびエネルギー群構造等の各種パラメータを適切に調整しても収束しない場合は、この ω の値を調整する必要もある。また、粗メッシュ再釣合法 (Coarse Mesh Rebalance method) を採用した計算コードもある。これは、実際に計算するメッシュをあらかじめ粗いメッシュに分割しておき、その粗メッシュで計算した解を実際の細かいメッシュに対する計算の初期推定値 (initial guess) として採用する方法である。この場合も、粗メッシュの最適な分割法を一般的に求めることが難しい。

以上のように、 S_n 法による計算コードは種々の問題点があるが、またその有効性が大きいことも事実である。その有効性は以下に示す通りである。

- 1) どのような複雑な問題に対しても適切なモデル化を行うことにより、 S_n 法による計算は比較的容易に行うことができる。
- 2) S_n 法は決定論的手法であり、確率過程論的な統計誤差は生じない。特に、深層透過問題において、現状では確率論的手法は統計誤差が大きい。
- 3) 既に類似した問題に対する解が得られている場合は、その知識、経験が有効に活用できる。
- 4) 全ての空間、角度メッシュにおける線束が得られるので、計算結果の妥当性を判断するのが容易である。
- 5) 中性子、ガンマ線の結合計算も同一の手法で取扱える。特に、二次ガンマ線の寄与を評価することも簡単である。
- 6) 種々の問題に対応した群定数セットが用意されており、使用者はこの群定数セットを選択することにより、容易に計算を行うことができる。
- 7) 一次元体系では計算時間が速く、比較的経済的である。

このように、 S_n 法は種々のメリットがあるため、世界中で標準的な遮蔽安全解析手法として採用されている。表 3.4.1 には、現在日本国内で良く用いられている、公開された S_n 輸送計算コードの一覧を示した。

3.4.2 適用における注意点

前節に示したように、 S_n 法には種々の利点がある反面、空間及び角度メッシュの分割方法等を一般的に定めることが難しいと言う問題点も存在する。そのため、実際の問題における効率良い有効な使用法に対する指針が存在することが望まれるが、残念ながらこれらは問題依存であり、一般的な解答はないのが現状である。

従って以下に示す注意点は種々の問題に対する経験等から得られたもので、決して一

一般的な指針ではないことをあらかじめ注意して頂きたい。

1) 空間メッシュ分割について

一般的に S_n 法の空間メッシュ分割幅は 2 ~ 3 mfp 以内に設定することが望ましいと ANISN-W コードの説明書には記載されているが、注目する粒子との相互作用が大きく異なる物質の境界等ではさらに細かく設定する必要がある。その際にメッシュ幅を急激に変化させた場合より穏やかに変化させた場合の方が収束性が良いことがある。また、ガンマ線の計算の場合は 0.5 ~ 1 mfp 以内に設定することが望ましい。

2) 角度メッシュ分割について

一般的には、空間メッシュ幅の設定と同様に離散化された差分方程式を精度良く解くためには分割数は多く設定することが望ましい。しかしながら種々の制約もあるため、経験的には一次元形状で $8 < S_n < 32$ の範囲で設定される場合が多い。また、角度メッシュ分割数は使用する群定数のルジャンドル展開次数およびエネルギー群構造と相関があるため注意が必要である。また二次元以上の問題に対する角度分点は注目する方向にバイアスした分点セットが必要な場合がある。

3) 収束判定条件について

経験的には 10^{-4} 程度が用いられるが、精度を問題とする場合は 10^{-5} あるいはそれ以下の設定値が必要である。

4) エネルギー群構造について

使用する群定数を新規に作成して用いる場合は、エネルギー群構造の設定に十分注意する必要がある。特に透過の深い問題等では注目するエネルギースペクトルの変化を考慮して前に述べたように群内での反応率を保存するように群構造を決定する。経験的には共鳴の山谷を考慮して、断面積が大きく変化するエネルギー領域および中性子束に対する寄与が大きいエネルギー領域を細かく設定するが、一般的な解答はない。第 3.2 節に記した VITAMIN-C あるいは SSL90A/B の群構造が参考となる。

5) 群定数の縮約について

一次元計算で得られた中性子エネルギースペクトルを用いて、群定数を縮約し少数群として二次元以上の問題に適用する場合が多いが、その際に重要なことは、可能な限り多数群(100群以上)で計算を実施することが望ましい。また、この時に無限希釈断面積を Mixing Table 機能により混合する方法は採用しない。自己遮蔽効果は数 1000群以上で計算しない限り無視できない。

また、縮約定数は体系内のエネルギースペクトルの変化によって左右されるため、同じ物質であっても分割して領域依存縮約定数を作成する。経験的には鉄の深層透過の場合では 10cm ~ 20cm 程度の領域毎に分割する場合がある。また、異なる物質領域をまとめて均質化する場合はエネルギースペクトルの変化を考慮して注意深く決定する。

表 3.4.1 代表的な S n 法による輸送計算コード*

コード名	開発機関	幾何形状	特徴
ANISN-ORNL ⁹⁾	ORNL	1次元 平板・球・円柱	代表的な一次元 S n 計算コード DTF-IVを原型としている。
ANISN-W ¹⁰⁾	WH	1次元 平板・球・円柱	ANISN-ORNLの改良版
ANISN-JR ¹¹⁾	JAERI	1次元 平板・球・円柱	ANISN-ORNLの改良版 RADHEAT-V3コードシステムに組込まれている。
DOT3.5 ¹²⁾	ORNL	2次元 (X, Y), (R, Z), (R, θ)	代表的な二次元 S n 計算コード DOT, DOT II, DOT III の改良版
DOT4.2 ¹⁴⁾	ORNL	2次元 (X, Y), (R, Z), (R, θ)	DOT3.5の改良版
DOT4.3 ¹⁵⁾	ORNL	2次元 (X, Y), (R, Z), (R, θ)	DOTを原型としている
TWOTRAN II ¹⁷⁾	LASL	2次元 (X, Y), (R, Z), (R, θ)	代表的な二次元 S n 計算コード
TWOTRAN-SPHERE ¹⁸⁾	LASL	2次元 (X, Y), (R, Z), (R, θ)	TWOTRAN-IIの改良版
TRIDENT ¹⁹⁾	LASL	2次元 (X, Y), (R, Z),	三角メッシュによる二次元 S n 計算コード
TWODANT-SYS ²⁰⁾	LASL	1、2次元 (X, Y), (R, Z), (R, θ)	ONEDANT, TWODANT, TWOHEX の統合計算コードシステム
TORT ²¹⁾	ORNL	2、3次元 (X, Y, Z), (R, θ, Z)	代表的な三次元 S n 計算コード DOTを原型としている

* ここで示したコードは全て ORNL Radiation Shielding Information Centerに登録されており、日本国内では(財)原子力データセンターより入手できる。

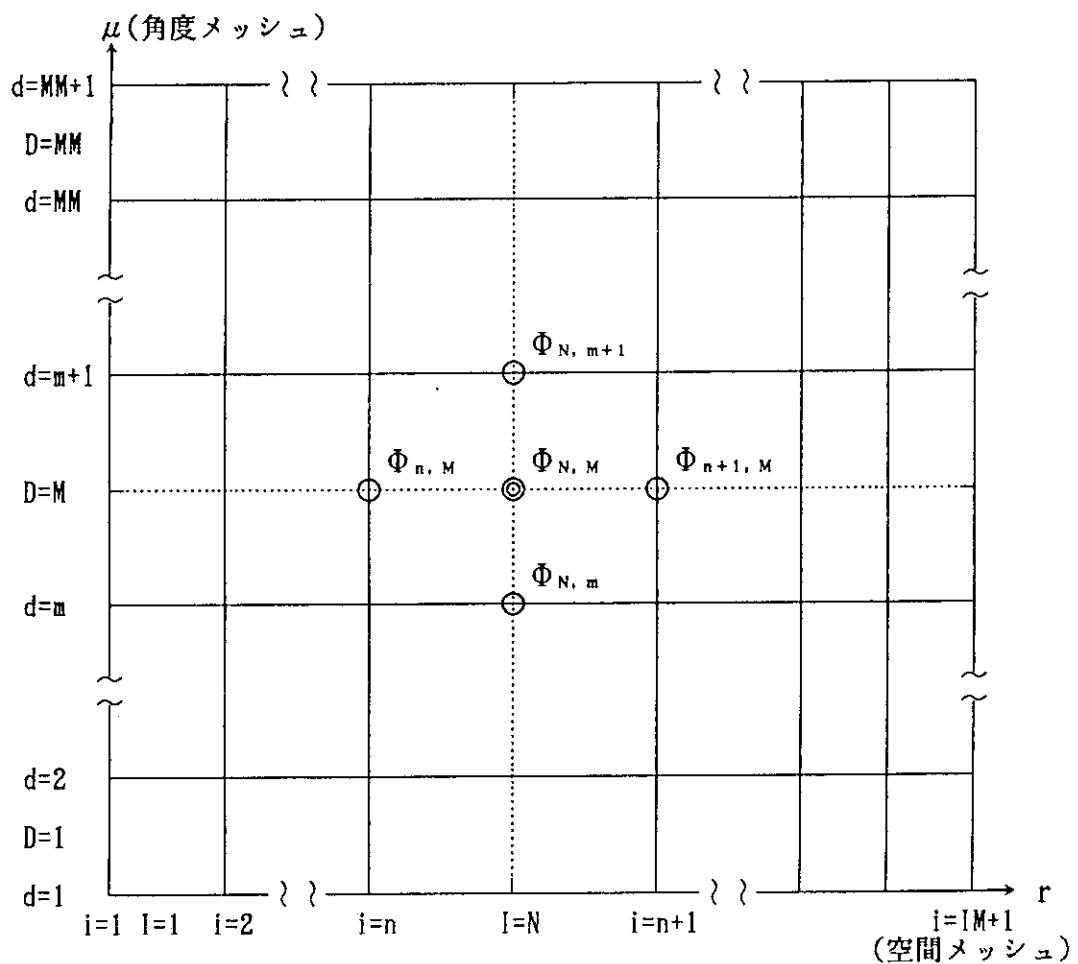


図3.4.1 一次元球形状における空間と角度メッシュのダイアモンド差分配率

第3.4節の参考文献

- 1) Carlson B.G. : "Solution of the Transport Equation by the Sn Method" , USAEC Report LA-1891 (1955)
- 2) Schaeffer N.M. (ed.) : "Reactor Shielding for Nuclear Engineers" , TID-25951, U. S. Atomic Energy Commission (1973)
- 3) Lathrop K.D. : "DTF-IV, A FORTRAN-IV Program for Solving the Multigroup Transport Equation with Anisotropic Scattering" , USAEC Report LA-3373 (1965)
- 4) Carlson B.G., Lee C.E., and Worlton J. : "The DSN and TDC Neutron Transport Codes" , USAEC Report LAMS-2346 (1960)
- 5) Yamano N., et al. : "RADHEAT-V4:A Code System to Generate Multigroup Constants and Analyze Radiation Transport for Shielding Safety Evaluation" , JAERI-1316 (1989). Computer codes are available from RSIC as CCC-300.
- 6) Takahashi A., Rusch D. : "Fast Rigorous Numerical Method for the Solution of the Anisotropic Neutron Transport Problem and the NITRAN system for Fusion Neutronics Application" , KfK 2832/ I, II (1979). Computer codes are available from RSIC as CCC-582.
- 7) Mori T., et al. : "One-, Two- and Three-Dimensional Transport Codes Using Multi-Group Double-Differential Form Cross Sections" , JAERI-1314 (1988)
- 8) Lee C.E. : "The Discrete Sn Approximation to Transport Theory" , USAEC Report LA-2595 (1962)
- 9) RSIC Computer Code Collection CCC-254/ANISN-ORNL, available from RSIC.
- 10) RSIC Computer Code Collection CCC-255/ANISN-W, available from RSIC.
- 11) Koyama K., et al. : "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport" , JAERI-M 7155 (1977). Computer codes are available from RSIC as CCC-300.
- 12) RSIC Computer Code Collection CCC-276/DOT 3.5, available from RSIC.
- 13) RSIC Computer Code Collection CCC-319/DOT 3.5E, available from RSIC.
- 14) RSIC Computer Code Collection CCC-320/DOT IV(4.2), available from RSIC.
- 15) RSIC Computer Code Collection CCC-429/DOT 4.3, available from RSIC.
- 16) RSIC Computer Code Collection CCC-484/DORT, available from RSIC.
- 17) RSIC Computer Code Collection CCC-222/TWOTRAN II, available from RSIC.
- 18) RSIC Computer Code Collection CCC-129, available from RSIC.
- 19) RSIC Computer Code Collection CCC-293/TRIDENT, available from RSIC.
- 20) RSIC Computer Code Collection CCC-456/TWODANT, available from RSIC.
- 21) RSIC Computer Code Collection CCC-543/TORT, available from RSIC.

3.5 モンテカルロ輸送計算法

ボルツマン輸送方程式をモンテカルロ法で解くには、その基礎になる微積分型方程式を積分型に変形する必要がある。本節では、しかし、この変形手続きは他書に譲ることとして、モンテカルロ法を適用できるところの積分方程式が与えられたものとし、それ以後の式の導出ならびにランダムウォークとの対応等について述べることにする。

ボルツマン輸送方程式をモンテカルロ法で解く計算コードにも、今日MCNPに代表される連続エネルギーコードとMORSE-CGに代表される多群エネルギーコードがあり、それぞれ特徴を持っている。

そこで、本節では積分型ボルツマン輸送方程式を連続エネルギーで解く場合と多群で解く場合において、ランダムウォークによって解を得るための関係式を対比させ、その相違ができるだけ明確にさせる。連続エネルギーモンテカルロ法では中性子と光子の輸送過程が異なった基礎過程に基づいているので、多少とも光子についても言及せざるを得ないが、多群エネルギーモンテカルロ法では両者は同じ基礎過程で扱えるので、特に中性子とか光子とか区別する必要はない。

モンテカルロ計算では一般的な計算の流れ、すなわち線源から検出器に向かって解くフォワード計算と同様、その逆に検出器側から線源に向かうアジョイント計算も比較的容易に取り扱えるので、この解法に対する基礎式についても取り上げることにする。

3.5.1 連続エネルギーボルツマン輸送方程式

(1) フォワードモードに対する連続エネルギー輸送方程式

ボルツマン輸送方程式を連続エネルギーで表した定常状態の積分型現出粒子密度方程式 (integral emergent particle density equation) は次式のように表される。⁽¹⁾

$$X(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) = S(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) + C(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}, E' \rightarrow E)T(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}', E')X(\bar{r}', \bar{\Omega}', E') \quad (3.5.1)$$

ここで、

- $T(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}, E)$: 輸送核
- $C(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}, E' \rightarrow E)$: 衝突核
- $S(\bar{r}, \bar{\Omega}, E)$: 線源項
- $X(\bar{r}, \bar{\Omega}, E)$: 現出粒子密度

輸送核

$$T(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}, E) = \int dR \Sigma t(\bar{r}, E) e^{-\beta(\bar{r}, R, \bar{\Omega}, E)} \quad (3.5.2)$$

衝突核

$$\begin{aligned} C(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}, E' \rightarrow E) &= \int dE \int d\bar{\Omega} \frac{\Sigma_s(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}, E' \rightarrow E)}{\Sigma_t(\bar{r}, E')} \\ &= \int dE \int d\bar{\Omega} \frac{\Sigma_s(\bar{r}, E')}{\Sigma_t(\bar{r}, E')} \cdot \frac{\Sigma_s(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}, E' \rightarrow E)}{\Sigma_s(\bar{r}, E')} \end{aligned} \quad (3.5.3)$$

ここで、

- Σ_t : 巨視的全断面積
 Σ_s : 巨視的散乱断面積
 \bar{r} : 位置ベクトル
 $\bar{\Omega}$: 方向ベクトル
 E : 粒子エネルギー

$$\beta(\bar{r}, R, \bar{\Omega}, E) = \int_0^R \Sigma_t(\bar{r} - R' \bar{\Omega}, E) dR'$$

(2) アジョイントモードに対する連続エネルギー輸送方程式

ボルツマン輸送方程式を連続エネルギー・アジョイントモードで解く積分型現出仮想粒子密度方程式 (integral emergent adjunction particle density equation) は次式のように書かれる。⁽¹⁾

$$\begin{aligned} G(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) &= P^\phi(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) \\ &+ C(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}, E' \rightarrow E) T(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}', E') G(\bar{r}', \bar{\Omega}', E') \end{aligned} \quad (3.5.4)$$

ここで、

$$\bar{\Omega} = -\bar{\Omega}'$$

$G(\bar{r}, \bar{\Omega}, E)$: 現出粒子密度に対応した量

$P^\phi(\bar{r}, \bar{\Omega}, E)$: レスポンス関数、例えば、線量当量換算係数で以下のような関係がある。

$$\int \int \int P^\phi(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) X(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) d\bar{r} d\bar{\Omega} dE = \int \int G(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) S(\bar{r}, \bar{\Omega}, E) d\bar{r} d\bar{\Omega} dE \quad (3.5.5)$$

3.5.2 多群ボルツマン輸送方程式

(1) フォワードモードに対する多群輸送方程式

ボルツマン輸送方程式を多群にした定常状態の積分型現出粒子密度方程式は次式のように表される。⁽²⁾

$$\begin{aligned} X_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) &= S_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) \\ &+ C_{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}) T_{g'}(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}') X_{g'}(\bar{r}', \bar{\Omega}') \end{aligned} \quad (3.5.6)$$

ここで、

$T_g(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}')$ 輸送核

$C_{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega})$ 衝突核

$S_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$: 線源項

$X_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$: 現出粒子密度

輸送核

$$T_g(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}) = \int_0^\infty dR \Sigma_t^g(\bar{r}) e^{-\beta_g(\bar{r}, R, \bar{\Omega})} \quad (3.5.7)$$

衝突核

$$\begin{aligned} C_{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}) &= \sum_{g'=g}^1 \int d\bar{\Omega} \frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega})}{\Sigma_t^g(\bar{r})} \\ &= \sum_{g'=g}^1 \int d\bar{\Omega} \frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r})}{\Sigma_t^{g'}(\bar{r})} \cdot \frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega})}{\Sigma_s^{g'}(\bar{r})} \end{aligned} \quad (3.5.8)$$

ここで、

g : g 番目のエネルギー群

$$\beta_g(\bar{r}, R, \bar{\Omega}) = \int_0^R \Sigma_t^g(\bar{r} - R, \bar{\Omega}) dR'$$

(2) アジョイントモードに対する多群輸送方程式

多群アジョイントモンテカルロ法による積分型現出仮想粒子密度方程式は次式のように書かれる。⁽²⁾

$$G_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) = P_G^g(\bar{r}, \bar{\Omega}) + C_{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega}) T_{g'}(\bar{r}' \rightarrow \bar{r}, \bar{\Omega}') G_{g'}(\bar{r}', \bar{\Omega}') \quad (3.5.9)$$

ここで、

$$\bar{\Omega} = -\bar{\Omega}$$

$G_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$: 現出粒子密度に対応した量

$P_G^g(\bar{r}, \bar{\Omega})$: レスポンス関数例えは、線量当量換算係数

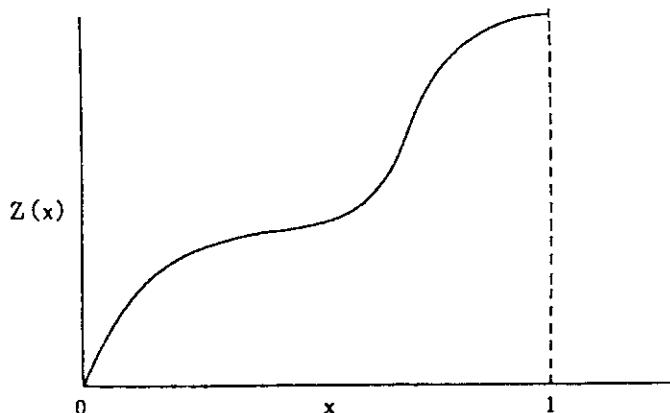
ボルツマン輸送方程式をモンテカルロ法で解くための式の導出、式の説明、ランダムウォークとの対応等については文献(1)、(2)、(3)、(4)に詳しく述べられている。

3.5.3 インポータンスサンプリング

インポータンスサンプリングという言葉は分散の低減のために不可欠である、と言われている。それでは、なぜ分散の低減に役立つかを説明する。

次のような積分を考える。

$$J = \int_0^1 Z(x) dx$$



インポータンスサンプリングはまずインポータンス関数 $f(x)$ を導入することから始まる。すなわち、

$$J = \int_0^1 \frac{Z(x)}{f(x)} f(x) dx = \int_0^1 g(x) f(x) dx = \int_0^1 g(x) dF(x)$$

ここで、

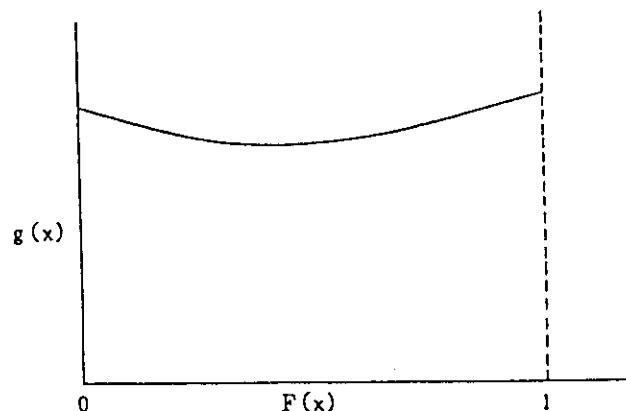
$$dF(x) = f(x) dx$$

$$F(x) = \int_0^1 f(x') dx'$$

インポータンスサンプリングの手順；

- 1) 亂数 ξ_j を $\{\xi_1, \xi_2, \dots, \xi_N\}$ から選定する。
- 2) $\xi_{i,j} \equiv F(x_j) = \int_0^{x_j} f(x') dx'$, のようにする。
- 3) $g(x_j) = \frac{Z(x_j)}{f(x_j)} \equiv g_j$ を求める。
- 4) g_j を $\sum_{i=1}^N g_i$ に加える。
- 5) 1)～4)をN回繰り返すと次のようになる。

$$\bar{g} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N g_i$$



したがって、 g_i の分散は次式によって計算される。

$$\sigma_{gi}^2 = \int_0^1 [g(x) - \bar{g}]^2 f(x) dx$$

あるいは、

$$\sigma_{gi}^2 \cong \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N [g(x_i) - \bar{g}]^2$$

また、平均値に対する分散は次のようにになる。

$$\sigma_g^2 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \sigma_{gi}^2$$

上式から分かるように、インポータンスサンプリングの分散は、 $Z(x) / f(x) = g(x)$ が一定に近ければ近い程小さくなる。もし、完全に一定であれば分散はゼロになる。すなわち、 $g(x)$ を矩形分布 (rectangular distribution) になるようにすべきである。

以上によって、適切な $f(x)$ を選定すれば分散が低減する、ということが理論的に分る。

3.5.4 モンテカルロ計算精度

モンテカルロ計算結果はサンプリングしたヒストリーからの寄与の平均である。したがって、モンテカルロ計算では得られた答と等しく、統計誤差あるいは不確定性なる量は重要である。

ここでは統計誤差として遮蔽計算に一般的に用いられている F S D (Fractional Standard Deviation) を取り上げる。

まず、モンテカルロ計算で得られる平均値 \bar{x} は次のように書かれる。

$$\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i$$

ここで、

$x_i = i$ 番目のランダムウォークからの全ての寄与であり、結果として、核分裂 (n, X_n)、(n, γ) を含む

$N =$ 問題各の発生ヒストリー数

モンテカルロ計算では標準偏差 S は N が大きい場合次のようにになる。

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2}{N-1} \cong \bar{x}^2 - \bar{x}^2$$

$$\bar{x}^2 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i^2$$

\bar{x} の分散は次のように表される。

$$S_{\bar{x}}^2 = S^2/N$$

一般にモンテカルロ法による遮蔽計算では計算結果は発生粒子1個当たりの量として規格化され、相対誤差すなわちFSDが表示される。

$$FSD \equiv S_{\bar{x}} / \bar{x}$$

FSDは統計精度を分数の形で表したもので便利な値である。Nが大きい場合には次式のように具体的に書かれる。

$$FSD = \left[\frac{1}{N} \left(\frac{\bar{x}^2}{\bar{x}^2} - 1 \right) \right]^{\frac{1}{2}} = \left[\frac{\sum_{i=1}^N x_i^2}{(\sum_{i=1}^N x_i)^2} - \frac{1}{N} \right]^{\frac{1}{2}}$$

上式において、 $x_i \neq 0$ で、かつ同じ値であればFSD = 0であり、 x_i が全てゼロであれば、FSD ≡ 0と定義する。

FSDの目安として次のようなものがある。これはMCNPコード⁽²⁾の解説書から引用した。

FSDの目安

<u>Range of FSD</u>	<u>Quality of the Tally</u>
0.5 to 1	Garbage
0.2 to 0.5	Factor of a few
0.1 to 0.2	Questionable
<0.10	Generally reliable
<0.05	Generally reliable for point detector

$$FSD = S_{\bar{x}} / \bar{x}$$

3.5.5 バイアス (biasing)

バイアスとは適当なインポータンス関数を用いて、より関心のある位相空間でより多くのランダムウォークを行い、意味のある答が得られるように人工的に促進する方法である。バイアスには必ず重みの補正が伴う。次に、従来の簡単なバイアスを紹介する。

(1) 線源バイアス

最も手近で簡単なバイアスは線源バイアスである。

円板線源を例にとり、 $I_s(R)$ を線源位置バイアス関数とすれば、バイアスした線源分布関数は、

$$\tilde{S}(R) = 2\pi R I_s(R) / \int_0^{R_0} 2\pi R I_s(R) dR$$

のようになり、一方、バイアスをしない物理的線源分布関数は次のように表される。

$$S(R) = 2\pi R / \int_0^{R_0} 2\pi R dR$$

ここで、 R_0 は円板線源の半径である。

線源粒子の発生位置は上式によって選定し、粒子の重み補正は次式で行う。

$$W_c = S(R) / \tilde{S}(R)$$

次に点等方線源を仮定し、ある特定の立体角方向に放出される粒子の確率を増大させてやりたいとする。点等方線源のバイアスのない物理的方向分布は次のように書かれる。

$$S(\Omega) = d\Omega / \int d\Omega$$

$I_s(\Omega)$ を線源方向バイアス関数とすれば、バイアスした線源方向分布関数は次式のようになる。

$$\tilde{S}(\Omega) I_s(\Omega) d\Omega / \int I_s(\Omega) d\Omega$$

線源粒子の発生方向は上式に従い、粒子の重み補正は次のようにする。

$$W_c = S(\Omega) / \tilde{S}(\Omega)$$

最後にエネルギーバイアスを調べる。この手法は、ある特定なエネルギー領域に放出される粒子の確率を増大させるために使用する。バイアスのない物理的エネルギー分布は次のように表される。

$$S_g = Q_g / \sum_{k=1}^G Q_k$$

ここで、 Q_g は g 群に対する線源発生確率。

I_s^g を線源エネルギーバイアス関数とすれば、バイアスした線源エネルギー分布関数は次式のように書かれる。

$$\tilde{S}_g = Q_g I_s^g / \sum_{k=1}^G Q_k I_s^k$$

線源粒子の発生エネルギーは上式に従って選定し、粒子の重み補正は以下のようにする。

$$W_c = S_g / \tilde{S}_g$$

(2) 散乱角確率バイアス

このバイアスは衝突点から検出器方向に向かって現出する粒子の確率を増大させる手法である。散乱角確率バイアス (probability angular biasing)にはポイントバリューガインポータンス関数として適切であるとされている。

(3) 飛程長バイアス

飛程長バイアス (pathlength biasing) は衝突点から検出器に向かって進行する粒子の飛程を伸張する手法であり、インポータンス関数としてイベントバリューが適しているとされている。

(4) 生き残りバイアス

ボルツマン輸送方程式を積分形にした積分形現出粒子密度方程式には Σ_s / Σ_t という項がある。すなわち、粒子は衝突のたびに Σ_s / Σ_t だけ重みの変化がある。

$$W_{t,n+1} = W_{t,n} \cdot \frac{\Sigma_s}{\Sigma_t}$$

上式に従って粒子を追跡する手法を生き残りバイアス (survival biasing) というが、現在のモンテカルロコードにはどれでもこの方法が採用されていると見て良い。

3.5.6 ルシアンルーレットとスプリッティング

ルシアンルーレットとスプリッティングを実行するには、領域ごとに粒子の平均重み $W_{t,ave}$ 、下限重み $W_{t,low}$ 、および上限重み $W_{t,high}$ を設定する必要がある。これらの量は正確さはあまり要求されないので、ルシアンルーレットやスプリッティングを行わない計算をまず実施し、各領域における全粒子の衝突総数と、それに対応した重みから、各値が計算できる。

ルシアンルーレットは粒子の重みが $W_{t,low}$ より小さくなっただけの場合に実行される。

- 1) 粒子は乱数 ξ が $\xi > \zeta$ であれば死ぬ。ここで ζ は生き残り確率である。
- 2) もし、 $\xi \leq \zeta$ であれば粒子は生き残り、重みは $1 / \zeta$ になる。
- 3) M O R S E コードでは次のようにしている。

$$\xi \leq \zeta \left(= \frac{W_t}{W_{t,ave}} \right)$$

をテストし、Yesなら生き残り、Noなら死である。生き残った場合の重みは次のように補正する。

$$W_t = W_t / \zeta = W_{t,ave}$$

スプリッティングは粒子の重みが $W_t > W_{t,high}$ になったとき実行される。

スプリッティングが実行されると、1個の粒子が N 個になり、重みは W_t / N に分配される。M O R S E コードでは次のような手順になっている。

- 1) 粒子の発生数 N は、

$$N = \frac{W_t}{W_{t,ave}} \Rightarrow \begin{cases} N' \text{ 個数の粒子} \\ \text{端数 } (N - N') \end{cases}$$

端数 ($N - N'$) を生き残り確率として再びルシアンルーレットを行う。

$$\begin{cases} \xi > (N - N') & この場合、端数粒子は死に、N' 粒子が W t, ave の重みで発生する。 \\ \xi \leq (N - N') & この場合、(N' + 1) 個の粒子が W t, ave の重みで発生する。 \end{cases}$$

3.5.7 指数変換 (exponential transform)

指数変換は衝突点において与えられた方向 Ω_0 に向かう粒子の飛程が最も伸長される技法である。

物理的飛程分布は次式で表される。

$$f(\eta)d\eta = e^{-\eta}d\eta$$

ここで、

$$\eta = \Sigma_t \cdot R$$

粒子の飛程分布のインポータンス関数が、

$$I(\eta) = e^{\eta\tau\omega}$$

ここで、

$$\tau = \text{定数}$$

$$\omega = \vec{\Omega} \cdot \vec{\Omega}_0 = \cos\theta$$

で表すことができるものとすると

$$f(\eta)I(\eta)/I(\eta) = \tilde{f}(\eta)/I(\eta)$$

のようになる。上式は次のように変形できる。

$$\frac{B}{I(\eta)} \cdot \frac{\tilde{f}(\eta)}{B} = [Be^{-\eta\tau\omega}][Be^{-\eta/B}/B]$$

ここで、

$$B \equiv 1 / (1 - \tau\omega)$$

したがって、バイアスをした飛程は次式から選定される。

$$\tilde{F}(\eta) = \int_0^\eta \tilde{f}(\eta)d\eta = e^{-\eta/B}/B$$

このときの重み補正は以下のとおりになる。

$$W_c = \frac{1}{1 - \tau\omega} e^{-\eta\tau\omega}$$

今、 $\omega > 0$ のとき

- 1) $\tau = 0$ であれば $B = 1$ になり、飛程の変化はない。

2) $0 < \tau < 1$ であれば $B > 1$ になり、飛程が伸長する。

$\omega < 0$ のときは、

3) $0 < \tau < 1$ であれば $B < 1$ になり、飛程が短縮する。

MORSE コードでは $B \equiv BIAS$, $\tau = PATH$, $\omega = DIRECT$ が対応する。

3.5.8 期待値法

期待値法 (Expected Value Method) はランダムウォークする過程で評価法 (estimator) を使って粒子の検出器への寄与を計算する手法である。したがって期待値法はランダムサンプリング法と決定論的手法の結合であると考えてよい。

いくつかの評価法と粒子の寄与 Cw を求める計算式について述べる。

期待値法はランダムサンプリング法と決定論的手法の結合であると考えてよい。

いくつかの評価法と粒子の寄与 Cw を求める計算式について述べる。

(1) 衝突密度評価法 (collision density estimator)

遮蔽体中の小体積を δV 、衝突前の粒子の重みを $W't$ とすれば、フルーエンスに対する衝突当たりの寄与は次のように書かれる。

$$Cw = W't / \delta V / \Sigma,$$

このフルーエンスの推定は体積 δV の平均である。

(2) 飛程長評価法 (tracklength estimator)

飛程長評価法は小体積 δV 中の粒子の飛程長を計算し、体積 δV で割って寄与を求める。

$$Cw = L / \sigma V$$

ここで、

$$L = \sum_i W_i \cdot \ell_i$$

ℓ_i : δV 中における i 番目の飛程長

この評価法は体積 δV をボイド (真空) 中に設けることができる。

(3) 表面交差評価法 (surface crossing estimator)

フルーエンスを求めようとする面積を A とすれば、面積で平均化したフルーエンスが得られる。1回の粒子の交差当たりの寄与は次のようになる。

$$Cw = \frac{Wt}{A \cdot |\bar{n} \cdot \bar{\Omega}|}$$

この評価法では、grazing angle. $\bar{n} \cdot \bar{\Omega} \rightarrow 0.0$ に近づくと、 $Cw \rightarrow \infty$ になるという問題がある。この時は、

$$|\bar{n} \cdot \bar{\Omega}| \leq 0.01 \text{ の場合 } |\bar{n} \cdot \bar{\Omega}| = 0.005$$

のようにして、問題を解決する方法がある。

- (4) NESXE (next event surface crossing estimator) (次期面交差評価法)
 先に述べた面交差評価法は粒子が実際に面を交差したとき初めて寄与が計算できた。
 しかし、粒子が次の衝突する以前に面をよぎる確率を使っても寄与を推定することができる。

$$C_w = \frac{Wt \cdot e^{-\eta}}{A \cdot |\vec{n} \cdot \vec{\Omega}|}$$

衝突から現出した粒子が与えられた面方向を向いていなければ C_w はゼロになる。
 もし、衝突点が閉じた面の中にあれば、必ず 1 つの寄与がある。また、もし衝突が
 閉じた面の外であれば、寄与の数は（ゼロ、1 あるいは 2）粒子の方向ベクトル $\vec{\Omega}$
 に依存する。

- (5) 点検出器評価法 (point detector estimator)

この評価法は正にその点 r における粒子の寄与を推定する。

$$C_w = Wt \cdot e^{-\eta} \cdot f g'(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) / R^2$$

ここで

$f g'(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) = g'$ 群の粒子が r で衝突し、 $\vec{\Omega}'$ から $\vec{\Omega}$ のまわりの単位立
 体角の中に散乱される確率。等方線源の場合 $f g' = 1 / 4\pi$ になる。MORSE コ
 ードでは、 $f g'$ を求めるためにルジャンドルの展開係数を用いるので、離散的散乱
 角 (discrete scattering angle) を計算した後も、展開係数を保存しておく必要
 がある。

R = 衝突点と検出器間の距離

この評価法では $R \rightarrow 0$ のとき、 $C_w \rightarrow \infty$ になり、非常に大きな分散が発生する。

この問題を解決するためこれまでいくつかの方法が提案されているが、衝突点が半
 径 1 cm の小球中に入ったときは、NESXE によって C_w を計算するという方法も
 ある。

以上 5 つの評価法を紹介したが、問題に応じ適切な評価法を採用することによって、
 分散の低減と効率的な計算が可能になる。

3.5.9 モンテカルロ計算 (フォワードモード) の流れ

Step 1

まず、線源項を決定するが、これは、ボルツマン輸送方程式の線源項 $S g(\vec{r}, \vec{\Omega})$ の決定である。線源は半径 r の球内に一様に等方分布しているものとする。

(1) 線源中性子の発生位置 γ の決定

$$\xi = \frac{\int_0^r 4\pi r^2 dr}{\frac{4}{3}\pi R_0^3}$$

よって、

$$r = R_0 \sqrt[3]{\xi}$$

(2) 線源中性子のエネルギー群 g の決定

$$\sum_{k=1}^{g-1} P_k < \zeta \leq \sum_{k=1}^g P_k$$

ここで、

P_k = K群に対する線源強度確率、

$$\sum_{k=1}^g P_k = 1$$

(3) 線源中性子の方向の決定

$$\xi_1 = \frac{1}{2}(\mu - 1)$$

$$\xi_2 = \frac{1}{2\pi}\phi$$

とすれば、

$$\begin{cases} u = \cos \phi \sin \theta \\ v = \sin \phi \sin \theta \\ w = \cos \theta \end{cases}$$

$$\mu = \cos \theta$$

ξ : 0 と 1 の間の一様乱数

から等方線源分布が得られる。

Step 2

Step 2 では中性子は次の衝突点に輸送されるが、その前に、検出器に寄与するかどうかを判定し、寄与する場合にはその重みを割り当てる。統計的重みの割り当て方はモンテカルロ評価法によって異なる。

評価法として円板検出器に対し N E S X E を採用すれば線源中性子 1 個当たりの角度フルーエンスは面積 ΔA (I), 極角 $\Delta \mu$ (J), 方位角 $\Delta \phi$ (K) について平均化された量になる。すなわち、

$${}_1\Phi_{g,1}^{J,K} = \frac{1}{\Delta A(I)} \cdot \frac{1}{\Delta \mu(J)} \cdot \frac{1}{\Delta \phi(K)} \cdot W_{g,1}^{J,K}$$

ここで

$$_1\Phi_{g,I}^{J,K} = g \text{ 群の角度フルーエンス}$$

$$(\text{中性子数} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{単位線源中性子数}^{-1})$$

I = 面積 A の円板を I' 個円環に分割したうちの I 番目

J = 極角 μ を J' に分割したうちの J 番目

K = 方位角 ϕ を K' に分割したうちの K 番目

$$W = \sum_i \sum_j w_{i,j} e^{-\tau_{i,j}} / |\vec{n} \cdot \vec{\Omega}_{i,j}| \quad i \text{ 番目の中性子の } j \text{ 回目の衝突点から円板検出器に} \\ \text{寄与する重み}$$

$w_{i,j} = i$ 番目の中性子の j 回目の衝突点における統計的重み、 $j = 0$ の衝突点が線源を意味する。

また、点検出器評価に対しては次のように表される。

$$_1\Phi_g^{J,K} = \frac{1}{\Delta\mu(J)} \cdot \frac{1}{\Delta\phi(K)} \cdot W_g^{J,K}$$

ここで

$$W = \sum_i \sum_j w_{i,j} e^{-\tau_{i,j}} \cdot f_{i,j} / T_{i,j}$$

$f_{i,j} = i$ 番目の粒子の j 回目の衝突点から点検出器に向かって散乱されるステラジアン当たりの確率、等方散乱であれば $1/4\pi$ である。

$T_{i,j} = i$ 番目の粒子の j 回目の衝突点から点検出器までの距離 (cm)

中性子の輸送距離 R は次のような輸送核に対する分布関数から決定される。

$$\Sigma_t^g(\bar{r}' - R\bar{\Omega}') \exp \left[- \int_0^R \Sigma_t^g(\bar{r}' - R'\bar{\Omega}') dR' \right]$$

上式を簡略化し、 $\Sigma_t e^{-\Sigma_t R}$ のように表せば、 R は以下のようにして決定される。

$$\xi = \frac{\int_0^R \Sigma_t e^{-\Sigma_t R'} dR'}{\int_0^\infty \Sigma_t e^{-\Sigma_t R'} dR'} = 1 - e^{-\Sigma_t R}$$

$$\ell_n(1 - \xi) = -\Sigma_t R$$

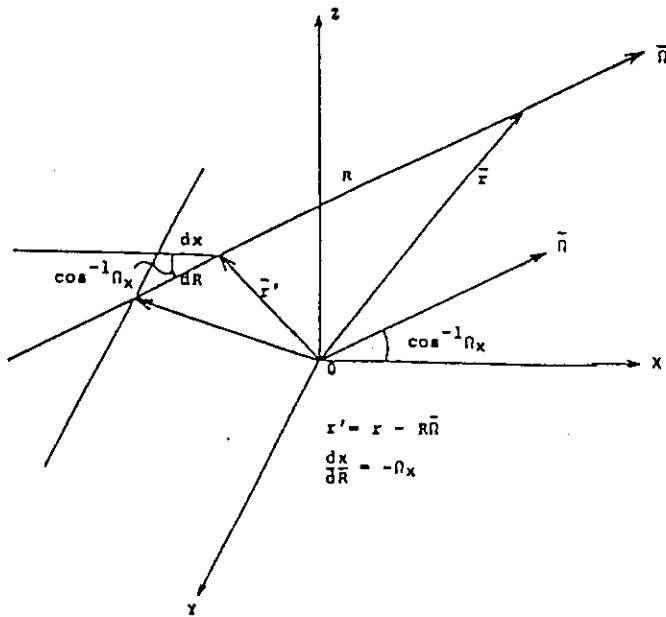
よって、

$$R = -\frac{1}{\Sigma_t} \ell_n \xi$$

R が上式で決定されると、次の衝突点 r は次のようになる。

$$\bar{r} = \bar{r}' - R\bar{\Omega}$$

輸送距離 R と、 r' および r との関係を図3.5.1 に示す。

図3.5.1 固定点 \bar{r}' から任意の点 \bar{r} にRだけ輸送される粒子

もし \bar{r} が遮蔽体系の外であれば中性子は体系を脱出したことになり、ヒストリーの追跡が終了する。

Step 3

新しい衝突点 \bar{r} において、中性子の統計的重みを吸収される分だけ調整する。

$$W_{t,n+1} = W_{t,n} \frac{\Sigma_s^{g'}(\bar{r})}{\Sigma_s^g(\bar{r})}$$

Step 4

最後に新しいエネルギー群 g と方向 Ω を選定する。

エネルギー群 g は、

$$\frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r})}{\Sigma_s^g(\bar{r})}$$

から決定する。MORSEコードでは、上式は各エネルギー群 g' ごとに減速散乱マトリックス (downscatter probability matrix) として、ランダムウォークに入る前に与えられる。

また、極角 μ ($= \cos \theta$) は一般化したガウス分点法 (generalized Gaussian quadrature scheme) から決定される。

衝突核の散乱項は

$$\frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega})}{\Sigma_s^g(\bar{r})} = h(\phi) \omega(\mu) = \frac{1}{2\pi} \sum_{i=1}^N P_i \delta(\mu - \mu_i)$$

のように書かれる。

ここで、

$P_i =$ 極角 μ_i が選定される確率密度関数

$N = (n + 1) / 2$, n はルジャンドル展開係数の最大次数、 P_5 , すなわち $n = 5$ ならば、極角は各群につき 3 方向が与えられ、そのうち 1 方向が決定される。

もともと、衝突核は、

$$\int_{4\pi} \frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}', \rightarrow \bar{\Omega})}{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r})} = 1$$

であるので、 P_i に関しては次のような規格化が必要である。

$$\int_0^{2\pi} \int_{-1}^1 \frac{1}{2\pi} \sum_{i=1}^N P_i \delta(\mu - \mu_i) d\mu d\phi = 1$$

および $\sum_{i=1}^N P_i = 1$

MORSE コードでは、 P_i が各エネルギー群の μ_i に対しランダムウォークに入る前に用意され、必要に応じ印字出力できる。

Step 5

もしエネルギー群 G が設定したエネルギー範囲以下であればヒストリーの追跡は終了し、そうでなければ $\bar{r} = \bar{r}$, $g' = g$, $\bar{\Omega}' = \bar{\Omega}$ にして、Step 2 にもどる。上記 Step 1 から 5 の手続きは結局ボルツマン輸送方程式を Von Neumann シリーズによる推定計算により解くことに相当する。

3.5.10 Adjoint Monte Carlo 計算と Forward Monte Carlo 計算との対応

アジョイントモンテカルロ計算とフォワード計算がどのように対応するか、簡単な例題を用い、その手順を具体的に説明する。

アジョイントモードに対する多群ボルツマン輸送方程式をフォワードモードと同じロジックで解くためには次のようないくつかの修正が必要になる。

- (1) 散乱マトリックスの配列をかえる。すなわち、 $\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega})$ を $\Sigma_s^{g \rightarrow g'}(\bar{r}, \bar{\Omega} \rightarrow \bar{\Omega}')$ に置き換える。
- (2) 線源項 $S_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ を応答関数 $R_g(\bar{r}, -\bar{\Omega})$ に置き換える。
- (3) 応答関数 $R_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ を線源項 $S_g(\bar{r}, -\bar{\Omega})$ に置き換える。

Adjoint mode 計算で得た値を forward mode と対応させるためには規格化の係数 F を乗ずる。

$$F = \sum_g \int \int R_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) d\bar{r} d\bar{\Omega} / \sum_g \int \int S_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) d\bar{r} d\bar{\Omega}$$

例題

簡単な例題を示す。線源条件は3群からなるエネルギー分布をした粒子が厚さ2 cmの平板に垂直入射し、散乱角はすべて前方方向($\cos \theta = 1$)で平板の通過面で測定に係わるものとする。Forward modeに対する線源エネルギー分布、応答関数、巨視的断面積などを以下のように与えるものとする。

$$S(g) = \begin{pmatrix} S_1 \\ S_2 \\ S_3 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 0.3 \\ 0.7 \\ 0 \end{pmatrix} \quad R(g) = \begin{pmatrix} 1.0 \\ 2.0 \\ 3.0 \end{pmatrix}$$

$$\Sigma_t(g) = \begin{pmatrix} 1.0 \\ 1.0 \\ 2.0 \end{pmatrix} \quad \Sigma_l(g \rightarrow g') = \begin{pmatrix} 0.5 & 0.2 & 0.2 \\ 0 & 0.2 & 0.3 \\ 0 & 0 & 1.0 \end{pmatrix}$$

これから non-absorption の確率

$$\sum_{g'} \sum t(g \rightarrow g') / \sum_t(g), \text{ および down scattering}$$

確率マトリックスを求める。

$$PNAB = \begin{pmatrix} 0.9 \\ 0.5 \\ 0.5 \end{pmatrix} P_r(g \rightarrow g') = \begin{pmatrix} 5/9 & 2/9 & 2/9 \\ 0 & 0.4 & 0.6 \\ 0 & 0 & 1.0 \end{pmatrix}$$

次に、Adjoint modeについて同様に線源エネルギー分布などを求める。Forward modeとAdjoint modeとではエネルギー群の順序が逆である。 $g = 1$ が最高エネルギーとする。

$$S^*(g') = \begin{pmatrix} S_3^* \\ S_2^* \\ S_1^* \end{pmatrix} = R(g') = \begin{pmatrix} 3.0 \\ 2.0 \\ 1.0 \end{pmatrix}$$

$$R^*(g') = S(g') = \begin{pmatrix} 0 \\ 0.7 \\ 0.3 \end{pmatrix} \quad \Sigma_t(g') = \begin{pmatrix} 2.0 \\ 1.0 \\ 1.0 \end{pmatrix}$$

$$\Sigma_s(g' \rightarrow g) = \begin{pmatrix} \Sigma_s^{3 \rightarrow 3} & \Sigma_s^{2 \rightarrow 3} & \Sigma_s^{1 \rightarrow 3} \\ 0 & \Sigma_s^{2 \rightarrow 3} & \Sigma_s^{1 \rightarrow 2} \\ 0 & 0 & \Sigma_s^{1 \rightarrow 1} \end{pmatrix}$$

$$= \begin{pmatrix} 1.0 & 0.3 & 0.2 \\ 0 & 0.2 & 0.2 \\ 0 & 0 & 0.5 \end{pmatrix}$$

$$PNAB = \begin{pmatrix} 0.75 \\ 0.4 \\ 0.5 \end{pmatrix} P_r(g' \rightarrow g) = \begin{pmatrix} 2/3 & 1/5 & 2/15 \\ 0 & 0.5 & 0.5 \\ 0 & 0 & 1.0 \end{pmatrix}$$

R_s に対応した λ_s を求める。

(1) Forward modeでは $\chi = 2\text{ cm}$ で境界を通過。

$$\lambda_g = \frac{1}{N} \sum_i \frac{WT_i R_g}{\cos \theta_i} = \frac{1}{N} \sum_i WT_i R_g$$

$$\lambda = \sum_g \lambda_g$$

(2) Adjoint modeでは $\chi = 0\text{ cm}$ で境界を通過。

$$\lambda_g = \frac{1}{N} \sum_i \frac{WT_i R_g^*}{\cos \theta_i} F = \frac{1}{N} \sum_i WT_i R_g^* \times 6$$

ここで、Fは(3)式から $\sum_g R_g = 6$ となる。

(3) fsd (fractional standard deviation)

$$\lambda = \frac{1}{N} \sum_i \lambda_i, \quad \sigma^2 \lambda_i = \frac{1}{N-1} \sum_i (\lambda_i - \lambda)^2$$

$$\sigma_\lambda^2 = \frac{1}{N} \sum_i \sigma_{\lambda i}^2 \quad \text{よって} \quad fsd = \frac{\sqrt{\sigma^2 \bar{\lambda}}}{\lambda}$$

表3.5.1 (a)、(b)は例題を手計算で行ったものである。(1)～(3)に従って具体的な値を計算する。

(4) Forward Monte Carlo 計算

$$\lambda = 7.81/10 = 0.781 \text{ n/source neutron}$$

$$fsd = 0.2121$$

(5) Adjoint Monte Carlo 計算

$$\lambda = 9.924/12 = 0.827 \text{ n/source neutron}$$

$$fsd = 0.2307$$

(4)および(5)からフォワード計算結果とアジョイント計算結果が良く一致することが分かる。

3.5.11 MORSE-CGコードとMCNPコードの特徴

モンテカルロ法はボルツマン輸送方程式を積分型現出粒子密度方程式 (integral emergent particle density equation) に変形し、乱数を用いて解く方法である。モンテカルロ法によるボルツマン輸送方程式を解く大きな特徴は、粒子位相空間に対する境界条件を、モンテカルロ法という計算手法とは独立に与えることが出来る点にある。したがって、3次元形状が幾つも組合わさった複雑な体系でも、そのコードに組み込まれた幾何学的形状を判読するルーチンに従う限り、正確に記述することが出来る。

今日世界的に広く使用されている汎用モンテカルロコードMORSE-CG⁽²⁾ と
MCNP⁽³⁾ コードを表3.5.2で紹介する。

参考文献

- (1) SPANIER JEROME and GELBARD ELY M., "Monte Carlo Principles and Neutron Transport Problems." ADDISON-WESLEY PUBLISHING COMPANY, (1969).
- (2) STRAKER E.A., STEVENS P.N., IRVING D.C., and CAIN V.R., "The MORSE Code - A Multigroup Neutron and Gamma-Ray Monte Carlo Transport Code," ORNL-4585, (1970).
- (3) "MCNP - A General Purpose Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport," LA-7396-M(Rev.) Version 2B, Los Alamos Monte Carlo Group. Los Alamos National Laboratory (1981).
- (4) 植木紘太郎, "モンテカルロ法による大型遮蔽体系の中性子ストリーミング解析法の研究" 船舶技術研究所報告, (1985).

表3.5.1 例題についての各ヒストリー一覧

(a) Forward mode

粒子番号	初期エネルギー群	初期重み	最終エネルギー群	最終重み	R_g	R_g^*	$\sum S_g^*$	λ_g
1	1	1.0	3	0.225	3.0			0.675
2	1	1.0	2	0.9	2.0			1.8
3	1	1.0	2	0.45	2.0			0.90
4	2	1.0	2	0.5	2.0			1.0
5	2	1.0	2	0.25	2.0			0.50
6	2	1.0	3	0.125	3.0			0.375
7	2	1.0	3	0.0625	3.0			0.1875
8	2	1.0	3	0.5	3.0			1.5
9	2	1.0	3	0.125	3.0			0.375
10	2	1.0	2	0.25	2.0			0.50

(b) Adjoint mode

1	1	1.0	2	0.3949	0.7	6.0	1.6584
2	1	1.0	1	0.3949	0.0	6.0	0.0
3	1	1.0	3	0.2813	0.3	6.0	0.5064
4	1	1.0	1	0.5625	0.0	6.0	0.0
5	1	1.0	2	0.3949	0.7	6.0	1.6584
6	1	1.0	1	0.75	0.0	6.0	0.0
7	2	1.0	2	0.4	0.7	6.0	1.68
8	2	1.0	3	0.4	0.3	6.0	0.72
9	2	1.0	3	0.064	0.3	6.0	0.1152
10	2	1.0	3	0.4	0.3	6.0	0.72
11	3	1.0	3	0.5	0.3	6.0	0.90
12	3	1.0	3	0.5	0.3	6.0	0.90

表3.5.2 MORSE-CGとMCNPコードの特徴

	MORSE-CG	MCNP
計算対象	中性子 中性子-ガンマ線の結合 ガンマ線	中性子 中性子-ガンマ線の結合 ガンマ線
計算モード	Forward Mode Adjoint Mode	Forward Mode
核データ構造	多群	連続エネルギー
散乱角度の選択	極角:離散角 P_5 で各群間3方向 方位角:連続等方分布	極角:32方向 方位角:連続等方分布
幾何学的形状の入力方式	Combinatorial Geometry	Boundary Surface
サンプリング法の選択	Optionとして与えられる	Optionとして与えられる
評価ルーチンの選択 (Estimator)	原則としてユーザーが用意する	原則として与えられたものの中からユーザーが選択
その他の	Sourceルーチンを初めとしてユーザーズルーチンはユーザーが用意することを原則とする	Sourceルーチン以外は原則としてユーザーはOption選択のみ許される

3.6 簡易計算コードの例

3.6.1 QADコード

(1) QADコードの概要

QAD(Quick And Dirty) コード¹⁾は、米国ロスアラモス国立研究所で開発された種々の遮蔽形状を通しての速中性子及びガンマ線の透過を計算する点減衰核積分法の計算コードである。バージョン名と特徴を下記に示す。

P 5 A バージョン	ガンマ線・中性子データの追加、領域境界面の二次式近似
C G バージョン	Combinatorial Geometry導入、コンクリートのビルドアップ係数導入、Albert-Welton カーネル定数変更速中性子線量)
C G G P バージョン	減衰定数のビルドアップ係数、標準データ減衰係数の log-log 内挿
C G G P 2 バージョン	線量当量率計算、最新のビルドアップ係衰数、減衰係数・ビルドアップ係数に対するAkima内挿公式

(2) 計算方法

点減衰核積分法ではガンマ線の場合に点線源と評価点を結ぶ線(line-of-sight path)に沿っての非衝突線によるエネルギーの移動を示す点減衰核項に、散乱光子からの寄与を考慮した適当なビルドアップ係数を結び付けている。さらに、分布線源の場合は、点減衰核は各線源エネルギーについて線源領域で積分される。

単位体積当たり毎秒エネルギーEのS個の光子を放出する点等方線源による任意の点におけるガンマ線の線量率は、

$$D(r) = K \int_V \frac{S(r') B(\mu | r - r' |, E) \exp(-\mu | r - r' |)}{4\pi | r - r' |^2} dV \quad (3.6.1.1)$$

で表される。ここで、rはガンマ線線量率を計算する評価点は、r'は体積V中での線源の位置、Vは線源領域の体積、μはエネルギーEにおける全減衰係数、|r - r'|は線源点とガンマ線強度評価点間の距離、B(μ | r - r' |, E)は線量ビルドアップ係数、Kは線束から線量率への換算係数である。

QADコードでは、各線源エネルギー群jに対して評価点での線量は上式の有限の差分型で計算する。

$$D_j = \sum_i K_j \frac{S_{ij}}{4\pi R_i^2} \exp\left[-\sum_R (\mu_{jt})_R\right] B_{jR} \quad (3.6.1.2)$$

ここで、jはエネルギー群の指標、iは線源点の指標、kは領域の指標、Kは線束から線量への変換係数 [rads/単位線束]、Sは体積荷重のかかったガンマ線点線源強度 (photons/sec)、Rは線源点から評価点までの距離 (cm)、Bは照射ビルドアップ

プロセス、 μ は全減衰係数 (cm^{-1}) 、 t は領域の透過距離 (cm) である。全線量は各線源エネルギーからの線量寄与を加算することにより求める。

ビルドアップ係数として G P バージョン以前は Goldstein & Wilkins のモーメント法による鉄、水、鉛、アルミ及びコンクリートのデータを多項式 (Capoの式) 形式で内蔵しており、CGGP 及び CGGP 2 バージョンでは米国の標準データ G P 近似式で内蔵している。何れも単一層の無限媒質中におけるビルドアップ係数を用いており、遮蔽体後方での線量率評価には線量ビルドアップ係数、遮蔽体内でのガンマ線発熱評価等には吸収ビルドアップ係数を用いる。

遮蔽体後方での線量当量率を評価するため、従来から線量ビルドアップ係数と検出器レスポンス関数として線量当量率換算係数を用いる方法が採用されているが、評価した線量当量率の誤差が大きいことが指摘されている。このため、CGGP バージョンでは遮蔽体後方での空気の吸収線量率 (照射線量率に比例) から線量当量率への実効換算係数を導入することにより、安全側の線量当量率を評価できるようになっている。

(3) 効率的な計算方法

- ① 線源形状の対象性を利用して、計算時間に直接結びつく積分メッシュ数を節約する。
- ② 線源領域内に評価点がある場合には、評価点のごく近傍の線源を無視した計算を行う。
- ③ 評価点が線源の近傍にある場合には、線源近傍における積分メッシュ間隔に依存して線量が変化するので、評価点に近い線源のメッシュ間隔ほど小さくする必要がある。
- ④ 線源と評価点との間にない遮蔽体は、線量の計算結果に何の影響も与えないので、必要最小限の幾何形状の入力でよい。
- ⑤ CGGP 2 バージョンで線量当量を計算する場合の検出器レスポンス函数には、照射線量への換算係数を用いる。

(4) 使用上の注意点^{3), 4)}

- ① 多重層遮蔽体でのガンマ線ビルドアップ係数

遮蔽体が多重層の場合でも単一層の物質で代用する必要がある。このため、ビルドアップ係数の値は構成する物質のうち最大のものを使用するか、または経験的に信頼性が確認された値を用いて過小評価にならないようにする必要がある。

QAD コードのマニュアル¹⁾では、最も外側の層の厚さが 2 ~ 3 mfp より厚い場合には最外層の物質で代表し、全透過距離でビルドアップ係数を算出すれば良いと記述されている。その根拠として、ガンマ線のスペクトルが新しい媒質中で再構築

され、低原子番号物質の後方に高原子番号物質がある場合には外側の層でのスペクトルに近づく傾向があるとしている。しかしながら、各層の厚さが 2 mfp より小さいときの多重層では、明確な方法がないとも述べている。

② 遮蔽壁に対してガンマ線が斜めに入射する場合

線源と評価点を結ぶ線が、遮蔽壁を斜めに横切る場合には斜め入射のビルドアップ係数が必要になる。点等方線源のビルドアップ係数を用いているため QAD コードでは過小評価の可能性がある。このため、斜め入射のビルドアップ係数の補正を行うか、評価点の場所を変更し線量が最大となる場所で線量評価を行い、その結果に支障がなければその値で代用する方法がある。また、複数個の線源からの線量評価で斜め入射が問題になる場合には、複数個の線源を 1 個にまとめるような線源形状のモデル変更で対処することもある。

③ ストリーミングが問題になる場合

評価点の近傍に線源を直視しないダクト、スリット等が存在するとストリーミングにより線量が増大する。ストリーミングでのガンマ線の反射・散乱を取扱うことのできない QAD コードでは線量が過小評価となるため、このような遮蔽体系には一回散乱コード G 3 3 等を用いるべきである。

④ 後方散乱が無視できない場合

バルク遮蔽問題では、遮蔽体の後方に遮蔽体と組成の異なる構造材が存在すれば、そこでのガンマ線の後方散乱によって、線量は増大する。同一物質であれば、無限媒質中のビルドアップ係数を用いているのでその効果は十分考慮されているが、媒質が異なれば多重層のビルドアップ係数となるのでその効果に対する考慮は不十分である。また、評価点そのものはバルク遮蔽の近くにあるが、評価点から離れた位置でのストリーミングガンマ線が遮蔽体後方の壁面で反射・散乱することにより、評価点での線量が増大する可能性がある。

このような場合には、1 回散乱コード G 3 3 等で散乱による線量を評価すべきである。

3.6.2 G 3 3 コード

(1) G 3 3 コードの概要

G 3 (General Geometry Gas) コード⁵⁾は、米国ロスアラモス国立研究所で開発された点線源から一連の点検出器へのガンマ線の散乱を評価する計算コードであり、単純な直接線の結果に加えて、各線源エネルギー及び散乱エネルギーでまとめた検出器レスポンスを出力する。G 3 コードは基本的には 1 回散乱問題であるが、散乱点と検出器位置との間の透過距離セグメントに対してビルドアップ係数を適用することによ

り、多重散乱の補正を含んでいる。計算結果は、ビルドアップ係数を使用したものと使用しなかったもので記録される。2次方程式で定義される面は、物理的形状を完全に3次元的に記述するのに用いられる。G 3 コードは輸送計算等の詳細計算が経済的でないような状況下における散乱効果を評価できガンマ線のスカイシャイン、ダクトストリーミング、セル内壁での後方散乱が問題となるような遮蔽体系の計算に適している。G 3 3 コードのバージョンとその特徴を下記に示す。

<u>バージョン</u>	<u>特　　徴</u>
G 3 3	: 光電効果・電子対生成断面積の半経験式近似、直接線計算、球座標系での散乱グリッド指定時或いはマイナス方位角時の計算修正
G 3 3 - GP	: G 3 3 コードでの GP 式ビルドアップ係数版、減衰係数・ビルドアップ係数に米国標準データを内蔵
G 3 3 - GP 2 ²⁾	: 線量当量率計算、減衰係数・ビルドアップに Akima の内挿公式
	G 3 3 コードは、ガンマ線のスカイシャイン、ダクトストリーミング、セル内壁での後方散乱が問題となるような遮蔽体系の計算に適している。

(2) 計算方法

線源から放出されたガンマ線が衝突することなく散乱点に到達する線束は、

$$\phi(E) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_{m_0} \mu_{m_0} \rho_{m_0}\right) \quad (3.6.2.1)$$

であり、ここで m_0 は物質の指標、 $\Phi(E)$ は散乱点での入射非衝突線束 (photons/cm²/sec)、 $S(E)$ は等方線源強度 (photons/sec)、 ρ は線源と散乱点との距離 (cm)、 μ_{m_0} は線源から散乱点まで横切る物質の線減衰係数 (cm⁻¹)、 ρ_{m_0} は m_0 物質での距離である。

散乱光子のエネルギー E' (MeV) は入射エネルギー E (MeV) 及び散乱角 θ の関数で与えられる。

$$E' = \frac{E}{1 + \frac{E}{0.511}(1 - \cos\theta)} \quad (3.6.2.2)$$

また、電子当たりのクライン-仁科の微分散乱断面積は次式で与えられる。

$$\frac{d\sigma(E, \theta)}{d\Omega} = \frac{r_0^2}{2} \frac{1 + \cos^2\theta}{1 + \alpha_0(1 - \cos\theta)}^3 \left\{ 1 + \frac{\alpha_0^2(1 - \cos\theta)^2}{(1 + \cos^2\theta)[1 + \alpha_0(1 - \cos\theta)]} \right\} \quad (3.6.2.3)$$

ここで、 r_0 は古典的電子半径 (2.818×10^{-13} cm)、 $\alpha_0 = E/m_0 c^2 = E/0.511$ 、 $d\sigma(E, \theta)/d\Omega$ はエネルギー E の入射光子が角度 θ の単位立体角 ($1/4\pi$ ステラジアン) に散乱する断面積 [cm²/電子] である。

散乱点からビルドアップ効果を含まない検出器応答は、

$$D_1(E) = \frac{S_1(E)K(E')k_s}{4\pi\rho_s^2} \exp\left(-\sum_{m0} \mu'_{m0}\rho'_{sm0}\right) \quad (3.6.2.4)$$

であり、ここで $S_1(E)$ は $S_1(E) = 4\pi\phi(E)N \frac{d\sigma(E)}{d\Omega}$ で与えられる検出器方向に散乱される光子の点等方線源の等価強度であり、 $K(E')$ は線束から線量への換算係数、 ρ_s は散乱経路に沿った散乱点から検出器までの距離 [cm]、 μ'_{m0} は m_0 物質の散乱エネルギーでの線減衰係数 [cm^{-1}]、 ρ'_{sm0} 散乱経路に沿った m_0 物質での通過距離、 k_s は対象性を利用するため用いる倍数因子である。また、 x を $x = \sum_{m0} \mu'_{m0}\rho'_{sm0}$ で定義する。

直接線のビルドアップを考慮しない場合と考慮した場合の検出器応答は次式による。

$$D_2(E) = \frac{S(E)K(E)}{4\pi\rho_d^2} \exp\left(-\sum_{m0} \mu_{m0}\rho_{m0}\right) \quad (3.6.2.5)$$

$$D_2(E) = B(E, x)D_1(E, \rho) \quad (3.6.2.6)$$

また、各線源点－散乱点－検出器点に対する散乱光子の計算は、 N を散乱点に伴う電子の総数とすると、ビルドアップの有無の場合で次式で計算される。

$$D_1(E) = \frac{4\pi S(E)K(E')Nk_s}{(4\pi\rho^2)(4\pi\rho_s^2)} \frac{d\sigma}{d\Omega} \exp\left(-\sum_{m0} \mu_{m0}\rho_{m0} - \sum_{m0} \mu'_{m0}\rho'_{sm0}\right) \quad (3.6.2.7)$$

$$D_1(E) = B(E, x)D_1(E) \quad (3.6.2.8)$$

(3) 効率的な計算方法

- ① 線源形状の対称性を利用して、計算時間に直接結びつく積分メッシュ数を節約する。
- ② スカイシャイン線量評価では、空気層での散乱メッシュ間隔は線源近くで小さくする必要があるが、線源から遠く離れた位置ではメッシュ間隔は大きくてよい。
- ③ GP 2バージョンで線量当量を計算する場合の検出器レスポンス函数には、照射線量への換算係数を用いる。
- ④ 複数の評価点を同時に計算する場合、計算体系の幾何形状によって線量の再現性が崩れる場合があるので注意が必要である。しかし、このエラーの原因すでに解明され対処法が考えられているのでプログラム開発者に連絡をとられると良い。

(4) 使用上の注意点

- ① 点線源強度への変換

G 3 3 コードでは点線源しか取り扱うことができないので、分布線源の場合には点線源強度に変換する必要がある。

② 天井遮蔽がある場合のスカイシャイン線量評価

ガンマ線のスカイシャイン線量評価で天井遮蔽がない場合 G 3 3 コードの結果は、実験値を良く再現しているが、天井遮蔽がある場合には過小評価となる傾向がある。これは、G 3 3 コードでは、天井遮蔽が減衰のみを考慮し、散乱によるビルドアップ効果は無視されているからである。

③ ストリーミングの経路が長い場合

ストリーミングの経路が長くなると 2 回以上散乱するストリーミングの寄与が増加するため、過小評価となる。

3.6.3 D U C T - II コード

(1) 概 要

D U C T - II⁶⁾ は遮蔽体中のダクト等の貫通孔からの放射線ストリーミング設計用に作成されたコードであり、秦⁽⁷⁻⁹⁾ が作成した円筒ダクト解析式に基づいている。この方法では、まず、ダクト壁における放射線の反射角度は余弦分布に従うと仮定して、入射角によらない大きさ 1 の仮想的アルベトを導入することにより、ダクト内の放射線の基本空間分布を作成する。この分布は、線源放射線の種類、エネルギー、ダクト壁の材質に依存しないもので、これにフィットする使いやすい経験式が導入されている。さらに、この基本空間分布に、線源放射線の種類、エネルギー、ダクトの材質により決まるアルベドマトリクスのべき乗を乗ずる形で、実際の放射線のエネルギー束を計算する。近似式の適用形状は、円筒ダクト、スリット、矩形ダクト、円環ダクト、任意の屈曲ダクトであり、熱中性子から核融合中性子さらにガンマ線まで使用できる。以下にその近似式を示す。

$$\phi(x) = \sum_{n=0}^{\infty} S \alpha^n \gamma^n \phi^{(n)}(x)$$

これを直接線と少數回散乱線と多数回散乱線の 3 項に近似する。

$$\phi(x) \approx S \phi^{(0)}(x) + S \alpha \gamma^2 (I + \alpha + \alpha^2) \phi^{(2)}(x) + S \gamma^8 \frac{\alpha^4}{I - \alpha} \phi^{(8)}(x)$$

ここで、

S : 線源強度

α : アルベドマトリクス

γ : 0.87 (スリットの場合は 1)

I : 単位行列

$$\phi^{(n)}(x) = c_n \frac{1 - \xi_n \exp(-\theta_n x)}{1 + (x/a_n)^{b_n}}$$

であり、 a_n , b_n , c_n , ξ_n , θ_n はフィッティングパラメータである。 $\phi^{(n)}(x)$

は線源の角度分布に依存する。DUCT-IIコードにはこれらのフィッティングパラメータとともに、鉄、コンクリート、ポリエチレンのアルベトデータが内蔵されている。

DUCT-IIコードの入力データは、線源種類、線源スペクトル、出力レスポンス、ダクト種類と材質、ダクト形状であり、出力としてはダクト中心軸上の中性子、ガンマ線束と各種レスポンス（線量率、放射化量等）が得られる。

(2) 適用範囲と適用上の注意

適用できるエネルギー範囲は、組み込まれているアルベドライブラリの制限から、中性子は熱中性子から14MeVまで、ガンマ線は10MeVまでである。

形状は、前節に述べた各種ダクトを選ぶことができる。放射線分布を3項で近似し、多くのベンチマーク解析を行った結果の微調整後にパラメータが決められているため、ベンチマーク解析に使われた形状と相似の形状から、大きく離れた形状については、個別の相似のベンチマーク問題を解析して、その精度を確認してから使用すべきである。現在までに、20種類以上のベンチマーク解析⁽⁶⁻⁹⁾が行われており、その精度はC/Eで表すと0.7～1.5程度であることがわかっている。

3.6.4 SHINE-IIコード

(1) 概要

SHINE-II⁽⁶⁾は、原子力施設、加速器施設等の放射線発生施設を計画するときに必要とする敷地境界での中性子、2次ガンマ線およびガンマ線スカイシャイン線量評価を簡易に行えるコードである。中性子および2次ガンマ線については、中村他⁽¹⁰⁾による簡易式を使用し、ガンマ線については林他⁽⁶⁾による簡易式を使用している。

中性子と2次ガンマ線についての簡易式の概要を以下に示す。地面による反射をアルベド法により考慮した多群モンテカルロコードを用いて、放出角別（5角度）に単色中性子からのスカイシャイン線量の距離分布を計算し、次の式でフィッティングされている。

$$D(r) = S(E, \theta)Q(E, \theta) \cdot \exp\left(-\frac{r}{\lambda(E, \theta)}\right)/r$$

ここでSは線源強度、θは放出角度、Eはエネルギーである。エネルギーは熱中性子から400MeVまでであり、2次ガンマ線も同時に計算されている。

SHINE-IIコードには中性子と2次ガンマ線のフィッティング係数Q_n、λ_n、Q_r、λ_rが組み込まれており、線源のエネルギー分布と角度分布を与えると線量率の距離分布が出力されるようになっている。

ガンマ線については、一回散乱コードを用いて放出角別に単色ガンマ線からのスカ

イシャイン線量の距離分布を計算し、次の式でフィッティングされている。

$$D(r) = \frac{S(E, \theta)[a(E, \theta) \cdot \exp\{-r \cdot b(E, \theta)\} + c(E, \theta) \cdot \exp\{-r \cdot d(E, \theta)\}]}{r}$$

エネルギーEは0.1MeVから10MeVであり、SHINE-IIコードにはガンマ線のフィッティング係数a、b、c、dも組み込まれており、線源のエネルギー分布と角度分布を与えると線量率の距離分布が output されるようになっている。

(2) 適用範囲と適用上の注意

適用できるエネルギーの範囲はフィッティング係数ライブラリから決まり、中性子は熱中性子～400MeV、ガンマ線は0.1～10MeVである。

2次γ線は、入射中性子エネルギー14MeV以上のときは過少評価する。これは、ライブラリを作るときにモンテカルロコードに使用した群定数に、14MeV以上の中性子からの2次γ線が考慮されていないことによる。

線源高さは0mと15mのどちらかを選ぶことができる。その間であれば設計上は厳しい値を得る高さでの結果を使えばよい。

距離は100m～2kmまで使用でき、種々のベンチマークテスト結果その精度はC/Eで表わすと1.1～1.5程度であることがわかっている。

第3.6節の参考文献

- 1) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-493/QAD -CGGP.
- 2) Sakamoto Y.. et al.: "QAD-CGGP2 and G33-GP2" JAERI-M 90-110(1990).
- 3) 泰 和夫、竹内 清：ガンマ遮蔽ハンドブック、日本原子力学会(1988)
- 4) 関口 晃、内藤做孝：“再処理施設の放射線遮蔽安全ガイド資料”
JAERI-M 86-060(1986)
- 5) Radiation Shielding Information Center Computer Code Collection.
CCC-494/G33
- 6) 林 克己他：ダクトストリーミング簡易計算コードDUCT-IIおよびスカイシャイン簡易計算コードSHINE-IIの開発、JAERI-M 91-013、日本原子力研究所(1991)
- 7) K. Shin : Semiempirical Formula for Energy-Space Distributions of Streamed Neutrons and Gamma-Rays in Cylindrical Duct, Journal of Nuclear Science and Technology, 25[1], 8-18(1988)

- 8) K. Shin : An Approximate Formula for Neutron and Gamma-Ray Streaming through Ducts and Slits, 7th International Conference on Radiation Shielding, Bournemouth, UK, Sep. 12-16(1988)
- 9) K. Shin and A. Itoh : A Simple Calculation Method for 14 MeV Gap Streaming, International Symposium on Fusion Nuclear Technology, Tokyo, April 11-14 (1988)
- 10) K. Hayashi and T. Nakamura : Analytical Dose Evaluation of Neutron and Secondary Gamma-Ray Skyshine from Nuclear Facilities, Nuclear Science and Engineering, 91, 332-348(1985)

3.7 不規則形状部に関する簡易計算法

簡易計算式はそれによりストリーミング量が簡単に求められるだけでなく、遮蔽欠損部の形状、線源条件等とストリーミング量の関係が容易に得られる等便利な点が多く、遮蔽設計において欠くことのできない道具の一つである。しかしながら、簡易計算式を実際の遮蔽設計で用いる場合、線源の空間あるいは角度分布に関する近似、体系近似等を行わねばならない場合が多く、その精度には設計者の経験等に依存して決定される面がある。従って、使用に際しては計算式の適用性について十分把握しておく必要がある。

3.7.1 線源について⁽¹⁾

放射線ストリーミングの様相は線源条件に強く依存する。簡易計算式が解析的に導出されるようなダクト問題では通常ダクト軸上に点等方線源あるいはダクト入り口に一様に広がった平面線源等が与えられ、体系が軸対称となっている場合が多い。実際のダクト問題では非軸対称体系が普通であるが、そのような体系では解析的な式の導出が極めて難しくなるため軸対称体系の式が用いられることが多い。軸対称体系の式を非軸対称体系に適用した場合安全側の結果を与えるが、遮蔽体透過後の速中性子が線源となる場合等では軸対称体系と非軸対称体系ではダクト軸に対する中性子の入射角度分布が極めて異なり、このような方法ではかなりの過大評価をすることになる。ダクト入り口で線源が定義される場合、中性子またはガンマ線は線源から前方の半球面内に全て放射され、後方の半球面内には放射されないとするのが普通である。 θ をダクト入り口面の法線と粒子が放出される方向がなす角度とすると、平面線源の場合、 θ 方向への粒子放出率 $N(\theta)$ は単位立体角、単位面積、単位時間当たり $N_0 \cdot g(\theta)$ である。ここで、 N_0 は線源表面での全粒子放出率である。また、 $g(\theta)$ は規格化された角度分布であり、一般的によく用いられるcosine n乗分布の場合次のように表される。

$$g(\theta) = \{(n+1)/2\pi\} \cdot \cos^n \theta \quad (3.7.1)$$

式3.7.1から等方線源 ($n = 0$) の場合

$$N_0 \cdot g(\theta) = N_0/2\pi \quad (3.7.2)$$

cosine 線源の場合

$$N_0 \cdot g(\theta) = N_0 \cdot \cos \theta / \pi \quad (3.7.3)$$

となる。中性子の場合、ダクト入り口の物質中で吸収がないとするとダクト入り口での熱中性子角度束は Fermi 分布で近似できる。この場合、線源からの規格化された中性子カレント角度分布は

$$J(\theta) = \{\cos \theta + (3)^{1/2} \cdot \cos^2 \theta\} / [\pi \{1 + 2/(3)^{1/2}\}] \quad (3.7.4)$$

となる⁽²⁾。また、規格化された中性子束角度分布は次式で表される⁽³⁾。

$$\Phi(\theta) = \left\{ 1 + (3)^{1/2} \cdot \cos\theta \right\} / \left[2\pi \left\{ 1 + (3)^{1/2}/2 \right\} \right] \quad (3.7.5)$$

ダクト内の線束を計算する場合、与えられた線源の扱いに注意する必要がある。ある方向への粒子放出率とは線源面の単位面積を通ってその方向へ流れる単位時間当たりの粒子数であり、ある方向への線束とはその方向と直交する面の単位面積を単位時間に通る粒子数である。従って、ダクト内への単位面積当たりの粒子放出率はダクト入り口面の単位面積を通る θ 方向への粒子のカレント $J(\theta)$ と等しく、これは θ 方向の線束 $\Phi(\theta)$ と次の関係がある⁽¹⁾。

$$J(\theta) = \cos\theta \cdot \Phi(\theta) \quad (3.7.6)$$

粒子放出率 N_0 の角度分布が (3.7.1) 式で与えられるときダクト入り口での全線束 Φ_0 は

$$\Phi_0 = \{(n+1)/n\} \cdot N_0 \quad (3.7.7)$$

で与えられる。例えば cosine 線源の場合は $n = 1$ 、それ故

$$\Phi_0 = 2N_0 \quad (3.7.8)$$

となる。ただし、粒子放出率が等方 ($n = 0$) の場合、 Φ_0 は定義されない。

3.7.2 漏洩経路によって分類された成分に対する主な計算法

以下に漏洩放射線を漏洩経路によって分類された 3 つの成分に対し、その定義と主な計算法を示す。ただし、この分類や定義は計算式導出の際の計算方法、あるいは実験式の場合は測定方法により多少異なる場合もある。

(1) 直接成分

計算式から直視できる線源面から計算点に直接到達するもので、直視成分ともいう(図 3.7.1 の(1))。直視法 (line-of-sight 法) により中性子束 Φ は次の式で計算される。

$$\Phi = \int \{ N_0 \cdot g(\theta) / \rho^2 \} dS \quad (3.7.9)$$

$$\Phi = \int \{ \Phi_0 \cdot g(\theta) \cdot \cos\theta / \rho^2 \} dS \quad (3.7.10)$$

ここで、 dS は線源面の微小面積、 ρ は dS と計算点の間の距離である。積分は計算点から直視できる線源面に対して行う。

(2) アルベド成分

検出器に到達する前に一回以上ダクト壁で反射されたもの(図 3.7.1 の(2))。図 3.7.2 に示すように線源強度 N_0 の点線源からエネルギー E_0 の粒子が放出される場合、壁での 1 回反射のみを考慮すると計算点 P における線量率 D は次式のようになる⁽¹⁾。

$$D = \int [N_0 K(E_0) \alpha_{D2}(E_0, \theta_0, \theta, \phi) \cos\theta_0] / (4\pi r_1^2 r_2^2) dS \quad (3.7.11)$$

ここで、 α_{D2} は入射カレント当たりの反射カレントで定義される微分アルベド、 $K(E_0)$ は線束-線量率変換係数であり、 $\theta_0, \theta, r_1, r_2$ は図3.7.2に示すように線源点、反射点及び計算点Pの幾何学的関係から決定される角度及び距離である。また、 ϕ は入射方向と反射方向の間にはられる方位角である。積分は壁面全体にわたって行う。ここで、線量率表示をしたのは本質的なことではなくアルベドの形によって線束、あるいはカレントを求めることができる。2回反射の式も上式を拡張することにより求めることができる。1回反射のみを考えれば式は比較的簡単で、アルベド及び体系の幾何形状によっては円筒ダクト中の中性子束に対してSimon-Cliffordの式⁽⁴⁾が導出されたように積分が行える。しかし、通常アルベド成分に対する式は計算機による数値計算を必要とする。

(3) 漏洩成分（または透過成分）

ダクト周辺の遮蔽体中を透過した後、ダクト壁をよぎって検出器に到達するものである（図3.7.1の(3)）。簡易計算式に関する文献に見られる代表的な計算方法としては以下に示すray analysis法^(1, 3, 5)がある。しかし、その適用限界はあまり明確ではない。現在では1次元輸送計算コード等により信頼性の高い透過計算が比較的簡便に行えるので、場合によってはそのような方法で漏洩成分を計算するのも一法であると考えられる。以下にray analysis法の概略を示す。漏洩線束を Φ_1 とすると、

$$\Phi_1(\bar{r}_0) = \int_V q(\bar{r}) \cdot G(t) / \{4\pi |\bar{r} - \bar{r}_0|^2\} d\bar{r} \quad (3.7.12)$$

と計算される⁽⁵⁾。ここで、

\bar{r}_0 : 計算点の位置ベクトル

\bar{r} : 線源の微小領域 $d\bar{r}$ の位置ベクトル

V : 体積線源領域

$q(\bar{r})$: 体積線源強度分布

である。 $G(t)$ はガンマ線の場合、遮蔽体中での散乱を考慮しないと次のように表される。

$$G(t) = \exp \left\{ - \int_0^t \mu(x) dx \right\} \quad (3.7.13)$$

ここで、

t : \bar{r} と \bar{r}_0 を結ぶ線分のうち吸収体を通る部分の長さ

$\mu(x)$: 点xでの線減衰係数

である。遮蔽体中での散乱を考慮した場合は次のようになる。

$$G(t) = B(\bar{r}_0) \cdot \exp \left\{ - \int_0^t \mu(x) dx \right\} \quad (3.7.14)$$

ここで、 $B(\bar{r}_0)$ は \bar{r}_0 での再生係数である。速中性子の場合は

$$G(t) = \exp \left\{ - \int_0^t \Sigma_R(x) dx \right\} \quad (3.7.15)$$

である。ここで、 $\Sigma_R(x)$ は点 x での除去断面積である。中性子の場合 ray analysis 法で比較的良い結果を得る条件としては速中性子であること、線源から放出される中性子角度分布が精度良く知られていることがあげられる。さらに、透過計算のきく領域での遮蔽が比較的薄く（減衰が 2 衡程度までが目安）、かつ遮蔽の構成が複雑でないことがあげられる。

3.7.3 直円筒ダクト（図 3.7.3 参照）

(1) 直接成分^(1-3, 5)

半径 R のダクト入り口に単位面積当たりの粒子放出率 N_0 あるいは線束 Φ_0 の平面線源がある場合、ダクト軸上で入り口から Z の位置での線束またはカレントの直接成分 Φ_d または J_d は直視法による計算から次のようになる。

1) 等方線源の場合

$$\Phi_d = (N_0/2) \cdot \ln \left\{ 1 + (R/Z)^2 \right\} \quad (3.7.16)$$

$$\approx N_0 \cdot R^2 / 2Z^2 \quad (Z \gg R) \quad (3.7.16')$$

$$J_d = N_0 \left[1 - 1 / \left\{ 1 + (R/Z)^2 \right\}^{1/2} \right] \quad (3.7.17)$$

2) cosine 線源の場合

$$\Phi_d = 2N_0 \left[1 - 1 / \left\{ 1 + (R/Z)^2 \right\}^{1/2} \right] \quad (3.7.18)$$

$$\approx 2N_0 \cdot R^2 / 2Z^2 \quad (Z \gg R) \quad (3.7.18')$$

$$= \Phi_0 \left[1 - 1 / \left\{ 1 + (R/Z)^2 \right\}^{1/2} \right] \quad (3.7.19)$$

$$J_d = N_0 R^2 / \left[Z^2 \left\{ 1 + (R/Z)^2 \right\} \right] \quad (3.7.20)$$

一般に $\cos^n \theta$ ($n \neq 0$) 線源に対し

$$\Phi_d = n \cdot \Phi_0 (R^2 / 2Z^2) \quad (Z \gg R) \quad (3.7.21)$$

である。ダクト切り口面積を S とすると式 3.7.21 は

$$\Phi_d = n \cdot \Phi_0 (S / 2\pi Z^2) \quad (Z \gg R) \quad (3.7.22)$$

となる。原子炉遮蔽においては速中性子に対し円筒ダクト漏洩中性子束 Φ を

$$\Phi = 10 \cdot \Phi_0 (R^2 / 2Z^2) \quad (3.7.23)$$

で評価する場合がある⁽⁶⁾。これは、速中性子の場合、ダクトが炉心方向を向いている場合には直接線が支配的となり、入射線の角度分布は前方性が強く $\cos^n \theta$ で表せば n は10程度になるからであると推定される。ただし、そうすればアルベド成分の寄与は含まれないことになる。

(2) アルベド成分

ガンマ線に対してはShindo等がモンテカルロ計算および実験から求めた半経験式がある⁽⁷⁾。すなわち、エネルギー E_0 のガンマ線を放出する平面線源に対し、半径 R 、長さ L のダクト出口でのアルベド成分に対する線量率 D_a は

$$D_a = N_0 k_1 E_0 K(E_0) (L/R)^{-2} \quad (s_0 \leq L/R \leq s_1 \text{ の場合}) \quad (3.7.24)$$

$$D_a = N_0 k_2 E_0 K(E_0) (L/R)^{-3} \quad (s_1 < L/R \leq 60 \text{ の場合}) \quad (3.7.25)$$

と表される。ここで、 $K(E_0)$ はガンマ線束一線量率変換係数、 k_1, k_2, s_0, s_1 はガンマ線のエネルギーと遮蔽体物質に依存して変化する定数である。これらの定数は遮蔽体物質が黒鉛、水、普通コンクリート、磁鉄鉱コンクリート、鉄、錫、鉛の場合について0.5～10MeVの領域で与えられている。（図3.7.4～3.7.11参照）

中性子の場合、Simon-Cliffordの式⁽⁴⁾ がある。すなわち、等方線源の場合、 $Z \gg R$ の領域で中性子束アルベド成分 Φ_a は

$$\Phi_a = \Phi_d \cdot \{A\beta + 4BR\beta/Z\} \quad (3.7.26)$$

$$= (N_0 R^2 / 2Z^2) \cdot \{A\beta + 4BR\beta/Z\} \quad (3.7.27)$$

となる。ただし、 Φ_d は直接線である。また、全アルベドを α とすると、一回散乱のみを考慮したときは $\beta = \alpha$ であり、多重散乱を考慮したときは $\beta = \alpha / (1 - \alpha)$ である。A、B は次のように決定する。ダクト壁で単位立体角に反射される中性子束 $d\Phi_{out}/d\Omega$ はダクト壁に入射する中性子束を Φ_{in} とすると

$$d\Phi_{out}/d\Omega = (A + 2B\cos\theta) \cdot \alpha\Phi_{in}/2\pi \quad (3.7.28)$$

と記述される。ただし、A、B は等方散乱と cosine 散乱の割合で $A + B = 1$ となる。

(3) 漏洩成分（または透過成分）

ダクト入り口に粒子放出率が N_0 で半径 R_s 円盤状平面線源がある場合に半径 R のダクトの中心軸上で入り口から Z の距離の点での漏洩線束 $\Phi_1(Z)$ は式3.7.12および3.7.13または3.7.15から次のようになる⁽⁸⁾。遮蔽体中での減衰係数を ξ とすると、等方線源の場合

$$\Phi_1(Z) = N_0 \cdot \exp(\xi r_0^3 / R^2) [E_1(\xi r_0^3 / R^2) - E_1(\xi r_0^2 r_s / R^2)] \\ \left(3Z^2 / \xi (Z^2 + R^2)^{3/2} \ll 1 \text{ の場合} \right) \quad (3.7.29)$$

$$\Phi_1(Z) = N_0 (R^2 / \xi r_0^3) [1 - (r_0 / r_s) \exp(-\xi(r_s - r_0) r_0^2 / R^2)] \\ \left(\xi (Z^2 + R^2)^{1/2} \gg 3 \text{ の場合} \right) \quad (3.7.30)$$

また、 $Z \gg R$ 、 $Z \gg 3/\xi$ で、且つ $r_s - r_0$ が $1/\xi$ に比べてオーダー的に大きい場合は

$$\Phi_1(Z) = N_0 R^2 / \xi Z^3 \quad (3.7.31)$$

となる。cosine線源の場合も等方線源の場合と同じ条件付きで次の3つの式が導出される。

$$\Phi_1(Z) = 2N_0(Z/r_0) \cdot \exp(\xi r_0^3/R^2)[E_2(\xi r_0^3/R^2) - (r_0/r_s)E_2(\xi r_0^2 r_s/R^2)] \quad (3.7.32)$$

$$\Phi_1(Z) = 2N_0(Z/r_0) \cdot (R^2/\xi r_0^3)[1 - (r_0^2/r_s^2)\exp\{-\xi(r_s - r_0)r_0^2/R^2\}] \quad (3.7.33)$$

$$\Phi_1(Z) = 2N_0 R^2 / \xi Z^3 \quad (3.7.34)$$

なお、 ξ はガンマ線の場合は線減衰係数であり、中性子の場合は除去断面積である。ただし、

$$r_0^2 = R^2 + Z^2 \quad (3.7.35)$$

$$r_s^2 = R_s^2 + Z^2 \quad (3.7.36)$$

$$E_1(x) = \int_x^\infty [\exp(-t)/t] dt \quad (3.7.37)$$

$$E_2(x) = x \int_x^\infty [\exp(-t)/t^2] dt \quad (3.7.38)$$

である。なお、 E_1 および E_2 関数の値は Goldstein により表の形にまとめられている⁽⁸⁾。

図3.7.12. a, b に示すように部分的に遮蔽体を貫通する円筒ダクトがあるとき点 P における線束は ray-analysis を適用することにより次式のようになる⁽¹⁾。すなわち、図3.7.12. a に対しては

$$\Phi = N_0 [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec \phi)] \quad (3.7.39)$$

図3.7.12. b に対しては

$$\Phi = N_0 [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec \phi')] \quad (3.7.40)$$

である。ここで、

$$\phi = \tan^{-1}[R/(Z - t)] \quad (3.7.41)$$

$$\phi' = \tan^{-1}(R/Z) \quad (3.7.42)$$

である。文献(5)の 499-501 頁には 3 つの体系に対し中性子の直接線と漏洩線を計算する一般的な式が与えられている。それらは円筒ダクトの前に、(i)無限平面線源 (ii)有限円盤線源 (iii)半無限体積線源がある場合のダクト軸上の中性子束及びカレントに対する式である。漏洩線は ray analysis により求められたものである。式に含まれる積分が必要な関数に対してはグラフにより数値が与えられている。

中性子に対して Piercey の方法がある⁽⁹⁾。この方法は熱中性子の場合について導出

されたものであるが、ダクト壁での線源の角度分布を考慮すれば他のエネルギーの中性子あるいはガンマ線の場合にも適用できる。ダクトがない遮蔽体中の中性子束分布を $\phi(X)$ とする。ただし、Xはダクト入り口が設置される位置からの距離である。

$\phi(X)$ は一次元輸送コード等による透過計算によって求めることができる。ダクト壁における内向きの中性子カレントを $J_-(X)$ とし、その角度分布を cosine 分布とすると

$$\Phi_1(Z) = \int_0^L J_-(X) \cdot \cos\theta \cdot 2\pi R \cdot dX / \pi \left\{ (Z - X)^2 + R^2 \right\} \quad (3.7.43)$$

となる。さらに $J_-(X) = \phi/4$ と仮定すると

$$\Phi_1(Z) = (R^2/2) \cdot \int_0^L \phi(X) dX / \left\{ (Z - X)^2 + R^2 \right\}^{3/2} \quad (3.7.44)$$

となる。ただし、Rはダクト半径、Lはダクトの長さである。

Trubeyはダクトは入り口に等方線源あるいはcosine線源が無限に広がっているという条件で、ダクト入り口部の線源を除いた残りの線源から遮蔽体中を透過してくる非散乱成分を式3.7.12および3.7.13に基づいて計算し、ダクト半径と長さの比R/Zが0.001から1.0の範囲及び μZ で測った遮蔽体の厚さが0.1から5.0の範囲で報告している⁽¹⁾（表3.7.1 a, b）。またShindo等は等方線源に対し同様の方法でダクト入り口部の線源を除いた残りの線源から遮蔽体中を透過してくる成分（ $\Phi_{annular}$ と定義）を計算し、これを line-of-sight 成分（ Φ_{disk} と定義）に対する比の形 ($\Phi_{annular}/\Phi_{disk}$) で、また、ダクトがある場合のline-of-sight成分を含めた透過成分(Φ_{duct} と定義) とダクトが無い場合の透過線束（ Φ_{slab} と定義）の比を報告している⁽⁷⁾（図3.7.13および3.7.14）。

(4) 直円筒ダクトに対するその他の式

水またはコンクリート遮蔽体中の円筒ダクト内の中性子束分布を表す簡易式を実験的に導出したものがある⁽¹⁰⁾。実験は JRR-4 原子炉の炉心近傍の水遮蔽体中で行われた。ここで定義される直接およびアルベド成分にはダクト入り口からだけでなく入り口近傍のダクト側壁を通ってダクト内に入射し、そこから散乱なしに直接あるいはダクト壁で一回以上反射された後計算点に到達するものが含まれている。また、漏洩成分はダクト周辺の遮蔽体中を透過し、計算点近傍のダクト側壁を通って計算点に到達するものに対応している。式に含まれる定数の値を変えることによりダクト軸の線源に対する角度が0から90度の範囲で熱、熱外、中速及び速中性子に対する式となる。このうち、中速中性子は濃縮ボロン球で被覆された金箔によって測定されたもので約50eV～約10KeV の中性子に対応する（図3.7.15）。速中性子を測定したしきい検出器のエネルギー依存の反応率を図3.7.16に示す。

ダクト切り口断面積が S_1 、鋼壁厚 t の直ダクトが線源に対しその軸が線源中心とダクト入り口中心を結ぶ線と θ_s となる角度で設置されている場合、ダクト軸に沿った中性子束の空間分布を $F(Z) (= \Phi(Z) / \Phi(0))$ 、ダクトがない場合の計算点での相対的な中性子束を $T(Z)$ ($Z = 0$ で 1 と規格化されたもの) とすると

$$F(Z) = K \cdot f(Z) + \{1 - K \cdot f(Z)\} \cdot T(Z) \quad (3.7.45)$$

となる。ここで右辺第 1 項は直接成分とアルベド成分の和に対応し、第 2 項は透過成分に対応する。また、

$$f(Z) = 1 / \left[1 + \left\{ Z / (S_1)^{1/2} / a \right\}^b \right] \quad (3.7.46)$$

である。 a 、 b は中性子エネルギー及びダクトの線源に対する設置角度に依存する定数であり、その値を表 3.7.2-4 に示す。熱、熱外中性子の場合 a 、 b はダクトの設置角度に依らず一定値をとる。 K はダクトの鋼壁の厚さに依存する補正係数で、厚さが 0.59cm の場合の中性子束に対する他の厚さの場合の中性子束の比で定義される。図 3.7.17 に K を $Z / (S_1)^{1/2}$ の関数として示す。同図で Φ_0 は熱外中性子束を意味する（以下同様）。式 3.7.45において第 1 項と第 2 項の全体の中性子束における割合はダクトの口径並びに設置角度により異なる。図 3.7.18 に第 2 項すなわち透過成分の全体に対する割合を示す。同図には設置角度が大きい場合あるいは口径が小さい場合に透過成分の寄与が極めて大きくなることが示されている。従って、このような場合は $T(Z)$ を正確に求めておく必要がある。これは 1 次元あるいは 2 次元透過計算で求められる。実際の遮蔽設計においては、しばしばダクトがある状態でのダクト入り口の中性子束 $\Phi(0)$ ではなく、ダクトがない状態でダクト入り口に対応する位置での中性子束 $\Phi_{0s}(0)$ が与えられる。この場合

$$\Phi(0) = \varepsilon \cdot \Phi_{0s}(0) \quad (3.7.47)$$

とすると、速中性子に対しては $\varepsilon = 1$ である。熱外中性子ではダクト口径に依存して多少変化するが 1 に近い値をとる。熱中性子の場合、 ε はダクト口径及びダクト鋼壁の厚さの両方に依存して大きく変化する^(10, 11)。図 3.7.19 および 3.7.20 に ε のダクト口径およびダクト鋼壁の厚さ依存性に関するデータを示す。なお、 ε の値が明らかでないときは、 $\varepsilon = 1$ とすれば安全側の結果が得られる。本式の適用範囲は以下の通りである。

線源空間分布 : 線源はダクト入り口から離れた位置にあり、ダクト入り口境界面すなわちダクト入り口を含むダクト軸に垂直な面において中性子束はダクト半径の外側の領域まで広がって分布しているものとする。

線源スペクトル : 入射中性子スペクトルとしては速、中速から低速、及び熱中性子に対してそれぞれ核分裂、 $1/E$ 、及び Maxwell またはそれに近いスペクトルが想定されている。

ダクト直径 : 2.5~30cm

ダクトの長さ : 最大240cm

ダクト設置角度 : 热、热外、及び中速中性子に対し 0~90度、
速中性子に対し 45~90度

ダクトの鋼壁の厚さ : 0~1 cm

遮蔽体物質 : 水またはコンクリート

ここで、示された式は実験値を土30%以内の精度で記述するものであるが、他の独立に行われた実験との比較を通して式の精度は上記適用範囲内でファクター 2 以内であるとしている。

Shin はアルベド多重散乱モデルに基づくストリーミング評価式を導出した^{(12), (13)}。本評価式による計算には計算機が必要であり、従って計算コード化されている。このため、本式についての具体的な解説は本報告書の 3.6.3 で行う。

3.7.4 屈曲円筒ダクト (図 3.7.21 参照)

(1) 中性子に対する $1/\sin\theta$ 結合式

中性子の場合、屈曲ダクトに対してよく用いられる式は直ダクトの直接成分に対する式を屈曲部における中性子束の空間的变化を表す $1/\sin\theta$ 法則⁽⁴⁾で結合したものである。この $1/\sin\theta$ 法則は屈曲部での反射線の角度分布を等方と仮定したときのものであり、等方と cosine 分布の中間的な分布をしている場合は $1/\sin\theta$ は $(A + 2B\sin\theta)/\sin\theta$ で置き換える必要がある。また、屈曲角度が 45 度より小さくなると、この法則からのずれが大きくなるので注意する必要がある⁽¹¹⁾。ここでは 2 回屈曲までの式を与えるがそれ以上の多段屈曲ダクトに対しても同様にして式を得ることができる。

$$\Phi(Z_2) = \Phi(L_1) \cdot (K\alpha_1/\sin\theta_1) \cdot (R^2/2Z_2^2) \quad (3.7.48)$$

$$\Phi(Z_3) = \Phi(L_2) \cdot (K\alpha_2/\sin\theta_2) \cdot (R^2/2Z_3^2) \quad (3.7.49)$$

ただし、

R : ダクト半径

Z_2, Z_3 : ダクトの第 2 脚あるいは第 3 脚中の計算点の屈曲部からの距離

L_1, L_2 : ダクトの第 1 脚及び第 2 脚の長さ

$\Phi(L_1)$, $\Phi(L_2)$	ダクトの第1脚終端及び第2脚終端での中性子束
θ_1, θ_2	: 屈曲角度
α_1, α_2	: 屈曲部でのアルベド
K	: 経験的に決められる定数

である。上式は屈曲部以外の部分での散乱は考慮していないので低エネルギー中性子に適用する場合はこの点に注意する必要がある。Horton等は水中に置かれた鋼壁ダクトの場合、熱中性子に対し $K\alpha$ が約 $1/3$ になることを実験的に見出した⁽²⁾。この場合、計算によると $\alpha = 0.55$ なので $K = 0.60$ となる。原子炉遮蔽においては、3.7.3 の(1)で示したのと同様の理由で速中性子に対し上式の K を 1 とし、式全体を 10 倍する式が使用される場合がある⁽⁶⁾。すなわち、n 段のダクトの出口での速中性子束 Φ_{out} は

$$\Phi_{out}/\Phi_0 = 10 \cdot (R^2/2L_1^2) \cdot \prod_{i=2}^n (R^2/2L_i^2) (\alpha_{i-1}/\sin\theta_{i-1}) \quad (3.7.50)$$

である。

(2) 中性子に対する実験式

原子炉遮蔽におけるコンクリートまたは水遮蔽体中に置かれた 1 回屈曲ダクトの場合は、屈曲角度 θ_b が 45~90 度の範囲で、式 3.7.45 で示される直円筒ダクト内の中性子束分布関数 $F(z)$ を $1/\sin\theta$ 法則で結び次式が与えられる⁽¹⁰⁾。

$$\Phi(Z_2)/\Phi(0) = F(L_1) \cdot (B/\sin\theta_b) \cdot F(Z_2) \quad (3.7.51)$$

ただし、 L_1 は屈曲ダクトの第1脚部の長さであり、 Z_2 は屈曲部から第2脚部中の計算点までの距離である。B はエネルギー依存の定数で

$$B = 0.5 \quad (\text{熱中性子の場合}) \quad (3.7.52a)$$

$$B = 0.66 \quad (\text{熱外中性子の場合}) \quad (3.7.52b)$$

$$B = 0.04 \quad (^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co} \text{反応率の場合}) \quad (3.7.52c)$$

である。

(3) ガンマ線に対する円筒または矩形屈曲ダクトの式 : Wijker の方法⁽¹⁴⁾

Wijker は次の条件のもとに円筒または矩形屈曲ダクトに対する式を導出した。それらは図 3.7.22 に示すように脚部番号、屈曲部番号等をとると

- 1) i 番目の脚部のストリーミング問題は ($i - 1$) 番目の屈曲部のダクト軸上に置かれた点線源によるストリーミング問題に置き換えられる。
- 2) i 番目の屈曲部での線源強度 N_i は ($i - 1$) 番目の線源点に対し i 番目の屈曲部のダクト切り口面積 A_i によって張られる立体角の中に ($i - 1$) 番目の線源から放出されたガンマ線のみによって決定される。すなわち、ガンマ線は屈曲部でのみ散乱されるとする。

3) ($i - 1$) 脚部から i 脚部へのガンマ線の散乱角度は i 番目の屈曲角度 θ_i に等しいとする。

4) ダクト空隙部外側の遮蔽体を通るガンマ線は考慮しない。

等である。線源は強度 $S_0 [R \cdot m^2 / h \cdot r]$ の点線源または強度 $\sigma_0 [R / h \cdot r]$ の平面一方向線源とする。それぞれの線源に対しガンマ線放出率を $N_0 [\text{photon} / s]$ あるいは $\nu_0 [\text{photon} / m^2 \cdot s]$ 、 ガンマ線のエネルギーを E_0 、 空気の吸収係数を $\mu_{a,a}$ とすると

$$S_0 = c \mu_{a,a} E_0 N_0 / 4\pi \quad (3.7.53)$$

$$\sigma_0 = c \mu_{a,a} E_0 \nu_0 \quad (3.7.54)$$

である。ダクト切り口は直径 d の円または $h \times b$ の矩形とする。このようにすると、 n 脚目ダクト出口での照射線量率 D_n は点線源に対し

$$D_n = (S_0 / L_0^2) \cdot \prod_{i=1}^n (g_i A_i / 4\pi L_i^2) \cdot \prod_{i=1}^n (f_i s_{i-1} F_i) \quad (3.7.55)$$

平面線源に対し

$$D_n = 4\pi \sigma_0 \cdot \prod_{i=1}^n (g_i A_i / 4\pi L_i^2) \cdot \prod_{i=1}^n (f_i s_{i-1} F_i) \quad (3.7.56)$$

となる。ここで、 g_i は i 番目の屈曲部に関する立体角の割合 $A_i / 4\pi L_i^2$ に対する幾何学的な補正係数である。円筒ダクトの場合 $a_i = d_i / L_{i-1}$ 、 矩形ダクトの場合 $a_i = h_i / L_{i-1}$ とすると

$$g_i = \{1 - (1/2)a_i \operatorname{cosec}\theta_i\}^2 / \{1 - a_i \operatorname{cosec}\theta_i + (1/4)a_i^2\}^2 \quad (3.7.57)$$

である。ただし、平面線源の場合 $g_i = 1$ である。また、

L_i : i 脚部の長さ。ただし i は 0 から数える。

f_i : $i - 1$ 脚から i 脚への散乱に伴うエネルギー減衰率

s_{i-1} : ($i - 1$) 番目の線源からのガンマ線のエネルギーを E_{i-1} とすると i 番目の屈曲部の遮蔽物質とエネルギー E_{i-1} のガンマ線が相互作用する際の散乱の割合

F_i : 散乱の非等方性に対する補正係数

である。 s_i 、 F_i 、 f_i の計算値を表 3.7.5-7 に示す。

式 3.7.55 の特殊な形として 2 脚目が短くオフセット構造になっている 2 回屈曲ダクトの場合の式を以下に示す。第 1 脚と第 3 脚は遮蔽体に垂直の向きである。2 つの屈曲部の屈曲角度は等しく θ である。また、第 1 脚と第 3 脚の中心軸間の距離を H とする。このような場合、式 3.7.55 は

$$D = (S_0 / L_0^2) (g_2 A^2 / 4H^2 L_2^2) \cdot F(E_0, \theta) \cdot \Psi(\theta) \quad (3.7.58)$$

となる。ただし、 A はダクト断面積であり、 g_2 、 $\Psi(\theta)$ はそれぞれ

$$g_2 = 144/(8 + \sin^2\theta)^2 \quad (3.7.59)$$

$$\Psi(\theta) = 2.25\{1 - (1/9)\cos^2\theta\}^2 \quad (3.7.60)$$

である。また、 $F(E_0, \theta)$ は

$$F(E_0, \theta) = (1/16\pi^2)\{12\sin\theta/(8 + \sin^2\theta)\}^2 \cdot (\mu_s/\mu)_0 \\ \cdot (\mu_s/\mu)_1 \cdot \left\{(\mu_{a,a}E)_2/(\mu_{a,a}E)_0\right\} F_1 F_2 \quad (3.7.61)$$

であり、コンクリート、鉛、鉄に対し計算された値が表3.7.8-10に与えられている。

ここで、 μ 、 μ_s はそれぞれ遮蔽体中の減衰係数および散乱係数である。

なお、参考までに原著には記述されていないが、Wijkerの式は斜め入射に対しても容易に拡張できることを示しておく。斜め入射の場合ダクト入り口部を第1屈曲部と考えればよい。すなわち、入射角度を θ_0 とすると

$$g_1 = \cos\theta_0 \quad (3.7.62)$$

とすればよい。その他の定数はガンマ線エネルギー、入射角度、遮蔽体物質にのみ依存するもので、表3.7.5-7に与えられているものを用いることができる。

(4) DIN規格のガンマ線に対する円筒または矩形屈曲ダクトの式

DIN規格には屈曲角度90度の2回屈曲ダクト出口におけるガンマ線のストリーミング線量率評価式が示されている⁽¹⁵⁾。以下に示す式は円筒ダクトだけでなく矩形ダクトにも適用される。ただし、この場合矩形断面の縦の辺の長さ h と横の辺の長さ w の比 h/w は2を越えないとする。 D_{out} 、 D_{in} をダクト出口および入り口での線量率とすると D_{out} はコリメートされた入射線に対し

$$D_{out} = D_{in}(4A^2/L_2^2T^2)\alpha_1\alpha_2B(w/T) \quad (3.7.63)$$

また、ダクト壁から p の距離にある点線源に対し

$$D_{out} = D_{in}(4A^2/L_2^2T^2)\alpha_1\alpha_2B(w/T)\left\{1/(1+T/2P)^2\right\} \quad (3.7.64)$$

である。ここで、 A はダクト断面積、 L_2 は第2脚部の長さ、 T は遮蔽壁の厚さ、 α_1 、 α_2 は屈曲部での実効的な散乱ファクター、 $B(w/T)$ は補正係数である。これらの式では第1脚及び第3脚の長さは等しく $T/2$ と限定されている。しかし、第1脚および第3脚の長さが $T/2$ ではなくそれぞれ、 L_1 、 L_3 の場合は上式中の $4/T^2$ を $1/L_3^2$ で置き換えればよい。 α_1 、 α_2 、 B の値は安全側の値として

$$B = 1.5 \quad (3.7.65a)$$

$$\alpha_1 = \alpha_2 = 0.5/2\pi \approx 0.08 \quad (3.7.65b)$$

あるいは

$$\alpha_1 \cdot \alpha_2 \cdot B \approx 0.01 \quad (3.6.66)$$

が与えられている。

3.7.5 斜め入射の取扱い

これまで斜め入射に対して与えられた式としては中性子に対する実験式3.7.45がある。また、Wijkerのガンマ線に対する式も斜め入射に対して使用できることを示した。一般的にはダクト開口部に入射する放射線の量、入り口部の壁物質のアルベド等から反射線の量を計算し、これに安全側の角度分布を持たせることにより線源を定める方法が考えられる。文献(16)には半径Rの円筒ダクト入り口に等方線源がある場合の直視成分に対する式に斜め入射の場合の補正係数Cを乗じた式が示されている。すなわち、

$$\Phi(Z) = C \cdot \Phi_0(R/2Z^2) \quad (3.7.67)$$

である。入り口部のダクト壁の材質をコンクリートとし、線源を ^{60}Co 点線源とするとCは入射角度が30、45、60度でそれぞれ約1/4、1/7、1/20である。ただし、これらの値の根拠は明らかにされていない。中性子に対してはCの値は与えられていない。この方法は屈曲ダクトの第1脚目にも適用される。

小角入射を除けば斜め入射の場合、直視線はない。しかしダクトが直視する方向に壁などの散乱体があると線源からの放射線がこの散乱体で反射されて新たな線源となり、この線源からの直視成分等が無視できなくなる場合がある。散乱体がダクト入り口より遠いほど散乱体からの入射量は減るがこの成分のダクト内での減衰はゆるやかとなる。ガンマ線の場合、この線源に対する2回散乱以上の散乱線の寄与は少ないので線源強度を求める場合は1回散乱のみを計算することになる。中性子に対してはモンテカルロ法等で散乱体での線源強度等を計算することが考えられる。

3.7.6 その他の複雑形状部

(1) 円環ダクト

cosine n 乗の角度分布を持つ平面線源に対し直円環ダクトがある場合、 $R \gg R - r$ とすると、 $Z \gg R - r$ の領域で直接成分 Φ_d は

$$\Phi_d = \{(n+1)N_0/2\pi Z^2\} \cdot S \quad (3.7.68)$$

となる^{(1), (5)}。ただし、Sは計算点から直視できる線源面積で

$$S = R^2 \cdot \cos^{-1}(r/R) + (R^2 - r^2) \cdot \cos^{-1}(r/c) - r(R^2 - r^2)^{1/2} \quad (3.7.69)$$

である。(図3.7.23参照)。ここで、

Z : ダクト入り口から計算点までの距離

R : 円環の外半径

r : 円環の内半径

c ($r \leq c \leq R$) : 内半径と外半径の間の計算点

である。 Φ_d の最大値は $c = R$ のときである。このとき原子炉遮蔽においては速中性子に対し式3.7.23の場合と同様の理由で次式を用いる場合がある。

$$\Phi = 10 \cdot \Phi_0 (S_{\max} / 2\pi Z^2) \quad (3.7.70)$$

ただし、 S_{\max} は $c=R$ のときの直視面積値であり、次のように表せる。

$$S_{\max} = (2R^2 - r^2) \cos^{-1}(r/R) - r(R^2 - r^2)^{1/2} \quad (3.7.71)$$

中性子の場合、直接成分、アルベド成分、および漏洩成分の和を Φ_t とすると次の式がある⁽⁵⁾。それらは熱中性子に対し

$$\Phi_t(Z) = (1 + \beta') \cdot [\Phi_d(Z) + p \cdot \{\Phi_{und}(Z) + \Phi_p(Z)\}] \quad (3.7.72)$$

速中性子に対し

$$\Phi_t(z) = \Phi_d(z) + \Phi_{und}(z) \quad (3.7.73)$$

である。ここで、 Φ_{und} はダクトがない場合の中性子束、 Φ_p は管内物質が分布している場合の中性子束である。また、 β' は実効アルベド係数、 p は漏洩係数であり、 p の値は0.2~0.25である。

また、同じく中性子に対しPrice等はSimon-Cliffordの式（式3.7.16' と式3.7.27の和）からの類推により直接成分とアルベド成分の和に対する式を導出している⁽²⁾。線源の角度分布は実際的なcosine分布とする。すなわち、 $\Phi(0) = 2N_0$ の場合、次式のようになる。

$$\Phi(Z) = \Phi(0) \cdot \delta \cdot \{(R^2 - r^2)/2Z^2\} \cdot \{1 + F(Z, R, r, \alpha)\} \quad (Z \gg R - r) \quad (3.7.74)$$

ただし、 δ は式3.7.69で計算される直視面積 S と円環状空隙部の全面積の比で、次のようになる。

$$\delta = S/\pi(R^2 - r^2) \quad (3.7.75)$$

また、

$$F(Z, R, r, \alpha) \sim 4 \cdot (R^2 - r^2)^{1/2} \cdot \{\alpha/(1 - \alpha)\}/Z \quad (3.7.76)$$

である。 α は全アルベドである。

原子炉遮蔽におけるコンクリートまたは水遮蔽体中に置かれた厚さ0.2~1.0cmの鋼壁をもつ円環ダクトの空隙部内中性子束相対分布を表す実験式として式3.7.46と同じ形の式がある⁽¹⁷⁾。この場合、同式中の S 1として式3.7.69で $c = (R + r)/2$ としたものを用いる。 a および b は熱および熱外中性子の場合、線源に対するダクトの位置によらず

$$a = 1.6, b = 3.3 \quad (\text{熱中性子の場合}) \quad (3.7.77a)$$

$$a = 1.2, b = 2.9 \quad (\text{熱外中性子の場合}) \quad (3.7.77b)$$

である。 $^{58}\text{Ni}(n, p) ^{58}\text{Co}$ 反応率に対する速中性子の場合はダクトの線源に対する設置角度が36および42.6度のところでのみ、 a 、 b の値が求められており、それらはどちらも熱外中性子に対する値と同じものである。斜め入射の場合、式はダクト入り口での円環状空隙部で平均した中性子束に対する相対分布であり、また入り口から一定の位置では円環に沿って非軸対称となっている中性子束の最大値に対応する

ものである。また、屈曲円環ダクトの熱、熱外中性子に対しては式3.7.51と同様に式3.7.46を $B/\sin\theta_0$ で結んだ式が与えられている。ただし、Bの値としては屈曲円筒ダクトに対して与えられた式3.7.52 a～c の値と同じものを用いる。

原子炉遮蔽の屈曲円環ダクトにおける速中性子に対しては式3.7.50と同様に次式がある⁽⁶⁾。

$$\Phi_{out}/\Phi_0 = 10 \cdot (S_{max})^n \cdot \prod_{i=1}^n (1/L_i^2) \quad (3.7.78)$$

(2) 矩形ダクト（スロット）（図3.7.24参照）

矩形ダクトの場合、平面線源に対する直接成分の式は以下の通りである^(1, 5)。ダクト切り口の辺の長さをそれぞれH、W、また、入り口から計算点までの距離をZとし、さらに、 $a = H/2Z$ 、 $b = W/2Z$ と定義する。ダクト入り口での角度線束が $\cos^n\theta$ 分布しているとすると、等方分布（ $n = 0$ ）の場合、

$$\Phi_d = (2\Phi_0/\pi) \cdot \tan^{-1} \left\{ ab/(1+a^2+b^2)^{1/2} \right\} \quad (3.7.79)$$

cosine分布（ $n = 1$ ）の場合

$$\begin{aligned} \Phi_d = (2\Phi_0/\pi) & \cdot \left[\left\{ a/(1+a^2)^{1/2} \right\} \cdot \tan^{-1} \left\{ b/(1+a^2)^{1/2} \right\} \right. \\ & \left. + \left\{ b/(1+b^2)^{1/2} \right\} \cdot \tan^{-1} \left\{ a/(1+b^2)^{1/2} \right\} \right] \end{aligned} \quad (3.7.80)$$

一般に cosine n 乗分布に対し $Z \gg H$ 、 $Z \gg W$ すなわち $a \ll 1$ 、 $b \ll 1$ とすると

$$\Phi_d = (n+1)WH\Phi_0/2\pi Z^2 \quad (3.7.81)$$

である。

$H \gg W$ ($H > 5W$) の場合、直接成分は次のようにも表せる。すなわち、 θ_1 、 θ_2 を図3.7.24に示す角度とすると、等方線源に対し

$$\Phi_d = (N_0 W / 2\pi Z) \cdot (\theta_1 + \theta_2) \quad (3.7.82)$$

$$J_d = (N_0 W / 2\pi Z) \cdot (\sin\theta_1 + \sin\theta_2) \quad (3.7.83)$$

cosine線源に対し、

$$\Phi_d = (N_0 W / \pi Z) \cdot (\sin\theta_1 + \sin\theta_2) \quad (3.7.84)$$

$$J_d = (N_0 W / 4\pi Z) \cdot (\sin 2\theta_1 + \sin 2\theta_2 + 2(\theta_1 + \theta_2)) \quad (3.7.85)$$

である。ただし、 θ はラジアン単位である。スロットの長さHがZに比べて十分長い場合は式3.7.82～3.7.85において θ_1 、 θ_2 をそれぞれ $\pi/2$ とすればよい。

$H > 10W$ 、 $Z > 10W$ の場合、原子炉の遮蔽において速中性子に対し次式が用いられることがある⁽⁶⁾。

$$\Phi/\Phi_0 = 20(W/Z)^2 \quad (3.7.86)$$

コンクリート内90度1回屈曲矩形ダクトにおいて、ダクト入り口にエネルギーE₀のガンマ線を放出する点線源があるとき、第2脚部での線量率Dを計算する Ingold & Huddlestonの経験式がある⁽¹⁾。これは実験並びに解析計算データから求めたもので、

$$D/D_0 = 0.214(H/W)^{0.907}W^{2.864}/(L_1^{2.534}L_2^{2.667}E_0^{0.710}) \quad (3.7.87)$$

と表される。ここで、

D₀ : 線源から1 ftでの線量率

H、W : ダクト切り口の辺の長さ。屈曲ダクトの軸が水平面内にあるとすると、

Hは高さ方向の長辺の長さ、Wは水平方向の長さである。

L₁ : 線源から屈曲部中心までの距離

L₂ : 屈曲部中心から計算点までの距離

である。ダクト寸法はすべてft単位で、エネルギーはMeV単位で測ったものである。式の適用範囲は0.662MeV≤E₀≤6.0MeV、1.0≤H≤6.0ft、1.0≤W≤6.0ft、2≤L₁≤36ft、1≤H/W≤2、L_i/H≤6 (i=1, 2)、L_i/W≥2 (i=1, 2)である。

同じコンクリート内90度1回屈曲矩形ダクトに対し Huddleston & LeDoux の式がある⁽⁵⁾。2脚にわたるダクトの減衰率をAとすると、

$$A = 0.155 F_s F_g \quad (3.7.88)$$

である。ここで、F_sは線源のタイプに依存するファクターであり、F_gはダクトの寸法と線源エネルギーに依存するファクターである。F_gは経験的に次式で表される。

$$F_g = HW^2/\{(L_1 L_2)^{2.7} E_0^{0.6}\} \quad (3.7.89)$$

この式の右辺の記号の意味は式3.7.87と同じであるが、ダクト寸法はmで表示する。F_gの適用範囲は、0.30MeV≤E₀≤3.7MeV、0.3≤W≤2.0m、0.7≤L_i≤8m (i=1, 2)、1≤H/W≤2、L_i/H≤6 (i=1, 2)である。線源ファクターF_sは点線源に対しては1である。この場合、Aは線源から1mでの点の線量率に対する相対的な減衰率となる。線源が図3.7.25に示すような3種類の等方平面線源の場合、F_sは次のようになる。

- 1) 第1脚が水平方向にあるとき

$$F_s \approx L_1^2 A_v \quad (3.7.90)$$

- 2) 第1脚が垂直方向にある場合、第1脚開口部全面が線源に覆われているとすると

$$F_s \approx L_1^2 A_h \quad (3.7.91)$$

- 3) 2)と同じ状態で、第1脚開口部上には線源が無いとすると

$$F_s \approx L_1^2 A_a \quad (3.7.92)$$

A_v、A_h、A_aの値は図3.7.25に与えられている。

2回屈曲ダクトの場合、第3脚目の線量率 D_3 は第2脚部終端における線量率 D_2 の計算に式3.7.87あるいは式3.7.88のどちらかを用いたときも

$$D_3/D_2 \approx 0.55 W^{3.4}/L_3^{4.4} \quad (3.7.93)$$

となる⁽⁵⁾。ただし、ダクト切り口は正方形とする。寸法はm単位である。

(3) オフセット^(2, 5, 6)

オフセット構造は段付き円環ダクト（プラグ）または段付きスロット等に存在する。図3.7.26に示すように空隙幅Tの円環ダクトまたはスロットの途中にステップ幅Dのオフセットがある場合

を満たしていればオフセットとしての遮蔽効果は十分である。実際にプラグ等を製作した場合、空隙幅は必ずしも一定とはならないが、その場合Tは最大の間隙幅とする。遮蔽体の厚さをlとすると、オフセットは $L/2$ の位置に設けた場合に最大の効果が得られる。オフセットの数を増やしても、それによる追加的な遮蔽効果はあまり期待できない。なお、実際の設計においては、式3.7.94のDには安全係数として少なくとも2を乗じるべきである。図3.7.27に速中性子に対するオフセット効果の実験結果を示す^(2, 6)。

(4) ヘリカルダクト

図3.7.28に示すようなヘリカルダクトに対しダクト半径を r 、らせんの半径を R_h 、らせんが1回転する遮蔽の厚さを T とする。この場合、ダクトに沿って流れる放射線のストリーミング量はダクト入り口での線束を Φ_0 。とすると同図の点Pにおける線束 Φ は

$$\Phi = \Phi_0 (k^{m-1}/2^{4m-1}) \left[(r/R_h) / \left(1 + (T/2\pi R_h)^2 \right) \right]^{(m+1)/2} \quad (3.7.95)$$

と計算される⁽¹⁸⁾。ここで、 k はダクト周辺物質のアルベドに依存する定数であり、

$$m = (\phi/2)(R_h/r)^{1/2} \quad (3.7.96)$$

である。また、 ϕ は図3.7.28に示すようにダクト入り口からP点までラジアン単位で測られたらせんの回転角である。

直径12cmの円筒ダクト内にダクト空隙部に対する体積比が31%の鋼製のスクリュータイプのプラグ（図3.7.29参照）が挿入されている場合について実験が行われ、その結果からスクリュープラグに必要な条件およびダクト内の中性子およびガンマ線束の計算式が導出された⁽¹⁹⁾。スクリューは中性子に対しては1～2回転、ガンマ線に対しては2～3回転ねじれていると十分で、それ以上ねじっても漏洩線束はほとんど変化しない。このような条件を満たしているとき半径 r のダクト入り口からZの位置での中性子束 Φ （Z）は入射線束の角度分布が $\cos^n \theta$ で表される場合、スクリュープラグを均質化して求めた線束 Φ_n とプラグがないときの直接線の減衰量を組み

合わせ、

$$\Phi(Z) \sim \Phi_h(Z) \cdot (n+1)r^2/2Z^2 \quad (3.7.97)$$

となる。本式はスクリューウェーが1回転する距離(ピッチ)とダクト直径の比が5以内で適用されるものである。ただし、実験値との比較から計算された中性子束はストリーミング方向に1ダクト直径に相当する距離だけシフトさせた計算点のものとして使用する必要があるとしている。すなわち、ダクト直径をDとすると

$$\Phi(Z+D) = \Phi_h(Z) \cdot (n+1)r^2/2Z^2 \quad (3.7.98)$$

である。ガンマ線の場合はストリーミングがほとんどなくなり、漏洩結果は $\Phi_h(Z)$ とほぼ等しくなる。

3.7.7 補償遮蔽

補償遮蔽とは遮蔽壁にダクト等の遮蔽欠損部が存在するとき、対象とする放射線に対し遮蔽壁を構成する物質より遮蔽性能のよい物質を遮蔽欠損部周辺に適切に配置することによりこの部分の遮蔽性能を遮蔽欠損部のない状態での遮蔽壁と同程度にしようとするものである。ここでは補償遮蔽設計法の原理的な考え方を示し、具体的な設計方法に関しては参考文献を挙げるに止める。原理は次の通りである。

厚さTのバルク遮蔽壁前面および背面での線量率を D_0 、 D_1 とする。ガンマ線は遮蔽壁の中を一定の平均減弱係数 $\bar{\mu}$ で記述される指數関数で減衰していくとする。

すなわち

$$\bar{\mu} \equiv (1/T) \ln(D_0/D_1) \quad (3.7.99)$$

と定義する。遮蔽壁物質が普通コンクリートの場合、その厚さを75~150cmの範囲とし、また、ガンマ線のエネルギー範囲を0.5~10MeV とすると

$$\bar{\mu}_{Fe} = k(\rho_{Fe}/\rho_{con}) \bar{\mu}_{con} \quad (3.7.100)$$

となり、kは0.94~1.25の範囲にある。ここで $\bar{\mu}_{Fe}$ 、 $\bar{\mu}_{con}$ は鉄およびコンクリートの平均減弱係数、 ρ_{Fe} 、 ρ_{con} は鉄およびコンクリートの密度である。従って、kの値として安全側の0.94をとればガンマ線のエネルギーに関係なく厚さXのコンクリートは次式により厚さX'の鉄と置き換えることができる。

$$X' = X(\bar{\mu}_{con}/\bar{\mu}_{Fe}) \quad (3.7.101)$$

また、欠損部のガンマ線透過方向に関する寸法をDとするとこれを補償する鉄の厚さUは

$$U = \{\bar{\mu}_{con}/(\bar{\mu}_{Fe} - \bar{\mu}_{con})\}D \quad (3.7.102)$$

となる。線源が欠損部出口を直視しないとすると欠損部による遮蔽性能低下は透過成分の増加とアルベド成分によるストリーミングの発生として現れる。透過成分の増加分は上式によって決定される寸法の鉄を欠損部周辺のコンクリート中に埋め込むことにより

減衰させる。すなわち、このような考え方をガンマ線のあらゆる透過方向に対して適用することにより鉄の形状、寸法が決定される。アルベド成分によるストリーミング量はガンマ線の入射角度、欠損部の切り口断面積、欠損部の長さおよび欠損部壁のアルベドにより決定される。オフセットスリット、段付き円柱プラグのようにオフセット構造があるときはストリーミングは無視する。また、2回屈曲ダクトの場合は2脚目の長さを適用に長くすることでストリーミング量を無視できるほどに減衰させる。ストリーミング量は式3.7.63または3.7.64により計算する。参考までにコンクリート中の2回屈曲ダクトに施された鉄製の補償遮蔽の形状を図3.7.30に示す。一方、直ダクトあるいは直スリットの場合は遮蔽背面で許容される線量率の増加量に対し許される切り口断面積を選択することになる。以上のような考え方に基づきYamajiは直及び斜め円筒ダクト、直、斜めおよびオフセットスリット、および段付き円柱プラグに対して具体的な設計法を示した⁽²⁰⁾。また、2回屈曲ダクトに対する設計法はドイツのDIN規格(DIN25427)⁽¹⁵⁾に示されている。

3.7.8 設計計算における簡易計算式の適用について

以上示したようにほとんどの簡易計算式は比較的単純な限られた体系に対し求められており、また直接線に対する一部の式および実験式を除いて大抵の場合近似が入っている。従って、実際の適用において、式の選択および式に含まれるパラメータの選択を適切に行うことが求められている。それには、式の導出過程でとられている線源条件、ダクト壁等での反射条件等における近似（特に角度分布についての近似）の内容を理解するとともに式を適用する対象の線源の空間、角度、エネルギー分布、ダクト壁のアルベドの値等を式の中に適切に取り込む必要がある。また、通常実際の体系と簡易計算式が求められた体系には差異があり、それによる誤差を評価せねばならない。それ故、計算精度、あるいは安全裕度を把握するのには遮蔽設計者としてのかなりの経験を必要とする。このため、設計において比較的理解しやすい式を安全裕度をもたせて使用する場合がある。文献16には切り口が円、円環、および矩形の直ダクトおよび90度2回屈曲ダクトに対し、そのような例が示され、検討が行なわれている。以下にその内容の要約及び多少のコメントを示す。3種類の屈曲ダクトに対する式はいずれも文献6(Reactor Shielding Design Manual)に示されている式のように入り口で等方線源の場合の直接線に対する式を屈曲部でのアルベドで結合したもので、同じ考え方に基づいて導出されている。考え方方が理解しやすいように以下に示す式は原文と記述のしかたが多少異なる。それぞれの式の第1脚目に対する部分には斜め入射場合の補正係数が含まれており、この部分は直ダクトに対する式としても用いられている。屈曲円筒ダクトの場合、線源が第1脚部出口を見ないとして

$$\Phi_3/\Phi_0 = C \cdot N_1 \cdot (R^2/2L_1^2) \cdot \alpha_1 \cdot N_2 \cdot (R^2/2L_2^2) \cdot \alpha_2 \cdot N_3 \cdot (R^2/2L_3^2) \quad (3.7.103)$$

とする。（原文には N_2 , N_3 は明示されていない）。ここで C は斜め入射に対する補正係数で、ダクト入り口部等での散乱およびダクトに入射する角度束を等方としたことに対する補正であるとしている。 C の値は3.7.5で示したように ^{60}Co 点線源に対する場合以外は与えられていないので、なんらかの方法で求めるかあるいは安全側の値があればそれを用いる。 α_1 , α_2 は屈曲部でのアルベドである。ガンマ線の場合は $N_1=N_2=N_3=1$ とし、速中性子に対しては $N_2=N_3=1$ としている。また、 N_1 は文献6を参考にして10としている。このように N_1 , N_2 , N_3 を定めた式に対しガンマ線の場合は $C=1$, $\alpha_1=\alpha_2=0.1$ また、速中性子の場合は $C=1$, $\alpha_1=\alpha_2=1$ とすることにより安全側の結果を与えるとしている。

段付きプラグの周囲に存在するような2脚目が短くオフセット構造となった屈曲円環ダクトの場合は

$$\Phi_3/\Phi_0 = C \cdot N_1 \cdot (S_1/2L_1^2) \cdot \alpha_2 \cdot N_3 \cdot (S_3/2L_3^2) \quad (3.7.104)$$

としている。ここでは N_1 , N_3 は第1、3脚ダクト壁での散乱成分を考慮するための係数と説明されている。 S_1 , S_3 は第1、3脚ダクトでの直視面積の最大値、 α_2 は段差部におけるアルベドとする。なお、 S_1 , S_3 は式3.7.71で求められるものである。 C は円筒ダクトの場合と同じ値をとる。ガンマ線の場合 $N_1=N_3=2$ 、速中性子の場合は $N_1=N_3=10$ を用いる。したがって、円筒ダクトの場合に比べ N_1 の値はより大きくとられている。 α_2 はガンマ線、速中性子のいずれの場合も1、すなわち段差部での減衰はないとする。なお、円筒ダクトの場合と同じ考え方で立つなら、上式中の直接線を表す部分はそれぞれ $(S_1/2\pi L_1^2)$ および $(S_3/2\pi L_3^2)$ とすべきである。

スリット幅 W_i ($i=1, 2, 3$) の屈曲スリットに対してはガンマ線の場合

$$\Phi_3/\Phi_0 = C \cdot N_1 \cdot (W_1/2L_1) \cdot \alpha_1 \cdot N_2 \cdot (W_2/2L_2) \cdot \alpha_2 \cdot N_3 \cdot (W_3/2L_3) \quad (3.7.105)$$

とし、 $N_1=N_2=N_3=1$ とする。速中性子の場合

$$\Phi_3/\Phi_0 = C \cdot N_1 \cdot 2(W_1/L_1)^2 \cdot \alpha_1 \cdot N_2 \cdot 2(W_2/L_2)^2 \cdot \alpha_2 \cdot N_3 \cdot 2(W_3/L_3)^2 \quad (3.7.106)$$

とし、 $N_2=N_3=1$ とする。 N_1 のみは10とする。ガンマ線と中性子では直接線の式として別のものが用いられている。前者はスリットの長手方向の幅 H がスリットの深さ L に比べて十分大きい場合の式であり、後者は後で示すように $H \sim 10W$ 程度のスリットに対するものである。ガンマ線の場合は円筒ダクトと同じく、 $C=1$, $\alpha_1=\alpha_2=0.1$ 、また速中性子に対しては $\alpha_1=\alpha_2=1$ とすることにより安全側の結果を与えるとしている。

文献6の速中性子に対する直ダクトの式は等方線源に対する直接線をN倍したもので、Nはダクトが線源を見る配置で行なわれた実験に基づいて10と決定されている。そして、Nは円環ダクトの場合に対してのみ「線源サイズと不確定さによるのである。」としている。

るが、明確な意味は記述されていない。文献16ではNをアルベド線の寄与を含めた安全ファクターと解釈しているようである。速中性子の場合、アルベド成分の寄与はあまり大きくなないのでN=10とすれば安全ファクターとしては十分と思われがちであるが、ダクトが線源を直視する場合の第1脚部においては過少評価になることもあるので注意したい。すでに3.7.3の(1)でも記述したがダクトが原子炉を直視するような配置にある場合、Nは $\cos^n \theta$ 線源のnに相当する。速中性子の場合nは10程度であり、アルベド成分の寄与をいれるとNは10以上になる。例えば、JRR-4の実験データをフィティングした直接成分とアルベド成分の和に対応する式3.7.46によると、直径20cm、長さ1mの円筒ダクトでの ^{58}Ni (n, p) ^{58}Co 反応の減衰率は0.085となる¹⁰⁾が、 $10(R^2/2L^2)=0.05$ であり過少評価となる。次に円環ダクトの式において $N_3=10$ とするのは円筒ダクトの場合と考え方が一致しないし、第2脚目以降では線源の角度分布は等方か $\cos \theta$ 程度であるので大きすぎると考えられる。この場合、文献6では式3.7.78のように $N_3=2$ としている。矩形ダクト（スロット）の場合、 $\cos^n \theta$ 線源に対し直接線は式3.7.81のようになる。すなわち、 $\Phi_a = (n+1)WH\Phi_0/2\pi L^2$ である。 $H \sim 10W$ とすると $WH/2\pi \sim 2W^2$ であり $\Phi/\Phi_0 \sim n \cdot 2(W/L)^2$ となる。 $n=10$ とすると、文献6に示されているように $\Phi/\Phi_0=20(W/L)^2$ となり、速中性子の角度分布の前方性を考慮した式となる。これより、屈曲スリットの式も円筒あるいは円環ダクトの式と同様な式であることがわかる。したがって、スリットの場合の N_2 、 N_3 の値の選択に関しても円環ダクトの場合と同様のコメントが成り立つ。また、速中性子の場合、 $H > 10W$ ならば直接線の式として式3.7.81を用いるか、ガンマ線の場合に使用されている式を用いるべきであろう。

以上のように簡易計算式といっても、そこに含まれるパラメータの解釈によって計算値が異なってくる。簡易計算式を使用者に依存せず利用しやすいものとするには、今後とも既存の式に付いては適用性、精度等の評価を実験及び解析計算の両面から行なうとともに新しい式の開発を行うことが必要である。

参考文献

- (1) Selph, W. E., Claiborne, H. C. : ORNL-RSIC-20, (1968).
- (2) Price, B. T. et al. : "Radiation Shielding", Pergamon Press (1957).
- (3) Chase, D. M. : "Reactor Handbook", 2nd Ed., Vol. III, part B, Chap. 12, Interscience Publishers (1962).
- (4) Simon, A., Clifford, C. E. : Nucl. Sci. Eng. 1, 156 (1956).
- (5) Jaeger, R. G. (Editor) : "Engineering Compendium on Radiation Shielding", Vol. I, Chap. 8, Springer-Verlag (1968).
- (6) Rockwell, T. (Editor) : "Reactor Shielding Design Manual", Chap. 8, McGraw-Hill Book Company, Inc. (1956).
- (7) Shindo, M. et al. : Nucl. Sci. Eng. 27, 450 (1967).
- (8) Goldstein, H. : "Fundamental Aspects of Reactor Shielding", Addison -Wesley Publishing Co. (1959).
- (9) Pirecey, D. C. : AEEW-R70, (1962).
- (10) Miura, T. : Nucl. Sci. Eng. 102, 191 (1989).
- (11) Canali, U. et al. : Proc. Conf. Physics Problems of Reactor Shielding, Harwell, U. K., Vol. III, 657 (1967).
- (12) Shin, K. : J. Nucl. Sci. Technol. 25, 8 (1988).
- (13) Shin, K. : J. Nucl. Sci. Technol. 26, 1067 (1989).
- (14) Wijker, H., Proc. Conf. Physics Problems of Reactor Shielding, Harwell, U. K., Vol. III, 755 (1967).
- (15) DIN Deutsches Institut fur Normung e.V. : DIN 25427, (1977), Beuth Verlag.
- (16) Sekiguchi, N. (Editor), Naito, Y. : JAERI-M 86-060, (1986).
- (17) Miura, T., Sasamoto, N. : Nucl. Sci. Eng. 83, 333 (1983).
- (18) Horton, C. C. : Nucl. Sci. Eng. 6, 525 (1959).
- (19) Aalto, E., Krell, A. : Nucl. Sci. Eng. 27, 433 (1967).
- (20) Yamaji, A. : Paper Ship Res. Inst. Vol. 26, [6] (1989).

表3.7.1 a 円筒ダクト出口でのダクト壁を通つくる非散乱線⁽¹⁾
(N₀=1の等方線源の場合)

$\left[\frac{R}{Z} \right]$	Flux Per Unit Surface Source Intensity for Shield Thickness of					
	$\mu z = 0.1$	$\mu z = 0.2$	$\mu z = 0.5$	$\mu z = 1.0$	$\mu z = 2.0$	$\mu z = 5.0$
0.001	1.823	1.223	0.5602	0.2198	0.04912	1.166×10^{-3}
0.002	1.823	1.223	0.5607	0.2207	0.04935	1.184×10^{-3}
0.005	1.824	1.224	0.5620	0.2215	0.05002	1.242×10^{-3}
0.01	1.825	1.226	0.5643	0.2235	0.05119	1.349×10^{-3}
0.02	1.828	1.229	0.5688	0.2278	0.05363	1.614×10^{-3}
0.05	1.834	1.239	0.5820	0.2406	0.06171	2.977×10^{-3}
0.1	1.842	1.254	0.6024	0.2613	0.07621	7.042×10^{-3}
0.2	1.851	1.272	0.6360	0.2982	0.1049	1.795×10^{-2}
0.5	1.825	1.277	0.6841	0.3659	0.1687	5.223×10^{-2}
0.75	1.765	1.240	0.6804	0.3819	0.1923	6.990×10^{-2}
1.0	1.689	1.185	0.6560	0.3767	0.1980	7.753×10^{-2}

表3.7.1 b 円筒ダクト出口でのダクト壁を通つくる非散乱線⁽¹⁾
(N₀=1のcosine線源の場合)

$\left[\frac{R}{Z} \right]$	Flux Per Unit Surface Source Intensity for Shield Thickness of					
	$\mu z = 0.1$	$\mu z = 0.2$	$\mu z = 0.5$	$\mu z = 1.0$	$\mu z = 2.0$	$\mu z = 5.0$
0.001	1.445	1.149	0.6539	0.2976	0.07544	0.002026
0.002	1.446	1.149	0.6545	0.2983	0.07582	0.002059
0.005	1.446	1.150	0.6564	0.3002	0.07698	0.002166
0.01	1.447	1.152	0.6595	0.3034	0.07896	0.002365
0.02	1.450	1.156	0.6657	0.3100	0.08314	0.002862
0.05	1.455	1.166	0.6836	0.3298	0.09703	0.005458
0.1	1.459	1.179	0.7095	0.3610	0.1217	0.01323
0.2	1.453	1.188	0.7462	0.4120	0.1682	0.03343
0.5	1.339	1.116	0.7510	0.4714	0.2494	0.08728
0.75	1.190	0.9949	0.6827	0.4465	0.2553	0.1036
1.0	1.036	0.8643	0.5953	0.3956	0.2340	0.1014

表3.7.2 a, bの値：速中性子⁽¹⁰⁾

θ_s (deg)	$^{115}\text{In}, \text{n}$		$^{58}\text{Ni}, \text{p}$		$^{27}\text{Al}, \alpha$	
	a	b	a	b	a	b
30	1.75	2.80	1.70	2.80	1.65	2.80
45	1.55	2.90	1.40	2.90	1.20	2.90
60	—	—	1.20	3.00	1.00	3.10
90	—	—	1.15	3.10	1.00	3.10

表3.7.3 a, bの値：中速中性子⁽¹⁰⁾

θ_s (deg)	a	b
0	1.25	2.80
15	1.15	2.80
30	1.10	2.80
45	1.00	2.80
90	1.00	2.90

表3.7.4 a, bの値：熱および熱外中性子⁽¹⁰⁾

Neutron Energy	a	b
Thermal	1.75	3.20
Epithermal	1.25	2.80

表3.7.5 遮蔽体との相互作用における散乱の割合 s の値⁽¹⁴⁾

E(MeV)	0.1	0.2	0.5	0.66	1.0	1.25	2.0	5.0	10.0
concrete	0.871	0.976	0.997	0.998	1.000	0.988*	0.982	0.862	0.715
lead	0.0213	0.107	0.477	0.597	0.736	0.788	0.764	0.465	0.253
iron	0.399	0.823	0.976	0.987	1.000	0.999	0.967	0.733	0.472

表3.7.6 散乱の非等方性補正係数 F の値⁽¹⁴⁾

E(MeV)	0.2	0.5	0.66	1.0	1.25	2.0	5.0	10.0
$\theta = 15^\circ$	2.31	3.13	3.46	4.02	4.37	5.18	6.83	7.75
$\theta = 30^\circ$	1.94	2.38	2.51	2.68	2.74	2.83	2.81	2.72
$\theta = 45^\circ$	1.49	1.63	1.64	1.63	1.61	1.56	1.46	1.38
$\theta = 60^\circ$	1.10	1.10	1.08	1.05	1.03	0.99	0.92	0.85
$\theta = 90^\circ$	0.704	0.654	0.64	0.62	0.61	0.58	0.51	0.454

表3.7.7 散乱に伴うエネルギー減衰率 f の値⁽¹⁴⁾

E ₀ (MeV)	0.1	0.2	0.5	0.66	1.0	1.25	2.0	5.0	10.0
$\theta = 15^\circ$	0.992	0.984	0.967	0.961	0.945	0.937	0.909	0.818	0.674
$\theta = 30^\circ$	0.970	0.941	0.882	0.861	0.818	0.793	0.729	0.554	0.389
$\theta = 45^\circ$	0.938	0.877	0.772	0.733	0.668	0.632	0.553	0.379	0.249
$\theta = 60^\circ$	0.899	0.805	0.658	0.612	0.536	0.497	0.416	0.268	0.171
$\theta = 90^\circ$	0.815	0.668	0.477	0.425	0.352	0.317	0.253	0.152	0.094

表3.7.8 コンクリート中の $10^3 \times F(E_0, \theta)$ の値⁽¹⁴⁾

E_0 (MeV)	0.2	0.5	0.66	1.0	1.25	2.0	5.0	10.0
$\theta = 15^\circ$	4.65	8.53	10.32	13.42	15.33	19.8	22.8	16.5
$\theta = 30^\circ$	10.62	14.65	15.52	16.07	16.07	14.69	9.10	4.75
$\theta = 45^\circ$	10.29	10.24	9.69	8.39	7.65	6.03	3.03	1.508
$\theta = 60^\circ$	6.80	5.18	4.56	3.62	3.20	2.39	1.151	0.546
$\theta = 90^\circ$	2.65	1.485	1.232	0.920	0.792	0.560	0.246	0.1095

表3.7.9 鉛中の $10^3 \times F(E_0, \theta)$ の値⁽¹⁴⁾

E_0 (MeV)	0.2	0.5	0.66	1.0	1.25	2.0	5.0	10.0
$\theta = 15^\circ$	0.0541	1.860	3.48	7.02	9.29	12.04	7.58	2.81
$\theta = 30^\circ$	0.1149	2.86	4.81	7.80	9.01	9.10	3.71	1.179
$\theta = 45^\circ$	0.0997	1.698	2.58	3.55	3.77	3.32	1.298	0.422
$\theta = 60^\circ$	0.0570	0.697	0.977	1.276	1.320	1.108	0.421	0.1354
$\theta = 90^\circ$	0.01617	0.1247	0.1619	0.192	0.196	0.1606	0.0573	0.0177

表3.7.10 鉄中の $10^3 \times F(E_0, \theta)$ の値⁽¹⁴⁾

E_0 (MeV)	0.2	0.5	0.66	1.0	1.25	2.0	5.0	10.0
$\theta = 15^\circ$	3.26	8.12	10.03	13.36	15.42	19.2	17.5	8.78
$\theta = 30^\circ$	7.28	13.91	15.04	15.86	15.96	14.61	7.53	2.97
$\theta = 45^\circ$	6.83	9.65	9.33	8.28	7.56	5.90	2.60	0.988
$\theta = 60^\circ$	4.32	4.80	4.35	3.54	3.14	2.32	0.968	0.357
$\theta = 90^\circ$	1.515	1.294	1.122	0.870	0.753	0.533	0.203	0.0706

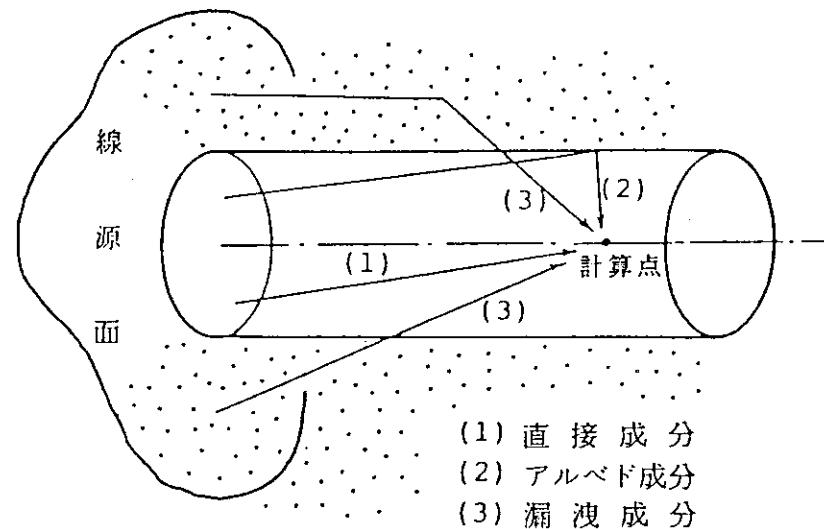


図3.7.1 放射線漏洩経路

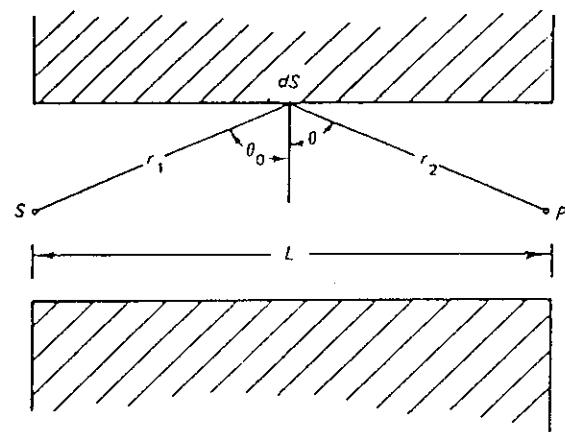


図3.7.2 1回反射に対するアルベド計算体系

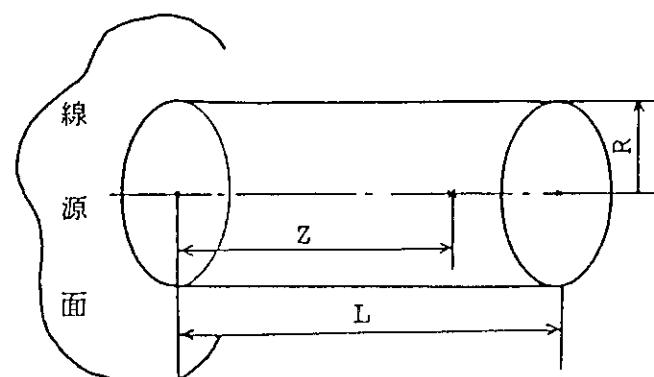
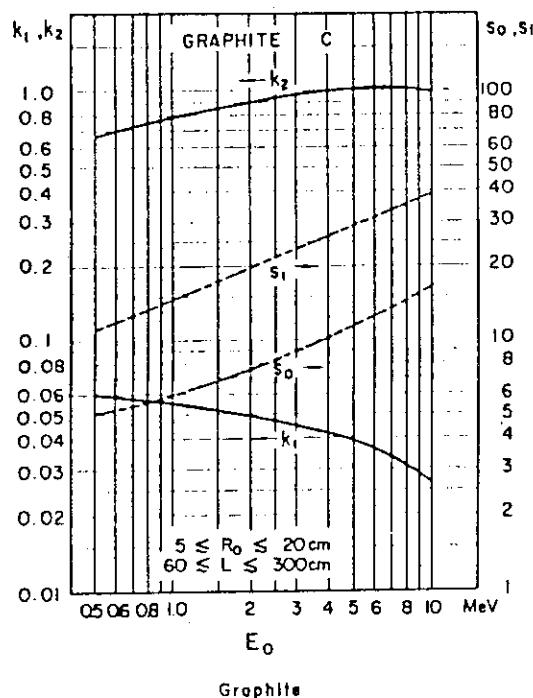
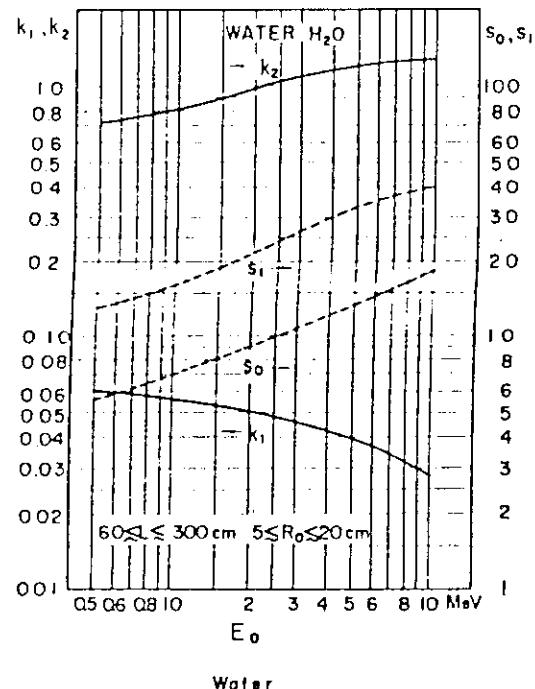
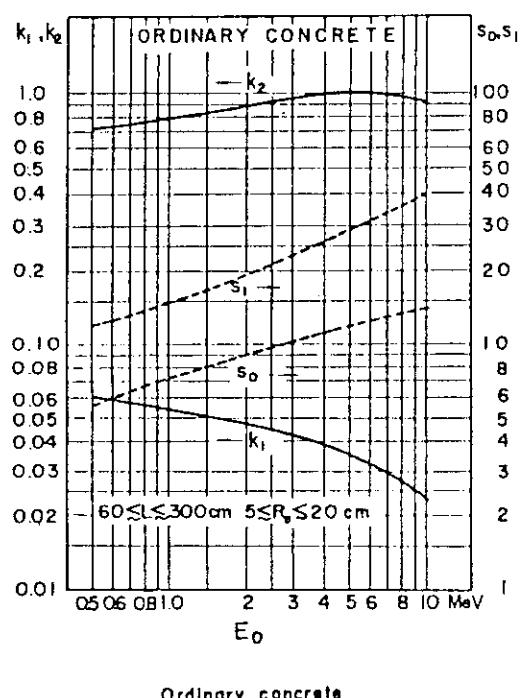
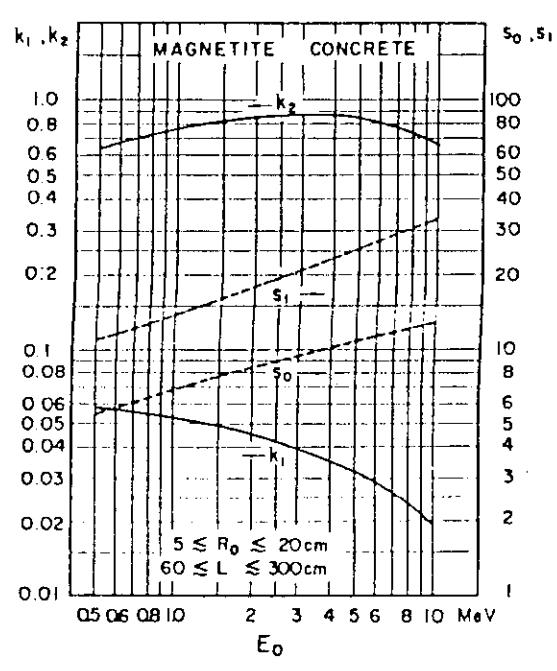
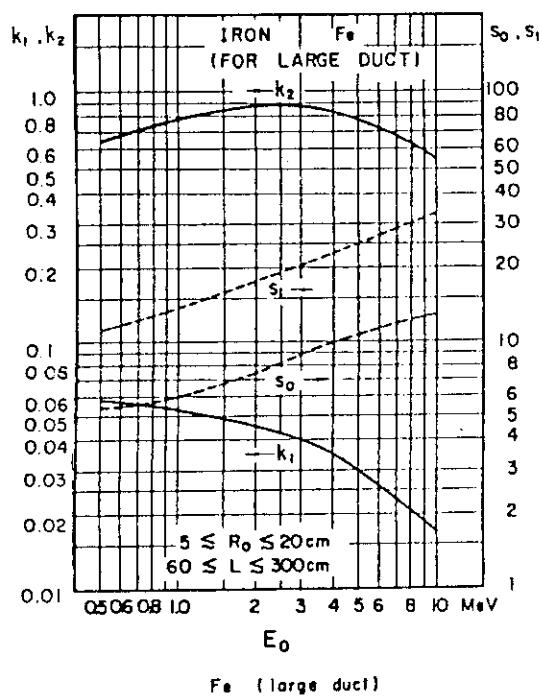
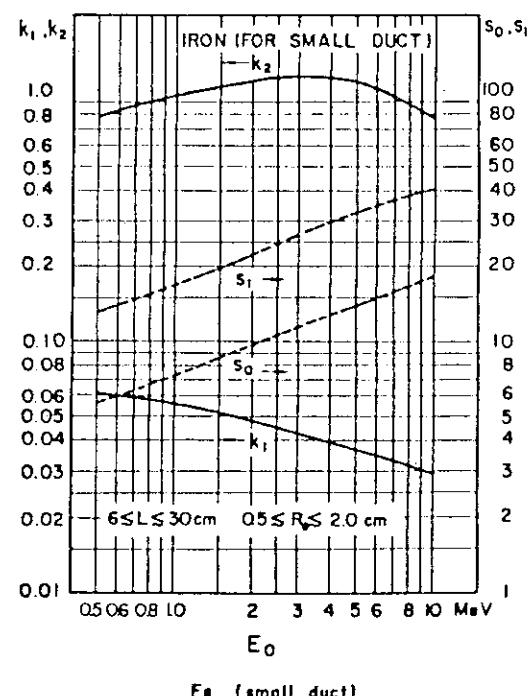
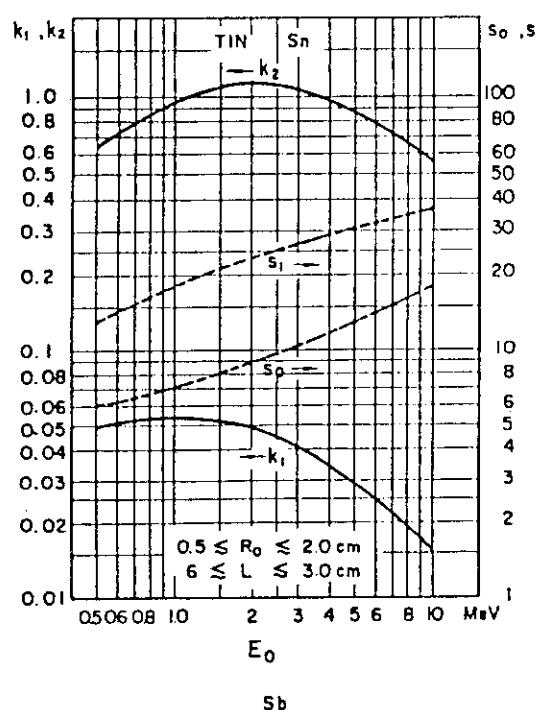
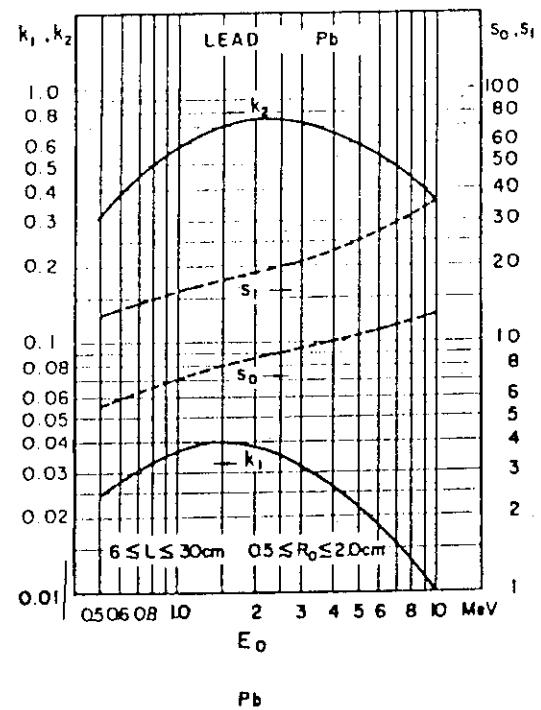


図3.7.3 平面線源に直円筒ダクト

図3.7.4 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, S_1^{(7)}$ 図3.7.5 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, S_1^{(7)}$ 図3.7.6 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, S_1^{(7)}$ 図3.7.7 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, S_1^{(7)}$

図3.7.8 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, および S_1^{(7)}$ 図3.7.9 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, および S_1^{(7)}$ 図3.7.10 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, および S_1^{(7)}$ 図3.7.11 1回散乱アルベドに対する
 $k_1, k_2, S_0, および S_1^{(7)}$

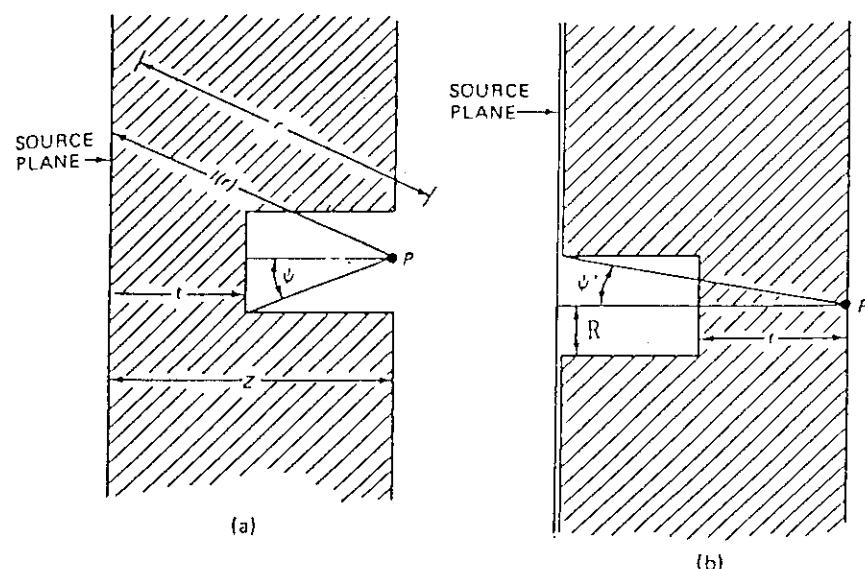
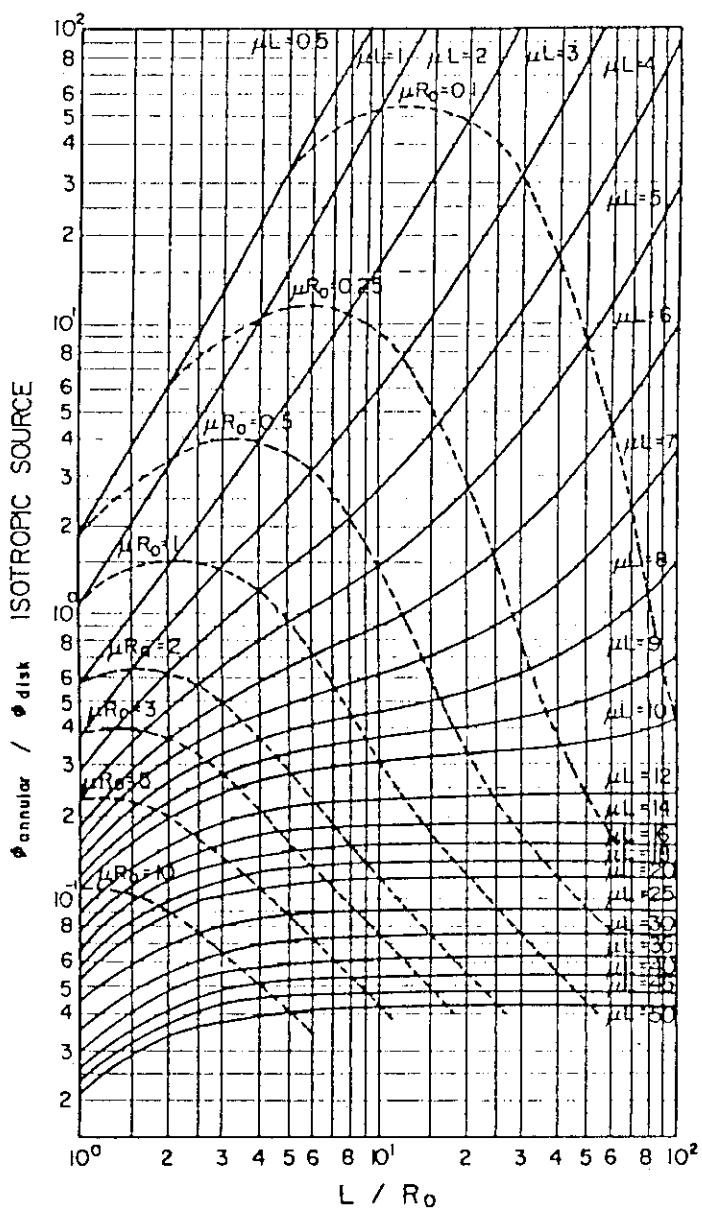
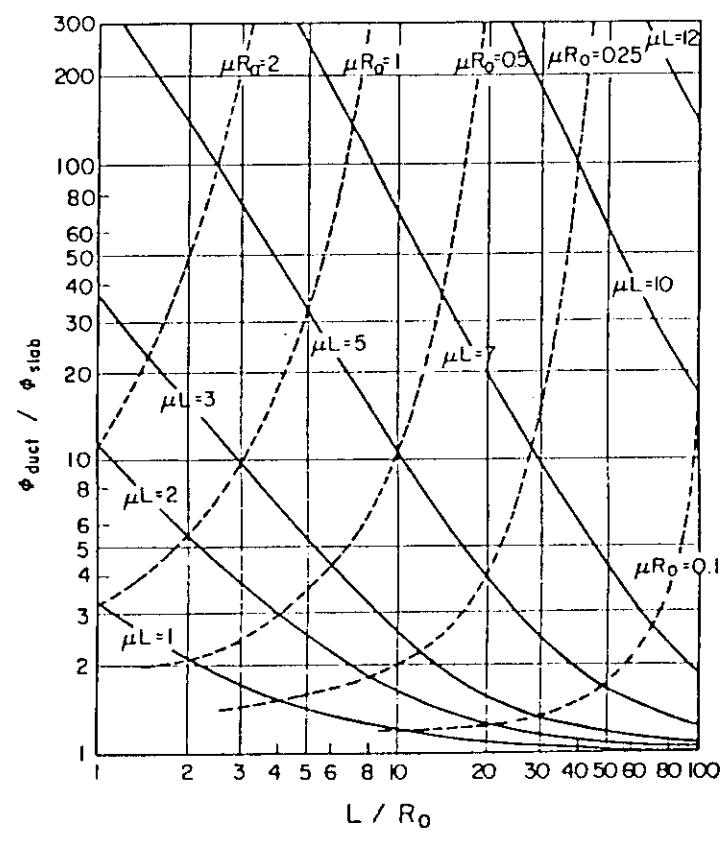


図3.7.12 遮蔽体を部分的に貫通するダクト⁽¹⁾



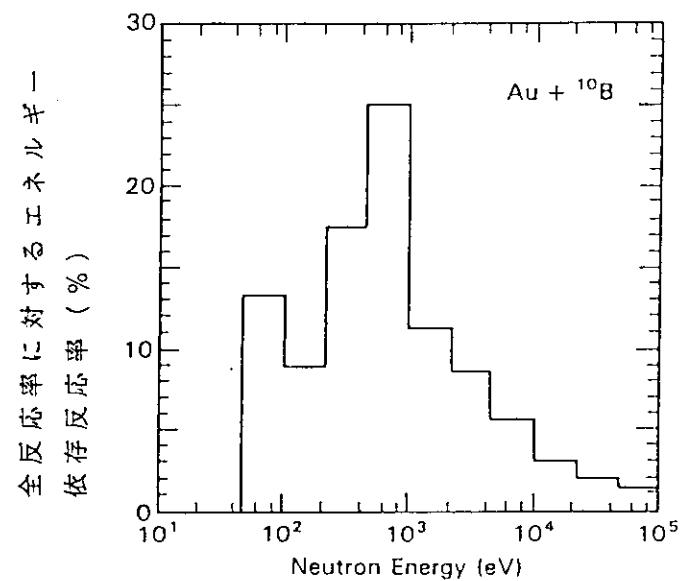
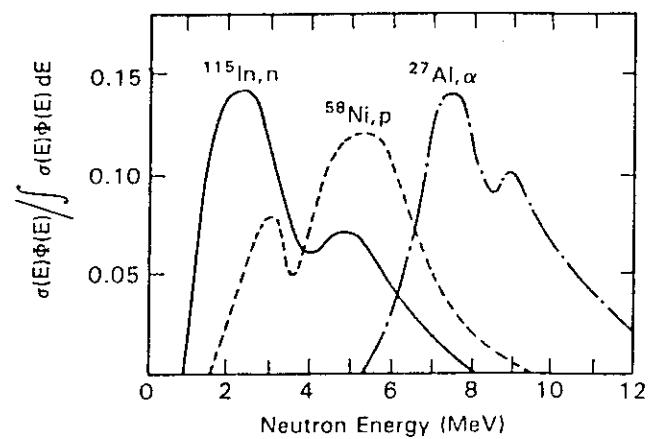
L : ダクト長さ, R_0 : ダクト半径

図3.7.13 等方平面線源に対する比 $\Phi_{\text{annular}} / \Phi_{\text{disk}}$ ⁽⁷⁾



L : ダクト長さ, R_0 : ダクト半径

図 3.7.14 等方平面線源に対する比 $\Phi_{\text{duct}} / \Phi_{\text{slab}}$ ⁽⁷⁾

図3.7.15 ポロン被覆金箔のエネルギー依存反応率⁽¹⁰⁾図3.7.16 しきい検出器のエネルギー依存反応率⁽¹⁰⁾

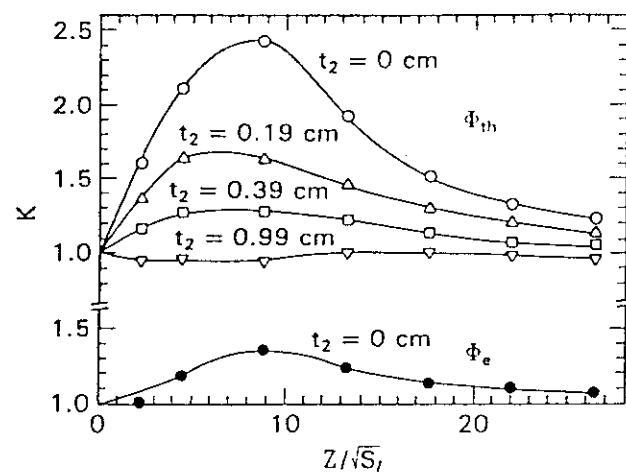


図3.7.17 鋼壁の厚さの違いによる中性子束変化⁽¹⁰⁾
K : 厚さ0.59cmを基準としたときの比
 t_2 : 鋼壁の厚さ

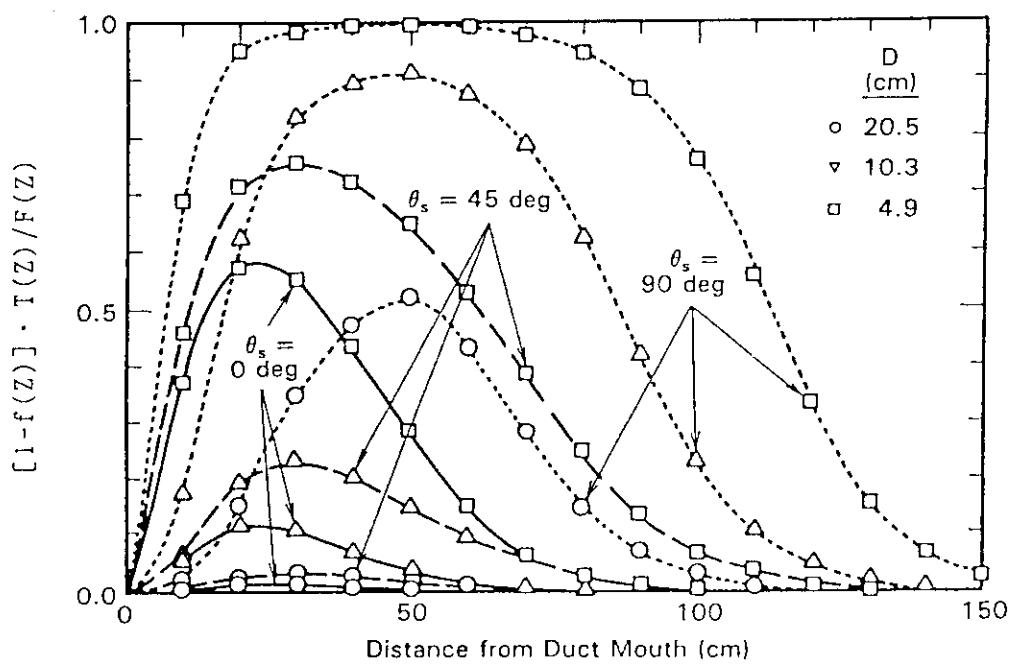


図3.7.18 透過成分の全中性子束に占める割合⁽¹⁰⁾
D : ダクト直徑

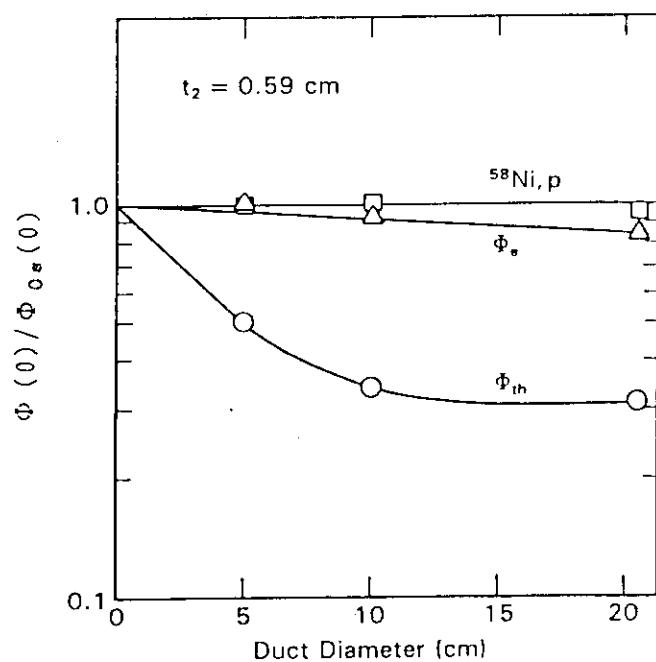


図3.7.19 ダクトがある場合とダクトがない場合での
ダクト入口位置での中性子束の比⁽¹⁰⁾
 t_2 : 鋼壁の厚さ

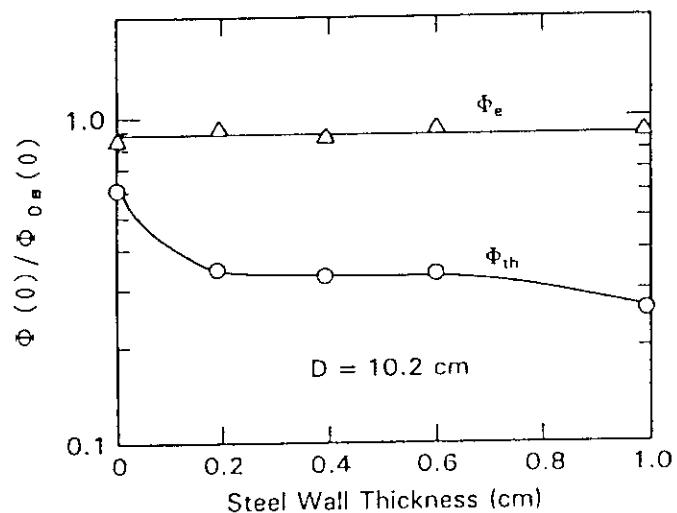


図3.7.20 ダクトがある場合とダクトがない場合での
ダクト入口位置での中性子束の比⁽¹⁰⁾
 D : ダクト直径

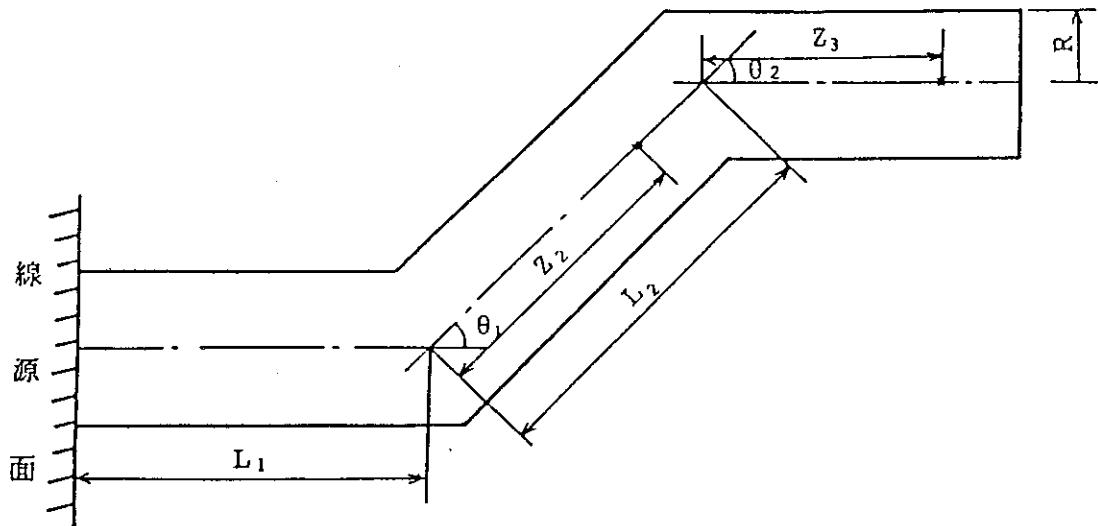


図3.7.21 平面線源に屈曲円筒ダクト

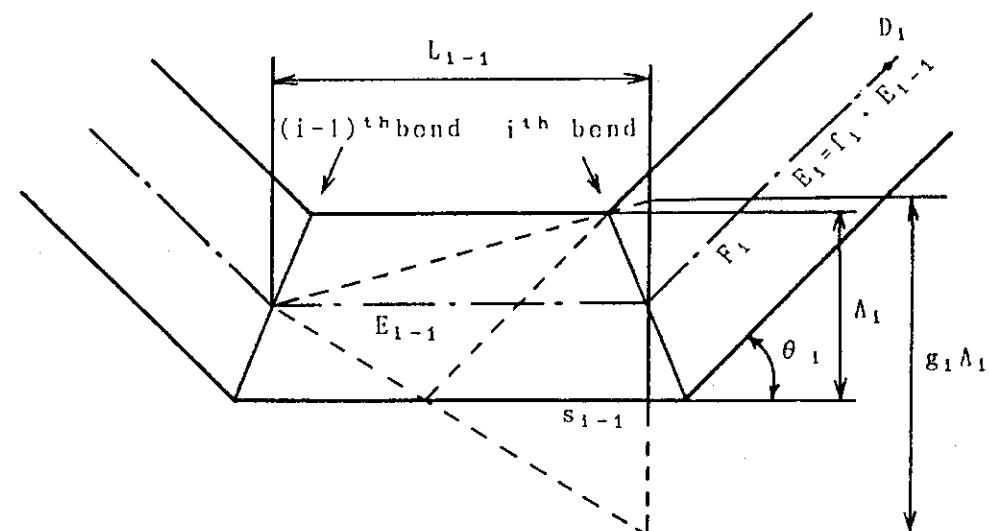
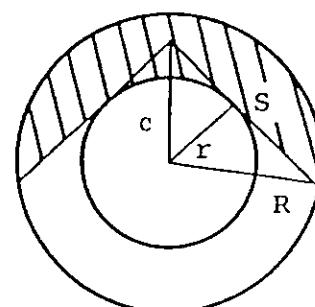
図3.7.22 各記号番号の関係と記号の意味⁽¹⁴⁾

図3.7.23 直円環ダクト断面

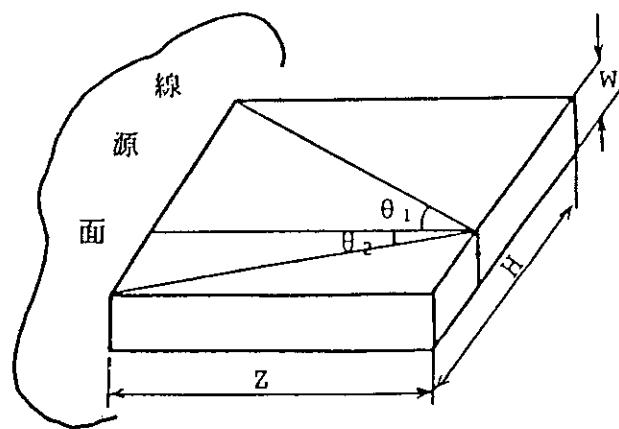


図3.7.24 平面線源に矩形ダクト（スロット）

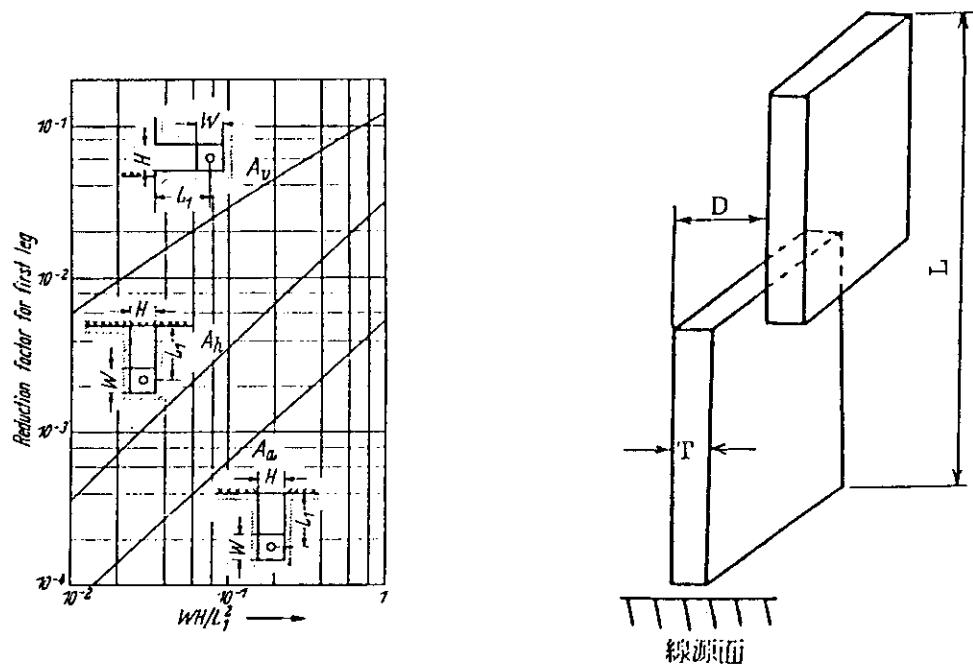
図3.7.25 線源形状による減衰係数⁽⁵⁾

図3.7.26 オフセットスロット

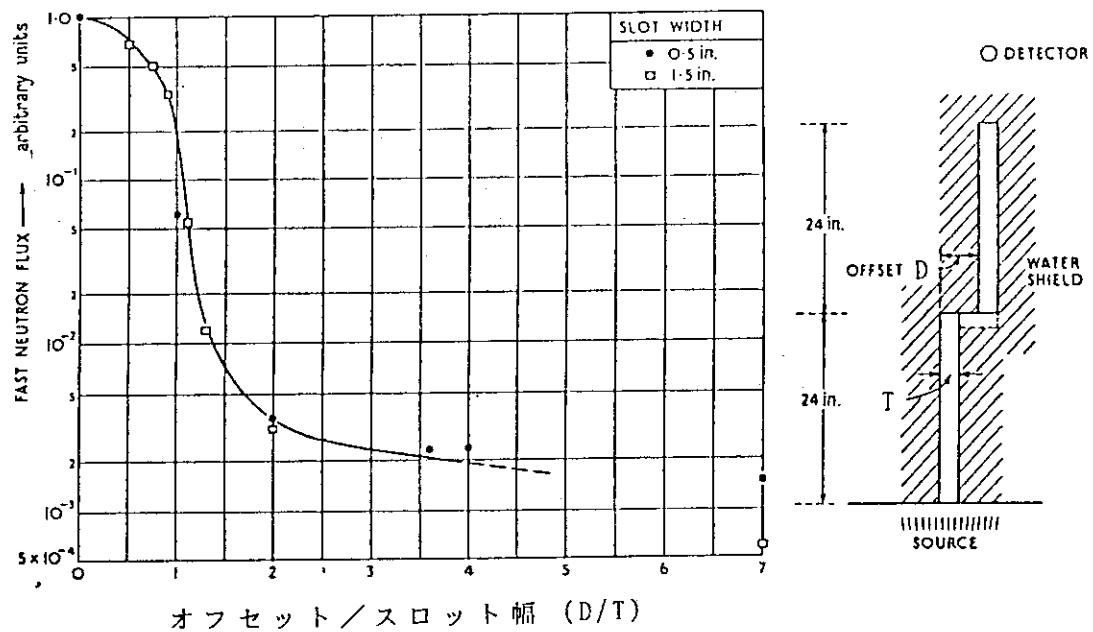


図 3.7.27 オフセットの形状変化に伴うスロット出口での速中性子束の変化
(測定値)^(2, 6)

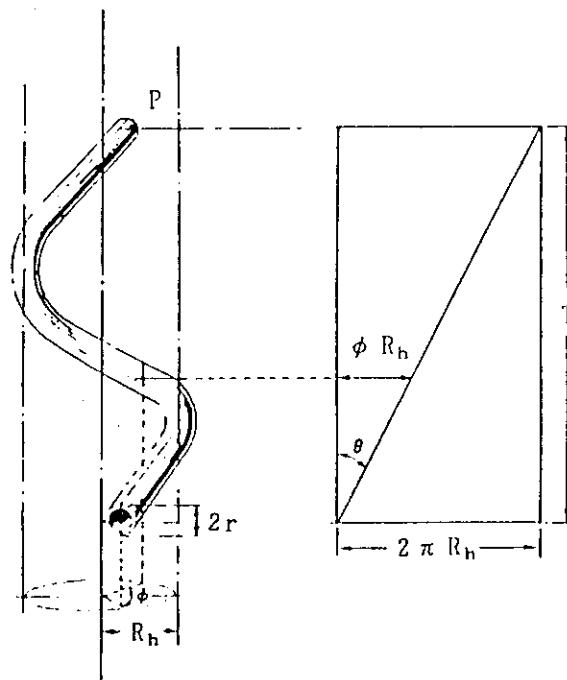


図 3.7.28 ヘリカルダクト⁽¹⁸⁾

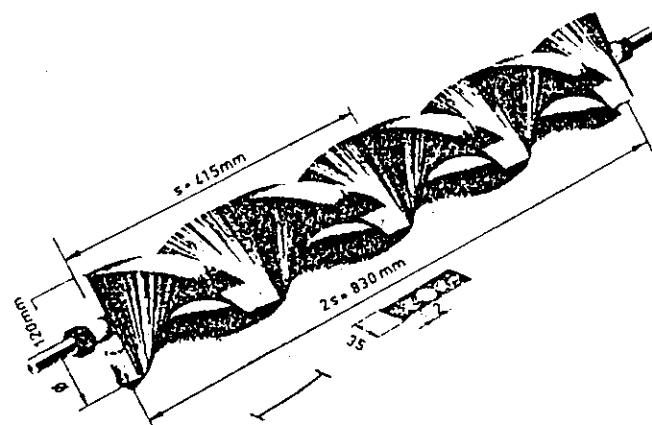


図3.7.29 2回転ねじれたプラグの写真^{(18) (20)}

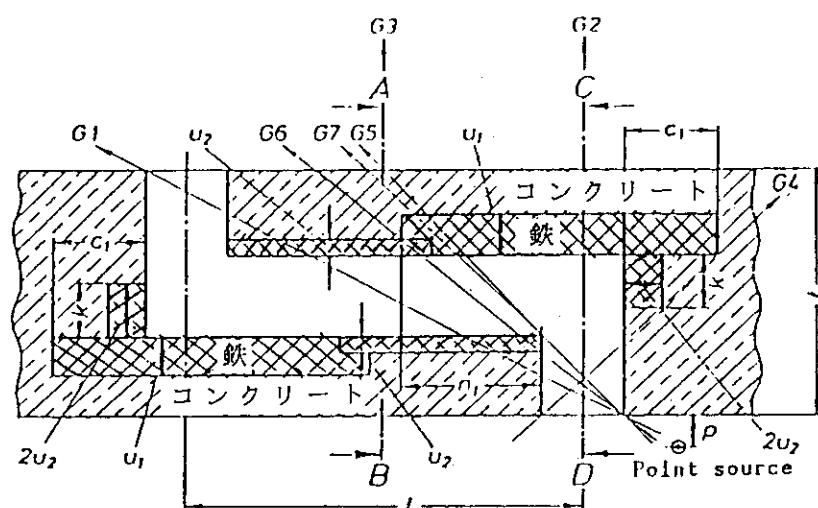


図3.7.30 2回屈曲ダクトに対する補償遮蔽の例⁽²⁰⁾
(Gi : 補償遮蔽の寸法をきめるライン)

4. 施設に応じた安全評価の方法

本章では、ウラン加工施設、M O X加工施設、再処理施設および輸送容器に対する安全評価の方法として、その施設の概要および特徴、放射線防護および遮蔽設計の考え方、考慮すべき線源さらに遮蔽安全解析の方法について、その概要を示した。

4.1 ウラン加工施設

4.1.1 施設の概要および特徴

(1) ウラン加工施設の概要

ウラン加工施設には、濃縮施設、再転換加工施設、成型加工施設などがあるが、ここでは、再転換加工施設及び成型加工施設について紹介する。

再転換加工施設及び成型加工施設は、BWR及びPWR用燃料集合体の加工を行っており、表4.1.1に示す4社5施設がある。これら加工施設は、原料であるUF₆又はUO₂粉末を受入れ、製品としてUO₂粉末又は燃料集合体を製造している。

また、最近は、原子力発電所で発生した使用済燃料からウランを回収し、再濃縮した回収ウランを少量加工するようになってきた。

表4.1.1 ウラン加工施設概要

事業社名・事業所名	加工区分	炉型別供給先	加工能力 ^(注)
日本核燃料コンバージョン(株) 東海事業所 (略称 JCO)	再転換加工	BWR・PWR用 原料粉末の供給	718tU/年
三菱原子燃料(株) 東海製作所 (略称 MNF)	再転換加工	PWR	475tU/年
	成型加工		440tU/年
日本ニュークリア・フュエル(株) (略称 JNF)	成型加工	BWR	640tU/年
原子燃料工業(株) (略称 NFI) 熊取製造所 東海製造所	成型加工	PWR	265tU/年
	成型加工	BWR	200tU/年

(注) 平成4年1月現在

(2) 加工工程の概要および特徴

i) 再転換加工施設

再転換加工施設は、濃縮された六フッ化ウラン (UF_6) あるいは未濃縮の六フッ化ウランを二酸化ウラン (UO_2) 粉末へと、化学処理によってその化学形態を変化させる施設である。国内では 2 社 2 事業所の再転換加工施設が稼働中であり、その転換方法は、いわゆる湿式 ADU (重ウラン酸アンモニウム) 法である。工程フローの例を図 4.1.1 に示す。

UF_6 は通常、直径 30 インチの米国規格 30B 型鋼製ボンベ (30B シリンダ) に入れて入荷する。このシリンダを水蒸気で加熱し、 UF_6 を気化して取出す。図 4.1.1 の例では、気化した UF_6 を加水分解した後、有機溶媒で抽出し、純硝酸ウラニル液とする。さらにアンモニアを加えて沈殿させ ADU とし、仮焼して八三酸化ウラン (U_3O_8) とした後、水素で還元して UO_2 粉末とする。他に、気化した UF_6 を加水分解してフッ化ウラニル液とし、アンモニアで沈殿させ ADU とした後、固液分離、乾燥工程を経て、ばい焼還元により UO_2 粉末とする方法もある。

このように、工程により多種のウランを取扱うが、放射線源の立場からは大量に貯蔵する UF_6 原料及び UO_2 粉末製品が主要な線源であり、これに線源強度は小さいが固体廃棄物が対象となる。

ii) 成型加工施設

成型加工施設は、再転換加工施設で再転換された UO_2 粉末を、円柱状に成型、焼結を行い、 UO_2 ペレットとし、被覆管に収納し、燃料集合体に組み立てる施設である。国内では 3 社 4 事業所が稼働中である。工程フローの例を図 4.1.2 に示す。

図 4.1.2 に示すように、入荷した二酸化ウラン粉末は濃縮度調合、造粒、潤滑剤添加等必要に応じて粉末調整を行った後、圧縮成型を行い、成型体とする。成型体は、焼結を行って焼結体とし、直径を所定寸法とするために研削を行い、二酸化ウランペレットが完成する。二酸化ウランペレットを、被覆管に挿入し、被覆管の端部に栓 (端栓) を溶接し、燃料棒とする。燃料棒は、その他の集合体部品と組合わせ、燃料集合体とする。なお、これらの製造工程の途中には、それぞれ検査工程を配し、品質には万全の注意を払い製造している。

遮蔽等の観点から考慮すべき施設は、原料及び製品の貯蔵施設であり、また、工程内一時保管するための貯蔵施設である。なお、原料及び製品の貯蔵は、ウランを輸送容器に詰めた輸送物で貯蔵する場合とウランを工程内と同様の形態で貯蔵する場合の 2 つの場合がある。

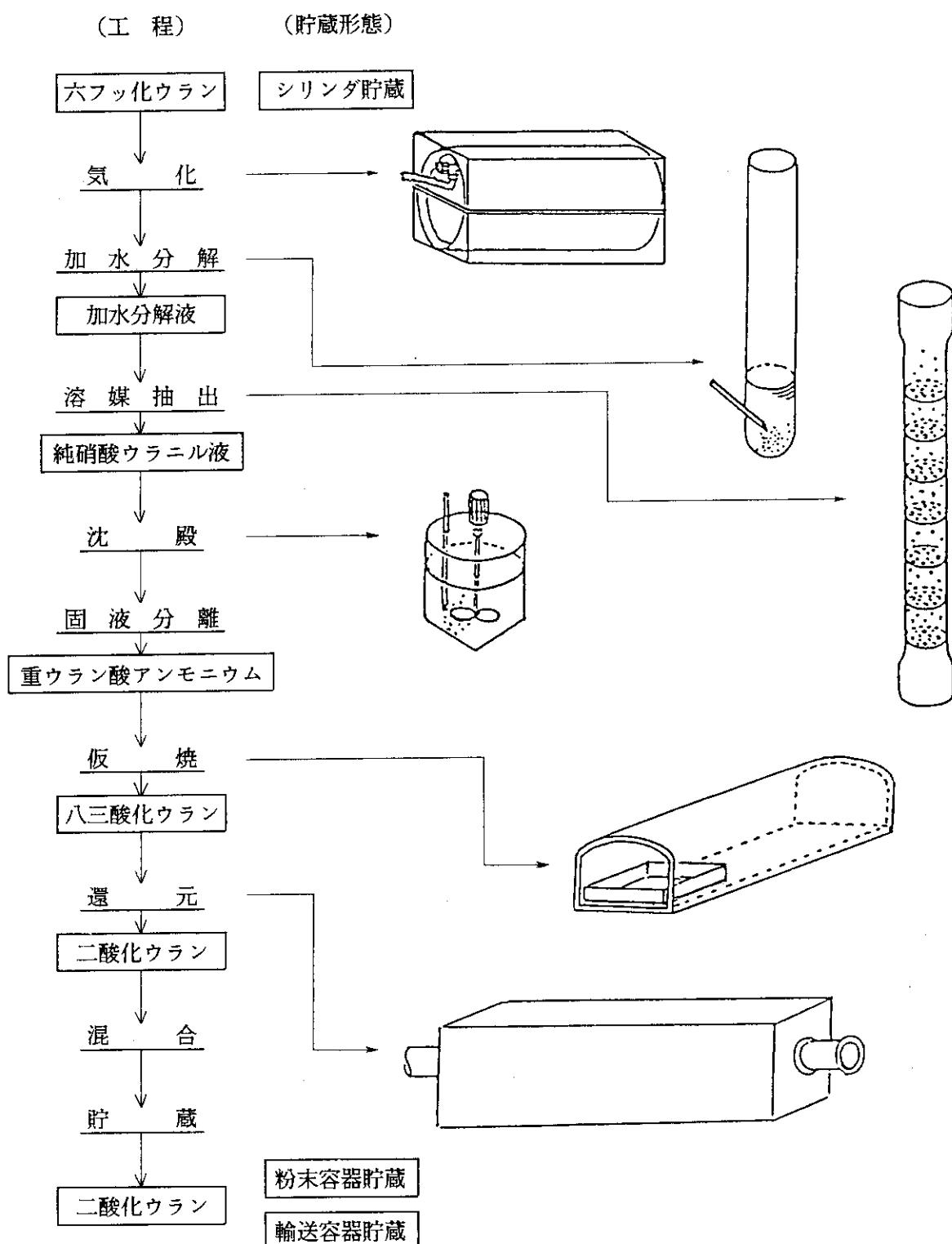


図4.1.1 再転換加工施設の工程フロー（例）

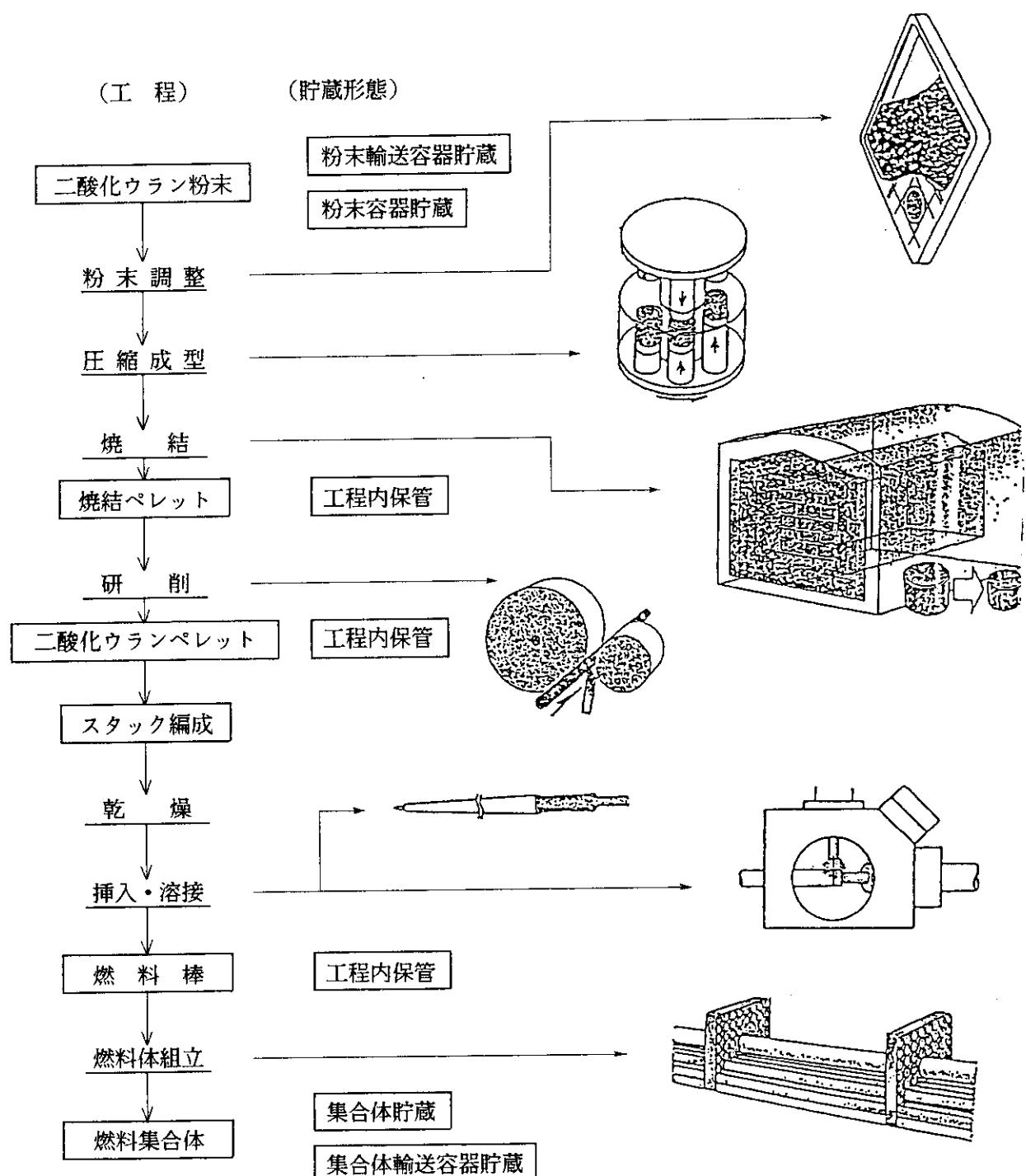


図4.1.2 成型加工施設の工程フロー（例）

4. 1. 2 放射線防護および遮蔽設計の考え方

(1) ウラン加工施設に適用される指針・基準

ウラン加工施設に適用される指針・基準として、以下に示すものが策定されている。

- ・核燃料施設安全審査基本指針

(昭和55年2月7日原子力安全委員会決定)

- ・ウラン加工施設安全審査指針

(昭和55年12月22日原子力安全委員会決定)

- ・加工施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令

(昭和62年総理府令第10号)

- ・加工施設、再処理施設、特定廃棄物管理施設及び使用施設等の溶接の技術基準に関する総理府令

(昭和61年総理府令第73号)

これらの指針・基準において、遮蔽に係る部分を表4.1.2及び表4.1.3に示す。

なお、表4.1.2でいうウランとは、次に掲げる各号のいずれかに該当するものをいう。

① 未照射ウラン

② 燃料集合体最高燃焼度 50,000MWD/tU以下の使用済み燃料を湿式法（ピューレックス法）により再処理し、回収したウラン

③ 上記①②のウランを任意の比率で混合したウラン

ウラン加工施設においては、上記の指針・基準に基づき以下のとおりの基本的な考え方から従って放射線遮蔽設計がなされる。

- ・放射線業務従事者に対しては、ウランの場合比放射能が低いことにより一般的に特別な遮蔽は必要としないが、作業条件等により必要な場合は鉛板等により遮蔽を施す。例えば、燃料集合体の検査工程では、検査用の椅子に遮蔽を施し、燃料集合体からの被曝を低減している例がある。

- ・周辺環境に対しては、建物の側壁・天井等の構造材等に対して遮蔽設計を行い、放射性物質の貯蔵等に起因する一般公衆の被曝線量を合理的に達成できる限り低くする。

なお、周辺監視区域外の線量当量は1mSv/年以下、また、敷地境界外における人の居住する可能性のある地点での直達線量が合理的に達成できる限り低くなるように遮蔽設計される。

表 4.1.2 指針に係る遮蔽関連部分

指針 5. 放射線遮蔽

核燃料施設においては、放射線業務従事者の作業条件を考慮して、十分な放射線遮蔽がなされていること。

放射線業務従事者の放射線被曝を低減する目的のために必要な箇所に放射線遮蔽を施すこと。

指針 8. 貯蔵等に対する考慮

核燃料施設においては、放射性物質の貯蔵等による敷地周辺の放射線量を合理的に達成できる限り低くできるようになっていること。

六フッ化ウラン、二酸化ウラン、燃料集合体等の加工原料若しくは加工製品の貯蔵または放射性廃棄物の保管廃棄に起因する線量当量をウラン加工施設敷地境界外における人の居住する可能性のある地点において、十分な安全裕度のある条件を設定して計算することとし、その値が合理的に達成できる限り低いものであることを確認すること。

表 4.1.3 技術基準（昭和62年総理府令第10号）に係る遮蔽関連部分

(遮 蔽)

第8条 加工施設を設置する工場又は事業所内の外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有する遮蔽設備を施設しなければならない。

(解 説)

本条は、加工施設内の外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合（人が常時立ち入る場所であって、従事者の1週間の外部放射線による被曝線量が1ミリシーベルトを越えるおそれのある場所）には、遮蔽設備を設けることを定めたものである。

遮蔽設備は、加工施設の最大取扱時において、外部放射線量が原則として20マイクロシーベルト毎時以下となるような能力を有しなければならない。

また、加工施設の最大取扱時において、周辺監視区域境界における被曝線量が、「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当量限度等を定める件」（昭和63年7月26日科学技術庁告示第20号）で定める周辺監視区域外の線量当量限度以下となる遮蔽能力を有するものでなければならない。

(2) 遮蔽の概要

i) 放射線業務従事者

4.1.2(1)において記述したとおり、ウラン加工施設では一般的に、放射線業務従事者に対する特別な遮蔽設計はなされない。このことは、4.1.2(3)で示すように既に蓄積されている数多くの被曝実績が限度値を充分下回っていることからも明らかである。

ii) 周辺環境

貯蔵中のウランにより一般公衆が受ける直達線量は一般的に低いレベルにあるが、このことは、ウランの場合線源強度が弱いこと及び壁・天井等の構造材により遮蔽されることに起因する。前者の線源強度の評価はORIGEN-2／82*によりなされることが多い。後者の遮蔽性能を有する構造材は、以下のようなものである。

・建屋及び天井

一般的にコンクリートが使用される。コンクリートは普通コンクリートであり、厚さは耐震・施工上の必要性から通常20cm程度である。将来、回収ウランを大量に加工する状況になった場合は、遮蔽性能の強化を図る必要が生ずることも予想される。

・その他の構造物等

評価対象としている建屋の構造物以外でも、他の建屋等、遮蔽性能を有する構造物が他に存在している場合にはその構造物の遮蔽性能を評価に加える場合もある。

(3) 従事者被曝の実績

ウラン及びその娘核種から放出される放射線は α 、 β 、 γ 線である。この内、 α 、 β 線はウランの収納容器、フード等の構造材によりほとんど遮蔽されるため、従事者の外部被曝に影響する放射線としては低エネルギー γ 線だけが対象となる。

ウラン加工施設における従事者被曝の実績は表4.1.4に示すように実効線量当量限度(50mSv/年)に比べて十分に低い値である。

表4.1.4 放射線業務従事者の年間の線量当量実績（平成元年度）

区分 事業所名	放射線業務従事者 数計（人） ^{*1)}	総線量当量 ^{*1)} (人mSv)	平均線量当量 ^{*1)} (mSv)
◎加工事業 1. A社	441	173	0.4
2. B社	591	183	0.3
3. C社	332	26	0.1
4. D社	206	29	0.1
5. E社	154	20	0.1

* 1) 自社員及び他社員の合計値のみを記載した。

4.1.3 考慮すべき線源

(1) 線源強度

ウラン加工施設で取扱う線源としてのウランの特徴は以下の通りである。γ線強度は精製後の期間と共に増加するが、ウラン加工施設におけるウランの滞留期間を考慮して安全側、かつ、現実的なビルトアップ期間を設定する必要がある。

i) 濃縮ウラン及び天然ウラン

通常、ウラン加工施設で取扱うウランには、ウラン系列の²³⁸U及び²³⁴Uと、アクチニウム系列の²³⁵Uが含まれる。ウラン系列を図4.1.3に、アクチニウム系列を図4.1.4に示す。このウランは天然に存在するウランそのものではなく、転換工程さらには濃縮工程を経ることにより精製されているので、遮蔽を考慮する上での主な核種は、²³⁵Uと²³⁸Uの娘核種の^{234m}P aくらいである。一般にこれらのγ線強度は大きいものではなく、そのため、濃縮ウラン及び天然ウランによる外部被曝線量は小さい。

²³⁴U ; α線強度は最も大きいがγ線は無視できる程度である。

²³⁵U ; 主なγ線として185keV γ線がある。

²³⁸U ; ²³⁸Uのγ線は無視できるが、娘核種の^{234m}P aがγ核種である。

ii) 回収ウラン

回収ウランには、通常のウランには含まれない²³²U及び²³⁶Uが含まれている。

²³²Uの娘核種の²²⁸T hはトリウム系列に属している。また、²³⁴Uが照射により生成し、通常のウランよりも多く含まれている。²³²Uの崩壊系列を図4.1.5に示す。²³²Uの崩壊系列の中には、高エネルギーのγ線を持つ核種があり、そのため、

回収ウランは通常のウランに比べて γ 線強度が大きく、外部被曝線量も大きくなる。

また、極微量含まれている核分裂生成物(FP)及び超ウラン元素(TRU)も加工施設の安全評価上では対象とされているが、その含有量が極めて少ないため、外部被曝線量にはほとんど影響を与えない。

^{232}U ; γ 線強度の大きい ^{212}Bi や ^{208}Tl 等の娘核種を生成し、線源強度は精製後約10年で最大となる。

^{236}U ; ^{234}U と同様に無視できる。

FP, TRU ; 極微量であり無視できる。

(2) 線源容器

i) 六フッ化ウラン貯蔵施設

UF_6 の貯蔵は、 UF_6 を30Bシリンダに収納した状態で、あるいは、 UF_6 を収納した30Bシリンダを21PF-1型輸送容器に収納した状態で貯蔵される。30Bシリンダに収納するウランの濃縮度は最高5.0%であり、最大2277kg UF_6 (約1540kg U) のウランが収納できる。

30Bシリンダ及び21PF-1型輸送容器は、円筒形状をしている。

ii) 酸化ウラン貯蔵施設

酸化ウランの貯蔵は、ウラン粉末を粉末容器に収納した状態で、あるいは、ウラン粉末を収納した粉末容器をBU-J型輸送容器に収納した状態で貯蔵される。通常、粉末容器1缶には約25kg UO_2 (約22kg U) のウランが収納され、BU-J型輸送容器はそれが最大3缶収納できる構造になっている。

粉末容器は、一般に、円筒形状の缶であり、BU-J型輸送容器は、ドラム缶の形状である。

iii) 燃料集合体貯蔵施設

燃料集合体にはBWR型とPWR型とがあり、ジルカロイ製の被覆管に UO_2 ペレットを充填した燃料棒がそれぞれ8行×8列、17行×17列等に配列された直方体の形状をしている。主要寸法は、BWR型の8×8タイプでは縦横約14cm、全長約450cmである。PWR型の17×17タイプでは縦横約21cm、全長約400cmである。

装荷されるウラン量は、BWR型8×8タイプでは約170kg、PWR型17×17タイプでは約440kgである。

iv) 廃棄物貯蔵施設

ウラン加工施設で発生する固体廃棄物は、可燃物、焼却灰、スラッジ類、不燃性雑固体、フィルター等であり、それらは200ℓ ドラム缶に収納するか、保管用のパッケージに収納される。廃棄物中に含まれるウラン量は極微量である。

(3) 貯蔵施設

i) 六フッ化ウラン貯蔵施設

貯蔵施設内では、30Bシリンドラは縦にして貯蔵棚等に規則的に配列され、貯蔵されている。21P F-1型輸送容器は、床面に規則的に配列され、貯蔵されている。

また、施設はコンクリート壁等により他の施設と仕切られている。

ii) 酸化ウラン貯蔵施設

貯蔵施設内では、粉末容器は数段の貯蔵棚等に規則的に配列され、貯蔵されている。BU-J型輸送容器はパレット等により2～3段積みにして規則的に配列され、貯蔵されている。

また、これらの施設はコンクリート壁等により他の施設と仕切られている。

iii) 燃料集合体貯蔵施設

貯蔵施設内では、燃料集合体が鋼製の貯蔵ラックに吊り下げられるか、ピットに挿入された状態で規則的に配列され保管されている。

また、貯蔵施設の周囲は数十cmのコンクリート壁で覆われている。

iv) 廃棄物貯蔵施設

廃棄物貯蔵施設は、廃棄物を収納したドラム缶等を保管できるように、適切な場所に仕切り等を設けて設置された施設である。保管されているドラム缶数は数千本程度であり、3～4段積みで保管されている。

4.1.4 遮蔽安全解析の方法

(1) 放射線業務従事者被曝評価

評価対象工程を外部被曝の状況が似ている工程の被曝実績に基づき、適切な補正を施したものと評価値とすることが多い。

i) 放射性物質の種類と量

評価対象のウランに含まれる放射性物質の種類と量を求める。また、被曝実績を考慮する場合は、実績値を採取した時期に取り扱ったウランに含まれる放射性物質の種類と量を求める。

ii) 線源強度

評価対象のウランに含まれる放射性物質の種類と量を基に、ORIGEN2コードで線源強度を求める。また、被曝実績を考慮する場合は、実績値を採取した時期に取り扱ったウランに含まれる放射性物質の種類と量を基に、ORIGEN2コードで線源強度を求める。

iii) 線量当量率

a) 計算モデル

評価すべき設備、燃料集合体等の製品等の評価対象物に関して、以下の諸条件を考慮してモデル化を行う。

- ① 評価対象物の形状、寸法
- ② 評価対象物の構成物組成、重量
- ③ 評価点の位置

b) 計 算

評価点における評価対象物から線量当量率をQADコードで求める。また、被曝実績を考慮する場合は、実績値を採取した時期に取り扱ったウランの線源強度に対応した線量当量率をQADコードで求める。

iv) 線量当量の評価

放射線業務従事者の線量当量は、計算によって求めた線量当量率と作業時間等の作業条件に基づいて評価する。なお、既存の加工施設においては、ウラン取扱いによる線量当量の実績値に基づいて、以下により評価できる。

$$H_t = H_u \times C_u / C_t$$

H_t : 評価対象ウランを取扱う場合の線量当量

H_u : 濃縮ウラン取扱時の線量当量（実績値）

C_t : 評価対象ウランを取扱う場合の線量当量計算値

C_u : 濃縮ウラン取扱時の線量当量計算値

(2) 敷地周辺の直達線量評価

六フッ化ウラン、二酸化ウラン、燃料集合体等の加工原料若しくは加工製品の貯蔵または放射性廃棄物の保管廃棄に起因する線量当量を敷地境界外における人の居住する可能性のある地点において、十分な安全裕度のある条件を設定して計算し、その値が合理的に達成できる限り低いものであることを確認する。

i) 計算方法

直達線量の評価は直接線量とスカイシャイン線量にわけて行われ、QAD、G33等の計算コードが用いられる。

六フッ化ウラン収納容器、粉末缶、輸送容器、燃料集合体、廃棄物ドラム缶等の表面、表面から1m離れた点、建屋側壁表面あるいは建屋天井上面等で十分な実測値が得られる場合は、これらの点での計算値と実測値との比較により、計算値を補正し、敷地周辺の直達線量の評価が行える。

a) 線源強度の算出

線源強度はORIGEN2／82コード（放射性核種の崩壊計算コード）によ

り算出する。

なお、濃縮ウランに対しては、十分放射平衡に至る1年後の γ 線強度を使用する。

b) 線量の算出

① 直接 γ 線

QADコード（3次元点減衰核積分計算コード）により算出する。

② スカイシャイン γ 線

Q-33コード（多群 γ 線散乱コード）により算出する。

③ 線源及び評価点

加工施設内の貯蔵施設を線源とし、評価点は加工施設の敷地境界外の人の居住する可能性のある位置とする。

④ 計算モデル

線源とする貯蔵施設には、最大貯蔵能力のウランが貯蔵されているものとする。また、線源はウラン、容器、構築物の組成を重量、体積、高さが保存されるように密度を均質化したモデルとする。

なお、線源の周囲に建物、遮蔽壁がある場合、その遮蔽効果も考慮する。

⑤ 実測値補正

実測値補正法には容器表面での実測値による補正法と、建屋側壁又は、天井上面での実測値による補正法とがある。

（直接 γ 線量）

容器表面における線量率実測値とQADコードによる計算値の比から実測値補正係数を求め、敷地周辺におけるQAD計算値に乗じて算出する。

（スカイシャイン γ 線量）

天井上面におけるQAD計算値（前述の実測値補正係数により補正済）とG-33計算値の比からQAD補正係数を求め、敷地周辺におけるG-33計算値に乗じて算出する。

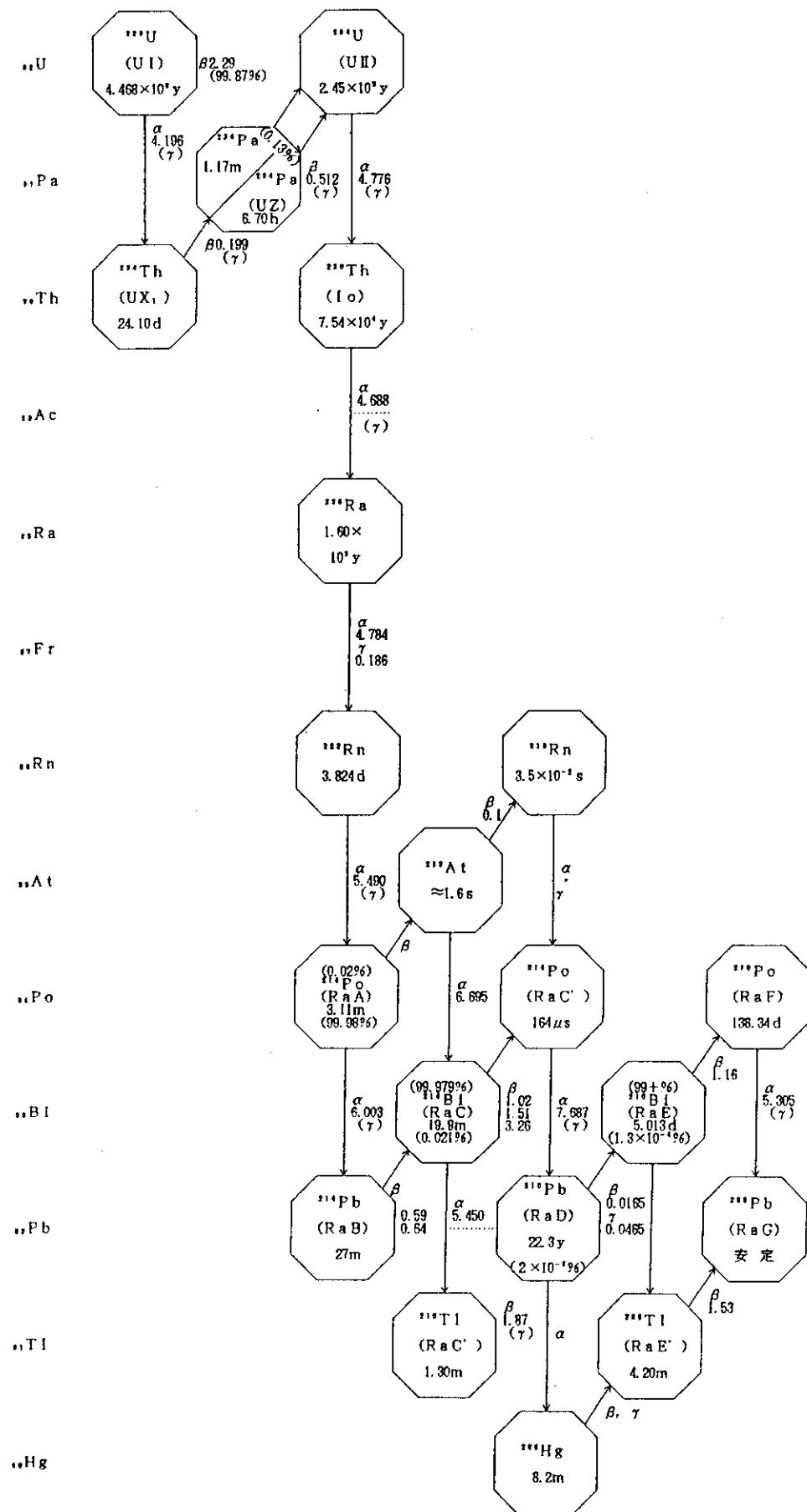


図4.1.3 ウラン系列

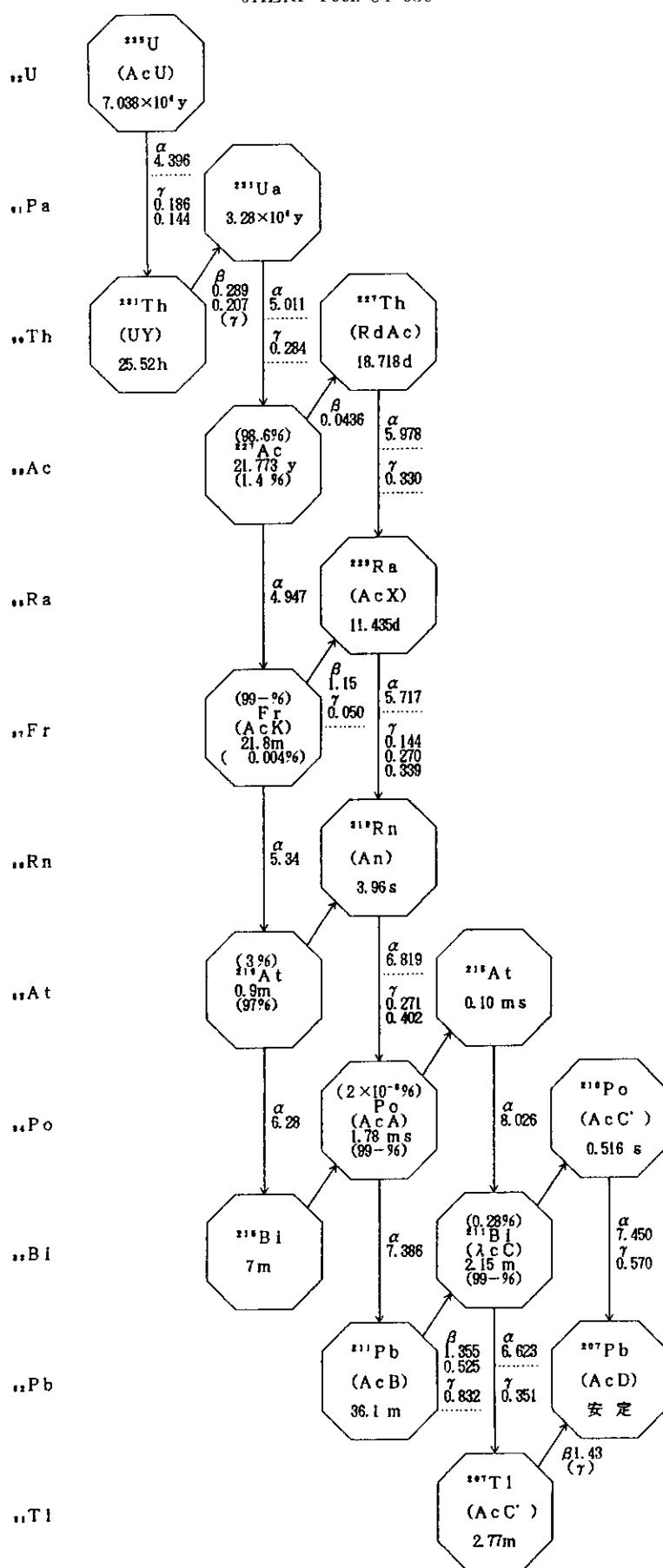
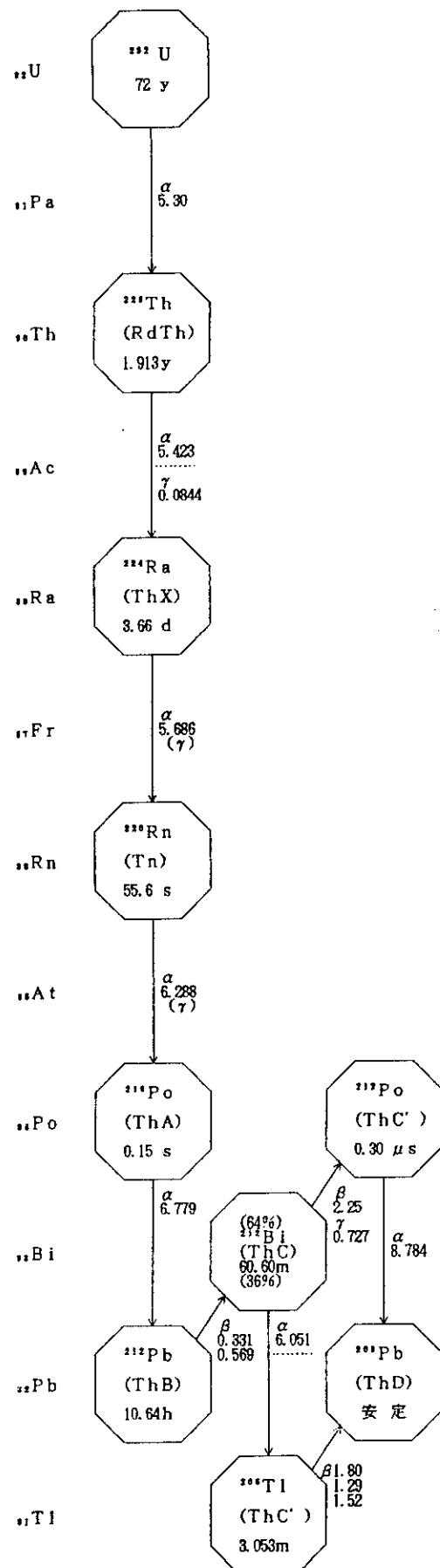


図4.1.4 アクチニウム系列

図4.1.5 ^{232}U の崩壊系列

4.2 MOX加工施設

4.2.1 施設の概要および特徴

MOX加工施設は、ペレット製造工程（成型施設）及び加工組立工程（被覆施設及び組立施設）並びにペレット製造工程における品質管理を行うための品質管理工程から成る。各工程における加工の方法は、以下のとおりである（図4.2.1参照）。

(1) ペレット製造工程

二酸化ウラン粉末及び二酸化プルトニウム粉末または混合酸化物粉末を受け入れる。これらの粉末を混合、造粒、成型、焼結、研削、脱ガス等の処理及び測定・検査を行うことにより、ペレットを製造する。

(2) 加工組立工程

ペレット、被覆管、燃料要素部材等を受け入れ、ペレットを被覆管に充てんし、燃料要素乾燥、端栓溶接、ヘリウムリーク検査及びエックス線検査を行うことにより、燃料要素を製造する。次に、燃料要素と集合体部材を組み合わせ、さらに集合体としての諸検査を行い、集合体を製造する。

(3) 品質管理工程

ペレット製造工程から粉末試料及びペレット試料を受け入れ、プルトニウム同位体組成、ウラン濃縮度、プルトニウム含有率、蒸発性不純物量等の分析を行う。

MOX加工施設建屋は、鉄筋コンクリート造の地下1階、地上2階建てで、主な工程の設備は、地上1階及び2階の管理区域内に配置されている。主な室名を以下に示す。

工 程	地 上 1 階	地 上 2 階
ペレット製造工程	粉末調整室 焼結室 炉室 仕上検査室 製品検査室 粉末保管庫 ペレット保管庫	ペレット製造工程制御室
加工組立工程	組立室 燃料要素保管庫 燃料要素検査室 集合体貯蔵庫	加工組立工程制御室 部材準備室 充填溶接室
品質管理工程		品質管理工程制御室 品質管理室 試薬器具準備室

4.2.2 放射線防護および遮蔽設計の考え方

1. 放射線防護の基本的な考え方

FBR燃料のように高富度のMOX燃料の量産工程では運転時の作業者の被ばく低減は安全性の重要な課題の一つである。このため、全ての設備の遠隔制御化や検査工程でのITVシステムによる遠隔操作化が図られており、この設計思想を踏まえ、放射線防護は以下のとおり行うこととしている。

- (1) 設備・機器の操作は、遠隔操作を原則とし、操作を容易、かつ、迅速にするために、設備・機器の自動化を図る。
- (2) 設備・機器の点検及び保守を行う際は、核燃料物質を当該設備・機器から各種貯蔵設備に搬送し、当該設備・機器の線量率を十分低くしてから行う。
- (3) グローブを介して核燃料物質を取り扱うグローブボックスについては、必要に応じて、鉛ガラス及び鉛入りグローブを取付ける。
- (4) 各部屋の壁材料は普通コンクリートとし、厚みについては放射線防護上も十分なことを確認する。

2. 遮蔽設計の基準

遮蔽設計は、常時人が立ち入るペレット製造工程制御室、加工組立工程制御室及び工程制御室並びに点検・保守時に人が立ち入ることになる粉末調整室、仕上げ検査室、組立室、品質管理室等を対象として、以下のように基準を設定して行うこととしている。

- (1) 常時、人の立ち入る工程制御室の壁面での線量当量率： $6.25 \times 10^{-3} \text{ mSv/h}$ 以下
- (2) 点検・調整及び定期点検・修理で立ち入る際のペレット製造工程室及び加工組立工程室の壁面での線量当量率： $3.0 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ 以下
- (3) グローブを介して核燃料物質を取り扱う作業を行う品質管理工程室：
 $3.0 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ 以下（グローブボックス作業による寄与を含む）

4.2.3 考慮すべき線源

1. 対象となる線源

MOX加工施設では、線源となるMOXは粉末、ペレット、燃料要素及び集合体の形態で存在する。ペレット製造工程においては、粉末及びペレットは搬送容器に収納され、工程の中央に配置される保管設備に中間保管される。また、加工組立工程においては、燃料要素は保管設備に中間保管され、集合体は貯蔵設備に貯蔵される。したがって、これらの設備におけるMOXが線源となる。

2. 線源条件

MOX加工施設では、再処理施設から回収された混合参加物粉末を取り扱うことから、遮蔽設計において考慮すべき核種には、プルトニウム同位体及びその娘核種並

びに粉末に同伴する核分裂生成物核種がある。このため、線源強度は、M O Xのプルトニウム富化度、同位体組成及び核分裂生成物核種の同伴量に応じて定めることになるが、これらは上流側の工程である再処理に依存したものとなる。なお、線源条件の設定にあたって考慮すべきプルトニウム同位体及びその娘核種としては、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu 、 ^{241}Am が考えられる。

4.2.4 遮蔽安全解析の方法

M O X加工施設の遮蔽安全解析では、解析対象とする各室の壁面における線量当量率を評価し、遮蔽設計上の必要な壁厚が確保されていることを確認する。解析の対象となる放射線が中性子線及びガンマ線であることから、輸送計算コードもしくはモンテカルロコードにより解析を行うことになる。ここでは、簡易的な解析手法の一例として、一次元輸送計算コードA N I S N及び手計算の組み合わせによる方法を示す。

- (1) 線源条件を基にO R I G E N 2等を用いて中性子線源強度及びガンマ線源強度を算出する。線源スペクトルは、ガンマ線についてはO R I G E N 2によりそのまま求められるが、中性子線については自発各分裂及び(α , n)反応のスペクトルデータを基に算出する。
- (2) A N I S Nにより各工程で取り扱われる単一の基本的線源について線量当量率を計算する。計算モデルの例として、搬送容器、保管設備及び燃料要素についての計算モデルを図4.2.2～4.2.4に示す。
- (3) A N I S Nにより計算したコンクリート中の各メッシュポイントでの線量当量率を用いて、評価点での線量当量率を手計算により算出する。フラックスから線量当量率の換算は、中性子線については科学技術庁告示に、ガンマ線についてはI C R P Pub. 51に示されている値を用いて行う。

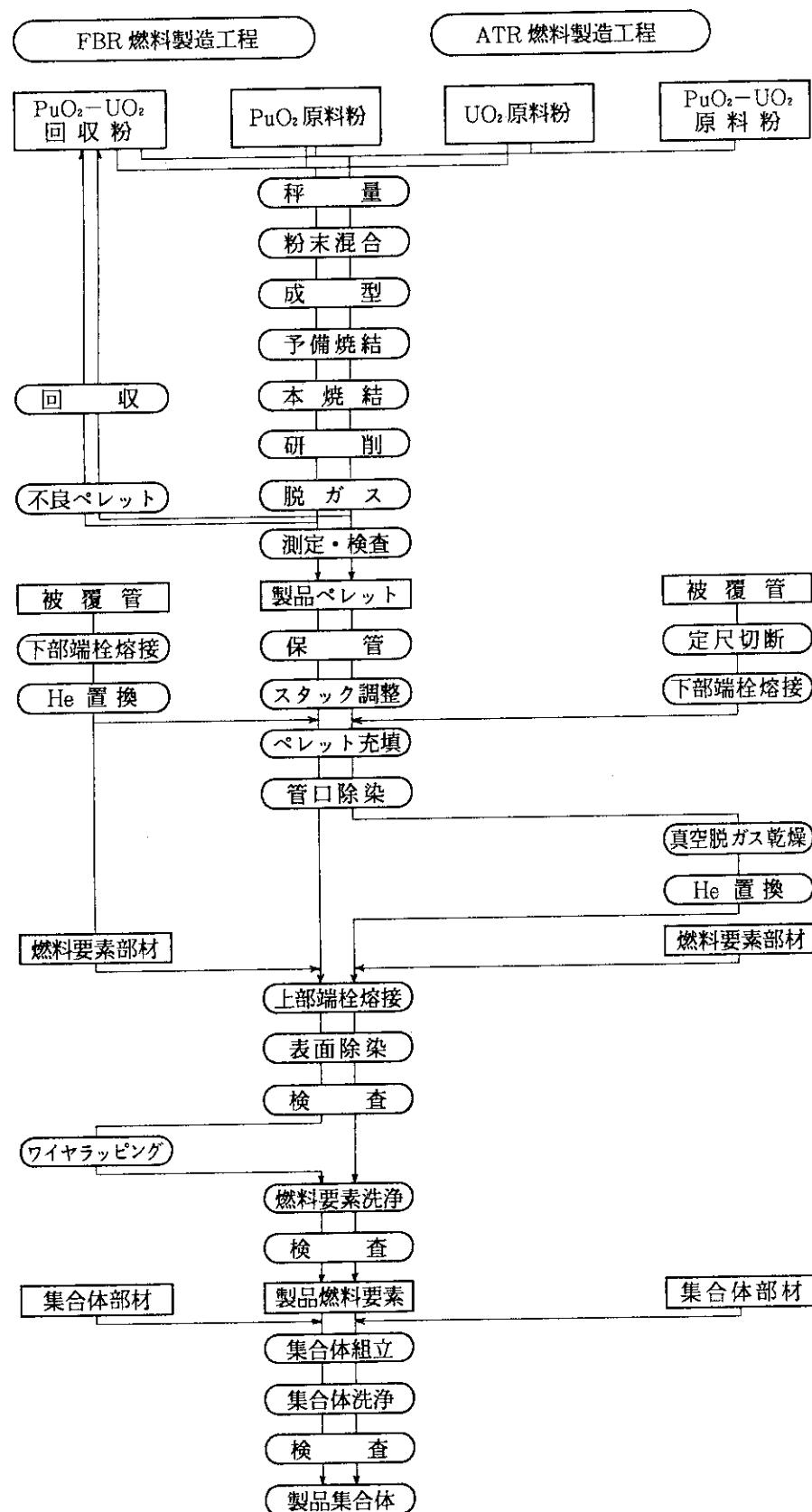
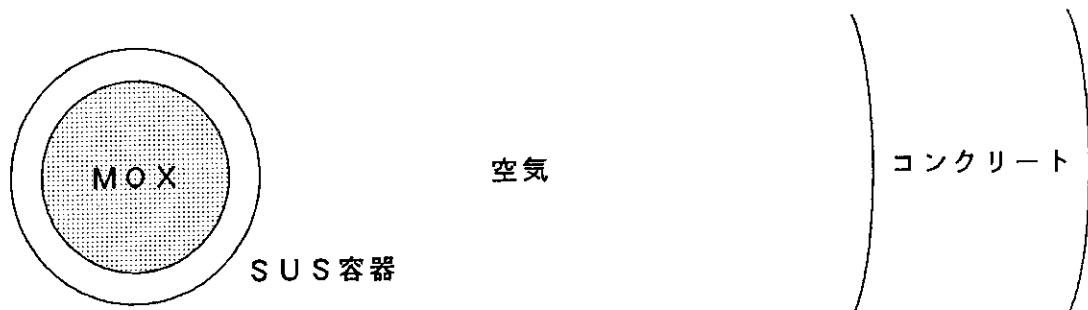
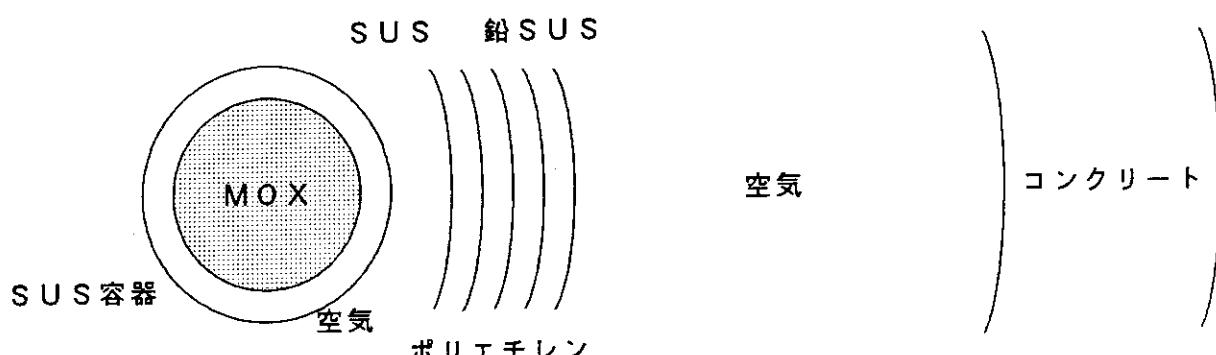


図4.2.1 MOX加工工程の概要



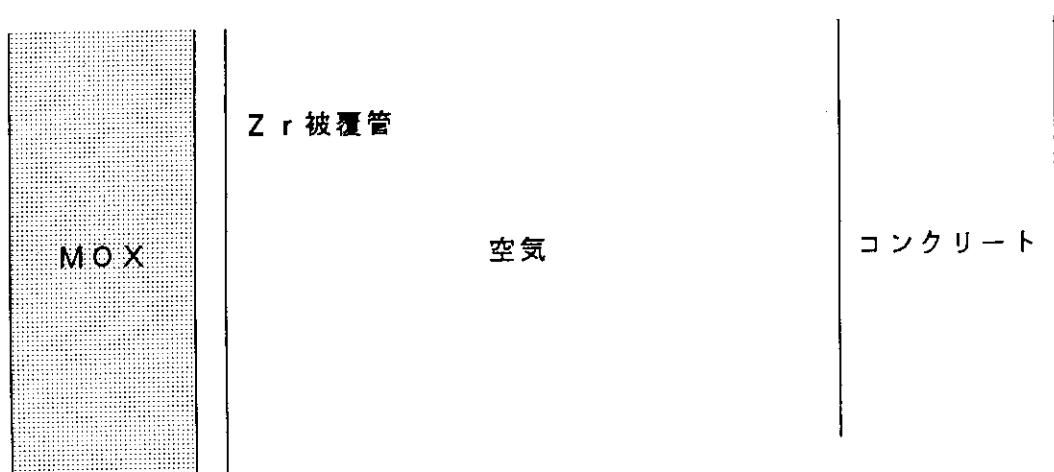
1次元球体系モデル

図 4.2.2 搬送容器モデル (MOX粉末及びペレット)



1次元球体系モデル

図 4.2.3 保管ベッセルモデル (MOX粉末及びペレット)



1次元無限円筒モデル

図 4.2.4 燃料モデル (燃料要素及び燃料集合体)

4.3 再処理施設

4.3.1 施設の概要及び特徴

再処理施設は、原子炉から発生する使用済燃料を受入れてせん断・溶解処理後、核分裂生成物を分離貯蔵し、ウラン・プルトニウムを回収精製する施設であり、1例として図4.3.1に示す工程から構成される。施設の全体配置図の1例は図4.3.2のとおりである。

受入れ燃料の仕様は、商用再処理施設の例においては、表4.3.1のとおり与えられている。

表4.3.1 再処理施設受入れ燃料仕様（商用再処理施設の例）

項目	仕 様	
燃料の種類	BWR及びPWR使用済燃料	
濃縮度	照射前燃料最高	5wt%
	使用済燃料集合体平均	3.5wt%以下
冷却期間 *1	再処理施設に受け入れるまで	1年以上
	せん断処理するまで	4年以上
燃焼度 *2	使用済燃料集合体最高	55,000 MWd/t · U _{pr} ^{*3}
	1日あたり再処理する使用済燃料の平均	45,000 MWd/t · U _{pr} 以下

*1 使用済燃料最終取出し前の原子炉停止時からの期間（以下「冷却期間」という。）

*2 使用済燃料集合体燃焼度（以下「燃焼度」という。）

*3 ここでいうt · U_{pr}は、照射前金属ウラン重量換算（以下「t · U_{pr}という。）

4.3.2 放射線防護及び遮蔽設計の考え方

(1) 再処理施設に適用される指針・基準

再処理施設に適用される指針・基準として、以下に示すものが策定されている。

- ・核燃料施設安全審査基本指針
(昭和55年2月7日原子力安全委員会決定)
- ・再処理施設安全審査指針
(昭和61年2月20日原子力安全委員会決定)
(一部改訂 平成元年3月27日)
- ・再処理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令
(昭和62年3月25日総理府令第12号)
- ・加工施設、再処理施設、特定廃棄物管理施設及び使用施設等の溶接の技術基準に関する総理府令
(昭和61年12月23日総理府令第12号)

再処理施設においては上記の指針・基準に基づいて放射線遮蔽設計がなされる。これら指針・基準における遮蔽に係わる部分を表4.3.2及び表4.3.3に示す。

- (2) 再処理施設では大量の放射性物質を取扱うと共にその種類及び形態はさまざまであり、それらを十分考慮した上で適切な遮蔽を設置し、敷地周辺の一般公衆の直接線及びスカイシャイン線による線量当量を十分低くすると共に、放射線業務従事者の線量当量の低減に十分配慮した設計が必要である。
- (3) 放射線業務従事者の被曝防止は、放射線業務従事者の線量当量が、法令等で定められる線量当量限度を超えないように、遮蔽設計と運転開始後の被曝管理の両面から行なわれる。

再処理施設では、放射線業務従事者等が立ち入る場所については、立入頻度等を考慮して適切に区分を定め、その施設内の区分に応じ遮蔽設計の基準となる線量当量率を適切に設定し、区分毎の基準となる線量当量率を満足する設計を行う。

遮蔽設計は、室外の線源となる機器等からの線量当量率と室内の線源となる機器等からの線量当量率の合計が、下表に示した当該区域区分の基準線量当量率を満足するようを行う。

商用再処理施設においては、放射線業務従事者の立入頻度、立入時間等を考慮して5段階に遮蔽設計区分を設定するとともに、各遮蔽設計区分毎に放射線業務従事者の被曝低減に留意した遮蔽設計の基準線量当量率を次表に示すように定めている。

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

(注) 上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。

(4) 商用再処理施設においては、遮蔽は、セル遮蔽、補助遮蔽及び外部遮蔽に大別される。

a. セル遮蔽

セル遮蔽は、セル、貯蔵室等を構成する構築物であり、セル内、貯蔵室内等の放射性物質を内蔵する機器等からの放射線を低減するためのもので、主要部はコンクリート壁等の遮蔽体で構成される。

b. 補助遮蔽

補助遮蔽は、設備、機器まわりの遮蔽で放射性物質を内蔵する機器等からの放射線を低減するためのもので、コンクリート壁、水、鉛板、鉄板等の遮蔽体で構成される。

c. 外部遮蔽

外部遮蔽は、建物外壁等を構成する構築物であり、建物又は施設の外側及び周辺監視区域外への放射線を低減するためのもので、主要部はコンクリート壁等の遮蔽体で構成される。

また、以上の遮蔽のほかに、機器及び設備の補修等のために一時的に使用する一時的遮蔽として、コンクリートブロック、鉛板、鉄板等からなる遮蔽体が必要に応じて使用される。

- (5) 敷地境界外の一般公衆に対しては、施設に内蔵されている放射性物質からの直接線およびスカイシャイン線による線量当量の評価を行う。再処理施設では、一般的に放射性物質を内包する機器の多くが地下階にあること、構造上等の要求もあり建屋コンクリートが全般に厚いことから、直接線およびスカイシャイン線により遮蔽厚が決定されることは、比較的少ない。
- (6) 又、事故時（遮蔽に直接関係する事故としては臨界事故がある）においても、一般公衆に対して著しい放射線被曝のリスクを与えないこと、及び制御室については室内にとどまり各種の操作を行う運転員が過度の被曝を受けないように、必要な遮蔽が確保される。

4. 3. 3 考慮すべき線源

(1) 遮蔽設計用燃料仕様

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る。したがって、遮蔽設計を行うためには、線源強度算定のベースとして遮蔽設計用燃料仕様を定める必要がある。遮蔽設計用燃料仕様は、仕様を構成するパラメータ（燃焼度、初期濃縮度、比出力、冷却期間及び燃料型式）を組み合わせ、それぞれパラメータの想定範囲の中で、遮蔽設計上保守側となる組合せとする。

各パラメータの線源強度に与える影響は、一般的に次のとおりである⁽¹⁾ ⁽²⁾。

a. 燃焼度

核分裂生成物、アクチノイド及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す。

b. 照射前燃料濃縮度（以下「初期濃縮度」という。）

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は多くなる。そのため、アクチノイド及び放射化生成物は増加する傾向を示す。

c. 比出力

比出力の高い方が、同一燃焼度を得るために必要な炉運転期間は短くなる。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傾向を示す。但し、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る。

(1) 「再処理施設の設計用燃料条件のパラメータ検討について」, MAPI-3009(1991),
三菱原子力工業株式会社

(2) 「脱硝及び製品貯蔵施設のしゃへい設計用燃料条件について」, MMC-9104(1992),
三菱マテリアル株式会社

d. 冷却期間

冷却期間が長くなると放射性核種の減衰時間が長くなり、線源強度は減少する傾向を示す。但し、娘核種の場合は親核種からの生成が多くなる場合があり、線源強度は増加することもある。

e. 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る。

上記の傾向を踏まえ設定された商用再処理施設における遮蔽設計用燃料仕様の例を表4.3.4に示す。尚、溶解工程の後で1日当たりに再処理する使用済燃料を混合し、平均燃焼度の調整を行っている。この処理工程の前を「1体領域」、後ろを「1日平均領域」と呼んでいる。

(2) 線源の設定

線源強度は、通常運転時における機器毎のプロセス運転上の容量の変動を考慮すると共に、プロセス運転条件の変動等を考慮して保守側の値に設定されている。

機器の具体的な線源設定方法は次のとおりである。

a. ガンマ線の線源強度及びスペクトル

再処理施設は、ウラン及びプルトニウムと核分裂物質等を分離する施設であり、工程内における放射性物質の組成は領域ごとに異なる。遮蔽設計においては線源の核種組成に対応したエネルギースペクトルが必要である。

商用再処理施設では、再処理工程内の放射性物質の挙動を考慮し、図4.3.3に示す核種組成の領域及び表4.3.5に示す核種組成が設定される。

遮蔽設計用燃料仕様に基づき、表4.3.5に示す核種組成毎に、ORIGEN-2コードを用いて算出されるガンマ線エネルギースペクトルが設定される。

線源強度については、工程内の組成変化、濃度変化等を考慮し、遮蔽設計上厳しい評価結果を与えるように設定される。

b. 中性子線の線源強度及びスペクトル

再処理施設において、遮蔽設計上重要となる線源は、FPによるガンマ線であるが、Pu等のアクチニド元素を多量に含む工程では、中性子及び二次的に発生する γ 線の寄与を考慮する必要がある。

なお、線源強度の算出に当り、Pu等の核分裂性核種を含む場合には、未臨界倍を考慮する。

商用再処理施設では、遮蔽設計用燃料仕様に基づき、ORIGEN-2コードを用いて算出されるアクチノイド及びその娘核種の工程内の組成変化、濃度変化を考慮して中性子発生数が設定され、遮蔽設計上厳しい評価結果を与えるように線源

強度が設定される。

スペクトルは、遮蔽設計上厳しい結果を与えるように $Cm-242$ の α 線による (α, n) 反応のスペクトルを用いている。但し、プルトニウム精製設備等のプルトニウムが主体となる工程設備に対しては、 $Pu-239$ の (n, f) 反応のスペクトルを用いている。

c. 特定の工程に対する線源強度及びスペクトル

商用再処理施設では、使用済燃料輸送容器を取り扱う工程に用いる線源強度は、容器表面から 1 m 離れた位置での線量当量率を $100 \mu Sv/h$ とし、また、エネルギースペクトルは遮蔽設計上厳しい結果を与えるように容器から放出されるガンマ線及び中性子線を包絡して高エネルギーガンマ線に代表させている。

使用済燃料集合体等とともに持ち込まれる腐食生成物質を取り扱う工程に用いる線源強度は、原子炉施設の実績に基づいて設定し、また、エネルギースペクトルは遮蔽設計上厳しい結果を与えるように設定している。

4.3.4 遮蔽安全解析の方法

(1) 遮蔽計算方法

計算コードは、一般的に以下のものが使用されている。

- ・ガンマ線 : QAD
- ・中性子線 : ANISN、DOT [断面積データは DLC23E]

ORIGEN2 コードのフォトンライブラリに対応した 18 群のエネルギー群構造を表 4.3.6 に示す。また、DLC23E のエネルギー群構造を表 4.3.7 に示す。計算にあたって、線源形状は保守側の結果を与える範囲で、点、平面、球、円筒等の形状にモデル化される。

(2) 遮蔽安全設計上の要件

再処理施設の特徴を踏まえて、遮蔽設計を行うに際して考慮すべきと考えられる事項を図 4.3.4 に整理した。

図では、まず全体の流れを「設計方針」「線源評価」「遮蔽計算」「性能保証」の 4 段階に分けたあと、要件を「大項目」「項目」の分類により整理した。

表 4.3.2 再処理施設安全審査指針に係る遮蔽関連部分

指針5. 放射線遮蔽

1. 再処理施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による一般公衆の線量当量が十分低くなるように、再処理施設に適切な遮蔽を設けること。
2. 放射線業務従事者が立ち入る場所については、遮蔽設計の基準となる線量当量率を施設内の区分に応じ適切に定めること。また、開口部又は配管等の貫通部があるものに対しては、必要に応じ、放射線漏洩防止措置が講じられていること。
3. 遮蔽設計に当たっては、遮蔽計算に用いられる線源、遮蔽体の形状及び材質、計算誤差等を考慮し、十分な安全裕度を見込むこと。

1. 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による一般公衆の線量当量が「十分に低い」とは、平常運転時においては、合理的に達成できる限り低いことを、設計基準事象を想定した場合においては、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことをいう。
2. 遮蔽設計の基準となる線量当量率は、放射線業務従事者の立入時間等を考慮して適切に定めること。この際、放射線業務従事者の線量当量の低減にも留意する必要がある。

指針8. 貯蔵等に対する考慮

再処理施設における使用済燃料の貯蔵、製品貯蔵、放射性廃棄物の保管廃棄物の放射性物質の貯蔵等は、適切な貯蔵容量及び冷却の機能を有するとともに一般公衆の線量当量が十分に低くなるように、適切な遮蔽等の機能を有する施設で行う設計であること。

一般公衆の線量当量が「十分に低い」とは、平常運転時においては、合理的に達成できる限り低いことを、設計基準事象を想定した場合においては、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

表4.3.3 再処理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令に
係る遮蔽関連部分

(しゃへい)

第8条 再処理施設を設置する工場又は事業所内の外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線障害を防止するために必要なしゃへい能力を有するしゃへい設備を施設しなければならない。この場合において、当該しゃへい設備に開口部又は配管その他の貫通部がある場合であって放射線障害を防止するために必要がある場合には、放射線の漏えいを防止するための措置を講じなければならない。

(解 説)

本条は、従事者等が立ち入る場所について、立入頻度等を考慮して適切に区分を定め、その区分に応じた放射線量率を満たす設計を行い、かつ、必要に応じ開口部等へ放射線漏えい防止措置を講ずることを要求したものである。

必要なしゃへい能力とは、管理区域内の人が常時立入る場所については原則として外部放射線量が2mR/hr以下となるような能力をいい、周辺監視区域の外については、一般公衆の被ばく線量が「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被ばく線量等を定める件」（昭和35年9月30日科学術庁告示第21号）で定める周辺監視区域外の許容被ばく線量以下となるしゃへい能力をいう。

表4.3.4 遮蔽設計用燃料仕様（商用再処理施設の例）

区分	適用範囲	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及び貯蔵施設 ・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 MWd/t · U_{pr} 初期濃縮度： 3.0wt%</p> <p>燃料型式及び比出力： PWR燃料 60 MW/t · U_{pr} (BWR燃料 40 MW/t · U_{pr})(*1) 冷却期間： 4年（1年） (*2)</p> <p>(*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及び貯蔵施設の場合</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 MWd/t · U_{pr} 初期濃縮度： 3.5wt%</p> <p>燃料型式及び比出力： PWR燃料 60 MW/t · U_{pr} (BWR燃料 10 MW/t · U_{pr})(*3) (BWR燃料 40 MW/t · U_{pr})(*4) 冷却期間： 4年</p> <p>(*3) 括弧内は、分離施設及び精製施設のうちPu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及びチャンネルボックスの処理・貯蔵に係る設備の場合</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・脱硝施設及び製品貯蔵施設 	<p>燃 燃 度： 45,000 MWd/t · U_{pr} 初期濃縮度： 3.5wt%</p> <p>燃料型式及び比出力： U : PWR燃料 10 MW/t · U_{pr} Pu : BWR燃料 10 MW/t · U_{pr} (PWR燃料 60 MW/t · U_{pr})(*5) 冷却期間 U : 10年 Pu : 4年</p> <p>(*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γ線遮蔽の場合</p>

表4.3.5 線源核種組成（商用再処理施設の例）

領域	線源組成 (注)
S 0	F P + A P + アクチノイド
S 1	F P + アクチノイド
S 2	A P + 0.5% F P ^{*1} + 5.1% (R u, R h)
S 3	構造材 2 kg 中の A P + 51% (R u, R h)
S 4	F P (気体状の F P を除く) + アクチノイド
S 5	F P ^{*2} + 500% (R u, R h)
S 6	F P ^{*2} + 2,500% (R u, R h)
S 7	P u + P u 1 g 当たり 12 μ Ci (R u, R h) + 5,000 ppm ²⁴¹ Am / P u
S 8	U + (U 1 g 当たり P u 及び N p それぞれ 7,500 α dpm) + U 1 g 当たり 0.5 μ Ci (R u, R h)
S 9	精製後 1 年を経過した S 7 及び S 8
S 10	精製後 1 年を経過した S 8
S 11	遮蔽設計上最も厳しくなる貯蔵期間を経過した S 7 及び S 8
S 12	遮蔽設計上最も厳しくなる貯蔵期間を経過した S 8

F P : 核分裂生成物質

A P : 放射化生成物質

F P^{*1} : 核分裂生成物質のうち R u 及び R h を除く。F P^{*2} : 核分裂生成物質のうち R u, R h 及び 気体状の核分裂生成物質
を除く。

(注) 線源組成は、ORIGEN2 コードにより求められた単位重量当たりの各核種の量を表中の分類に従って合成することにより得られる。

表4.3.6 ガンマ線エネルギー群構造
(ORIGIN2 フォトンライブリ)

No.	下限エネルギー (MeV)	上限エネルギー (MeV)	平均エネルギー (MeV)
1	0.0	0.02	0.01
2	0.02	0.03	0.025
3	0.03	0.045	0.0375
4	0.045	0.07	0.0575
5	0.07	0.1	0.085
6	0.1	0.15	0.125
7	0.15	0.3	0.225
8	0.3	0.45	0.375
9	0.45	0.7	0.575
10	0.7	1.0	0.85
11	1.0	1.5	1.25
12	1.5	2.0	1.75
13	2.0	2.5	2.25
14	2.5	3.0	2.75
15	3.0	4.0	3.5
16	4.0	6.0	5.0
17	6.0	8.0	7.0
18	8.0	11.0	9.5

表4.3.7 中性子及びガンマ線エネルギー群構造 (DLC23E)

中性子

No.	上限エネルギー (MeV)
1	1.50E+01
2	1.22E+01
3	1.00E+01
4	8.18E+00
5	6.36E+00
6	4.96E+00
7	4.06E+00
8	3.01E+00
9	2.46E+00
10	2.35E+00
11	1.83E+00
12	1.11E+00
13	5.50E-01
14	1.11E-01
15	3.35E-03
16	5.83E-04
17	1.01E-04
18	2.90E-05
19	1.07E-05
20	3.06E-06
21	1.12E-06
22	4.14E-07

ガンマ線

No.	上限エネルギー (MeV)
1	1.00E+01
2	8.00E+00
3	6.50E+00
4	5.00E+00
5	4.00E+00
6	3.00E+00
7	2.50E+00
8	2.00E+00
9	1.66E+00
10	1.33E+00
11	1.00E+00
12	8.00E-01
13	6.00E-01
14	4.00E-01
15	3.00E-01
16	2.00E-01
17	1.00E-01
18	5.00E-02

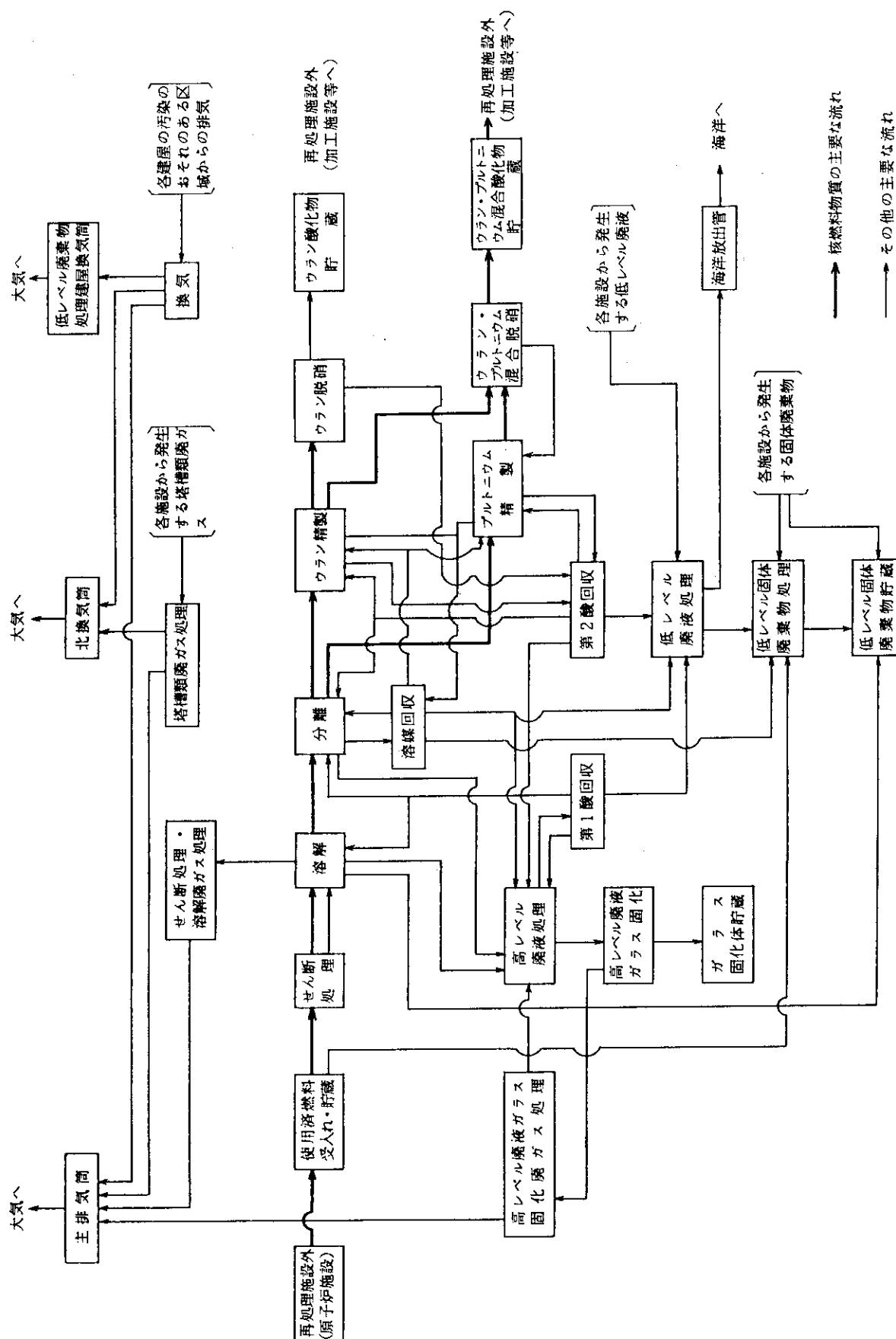


図 4.3.1 再処理施設工程図（商用再処理施設の例）

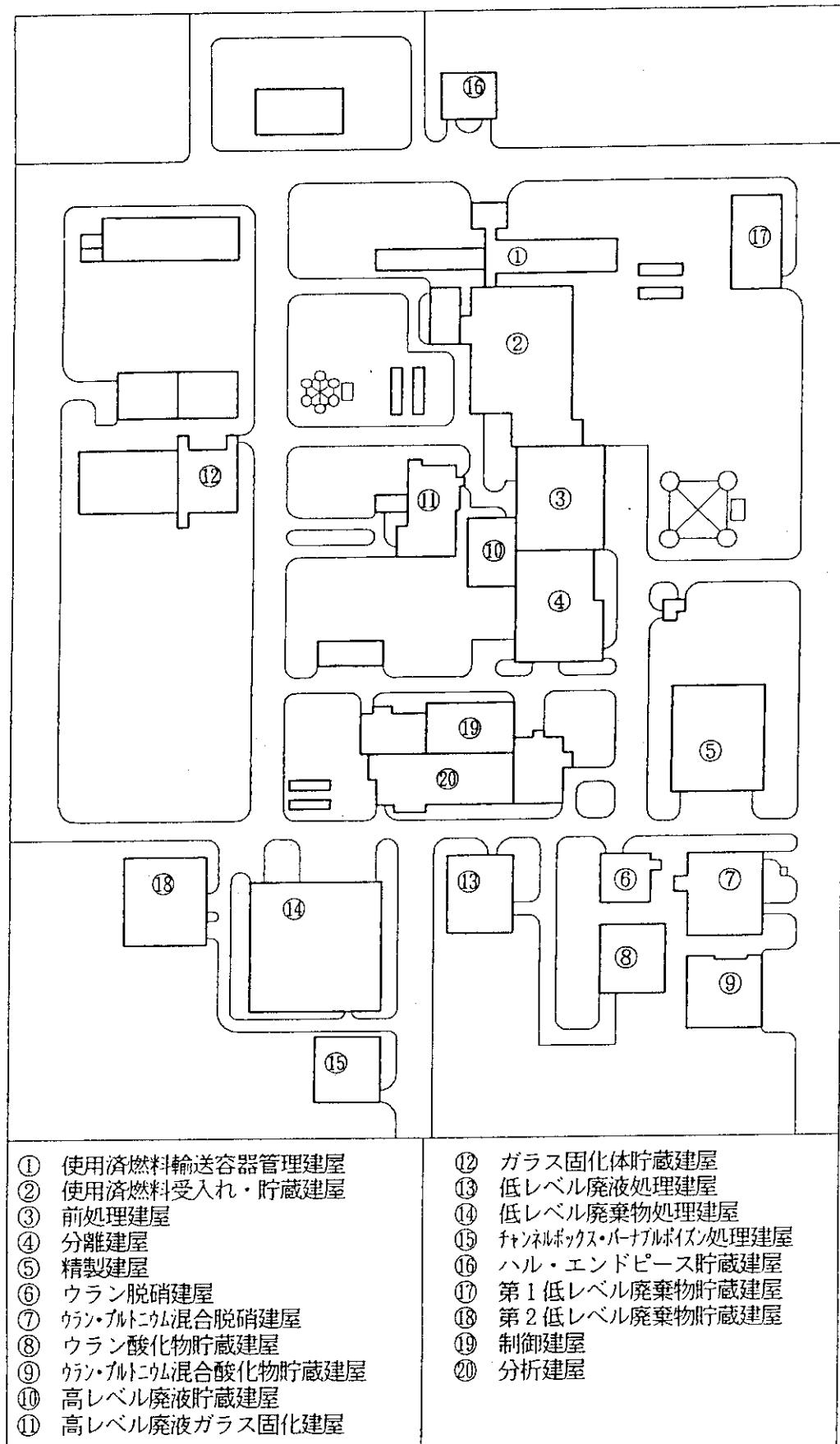


図4.3.2 再処理施設構内建屋配置図（商用再処理施設の例）

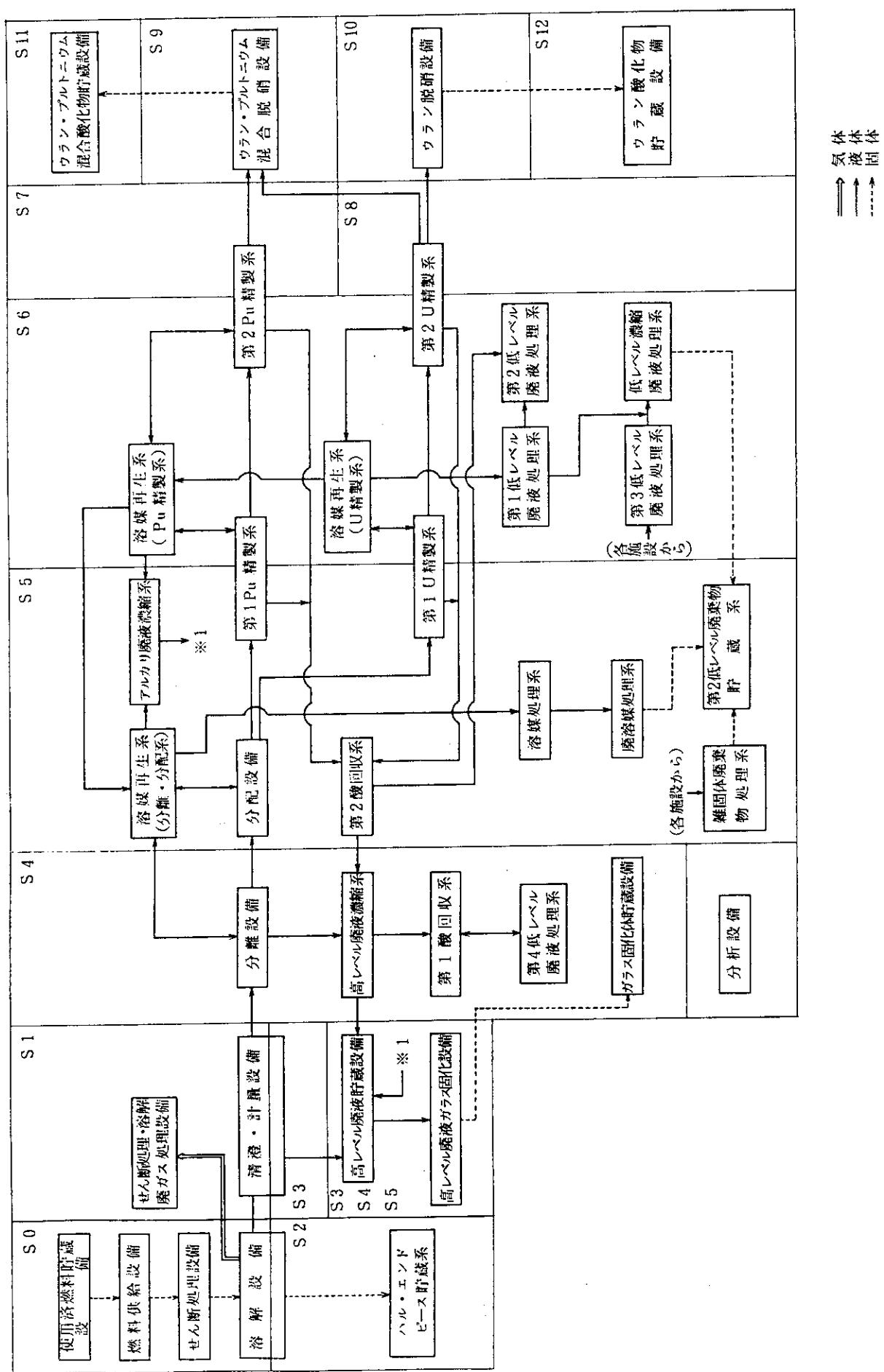


図4.3.3 線源核種組成領域図（商用再処理施設の例）

遮蔽設計（線源から壁厚決定までの考え方）流れ図

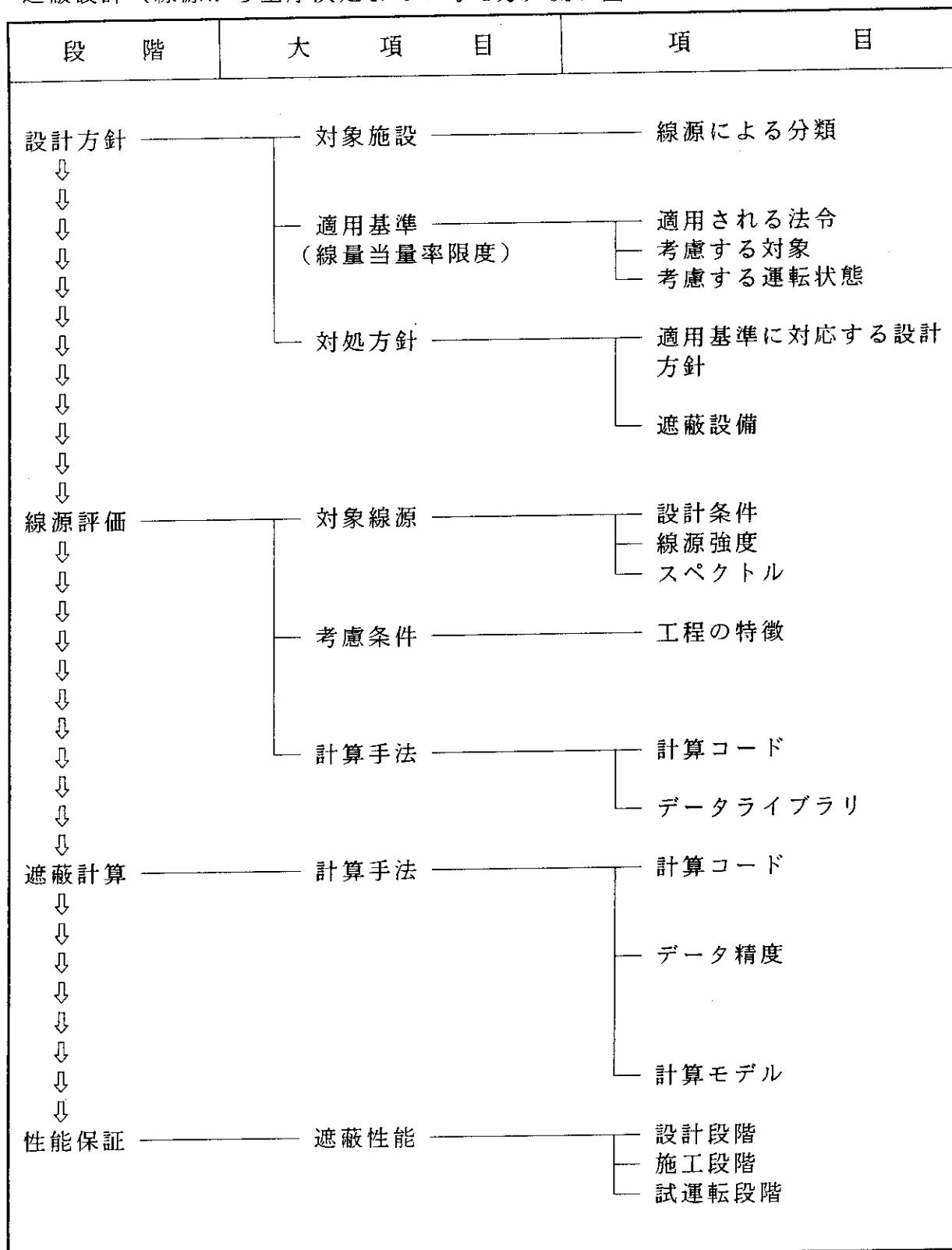


図 4.3.4 再処理施設における遮蔽安全設計上の要件

4.4. 輸送容器

本章では種々ある輸送容器のうち、使用済核燃料輸送容器（以下「単にキャスク」と言う）を取り上げ、輸送に関する法令、安全解析事項、遮蔽計算の現状、遮蔽ベンチマーク問題の提案、用語の解説等について述べる。

4.4.1 キャスクの概要

キャスクには一般に湿式キャスクと乾式キャスクがある。湿式キャスクの特徴は使用済燃料を収納するキャビティが水で満たされており、この水が冷却と遮蔽に使われている。乾式キャスクはこのキャビティ中に水が全く無く、その代りアルミ製のバスケットの中に燃料が収納される。従って中性子遮蔽には外筒の外側にレジンなどの層が設けられる。

図4.4.1は湿式キャスクの、図4.4.2は乾式キャスクの代表的なものである。直徑が2～2.5m、高さはショックアブソーバーを入れて5.5～6m、重量は70～110トン、収納可能な使用済燃料はPWR型燃料集合体では7～12体、BWR型燃料集合体ではおよそ、その2倍収納し、輸送することができる。

4.4.2 輸送に関する法令

放射性物質の輸送に関しては、文献(1)で示すようなIAEA輸送規則（IAEA安全シリーズNo.6 「放射性物質安全輸送規則1985年度版」）があり、これを受けて各国がそれぞれ国内規則を定めている。我が国においても科学技術庁、運輸省等がそれぞれの所掌に応じた法令を定め、規制している。輸送に関する法令については文献(2)に詳しく述べられているが、図4.4.3に我が国における核燃料物質等の運搬に関する基本的体系を示す。

放射性物質の輸送に中でも特にB型に分類される使用済燃料の輸送については輸送規則に基づき、それぞれの省庁で安全審査を行っている。安全審査受けるためには、輸送物（キャスク+収納物）に対する安全解析書を提出することになるが、表4.4.1遮蔽に関し記載すべき解析項目、解析条件、解析方法、結果の要約をまとめる書式を示したものであり、両省庁（科技庁、運輸省）ともほとんど同じ書式を採用している。

なお、国内法令はいずれもIAEA輸送規則1985年版に準拠しているが、遮蔽に関しては次の2点に相異がある。

IAEA 85年版	国 内 法
輸送物表面から2mの位置で0.1mSv以下	1mの位置で0.1mSv以下
一般試験後の放射線レベルの増加は外表面で20%以下	外表面で著しい増加がなく、かつ2mSv以下

表 4.4.1 使用済核燃料輸送物安全解析の要約記載書式の例

条件	解析項目	解析条件		解析方法		結果	
		線源強度	燃料集合体：PWR型12本 解析は下記の条件に対して行う。	ガソルタントン強度	ORIGEN2コードを用いて計算する。	線源強度(MeV/sec・基)	ケース1 ケース2
過	線	燃焼度(MW/MTU)	33,000	35,000		核分裂生成物からのガソルタントン合計	
源	源	比出力(MW/MTU)	38.4	38.4			
破	破	照射日数(日)	859	911			
解	解	冷却日数(日)	360	390			
析	析	構造材放射化線源についても考慮する。		構造材放射化線源についても考慮する。		構造材放射化線源についても考慮する。	
機	機	構造材位置	ケース1 ケース2	構造材放射化線源強度(Bq/基)	ケース1 ケース2	構造材放射化線源強度(Bq/基)	ケース1 ケース2
構	構	上部ノズル					
成	成	上部プレナム					
解	解	下部ノズル					
析	析	中性子線源強度 ORIGEN2コードを用いて計算する。		中性子線源強度 ORIGEN2コードを用いて計算する。		中性子線源強度 ORIGEN2コードを用いて計算する。	
機	機	中性子線源強度(neutrons/sec/基)		中性子線源強度(neutrons/sec/基)		中性子線源強度(neutrons/sec/基)	

表 4.4.1 使用済核燃料輸送物安全解析書の要約記載書式の例（続き）

条件	解析項目	最大線量当量率	。通常輸送時 輸送容器の変形はない。	解 析 方 法				解 析 結 果			
								輪 送 物	表 面	表面より 1 m の点	(単位: $\mu\text{Sv/h}$)
				側 面	蓋 部	底 部	側 面	底 部	蓋 部	底 部	
通常輸送時	ガンマ線 中性子										
	合 計										
一試験 機の条件下	ガンマ線 中性子										
	合 計										
特試 別機の条件下	ガンマ線 中性子										
	合 計										
基準	通常輸送時	2,000					100				
	一般の試験条件下	2,000					—				
	特別の試験条件下	—					10,000				

通常輸送時・一般的試験条件・特別の試験条件

遮蔽解析

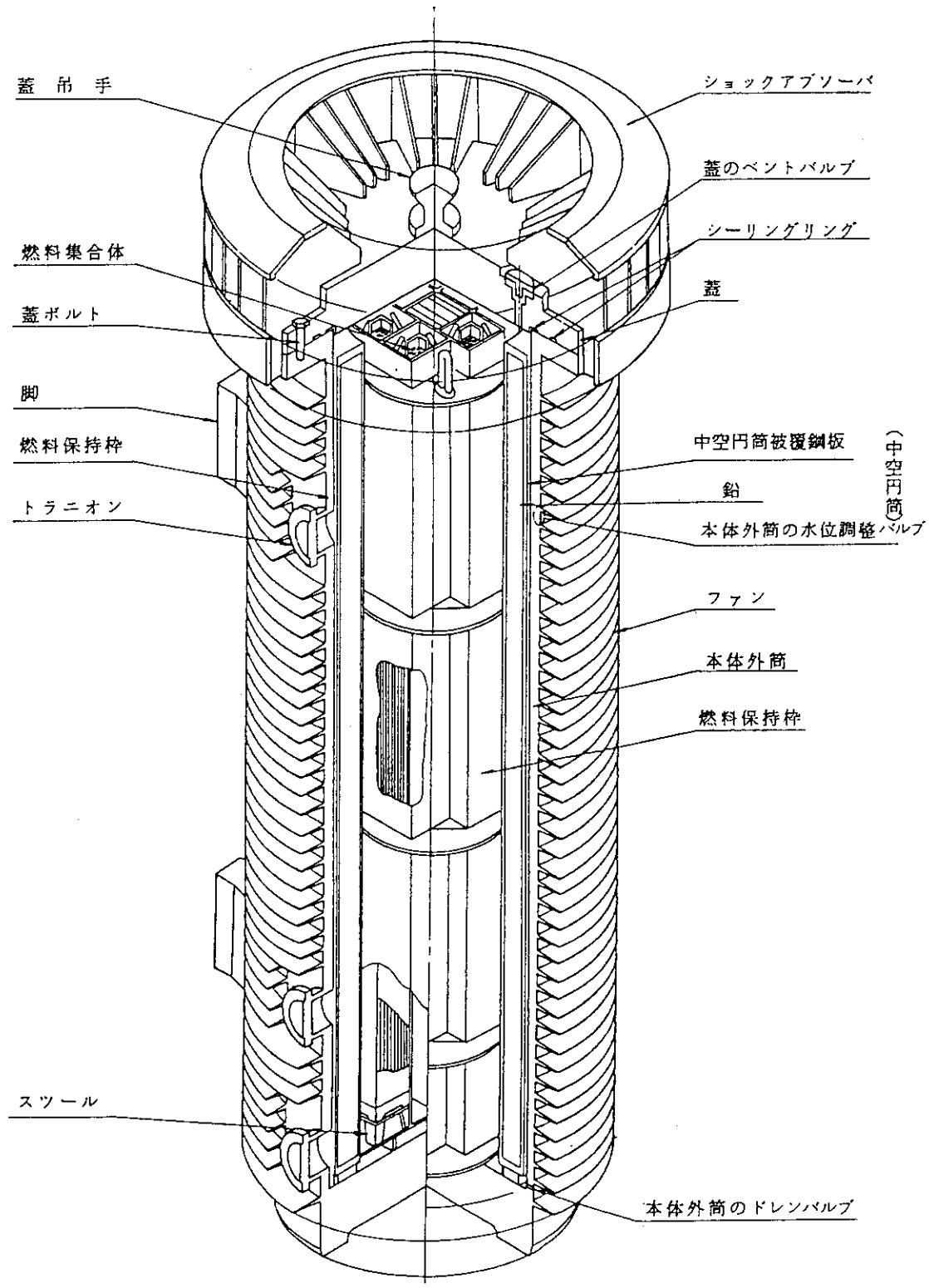


図4.4.1 湿式キャスクの代表例

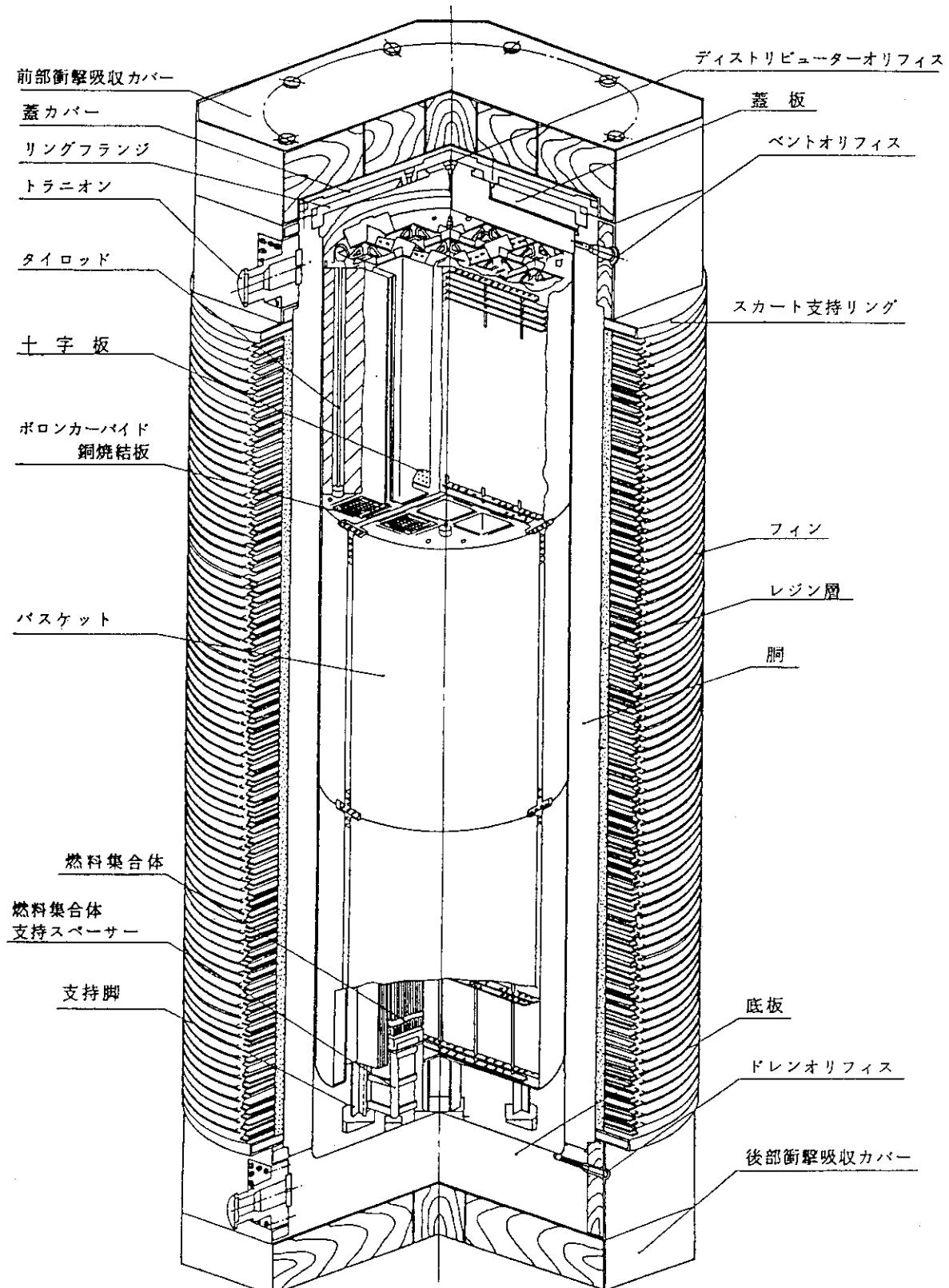


図4.4.2 乾式キャスクの代表例

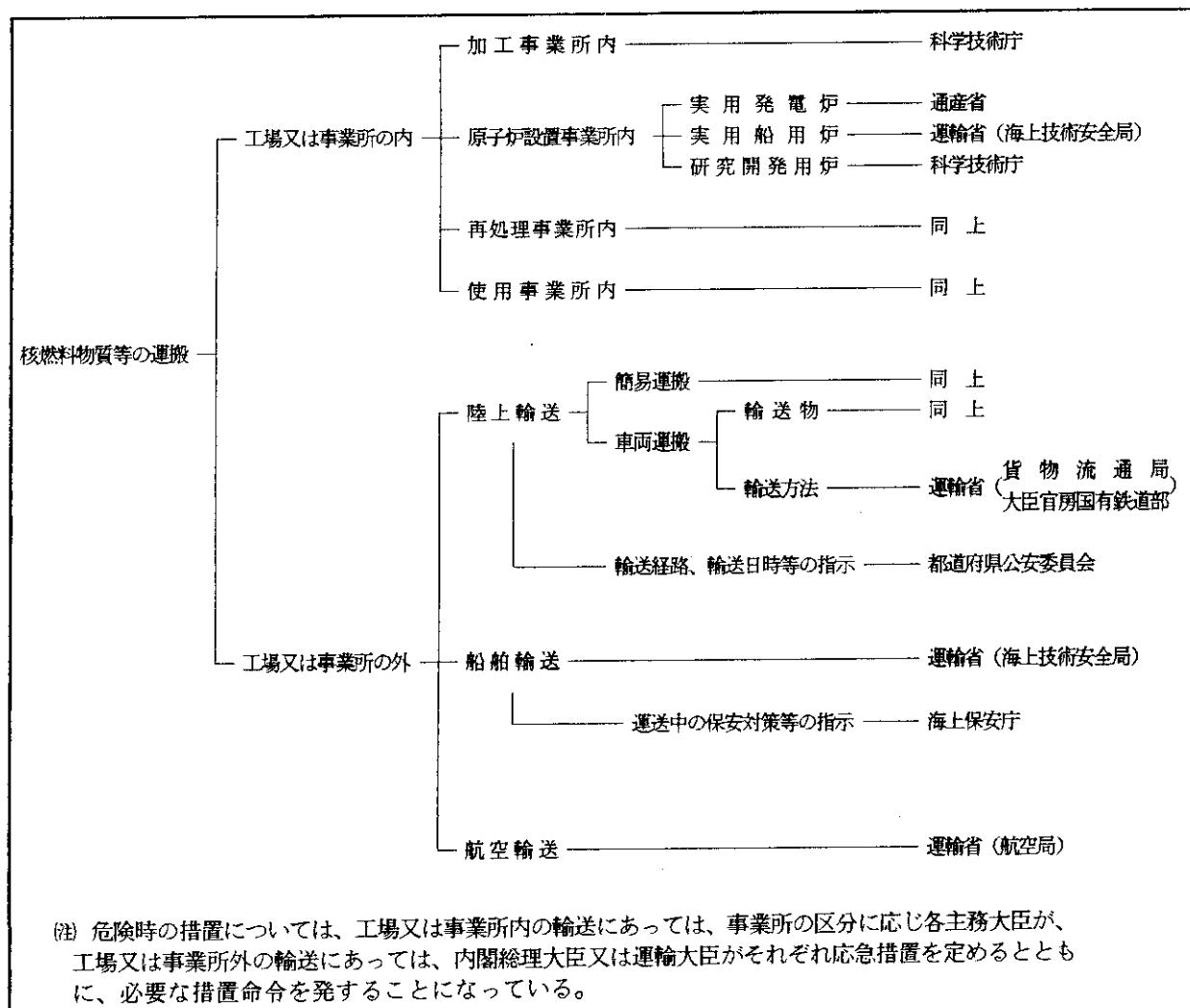


図4.4.3 核燃料物質等の運搬に関する基本体系

4.4.3 使用済核燃料輸送容器遮蔽計算の現状

(1) 線源強度

ORIGIN 2 コードを用いて中性子およびガンマ線強度を計算する。

中性子の実効増倍係数、 K_{eff} は 図 4.4.4 のような燃焼度と中性子線源強度との関係から求める。図 1 は LEOPALD コードで湿式キャスクについて計算したものである。 K_{eff} を考慮した中性子源強度 S は、 $S = S_0 / (1 - K_{eff})$ となる。 S_0 は一次中性子源強度である。

放射化線源については次のようにして求めている。

燃料集合体端部構造材の放射化によるガンマ線源のうち、容器外部の線量として寄与するものは、構造材中に含まれる Co 59 の (n, γ) 反応により生ずる Co 60 が大部分である。Co 60 の放射化線源強度は次式を用いて求めた。

$$A = N_0 \alpha_1 \alpha_2 \sigma \phi (1 - e^{-\lambda T_1}) e^{-\lambda T_2}$$

ここで

A : 放射化核種 (^{60}Co) の放射能 (Bq)

N_0 : ターゲット核種 (Co 59) の個数 (atoms)

σ : 反応断面積 (cm^2)

2200m/s の中性子による Co 59 の (n, γ)

反応断面積 : 37.2 barn

α_1 : 炉内温度 (T°K) における反応断面積の補正係数

$$\alpha_1 = \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T}}, \quad T_0 = 293^\circ\text{K}$$

α_2 : 热外中性子の吸收を考慮する場合の補正係数

ϕ : 炉内照射熱中性子束 ($n/\text{sec} \cdot \text{cm}^2$)

λ : Co 60 の崩壊定数 ($3.61 \times 10^{-4} \text{ day}^{-1}$)

T_1 : 照射期間 (day)

T_2 : 冷却期間 (day)

遮蔽計算では、構造材を 4 領域（上部タイプレート部、上部プレナム部、下部プレナム部、下部タイプレート部）に分けて、各領域で線源は均一に分布しているとした。

(2) 通常輸送時および一般の試験条件下

i) バルク計算

湿式および乾式キャスクの一般試験条件下における計算モデル図 4.4.5 および図 4.4.6 にそれぞれ示す。

ガンマ線に関しては QAD が用いられており、計算モデルは実形状に近い三次元モデルになっている。中性子については、DOT-3.5 による二次元軸対称モデル

で計算されている。D O T - 3.5 に用いる核データライブラリーとしてはD L C - 2 3 / Cask ライブラリー（中性子22群、ガンマ線18群、P 3 近似）が採用されている。

ii) ストリーミング解析

湿式キャスクの中空円筒すきまのストリーミング計算モデルを図4.4.7に示す。このストリーミング計算には中性子およびガンマ線共に、D O T - 3.5 が用いられている。乾式キャスクではドレンオリフィス部にストリーミングが見られるが、中性子の計算にはSimon-Cliffordの式、ガンマ線には点減衰法が使われている。

(3) 特別試験条件下

キャスクは9 m落下試験、800°C - 30分耐火試験等の特別試験条件によってフィン、ショックアブソーバー、遮蔽材等の一部が損傷する。この場合の遮蔽計算はその形状変化を考慮した計算モデルを用いるが、計算手法やコードは通常の場合と同じものを使っている。

表4.4.2 は各条件下における最大線量当量率を記入するための様式並びにそれぞれの条件に対する基準値を示したものである。

表4.4.2 各条件下における基準値と解析値の記載要領

〔単位 : $\mu\text{Sv}/\text{h}$ 〕

		輸送物表面			表面より1mの点		
		側面	蓋部	底部	側面	蓋部	底部
通常輸送時	ガンマ線 中性子						
	合 計						
一試般験の条件下	ガンマ線 中性子						
	合 計						
特試別験の条件下	ガンマ線 中性子						
	合 計						
基準値	通常輸送時	2,000			100		
	一般の試験条件下	2,000			—		
	特別の試験条件下	—			10,000		

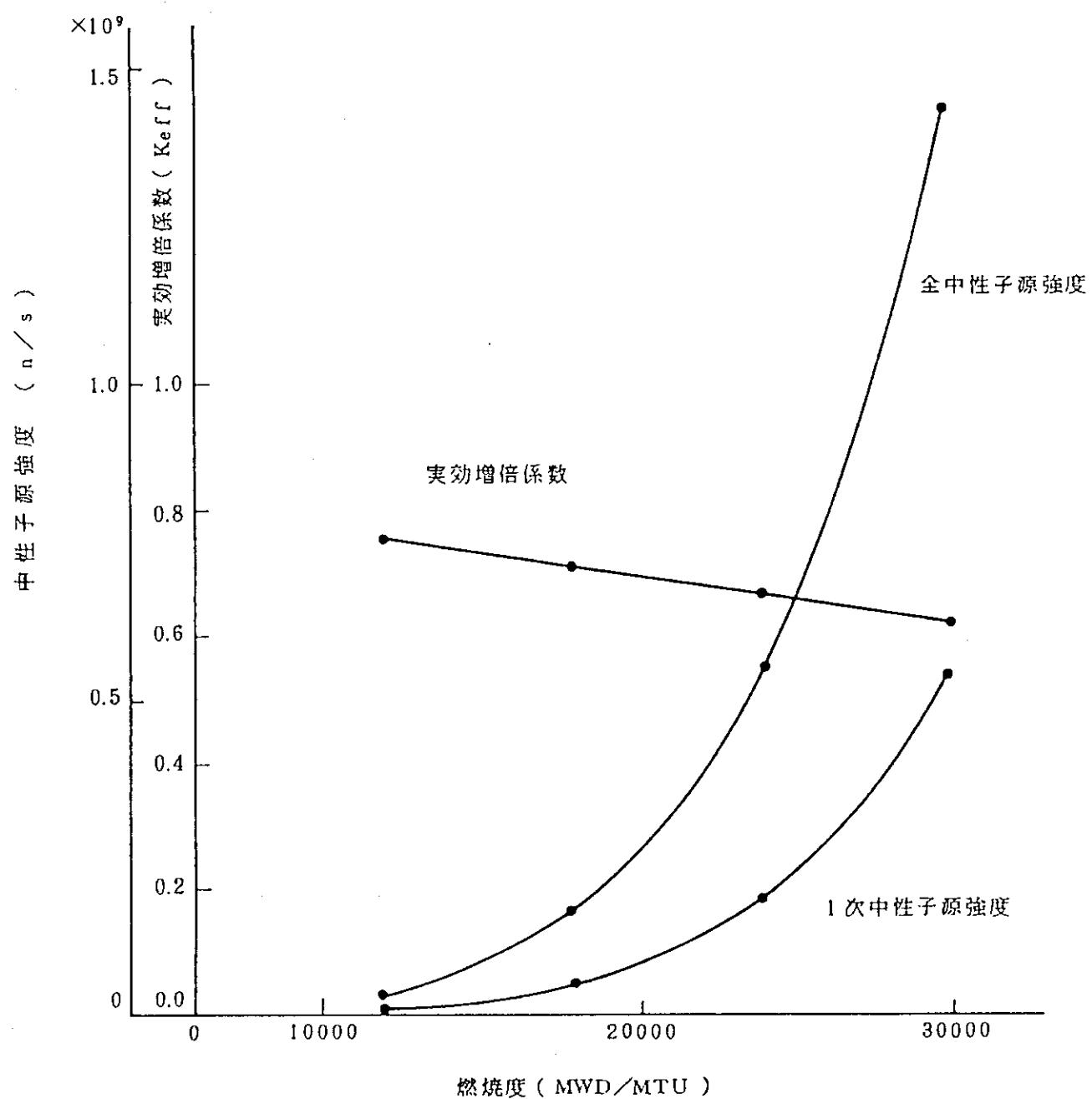


図4.4.4 燃焼度と中性子源強度の関係

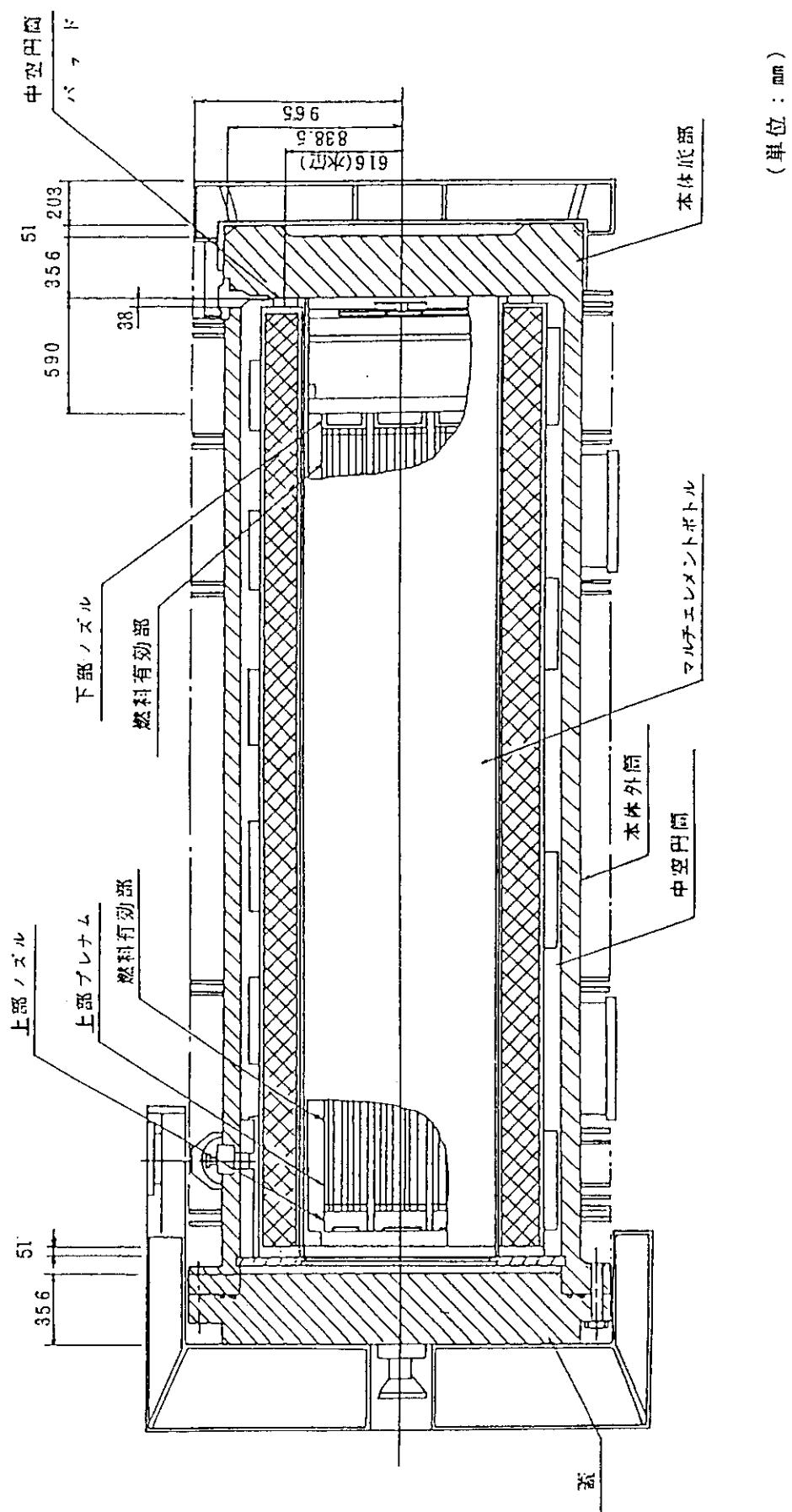
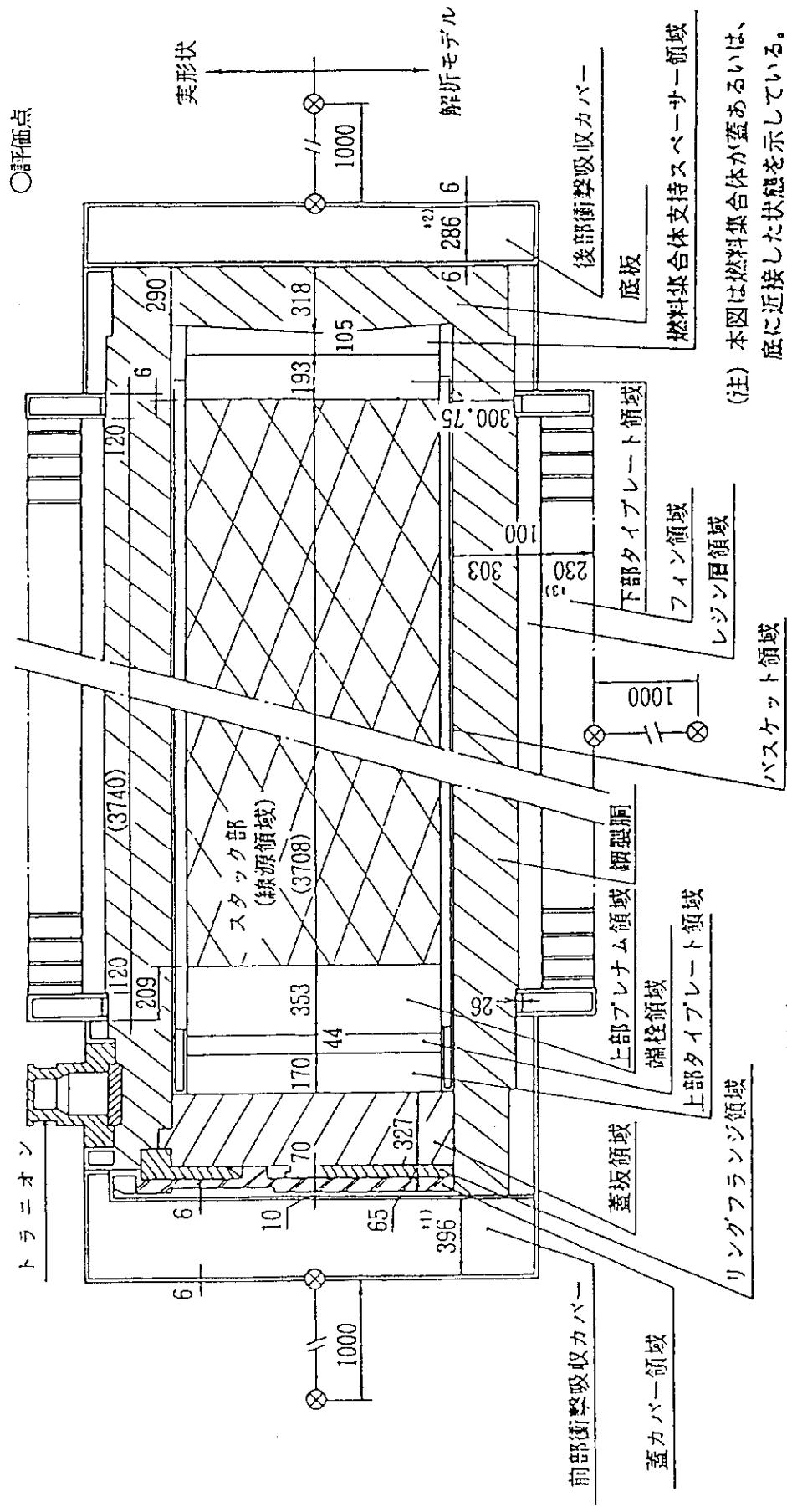


図4.5 輸送物縦断面図(湿式キャスクの例)

(単位:mm)



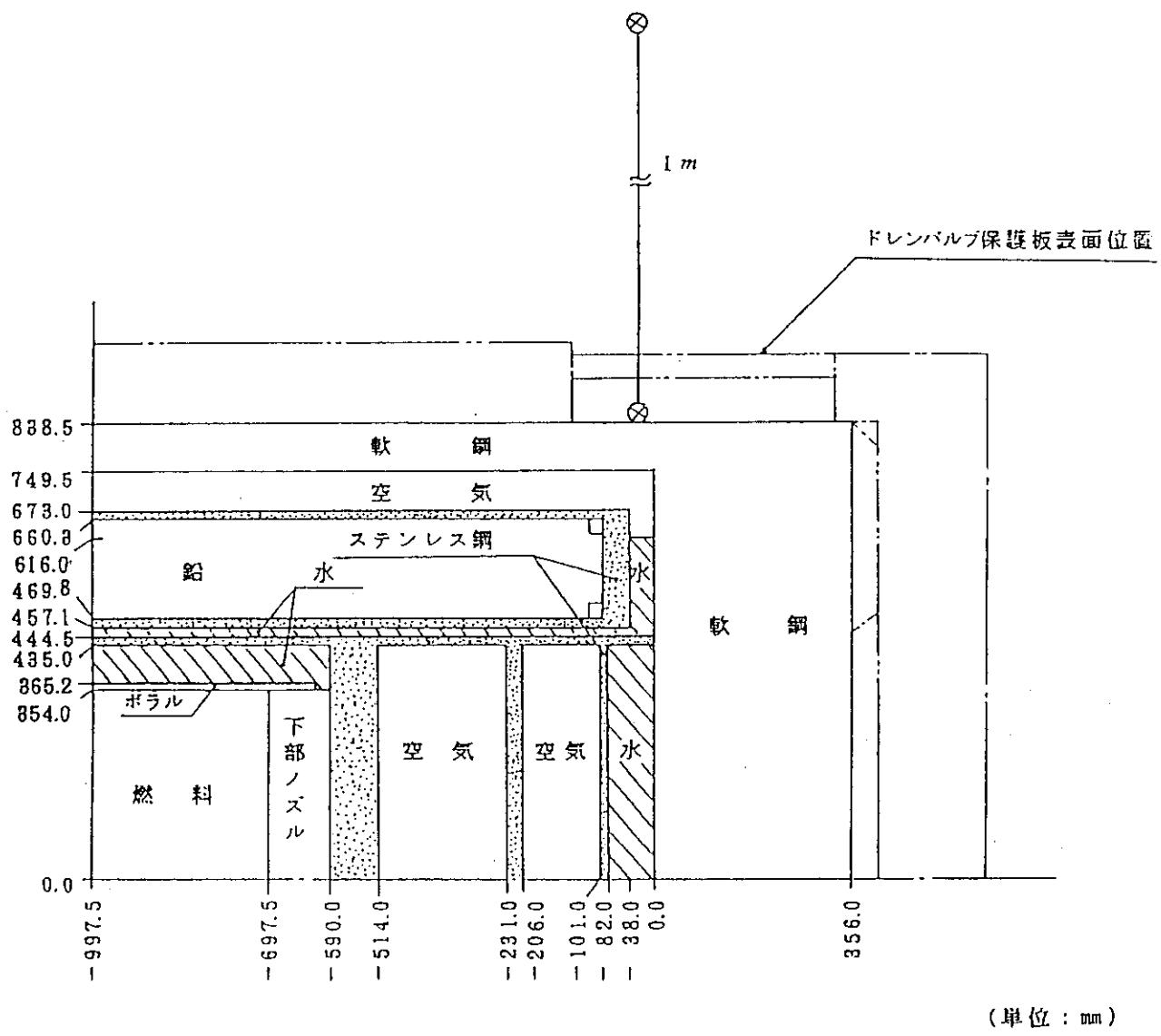
* 1) 一般の試験条件時には 3.0 mm 減とする

* 2) 一般の試験条件時には 2.7 mm 減とする

* 3) 一般の試験条件時には 5.2 mm 減とする

(注) 本図は燃料集合体が蓋あるいは、底に近接した状態を示している。

図 4.4.6 通常輸送時及び一般の試験条件下のガンマ線遮蔽解析モデル全体図（乾式キャスクの例）



⊗ 線量当量率評価点

図 4.4.7 中空円筒底部すきまの遮蔽解析モデル
(通常輸送時、一般の試験条件)

4.4.4 定義および用語

放射性物質輸送関係の法令には独特的定義や用語が用いられている。輸送指数(Transport Index)等二三の例を下に示すが、詳細については IAEA 安全シリーズ No. 6 「放射性物質安全輸送規則1985年版解説」に述べられている。

* A₁及びA₂ *

110. A₁とはA型輸送物において許される特別形放射性物質の最大放射能をいう。

A₂ とはA型輸送物において許される特別形放射性物質以外の放射性物質の最大放射能をいう。

* 輸送物(PACKAGE) *

134. 輸送物とは、輸送に供するため放射性収納物を収納した輸送容器をいう。輸送物及び輸送容器の性能基準は、密封及び遮蔽の健全性保持の点からいうと、輸送される放射性物質の量及び性質に依存する。適用される性能基準は、次の厳しさのレベルで特徴づけられる輸送条件を考慮に入れるために、等級分けされる。

- ・通常の輸送(何の事件も起きない状態で)の際に遭遇しそうな条件
- ・平常の輸送条件(軽微な出来事)並びに、
- ・事故時輸送条件

性能基準は設計要件及び試験を含む。各輸送物は以下のように分類される。

- (a) 適用除外輸送物(EXCEPTED PACKAGE)とは、適用除外された放射性物質を収納している輸送容器であって、「すべての輸送容器及び輸送物の一般設計要件」を満たすように設計されたものをいう。
- (b) (I) 産業用輸送物1型(INDUSTRIAL PACKAGE TYPE 1, IP-1)とは、LSA物質又は表面汚染物SCOを収納している輸送容器、タンク又は貨物コンテナであって、「すべての輸送容器及び輸送物の一般設計要件」並びに航空輸送の場合にあっては515項から517項の要件を満たすように設計されたものをいう。
 (II) 産業用輸送物2型(INDUSTRIAL PACKAGE TYPE 2, IP-2)とは、LSA物質又はSCOを収納している輸送容器、タンク又は貨物コンテナであって、「すべての輸送容器及び輸送物の一般設計要件」並びに航空輸送の場合にあっては515項から517項の要件、さらに、これに加えて、次の特定の設計要件を満たすように設計されたものをいう。
 - (i) 輸送物については、519項を参照のこと。
 - (ii) タンクについては、521項及び522項を参照のこと。並びに
 - (iii) 貨物コンテナについては、523項を参照のこと。
- (III) 産業用輸送物3型(INDUSTRIAL PACKAGE TYPE 3, IP-3)とは、LSA物質又はSCOを収納している輸送容器、タンク又は貨物コンテナであって、

「すべての輸送容器及び輸送物の一般設計要件」並びに航空輸送の場合にあっては515項から517項の要件は、さらに、これに加えて、次の特定の設計要件を満たすように設計されたものをいう。

- (i) 輸送物については、520項を参照のこと。
 - (ii) タンクについては、521項及び522項を参照のこと。並びに、
 - (iii) 貨物コンテナについては、523項を参照のこと。
- (c) A型輸送物 (TYPE A PACKAGE) とは、特別形放射性物質の場合にあってはA₁まで、特別形以外の場合にあってはA₂までの放射能を収納している輸送容器、タンク又は貨物コンテナであって、「すべての輸送容器及び輸送物に関する一般設計要件」、航空輸送の場合にあっては515項から517項の要件、並びに、適宜524項から540項の特定の設計要件を満たすように設計されたものをいう。
- (d) B型輸送物 (TYPE B PACKAGE) とは、特別形放射性物質の場合にあってはA₁を超えてよく特別形以外の場合にあっては、A₂を超えてよい放射能を収納している輸送容器、タンク又は貨物コンテナであって、「すべての輸送容器及び輸送物に関する一般設計要件」、航空輸送の場合にあっては515項から517項の要件、さらに、適宜524項から540項及び541項から588項の特定の設計要件を満たすように設計されたものをいう。

*輸送容器 (PACKAGING) *

135. 輸送容器とは、放射性収納物を完全に密閉するのに必要な構成要素の集まりをいう。それは、特に、一個又はそれ以上の容器、吸収材、支持構造物、放射線遮蔽体、並びに、冷却用、機械的衝撃吸収用及び断熱用の装置から構成され得る。輸送容器は箱、ドラム缶若しくは同様の容器ができるし、又は134項に合致する貨物コンテナ若しくはタンクであることもできる。

*輸送指数 (TRANSPORT INDEX) *

146. 輸送指数 (T I) とは、輸送物、オーバーパック、タンク若しくは貨物コンテナ、又は非梱包のLSA-I若しくはSCO-Iに割り当てられた一つの数であって、核的臨界安全性及び放射線被ばくの双方を管理するために用いられるものをいう。それはまた、ある種の輸送物、オーバーパック、タンク及び貨物コンテナの収納物限度及び標識のための分類を設定するため、専用積載の下での輸送中の必要性及び輸送途中における保管時の隔離要件を決定するため、特別措置の下での輸送中及び輸送途中における保管時の混載制限を設定するため、並びに、貨物コンテナ内又は輸送手段上に許される輸送物の個数を決定するために用いられる。

4.4.5 ベンチマーク問題

ここで取り上げた湿式および乾式キャスクベンチマーク実験はいずれも電力中央研究所において実施されたものであり、キャスク供試体を除き、実験施設、検出器、線源等は同じものである。

(1) 湿式型ベンチマーク実験⁽³⁾

i) 供試体、実験配置、検出器および線源

キャスクの信頼性実証試験の一環として遮蔽実験が実施され、キャスク周囲の線量率分布が測定された。キャスクの線量率は輸送規則によって、表面で 200mrem/h、表面から 1 m の位置で 10mrem/h 以下という基準がある。

実験に供したキャスクは図 4.4.8 に示すような湿式と称するもので、重量はおよそ 50 t である。

主要構造は以下のようである。

- ① 主構造 : ステレン鋼および鉛を主材料とする多重円筒。
- ② 蓋および底部 : ステンレス鋼
- ③ 緩衝体 : 木材を被覆したものであり、蓋および底部に取り付けてある。
取外しが可能である。
- ④ フィン : 円環状で銅製。
- ⑤ バスケット : ステンレス鋼が主材料で、未臨界の維持にボラル板が使用されている。
- ⑥ 遮蔽 : ガンマに対しては主に鉛とステンレス鋼、中性子に対しては主にキャビティー中の水および外側のレジン層。

遮蔽実験に使用された中性子は ^{252}Cf である。

- ① 線源強度 : 線量で 1 mg ($2.4 \times 10^9 \text{n/sec}$)、1 mg の Cf を 80 個に分割して使用。
- ② 線源形状 : 半径 25 cm、高さ 50 cm、厚さ 3.5 cm のアルミニウム中空円筒の側面に 80 個の線源が一様に分布。図 4.4.9 参照。
- ③ 半減期 : 2.65 年
- ④ スペクトル : ^{252}Cf の中性子スペクトルは次式で近似できる。

$$N(E) \sim E \times p(-0.88E) \sinh [((2E)^{1/2})] \quad (1)$$

ここで、E = 中性子エネルギー (MeV)

中性子の測定にはスウェーデンの Studsvik 社のレムカウンターを使用し、パルス数を線量率に換算した。

$$3.3 \text{cps} = 1 \text{mrem/h} \quad (2)$$

のような換算係数を用いたが、中性子スペクトルが換算係数を求めた場とは異なる

ので、±10%の誤差があるものとして測定を評価した。二次ガンマ線量率は電離箱型サーベイメータを使用した。この方も±10%の測定誤差があるものとして評価した。遮蔽実験体系の計算モデルおよびキャスク構造材の原子数密度を図4.4.10および表4.4.3にそれぞれ示す。

ii) 実験結果

図4.4.8に示したキャスクの健全な状態でのキャスク表面（フィン先端）から径方向に測定した中性子線量率分布をMORSEコードによる計算結果と併せて図4.4.11に示す。また、耐火試験後、中性子遮蔽材であるレジン層が完全に焼失した状態でのキャスク表面（フィン先端）から径方向に測定した中性子線量率分布をMORSEコードによる計算結果と併せて図4.4.12に示す。さらに、キャスクが健全な状態およびレジン層が完全に消失した状態における二次ガンマ線のキャスク表面（フィン先端）から径方向に測定した線量率分布を図4.4.13に示す。これらの測定はいずれもMORSEコードによる計算結果と併せて図4.4.10に示す実験体系において、キャスクの中央（高さ方向）に測定器を置き、水平方向に移動しながら壁に向かって測定したものである。

(2) 乾式型ベンチマーク実験⁽⁴⁾

i) 供試体実験配置、検出器および線源

乾式キャスクのベンチマーク実験としてCASTOR型キャスクの小型モデルを用いた結果を示す。

① モデルキャスクの構造

本モデルキャスクは、 $\phi 1400 \times h 1700 \times t 400\text{mm}$ の円筒形で、横断面を3分割にして遮蔽体型を変えている。（図4.4.14参照）。すなわち、中性子遮蔽材ポリエチレンを実機同様の棒状体系部分と棒状を板状型に代替した部分および中性子遮蔽材を設けていない鉄鉱素材部分の3分割の遮蔽体系で構成している。

② 主要構成材質

モデルキャスクの主要材質は、実キャスクと同質の球状黒鉛鉄とポリエチレン（棒状および板状）が使用されている。その組成を表4.4.4に示す。

また、図4.4.15にポリエチレン遮蔽体の形状を示す。

③ 試験用線源

試験時の線源強度はCf-252が約 $265\mu\text{g}$ （0.142Ci）（1980年11月30日購入時 $1026.1\mu\text{g}$ ）であった。なお、測定結果の整理は、線源強度をCf-252では 1mg に全て換算した。

線源の形状は、 $\phi 500\text{mm} \times h 500\text{mm}$ の円筒表面線源で（図4.4.9参照）、通常時は線源容器内に格納され倉庫に収納されている。試験時に装置に組み込められ、

格納容器の下部シャッタを開き、駆動装置により試験体の任意の位置に挿入できるようになっている。

④ 試験装置

試験装置は、遮蔽試験室、放射線計測装置、線源装置等により構成されている。室内には、キャスクを固縛して回転させるターンテーブル、計測用検出器を取り付けて任意の測定位置を定める検出器駆動装置、線源を収納する容器と線源の出し入れおよび線源位置を定める線源駆動装置、上部遮蔽板等が設置あるいは取り付けられられるようになっている。遮蔽試験室に設置したモデルキャスクの組立状態を図4.4.16に示す。

計測時の線源および検出器の位置とモデルキャスクの位置関係を図4.4.17に示す。モデルキャスクの測定範囲は、キャスク内での線源の移動範囲の再下端位置SH (Source Height) = 3650mm、最上端は4850mmであるが、検出器のキャスク上・下部補助遮蔽体に制約されDH = 3650～4500mm(Detector Height)の範囲である。計測時におけるモデルキャスクの中央位置はSH、DH = 4100mmとした。

⑤ 検出器

計測に使用した検出器は、線量率測定では、中性子線に対してはレムカウンターを、二次 γ 線に対しては電離箱式サーベイメータを使用した。

ii) モデルキャスク円周の回転スキャンニング測定結果

キャスク中央部の表面および表面から1m位置について、線源と検出器を対峙(SH=DH)させ、キャスクを回転しながら円周部の線量率分布状態を測定した。

① 中性子の分布状態

検出器は、レムカウンターを用いて、キャスクを10°ごとに回転させながら測定を行った。

遮蔽体系を3分割した境界角0°、120°、240°で各領域の変動点となり、領域の中央部で各体系層の最大線量率となる。図4.4.18にみられる凸状が鉄錠層で凹状がポリエチレン体系のプレート層とロッド層で、両者の遮蔽性能に殆ど差がないことがわかる。この線量率の分布は、本モデルキャスク遮蔽構造特有の典型的な分布状態を示しており、遮蔽体系を3分割した各体系の線量率は、中央領域で一定した値の角度巾があり、測定した各領域体系の線量率は、他の領域体系からの放射線散乱影響を受けていないものと思われる。

iii) モデルキャスク表面から半径方向の空間線量率分布

① 中性子の空間線量率分布

測定は、線源とレムカウンターをキャスクの中央(SH、DH=4100mm)位置に対峙させ、各遮蔽体系の中央領域での透過線量をキャスク半径方向にレムカウ

ンターを移動させながら行った。その結果を図4.4.19に示す。

ポリエチレン体系のキャスク表面からの距離による線量率の減衰は、ポリエチレン形状には関係なく、プレート体系、ロッド体系とも表面から1m位置で約1/3であった。鋳鉄体系では線量率がポリエチレン体系より高い値となっており、その減衰は約1/4であった。

② 2次 γ 線の空間線量率分布

検出器は、電離箱式サーベイメータおよびNaI(Tl)シンチレータを用い、中性子測定と同様に行った。その結果を図4.4.20に示す。

中性子に対して発生する2次 γ 線は、中性子と同様にポリエチレンの形状に関係なく、プレート体系、ロッド体系とも同じようにキャスク表面から離れるにしたがって線量率は減衰し、1m位置では、表面の約1/2、鋳鉄体系では約1/3の減衰であった。

(3) 乾式キャスク線量当量分布⁽⁵⁾

実機の乾式キャスクを用いた中性子およびガンマ線の線量当量率測定例を示す。

i) 線 源

線源仕様を表4.4.5に示す。表4.4.5を基にORIGEN2等によって燃焼計算を行えば、中性子およびガンマ線線源強度が求められる。ただし実効増倍係数 K_{eff} は~0.3であるが、より正確な値を得ようとすればKENOコード等を用いて計算する必要がある。

ii) キャスク

実験に供した乾式キャスクTN-12Aの構造および寸法を図4.4.21に、また遮蔽計算に必要な各材料の原子密度を表4.4.6にそれぞれ示す。

iii) 測 定 値

キャスク表面および表面から1mの位置における中性子およびガンマ線の線量当量率分布を図4.4.22および図4.4.23にそれぞれ示す。中性子は減速型レムカウンター、ガンマ線は電離箱型サーベイメータによって測定されたものである。なお、測定は使用済燃料輸送船内に積載された状態で行われたものであり、したがって、他のキャスクや船体構造物からの散乱線の寄与が含まれている。

参考文献

- (1) IAEA安全シリーズNo.6 「放射性物質安全輸送規則1985年版解説」情報センター
出版会 (1985)
- (2) 放射性物質等の輸送法令集、日本原子力産業会議
- (3) K. UEKI, et al., "Validity of the Monte Carlo Method for Shieding Analysis
of a Spent Fuel Shipping Cask : Comparison with Experiment," Nucl. Sci.
Eng., 84, 271(1983).
- (4) 服部 清一、植木 紘太郎、"CASTOR型モデルキャスクの遮蔽実験・解析、"
電力中央研究所報告、U 8706-5、(1988)
- (5) K. Ueki, Y. Namito, and T. Fuse, "Measurement of Dose Rates and Monte
Carlo Analysis of Neutrons in a Spent-Fuel Shipping Vessel," Nuclear
Technology, 74, 164(1986).

表 4.4.3 本計算に使用する物質の原子個数密度 ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)

Material Element	Water	Stainless Steel (SUS-304)	Lead	Resin	Fin-Region	Air	Ordinary Concrete
Hydrogen	6.675×10^{-2}			5.909×10^{-2}			1.195×10^{-2}
Carbon		3.181×10^{-4}		3.435×10^{-2}			5.917×10^{-2}
Nitrogen				2.703×10^{-4}			
Oxygen	3.338×10^{-2}			1.330×10^{-2}			4.201×10^{-2}
Magnesium							1.412×10^{-3}
Aluminum				3.715×10^{-3}			1.898×10^{-3}
Silicon		1.700×10^{-3}					7.340×10^{-3}
Sulphur							1.315×10^{-4}
Potassium							6.162×10^{-5}
Calcium							8.745×10^{-3}
Chromium							
Manganese							2.804×10^{-4}
Iron							
Nickel							
Copper							
Lead				3.296×10^{-2}			
					3.758×10^{-3}		

表 4.4.4 構成組材および物性

組材	化 学 組 成	物 性	
球 状 黒 鉛 鑄 鉄	C $3.3 \sim 3.8$ (W/O)	比 重	7.0 kg/cm^3
	S i $1.3 \sim 2.6$	引張強度	$>37 \text{ kgf/mm}^2$
	M n ≤ 0.6	0.2%耐力	$>24 \text{ kgf/mm}^2$
	P ≤ 0.03	伸 び	$>12\%$
	S ≤ 0.01		
	M g $0.035 \sim 0.09$		
	N i ≤ 1.3		
	C u ≤ 0.15		
ポ リ エ チ レ ン	C 85.6	ハイツクス・ミリオン	340 M
	H 14.4	分子量	260×10^4
		密 度	0.934 g/cm^3
		嵩密 度	0.446 g/cm^3

表 4.4.5 TN-12A キャスクに装荷される使用済燃料の仕様

Reactor type	PWR
Burnup	30500MWD/tonne heavy metal(HM)
Specific power	37MWd/tonne HM
Cooling time	660days
Enrichment	3.1wt%
Weight of UO ₂	4.8t/cask
Neutron source	2.28×10 ⁸ n/s per cask($k_{eff}=0.3$)

表 4.4.6 計算に用いられた物質の原子個数密度 [ケ/b · cm]

	Fuel Region	Basket Region	Bottom	Resin Region	Fin Rigion	Lid	Ring Flange
¹ H				3.52×10 ⁻²			
¹⁰ B	2.51×10 ⁻⁴	3.42×10 ⁻³		1.26×10 ⁻⁴			
⁶ C	3.43×10 ⁻⁴	4.67×10 ⁻³		2.30×10 ⁻²			
⁸ O	5.99×10 ⁻³			1.26×10 ⁻²			
¹³ A 1	1.08×10 ⁻²	7.02×10 ⁻³		1.93×10 ⁻³			
¹⁴ S i	1.42×10 ⁻³	9.19×10 ⁻³		2.51×10 ⁻³			
¹⁷ C 1						1.47×10 ⁻²	5.46×10 ⁻³
²⁴ C r	2.22×10 ⁻⁴	2.09×10 ⁻³				6.14×10 ⁻²	2.34×10 ⁻²
²⁶ F e	7.64×10 ⁻⁴	7.78×10 ⁻³				9.74×10 ⁻³	1.67×10 ⁻³
²⁸ N i	1.64×10 ⁻⁴	1.03×10 ⁻³					9.04×10 ⁻⁴
²⁹ C u	5.47×10 ⁻⁴	7.44×10 ⁻³		1.21×10 ⁻²	1.04×10 ⁻²		
³⁰ Z n				2.28×10 ⁻³			
⁴⁰ Z r	1.76×10 ⁻³						
²³⁵ U							
²³³ U	1.06×10 ⁻⁴						
	2.89×10 ⁻³						

	Lid Cover	Shock Absorber		Upper Plenum	Upper Nozzle	Lower Nozzle	Spacer Region
		Plate	Wood				
¹ H			7.43×10 ⁻³				
¹⁰ B			6.52×10 ⁻⁵				
⁶ C			4.46×10 ⁻³				
⁸ O			3.71×10 ⁻³				
¹³ A 1	3.91×10 ⁻²			2.60×10 ⁻³			
¹⁴ S i				3.49×10 ⁻⁴			
¹⁷ C 1						1.08×10 ⁻²	1.42×10 ⁻³
²⁴ C r							
²⁶ F e			1.65×10 ⁻²				
²⁸ N i			6.31×10 ⁻²				
²⁹ C u			6.49×10 ⁻³				
³⁰ Z n							
⁴⁰ Z r							
²³⁵ U							
²³³ U							

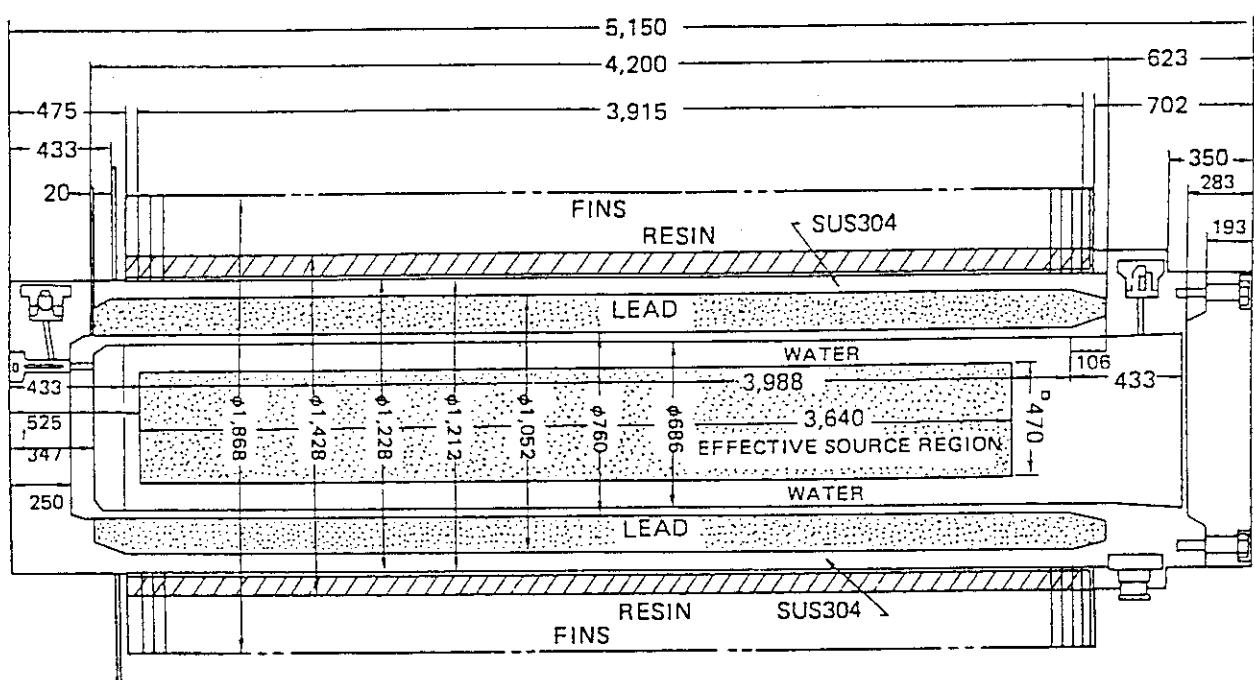
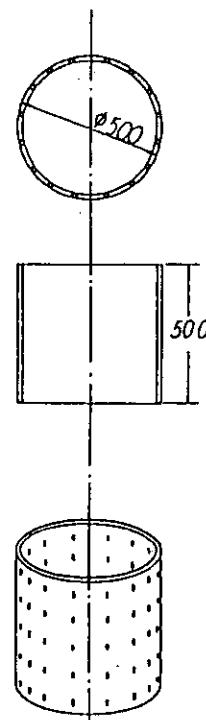


図4.4.8 実験に使用した使用済燃料輸送キャスクの形状（単位：mm）



単位 : mm

図 4.4.9 試験線源形状概念図 (C f - 252)

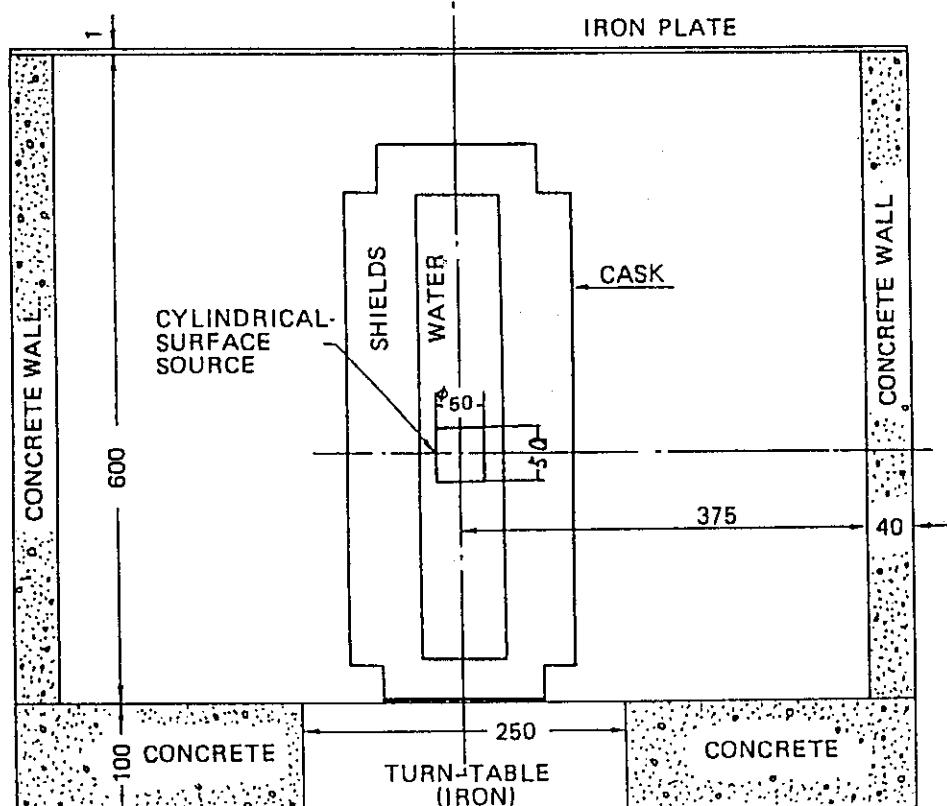


図 4.4.10 キャスク遮蔽実験に対する計算モデル (単位 : cm)

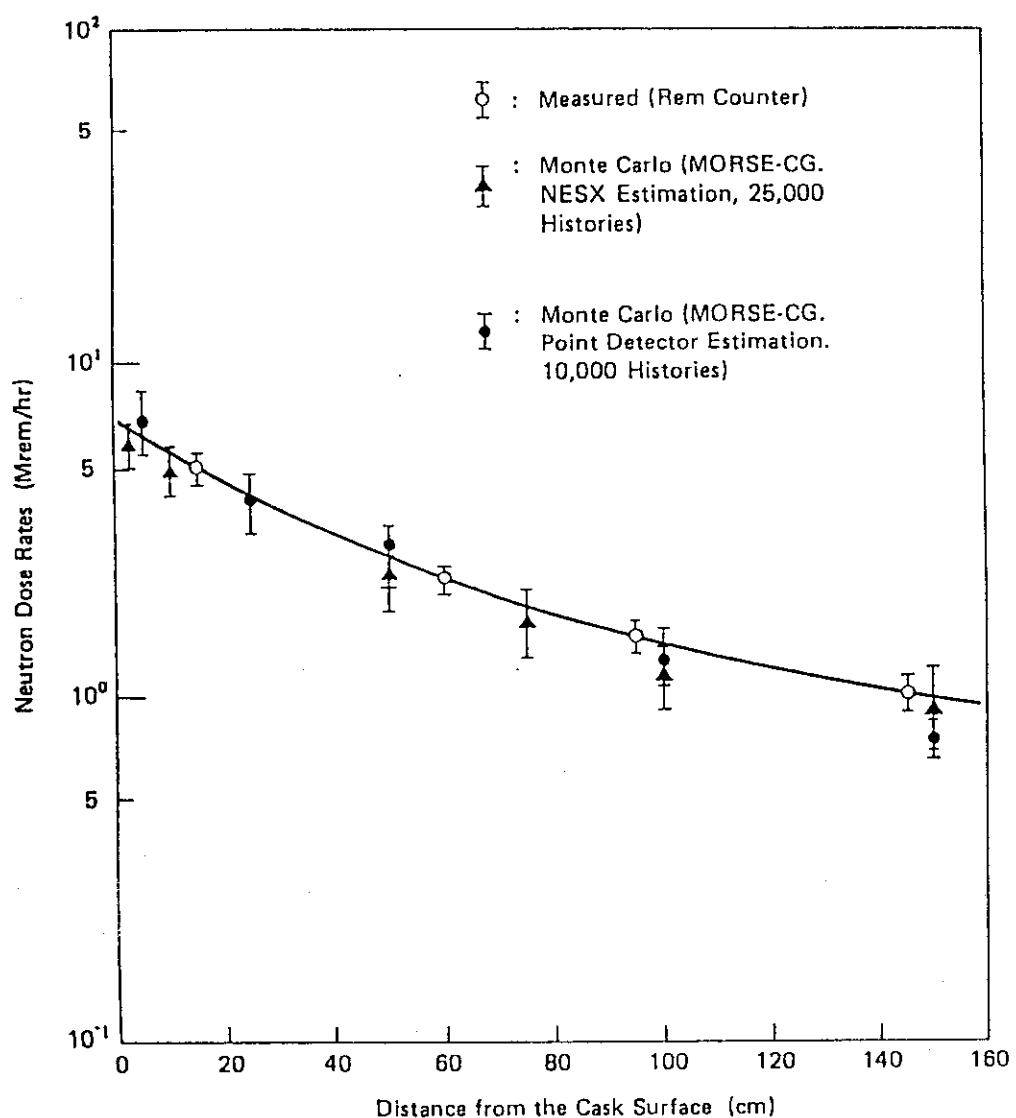


図4.4.11 ^{252}Cf 線源を用いた健全キャスクの中性子線量率に対する実験値
(MORSEコードによる計算値も示した。)

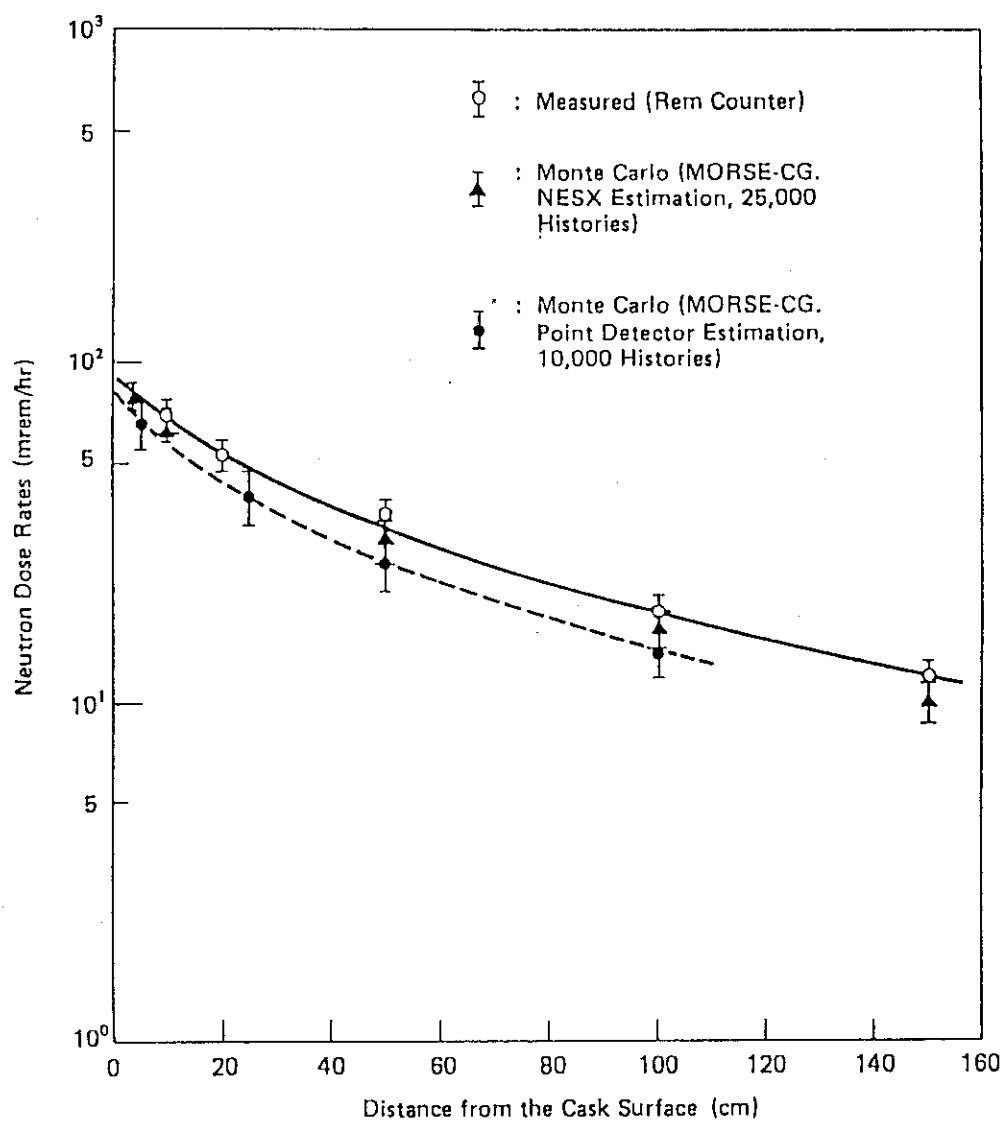


図4.4.12 ^{252}Cf 線源を用いた耐火試験後の中性子
線量率に対する実験値
(MORSEコードによる計算値も示した。)

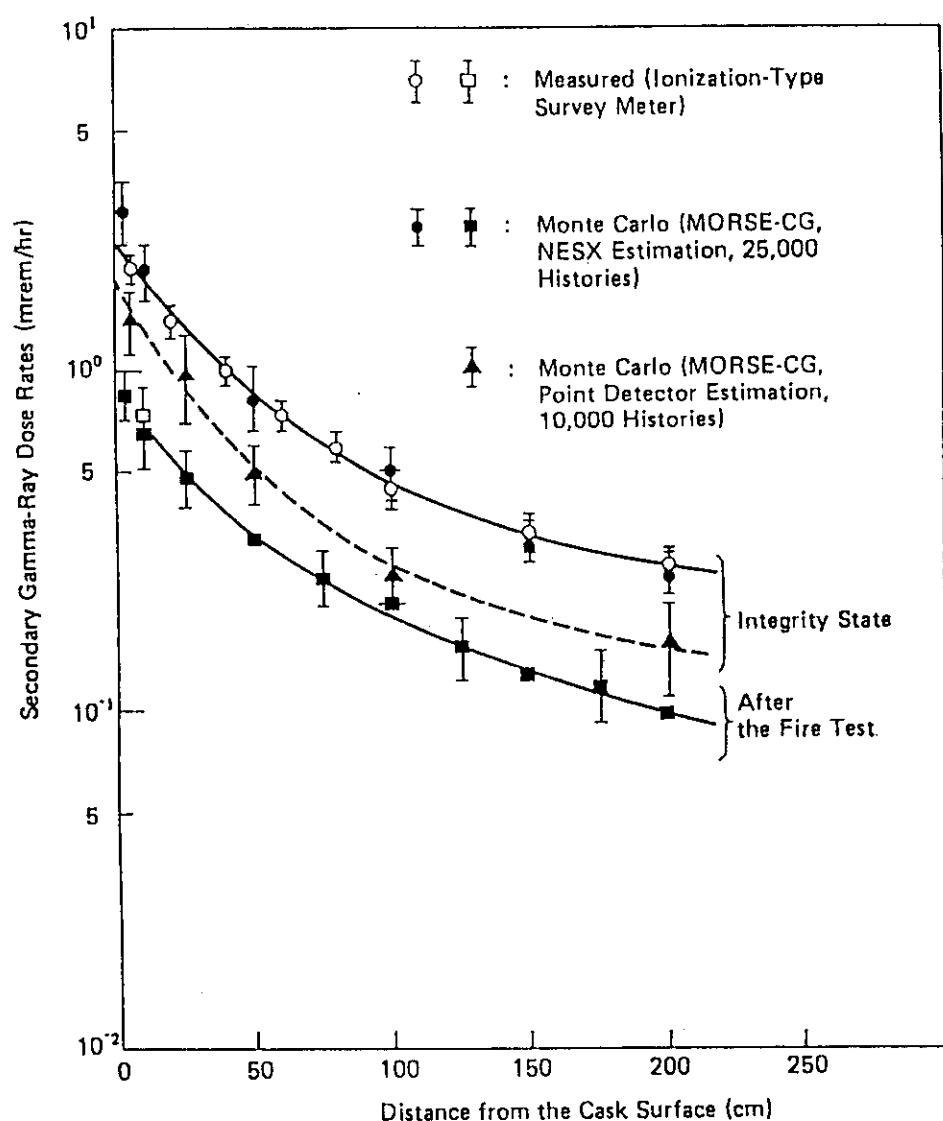


図4.4.13 ^{252}Cf 線源を用いた2次ガンマ線線量率の実験値
(MORSEコードによる計算値も示した。)

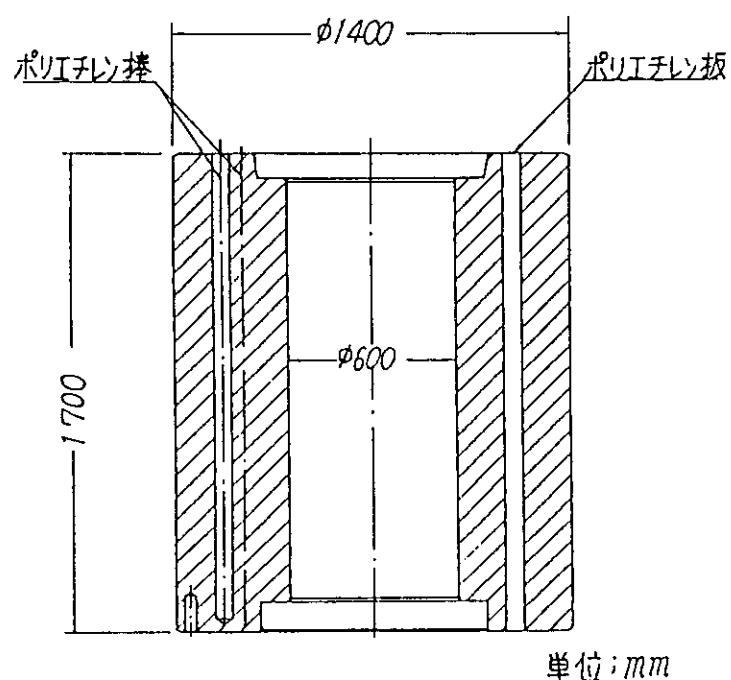
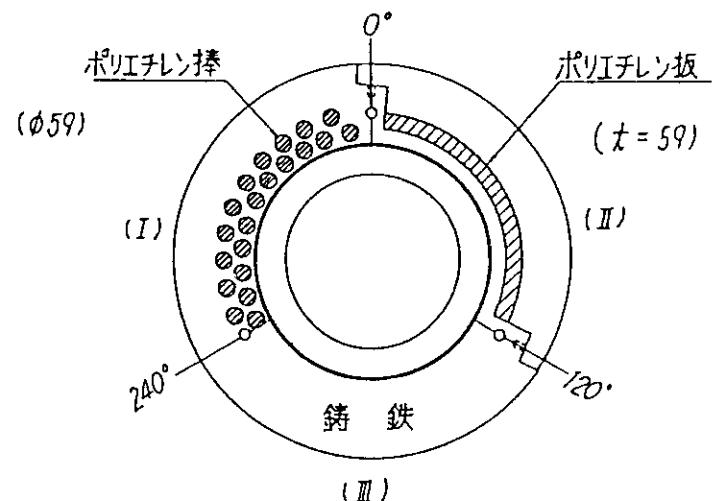


図4.4.14 CASTOR型モデルキャスク

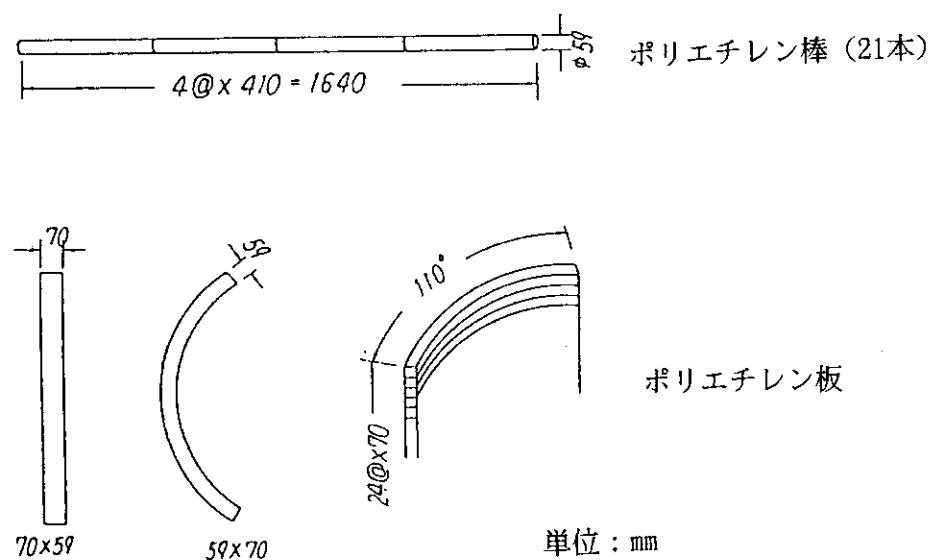


図4.4.15 中性子遮蔽材ポリエチレンの形状

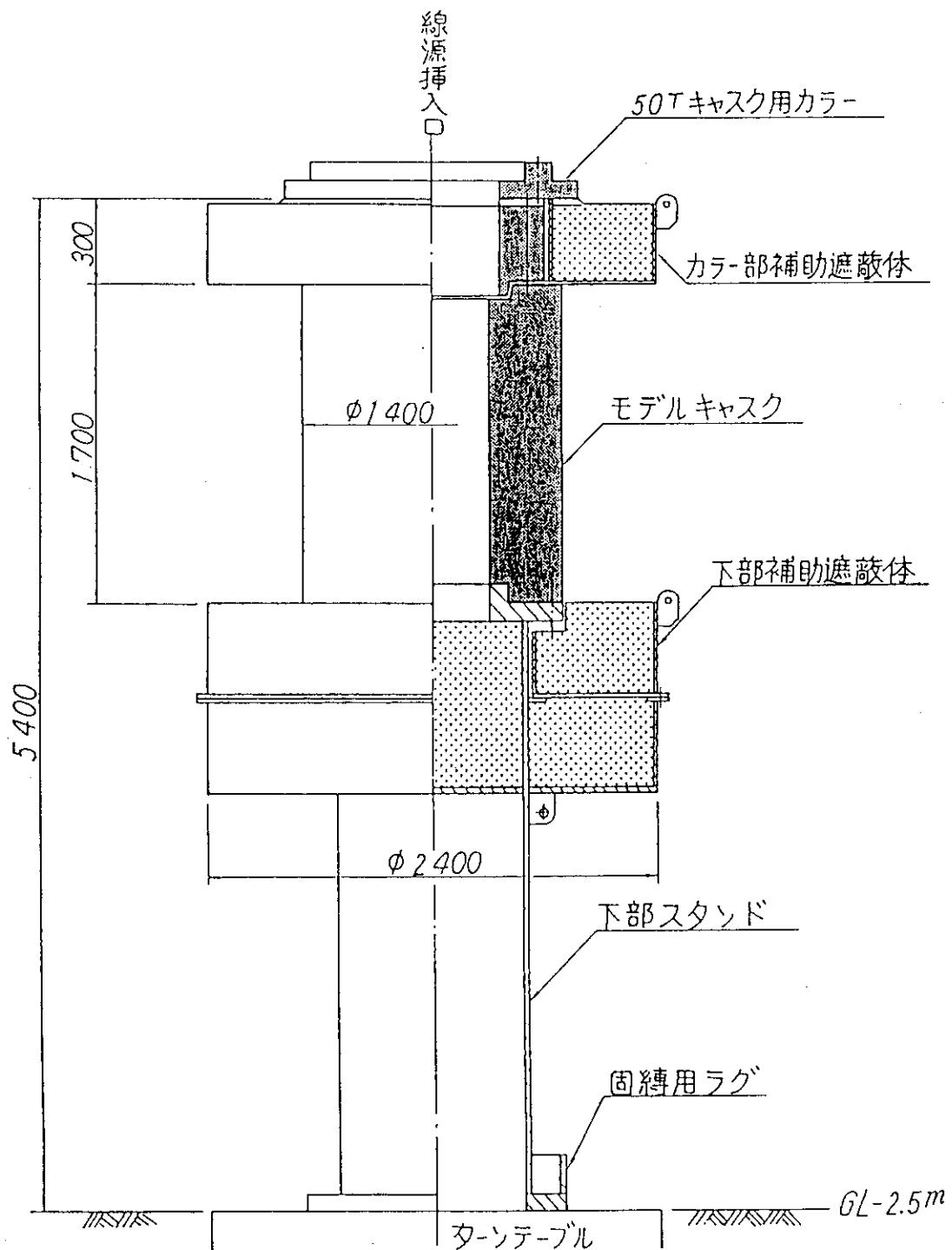


図4.4.16 遮 蔽 試 験 モ デ ル

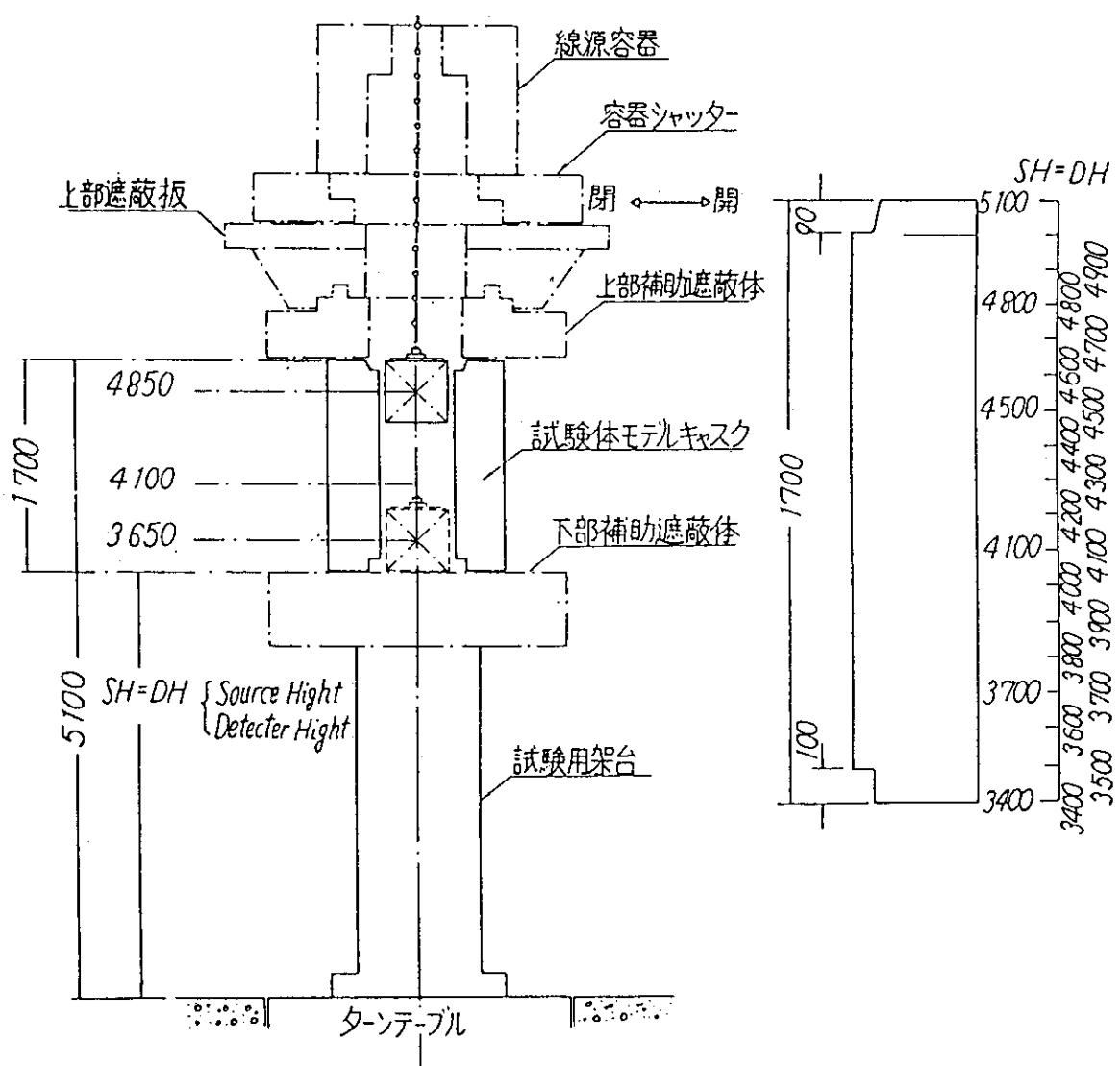


図4.4.17 計測時の線源および検出器とモデルキャスクの位置関係

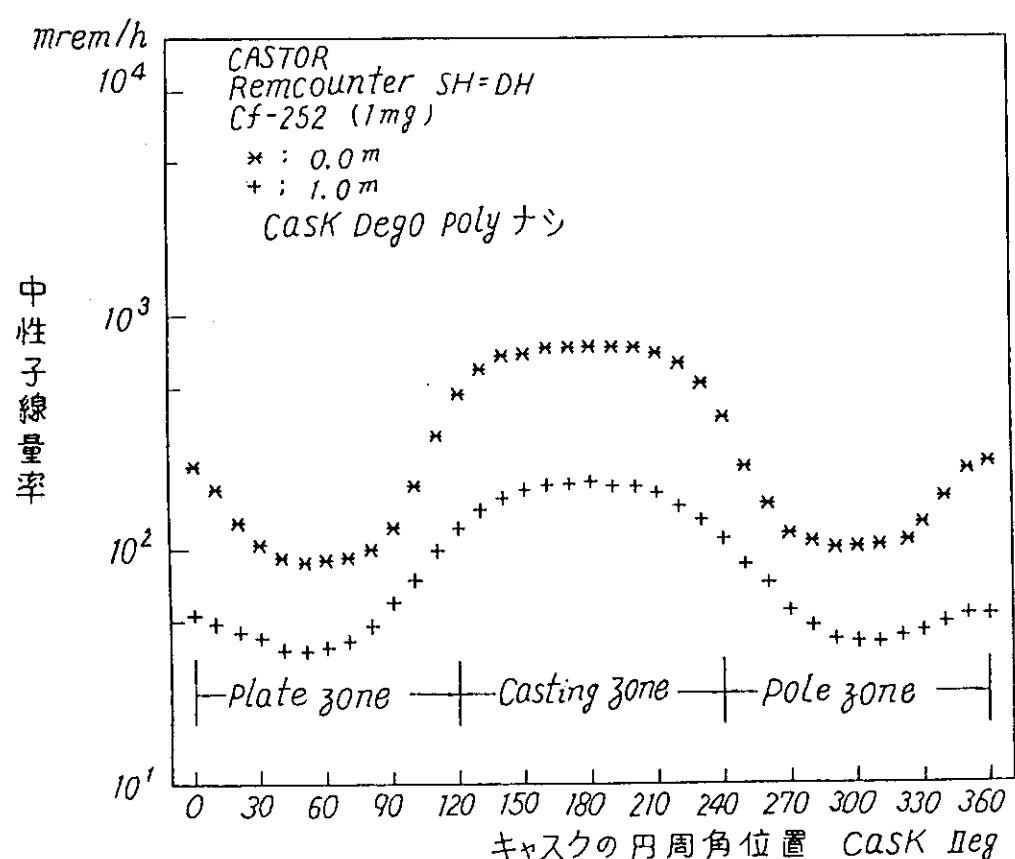


図4.4.18 モデルキャスク円周部の中性子測定結果

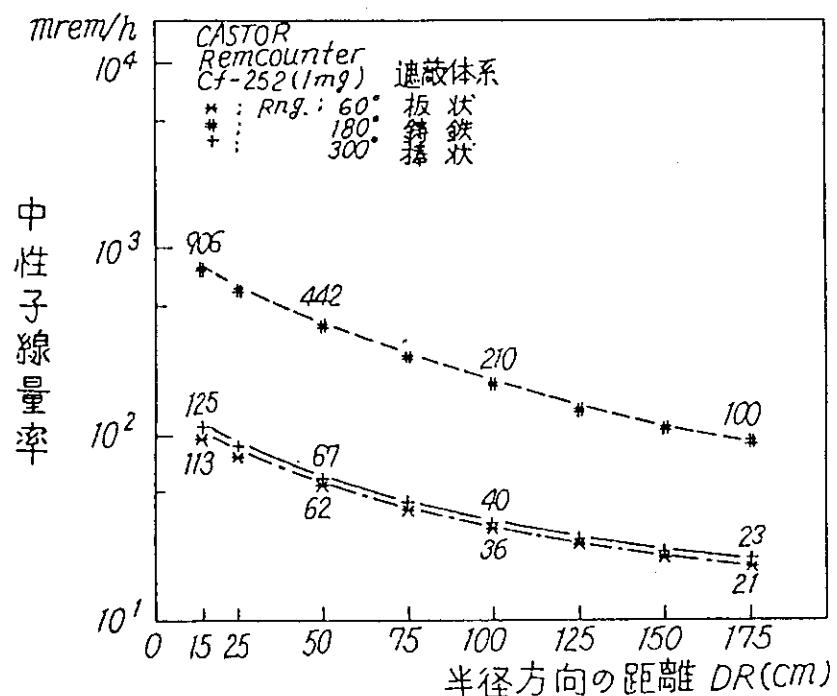
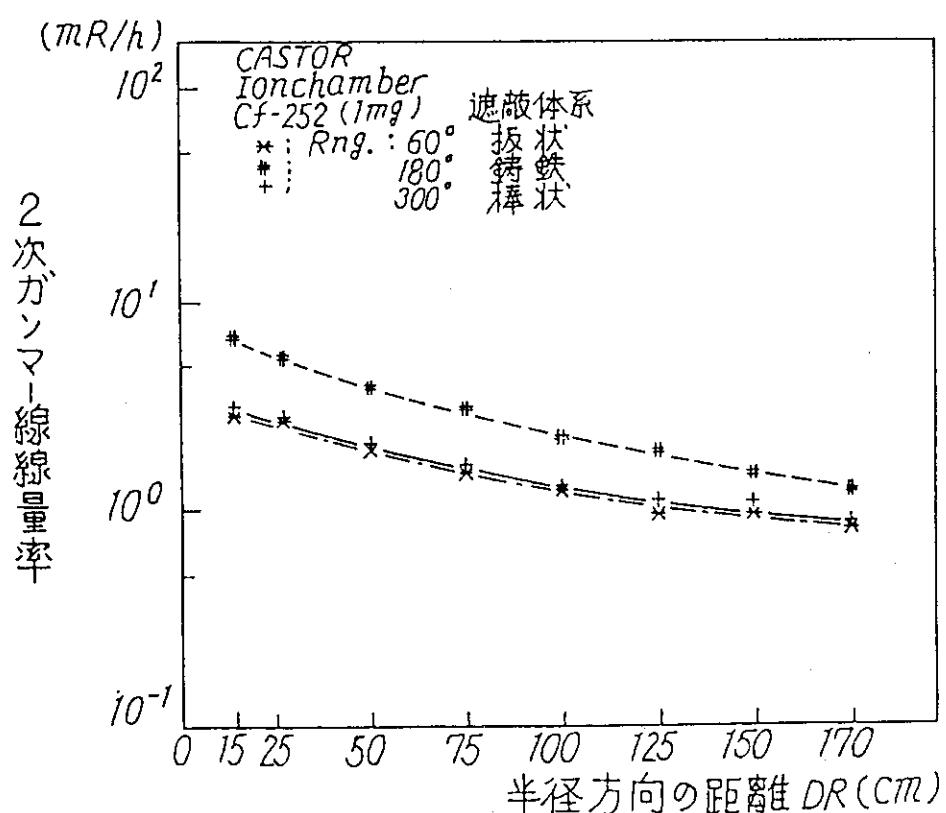


図4.4.19 キャスク表面から半径方向の中性子空間線量率分布

図4.4.20 キャスク表面から半径方向の2次γ線空間線量率分布
(検出器: 電離箱型式サーベイメータ)

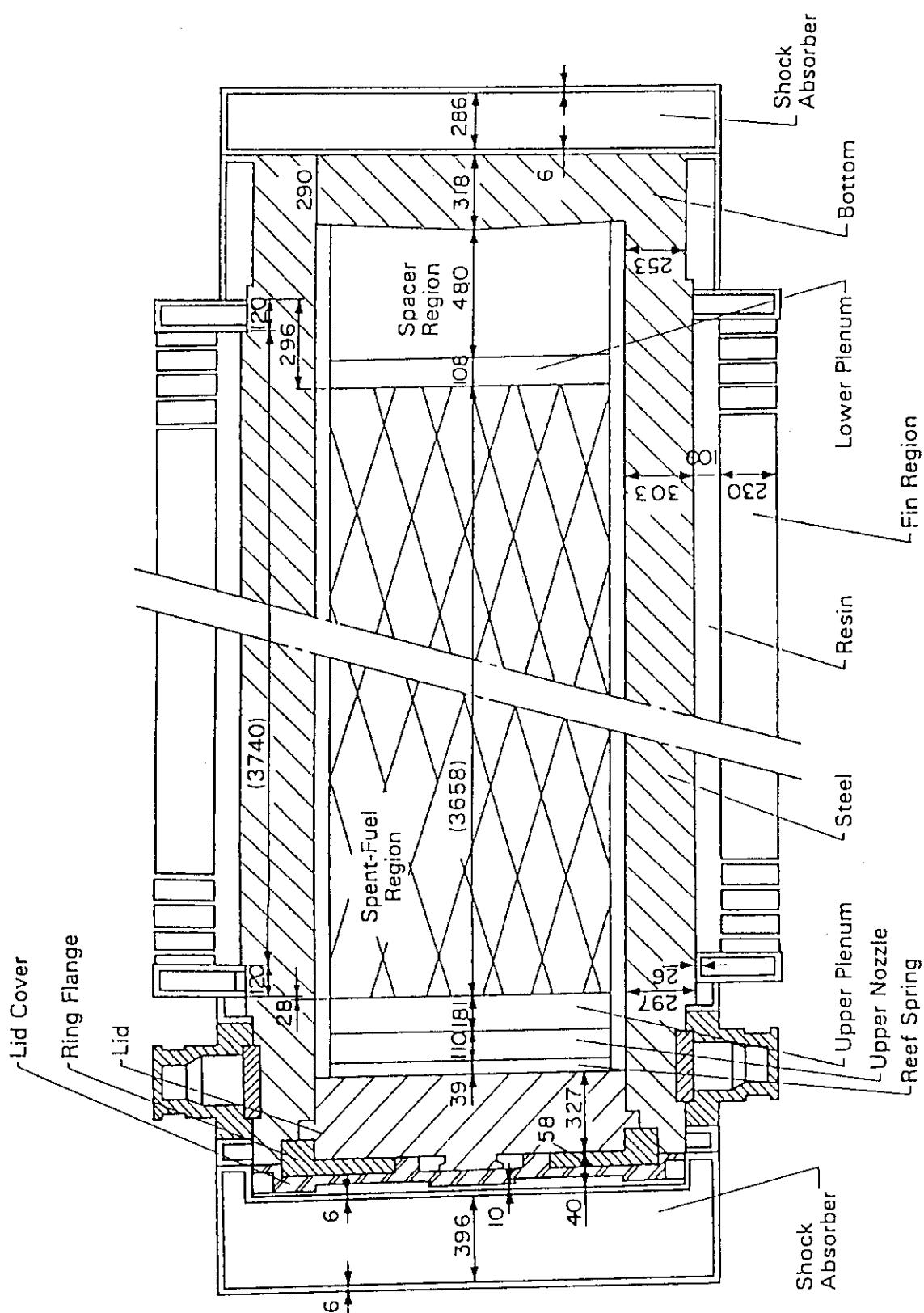


図 4.4.21 TN-12A キャスクの遮蔽構造 (単位 : cm)

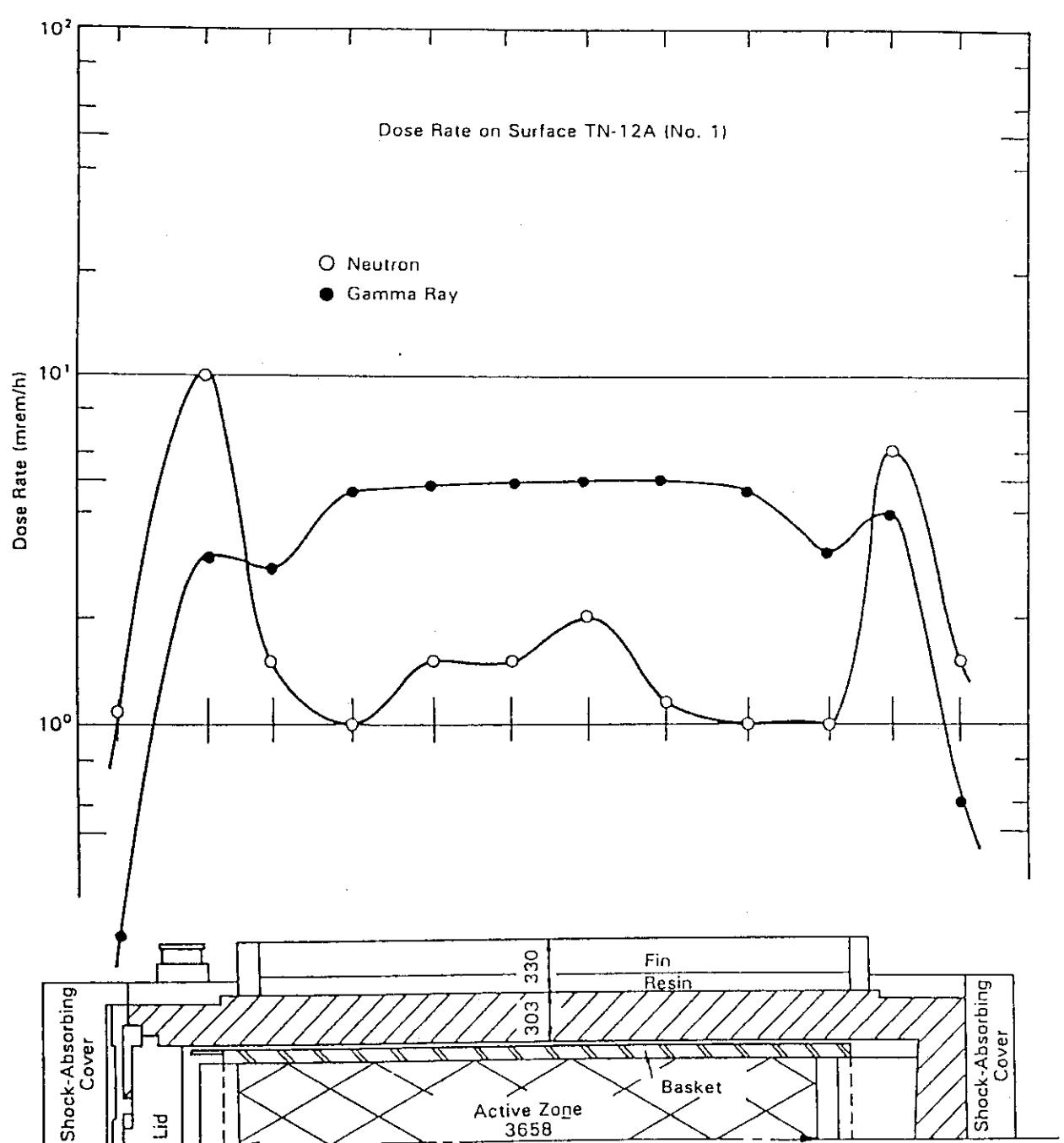


図 4.4.22 TN-12A キャスクの表面線量率分布

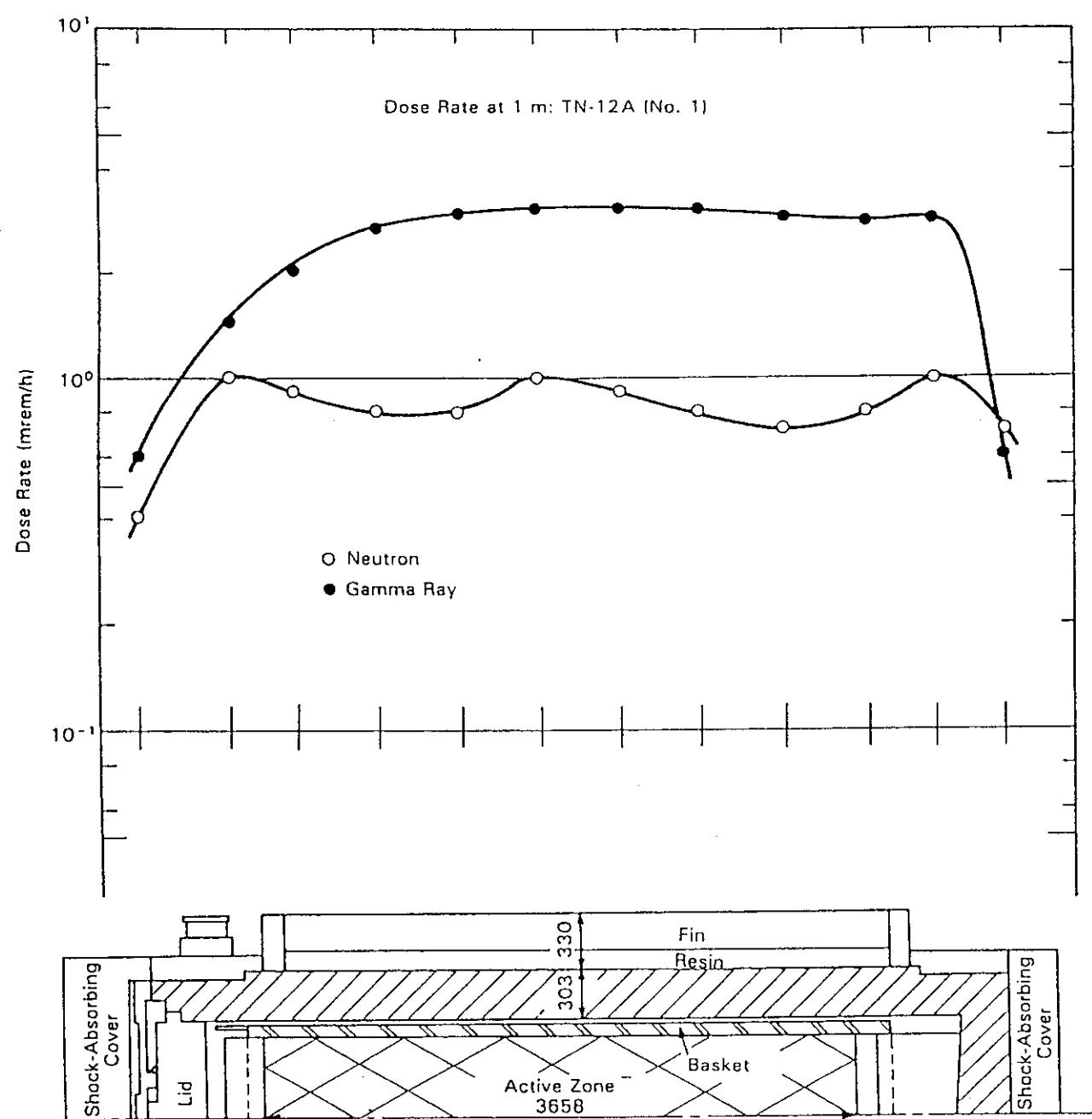


図 4.4.23 TN-12A キャスクの表面から 1m における線量率分布

5. おわりに

本資料は、基礎編として遮蔽安全の考え方や解析方法に関する基本的事項について示したものである。さらに、「遮蔽安全性実証解析専門部会」ではウラン加工施設、再処理施設、MOX加工施設および輸送容器の典型的な施設等に対する具体的な遮蔽安全設計例を示した実際編、および遮蔽安全性に関して多くの人が共通して持っているような疑問に対する回答集（Q&A編）を準備中である。

一方、詳細遮蔽解析計算コードを使用して、現在使用されている遮蔽安全設計手法が有している安全裕度を定量的に評価する作業も行われており、この成果についても作業が完了次第、安全裕度編として刊行予定である。また、詳細遮蔽解析計算コードの解析精度を確認するために行った各種遮蔽ベンチマーク問題の解析については、解析編として準備中である。

謝辞

本報の作成に当たっては、平成4年から約3年間に渡り多くの遮蔽専門家から貴重なご意見や指摘を頂いた。ここに、深く感謝の意を表します。

5. おわりに

本資料は、基礎編として遮蔽安全の考え方や解析方法に関する基本的事項について示したものである。さらに、「遮蔽安全性実証解析専門部会」ではウラン加工施設、再処理施設、MOX加工施設および輸送容器の典型的な施設等に対する具体的な遮蔽安全設計例を示した実際編、および遮蔽安全性に関して多くの人が共通して持っているような疑問に対する回答集（Q&A編）を準備中である。

一方、詳細遮蔽解析計算コードを使用して、現在使用されている遮蔽安全設計手法が有している安全裕度を定量的に評価する作業も行われており、この成果についても作業が完了次第、安全裕度編として刊行予定である。また、詳細遮蔽解析計算コードの解析精度を確認するために行った各種遮蔽ベンチマーク問題の解析については、解析編として準備中である。

謝辞

本報の作成に当たっては、平成4年から約3年間に渡り多くの遮蔽専門家から貴重なご意見や指摘を頂いた。ここに、深く感謝の意を表します。