

JAERI-Tech  
96-001



核燃料施設遮蔽安全ガイド資料 実際編  
(受託研究)

1996年1月

核燃料施設安全性研究委員会  
遮蔽安全性実証解析専門部会

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問い合わせは、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、お申し越してください。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, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1996

---

編集兼発行	日本原子力研究所
印刷	日立高速印刷株式会社

核燃料施設遮蔽安全ガイド資料  
実際編

日本原子力研究所  
核燃料施設安全性研究委員会  
遮蔽安全性実証解析専門部会

(1996年1月5日受理)

本報は、「核燃料施設遮蔽安全ガイド資料 実際編」として、燃料サイクル施設等の遮蔽設計計算の実際を示したものである。ここでは燃料サイクル施設等として、ウラン加工施設、MOX加工施設、再処理施設および輸送容器を対象とした。これら、4施設等に対する遮蔽設計の実際的アプローチを、(1) 遮蔽設計に係る方針、(2) 遮蔽計算の方法、(3) 遮蔽計算の例題、および(4) 遮蔽計算チェックシートの4項目に分けて記載した。

本報の作成に当たっては、日本原子力研究所の核燃料施設安全性研究委員会の下に編成された「遮蔽安全性実証解析専門部会」の「安全確保の考え方ワーキンググループ」(リーダー：小佐古敏荘 東京大学助教授)のメンバーが原稿の執筆を担当し、さらに同ワーキンググループで検討を加えた。

---

本報は、日本原子力研究所が科学技術庁から受託した「平成4年度遮蔽安全性実証解析」及び「平成5年度遮蔽安全性実証解析」の成果の一部を含んでいる。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

(編) 小佐古 敏荘 (東京大学 原子力研究総合センター)・高野 誠

Guidebook on Radiation Shielding Safety for Nuclear Fuel Facilities  
Practical Volume

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

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

(Received January 5, 1996)

The practical volume of "Guidebook on Radiation Shielding Safety for Nuclear Fuel Facilities" is prepared as a report which describes practical designing procedures of shielding calculation for fuel cycle facilities. In this report, the facilities of uranium fuel fabrication, MOX fuel fabrication and fuel reprocessing, and a fuel transport cask are taken up as typical facilities in the fuel cycle. The practical procedures for these facilities have been divided by four subjects, namely, (1) practical methodology of shielding design, (2) procedures of shielding calculation, (3) examples of shielding calculations and (4) check sheet of shielding calculation.

The draft of the report has been discussed and summarized by the members of "Working group on methodology of shielding safety" chaired by Dr.T.Kosako of the University of Tokyo. The working group belongs to the specialists group for demonstration of shielding safety by analysis, committee for safety research on nuclear facilities.

Keywords : Shielding, Safety, Design, Analysis, Example, Fuel Fabrication,  
MOX Fabrication, Reprocessing, Cask, Check Sheet, Methodology

---

This report also includes the work of "Demonstration of shielding safety by computer analyses" performed during FYs 1992 and 1993, under the auspices of the Science and Technology Agency of Japan.

(eds.) Toshiso KOSAKO (The University of Tokyo) and Makoto TAKANO

## 目 次

1. 緒言	1
2. ウラン加工施設に対する遮蔽設計計算の実際	3
2.1 遮蔽設計に係る方針	3
2.1.1 ウラン加工施設の遮蔽設計上の重要度分類と区域区分	3
2.1.2 線源項の評価	4
2.1.3 遮蔽の考え方	6
2.1.4 複雑形状の考え方	6
2.1.5 設計の安全裕度	6
2.2 遮蔽計算の方法	9
2.2.1 はじめに	9
2.2.2 線源強度の設定方法	9
2.2.3 直接線およびスカイシャイン線の計算方法	9
2.3 遮蔽計算の例題	17
2.3.1 貯蔵施設	17
2.3.2 敷地周辺の遮蔽計算	17
2.4 遮蔽計算チェックシート	40
3. MOX加工施設に対する遮蔽設計計算の実際	43
3.1 遮蔽設計に係る方針	43
3.1.1 遮蔽設計の基本方針	43
3.1.2 遮蔽設計区分の考え方	43
3.2 遮蔽計算の方法	44
3.2.1 線源強度の設定方法	44
3.2.2 バルク部の遮蔽計算の方法	44
3.2.3 直接線及びスカイシャイン線の計算方法	45
3.3 遮蔽計算の例題	45
3.4 遮蔽計算チェックシート	48
4. 再処理施設に対する遮蔽設計計算の実際	51
4.1 遮蔽設計に係る方針	51
4.1.1 遮蔽設計の基本方針	51
4.1.2 遮蔽設計区分の考え方	51

4.2	遮蔽計算の方法	55
4.2.1	線源強度の設定方法	55
4.2.2	バルク部の遮蔽計算の方法	63
4.2.3	ストリーミングの計算方法	70
4.2.4	直接線およびスカイシャイン線の計算方法	81
4.3	遮蔽計算の例題	84
4.3.1	ガラス固化体貯蔵施設	84
4.3.2	硝酸プルトニウム貯蔵施設	84
4.3.3	高レベル廃液貯蔵施設	84
4.3.4	低レベル廃棄物貯蔵施設	84
4.3.5	ストリーミング線計算例題	84
4.4	遮蔽計算チェックシート	118
5.	輸送容器に対する遮蔽設計計算の実際	120
5.1	遮蔽設計に係る方針	120
5.1.1	規制の現状	120
5.1.2	輸送の方針と手順	120
5.2	遮蔽計算の方法	125
5.2.1	線源強度の設定方法	125
5.2.2	遮蔽計算の方法	125
5.3	遮蔽計算の例題	125
5.3.1	線源強度の計算	125
5.3.2	通常輸送時および一般の試験条件下	126
5.3.3	特別試験条件下	126
5.4	遮蔽計算チェックシート	131
6.	結言	134
	謝辞	134
	参考文献	134

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Practical Procedures of Shielding Design Calculation for a Uranium Fuel Fabrication Facility .....	3
2.1 Practical Methodology of Shielding Design .....	3
2.1.1 Importance Classification of Shielding Design and Zoning of Radiation Area .....	3
2.1.2 Evaluation of Radiation Source .....	4
2.1.3 Steps for Radiation Shielding .....	6
2.1.4 Practices for Complicated Geometry .....	6
2.1.5 Safety Margin in Shielding Design .....	6
2.2 Procedures of Shielding Calculation .....	9
2.2.1 Purpose of Shielding Calculation .....	9
2.2.2 Setting of Radiation Source .....	9
2.2.3 Calculation of Direct and Skyshine Radiations .....	9
2.3 Examples of Shielding Calculation .....	17
2.3.1 Storage Facilities .....	17
2.3.2 Shielding Calculation Along the Site Boundary .....	17
2.4 Check Sheet of Shielding Calculation .....	40
3. Practical Procedures of Shielding Design Calculation for a MOX Fuel Fabrication Facility .....	43
3.1 Practical Methodology of Shielding Design .....	43
3.1.1 Strategy of Shielding Design .....	43
3.1.2 Zoning for Shielding Design .....	43
3.2 Procedures of Shielding Calculation .....	44
3.2.1 Setting of Radiation Source .....	44
3.2.2 Calculation of Bulk Shielding .....	44
3.2.3 Calculation of Direct and Skyshine Radiations .....	45
3.3 Examples of Shielding Calculation .....	45
3.4 Check Sheet of Shielding Calculation .....	48
4. Practical Procedures of Shielding Design Calculation for a Fuel Reprocessing Facility .....	51
4.1 Practical Methodology of Shielding Design .....	51
4.1.1 Strategy of Shielding Design .....	51
4.1.2 Zoning for Shielding Design .....	51

4.2	Procedures of Shielding Calculation .....	55
4.2.1	Setting of Radiation Source .....	55
4.2.2	Calculation of Bulk Shielding .....	63
4.2.3	Calculation of Streaming .....	70
4.2.4	Calculation of Direct and Skyshine Radiations .....	81
4.3	Examples of Shielding Calculation .....	84
4.3.1	Storage Facility of Vitrified Waste .....	84
4.3.2	Storage Facility of Plutonium Nitrate .....	84
4.3.3	Storage Facility of High Level Liquid Waste .....	84
4.3.4	Storage Facility of Low Level Waste .....	84
4.3.5	Examples of Streaming .....	84
4.4	Check Sheet of Shielding Calculation .....	118
5.	Practical Procedures of Shielding Design Calculation for a Spent Fuel Transport Cask .....	120
5.1	Practical Methodology of Shielding Design .....	120
5.1.1	Related Regulations .....	120
5.1.2	Fuel Transport Methodology and Procedures .....	120
5.2	Procedures of Shielding Calculation .....	125
5.2.1	Setting of Radiation Source .....	125
5.2.2	Shielding Calculation .....	125
5.3	Examples of Shielding Calculation .....	125
5.3.1	Source Calculation .....	125
5.3.2	Shielding Calculation under Normal Transport and General Test Conditions .....	126
5.3.3	Shielding Calculation under Special Test Conditions .....	126
5.4	Check Sheet of Shielding Calculation .....	131
6.	Concluding Remarks .....	134
	Acknowledgment .....	134
	References .....	134



## 1. 緒言

本報は、「核燃料施設遮蔽安全ガイド資料 実際編」として、燃料サイクル施設等の遮蔽設計計算の実際を示したものである。ここでは燃料サイクル施設等として、ウラン加工施設、MOX加工施設、再処理施設および輸送容器を対象とした。これら、4施設等に対する遮蔽設計の実際的アプローチを、

- (1) 遮蔽設計に係る方針、
- (2) 遮蔽計算の方法、
- (3) 遮蔽計算の例題、
- (4) 遮蔽計算チェックシート

の4項目に分けて記載した。まず、(1) 遮蔽設計に係る方針では、それぞれの施設等に対する関連法令等に基づいた遮蔽設計の基本方針について示した後、より実際的な設計方針について述べた。次に、(2) 遮蔽計算の方法では、先に定めた方針に基づき遮蔽計算を行う上で必要となる、線源強度の設定方法について示した後、バルク遮蔽、直接線およびスカイシャイン線さらにストリーミングの計算方法について、評価式や使用する計算コードおよびデータ、形状のモデル化方法等について具体的に説明した。さらに、(3) 遮蔽計算の例題では、各施設等において遮蔽設計上から見て典型的なものを例題として選び、これに対して通常行われる遮蔽設計計算を行い、その具体的手順や計算結果等についてより具体的に示した。また、(4) 遮蔽計算チェックシートは、遮蔽設計計算で重要なポイントとなる項目を見やすく表形式で整理したもので、遮蔽設計計算を効率良く行うために作成したものである。なお、本報における遮蔽計算の例題は、現存する、あるいは設計中の施設を、直接的に解析したものではないが、これら4施設の特徴を十分に具現する形の典型例を設定しており、その意味で、「実際編」の例示として有用なものである。

本報の作成に当たっては、日本原子力研究所の核燃料施設安全性研究委員会の下に編成された「遮蔽安全性実証解析専門部会」の「安全確保の考え方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)のメンバーが原稿の執筆を担当し、さらに同ワーキンググループで検討を加えたものである。表1・1に、「安全確保の考え方ワーキンググループ」のメンバーを示す。ここで、本報は、日本原子力研究所が、科学技術庁から受託した「平成4年度遮蔽安全性実証解析」及び「平成5年度遮蔽安全性実証解析」の成果の一部を含んでいる。

表 1.1 「安全確保の考え方検討ワーキンググループ」メンバー

氏名	所属
小佐古 敏荘*	東京大学 原子力研究総合センター 助教授
荒木 信義	(株) 東芝 原子力事業部 原子炉設計部 安全設計課 主務
植木 紘太郎	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
倉重 哲雄	石川島播磨重工業(株) 原子力事業部 原燃技術部 課長
鈴木 賢一	三菱マテリアル(株) 原子力事業センター 原子力技術部 課長代理
田代 博人	三菱原子力工業(株) 燃料サイクル統括部 安全設計チーム 主事
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
林 克己	日立エンジニアリング(株) 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 主任技師
三谷 鉄二郎	日揮(株) 原子力・環境・エネルギー事業本部 基本設計部 担当課長
坂本 幸夫	原研 原子炉工学部 遮蔽研究室 副主任研究員
高野 誠	原研 燃料サイクル安全工学部 燃料サイクル安全評価研究室 副主任研究員
増川 史洋	原研 燃料サイクル安全工学部 燃料サイクル安全評価研究室
坂本 浩紀	原研 燃料サイクル安全工学部 燃料サイクル安全評価研究室

\*：ワーキンググループリーダー

## 2 ウラン加工施設に対する遮蔽設計計算の実際

ウラン加工施設における遮蔽安全の実際について以下に示す。

### 2.1 遮蔽設計に係る方針

#### 2.1.1 ウラン加工施設の遮蔽設計上の重要度分類と区域区分

ウラン加工施設の建屋の代表的例は図 2.1 のとおりであり、一般的に以下のとおり分類できる。

- ① 再転換加工施設
  - a. 原料 UF<sub>6</sub> 貯蔵施設
  - b. 再転換設備
    - b-1 蒸発・加水分解設備
    - b-2 沈澱・ろ過・乾燥設備
    - b-3 ばい焼還元設備
  - c. 製品 UO<sub>2</sub> 粉末貯蔵施設
  - d. 廃棄物貯蔵施設
- ② 成型加工施設
  - a. 原料 UO<sub>2</sub> 粉末貯蔵施設
  - b. 成型加工設備
    - b-1 粉末調整・圧縮成型設備
    - b-2 焼結設備
    - b-3 研削・乾燥設備
    - b-4 挿入・溶接設備
    - b-5 燃料体組立設備
  - c. 製品燃料集合体貯蔵施設
  - d. 廃棄物貯蔵施設

#### (1) ウラン加工施設の遮蔽設計上の重要度分類と区域区分

ウラン加工施設の遮蔽設計においては、以下の3種類に分類できる。

- ① 放射線業務従事者の安全確保のための遮蔽
- ② 管理区域に係る遮蔽
- ③ 一般公衆の安全確保のための遮蔽

ウラン加工施設の場合、比放射能が低いため上記①・②の遮蔽設計が問題となることはなく、また上記①の遮蔽設計において対象とすべき施設も限られることとなる。なお、事故時遮蔽を目的としたものはない。

#### i) 放射線業務従事者の安全確保のための遮蔽

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線量限度を十分に下回るが、作業内容によってはより一層の低減化を図るため遮蔽を施すこともある。

#### ii) 管理区域に係る遮蔽

上記と同様にウランの場合比放射能が低いため、管理区域に係る外部放射線の線量当量限度以下とするための特別な遮蔽は一般的に必要としない。

iii) 一般公衆の安全確保のための遮蔽

上記のとおりウランからの $\gamma$ 線強度は弱いため、一般公衆の被曝評価上は、ウランが多量に存在することとなる加工原料若しくは加工製品の貯蔵施設または放射性廃棄物の保管廃棄施設を対象としてすればよい。

(2) 区域区分

i) ウラン加工施設に係る線量当量限度等

我が国の放射線防護に係る現在の法令は、ICRPの1977年勧告(Publ.26)に基づいて定められている。

ウラン加工施設に係る線量当量限度の規制値は、法律第166号『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。また、この他に、労働省令第41号『電離放射線障害防止規制』においても、線量当量の限度が定められている。

この内、「しゃへい設計(外部被ばくに係るもののみ)に関する項目は、以下のとおりである。

a. 管理区域に係る線量当量

外部放射線に係る線量当量： 300  $\mu$ Sv/週

b. 周辺監視区域外の線量当量限度

実効線量当量： 1 mSv/年

c. 放射線業務従事者の線量当量限度

実効線量当量： 50 mSv/年

d. 労働者が常時立ち入る場所の線量当量

1センチメートル線量当量： 1 mSv/週

上記a項、b項及びd項については、ウラン加工施設で取扱うウランの放射線強度は弱く、施設内の構造材等により十分遮蔽される。また、c項については、今までの被ばく実績が限度値に比べて十分低い値である。よってウラン加工施設においては、遮蔽設計のための特別な区域区分をしていない。

ii) 敷地境界外における線量の目標値

ウラン加工施設の貯蔵等による敷地周辺の放射線が合理的に達成できる限り低くなるように遮蔽設計を行う。

2.1.2 線源項の評価

ウラン加工施設で取扱う線源としてのウランは一般に濃縮度5%以下の濃縮ウランおよび回収ウランであり線源核種はウラン同位体およびその娘核種である。 $\gamma$ 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現実的なビルドアップ期間を設定する必要がある。

## (1) 燃料仕様の変動

濃縮度5%以下の濃縮ウランおよび回収ウランを取扱うために濃縮度は5%として評価している。回収ウランはその履歴によりウラン同位体組成が異なり、被ばくに対する $^{232}\text{U}$ の影響が大きいいため仕様および取扱量を定めて評価している。

従って、燃料仕様は大別して濃縮ウランおよび回収ウランに区分される。

## i) 濃縮ウラン

通常、ウラン加工施設で取扱うウランには、ウラン系列の $^{234}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ とアクチニウム系列の $^{235}\text{U}$ が含まれる。これらのウランは天然に存在するウランそのものではなく、転換工程及び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ウラン同位体および $^{238}\text{U}$ 娘核種の $^{234\text{m}}\text{Pa}$ である。ウラン同位体のうち $^{234}\text{U}$ による $\gamma$ 線は無視できるため濃縮度を $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ を考慮すれば十分である。

## 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 $^{232}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$ が含まれている。 $^{236}\text{U}$ は $^{234}\text{U}$ と同様に $\gamma$ 線は無視できるが $^{232}\text{U}$ はその崩壊系列に高エネルギーの $\gamma$ 線を放出する娘核種が存在し、このため回収ウランは通常のウランに比べて $\gamma$ 線強度が大きい。このため、回収ウランによる被ばく評価においては $^{232}\text{U}$ の含有量および娘核種の生成期間が重要な因子となる。 $^{236}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ については濃縮ウランと同じである。その他回収ウランに含まれる核分裂生成物 (FP) 及び超ウラン元素 (TRU) は含有量が極めて少ないために被ばく線量にはほとんど影響がない。

## (2) プロセス運転条件の変動

ウラン加工施設は大きく再転換工程と成型加工工程に区分される。再転換工程では六フッ化ウランから二酸化ウランまで種々の物理・化学形態のウラン化合物を取扱うが、成型加工工程では二酸化ウラン粉末と、ペレットが主である。ウラン加工施設の各工程内の設備、機器は多種多様でありプロセス運転条件の変動もあるがいずれの工程においてもウランを加工する工程であり、プロセス運転条件の変動があっても工程内における放射性物質の組成はウラン同位体およびその娘核種である。

被ばく評価においてはウランを収納する設備、機器毎にウランの物理・化学形態および収納量を安全側に設定するが、代表的な線源となるのは主として貯蔵・輸送容器であり、30Bシリンダ、粉末缶、粉末輸送容器、燃料集合体等である。

## (3) 機器の線源強度

機器の線源強度及びスペクトルはウラン同位体組成に基づき ORIGEN2<sup>(1)</sup>コードにより18群の $\gamma$ 線スペクトルを算出する。ウランの $\gamma$ 線スペクトルの例を表2.1に示す。線源強度の計算にあたっては娘核種の生成量がウランの精製後の期間により異なるため適切なビルドアップ期間を設定することが主要な因子となる。ウランの自発核分裂に起因する中性子は無視することができる。

## i) 濃縮ウラン

濃縮度5%の濃縮ウランについて評価すれば十分である。必要により実際のウラン同位体組成を考慮する。ビルドアップ期間については工程内、貯蔵施設等の実際の滞留期

間を考慮して決定するが通常は娘核種が十分生成する期間が3ヶ月以上のため1年以上としている。

#### ii) 回収ウラン

$^{232}\text{U}$ の娘核種は精製後約10年まで増加し放射平衡となった後、 $^{232}\text{U}$ の減衰と共に減少する。このため、ビルドアップ期間については工程内、貯蔵施設等の実際の滞留期間を考慮して決定する。 $^{232}\text{U}$ の含有量とビルドアップ期間は被ばく評価に及ぼす影響が大きいため重要である。その他のウラン同位体については濃縮ウランと同様である。

### 2.1.3 遮蔽の考え方

遮蔽は、一般的には施設内の放射線業務従事者を対象とする場合、管理区域境界を対象とする場合および一般公衆を対象とする場合に大別できる。

ウラン加工施設の場合には、過去の実績から見て、放射線業務従事者および管理区域境界の線量当量は特別な遮蔽対策を講じなくても十分に法定限度を下回る。なお、回収ウランは通常ウランとは線源スペクトル及び線源強度が異なるため、取扱量および仕様に応じて、必要により遮蔽設計を行う。

これに対して、一般公衆については、建屋の構造壁、建屋の敷地内配置等を考慮に入れて直接線およびスカイシャイン線の評価する必要がある。直接線およびスカイシャイン線の評価する上で重要な因子は次のとおりである。

- a. 貯蔵施設の線源強度とスペクトル
- b. 線源の形状
- c. 線源の建屋内の配置
- d. 遮蔽材の材質と厚さ
- e. 建屋の敷地内の配置

### 2.1.4 複雑形状の考え方

ウラン加工施設で遮蔽設計の対象となるのは、核燃料物質および放射性固体廃棄物の貯蔵施設である。核燃料物質の貯蔵施設は、ウランの他、ウランを被覆する材料（ $\text{UF}_6$ シリンダ、粉末容器、被覆管など）、構造材（支柱、棚板など）、外壁などで構成される。放射性固体廃棄物の貯蔵施設も同様に、ウランの他、廃棄物、収納容器などで構成される。遮蔽解析に当たっては、これらの貯蔵施設を適切な均質モデルまた非均質モデルにより評価する。

### 2.1.5 設計の安全裕度

遮蔽設計の階段で、次の安全側の仮定をしている。

#### (1) 線源スペクトル

取り扱うウランの濃縮度は5%以下であるが、遮蔽設計上は全てのウランが濃縮度5%のウランであると仮定して線源スペクトルを設定している。回収ウランの場合には、全ての回収ウランが仕様値上限の $^{232}\text{U}$ を含むものとして線源スペクトルを設定している。

(2) 線源強度

貯蔵施設には、年間を通じて、加工事業変更許可を受けている最大貯蔵能力上限のウランが貯蔵されているものと仮定している。

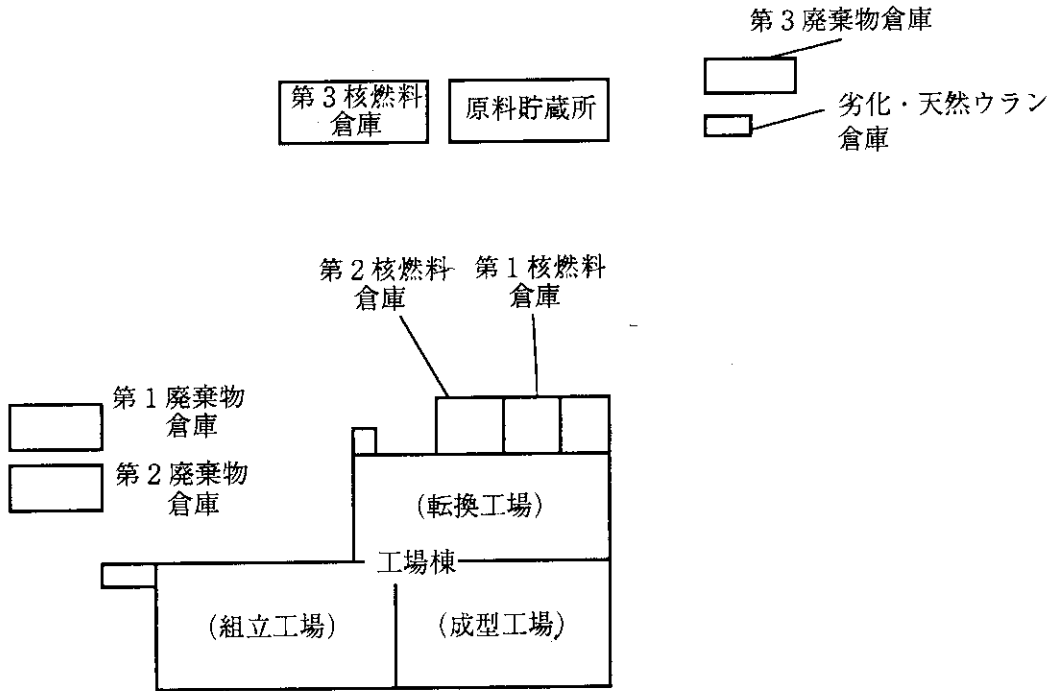


図2.1 ウラン加工施設における建家の例

表 2.1 濃縮ウラン及び回収ウランの $\gamma$ 線スペクトル<sup>注1</sup>

群	エネルギー (MeV)	$\gamma$ 線スペクトル (Photons/sec·gU)			
		<sup>232</sup> U = 0 ppb	5 ppb	10 ppb	20 ppb
1	1.000E-02 <sup>注2</sup>	1.162E+04	1.314E+04	1.466E+04	1.770E+04
2	2.500E-02	1.904E+03	1.990E+03	2.077E+03	2.250E+03
3	3.750E-02	8.555E+02	9.251E+02	9.946E+02	1.134E+03
4	5.750E-02	1.768E+03	1.855E+03	1.941E+03	2.115E+03
5	8.500E-02	2.200E+03	2.703E+03	3.206E+03	4.212E+03
6	1.250E-01	1.172E+03	1.213E+03	1.253E+03	1.334E+03
7	2.250E-01	2.875E+03	3.582E+03	4.289E+03	5.703E+03
8	3.750E-01	3.058E+02	3.561E+02	4.064E+02	5.070E+02
9	5.750E-01	1.622E+02	6.324E+02	1.103E+03	2.043E+03
10	8.500E-01	1.056E+02	3.240E+02	5.424E+02	9.792E+02
11	1.250E+00	7.482E+01	8.733E+01	9.983E+01	1.248E+02
12	1.750E+00	1.154E+01	5.203E+01	9.251E+01	1.735E+02
13	2.250E+00	3.338E-03	3.343E-03	3.348E-03	3.357E-03
14	2.750E+00	1.907E-03	4.084E+02	8.167E+02	1.633E+03
15	3.500E+00	1.706E-03	1.708E-03	1.709E-03	1.713E-03
16	5.000E+00	7.330E-04	7.335E-04	7.340E-04	7.351E-04
17	7.000E+00	8.443E-05	8.446E-05	8.450E-05	8.456E-05
18	9.500E+00	9.709E-06	9.771E-06	9.713E-06	9.718E-06
合計		2.305E+04	2.686E+04	3.066E+04	3.828E+04

注1 計算条件 ① 計算コード: ORIGEN2 コード

② ウラン同位体組成:  
(<sup>232</sup>Uを除く)

ウラン同位体	組成 (wt%)
<sup>235</sup> U	5
<sup>238</sup> U	95

③ 娘核種のビルドアップ期間: 1年

注2 1.000E-02 は  $1.000 \times 10^{-2}$  と読む。



## 2.2 遮蔽計算の方法

### 2.2.1 はじめに

ウラン加工施設では、取扱うウランからの $\gamma$ 線強度が弱い管理区域に係る遮蔽設計、放射線業務従事者の安全確保のための遮蔽設計および一般公衆の安全確保のための遮蔽設計が問題となることはないが、一般公衆の被ばく評価はウランが多量に存在する貯蔵施設等を対象として行う。そこで、加工施設では、加工原料若しくは加工製品の貯蔵又は放射線廃棄物の保管廃棄に起因する線量が、科学技術庁告示第20号に定める周辺監視区域外の線量当量限度を下回ることもおよび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、合理的に達成できる限り低いものであることを確認している。

ここでは、現在、ウラン加工施設が評価に使用している実測値補正法について具体的に記載する。

### 2.2.2 線源強度の設定方法

線源スペクトルに影響するパラメータとしては、濃縮ウランについてはウランの濃縮度とウラン娘核種のビルドアップ期間、回収ウランについてはさらに $^{235}\text{U}$ 含有量がパラメータとなる。線源スペクトルは、ORIGEN2 コードにより、放射性核種の崩壊計算を行い、18群の $\gamma$ 線スペクトルを算出する。なお、線源スペクトルは、線量当量率実測値に対応したものと敷地周辺の線量評価のためのもの両方を算出する。後者算出時のパラメータについて表2.2に示す。

### 2.2.3 直接線およびスカイシャイン線の計算方法

#### (1) 直接線の計算方法

貯蔵施設に最大貯蔵能力で貯蔵している場合における加工施設からの線量評価地点での直接線量をQAD<sup>(2)</sup>コード(点減衰核積分コード)で計算する。線量評価に当たっては、建屋側壁表面または貯蔵容器の表面ないし近傍における線量当量率実測値との対比により、QADコード計算値に補正を施す。前者の補正法を建屋側壁補正法、後者の補正法を容器表面補正法と呼ぶ。

直接線の計算方法のフローを図2.2に示す。

#### a) 建屋側壁補正法

##### i) 施設のモデル化

貯蔵施設には多数の貯蔵容器が貯蔵されるため、個々の容器を忠実にモデル化することは困難なため、いわゆる均質モデルが一般的に使用される。均質化の方法としては、貯蔵配列を包絡する領域に、貯蔵されるウラン、貯蔵容器等の重量を保存して均質化することが多い。

線源領域の周囲に建屋、遮蔽壁等がある場合は、これを計算モデルとして考慮する。

##### ii) 実測値による補正係数の算出

建屋側壁表面の線量当量率を測定器(TLD、集積電離箱等)を用いて測定する。

測定された建屋側壁表面の実測値を  $D_{Mw}$  とする。

当該施設の実貯蔵量における線量当量率測定点での線量当量率を QAD コードを用いて計算する。この際、ビルドアップ係数は、空気またはコンクリートのものを使用する。ここで得られた線量当量率を  $D_{Qw}$  とする。

建屋側壁表面での実測と計算値より、実測値補正係数  $f_w$  を求める。

$$f_w = \frac{\text{建屋側壁表面の線量当量率実測値 } D_{Mw}}{\text{QAD により算出した側壁表面の線量当量率 } D_{Qw}}$$

### iii) 評価地点での線量の計算

i) と同様な考え方で施設をモデル化し、最大貯蔵量での線量評価地点における空気の吸収線量の計算を QAD コードを用いて行う。この値を  $D_{Qd}$  とする。なお、ビルドアップ係数は、ii) と同じものを使用する。

### iv) 直接線線量の評価

ii) で得られた  $f_w$  と iii) で得られた  $D_{Qd}$  とを用いて、評価線量  $D_d$  を次式で求める。

$$D_d = f_w \times D_{Qd}$$

### b) 容器表面補正法

実測値補正する位置が貯蔵容器表面またはその近傍である点を除き、基本的には建屋側壁補正法と同じ評価方法である。

## (2) スカイシャイン線の計算方法

貯蔵施設に最大貯蔵能力で貯蔵している場合における加工施設からの線量評価地点でのスカイシャイン線線量を G33<sup>(9)</sup> コード（一回散乱計算コード）で計算する。線量評価に当たっては、建屋天井上面における線量当量率実測値または QAD コードによる貯蔵容器の表面ないし近傍における線量当量率計算値（実測値で補正した値）との対比により、G33 コード計算値に補正を施す。前者の補正法を建屋天井面補正法、後者の補正法を容器表面補正法と呼ぶ。

スカイシャイン線の計算方法のフローを図 2.3 に示す。

### a) 建屋天井面補正法

#### i) 施設のモデル化

直接線と同様な理由により、均質モデルを使用するのが一般的である。そして、この均質モデルを任意の領域に分割した後、その分割の仕方に応じたユニットの適切な位置に点線源を置いたモデルとする。

一方、建屋の構造物については、高さ方向の天井等は実際に近い状態でモデル化するが、側壁については、直接線線量との重複を除外するため、約 1 m 厚さのコンクリート側壁があるものとしてモデル化する。

#### ii) 実測値による補正係数の算出

建屋天井上面の線量当量率を測定器（TLD、集積電離箱等）を用いて測定する。測定された建屋天井上面の実測値を  $D_{Mc}$  とする。

当該施設の実貯蔵量における線量当量率測定点での線量当量率を G33 コードを用いて計算する。ここで得られた線量当量率を  $D_{GC}$  とする。

建屋天井上面での実測値と計算値より、実測値補正係数  $f_c$  を求める。

$$f_c = \frac{\text{建屋天井上面の線量当量率の実測値 } D_{MC}}{\text{G33 により算出した建屋天井上面の線量当量率 } D_{GC}}$$

iii) 評価地点での線量の計算

i) と同様な考え方で施設をモデル化し、最大貯蔵量での線量評価地点における空気の吸収線量の計算を G33 コードを用いて行う。この値を  $D_{CS}$  とする。なお、ビルドアップ係数は空気のものを使用する。

iv) スカイシャイン線線量の評価

ii) で得られた  $f_c$  と iii) で得られた  $D_{CS}$  とを用いて、評価線量  $D_s$  を次式で求める。

$$D_s = f_c \times D_{CS}$$

b) 容器表面補正法 (QAD 計算補正法)

建屋天井上面の実測値の代わりに、直接線線量評価と同様な方法で実測補正した QAD コード計算値で補正する点を除き、基本的には建屋天井面補正法と同じ評価方法である。実測値補正法による施設のモデル化例を図 2.4 に示す。

表 2.2 敷地周辺の線量評価時の線源スペクトルに係わるパラメータ (最大貯蔵時)

	濃縮ウラン	回収ウラン <sup>注</sup>
ウラン濃縮度	5%	5%
<sup>232</sup> U	—	最大値
ウラン娘核種のビルドアップ期間	線源強度が緩和する1年とする。	取り扱うウランに応じて保守的に設定

注 回収ウランについてはFP、TRUの含有量が極く微量であるため影響は無視し得る。

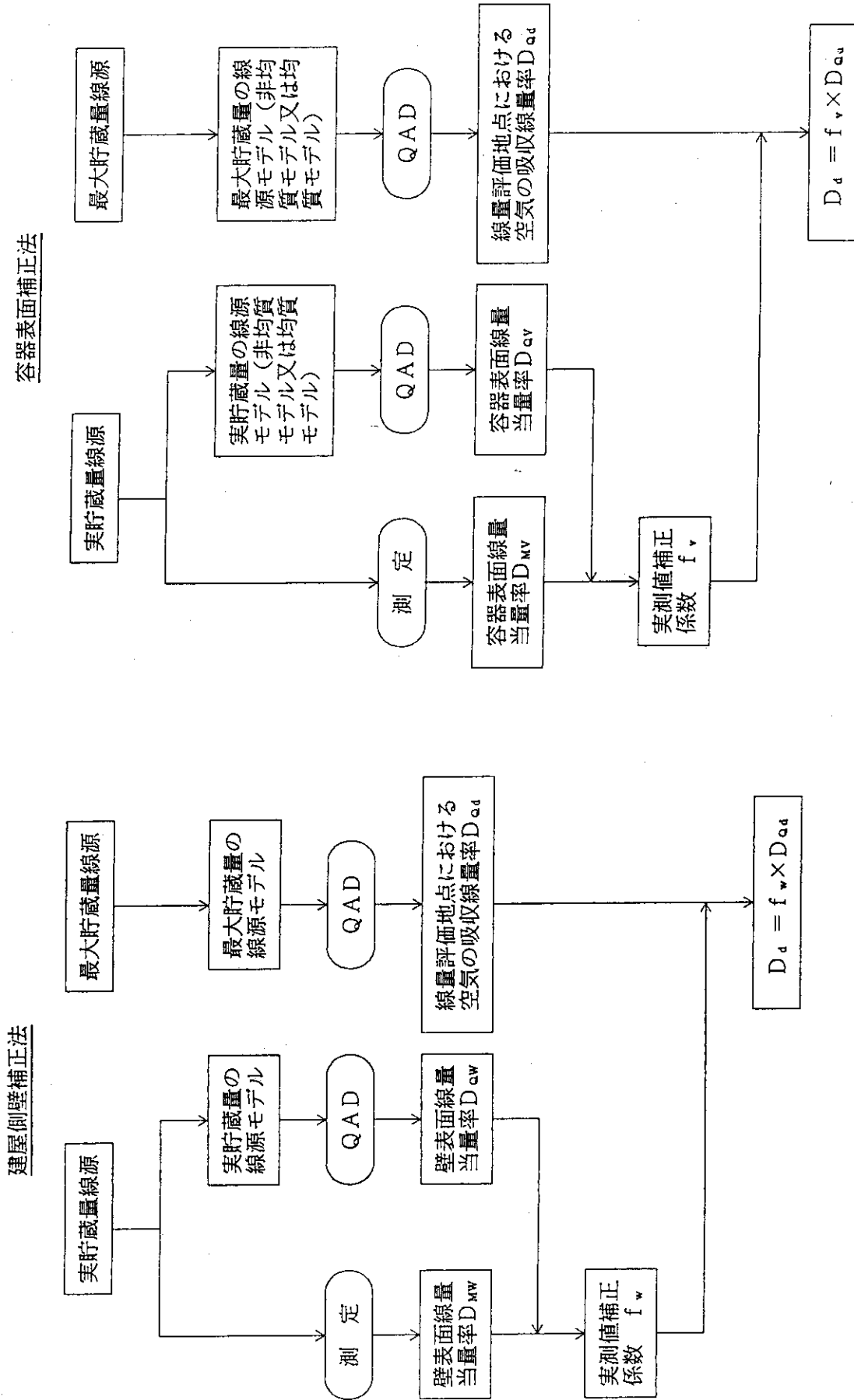


図 2.2 直接線量評価フロー

建屋天井面補正法

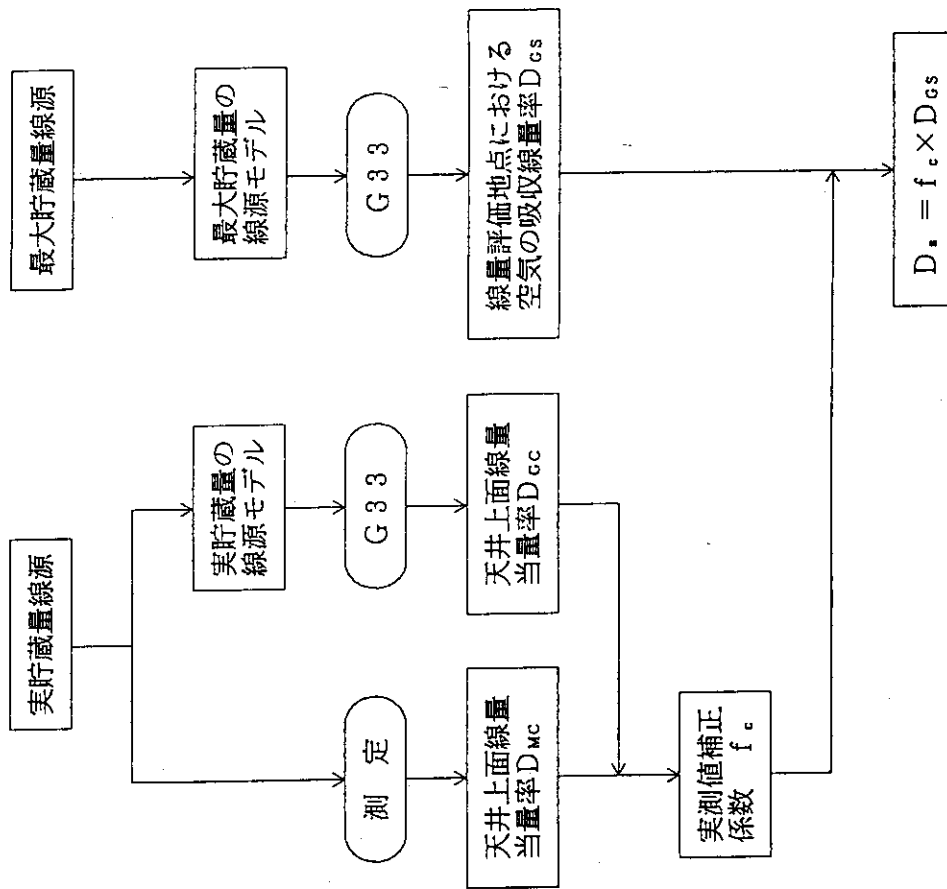


図 2.3 スカイシャイン線源評価フロー

容器表面補正法

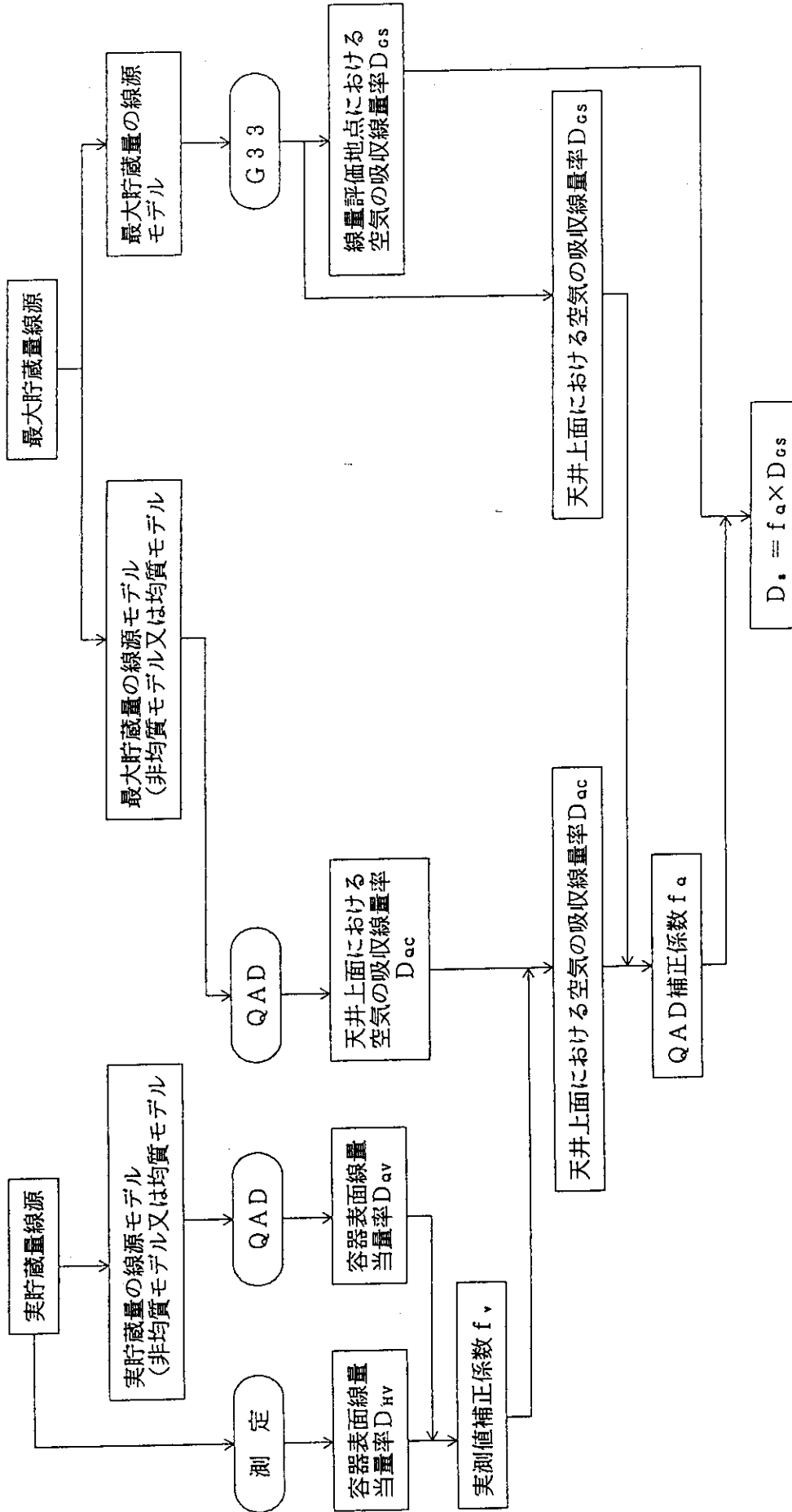


図 2.3 (続き) スカイシャイン線量評価フロー

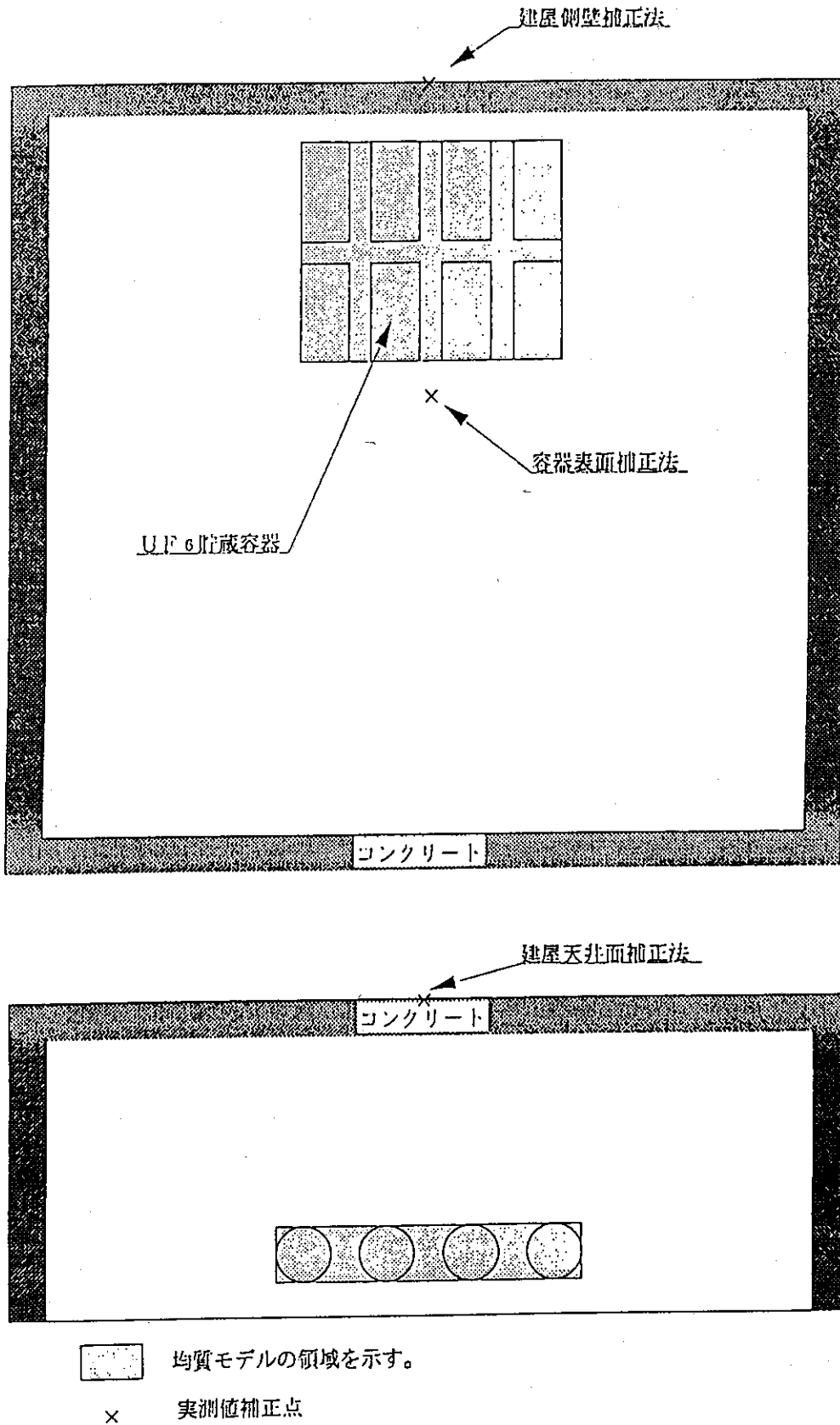


図 2.4 (1) UF<sub>6</sub>貯蔵施設のモデル化例 (実貯蔵時)

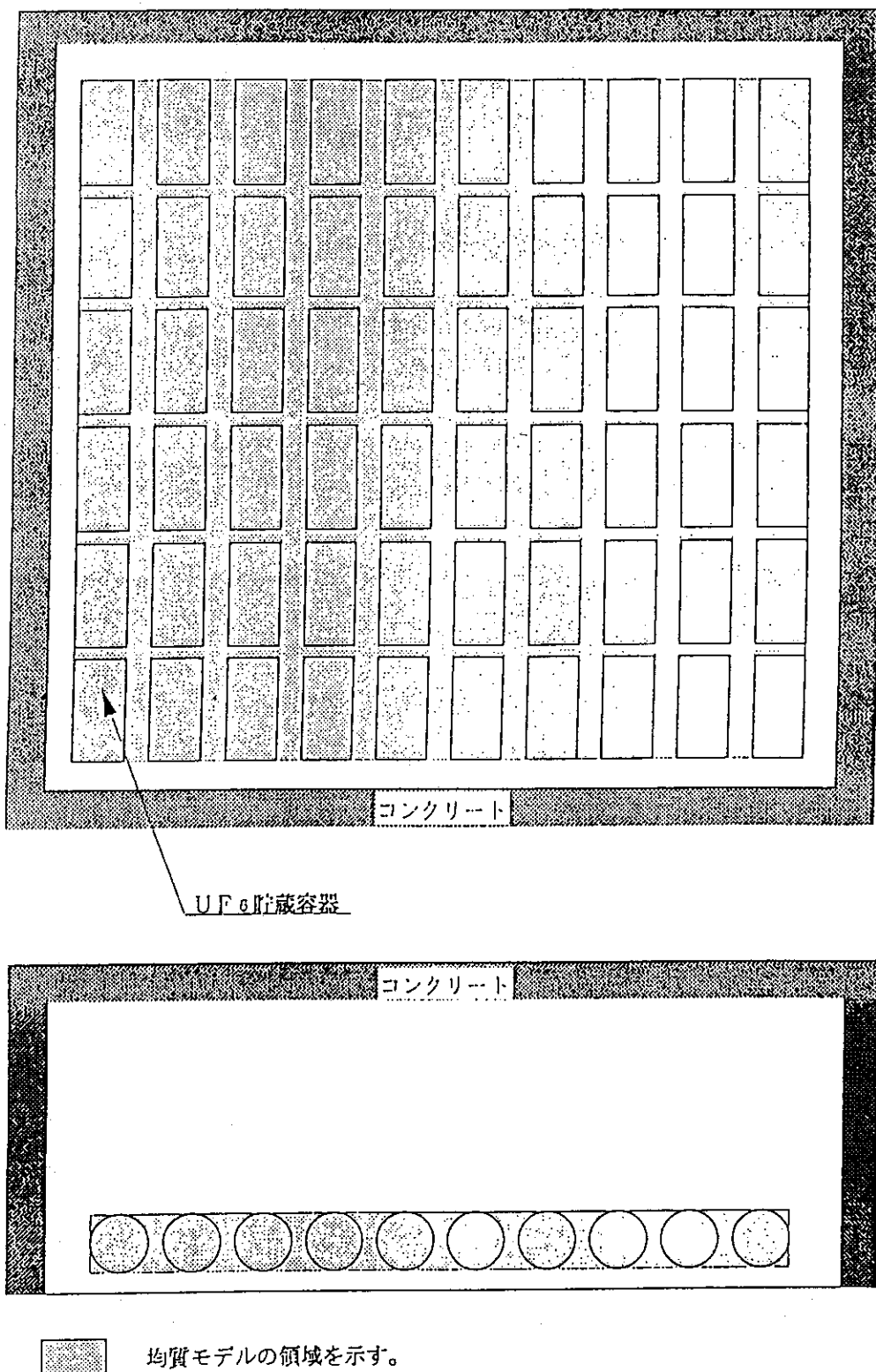


図 2.4 (2) UF<sub>6</sub>貯蔵施設のモデル化例 (最大貯蔵時)



## 2.3 遮蔽計算の例題

## 2.3.1 貯蔵施設

ウラン加工施設の遮蔽設計上、典型的と考えられる計算モデルの例を次に示す。

- ・例1：廃棄物貯蔵施設
- ・例2：酸化ウラン貯蔵施設（粉末および粉末輸送容器）
- ・例3：燃料集合体貯蔵施設（PWR）
- ・例4：燃料集合体貯蔵施設（BWR）
- ・例5：六フッ化ウラン貯蔵施設

上記5例におけるモデル図は図2.5～図2.16に示すとおりである。

なお、これらの幾つかの例については上記貯蔵施設で使用する貯蔵容器の実測値がありこれを以下に示す。

貯蔵容器	容器単 体集合 の別	測定位置	U濃縮度 [%]	U量 [kgU]	モデル図	線量率 [mrem/h]	使用例
UF <sub>6</sub> シリンダ	単 体	表 面	3.4	1404	図 2.17	1.35	例 5
		1 m	3.4	1404	図 2.17	0.24	
		表 面	4.3	1480	図 2.18	0.56	
	集 合	1 m	3.4	23010	図 2.17	0.66	
		1 m	4.3	7400	図 2.18	0.42	
粉末缶	単 体	1 m	3.2	21.66	図 2.19	0.041	例 2
	集 合	1 m	3.2	166.68	図 2.19	0.16	
粉末輸送容器	単 体	表 面	2.5	66	図 2.20	0.85	例 2
		表 面	2.5	71.4	図 2.21	0.95	
	集 合	1 m	2.5	4800	図 2.20	0.69	
		1 m	2.5	564.9	図 2.21	0.23	
燃料集合体 (PWR)	単 体	1 m	3.6	443.7	図 2.22	0.351	例 3
	集 合	1 m	3.6	2218.5	図 2.22	1.65	

各線源容器はコンクリートの床に置かれた状態で測定された

## 2.3.2 敷地周辺の遮蔽計算

## (1) 加工施設の貯蔵施設に起因する敷地周辺の線量評価の例

加工施設内の貯蔵施設に起因する $\gamma$ 線（直接 $\gamma$ 線とスカイシャイン $\gamma$ 線に分類する）による敷地周辺の線量を評価した例を以下に示す。

## i) 線源強度の算出

線源強度は ORIGEN2 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 $\gamma$ 線強度を使用する。

## ii) 線量の算出

① 直接 $\gamma$ 線

QAD コードにより算出する。

② スカイシャイン $\gamma$ 線

G33 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。モデル図を図 2.23 に示す。

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

実測値補正は容器表面での実測値による補正法と、建屋側壁または、天井上面での実測値による補正法とがあるが、本計算では容器表面での実測値による補正法を用いている。

(直接 $\gamma$ 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した。

(スカイシャイン $\gamma$ 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 G33 計算値の比から QAD 補正係数を求め、敷地周辺における G33 計算値に乗じて算出した。

## iii) 計算結果

上記計算条件により算出した直接 $\gamma$ 線量およびスカイシャイン $\gamma$ 線量についての計算結果を以下に示す。

(単位： $\mu\text{Gy}/\text{年}$ )

評価項目	補正前	補正後
① 直接 $\gamma$ 線量	13.5	6.2
② スカイシャイン $\gamma$ 線量	13.1	2.9

(2) 原子力発電所の廃棄物貯蔵庫からの実測値及び線量評価の例<sup>4)</sup>

ウラン加工施設においては、貯蔵施設に起因する $\gamma$ 線についての実測値がないため原子力発電所での例を示す。

廃棄物貯蔵庫からのスカイシャイン線量の測定値と解析値との比較を示す。利用した測定データは(財)原子力安全研究協会「原子力施設散乱放射線挙動専門委員会」が行ったスカイシャイン線量評価法確立のための調査研究での実験である。同報告書<sup>(4)</sup>に基づいて施設及び測定の概要を述べ、次にウラン加工施設の評価方法に基づく計算との比較を示す。

#### i) 施設の概要

本施設は原子力発電所の廃棄物貯蔵庫である。図2.24に配置とスカイシャイン線量測定位置を示す。測定ラインのある廃棄物貯蔵庫北西方向は約90mの距離を平坦にとれる。本測定は平常運転時に行われたもので、原子炉およびタービン建屋から同測定位置へのスカイシャイン線量は廃棄物貯蔵庫からのそれに比べて無視しうることが確認されている。廃棄物貯蔵庫の概要を表2.3に示し、図2.25には廃棄物貯蔵庫でのドラム缶の配置を示す。

#### ii) 測定

測定は廃棄物貯蔵庫内、廃棄物貯蔵庫屋上および廃棄物貯蔵庫北西0~80mで行われた。廃棄物貯蔵庫内ではTLDを用い、廃棄物貯蔵庫屋上では、NaI検出器、シンチレーションカウンター式サーベイメータおよび電離箱式サーベイメータが用いられた。スカイシャイン線量の測定にはNaI検出器が用いられた。同測定は検出器の下方に鉛の遮蔽体を置き下からの放射線を遮蔽した場合と鉛の遮蔽体を置かない場合の2ケースについて行われた。施設からの影響のない平坦地では下方を鉛で遮蔽した場合の線量値の遮蔽しない場合の線量値との比は一定であった。なお、直接線の影響を除くため、廃棄物貯蔵庫北西10mの測定では、鉛ブロックを用いて施設側が遮蔽された。測定結果は表2.4に示されている。

#### iii) 解析

ウラン加工施設の評価方法に基づき解析が行われた。廃棄物貯蔵庫内に配置された廃棄物ドラム缶の天井上1mにおける測定値は、0.38mR/h~25.2mR/hであり、QAD補正係数はその天井下1mの測定値とQAD計算値との比から求め、G33補正係数は廃棄物貯蔵庫屋上でのQAD計算値(補正済)とG33計算値との比から求めた。スカイシャイン線量の測定値と計算値との比較を図2.26に示す。

表 2.3 固体廃棄物貯蔵庫の概要<sup>(4)</sup>

貯蔵庫の大きさ	16m 幅×46m 長×5m 高 鉄筋コンクリート
収納ドラム缶本数	約4000本
ドラム缶形状	鋼製 60cm 直径×90cm 高 200 リットル
ドラム缶内容	セメント固化体 (70%)、雑固体 (30%)
主な核種	<sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>59</sup> Fe

表 2.4 固体廃棄物貯蔵庫からの寄与

(スカイシャインおよび建屋からの直接成分, 単位 [ $\mu$ R/h])

固体廃棄物貯蔵庫からの距離		下面遮蔽なし	下面遮蔽あり <sup>注1</sup>
80 m		0.85	0.50
40 m		0.69	0.90
10 m	①スカイシャイン+ 建屋からの成分	1.81	1.45
	②スカイシャインのみ	—	1.25 <sup>注2</sup>

注1：地面での散乱成分は含まれてない。(ほぼ20%に相当)

注2：更に建屋方向を遮蔽した。

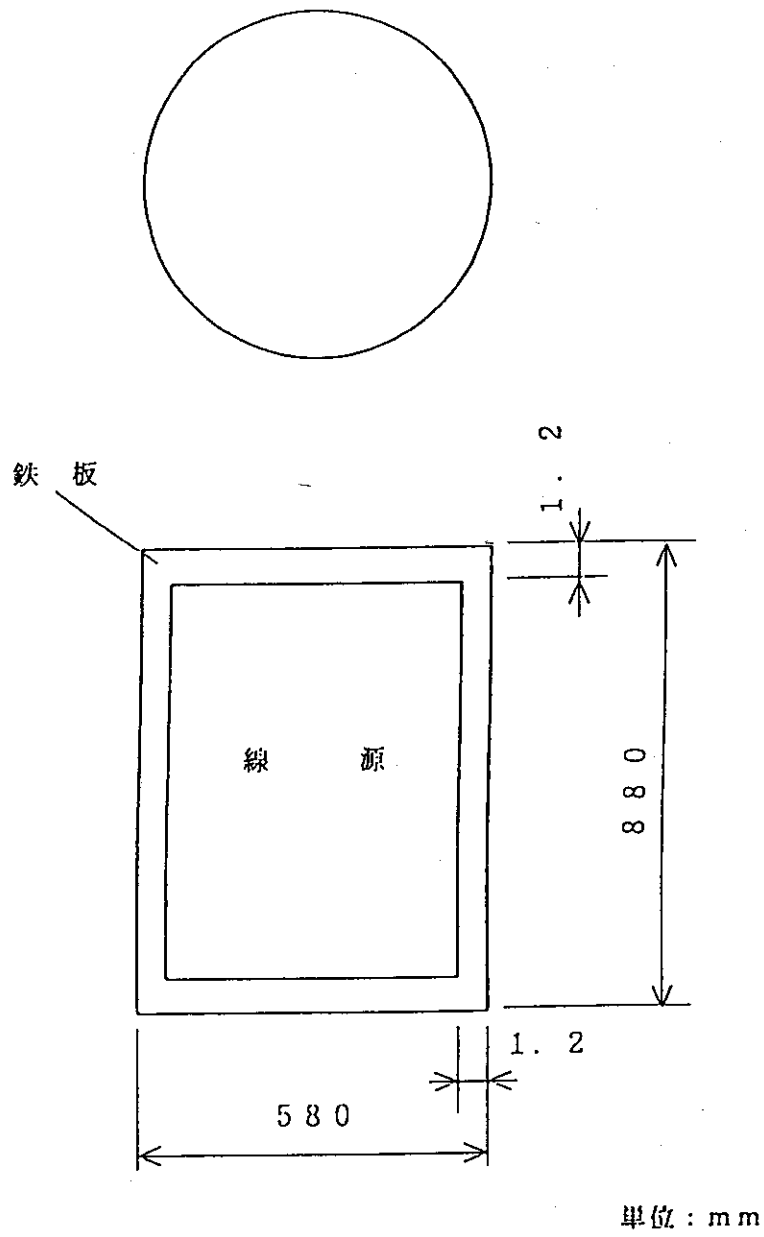
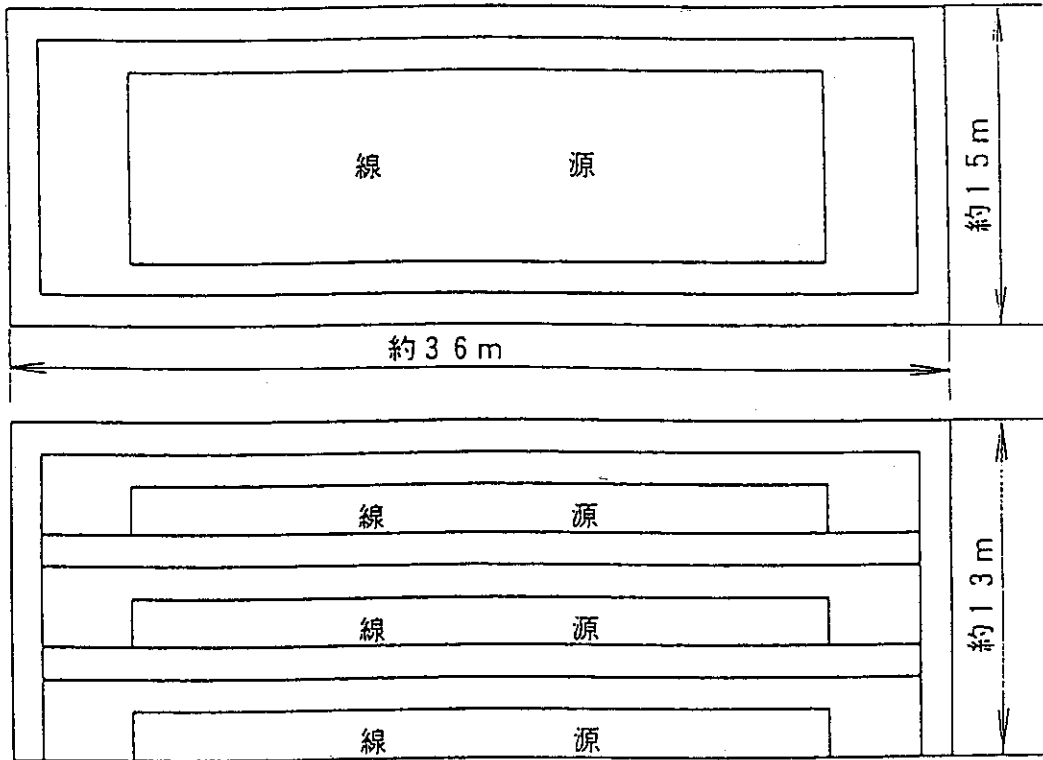


図2.5 廃棄物缶

(平面図)



(立面図)

図2.6 廃棄物の貯蔵施設

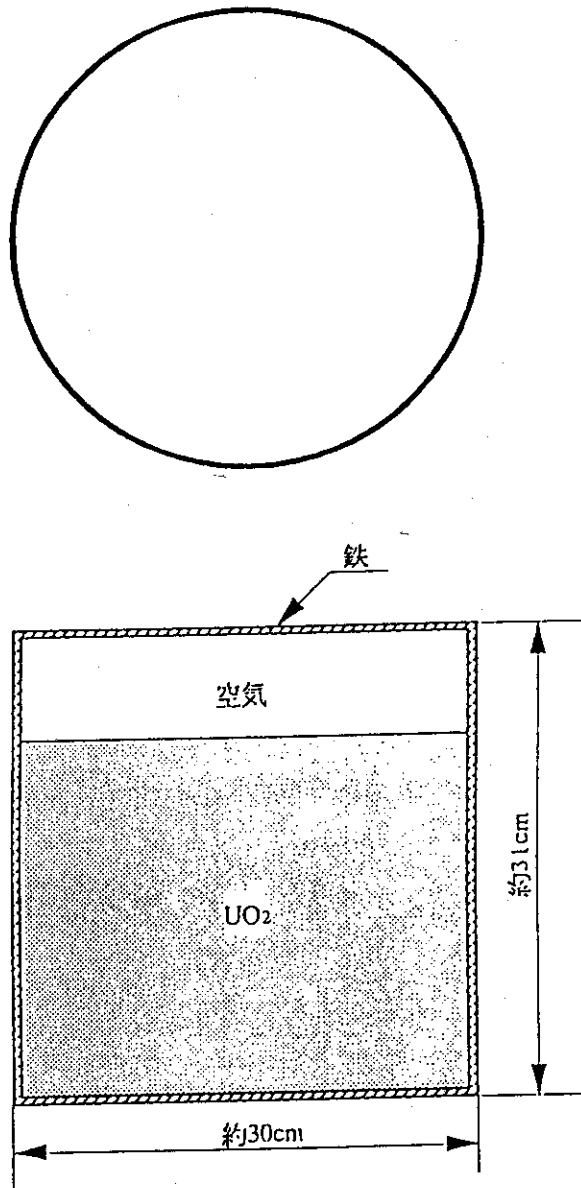


図 2.7 粉末缶

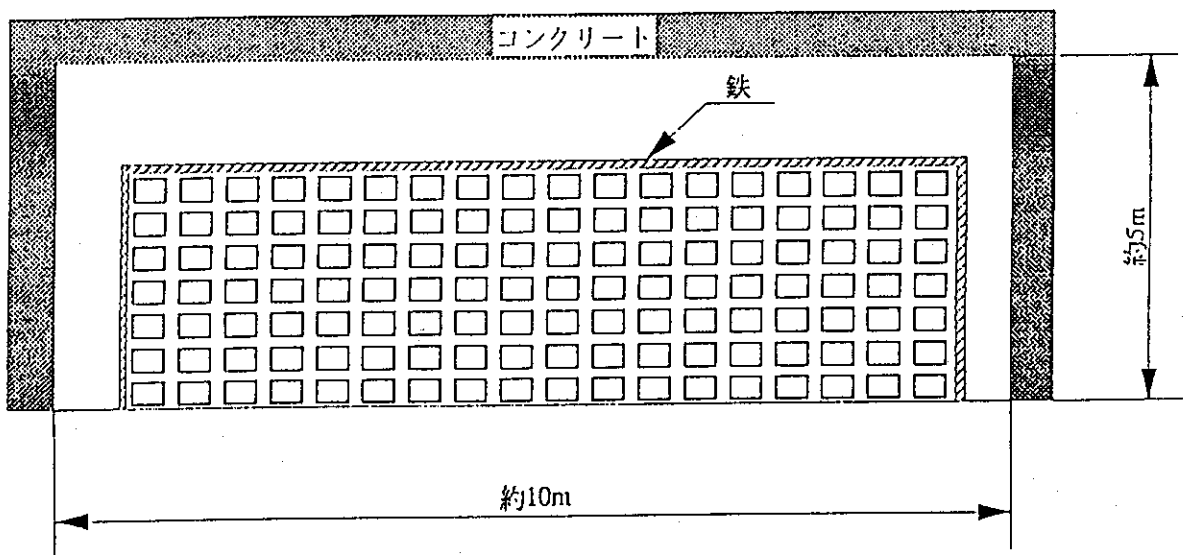
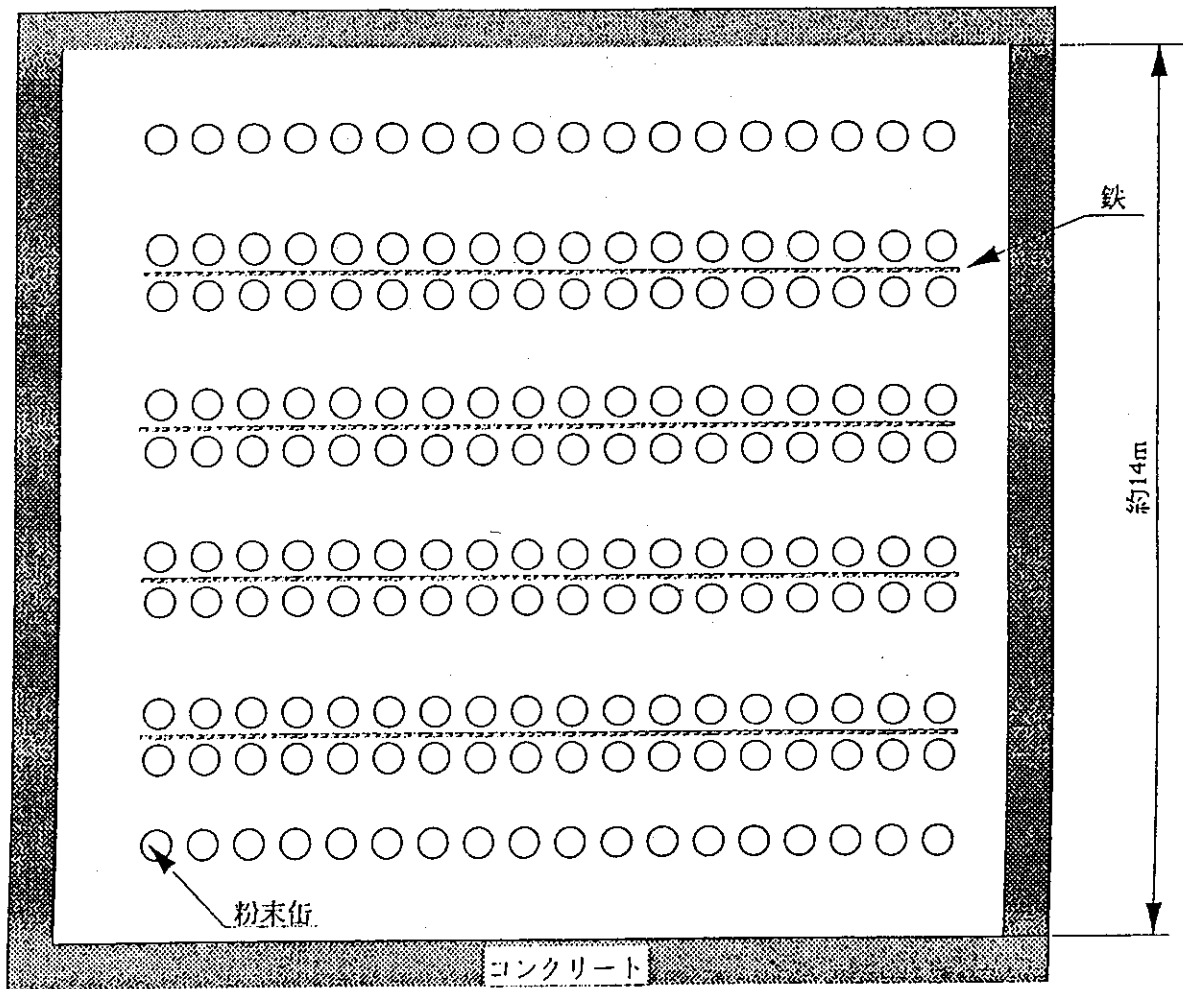


図2.8 酸化ウラン貯蔵施設（粉末缶）



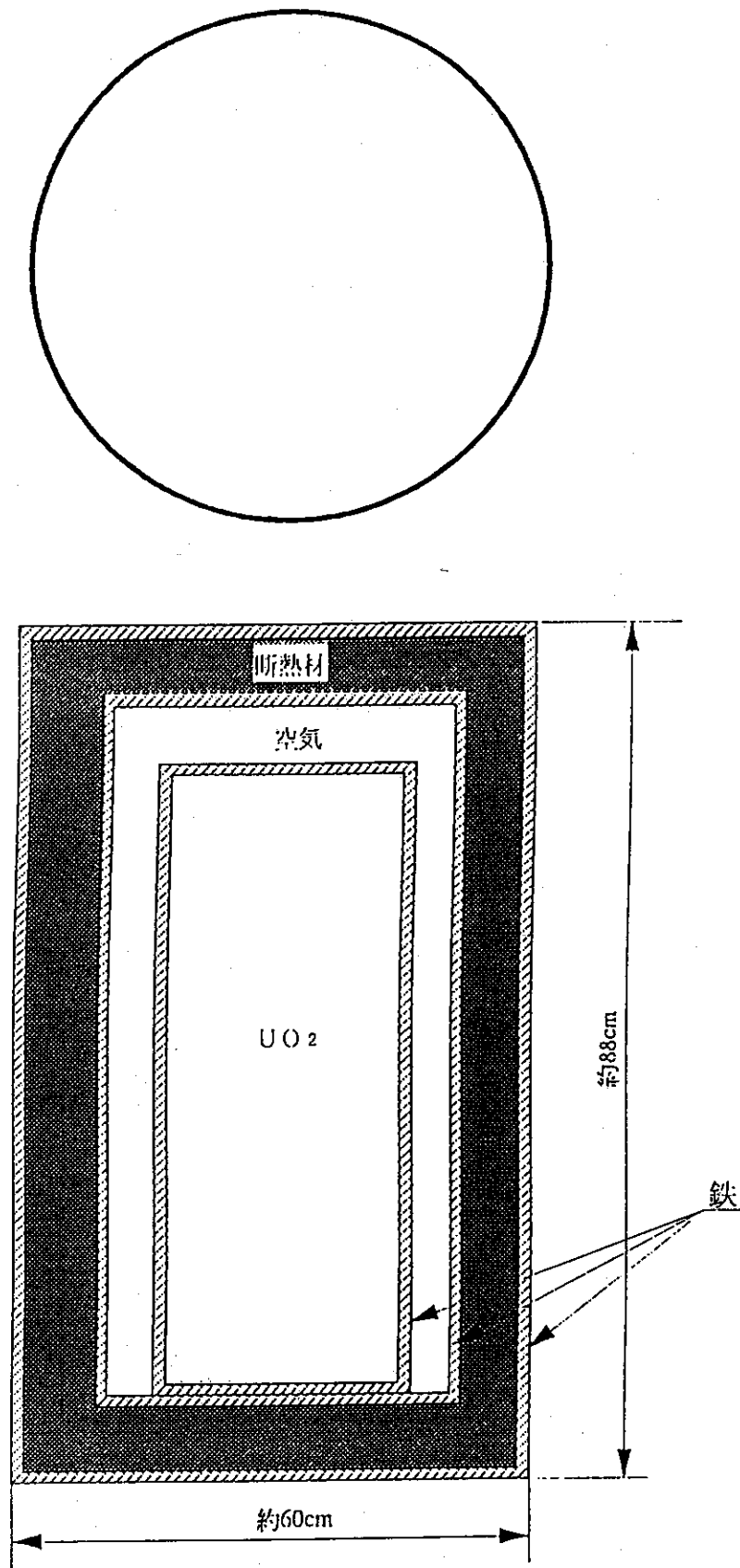


图 2.9 粉末輸送容器

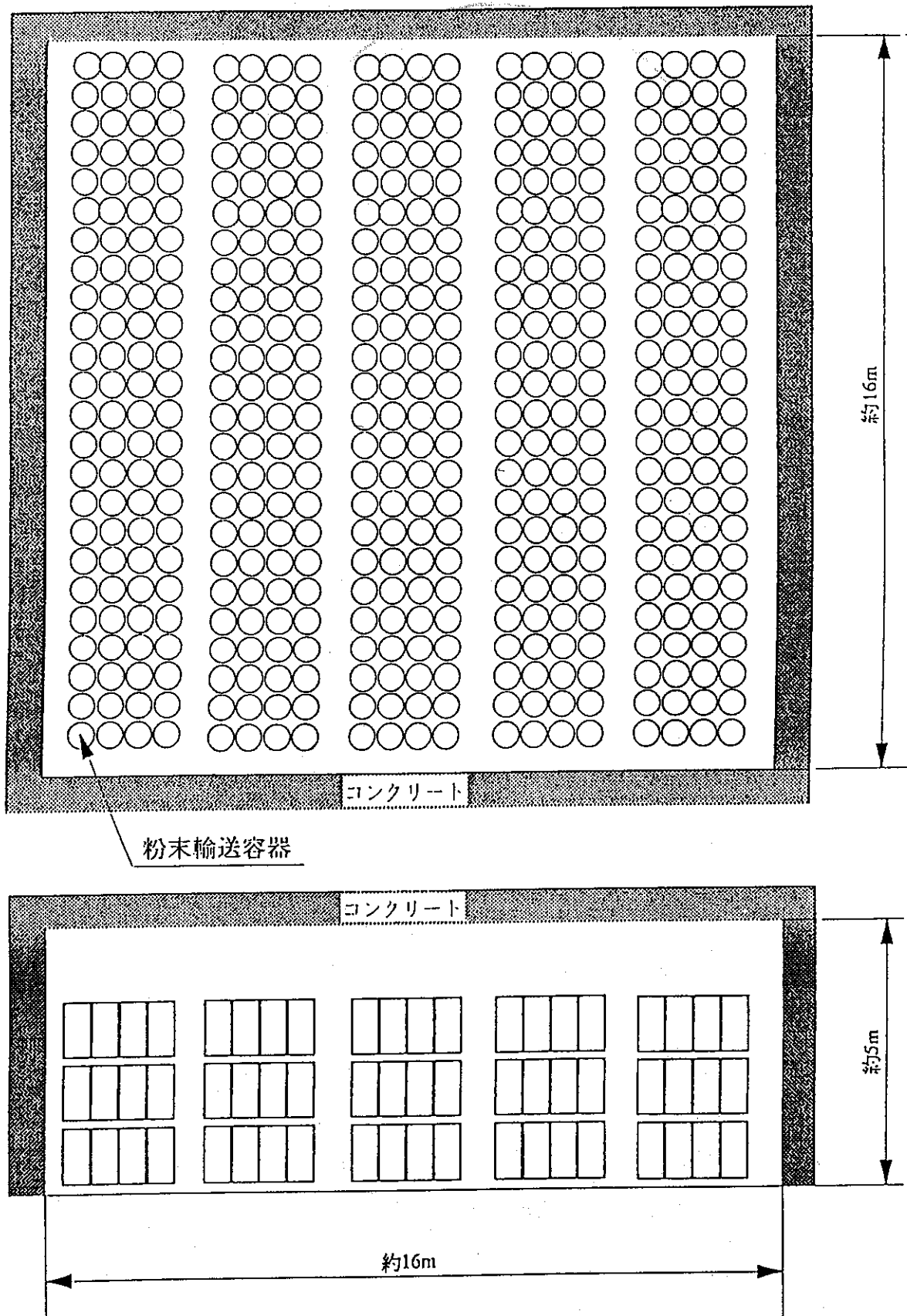


図 2.10 酸化ウラン貯蔵施設 (粉末輸送容器)

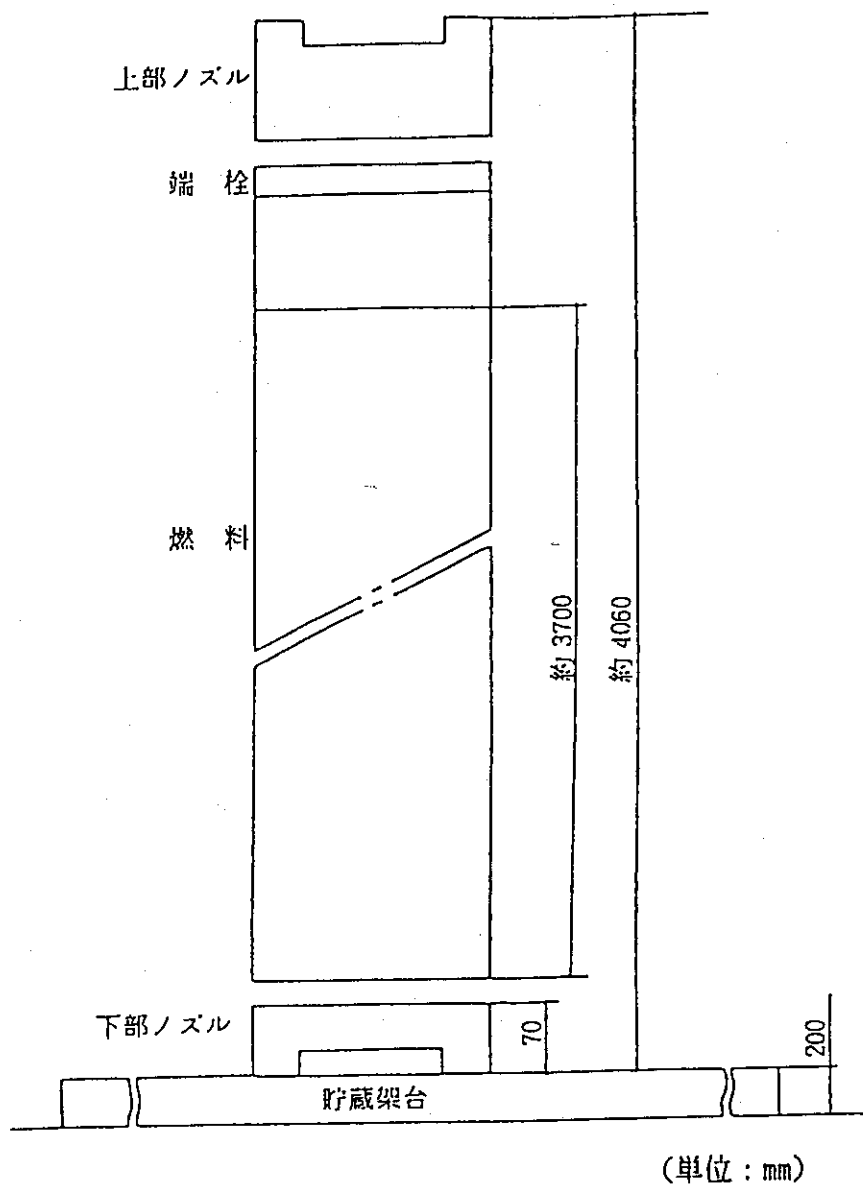


図2.11 PWR燃料集合体概略

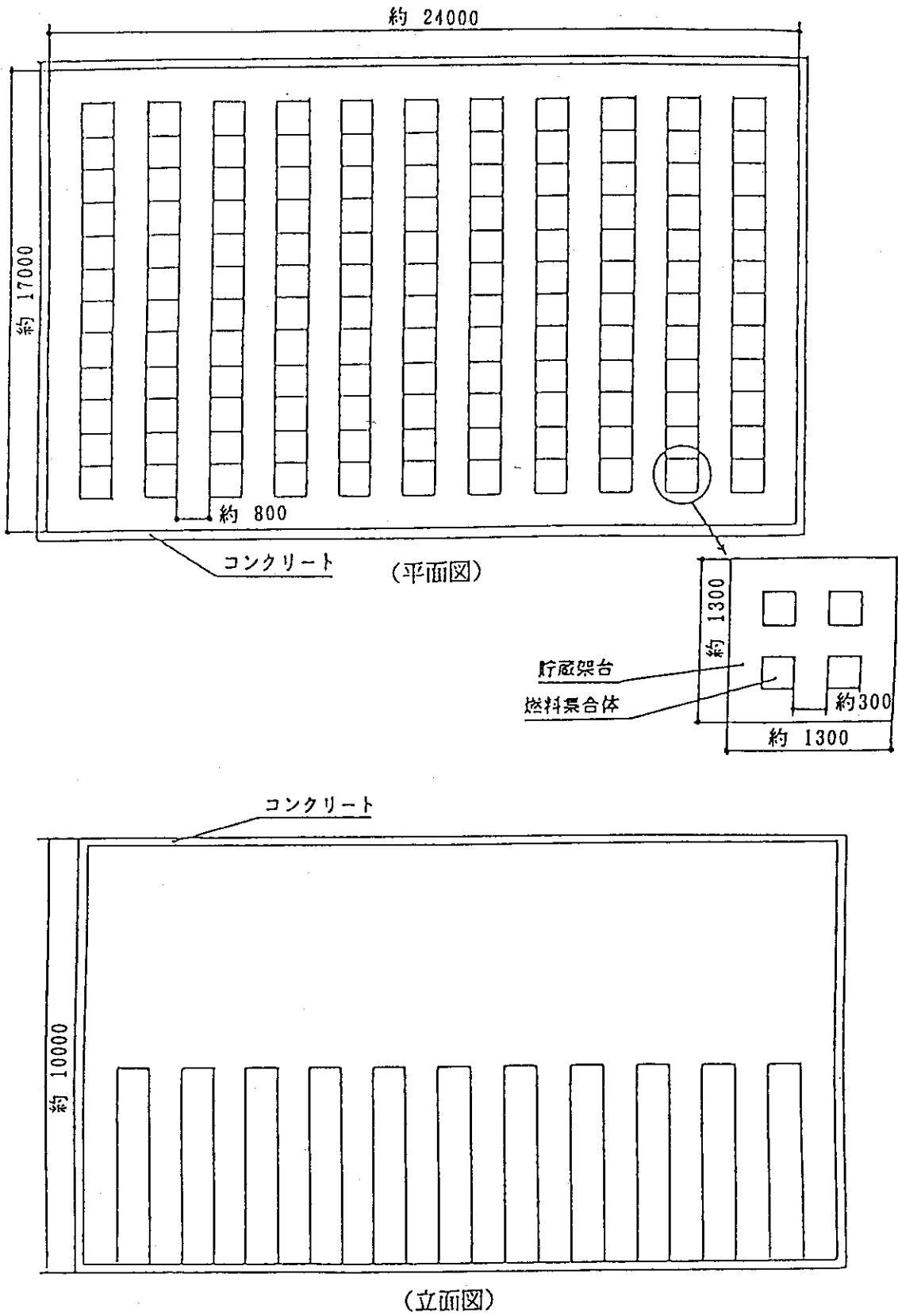


図2.12 燃料集合体貯蔵施設 (PWR) (単位: mm)

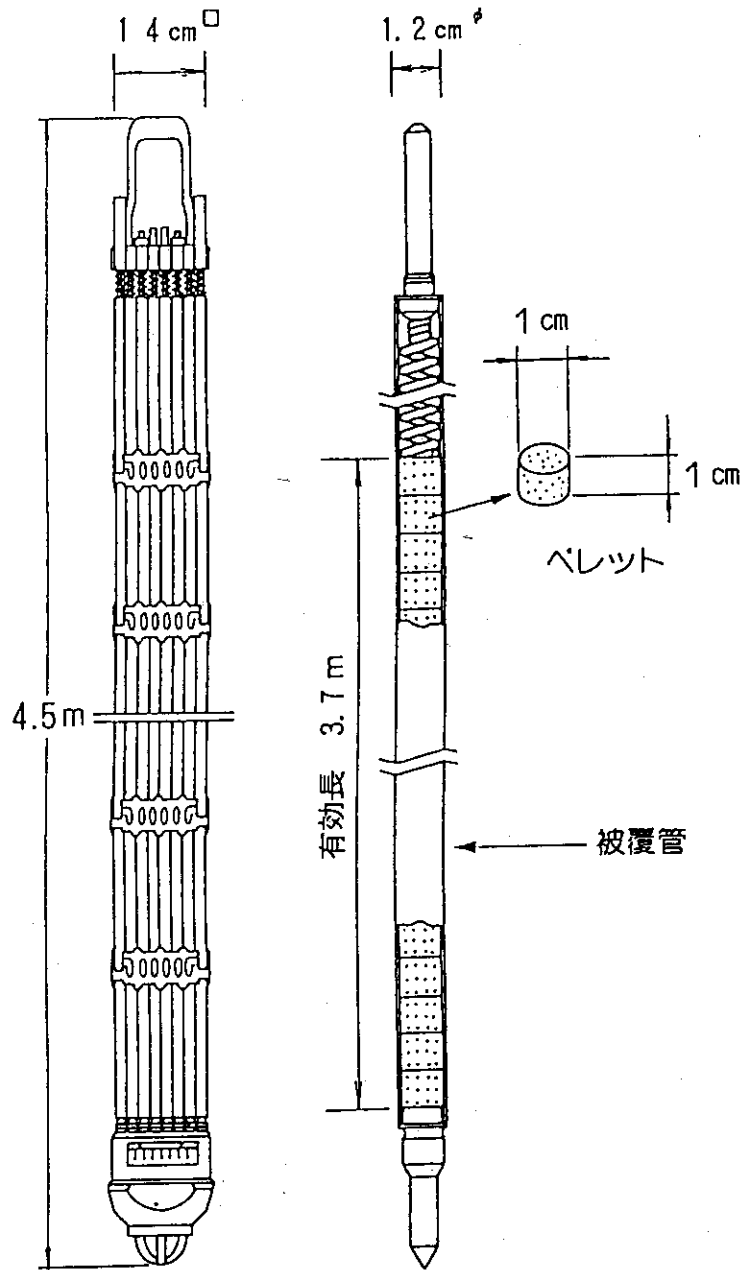


図2.13 BWR燃料集合体概略

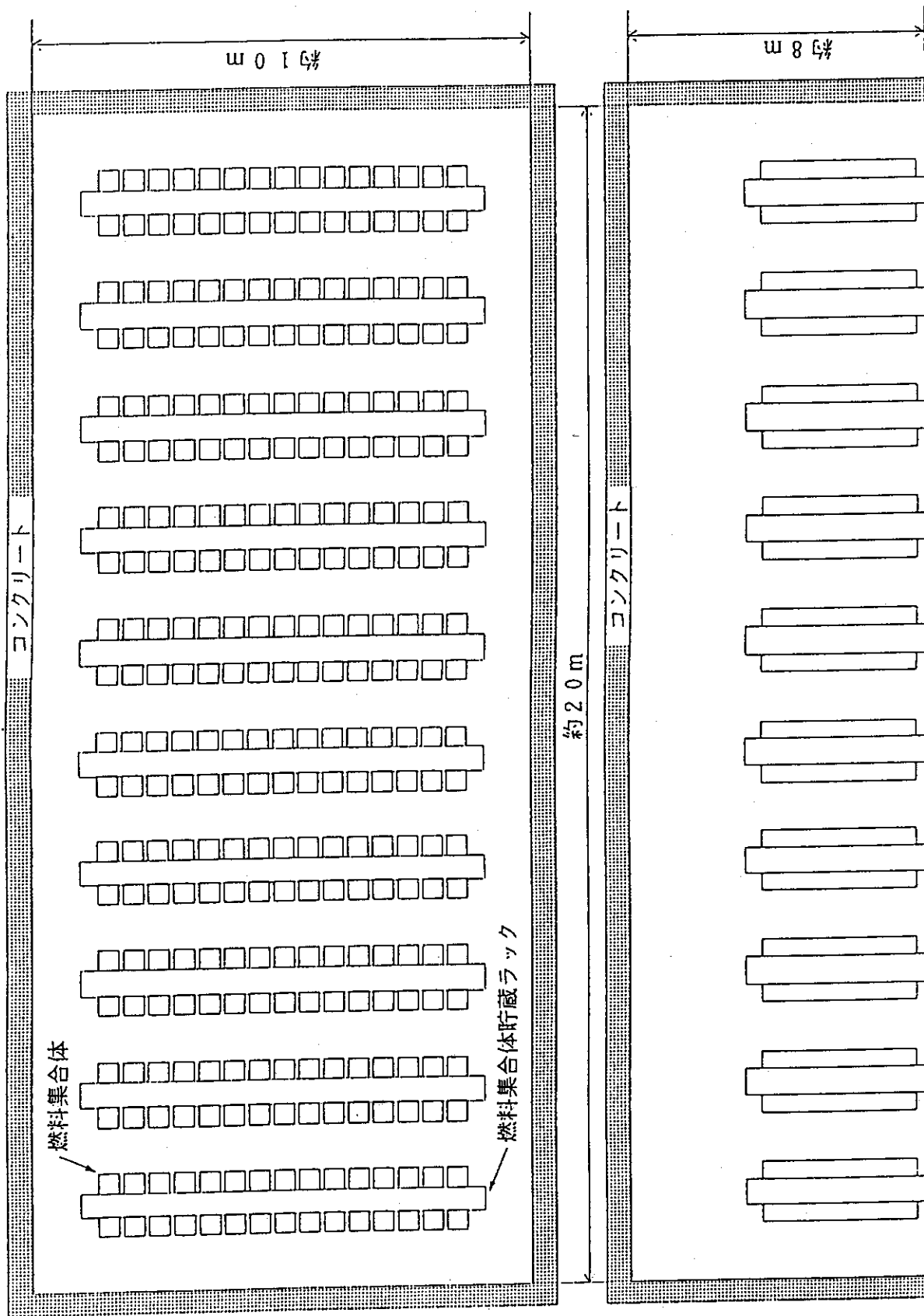


図2.14 燃料集合体貯蔵施設 (BWR)

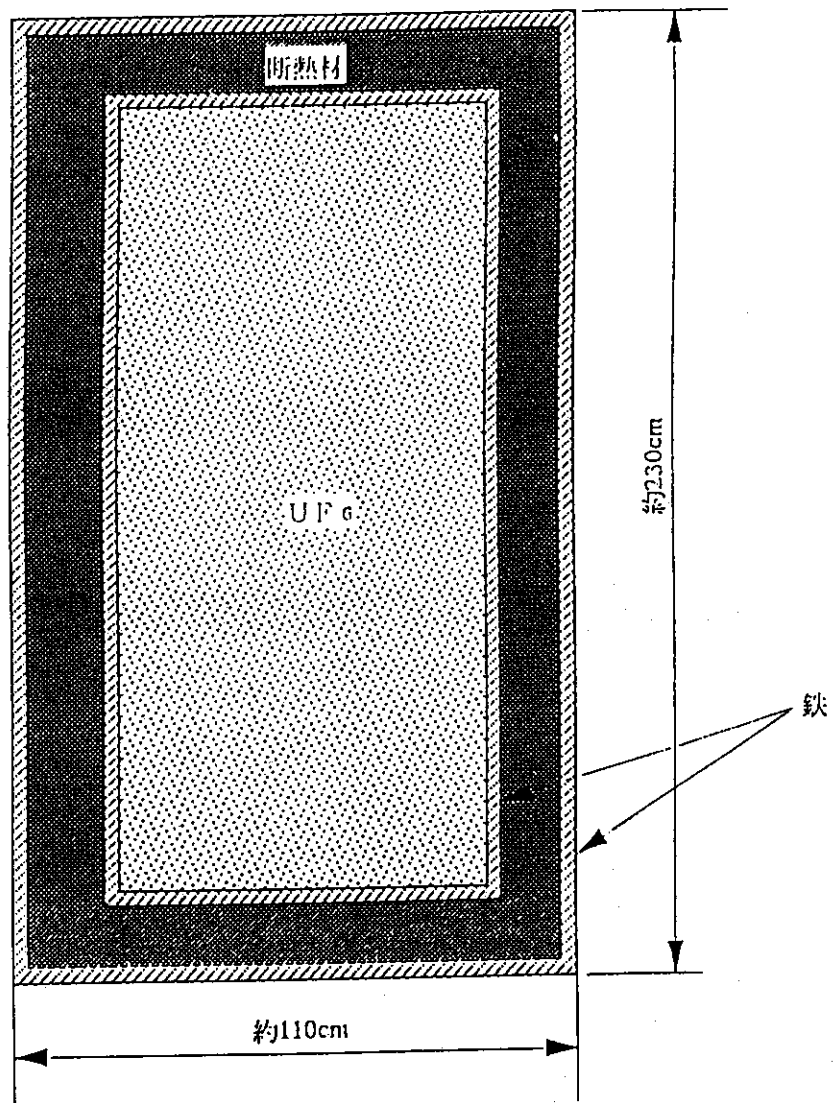
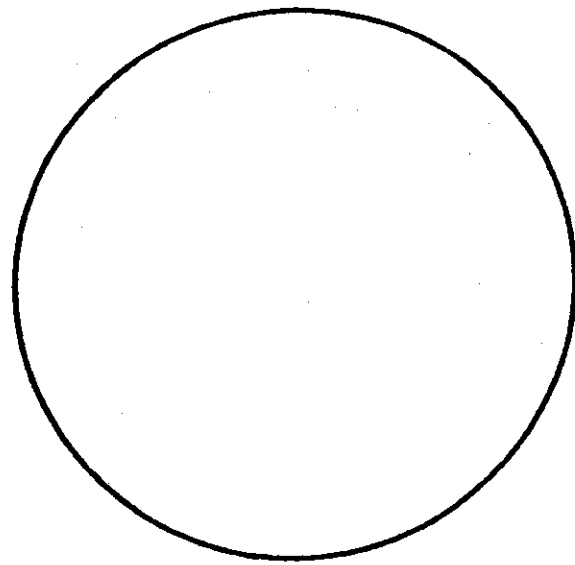


図2.15 UF<sub>6</sub> シリンダ

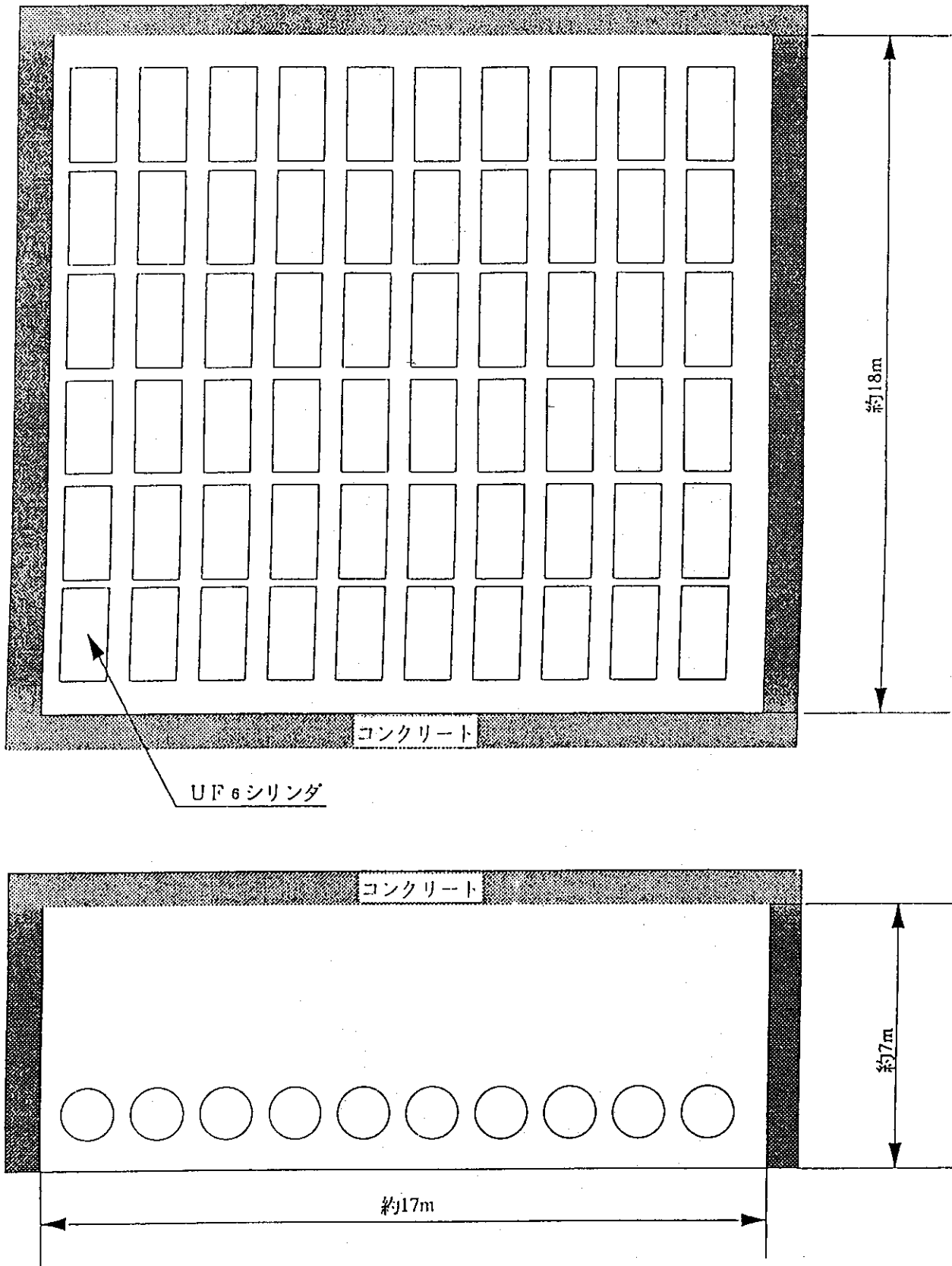
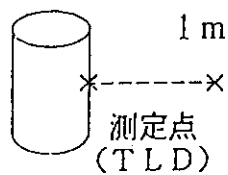


図2.16 六フッ化ウラン貯蔵施設



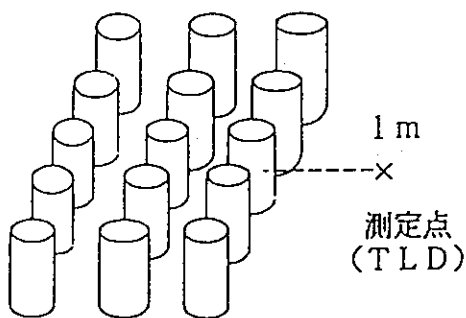
単体  
(UF<sub>6</sub> シリンダ 1本)



濃縮度: 3.4%

重量: 1.404kgU

集合  
(UF<sub>6</sub> シリンダ 15本)

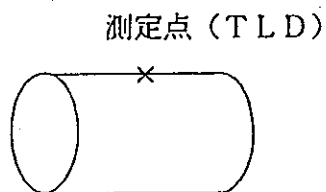


濃縮度: 3.4%

重量: 23.010kgU

図2.17 UF<sub>6</sub> シリンダ実測時概略配置

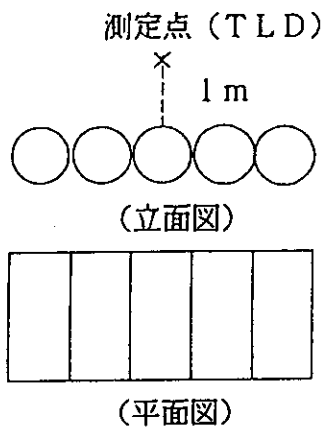
単体  
(UF<sub>6</sub> シリンダ 1本)



濃縮度: 4.3%

重量: 1,480kgU

集合  
(UF<sub>6</sub> シリンダ 5本)

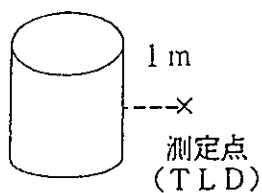


濃縮度: 4.3%

重量: 7,400kgU

図2.18 UF<sub>6</sub> シリンダ実測時概略配置

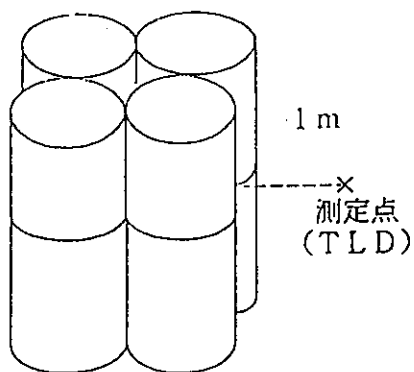
单体  
(粉末管 1 管)



濃縮度 : 3.2 %

重量 : 21.66kgU

集合  
(粉末管 8 管)

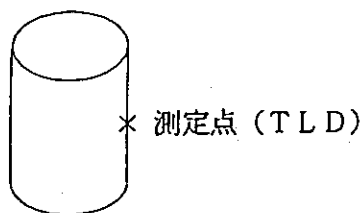


濃縮度 : 3.2 %

重量 : 166.68kgU

図 2.19 粉末管実測時概略配置

单体  
(粉末输送容器 1 缶)

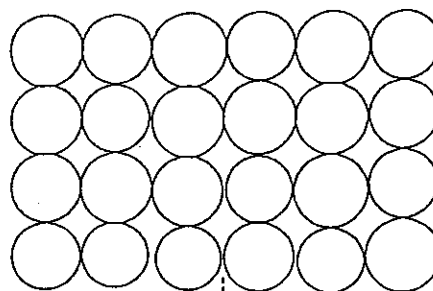


濃縮度 : 2.5 %

重量 : 66kgU

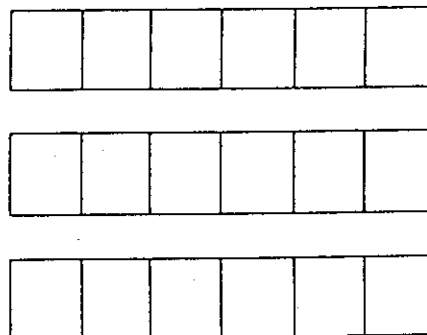
集合  
(粉末输送容器 7 2 缶)

(平面図)



1 m  
× 測定点 (TLD)

(立面図)



濃縮度 : 2.5 %

重量 : 9.800kgU

図 2.20 粉末输送容器実測時概略配置

単体  
(粉末輸送容器 1 缶)

集合  
(粉末輸送容器 8 缶)

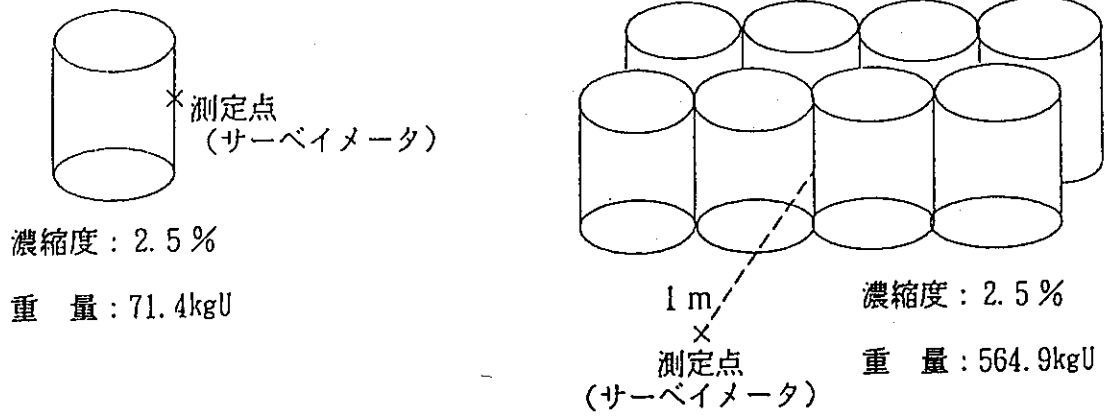


図 2.21 粉末輸送容器実測時概略配置

単体  
(燃料集合体 1 体)

集合  
(燃料集合体 5 体)

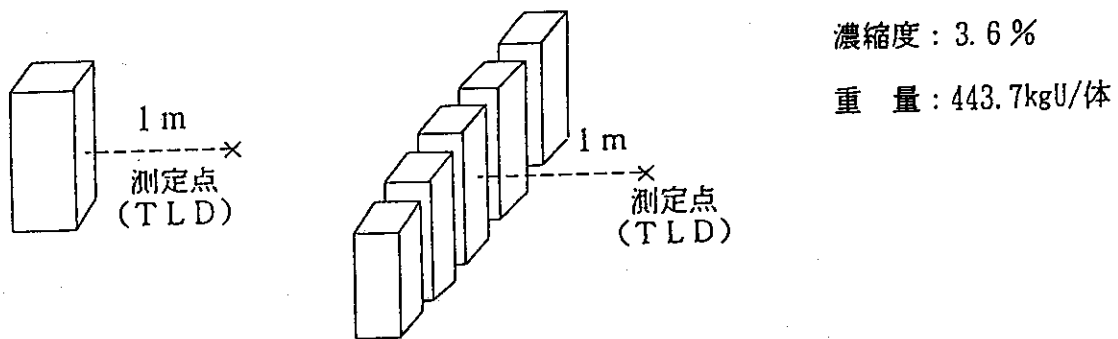
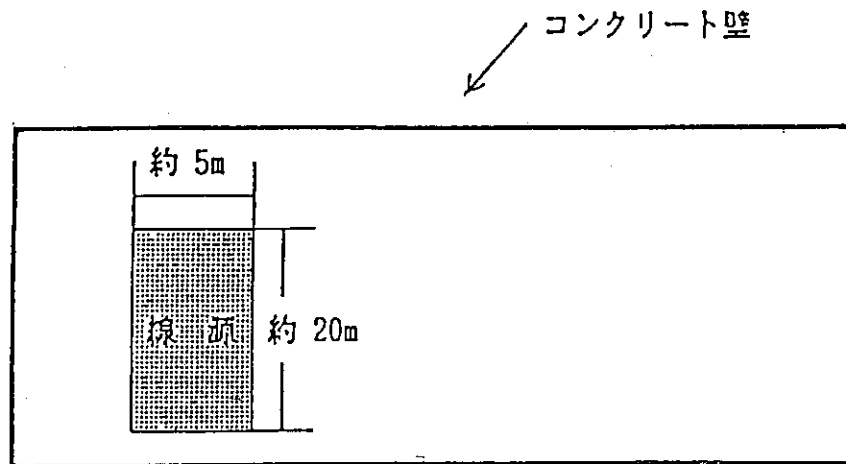
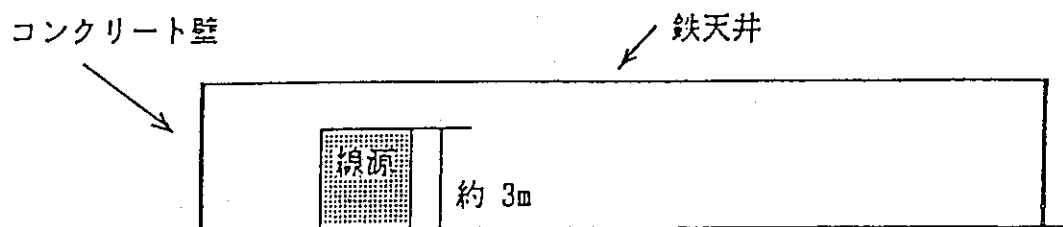


図 2.22 燃料集合体 (PWR) 実測時概略配置

× 評価点 (線源中心から評価点までの距離は約 100 m)



貯蔵施設平面図



貯蔵施設立面図

元素	物質組成密度 (g/cm <sup>3</sup> )
U	約 0.09
O	約 0.01
Fe	約 0.4
Zr	約 0.01

図 2.23 例示計算モデル

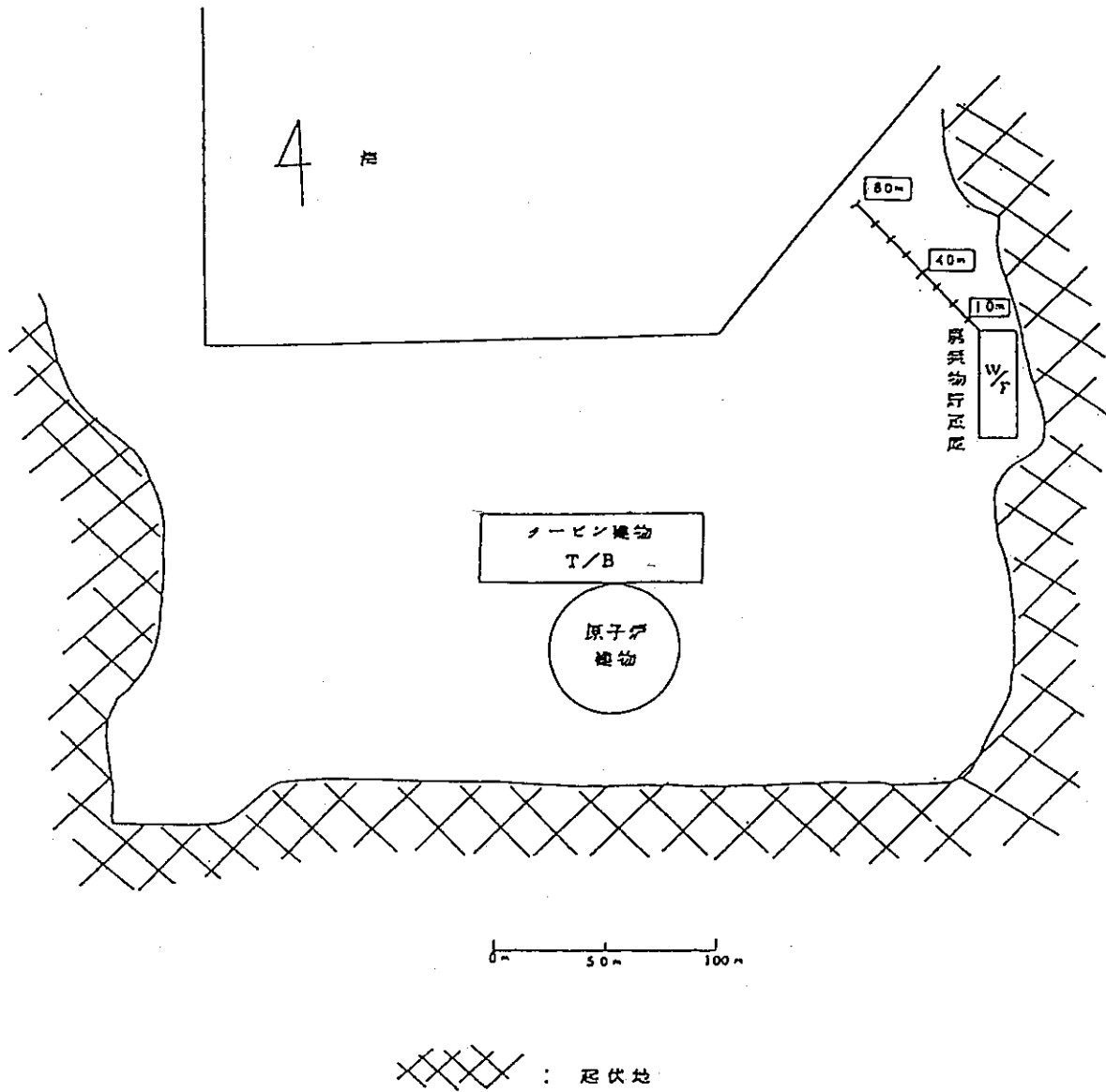
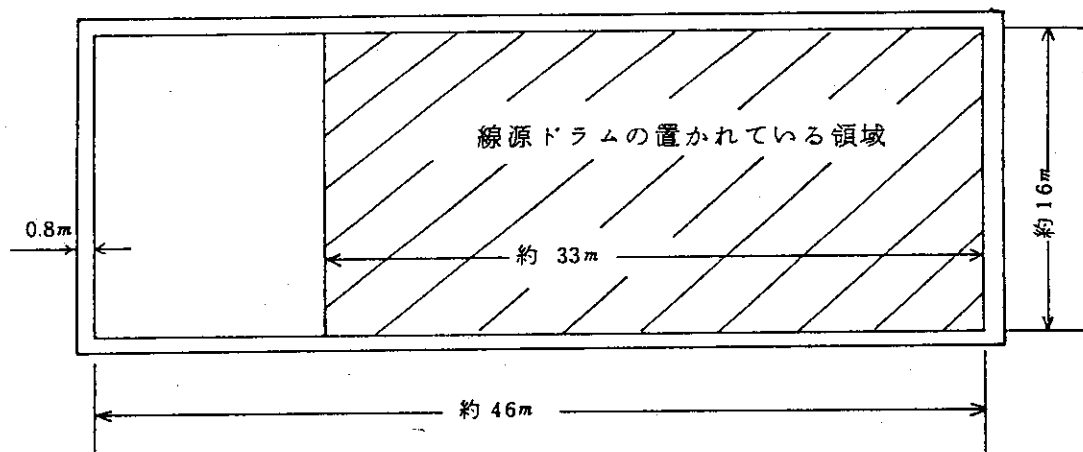
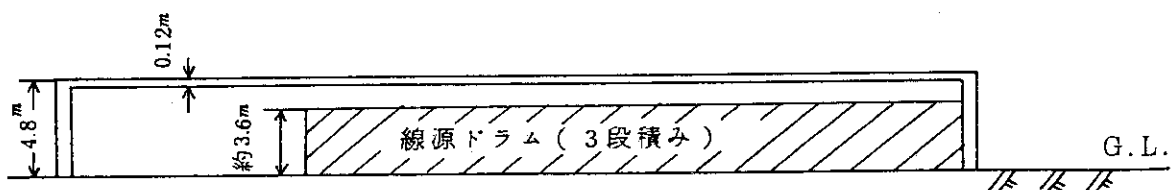


図2.24 施設配置およびスカイシャイン線量測定位置<sup>(1)</sup>



(平面図)



(側面図)

図2.25 廃棄物貯蔵庫内での線源ドラムの配置<sup>(1)</sup>

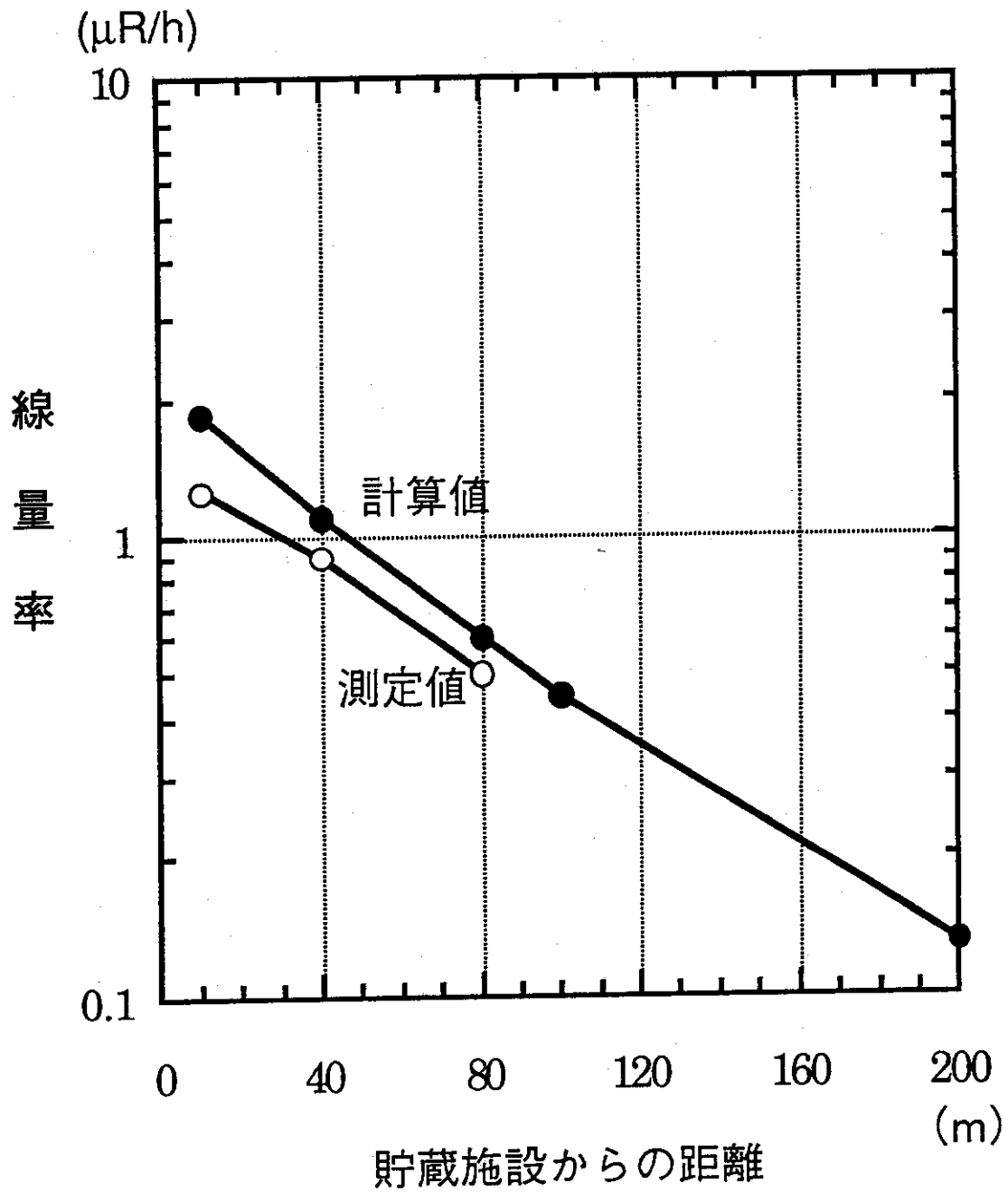


図2.26 固体廃棄物貯蔵施設スカイシャイン線線量率計算結果

## 2.4 遮蔽計算チェックシート

上記検討結果から、遮蔽解析対象項目は(1)に示すとおり、放射線業務従事者、周辺監視区域外および敷地境界外の線量当量評価であり、それらについて遮蔽計算と実施する際の計算条件をチェックシートとしてまとめると(2)および(3)のとおりとなる。

## (1) 遮蔽解析対象項目

項目	評価内容
労働者が常時立ち入る場所の線量当量	ウランからの $\gamma$ 線強度は弱いいため、放射線管理により1mSv/週以下であることを確認している。
放射線業務従事者の線量当量	過去の被ばく実績と取り扱うウランの組成等により線量当量の評価を行う。また、被ばく管理により50mSv/年以下であることを確認している。
管理区域外の線量当量	ウランからの $\gamma$ 線強度は弱いいため、放射線管理により300 $\mu$ Sv/週以下であることを確認している。
周辺監視区域外及び敷地境界外の線量当量	貯蔵施設等の最大貯蔵能力における線量当量の評価を行う。

## (2) 放射線業務従事者の線量当量の評価条件

項目		設計条件
評価対象行程		線量当量が最大となる工程
線源	ウランの濃縮度	軽水炉燃料：5%（加工するウランの最高濃縮度）
	評価方法	過去の被ばく実績に基づき、取り扱うウランの濃縮度を全量5%とした場合の評価を実施する。ECGU <sup>注1</sup> 、ERU <sup>注2</sup> 等の評価は、ウランの組成も考慮する。
	娘核種のビルドアップ期間	ENU <sup>注3</sup> は、3ヶ月で放射平衡に達するため、ビルドアップ期間を1年とすれば十分である。 ECGU <sup>注1</sup> とERU <sup>注2</sup> は、10年程度で線量当量が最大となるため、実際に施設から出荷されるまでの期間を考慮して評価上のビルドアップ期間を設定する必要がある。
	線源強度算出	ORIGEN2コードによる18群 $\gamma$ 線スペクトル
線量当量比の算出	計算コード	QAD
	線源モデル	均質モデル、非均質モデル
限度値		50mSv/年

注1 ECGU：濃縮実用グレードウラン

注2 ERU：濃縮回収ウラン

注3 ENU：濃縮天然ウラン



## (3) 貯蔵等に起因する線量当量の評価条件

項目		設計条件	
線源	評価対象施設	貯蔵施設（加工工程に存在する量は少ない。）	
	ウランの濃縮度	軽水炉燃料：5%（加工するウランの最高濃縮度）	
	貯蔵量	貯蔵施設の最大貯蔵能力（全量が上記の濃縮度と仮定）	
	娘核種のビルドアップ期間	ENUは、3ヶ月以上で放射平衡に達するため、ビルドアップ期間を1年とすれば十分である。 ECGUとERUは、10年程度で線量当量が最大となるため、実際に施設から出荷されるまでの期間を考慮して、評価上のビルドアップ期間を設定する必要がある。	
	線源強度算出	ORIGEN2コードによる18群 $\gamma$ 線スペクトル	
直接線線量	計算コード	QAD	
	補正計数	建屋側壁表面又は容器表面における実測値により、QADコード計算値に補正を施す。	
	建屋側壁補正法	施設モデル	体積保存（質量保存を含む）の均質モデル
		補正係数	① 実測には、TLD又は集積電離箱等を使用 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、空気又はコンクリートのものを使用 ③ 実測は、建屋の側壁で行う。
		直接評価線量当量	① 最大貯蔵量での線量当量を計算 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、補正係数と同様 ③ 空気吸収線量（Gy）を計算
	容器表面補正法	施設モデル	体積保存（質量保存を含む）の均質モデル
		補正係数	① 実測には、TLD又は集積電離箱等を使用 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、空気又はコンクリートのものを使用 ③ 実測は、容器の表面等で行う。
直接線量評価線量当量		① 最大貯蔵量での線量当量を計算 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、補正係数と同様 ③ 空気吸収線量（Gy）を計算	

項 目		設 計 条 件	
スカイシャイン線量	計 算 コ ー ド	G33	
	補 正 係 数	建屋天井上面における実測値により、G33コード計算値に補正を施すか、または、実測値により補正されたQADコードの計算値によりG33コード計算値に補正を施す。	
	建屋側壁補正法	施設モデル	① 体積保存（質量保存を含む）の均質モデルを設定し、均質モデルを任意の領域に分割した後、分割の仕方に応じたユニットの適切な位置に点線源を置いたモデルとする。 ② 建屋構造物は、高さ方向については実際に近い状態でモデル化、側壁については、直接線量との重複を除外するため約1mのコンクリートの側壁があるものとしてモデル化。
		補正係数	① 実測には、TLD 又は集積電離箱等を使用 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、空気を使用 ③ 実測は、建屋の天井上面で行う。
		スカイシャイン線評価線量当量	① 最大貯蔵量での線量当量を計算 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、補正係数と同様 ③ 空気吸収線量 (Gy) を計算
	容器表面補正法	施設モデル	① 体積保存（質量保存を含む）の均質モデルを設定し、均質モデルを任意の領域に分割した後、分割の仕方に応じたユニットの適切な位置に点線源を置いたモデルとする。 ② 建屋構造物は、高さ方向については実際に近い状態でモデル化、側壁については、直接線量との重複を除外するため約1mのコンクリートの側壁があるものとしてモデル化。
		補正係数	① 実測には、TLD 又は集積電離箱等を使用 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、空気を使用 ③ 実測は、容器の表面等で行い、建屋天井上面での線量率をQAD計算により求め、さらにG33計算との対比により補正係数を求める。
		スカイシャイン線評価線量当量	① 最大貯蔵量での線量当量を計算 ② 計算に用いるビルドアップ係数は、補正係数と同様 ③ 空気吸収線量 (Gy) を計算
	限 度 値		1 mSv/年

### 3 MOX 加工施設に対する遮蔽設計計算の実際

#### 3.1 遮蔽設計に係る方針

##### 3.1.1 遮蔽設計の基本方針

施設の遮蔽設計は、一般公衆及び放射線業務従事者等の受ける線量当量が、法令で定める線量当量限度を超えないようにすることはもちろん、ALARAの精神に沿って被ばくをできるだけ低減することを基本としている。

この方針に従い、MOX加工施設の遮蔽は以下の例のように設計される。

- ・核燃料物質を取り扱う設備・機器は、遮蔽を考慮した厚みの壁を有する室内に設置し、放射線業務従事者は、その外部から設備・機器の運転・監視を行う。
- ・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・機器の制御の自動化を図る。
- ・設備・機器の点検・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。
- ・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、鉛入りグローブ等を取り付ける。
- ・核燃料物質を取り扱う設備・機器等を設置する室の壁材料には、普通コンクリート等を用いる。
- ・設備・機器の遮蔽材料には、鉛、ステンレス鋼、ポリエチレン等を用いる。

##### 3.1.2 遮蔽設計区分の考え方

我が国の放射線防護に係る現在の法令は、ICRPの1977年勧告(Publ.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の規制値は、法律第166号「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、昭和63年科学技術庁告示第20号「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規制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。

また、この他に、労働省令第41号「電離放射線障害防止規則」(昭和47年)においても、線量当量の限度が定められている。

このうち、「遮蔽設計(外部被ばくに係るもの)」に関する項目は、以下のとおりである。

- ・管理区域に係る線量当量
 

外部放射線に係る線量当量：	300 $\mu$ Sv/週
---------------	----------------
- ・周辺監視区域外の線量当量限度
 

実効線量当量：	1 mSv/年
皮膚及び眼の水晶体の組織線量当量：	50 mSv/年
- ・放射線業務従事者の線量当量限度
 

実効線量当量：	50 mSv/年
---------	----------

眼の水晶体の組織線量当量： 150 mSv/年

眼の水晶体以外の組織線量当量： 500 mSv/年

・労働者が常時立ち入る場所の線量当量

1センチメートル線量当量： 1 mSv/週

放射線業務従事者の被ばく防止は、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放射線管理の両面から行われる。MOX 加工施設では、常時人が立ち入る室及び点検・保守時に人が立ち入ることになる室等については、例えば以下のような基準を設定して遮蔽設計が行われる。

・常時人が立ち入る室壁面での線量当量率：  $6.25 \times 10^{-3}$  mSv/h 以下

・点検・調整及び定期点検・修理で立ち入る室壁面

での線量当量率：  $3.0 \times 10^{-2}$  mSv/h 以下

## 3.2 遮蔽計算の方法

### 3.2.1 線源強度の設定方法

MOX 加工施設の工程は、ペレット製造工程及び加工組立工程に大別される。これらの工程において、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。

MOX 加工施設では、ペレット製造工程においては、粉末及びペレットは容器に収納され、さらに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。

MOX 加工施設では、主に再処理施設から回収されたプルトニウム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、プルトニウムと混合されるウラン同位体及びその娘核種並びに核分裂生成物がある。このため、線源強度は、MOX のプルトニウム富化度及び同位体組成、ウラン濃縮度並びに核分裂生成物同伴量及び核種組成に応じて定められる。

線源強度は対象とする核燃料物質等の組成に基づき、ORIGEN<sup>(1)</sup>コードにより算出する。ORIGEN2<sup>(1)</sup>を用いた場合には、中性子発生数及びガンマ線18群エネルギースペクトルが算出されることから、さらに、自発核分裂反応及び( $\alpha$ , n)反応の中性子エネルギースペクトルを与える必要がある。これに対して、ORIGEN-S<sup>(1)</sup>を用いた場合には、任意のエネルギー群の中性子及びガンマ線エネルギースペクトルが算出できる。

なお、プルトニウム及びその娘核種に起因する線源強度については、<sup>241</sup>Pu の崩壊によって生成する <sup>241</sup>Am の蓄積のため、精製後数10年間は、中性子及びガンマ線いずれも増加する傾向があることを考慮して、精製後の期間を設定する必要がある。

### 3.2.2 バルク部の遮蔽計算の方法

バルク部の遮蔽計算では、評価の対象とする各室の壁面における線量当量率を算出し、遮蔽設計上必要な壁厚が確保されていることを確認する。対象となる放射線は中性子

及びガンマ線であることから、輸送計算コード等により計算を行うことになる。

MOX 加工施設では、通常は、対象となる線源をそれぞれ球、無限又は有限の平板及び円筒にモデル化し、一次元輸送コード ANISN<sup>®</sup> もしくは二次元輸送コード DOT<sup>®</sup> を用いて、評価点における線量当量率が算出される。

### 3.2.3 直接線及びスカイシャイン線の計算方法

直接線及びスカイシャイン線の計算においても、バルク部の遮蔽計算と同様、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、輸送計算コード等により計算を行うことになる。

MOX 加工施設では、計算対象となる室の大きさ、側壁及び天井厚を考慮して、それぞれ直接線、スカイシャイン線及び直接線/スカイシャイン線一括計算を行う。通常、直接線及び直接線/スカイシャイン線一括計算においては、一次元輸送コード ANISN もしくは二次元輸送コード DOT が用いられ、スカイシャイン線については、線源体系に応じて、ANISN - DOT または DOT - DOT の組み合わせにより算出される。

## 3.3 遮蔽計算の例題

MOX 加工施設の遮蔽計算の例題となる代表的な貯蔵設備を以下に示す。

### 1. 粉末/ペレット保管設備

粉末/ペレット保管設備は、ペレット製造工程において製造された粉末及びペレットを中間保管する設備であり、ここでは、容器に収納された粉末及びペレットが保管ベッセルに貯蔵される。概念図を図 3.1 に示す。

### 2. 燃料要素保管設備

燃料要素保管設備は、加工組立工程において加工された燃料要素を中間保管する設備であり、燃料要素を収納したパレットが保管棚に貯蔵される。概念図を図 3.2 に示す。

### 3. 集合体貯蔵設備

集合体貯蔵設備は、加工組立工程において組み立てられた集合体を貯蔵する設備であり、集合体は 1 体毎貯蔵ピットに収納される。概念図を図 3.3 に示す。

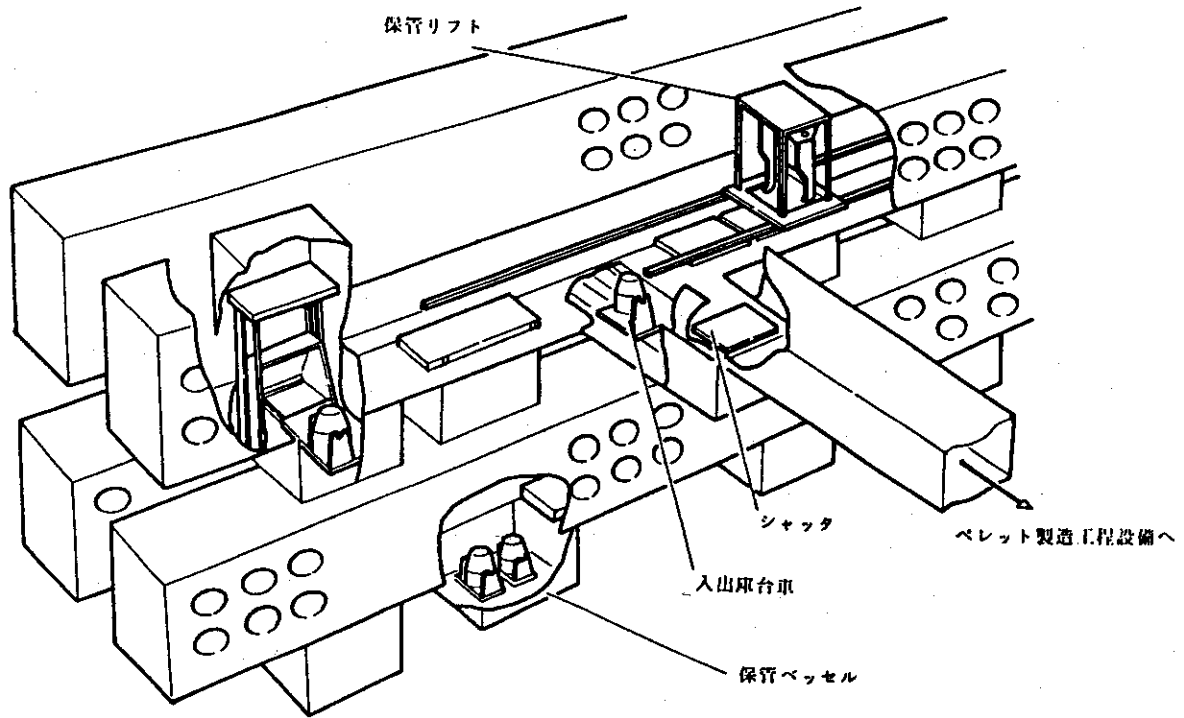


図3.1 粉末/ペレット保管設備概念図

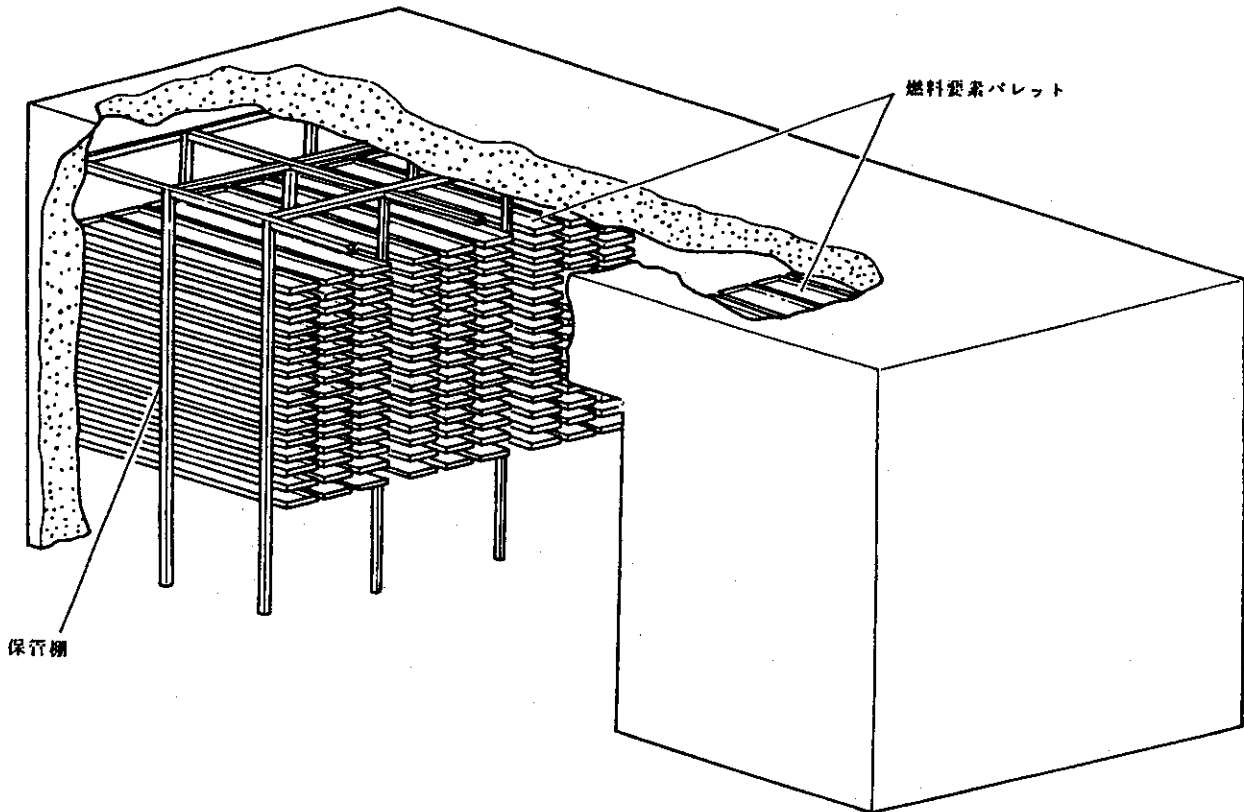


図3.2 燃料要素保管設備概念図

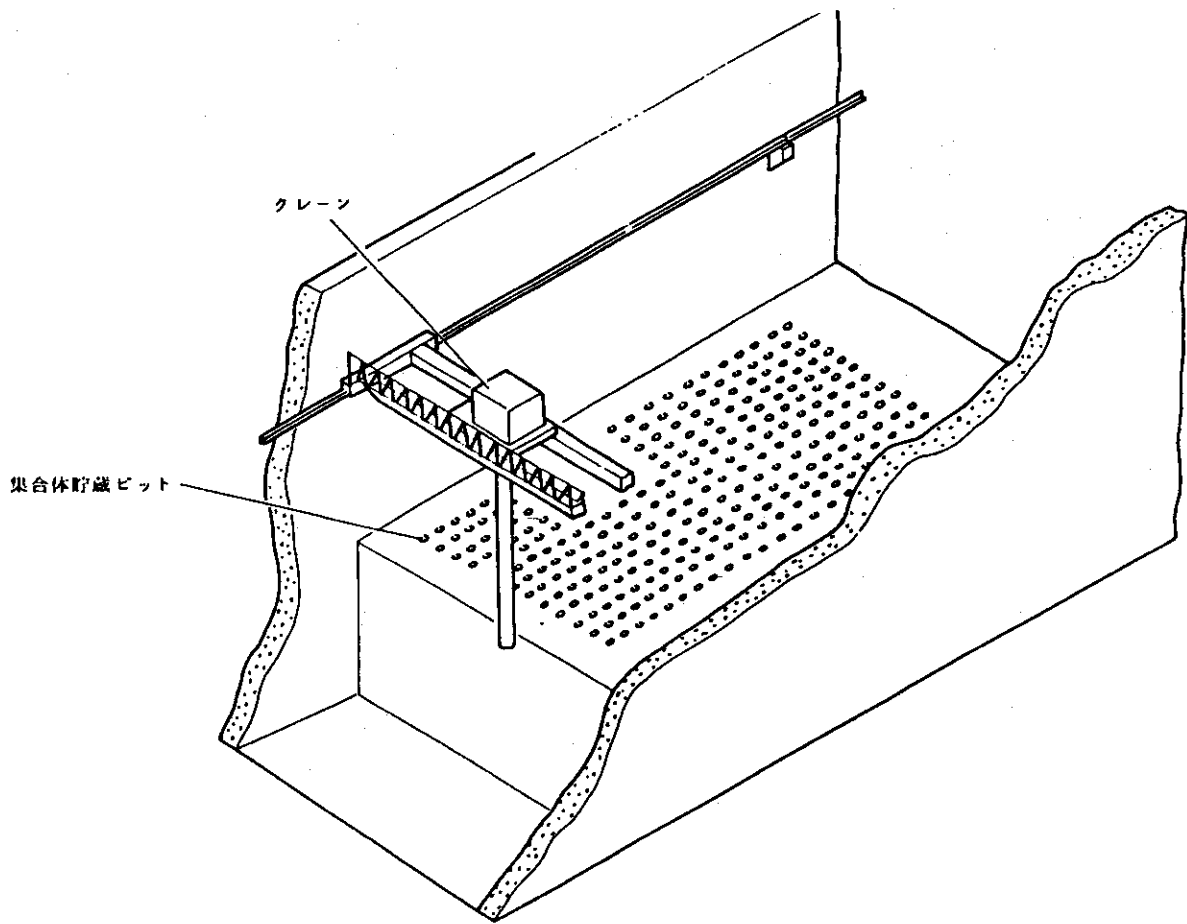


図 3.3 集合体貯蔵設備概念図

## 3.4 遮蔽計算チェックシート

MOX 加工施設の遮蔽解析項目は(1)に示すとおり放射線業務従事者、周辺監視区域外または敷地境界外の線量当量評価であり、それらについて遮蔽計算を実施する際の計算条件をチェックシートにまとめると、(2)及び(3)に示すようになる。

## (1) 遮蔽解析対象項目

項 目	評 価 内 容
労働者が常時立ち入る場所の線量当量	各法令で定められた線量当量限度を下回るように設定された遮蔽設計区分に従う基準線量当量率を満足することを確認する。
放射線業務従事者の線量当量	
管理区域外の線量当量	
周辺監視区域または敷地境界外の線量当量	貯蔵施設等の最大貯蔵能力における線量当量の評価を行う。



## (2) 放射線業務従事者の線量当量の評価条件

項 目		設 計 条 件
線 源	評価対象工程	ペレット製造工程及び加工組立工程の中間保管設備等
	MOX 組成	プルトニウム富化度、プルトニウム同位体組成について、燃料仕様に応じて設定
	形態	粉末、ペレット、燃料要素及び集合体
	FP 核種	原料の仕様に応じて設定
	娘核種の蓄積期間	プルトニウム： $^{241}\text{Am}$ の蓄積により生成後約 70 年で線源強度が最大 回収ウラン： 約 10 年で線源強度が最大 これらを考慮して適切な蓄積期間を設定
線源強度算出	ORIGEN 等により中性子及びガンマ線スペクトルを算出	
線量当量率の計算	計算モデル	線源の形態を考慮して球、円筒線源等にモデル化
	計算コード	一般的に以下のコードを使用 ANISN, DOT
限 度 値		遮蔽設計区分に応じた各基準線量当量率

## (3) 周辺監視区域または敷地境界の線量当量の評価条件

項 目		設 計 条 件
線 源	評価対象工程	ペレット製造工程及び加工組立工程の中間保管設備等
	MOX 組成	プルトニウム富化度、プルトニウム同位体組成について、燃料仕様に応じて設定
	形態	粉末、ペレット、燃料要素及び集合体
	FP 核種	原料の仕様に応じて設定
	娘核種の蓄積期間	プルトニウム： $^{241}\text{Am}$ の蓄積により生成後約 70 年で線源強度が最大 回収ウラン： 約 10 年で線源強度が最大 これらを考慮して適切な蓄積期間を設定
	線源強度算出	ORIGEN 等により中性子及びガンマ線スペクトルを算出
線量当量率の計算	計算モデル	線源の形態、しゃへい構造等を考慮してモデル化
	計算コード	直接線/直接線・スカイシャイン線一括評価： ANISN または DOT  スカイシャイン線： ANISN - DOT または DOT - DOT
限度値		1 mSv/年

## 4 再処理施設に対する遮蔽設計計算の実際

### 4.1 遮蔽設計に係る方針

#### 4.1.1 遮蔽設計の基本方針

再処理施設の遮蔽設計は、一般公衆および放射線業務従事者の受ける線量当量が、法令で定める線量当量限度を超えないようにすることはもちろん、平常運転時においては、直接線及びスカイシャイン線による一般公衆の線量当量を合理的に達成できる限り低減することを基本方針としている。

この方針に従い、再処理施設の遮蔽は以下のように設計される。

- a) 施設内に対しては、放射線業務従事者の立ち入り時間等を考慮した遮蔽設計区分を適切に設定し、各区分に応じた基準線量当量率に基づいて遮蔽を設ける。これらの遮蔽の開口部、または配管その他の貫通部には、必要に応じ適切な放射線漏洩防止措置を講ずる。
- b) 施設外に対しては、再処理施設からの直接線およびスカイシャイン線による一般公衆の被ばくが十分低くなるようにする。

一般的には、遮蔽設計は平常運転時における遮蔽を対象とする場合が多いため、以下に示す遮蔽設計の例は平常運転時を対象とするもののみを示す。なお、遮蔽の中には、制御室等に設置される遮蔽のように、事故時に従事者による事故対策が可能となるように設置されるものもある。

#### 4.1.2 遮蔽設計区分の考え方

我が国の放射線防護に係る現在の法令は、ICRPの1977年勧告(Publ.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の規制値は、法律第166号「核原料物質及び原子炉の規制に関する法律」に従い、昭和63年科学技術庁告示第20号「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規制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。

また、この他に、労働省令第41号「電離放射線障害防止規則」(昭和47年)においても、線量当量の限度が定められている。

このうち、「遮蔽設計(外部被ばくに係るもの)」に関する項目は、以下のとおりである。

- a) 管理区域に係る線量当量  
外部放射線に係る線量当量：300  $\mu$ Sv/週
- b) 周辺監視区域外の線量当量限度  
実効線量当量：1 mSv/年
- c) 放射線業務従事者の線量当量限度  
実効線量当量：50 mSv/年
- d) 労働者が常時立ち入る場所の線量当量限度  
1センチメートル線量当量：1 mSv/週

放射線業務従事者の被ばく防止は、法令等で定められてい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放射線管理の両面から行われる。

再処理施設の遮蔽設計においては、上記法令の線量当量限度および各室における放射線業務従事者の立入時間の両者により、一例として表4.1に示すような各区分毎の基準線量当量率を設定しており、室外からの線量当量率と室内の線源機器からの線量当量率の合計が、遮蔽設計区分の基準線量当量率を満足するように遮蔽設計を行っている。

なお、表4.1の区分は、原則として人が通常接近する場所で高さが床上2 mまでの空間であって、室内の線源となる機器等から1 m以上離れた空間を対象とし、以下の考え方に従い、当該室の線量当量率を評価している。

- ① 隣接したセルから寄与を考慮した評価点として、各方位の遮蔽壁の床上2 mまでの範囲の側面とする。
- ② 階下からの寄与を考慮した評価点として、床面とする。
- ③ 階上からの寄与を考慮した評価点として、床上2 mの高さとする。
- ④ 当該室内の放射性物質を内包した機器等の寄与を考慮した評価点として、機器等表面から1 m離れた位置を評価点とする。

管理区域および周辺監視区域の模式図を図4.1に、また、遮蔽計算における線量当量率の評価点の説明を図4.2に示す。

また、基準線量当量率の具体的な設定例を以下に示す。

#### I 1 (管理区域外) : 6 $\mu$ Sv/h

1週間の立入時間を48時間として、

$$48 \text{ h / 週} \times 6 \text{ } \mu\text{Sv / h} = 288 \text{ } \mu\text{Sv / 週} \quad \dots\dots\dots (1)$$

となり、a) の管理区域に係る線量当量 (300  $\mu$ Sv/週) を下回っている。

この基準線量当量率は、再処理施設の周辺監視区域境界まで適用される。

周辺監視区域での線量当量が、周辺監視区域外の線量当量限度 (1 mSv/年) と同じとした場合、

$$\frac{1000 \text{ } \mu\text{Sv / 年}}{365 \text{ 日 / 年} \times 24 \text{ h / 日}} = 0.11 \text{ } \mu\text{Sv / h} \quad \dots\dots\dots (2)$$

となる。

各建屋の外部遮蔽外面では、上記6  $\mu$ Sv/hを満足しており、建屋外面から周辺管理区域境界までの距離を考慮すると、式(2)を十分満足することは自明である。

#### I 2 (管理区域内) : 10 $\mu$ Sv/h

1週間の立入時間を48時間として、

$$48 \text{ h / 週} \times 10 \text{ } \mu\text{Sv / h} = 480 \text{ } \mu\text{Sv / 週} \quad \dots\dots\dots (3)$$

となり、d) に規定される値 (1 mSv/週) の約半分 (500  $\mu$ Sv/週) になっている。

#### I 3 (管理区域内) : 50 $\mu$ Sv/h

1週間の立入時間を10時間として、

$$10 \text{ h / 週} \times 50 \text{ } \mu\text{Sv / h} = 500 \text{ } \mu\text{Sv / 週} \quad \dots\dots\dots (4)$$

となり、d) に規定される値 (1 mSv/週) の約半分 (500  $\mu$ Sv/週) になっている。

I 4 (管理区域内) : 500  $\mu$ Sv/h

1 週間の立入時間を 1 時間として、

$$1 \text{ h/週} \times 500 \text{ } \mu\text{Sv/h} = 500 \text{ } \mu\text{Sv/週} \quad \dots\dots\dots (5)$$

となり、d) に規定される値 (1 mSv/週) の約半分 (500  $\mu$ Sv/週) になっている。

周辺監視区域境界 1 mSv/年以下

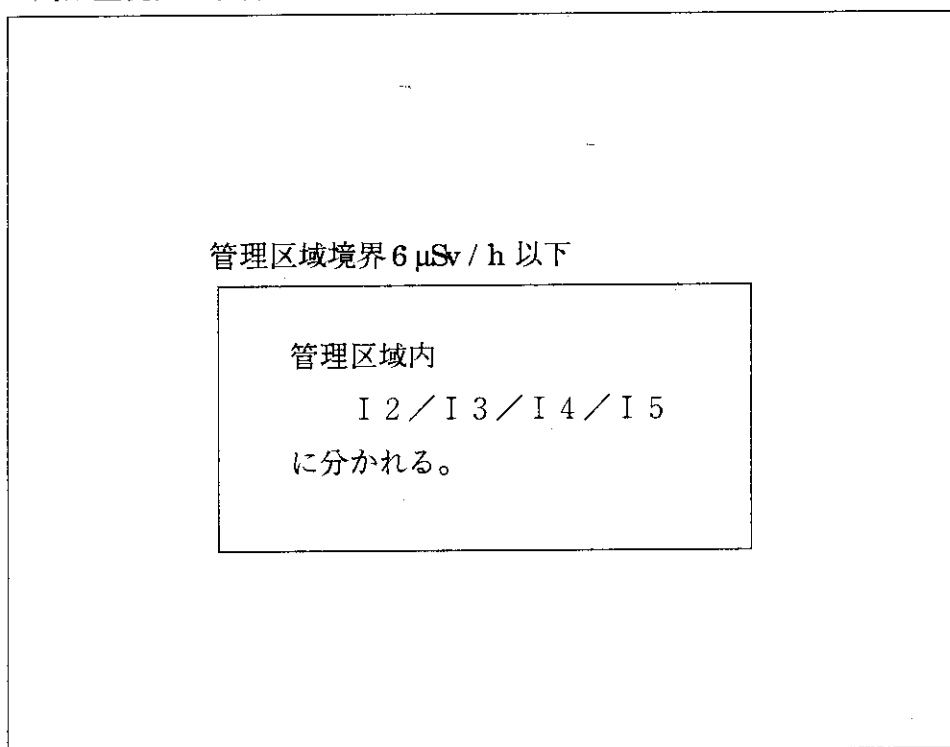
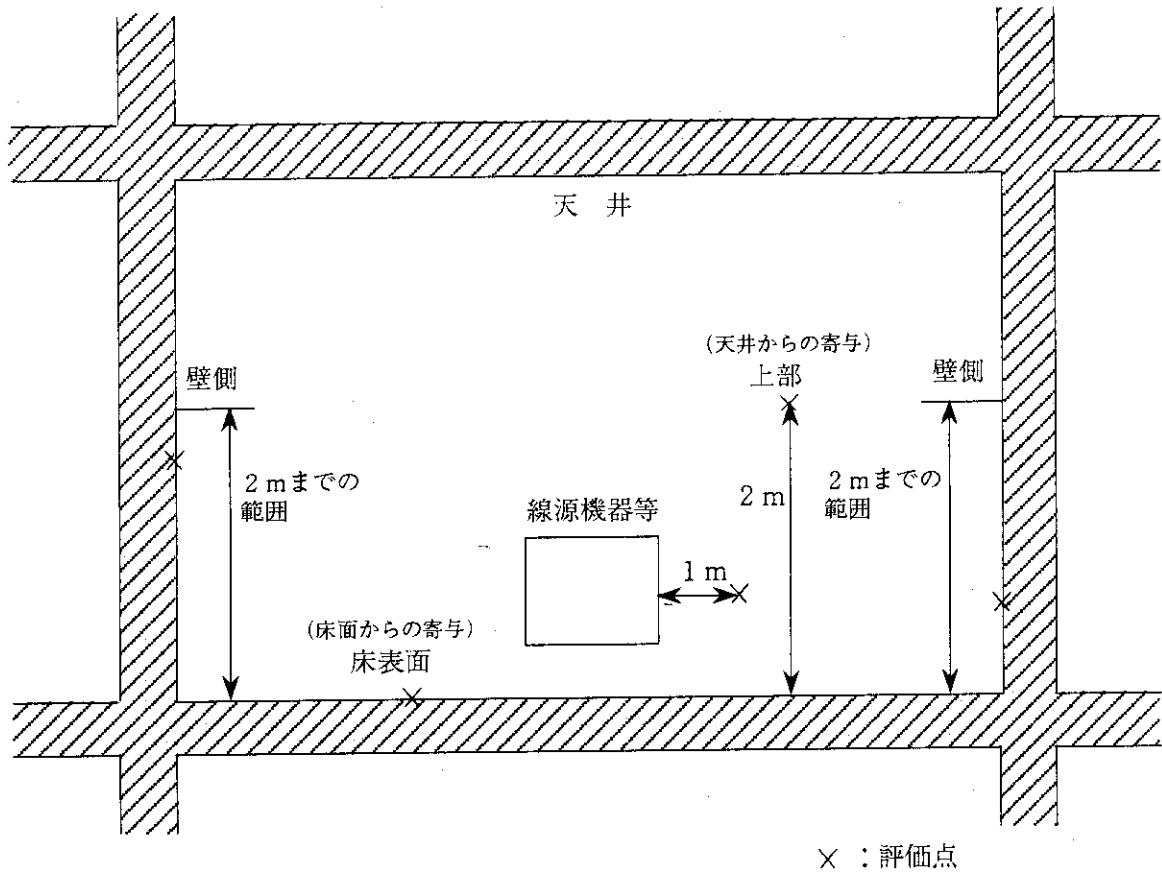


図 4.1 管理区域および周辺監視区域の模式図



線量当量率の評価点の考え方は以下のとおりである。

- ① 床上高さ 2 m までの範囲 : 立ち入る者の身長にある程度余裕を考慮して、床上高さ 2 m までを評価の範囲とする。
- ② 機器等表面から 1 m の位置 : 立ち入る者が放射性物質を内包した状態の機器等に常に接近して作業を行うことはなく、当該機器等が存在する部屋の線量当量率を評価する観点から 1 m 離れた位置で評価する。

図 4.2 遮蔽計算における線量当量率評価点

表 4.1 再処理施設の遮蔽設計区分例

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

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

## 4.2 遮蔽計算の方法

### 4.2.1 線源強度の設定方法

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、プロセスの流れも複雑・多種多様であるため、以下の因子を考慮する必要がある。

- ・燃料仕様の変動
- ・プロセス運転条件の変動

以下、各々について述べる。

#### 1) 燃料仕様の変動

再処理施設では、受入れ燃料の仕様が多種多様であるため、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、燃料仕様を構成するパラメータとして、使用済燃料集合体燃焼度（以下「燃焼度」という）、照射前燃料濃縮度（以下「初期濃縮度」という）、比出力、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）及び燃料型式を組み合わせ、それぞれのパラメータの想定範囲の中で、遮蔽設計上最も厳しい組み合わせとする<sup>7)</sup>。

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。

#### a) 燃焼度

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

## b) 初期濃縮度

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

## c) 比出力

比出力が高い方が、同一燃焼度を得るために必要な炉運転期間は短くなる。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がある。

ただし、炉内での娘核種の生成により、比出力の低い方が、線源強度が増加することもある。

## d) 冷却期間

冷却時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。ただし、娘核種の場合は親核種からの生成が多くなる場合があり、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、生成される核種の生成量に相違が生じる。

上記の傾向を踏まえて設定された、再処理施設における遮蔽設計用燃料仕様の例を表4.2に示す。なお、再処理施設では、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。この処理工程の上流側を「1体領域」、下流側を「1日平均領域」と呼んでいる。

## 2) プロセス運転条件の変動

再処理施設の各工程内の機器は多種多様であり、プロセス運転条件の変動もあるため、線源強度は設備、機器等のプロセス運転上の最大容量を考慮すると共に、プロセス運転条件の変動等による機器内部の放射能濃度の変動を考慮して、保守側の値に設定されている。

なお、プロセス運転条件の変動とは異なるが、精製後のウランおよびプルトニウムについては、精製後の娘核種の蓄積を考慮して、精製後の期間を保守側の値に設定している。

## 3) 機器の線源強度

機器の線源強度の具体的な設定方法は次のとおりである。

## a) ガンマ線の線源強度およびスペクトル

再処理施設は、ウランおよびプルトニウムと核分裂生成物等を分離する施設であり、放射性物質の組成は工程により異なる。遮蔽設計においては、工程の放射性物質の組成に応じた線源の核種組成を設定し、これに対応したエネルギースペクトルを算出する。

再処理施設では、再処理工程内での放射性物質の挙動を考慮し、図4.3に示す核種組成の領域および表4.3に示す核種組成が設定されている。



遮蔽設計用燃料仕様に基づき、表4.3に示す核種組成毎に、表4.4に示すエネルギー群構造に対応したガンマ線18群エネルギースペクトル (ORIGEN2<sup>(4)</sup>コードを用いて算出される) が設定されている。

さらに、機器毎のプロセス運転上の最大容量を考慮するとともに、プロセス運転条件の変動を考慮して、線源強度を設定する。

最終的には、機器内部の全線源量 (Bq, g·Pu 又は g·U) およびガンマ線18群エネルギースペクトル (S0~S12) として示されている。

#### b) 中性子線の線源強度およびスペクトル

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、プルトニウム等のアクチノイド元素を多量に含む工程では、中性子および二次的に発生するガンマ線の寄与を考慮する必要がある。

再処理施設では、遮蔽設計用燃料仕様に基づき、ORIGEN2コードを用いて算出されるアクチノイドおよびその娘核種からの中性子発生数を用い、機器毎のプロセス運転上の最大容量を考慮するとともに、プロセス運転条件の変動を考慮して機器毎の線源強度を設定する。

再処理施設での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<sup>242</sup>Cmによる $\alpha$ 線の( $\alpha$ , n)反応のスペクトルを用いる。ただし、プルトニウム精製工程等のプルトニウムが主体となる工程に対しては、<sup>239</sup>Puの(n, f)反応のスペクトルを用いる。これらのスペクトルは、表4.5に示すエネルギー群構造に対応したものである。

なお、線源強度の算出に当たっては、必要に応じプルトニウム等の核分裂による未臨界増倍を考慮する。最終的には、機器内部の全中性子発生数 (n/s) およびスペクトルとして示される。

#### c) 特定の工程に対する線源強度およびスペクトル

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高エネルギーガンマ線で代表させる。

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する。

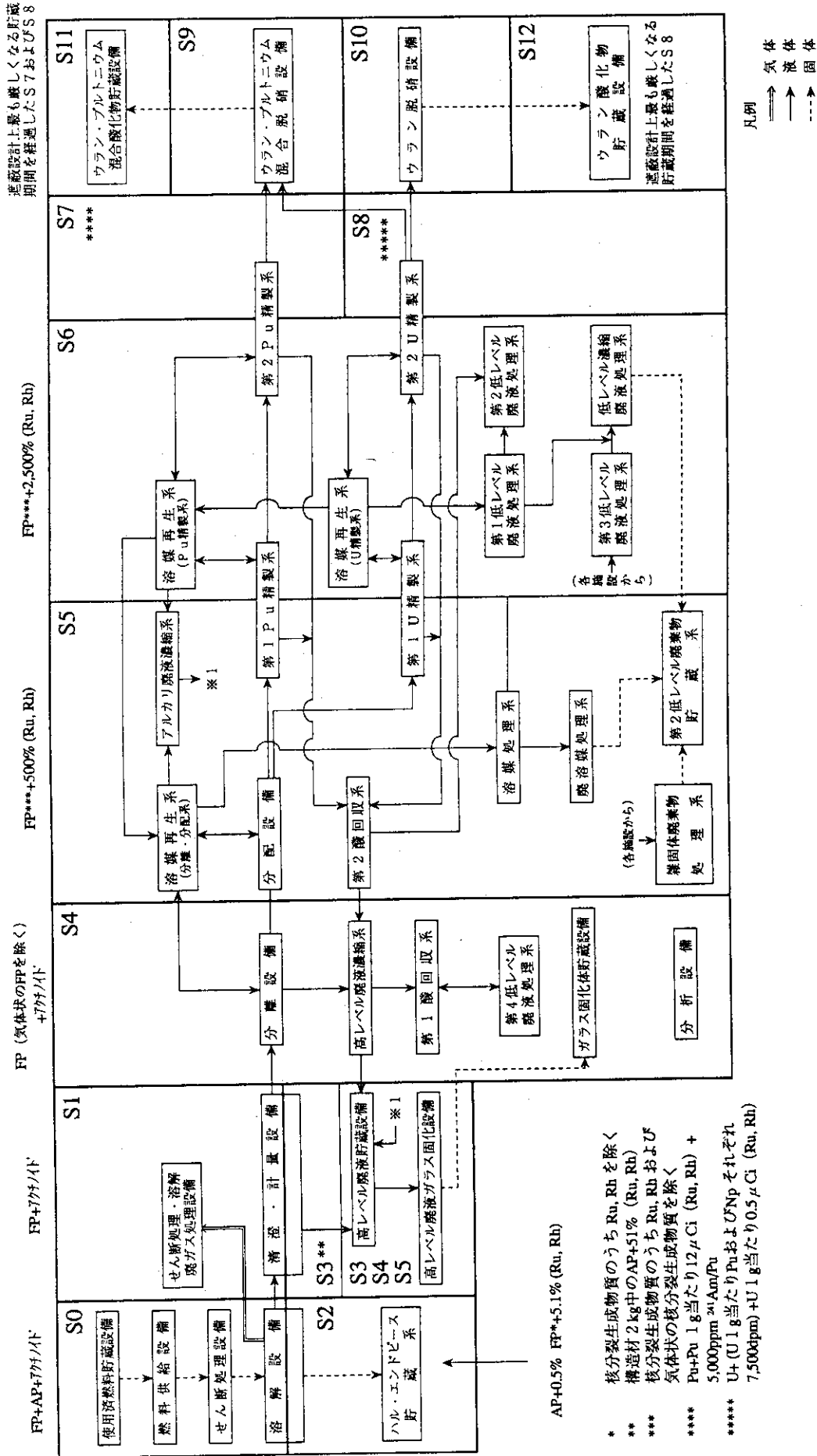


図 4.3 線源核種組成領域図 (ガンマ線用)

AP+0.5% FP\*+5.1% (Ru, Rh)

\* 核分裂生成物質のうち Ru, Rh を除く  
 \*\* 構造材 2 kg 中の AP+51% (Ru, Rh)  
 \*\*\* 核分裂生成物質のうち Ru, Rh および気体状の核分裂生成物質を除く  
 \*\*\*\* Pu+Pu 1 g 当たり 12 μCi (Ru, Rh) + 5,000ppm <sup>241</sup>Am/Pu  
 \*\*\*\*\* U+ (U 1 g 当たり Pu および Np それぞれ 7,500dpm) + U 1 g 当たり 0.5 μCi (Ru, Rh)

表 4.2 遮蔽設計用燃料仕様 (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"> <li>・使用済燃料の受入れ施設および貯蔵施設</li> <li>・せん断処理施設</li> <li>・溶解施設 (計量前中間貯槽まで)</li> <li>・せん断処理・溶解廃ガス処理設備</li> </ul>	燃焼度: $55,000\text{MWd/t} \cdot U_{pr}$ 初期濃縮度: 3.0wt% 燃料型式および比出力: PWR燃料 $60\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ (BWR燃料 $40\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ (*1)) 冷却期間: 4年 (1年) (*2)
1 日平均領域	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶解施設 (計量・調整槽以降)</li> <li>・分離施設および精製施設</li> <li>・酸および溶媒の回収施設</li> <li>・液体廃棄物の廃棄施設</li> <li>・固体廃棄物の廃棄施設</li> <li>・塔槽類廃ガス処理設備</li> <li>・高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備</li> </ul>	燃焼度: $45,000\text{MWd/t} \cdot U_{pr}$ 初期濃縮度: 3.5wt% 燃料型式および比出力: PWR燃料 $60\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ (BWR燃料 $10\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ (*3)) (BWR燃料 $40\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ (*4)) 冷却期間: 4年
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・脱硝施設および製品貯蔵施設</li> </ul>	燃焼度: $45,000\text{MWd/t} \cdot U_{pr}$ 初期濃縮度: 3.5wt% 燃料型式および比出力: ウラン : PWR燃料 $10\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ プルトニウム : BWR燃料 $10\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ (PWR燃料 $60\text{MW/t} \cdot U_{pr}$ (*5)) 冷却期間 ウラン: 10年 プルトニウム: 4年

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

- (\*1) 括弧内は、溶解施設のうちハル・エンドピースの処理に係る設備の場合
- (\*2) 括弧内は、使用済燃料の受入れ施設および貯蔵施設の場合
- (\*3) 括弧内は、分離施設および精製施設のうちプルトニウムの寄与が支配的な設備の場合
- (\*4) 括弧内は、固体廃棄物の廃棄施設のうちハル・エンドピースの貯蔵およびチャンネルボックスの処理・貯蔵に係わる設備の場合
- (\*5) 括弧内は、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備におけるガンマ線遮蔽の場合

表 4.3 線源核種組成 (ガンマ線用)

領 域	線 源 組 成 (注)
S 0	FP+AP+アクチノイド
S 1	FP+アクチノイド
S 2	AP+0.5%FP* <sup>1</sup> +51% (Ru, Rh)
S 3	構造物2kg中のAP+51% (Ru, Rh)
S 4	FP (気体状のFPを除く) +アクチノイド
S 5	FP* <sup>2</sup> +500% (Ru, Rh)
S 6	FP* <sup>2</sup> +2,500% (Ru, Rh)
S 7	Pu+Pu 1g 当たり12 $\mu$ Ci (Ru, Rh) + 5,000ppm <sup>241</sup> Am/Pu
S 8	U+ (U 1g 当たりPuおよびNpそれぞれ7,500 $\alpha$ dpm) + U 1g 当たり0.5 $\mu$ Ci (Ru, Rh)
S 9	精製後1年を経過したS 7および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および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

FP : 核分裂生成物質

AP : 放射化生成物質

FP\*<sup>1</sup> : 核分裂生成物質のうちRuおよびRhを除く。

FP\*<sup>2</sup> : 核分裂生成物質のうちRu、Rhおよび気体状の核分裂生成物質を除く。

(注) 線源組成は、ORIGEN 2 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4.4 ガンマ線エネルギー群構造  
(ORIGEN2 フォトンライブラリ)

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 4.5 DLC23E エネルギー群構造

## 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

## 4.2.2 バルク部の遮蔽計算の方法

## i) 遮蔽評価代表点選定の考え方

## a) 代表点選定の基本方針

遮蔽評価を行うべき評価点は特に具体的に定められているわけではないが、再処理施設については一般的に次のことが言える。

- ・線源組成は工程（系統）に依存するため、工程（系統）ごとに代表例を選定することが可能である。
- ・線量当量率はスペクトルに依存するため、スペクトルごとに代表例を選定することが可能である。

再処理施設では、その施設の規模と線源となる機器を収納したセル／室が多岐にわたり存在することを考慮すると、遮蔽評価の対象部位として代表点を選定した方が合理的であると考えられる。以下には、代表点を選定する上での考え方の一例を示す。

## b) 遮蔽評価の代表点選定の共通ルールの例

遮蔽評価の代表点は、以下のルールに基づき選定する。なお、下記のルールを適用する場合の順序については、規定しない。

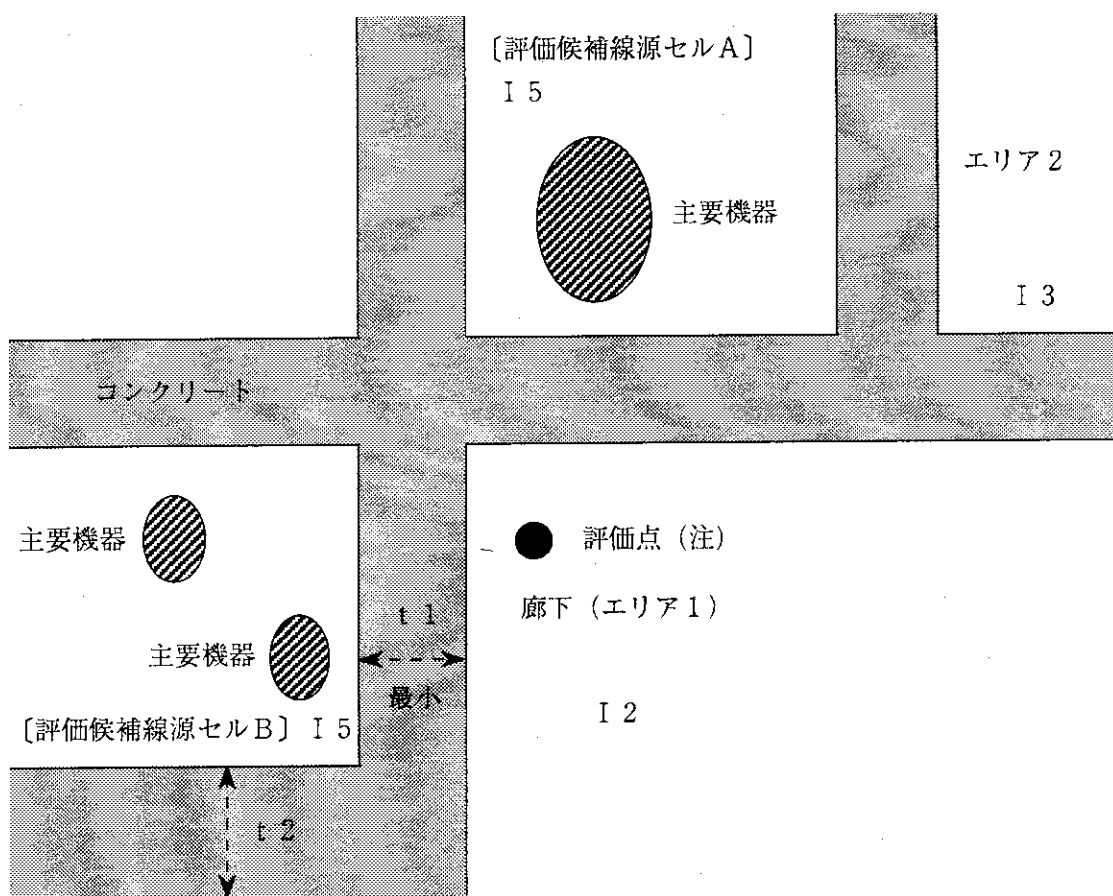
- ・ルール 1（線源項）：主要設備の内、主要機器を主体とする。
  - サブルール 1.1：同系統セル／室は、1つで代表する。
  - サブルール 1.2：主要なプロセス部の線源強度に比べ小さい場合（例えば、0.01%以下）は除外する。
  - サブルール 1.3：線源スペクトルから判断し、1つで代表できるものはこれで代表する。
- ・ルール 2（遮蔽設計区分）：放射線業務従事者の管理区域内での無用な放射線被ばくを防止するために、遮蔽により区画されたエリアの中で、常時立ち入る可能性のあるエリアを優先的に選定する。
  - サブルール 2.1：遮蔽をはさんだ評価点の遮蔽設計区分に差異がある場合は、最も基準線量当量率の低い遮蔽設計区分に面する評価点を優先的に選定する。  
(I 1 or I 2 → I 3 の順で選定する)
  - サブルール 2.2：遮蔽をはさんだ評価点の遮蔽設計区分が同一の場合は、最小寸法厚さの遮蔽に面する評価点を選定する。  
(材料が相違する場合は、密度比で換算した厚さで判断する。)
- ・ルール 3：建物の遮蔽材料の代表性を考慮する。  
(普通／重量コンクリート)

c) 遮蔽評価対象点の選定の具体的な手順

ここでは、b) で述べた共通ルールの例の具体的な適用についてまとめた。

	<u>適用ルール</u>
<p><u>ステップ1：評価候補セル（線源室）の選定</u></p> <p>各建物には線源セル／室が多数あり、それらすべての評価を実施するのは合理的ではない。</p> <p>そこで、以下の条件を満たす評価候補セルを選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主要設備が設置されているセル／室</li> </ul> <p>かつ、</p> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 0 10px;"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主要なセルまたは遮蔽設備</li> </ul> <p>または、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・遮蔽設計区分図上の主要な室</li> </ul> </div>	<p>ルール 1</p>
<p><u>ステップ2：遮蔽評価点の候補の選定</u></p> <p>ステップ1で選定した評価対象セル／室を候補として、下記を考慮して評価点を絞り込む。</p> <p>① 放射線業務従事者の管理区域内での無用な放射線被ばくを防止するために、遮蔽により区画されたエリアの中で、最も基準線量当量率の低い遮蔽設計区分（I1またはI2）の廊下等を優先的に選定する。</p> <p style="padding-left: 20px;">（立入頻度、立入時間の多いエリアを選択）</p> <p>② 評価点としては評価候補セル等に面しており、かつ主要機器が主線源である点を選択する。</p> <p>③ 線源強度の小さいセル等を含む面は、除外する。</p>	<p>ルール 2.1</p> <p>ルール 1</p> <p>サブルール 1.2</p>
<p><u>ステップ3：評価点の決定</u></p> <p>① 同系統のセル／室は、1つで代表する。</p> <p>② 線源スペクトルから判断して、1つで代表されるものはこれで代表し、当該建物の線源スペクトルを網羅する。</p> <p style="padding-left: 20px;">この場合、同一スペクトルの機器がある場合は、線源強度の大きい機器で代表する。</p> <p style="padding-left: 20px;">（線源強度／線源スペクトルの包絡性）</p> <p>③ 遮蔽をはさんだ評価点の遮蔽設計区分が同一の場合は、最小寸法厚さの遮蔽面に面する評価点を選定する。</p> <p style="padding-left: 20px;">（普通／重量コンクリートを比較する場合は、密度比で換算した厚さで判断する）</p> <p>④ 遮蔽材料（普通／重量コンクリート）についても考慮する。</p>	<p>サブルール 1.1</p> <p>サブルール 1.3</p> <p>ルール 2.2</p> <p>ルール 3</p>





(注) 評価候補線源セルAの回りでは、遮蔽設計区分の低いエリア1を選択する。

(サブルール2.1)

(注) 評価候補線源セルBの回りでは、遮蔽壁厚の小さい ( $t_1$  厚さ) を選択する。

( $t_1 < t_2$ )

(サブルール2.2)

(注) ・複数の機器がセル内にある場合、評価点の位置を一義的に定めるのは困難なため、以下の選択を行うこともある。

- 〔 ・ 機器の中心位置での線量当量率を単純に合計する場合
- 〔 ・ 機器と評価点の位置関係を現実的な体系とする場合

・ 評価点に対して複数の壁面がある場合、各壁面毎に最大線量当量率を求め、足し合わせることで、実際にはあり得ない仮想的な評価を実施し、安全側の値を算出することもある。

・ 各壁面毎に最大線量当量率を足し合わせることで、余りにも過大な評価となる場合は、現実的な評価を行うこともある。

なお、「評価点」はこれらの線量当量率結果を代表するエリアとしての表示であって、ある範囲の中ではこの線量当量率以上にならないという意味のエリアの代表評価点であり、必ずしも計算点そのものではない。

図 4.4 遮蔽評価代表点の概念図の例

## ii) 計算コード、遮蔽定数等

上記のように選定した遮蔽評価代表点について、線量当量率を計算する。計算に当たっては、4.2.1で述べたような方法で線源強度を設定し、以下に述べるような各種の計算コードに線源強度および材料組成等を入力する。このような遮蔽設計の流れの全体図を図4.5に示す。

## イ) 計算コード

## a) ガンマ線 (2次ガンマ線、核分裂ガンマ線を除く)

一般に三次元形状の取扱いが可能である QAD<sup>(2)</sup> コードが使用されるが、線源形状が球、無限円柱、あるいは無限平板に近似できる場合でスペクトルについて算出する場合には、ANISN<sup>(6)</sup> コードが使用される場合がある。

## b) 中性子線、2次ガンマ線、および核分裂ガンマ線

一次元の輸送計算コードである ANISN コード、または二次元の輸送計算コードである DOT<sup>(6)</sup> コードが使用される。2次ガンマ線は中性子の吸収反応により発生するものであるため、中性子線源強度を入力することでコード内で自動的に計算されるが、核分裂ガンマ線については核分裂により中性子と共に発生するものであるため、予め中性子と共に線源強度を入力しておく必要がある。中性子の発生源としては、 $(\alpha, n)$  反応によるものと、核分裂 (自発核分裂および中性子による核分裂) 反応によるものがあり、この内核分裂中性子に対して同伴する核分裂ガンマ線を考慮する。

## ロ) 遮蔽定数

## a) 質量減衰係数およびビルドアップ係数

QAD コードにおいては、遮蔽体内での減衰係数と散乱線の寄与を考慮するための質量減衰係数及びビルドアップ係数がデータセットとして内蔵されている。

## b) 群定数ライブラリ

ANISN コード及び DOT コードにおいては輸送計算を実施するために断面積データセットを必要としており、一般に DLC-23E<sup>(6)</sup> が使用される場合が多い。

## c) 線量当量率換算係数

QAD コードにおいては、算出した放射線束 ( $\gamma / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ ) に ICRP Publ.51 に与えられている空気吸収線量率への換算係数

$\left( \frac{\mu\text{Gy/h}}{\gamma / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}} \right)$  および実効換算係数 ( $\text{Sv/Gy}$ ) を乗じて、1センチメートル線量当量率を算出する。

ANISN コードおよび DOT コードにおいては、放射線束に科技庁告示第15号別表の1センチメートル線量当量への換算係数

$\left( \text{ガンマ線については} \frac{\mu\text{Sv/h}}{\gamma / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}}, \text{ 中性子については} \frac{\mu\text{Sv/h}}{n / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}} \right)$  を乗

じて1センチメートル線量当量率を算出する。

ハ) 物質データ

線源物質、遮蔽材等の元素組成を入力する。各物質の組成は変動を考慮して密度が低めとなるように設定する。

iii) 設計の安全裕度、安全側の仮定

図4.5中の遮蔽設計の各段階において、以下の項目が安全側の仮定（安全裕度）として考えられる。

イ) 線源強度

a) 遮蔽設計用燃料仕様

受入れ燃料仕様を安全側に包絡する「遮蔽設計用燃料仕様」を仮定している。

b) 変動要因の重ね合わせ

a)の厳しい燃料仕様と厳しいプロセス運転条件を掛け合わせている。このような線源条件は短期的にはあり得るが、長期的（日単位程度）に継続することはない。

c) 線源量

線源強度設定に際しては、機器のプロセス運転上の最大の内包量が常に存在するとしている。

以上については、4.2.1節で具体的に示している。

ロ) 計算モデル

a) 線源機器と評価点との位置関係

線源機器と評価点との実際の位置関係から、評価に用いる位置関係を安全側に設定している。

b) 複数線源の取扱い

複数の機器がセル内にある場合、最大線量当量率を与える評価点は一義的には定まらないため、以下のようなモデル化を行う場合もある。

単体機器の中心レベルと同じレベルに評価点を設定し、現実の評価点より安全側に評価する。他の機器についても同様に評価し、各々の線量当量率を単純に合計する。この評価により、現実の隣接部屋における線量当量率を容易にかつ安全側に評価でき、設計手法としても単純化できる。この模式図を図4.6に示す。

なお、本評価方法で過度に安全側に評価される体系については、各機器の位置を現実的にモデル化して評価を行い、各々の線量当量率を足し合わせることもある。

c) 3次元体系の取扱い

例えば、ANISNコードを用いる場合、現実の有限円筒体系（または、有限平板体系）を安全側に無限円筒体系（または、無限平板体系）にモデル化する場合がある。

ハ) 遮蔽材の密度・組成

遮蔽計算結果が厳しくなるように、遮蔽材の密度・組成は保守的に設定している。

段階	大項目	項目	細目	ポイント	等
設計方針	対象施設	線源による分類	固定線源/移動線源	構内輸送容器等へも考慮が必要	年間平均領域/年間平均領域等
			線源変動	燃料1体領域/1日平均領域	
	適用基準 (線量当量率限度)	適用される法令 考慮する対象 考慮する運転状態	法令、指針、内規類、勧告等	ICRP勧告の反映方法等	管理区域と敷地境界、被ばく部位(全身、器官) 事故時の考慮範囲
			従事者等と一般公衆 通常時と事故時		
設計方針	対応方針	適用基準に対応する	遮蔽設計区分	立入頻度、滞在時間に対応した設定	線量当量率限度を満足する設定
		設計方針	目標線量当量率		
線源評価	対象線源	設計条件 線源強度 スペーストル	機能による分類	バルク遮蔽とストロミーミング遮蔽	使用環境(γ発熱、照射損傷等)
			使用する遮蔽材		
	考慮条件	工程の特徴	設計用燃料仕様等	受入れ燃料仕様(炉型、燃焼度、初期濃縮度、比出力、冷却時間)を包絡する設定	設計用燃料仕様、工程との対応 設計用燃料仕様、工程との対応
			ガンマ線と中性子線 ガンマ線と中性子線		
計算手法	計算コード データライブラリ	運転条件変動	流量、除染係数等の変動への考慮	安全裕度 Puライソンの中性子線源強度への影響	
		付着(経年変化) 未境界増倍			
遮蔽計算	計算手法	計算コード	使用の妥当性	ORIGEN2と他計算手法	(α、n)反応等)
			計算条件 精度	適切な計算条件(制動放射、 ライブラリの選択	
	データ精度	計算モデル	断面積データ等	評価(バルク遮蔽、ストロミーミング評価、スカイシヤイン評価)に対応した適切な選択	適切なインプット条件(メッシュ分割等)
			遮蔽材物性 線量当量率換算係数		
性能保証	遮蔽性能	設計段階 施工段階 試運転段階	線量当量率換算係数	線吸収係数、ビルドアップ係数、群定数 密度、構成元素組成 線量当量算出のための原研方式の補正	保守側となっていることの確認
			モデル化妥当性		
	性能検査	性能検査	建築設計への反映	施工誤差の考慮、貫通部の取扱い等	担保方法 検査方法、対象
			密度、厚さの担保		

図 4.5 遮蔽設計の流れ

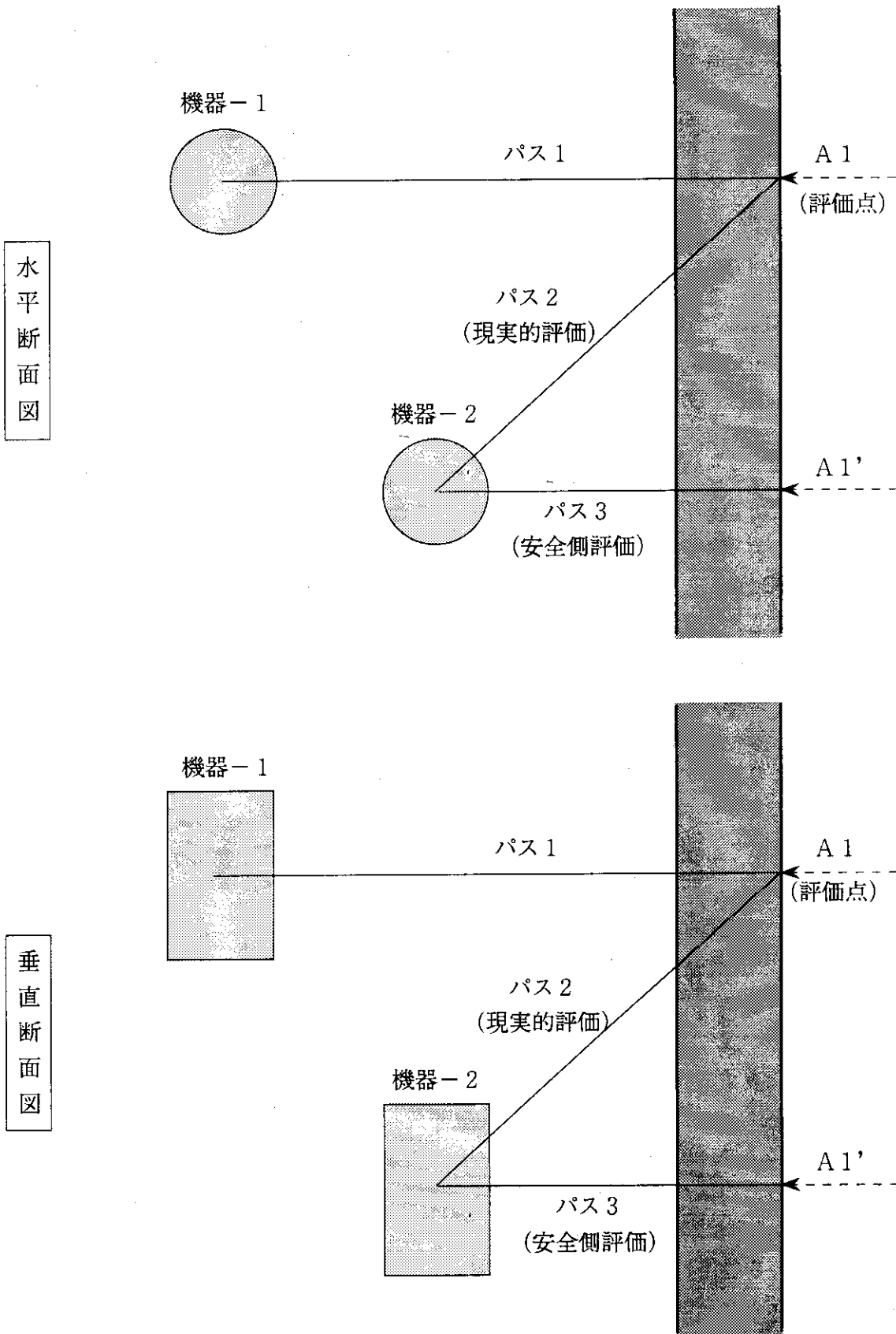


図4.6 複数線源の取扱いについて  
 (評価点A1における線量は、パス1とパス3(安全側評価)の合計で評価する)

### 4.2.3 ストリーミングの計算方法

再処理施設に設置される遮蔽設備に開口部または配管等の貫通部がある場合には、遮蔽性能の低下、またはストリーミングによる局所的な線量当量率の上昇を防止するために、必要に応じて遮蔽扉・窓等の設置、配管の屈曲、補償遮蔽の設置等の放射線漏洩防止対策を講じる。これらのうち、遮蔽扉・窓等の開口部に設置される遮蔽設備については、バルク遮蔽の一部として取り扱われ、バルク部と同様の方法により遮蔽計算を行う。

一方ストリーミングについては、その定義について文献(9)に詳細な記述があり、その成分は図4.7に示すように(1)直接線 $\phi_{dir}$ 、(2)漏洩線 $\phi_{leak}$ 、(3)アルベド直接線 $\phi_{al, dir}$ 、(4)アルベド漏洩線 $\phi_{al, leak}$ の4成分からなる。ここで、

- $\phi_{dir}$  : 線源から直接くるもの
- $\phi_{leak}$  : ダクト壁でのアルベド散乱のないもの
- $\phi_{al, dir}$  : ダクト入口から入りダクト壁で1回以上アルベド散乱をしたもの
- $\phi_{al, leak}$  : 遮蔽体の中を透過し、ダクトの途中からダクトの中に漏れ込んだ後、ダクト壁で1回以上アルベド散乱をしたもの

である。以下には、これらの内 $\phi_{dir}$ および $\phi_{al, dir}$ を評価する簡易計算式を貫通部の形状に応じて示すこととする。

$\phi_{leak}$  および  $\phi_{al, leak}$  は、通常、遮蔽欠損の評価に含めて取り扱われることが多い。遮蔽欠損は、貫通部等の存在により局所的にバルク遮蔽厚みが減少するものであり、図4.8に示すような屈曲配管においては、線源と配管の位置関係によっては、ストリーミングの効果より重要になることがある。遮蔽欠損に対しては、バルク遮蔽計算コードおよび後述するストリーミングの簡易計算式を組み合わせる評価し、線源と配管の位置関係を工夫するほか、必要に応じて遮蔽欠損による遮蔽性能の低下を補うための補償遮蔽を施す。

なお、複数の貫通部が近接して存在し、他の貫通部のストリーミングの寄与が無視できない場合には、貫通部間の距離を考慮してそれらの寄与を適切に評価する必要がある。

#### 1) 円筒ダクトの式<sup>(1)(11)(12)</sup>

遮蔽機能を有する設備(躯体等)に配管またはダクト等の貫通部がある場合、その貫通部からのストリーミング評価には、円筒ダクトの計算式が適用される。ここでは、図4.9に示す3種類の屈曲構造の円筒ダクトを対象とする。一般にストリーミングを減らす目的から、円筒ダクトは90度の角度で屈曲させており、折り曲げの回数を屈曲数という。図4.9に示す3種類の屈曲構造は1回屈曲、2回屈曲を示す。以下に線源の種類(ガンマ線、中性子)による計算式を示す。

##### a) 検討対象のケース

貫通部と線源の位置関係から、以下の場合に分けられる。

- ・線源直視
- ・線源非直視

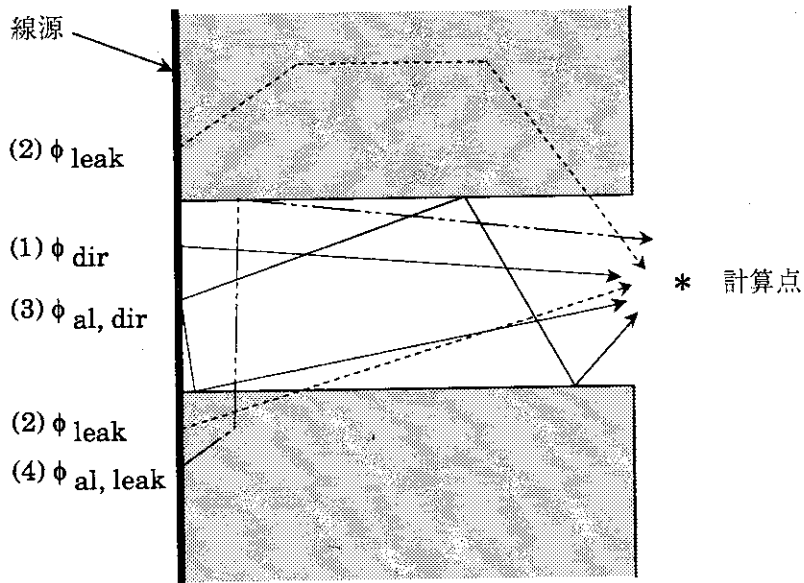


図4.7 ストリーミング成分の分類

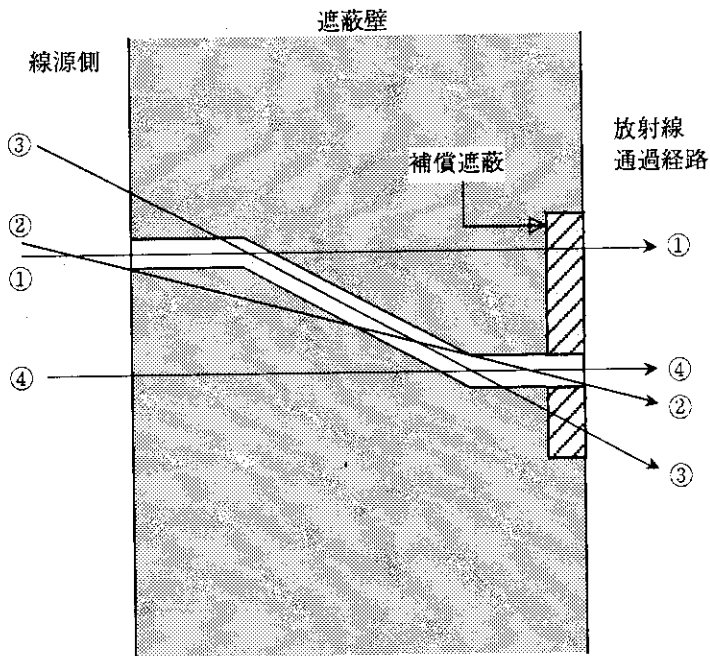
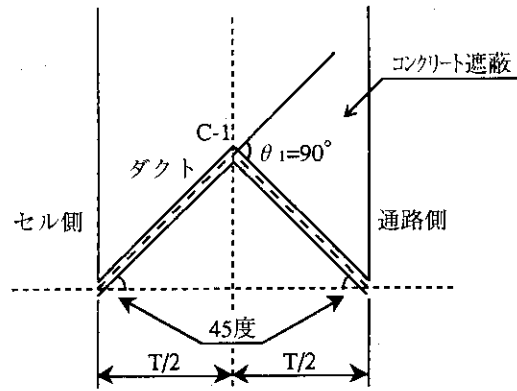
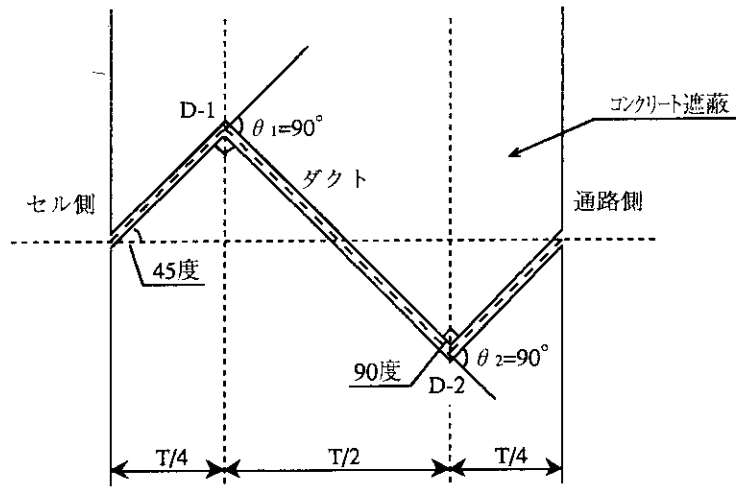


図4.8 遮蔽欠損としての貫通部評価  
(評価パスの例)

< 1回屈曲 >  
TYPE 1



< 2回屈曲 >  
TYPE 2



< 2回屈曲 >  
TYPE 3

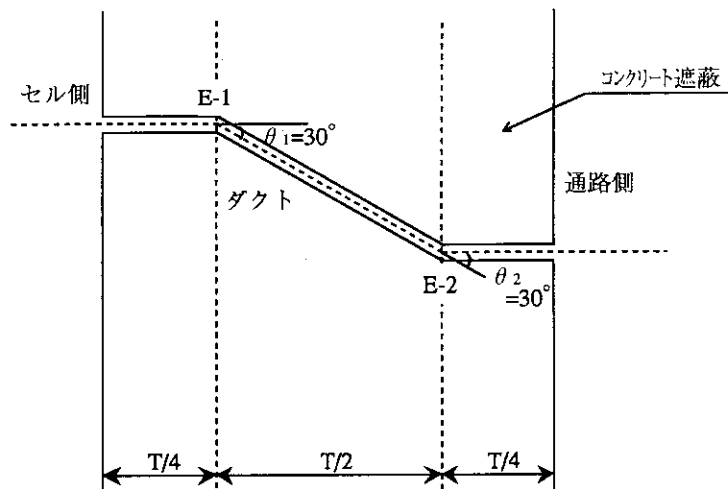


図 4.9 屈曲貫通部形状



b) 計算式

<ガンマ線>

図4.9に示す3種類の屈曲貫通部での評価では、「ガンマ線遮蔽設計ハンドブック」<sup>(4)</sup>に記載される簡易計算式が適用できる。以下に線源の種類(ガンマ線、中性子)による計算式を示す。なお、原則として第1脚出口から線源が直視出来るか否かで線源直視/線源非直視を定義する。

a. 線源直視

1方向入射の面線源を考慮し、下式を用いる。

$$D_{N+1}/D_0 = C_\gamma \cdot \prod_{i=1}^N \frac{g_i A_i}{4\pi r_i^2} \cdot \prod_{i=1}^N (f_i S_{i-1} F_i) \quad \dots\dots\dots (1)$$

b. 線源非直視

下記式を用いる。

$$D_{N+1}/D_0 = \frac{C_\gamma A_1}{2\pi r_0^2} \cdot \prod_{i=1}^N \frac{g_i A_i}{4\pi r_i^2} \cdot \prod_{i=1}^N (f_i S_{i-1} F_i) \quad \dots\dots\dots (2)$$

ここで、

- $D_{N+1}$  : ダクト出口での線量当量率
- $D_0$  : ダクト入口での線量当量率
- $f_i$  : 第*i*屈曲でのエネルギー低下係数
- $S_{i-1}$  : 第*i*脚でのガンマ線散乱率
- $F_i$  : 第*i*-1脚内での散乱の非等方性を表す因子
- $E_i$  : 第*i*屈曲後のガンマ線エネルギー
- $A_i$  : 第*i*脚のダクトの断面積
- $g_{i-1}$  : 第*i*-1屈曲部の点線源から見た第*i*脚ダクト断面積の拡大率(第*i*脚の壁部散乱効果を反映)
- $\theta_i$  : 第*i*屈曲に対する屈曲角
- $r_{i-1}$  : 第*i*脚部の長さ
- $C_\gamma$  : 補正係数\*
- $N$  : 屈曲数

\* Wijker<sup>(4)</sup>の原文では4πとしている

以上のパラメータのうち、 $g_i$ ,  $F_i$ は以下のように表現される。

$$g_i = \frac{\left[1 - (a_i/2) \operatorname{cosec} \theta_i\right]^2}{\left[1 - a_i \operatorname{cosec} \theta_i + (a_i/2)^2\right]^2}, \quad \text{但し} \quad a_i = d_{i+1}/r_{i-1}$$

ここで、 $d_i$  : 第*i*脚ダクトの直径

$$F_i = \left[ \frac{(d\sigma/d\Omega)}{(d\sigma/d\Omega)_{\text{isotropic}}} \right]_i$$

$$\left(\frac{d\sigma}{d\Omega}\right)_i = C \left[ P_i - P_i^2 \sin^2 \theta_i + P_i^3 \right]_i$$

$$P_i = \frac{E_i}{E_{i-1}} = \left[ 1 + \frac{E_{i-1}}{0.51} (1 - \cos \theta_i) \right]^{-1}$$

計算中のパラメータはガンマ線エネルギーに依存し、計算に用いるガンマ線エネルギーは、評価対象となる機器でのエネルギースペクトルおよび遮蔽機能を有する設備透過後の各エネルギー群の寄与等を考慮して適切に設定する。代表的なエネルギーでのパラメータの数値は、文献等に示されるとおりである。このうちガンマ線エネルギーを 1.25 MeV とした場合の計算式中の各パラメータは表 4.6 に示す値となる。

表 4.6 計算に用いるパラメータ一覧 (1.25MeV の場合)

型式	屈曲点		屈曲角 $\theta$	$r_i$	$f_i$	$S_{i-1}$	$F_i$
C	$i = 0$	-	-	$T/2 / \cos 45^\circ$	-	0.998	-
	$i = 1$	C-1	$90^\circ$	$T/2 / \cos 45^\circ$	0.317		0.61
D	$i = 0$	-	-	$T/4 / \cos 45^\circ$	-		-
	$i = 1$	D-1	$90^\circ$	$T/2 / \cos 45^\circ$	0.317		0.61
	$i = 2$	D-2		$T/4 / \cos 45^\circ$			
E	$i = 0$	-	-	$T/4$	-		-
	$i = 1$	E-1	$30^\circ$	$T/2 / \cos 30^\circ$	0.793	2.74	
	$i = 2$	E-2		$T/4$			

<中性子>

「再処理施設の放射線遮蔽安全ガイド資料」<sup>(2)</sup>に記載される計算式より導出した下記計算式が適用できる。

$$D_{N+1}/D_0 = C_n \cdot \frac{r^2}{2L_1^2} \cdot \prod_{i=2}^N \frac{r^2}{2L_i^2} \frac{\alpha_{i-1}}{\sin \theta_{i-1}} \dots\dots\dots (3)$$

ここで、

- $D_{N+1}$  : ダクト出口での線量当量率
- $D_0$  : ダクト入口での線量当量率
- $C_n$  : 補正係数 (=10)
- $r$  : ダクト半径
- $L_i$  : 第  $i$  脚の長さ
- $\alpha_i$  : 第  $i$  脚内での中性子線散乱率
- $\theta_i$  :  $i$  番目のダクトと  $i+1$  番目のダクトとの間の屈曲角度
- $N$  : 脚数

2) スクリューダクトの式<sup>(12)</sup>

スクリューダクトの例を図4.10に示す。

スクリューダクトの評価には、「再処理施設の放射線遮蔽安全ガイド資料」に記載の以下の簡易計算手法が適用できる。Aaltoら<sup>(13)</sup>は実験値と解析値に基づいて、羽根が一枚の場合にガンマ線では2～3ターン、中性子では1～2ターンあれば、スクリュー部分を均質として扱えると報告している。なお、スクリューにシャフトがある場合には安全側に羽根のみを均質化している。

<ガンマ線>

$$D/D_0 = C_\gamma \cdot \frac{1}{2} \cdot \left(\frac{r}{L}\right)^2 \cdot D_\gamma$$

ここで、

- D : ダクト出口の線量当量率
- D<sub>0</sub> : ダクト入口の線量当量率
- r : シェルの内半径
- L : ダクトの全長
- D<sub>γ</sub> : スクリュー羽根によるガンマ線の減衰割合
- C<sub>γ</sub> : 補正係数

<中性子線>

$$D/D_0 = 10 \cdot C_n \cdot \frac{1}{2} \cdot \left(\frac{r}{L}\right)^2 \cdot D_n$$

ここで、

- D : ダクト出口の線量当量率
- D<sub>0</sub> : ダクト入口の線量当量率
- r : シェルの内半径
- L : ダクトの全長
- D<sub>n</sub> : スクリュー羽根による中性子の減衰割合
- C<sub>n</sub> : 補正係数

3) 円環ダクトの式<sup>(12)</sup>

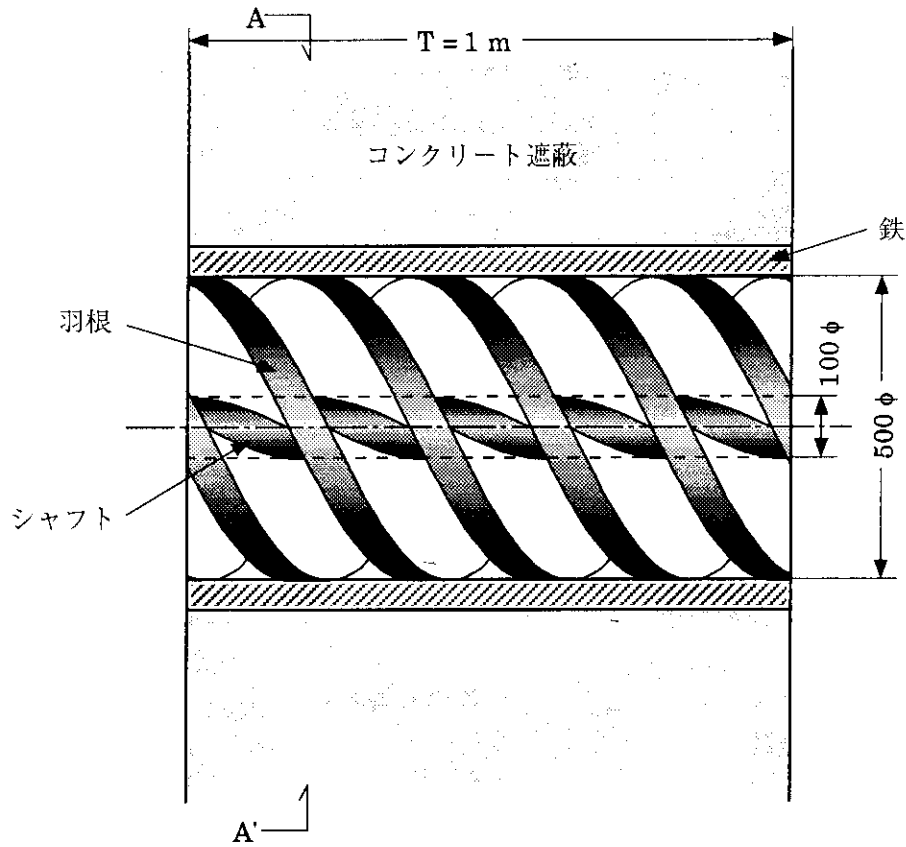
円環ダクトの評価には、「再処理施設の放射線遮蔽安全ガイド資料」に記載の簡易計算手法が適用できる。以下に、直円環ダクトの場合と屈曲円環ダクトの割合の場合についてそれぞれ示す。

## a) 直円環ダクト

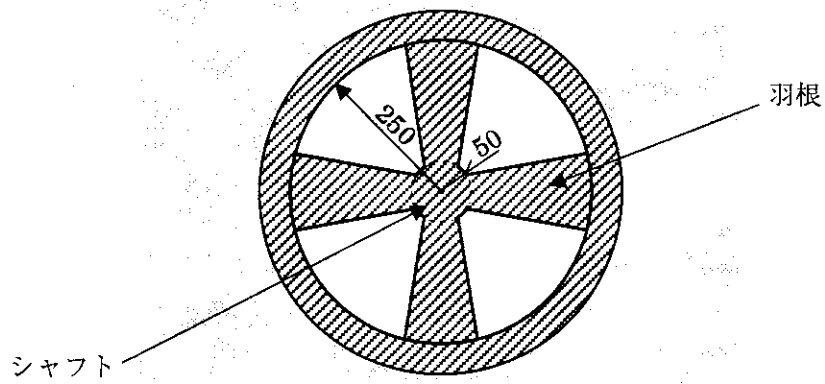
図4.11に示すような直円環ダクトを対象としている。

ダクト内ストリーミングによる出口での線束 $\phi$  (個/cm<sup>2</sup>・s) は、ダクト入口面での線源が $\phi_0$  (個/cm<sup>2</sup>・s) でその角度分布が等方と仮定した以下の式で計算できる。

$$\frac{\phi}{\phi_0} = C \cdot \alpha \cdot \frac{1}{2\pi} \cdot \frac{1}{L^2} \cdot \left\{ \left( 2r_2^2 - r_1^2 \right) \cos^{-1} \left( \frac{r_1}{r_2} \right) - r_1 \sqrt{r_2^2 - r_1^2} \right\} \dots \dots (1)$$



- ・羽根枚数 4 枚
- ・ピッチ 800 mm  
(着目する羽根が一回転するのに進む距離)
- ・羽根厚 65 mm
- ・羽根材質 鉄 (密度  $7.7 \text{ g/cm}^3$ )



A-A' 断面

図4.10 スクリューダクト

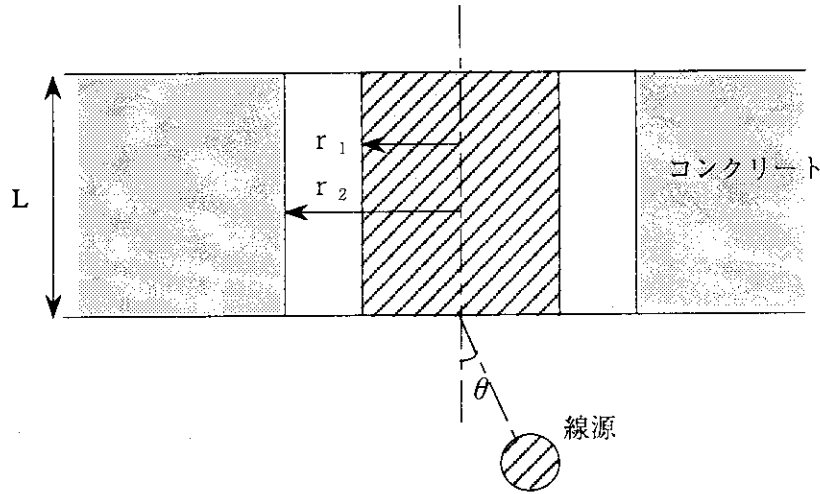


図4.11 直円環ダクトの例

- L : ダクト長さ
- r<sub>1</sub> : ダクト内半径
- r<sub>2</sub> : ダクト外半径

ここで、Cは線源ダクト出口を直視しない体系に対する補正係数であり、C=1とすれば保守側の値を与えている。また、αは散乱係数等もろもろの不確定要素を考慮した安全ファクターであり、ガンマ線の場合α=2、中性子の場合α=10としている。

b) 屈曲円環ダクト

図4.12に示すような1回段差付の円環ダクトを対象とする。図4.12でF<sub>1</sub>、F<sub>2</sub>の方向は(1)式で直円環部の減衰比を求め、これに遮蔽壁部の減衰比を乗じることによって求めることができる。(1)式の直円環ダクトを組合せた次式でストリーミング成分を求めることができる。

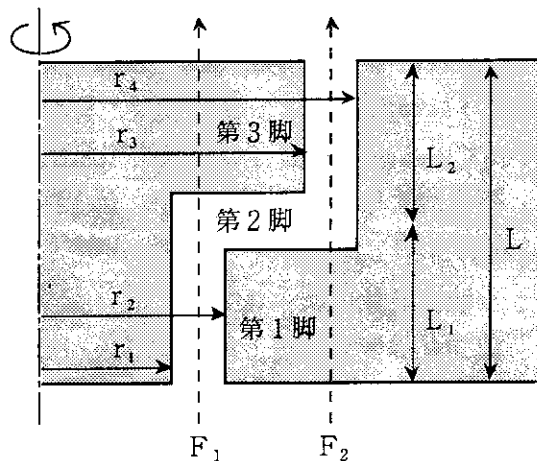


図4.12 屈曲円環ダクトの例

$$\frac{\phi}{\phi_0} = C \cdot \alpha_1 \cdot \frac{1}{2\pi} \cdot \frac{1}{L_1^2} \cdot \left\{ \left( 2r_2^2 - r_1^2 \right) \cos^{-1} \left( \frac{r_1}{r_2} \right) - r_1 \sqrt{r_2^2 - r_1^2} \right\} \\ \cdot \alpha_2 \cdot \alpha_3 \cdot \frac{1}{2\pi} \cdot \frac{1}{L_2^2} \cdot \left\{ \left( 2r_4^2 - r_3^2 \right) \cos^{-1} \left( \frac{r_3}{r_4} \right) - r_3 \sqrt{r_4^2 - r_3^2} \right\}$$

- $L_1$  : 第1脚長さ  
 $L_2$  : 第3脚長さ  
 $r_1$  : 第1脚内半径  
 $r_2$  : 第1脚外半径  
 $r_3$  : 第3脚内半径  
 $r_4$  : 第3脚外半径

ここで、 $\alpha_1$ 、 $\alpha_3$ は第1、第3ダクト壁での散乱成分等を考慮するための係数、 $\alpha_2$ は段差部におけるアルベドであり、屈曲部からダクト出口に向かう放射線は等分布の角度束を有すると仮定している。Cは直円管ダクトの場合と同様にC=1としている。 $\alpha_1$ 、 $\alpha_3$ は、ガンマ線の場合は2を、中性子の場合は10を用いている。 $\alpha_2$ は1としている。

#### 4) スリットの計算式<sup>a2)</sup>

再処理施設においては、扉、床スラブ、または床ハッチ（金属遮蔽体またはコンクリート）が多数使用されており、バルク部の遮蔽対策と共に隙間のストリーミング成分についても考慮しておく必要がある。

ここでは、鉄またはコンクリート遮蔽体の隙間のストリーミング成分に着目して、その簡易遮蔽設計手法の1例をまとめ、評価の1つの手段とする。本評価の適用範囲は、 $W \geq 10T_1$ 、 $W \geq 10T_2$ 、 $W \geq 10T_3$ 、 $L_1 \geq 10T_1$ 、 $L_2 \geq 10T_2$ 、 $L_3 \geq 10T_3$  の場合とする。

上記設備の隙間は、図4.13に示すようなスリット状の隙間であり、遮蔽体と壁との間の接合部等で使用される。図4.14にスリット状の隙間を真横から見た図を示す。このように隙間は、ストリーミングを少なくするため通常90度の角度で何回か折り曲げられている。折り曲げの回数を屈曲数といい、図4.14の例では屈曲数は2回である。

線源側と第1屈曲点の間や、第1屈曲点と第2屈曲点の間を脚といい、線源室側から順に「第1脚」、「第2脚」と呼ぶ。

##### a) 検討対象のケース

隙間と線源の位置関係により検討対象のケースは、以下のとおりに分けられる。

- ・線源直視
- ・線源非直視

##### b) 計算式

「再処理施設の放射線遮蔽安全ガイド資料」の115～188ページに記載の簡易計算手法が適用できる。なお、スリット第1脚出口から線源を直視するかどうかで線源直視、線源非直視を区別する。

##### (a) 線源直視

イ. 第1脚出口の線量当量率 ( $D_2$ )

i. 線源を点線源とみることができる場合

第1脚出口の線量当量率  $D_2$  は、次の式で計算する。

[ガンマ線・中性子共通]

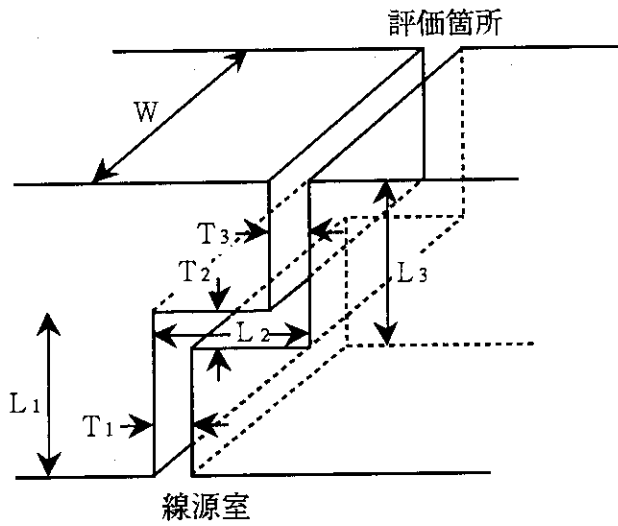


図 4.13 隙間の鳥瞰図

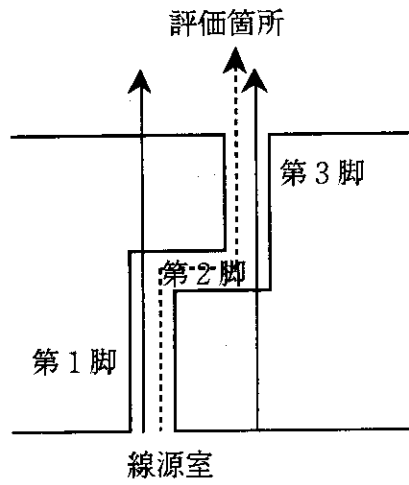


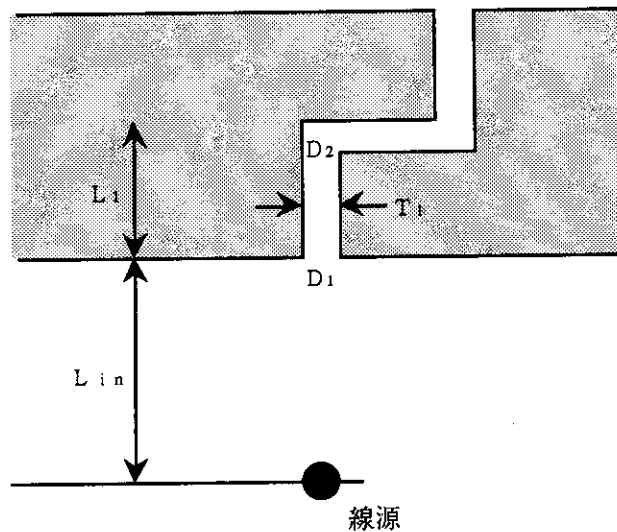
図 4.14 隙間の断面図

$$\frac{D_2}{D_1} = \left( \frac{L_{in}}{L_{in} + L_1} \right)^2 \dots\dots\dots (1)$$

ここで、

- $D_1$  : 第1脚入口線量当量率
- $D_2$  : 第1脚出口線量当量率
- $L_{in}$  : 線源から第1脚入口までの距離
- $L_1$  : 第1脚長さ (長さ誤差を考慮する必要がある)

式(1)は $D_1$ を距離補正して第1脚出口の線量当量率 $D_2$ を求めたことに対応する。



ii. 線源が平面線源あるいは体積線源の場合

第1脚出口の線量当量率 $D_2$ は線源の位置・形状・大きさ等を考慮して、第1脚入口の線束の角度分布が等方に近いと判断される場合には、ガンマ線については後述の(4)式を、中性子については(5)式を用いて計算することができる。また、線束が平行に近いと判断される場合には、第1脚出口の線量当量率 $D_2$ は第1脚入口の線量当量率 $D_1$ で安全側に代表することができる。

ロ. 第2脚以降の出口の線量当量率 ( $D_{n+1}$ )

第2脚以降の出口の線量当量率 $D_{n+1}$ は次の式で計算する。

[ガンマ線]

$$\frac{D_{n+1}}{D_n} = \frac{1}{2} \times \alpha_{n-1} \times \left( \frac{T_n}{L_n} \right) \quad \dots\dots\dots (2)$$

[中性子]

$$\frac{D_{n+1}}{D_n} = 20 \times \alpha_{n-1} \times \left( \frac{T_n}{L_n} \right)^2 \quad \dots\dots\dots (3)$$

ここで、

- $D_n$  : 第n脚入口線量当量率
- $D_{n+1}$  : 第n+1脚入口線量当量率
- $T_n$  : 第n脚すきまの幅
- $L_n$  : 第n脚長さ
- $\alpha_{n-1}$  : 第n屈曲部におけるアルベド

(b) 線源非直視

イ. 第1脚出口の線量当量率 ( $D_2$ )

第1脚出口の線量当量率 $D_2$ は、次の式で計算する。

[ガンマ線]

$$\frac{D_2}{D_1} = \frac{1}{2} \times C_\gamma \times \left( \frac{T_1}{L_1} \right) \quad \dots\dots\dots (4)$$

[中性子]

$$\frac{D_2}{D_1} = 20 \times C_n \times \left( \frac{T_1}{L_1} \right)^2 \quad \dots\dots\dots (5)$$

ここで、

- $D_1$  : 第1脚入口線量当量率
- $D_2$  : 第1脚出口線量当量率
- $T_1$  : 第1脚すきまの幅
- $L_1$  : 第1脚長さ
- $C_\gamma, C_n$  : 補正係数

ロ. 第2脚以降の出口の線量当量率 ( $D_{n+1}$ )

第2脚以降はb) (a)ロ. と同様とする。



#### 4.2.4 直接線およびスカイシャイン線の計算方法

##### 1) 直接線/スカイシャイン線評価コードについて

直接線/スカイシャイン線評価では、線源の種類（ガンマ線、中性子線）にもよるが、

- ・点減衰核積分計算コード : QAD, SPAN<sup>(14)</sup>等
- ・1回散乱計算コード : G33等
- ・輸送計算コード : ANISN, DOT等
- ・モンテカルロ計算コード : MORSE<sup>(15)</sup>, MCNP<sup>(16)</sup>等

が適用可能である。

このうち輸送計算コードおよびモンテカルロ計算コードについては、ガンマ線/中性子線ともに取り扱うことが可能である。直接線/スカイシャイン線評価に関する種々の検討報告から、一般に点減衰核積分計算コード、1回散乱計算コード、輸送計算コードが原子力施設の設計では用いられている。

点減衰核積分計算コードのうち、SPANは2次元体系、QADは3次元体系の計算コードであり、輸送計算コードのANISN, DOTは各々1次元、2次元体系の計算コードである。これらは、線源および線源周りの遮蔽体の幾何条件により適宜使い分けられている。

原子力施設等で実績のある点減衰核積分計算コード、1回散乱計算コード、輸送計算コードの直接線/スカイシャイン線評価への一般的な適用を下記に示す。

直接線（スカイシャイン線評価も幾何条件により同時に可能）

- ・ガンマ線 : 点減衰核積分計算コード（QAD, SPAN等）
- ・ガンマ線/中性子 : 輸送計算コード（ANISN, DOT等）

スカイシャイン線※

- ・ガンマ線 : 1回散乱計算コード（G33等）
- ・ガンマ線/中性子 : 輸送計算コード（ANISN, DOT等）

※：上記散乱コードへの接続は、点減衰核積分計算または輸送計算コードを用いる。

##### 2) 再処理施設における計算コードの使用例

直接線/スカイシャイン線評価の対象となるのは、地上階以上にある線源機器がその対象となる。ただし、燃料プールのように線源が地下にある場合、直接線はプール壁を含む幾重もの遮蔽体を通過（更に地中も通過する場合もある）し無視できるため、スカイシャイン線のみが評価対象となる。

計算手法としては、評価対象とする線源形状および線源を囲む遮蔽体との相関関係から以下に示すような例がある。

例1) 線源が広く分布し、天井面に対し一様に放射線が放出していると見なせ、側壁厚が天井厚に比べ十分厚い幾何形状（スカイシャイン評価）

評価方法

- ・1回散乱計算コード（ガンマ線）  
例えば、ANISN + G33等
- ・輸送計算コード（ガンマ線・中性子線）

例えば、ANISN + DOT など

一般に、天井外面での線源計算にはANISNを用いているが、線源形状、幾何形状が複雑な場合には接続する輸送計算コードに2次元体系が扱えるDOTを用いることもある。

適用箇所

- ・燃料貯蔵プール、固体廃棄物貯蔵庫等

例2) 線源から天井に対し限られた範囲に放射線が放出され、かつ天井部遮蔽透過厚さに差がなく、側壁厚が天井厚に比べ十分厚い幾何条件  
(スカイシャイン評価、中性子線による寄与が無視できる場合)

評価方法

- ・一回散乱計算コード (ガンマ線)

例えば、SPAN + G33, QAD + G33 等で一回散乱計算コードへの接続には、点減衰核積分計算コードを用いる。

適用箇所

- ・廃棄物貯蔵室等

例3) 線源を囲む遮蔽壁厚が同様であり、かつどの放出方向に対しても差がないと見なせる幾何条件の場合

評価方法(1)

- ・輸送計算コード (例えばANISN 等)

ガンマ線/中性子を同時に評価可能であり、直接線/スカイシャイン線は一括評価

- ・適用箇所は、使用済燃料輸送容器貯蔵庫等

評価方法(2)

- ・点減衰核積分計算コード (例えばQAD 等)

ただし、中性子線の寄与が無視できる場合に適用し、直接線/スカイシャイン線は一括評価

- ・適用箇所は、線源がセル/部屋単位で建屋内に分散し複数存在する建屋等

表4.7 直接線およびスカイシャイン線の評価に用いる計算コード  
またはその組み合わせの一例

分類	遮蔽状況	線源条件	使用する計算コードの一例	適用する施設の一例
線源から天井に対し、限られた範囲に放射線が放出され、かつ天井部の遮蔽厚が一樣であるとともに、側壁厚が天井厚に比べ十分に厚い幾何条件の場合のスカイシャイン線評価（ガンマ線）	側壁厚 ∨	線源は単独のセルまたは室内にあり、建屋内の一部分に内蔵されている。	QAD + G33	・放射性廃棄物の廃棄施設
線源が建屋内に広く分布し、天井面に対して放射線が一樣に放出されると見なすことができ、かつ天井部の遮蔽厚が一樣であるとともに、側壁厚が天井厚に比べ十分に厚い幾何条件の場合のスカイシャイン線評価（ガンマ線）	天井厚	線源は単独の貯蔵室等であり、建屋内全面に内蔵されている。	ANISN + G33	・製品貯蔵施設 ・固体廃棄物の保管廃棄施設 ・使用済燃料貯蔵プール
評価対象とする線源が単独のセルまたは室内にあり、かつ線源を囲む遮蔽厚が一樣であるとともに、どの放出方向に対しても一樣に放射線が放出されると見なせる場合の直接線およびスカイシャイン線評価（ガンマ線および中性子）	側壁厚 ∥	線源は単独のセルまたは室内にあり、建屋内の一部分に内蔵されている。	ANISN	・使用済燃料の受入れ施設および貯蔵施設 ・脱硝施設
評価対象とする線源が単独のセルまたは室内にあり、かつ線源を囲む遮蔽厚が一樣であるとともにどの放出方向に対しても一樣に放射線が放出されると見なせる場合の直接線およびスカイシャイン線評価（ガンマ線）	天井厚	線源は複数のセルまたは室内にあり、建屋内に分散して内蔵されている。	QAD	・せん断処理施設 ・溶解施設 ・分離施設 ・精製施設 ・放射性廃棄物の廃棄施設

### 4.3 遮蔽計算の例題

再処理施設内の各設備に係わる遮蔽計算として、バルク計算、直接線およびスカイシャイン線計算、ストリーミング計算の具体例を以下に示す。これらの具体例については、線源条件および計算条件等をデータシート上に整理する。

#### 4.3.1 ガラス固化体貯蔵施設

ガラス固化体貯蔵施設は、高レベル廃液を含むガラス固化体を貯蔵する施設で、ガラス固化体内の核分裂生成物およびアクチノイドが遮蔽の線源となる。また、ガラス固化体貯蔵施設からのスカイシャイン線の評価においては、ガラス固化体より発生した崩壊熱を除去した空気を排出するための冷却空気出口シャフトからの漏洩放射線による寄与を考慮する必要がある。

ガラス固化体貯蔵施設のバルク計算およびスカイシャイン線計算に係わる設計仕様、線源条件および計算条件を表4.8および表4.9にそれぞれ示す。

#### 4.3.2 硝酸プルトニウム貯蔵施設

硝酸プルトニウム貯蔵施設は、分離・精製後の硝酸プルトニウム濃縮液を一時的に貯蔵し、脱硝施設へ払い出すための施設で、セル内に設置された貯槽内のプルトニウムが遮蔽の線源となる。

硝酸プルトニウム貯蔵施設のバルク計算に係わる設計仕様、線源条件および計算条件を表4.10に示す。

#### 4.3.3 高レベル廃液貯蔵施設

高レベル廃液貯蔵施設は、分離施設から発生する抽出廃液等の濃縮液を一時的に貯蔵し、高レベル廃液ガラス固化施設に払い出すための施設で、セル内に設置された貯槽内の核分裂生成物およびアクチノイドが遮蔽の線源となる。

高レベル廃液貯蔵施設のバルク計算に係わる設計仕様、線源条件および計算条件を表4.11に示す。

#### 4.3.4 低レベル廃棄物貯蔵施設

低レベル廃棄物貯蔵施設は、雑固体廃棄物を収納するドラム缶を貯蔵する施設で、雑固体廃棄物中に少量含まれる放射性物質が遮蔽の線源となるのが、廃棄物の発生源が多岐に渡るため、その核種組成は一般に特定し難い。このため、遮蔽計算に当たっては線源核種を $^{60}\text{Co}$ で代表させ、ドラム缶の表面線量当量率が最大 $2\text{mSv/h}$ となるように線源強度を設定する。

低レベル廃棄物貯蔵施設のバルク計算、直接線およびスカイシャイン線計算に係わる設計仕様、線源条件および計算条件をそれぞれ表4.12および表4.13に示す。

#### 4.3.5 ストリーミング線計算例題

遮蔽設備に存在する貫通部のうち、一回屈曲単一ダクトのストリーミング計算に係わる設計仕様、線源条件および計算条件を表4.14に示す。

表 4.8 ガラス固化体貯蔵施設（バルク計算） 解析データシート

設計仕様	機器名称	ガラス固化体貯蔵ピット		
	施設の概要	図4.15～17に示す。		
	容量	高レベル廃液ガラス固化体7920本		
	取り扱う放射性物質の形態	高レベル廃液ガラス固化体		
線源条件	密度	2.6g/cm <sup>3</sup>		
	核種組成	気体状物質を除いた核分裂生成物およびアクチノイド核種		
	設計用燃料仕様	表4.16に示す。		
	線源強度	(ガンマ線) (中性子線)	1 固化体当たり $2.67 \times 10^{16}$ (photon/sec) とする。 1 固化体当たり $2.50 \times 10^9$ (n/sec) とする。	
計算条件	エネルギースペクトル	(ガンマ線) (中性子線)	表4.17に示す。 上記の核種組成に従って合成 <sup>242</sup> Cmの(α, n)で生成する中性子線スペクトル	
	計算モデル	(ガンマ線) (中性子線および 2次ガンマ線)	直方体モデル 球モデル	貯蔵区域については、貯蔵中の高レベル廃液ガラス固化体の体積比を考慮して均質化する。
計算条件	計算コード	(ガンマ線) (中性子線および 2次ガンマ線)	QAD-CGGP2 ANISN	
	遮蔽定数	質量減衰係数およびビルドアップ係数 (ガンマ線) 群定数ライブラリ (中性子線および 2次ガンマ線) 線量当量率換算係数 (ガンマ線) (中性子線) (2次ガンマ線)	QAD-CGGP2 内蔵データ DLC-23E ICRP-Publ.51, QAD-CGGP2 内蔵の実効換算係数 昭和63年科学技術庁告示15号別表第5 ICRP-Publ.51, 昭和63年告示第15号別表第4	
	物質データ	普通コンクリート、ガラス固化体の密度および組成を表4.15に示す。なお、キャスタ、収納管、通風管、支持架構、上部プレナム形成板、下部プレナム形成板、ガラス固化体受台等は無視する。		
評価点	ガラス固化体貯蔵建屋通路とする。			

表 4.9 ガラス固化体貯蔵施設（スカイシャイン線計算） 解析データシート

設計仕様	機器名称	ガラス固化体貯蔵ピット	
	施設の概要	図4.15～17に示す。	
	容量	高レベル廃液ガラス固化体7920本	
	取り扱う放射性物質の形態	高レベル廃液ガラス固化体	
線源条件	密度	2.6g/cm <sup>3</sup>	
	核種組成	気体状物質を除いた核分裂生成物およびアクチノイド核種	
	設計用燃料仕様	表4.16に示す。	
	線源強度	(ガンマ線) - (中性子線)	1 固化体当たり $2.67 \times 10^{16}$ (photon/sec) とする。 1 固化体当たり $2.50 \times 10^9$ (n/sec) とする。
	エネルギースペクトル	表4.17に示す。 (ガンマ線) (中性子線)	上記の核種組成に従って合成 <sup>242</sup> Cmの ( $\alpha$ , n) で生成する中性子線スペクトル
計算条件	計算モデル	(ガンマ線) (中性子線および 2次ガンマ線)	無限平板モデル 無限平板モデル  貯蔵区域については、貯蔵中の高レベル廃液ガラス固化体の体積比を考慮して均質化する。
	計算コード	(ガンマ線) (中性子線および 2次ガンマ線) (冷却空気シャフトからのスカイシャイン)	ANISN + G33-GP2 ANISN + DOT  DOTの組合せまたは DOT + G33-GP2
	遮蔽定数	質量減衰係数およびビルドアップ係数 (ガンマ線) 群定数ライブラリ (中性子線および 2次ガンマ線) 線量当量率換算係数 (ガンマ線) (中性子線) (2次ガンマ線)	G33-GP2 内蔵データ  DLC-23E  ICRP-Publ.51, G33-GP2 内蔵の実効換算係数 昭和63年科学技術庁告示15号別表第5 ICRP-Publ.51, 昭和63年告示第15号別表第4
	物質データ	普通コンクリート、ガラス固化体の密度および組成を表4.15に示す。なお、キャスタ、収納管、通風管、支持架構、上部プレナム形成板、下部プレナム形成板、ガラス固化体受台等は無視する。	
評価点	敷地境界上とする。		

表4.10 硝酸プルトニウム貯蔵施設（バルク計算）解析データシート

設計仕様	機器名称	硝酸プルトニウム貯槽
	施設の概要	図4.18に示す。
	容量	1.5m <sup>3</sup> /基
	取り扱う放射性物質の形態	硝酸プルトニウム溶液
線源条件	密度	250g・Pu/ℓ
	核種組成	Pu + Pu 1g 当たり12μCi (Ru, Rh) + 5,000ppm <sup>241</sup> Am/Pu
	設計用燃料仕様	表4.16に示す。
	線源強度	(ガンマ線) 1g・Pu 当たり4.7×10 <sup>9</sup> (photon/sec) とする。 (中性子線) 1g・Pu 当たり2.2×10 <sup>3</sup> (n/sec) とし、さらに中性子の増倍効果を考慮する。 (核分裂ガンマ線) 1核分裂当たりのガンマ線発生数を18とする。
計算条件	エネルギースペクトル	表4.18に示す。 (ガンマ線) 上記の核種組成に従って合成 (中性子線) <sup>239</sup> Puの核分裂中性子線スペクトル (核分裂ガンマ線) <sup>239</sup> Puの核分裂ガンマ線スペクトル
	計算モデル	(ガンマ線) 円環モデル (中性子線, 核分裂ガンマ線 および2次ガンマ線) 無限円環モデル
	計算コード	(ガンマ線) QAD-CGGP2 (中性子線, 核分裂ガンマ線 および2次ガンマ線) ANISN
	遮蔽定数	質量減衰係数およびビルドアップ係数 (ガンマ線) QAD-CGGP2 内蔵データ 群定数ライブラリ (中性子線, 核分裂ガンマ線 および2次ガンマ線) DLC-23E 線量当量率換算係数 (ガンマ線) ICRP-Publ.51, QAD-CGGP2 内蔵の実効換算係数 (中性子線) 昭和63年科学技術庁告示15号別表第5 (核分裂ガンマ線 および2次ガンマ線) ICRP-Publ.51, 昭和63年告示第15号別表第4
	物質データ	普通コンクリート、ポリエチレンおよび硝酸プルトニウム溶液の密度および組成を表4.15に示す。なお、ステンレス鋼およびカドミウムは解析上考慮しない。
	評価点	プルトニウム貯蔵施設通路とする。

表 4.11 高レベル廃液貯蔵施設（バルク計算） 解析データシート

設計仕様	機器名称	高レベル廃液貯槽
	施設の概要	図4.19に示す。
	容 量	120m <sup>3</sup> /基
	取り扱う放射性物質の形態	高レベル廃液
線源条件	核種組成	気体状物質を除いた核分裂生成物およびアクチノイド核種
	設計用燃料仕様	表4.16に示す。
	線源強度	(ガンマ線) 1 m <sup>3</sup> 当たり $5.3 \times 10^{16}$ (photon/sec) とする。
	エネルギースペクトル	表4.19に示す。 (ガンマ線) 上記の核種組成に従って合成
計算条件	計算モデル	(ガンマ線) 円筒モデル
	計算コード	(ガンマ線) QAD-CGGP2
	遮蔽定数	質量減衰係数およびビルドアップ係数 (ガンマ線) QAD-CGGP2 内蔵データ 線量当量率換算係数 (ガンマ線) ICRP-Publ.51, QAD-CGGP2 内蔵の実効換算係数
	物質データ	普通コンクリートの密度および組成を表4.15に示す。なお、高レベル廃液は水として取扱い、高レベル廃液貯槽の構造材および冷却コイル等は無視する。
評価点	高レベル廃液貯蔵施設通路とする。	



表 4.12 低レベル廃棄物貯蔵施設（バルク計算） 解析データシート

設計仕様	機器名称	低レベル廃棄物貯蔵区域
	施設の概要	図4.20, 21に示す。
	容 量	28,800本（200ℓドラム缶換算）
	取り扱う放射性物質の形態	雑固体廃棄物
線源条件	核種組成	$^{60}\text{Co}$ を代表核種として設定
	線源強度	（ガンマ線） ドラム缶の表面線量当量率 2mSv/h 相当とする。
	エネルギースペクトル	（ガンマ線） 1.25MeV
計算条件	計算モデル	（ガンマ線） 直方体モデル 貯蔵区域に保管廃棄している雑固体廃棄物および貯蔵区域内の空気の体積比を考慮して均質化する。
	計算コード	（ガンマ線） QAD-CGGP2
	遮蔽定数	質量減衰係数およびビルドアップ係数 （ガンマ線） QAD-CGGP2 内蔵データ 線量当量率換算係数 （ガンマ線） ICRP-Publ.51, QAD-CGGP2 内蔵の実効換算係数
	物質データ	普通コンクリートの密度および組成を表4.15に示す。なお、雑固体廃棄物は水として取扱い、ドラム缶およびパレットは無視する。
評価点	低レベル廃棄物貯蔵建屋外壁とする。	

表 4.13 低レベル廃棄物貯蔵施設（直接線およびスカイシャイン線計算） 解析データシート

設計仕様	機器名称	低レベル廃棄物貯蔵区域
	施設の概要	図4.20, 21に示す。
	容 量	28,800本（200ℓドラム缶換算）
	取り扱う放射性物質の形態	雑固体廃棄物
線源条件	核種組成	$^{60}\text{Co}$ を代表核種として設定（1.25MeV）
	線源強度	（ガンマ線） ドラム缶の表面線量当量率 2mSv/h 相当とする。
	エネルギースペクトル	（ガンマ線） 1.25MeV
計算条件	計算モデル	（ガンマ線） 直接線 直方体モデル スカイシャイン線 無限平板モデル  貯蔵区域に保管廃棄している雑固体廃棄物および貯蔵区域内の空気の体積比を考慮して均質化する。
	計算コード	（ガンマ線） 直接線 QAD-CGGP2 スカイシャイン線 ANISN + G33-GP2
	遮蔽定数	質量減衰係数およびビルドアップ係数 （ガンマ線） 直接線 QAD-CGGP2 内蔵データ スカイシャイン線 G33-GP2 内蔵データ 群定数ライブラリ （ガンマ線） スカイシャイン線 DLC-23E 線量当量率換算係数 （ガンマ線） 直接線 ICRP-Publ.51, QAD-CGGP2 内蔵の実効換算係数 スカイシャイン線 昭和63年度科学技術庁告示第15号別表第4 G33-GP2 内蔵の実効換算係数
	物質データ	普通コンクリートの密度および組成を表4.15に示す。なお、雑固体廃棄物は水として取扱い、ドラム缶およびパレットは無視する。
評価点	敷地境界上とする。	

表 4.14 ストリーミング線計算例題 解析データシート

設計仕様	貫通部形状* および寸法	一回屈曲単一ダクト (図4.22に示す。) 配管仕様 25A, 50A, 150A 屈曲角度 90° 壁厚 1 m
線源条件	エネルギースペクトル	(ガンマ線) 1.25MeV ( $^{60}\text{Co}$ ) (中性子線) $^{239}\text{Pu}$ の核分裂中性子スペクトル
計算条件	計算方法	簡易計算式 (4.2.3節 参照) による減衰率計算
評価点	貫通部出口とする。	

\* その他の貫通部の形状および寸法については、以下の各図に示す。

二回屈曲単一ダクト (25A, 50A 配管)

図4.23, 24に示す。

複数直ダクト (8A 配管)

図4.25に示す。

一回屈曲複数ダクト (25A, 50A 配管)

図4.26に示す。

スクリーダクト

図4.27に示す。

プラグ

図4.28に示す。

スリット

図4.29に示す。

表 4.15 物質の組成および密度 (1/3)

## (1) 普通コンクリート

密度	2.15E+00 g/cm <sup>3</sup> *1
----	-------------------------------

元素	組成比*2 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
H	4.16E-01	8.94E-03	5.34E-03
O	5.07E+01	1.09E+00	4.11E-02
Mg	1.15E-01	2.47E-03	6.13E-05
Al	4.46E-01	9.59E-03	2.14E-04
Si	3.86E+01	8.30E-01	1.78E-02
S	7.00E-02	1.51E-03	2.83E-05
Ca	6.87E+00	1.48E-01	2.22E-03
Fe	2.74E+00	5.89E-02	6.35E-04

\* 1 : 建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」日本建築学会 (1985) より、乾燥単位容積重量の最小値とした。

\* 2 : JAERI-M6928

## (2) 鉄

密度	7.80E+00 g/cm <sup>3</sup> *1
----	-------------------------------

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
Fe	1.00E+02	7.80E+00	8.41E-02

\* 1 : 「ガンマ線遮蔽設計ハンドブック」日本原子力学会 (1988.1) の 7.84~7.86 g/cm<sup>3</sup> を保守側に切り捨てた。

## (3) ポリエチレン

密度	8.70E-01 g/cm <sup>3</sup> *1
----	-------------------------------

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
H	1.44E+01	1.25E-01	7.47E-02
C	8.56E+01	7.45E-01	3.74E-02

\* 1 : JAERI-M86-060に記載の最小値とした。

表 4.15 物質の組成および密度 (2/3)

## (4) ステンレス鋼

密度	7.90E+00 g/cm <sup>3</sup> *1
----	-------------------------------

元素	組成比*2 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
S i	1.00E+00	7.90E-02	1.69E-03
C r	2.00E+01	1.58E+00	1.83E-02
M n	2.00E+00	1.58E-01	1.73E-03
F e	6.65E+01	5.25E+00	5.66E-02
N i	1.05E+01	8.30E-01	8.51E-03

\* 1 : JIS-G4310の7.93g/cm<sup>3</sup>を保守側に切り捨てた。

\* 2 : JIS-G4303

## (5) 空気

密度	1.20E-03 g/cm <sup>3</sup> *1
----	-------------------------------

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
H	1.00E-03	1.20E-08	7.20E-09
C	1.26E-02	1.51E-07	7.58E-09
N	7.55E+01	9.09E-04	3.91E-05
O	2.32E+01	2.80E-04	1.05E-05

\* 1 : JAERI-M6928

## (6) 水

密度	9.88E-01 g/cm <sup>3</sup> *1
----	-------------------------------

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
H	1.12E+01	1.11E-01	6.61E-02
O	8.88E+01	8.77E-01	3.30E-02

\* 1 : 理科年表 昭和64年 (密度は1気圧50℃に対する値)

表 4.15 物質の組成および密度 (3/3)

## (7) ガラス固化体

密度	2.60E+00 g/cm <sup>3</sup>
----	----------------------------

元素	組成比 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
Li	1.39E+00	3.61E-02	3.13E-03
B	4.44E+00	1.15E-01	6.43E-03 (1.26E-03) <sup>10</sup> B
O	4.77E+01	1.24E+00	4.66E-02
Na	7.42E+00	1.93E-01	5.05E-03
Al	2.65E+00	6.89E-02	1.54E-03
Si	2.18E+01	5.66E-01	1.21E-02
Ca	2.14E+00	5.56E-02	8.35E-04
Zn	2.40E+00	6.25E-02	5.75E-04
Mo	1.02E+01	2.65E-01	1.66E-03

## (8) 硝酸プルトニウム溶液

密度	1.55E+00 g/cm <sup>3</sup> *1
----	-------------------------------

元素	組成比*2 (wt%)	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	原子個数密度 (atoms/barn · cm)
H	4.79E+00	7.42E-02	4.43E-02
N	1.01E+01	1.57E-01	6.73E-03
O	6.90E+01	1.07E+00	4.03E-02
Pu	1.61E+01	2.50E-01	6.28E-04

\* 1, \* 2 : 250g · Pu / ℓ、遊離硝酸 7 N、温度 25℃、Maimoni の式による。

表 4.16 遮蔽設計用燃料仕様

施 設	ガラス固化 貯蔵施設	硝酸プルトニウム 貯蔵施設	高レベル廃液 貯蔵施設
燃料型式	PWR燃料	BWR燃料	PWR燃料
初期濃縮度 (wt%)	3.5	3.5	3.5
燃 焼 度 (MWd/t · U <sub>pr</sub> )	45,000 <sup>-</sup>	45,000	45,000
比 出 力 (MW/t · U <sub>pr</sub> )	60	10	60
冷却期間 (年)	4	4	4

表4.17 ガラス固化体線源スペクトル

(ガンマ線)

群	上限エネルギー (MeV)	ガラス固化体の ガンマ線線源強度 ( $\gamma$ /s/ 固化体)
1	2.00E-02	6.50E+15
2	3.00E-02	1.55E+15
3	4.50E-02	1.61E+15
4	7.00E-02	1.33E+15
5	1.00E-01	9.04E+14
6	1.50E-01	9.72E+14
7	3.00E-01	7.76E+14
8	4.50E-01	4.60E+14
9	7.00E-01	9.29E+15
10	1.00E+00	2.78E+15
11	1.50E+00	4.92E+14
12	2.00E+00	2.14E+13
13	2.50E+00	1.81E+13
14	3.00E+00	5.07E+11
15	4.00E+00	6.46E+10
16	6.00E+00	3.65E+07
17	8.00E+00	4.22E+06
18	1.10E+01	4.84E+05
合 計		2.67E+16

注：ORIGEN 2 群構造で示している。

(中性子)

群	上限エネルギー (MeV)	ガラス固化体の 中性子線源強度 (n/s/ 固化体)
1	1.50E+01	0.0
2	1.22E+01	0.0
3	1.00E+01	0.0
4	8.18E+00	0.0
5	6.36E+00	0.0
6	4.96E+00	1.31E+08
7	4.06E+00	9.86E+08
8	3.01E+00	7.00E+08
9	2.46E+00	1.17E+08
10	2.35E+00	3.77E+08
11	1.83E+00	1.71E+08
12	1.11E+00	1.68E+07
13	5.50E-01	2.75E+06
14	1.11E-01	0.0
15	3.35E-03	0.0
16	5.83E-04	0.0
17	1.01E-04	0.0
18	2.90E-05	0.0
19	1.07E-05	0.0
20	3.06E-06	0.0
21	1.12E-06	0.0
22	4.14E-07	0.0
合 計		2.50E+09

注：DLC-23E ライブラリエネルギー群構造で示している。

S.J.Rimshaw, E.E.Ketchen, "CURIMUM DATA SHEETS", ORNL-4357(1969) に基づく。



表4.18 プルトニウム線源スペクトル (1/2)

(ガンマ線)

群	上限エネルギー (MeV)	プルトニウムの ガンマ線線源強度 (photon/s/gPu)
1	2.00E-02	4.4E+09
2	3.00E-02	1.6E+07
3	4.50E-02	1.2E+07
4	7.00E-02	2.4E+08
5	1.00E-01	2.3E+06
6	1.50E-01	3.9E+05
7	3.00E-01	2.2E+05
8	4.50E-01	9.5E+04
9	7.00E-01	8.2E+04
10	1.00E+00	1.8E+04
11	1.50E+00	6.5E+03
12	2.00E+00	1.3E+03
13	2.50E+00	4.6E+02
14	3.00E+00	1.2E+02
15	4.00E+00	7.2E+01
16	6.00E+00	2.8E+01
17	8.00E+00	3.1E+00
18	1.10E+01	3.5E-01
合計		4.7E+09

注：ORIGEN2群構造で示している。

(中性子)

群	上限エネルギー (MeV)	Pu-239 (n, f) エネルギースペクトル
1	1.50E+01	8.8E-04
2	1.22E+01	3.2E-03
3	1.00E+01	8.6E-03
4	8.18E+00	2.6E-02
5	6.36E+00	4.9E-02
6	4.96E+00	5.9E-02
7	4.06E+00	1.2E-01
8	3.01E+00	9.0E-02
9	2.46E+00	2.2E-02
10	2.35E+00	1.2E-01
11	1.83E+00	2.0E-01
12	1.11E+00	1.8E-01
13	5.50E-01	1.2E-01
14	1.11E-01	1.4E-02
15	3.35E-03	7.3E-05
16	5.83E-04	5.3E-06
17	1.01E-04	3.5E-07
18	2.90E-05	0.0
19	1.07E-05	0.0
20	3.06E-06	0.0
21	1.12E-06	0.0
22	4.14E-07	0.0

注：全エネルギー群の合計が1となるように規格化している。

DLC-23Eライブラリエネルギー群構造で示している。

"SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation", NUREG/CR-0200 ORNL/NUREG/CSD-2, Vol.1 (July 1980)

表4.18 プルトニウム線源スペクトル (2/2)

(核分裂ガンマ線)

群	上限エネルギー (MeV)	1核分裂当たりの ガンマ線線源強度 (photon/fission)
1	1.00E+01	0.0
2	8.00E+00	0.0
3	6.50E+00	1.2E-02
4	5.00E+00	5.8E-02
5	4.00E+00	1.6E-01
6	3.00E+00	2.5E-01
7	2.50E+00	5.9E-01
8	2.00E+00	7.3E-01
9	1.66E+00	9.6E-01
10	1.33E+00	1.4E+00
11	1.00E+00	2.3E+00
12	8.00E-01	3.7E+00
13	6.00E-01	3.7E+00
14	4.00E-01	1.3E+00
15	3.00E-01	1.3E+00
16	2.00E-01	1.2E+00
17	1.00E-01	3.7E-01
18	5.00E-02	1.7E-01

注：DLC-23Eライブラリエネルギー群構造で示している。

"SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation", NUREG/CR-0200 ORNL/NUREG/CSD-2, Vol.1 (July 1980)

表 4.19 高レベル廃液線源スペクトル

(ガンマ線)

群	上限エネルギー (MeV)	高レベル廃液の ガンマ線線源強度 (photon/s/Bq)
1	2.00E-02	1.8E-01
2	3.00E-02	4.3E-02
3	4.50E-02	4.5E-02
4	7.00E-02	3.7E-02
5	1.00E-01	2.5E-02
6	1.50E-01	2.7E-02
7	3.00E-01	2.2E-02
8	4.50E-01	1.3E-02
9	7.00E-01	2.6E-01
10	1.00E+00	7.8E-02
11	1.50E+00	1.4E-02
12	2.00E+00	6.0E-04
13	2.50E+00	5.1E-04
14	3.00E+00	1.4E-05
15	4.00E+00	1.8E-06
16	6.00E+00	1.0E-09
17	8.00E+00	1.2E-10
18	1.10E+01	1.4E-11
合 計		7.5E-01

注：ORIGEN2群構造で示している。

表4.20 中性子1センチメートル線量当量率変換係数

(DLC-23E群構造)

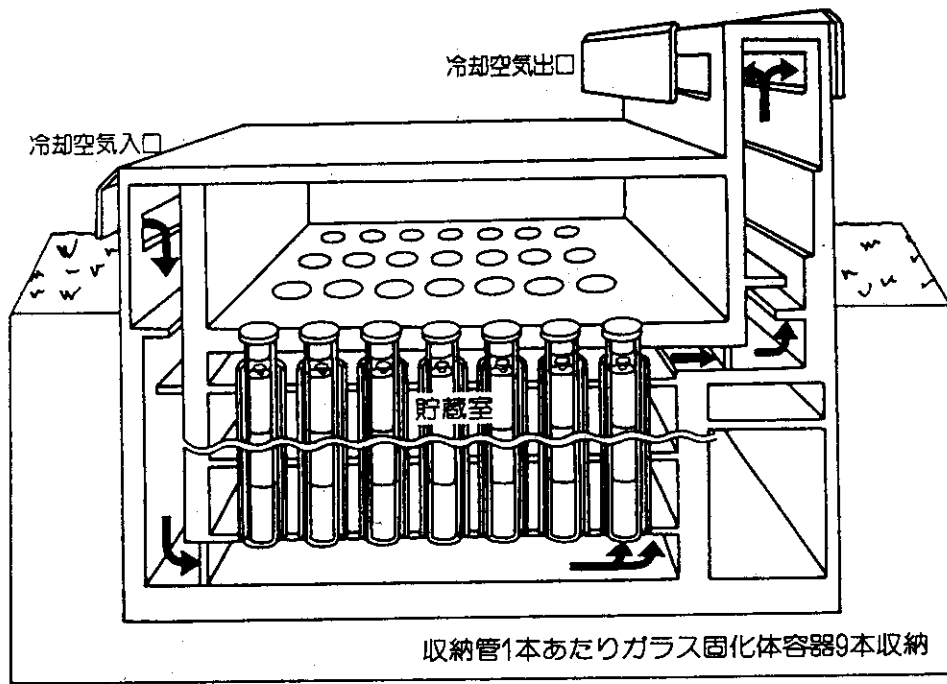
群	上限エネルギー (MeV)	変換係数 $\frac{\mu \text{ Sv/h}}{\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}}$
1	1.50E+01	1.98E+00
2	1.22E+01	1.76E+00
3	1.00E+01	1.61E+00
4	8.18E+00	1.51E+00
5	6.36E+00	1.41E+00
6	4.96E+00	1.46E+00
7	4.06E+00	1.47E+00
8	3.01E+00	1.37E+00
9	2.46E+00	1.32E+00
10	2.35E+00	1.31E+00
11	1.83E+00	1.30E+00
12	1.11E+00	1.24E+00
13	5.50E-01	9.65E-01
14	1.11E-01	2.72E-01
15	3.35E-03	2.83E-02
16	5.83E-04	2.56E-02
17	1.01E-04	2.94E-02
18	2.90E-05	3.29E-02
19	1.07E-05	3.66E-02
20	3.06E-06	3.99E-02
21	1.12E-06	4.03E-02
22	4.14E-07	3.92E-02

(ICRPの1985年パリ会議での声明に基づき、  
本表の値をさらに2倍する。)

表4.21 ガンマ線1センチメートル線量当量率変換係数

(DLC-23E群構造)

群	上限エネルギー (MeV)	変換係数 $\frac{\mu\text{ Sv/h}}{\gamma/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}}$
1	1.00E+01	9.06E-02
2	8.00E+00	7.65E-02
3	6.50E+00	6.62E-02
4	5.00E+00	5.55E-02
5	4.00E+00	4.80E-02
6	3.00E+00	3.98E-02
7	2.50E+00	3.53E-02
8	2.00E+00	3.05E-02
9	1.66E+00	2.67E-02
10	1.33E+00	2.27E-02
11	1.00E+00	1.83E-02
12	8.00E-01	1.54E-02
13	6.00E-01	1.22E-02
14	4.00E-01	8.57E-03
15	3.00E-01	6.51E-03
16	2.00E-01	4.25E-03
17	1.00E-01	2.20E-03
18	5.00E-02	3.63E-03



貯蔵部分拡大図

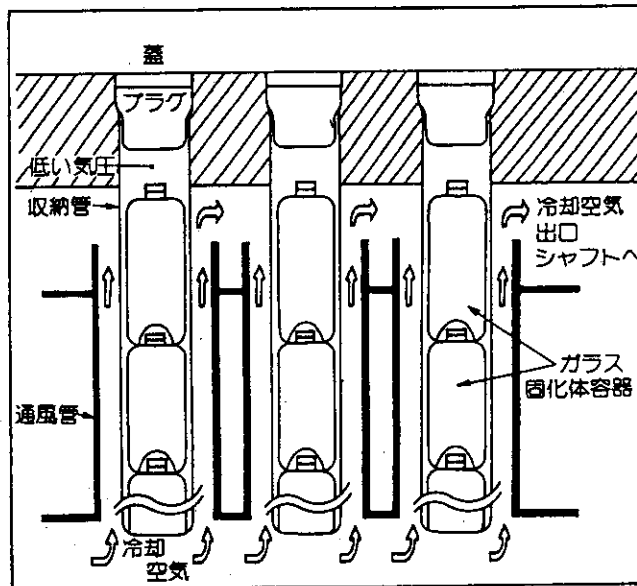


図4.15 ガラス固化体貯蔵施設概要図

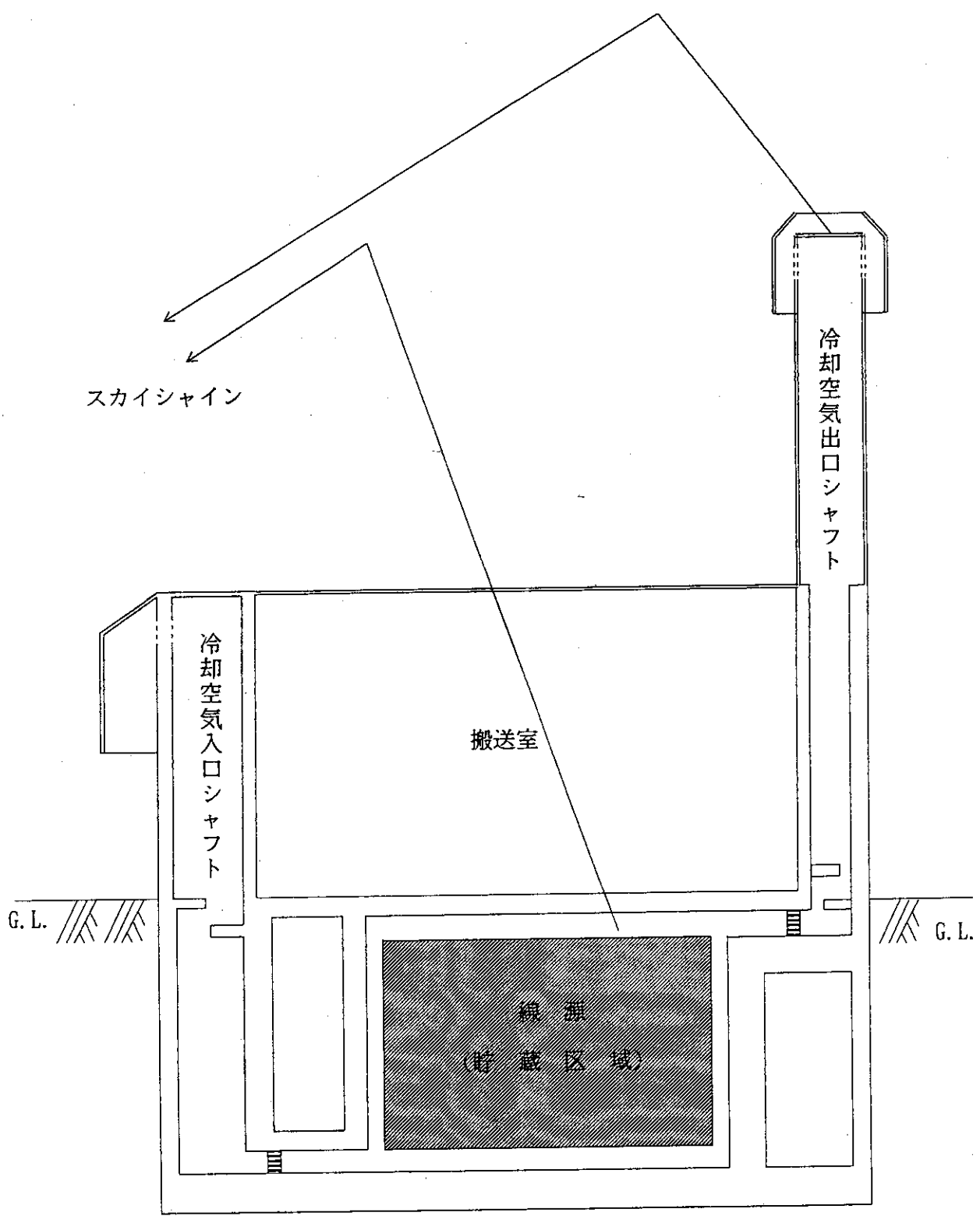


図 4.16 ガラス固化体貯蔵施設建屋概念図 (垂直断面図)

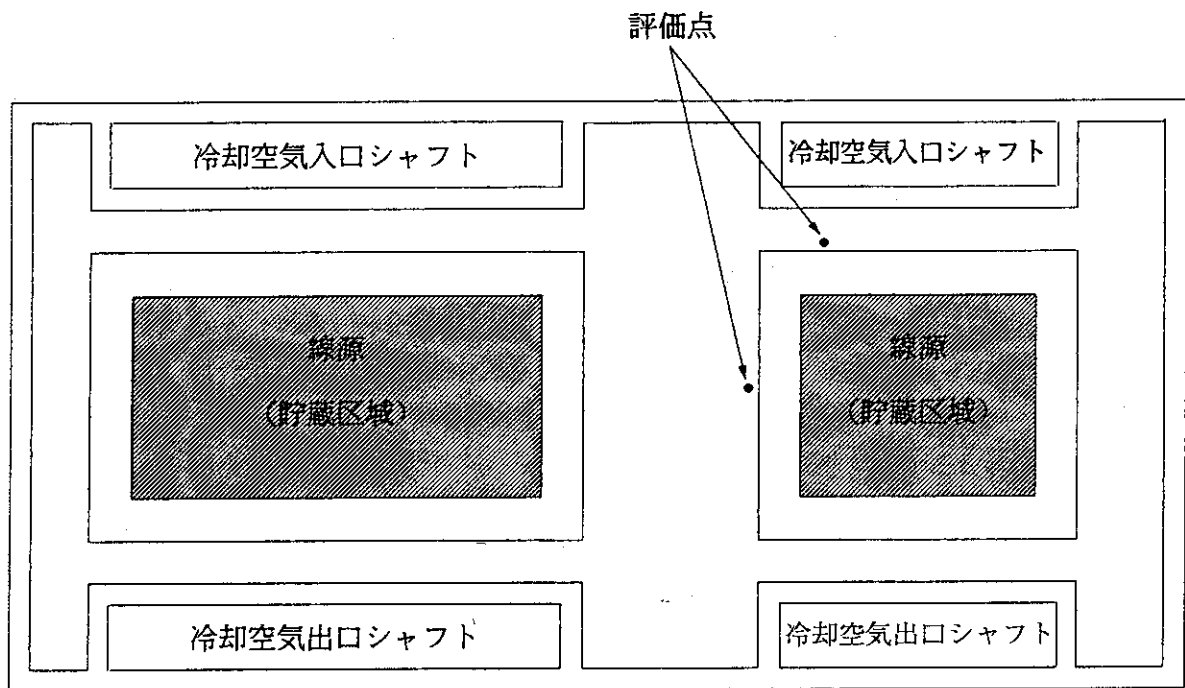


図4.17 ガラス固化体貯蔵施設建屋概念図 (水平断面図)



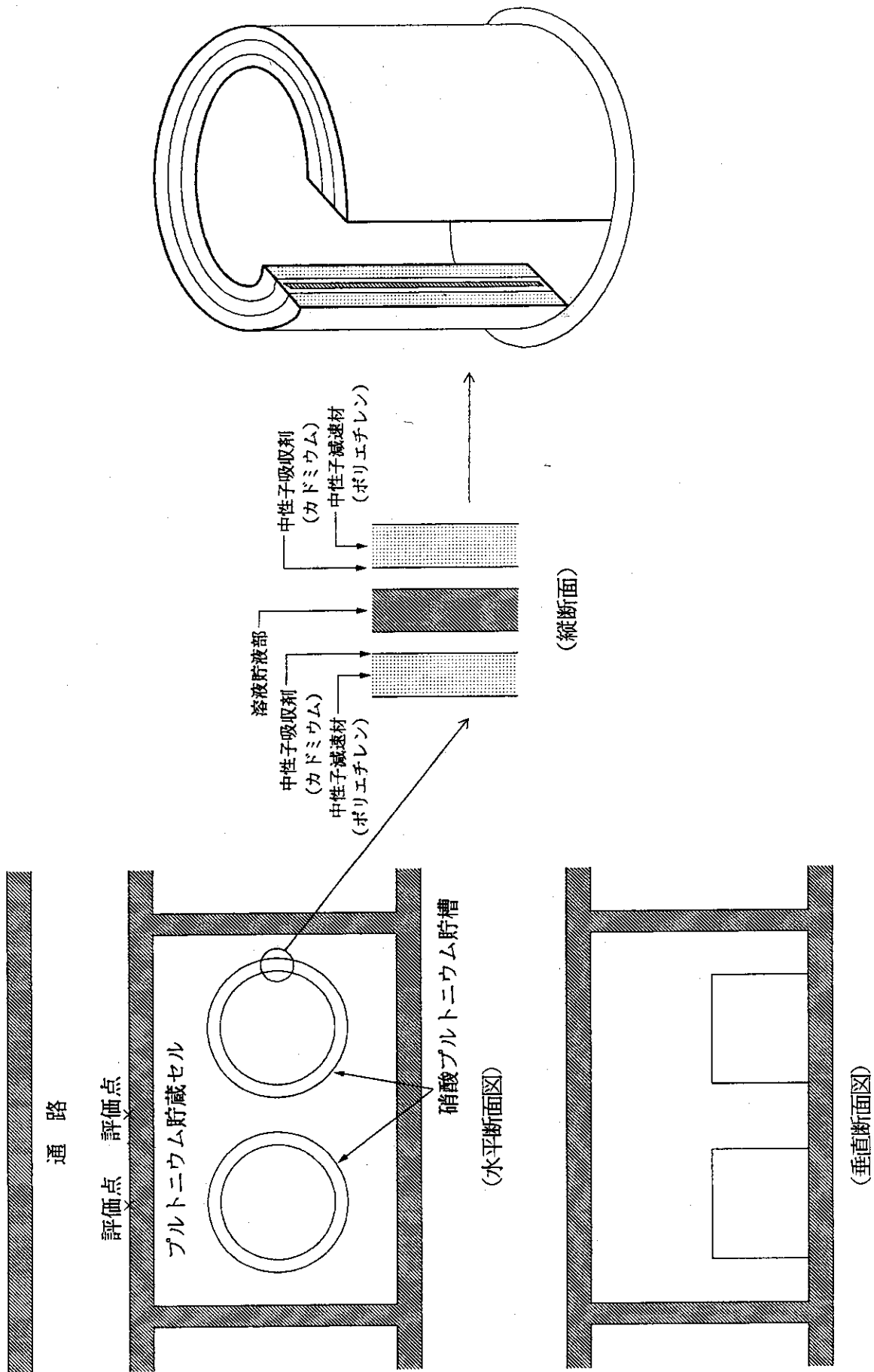
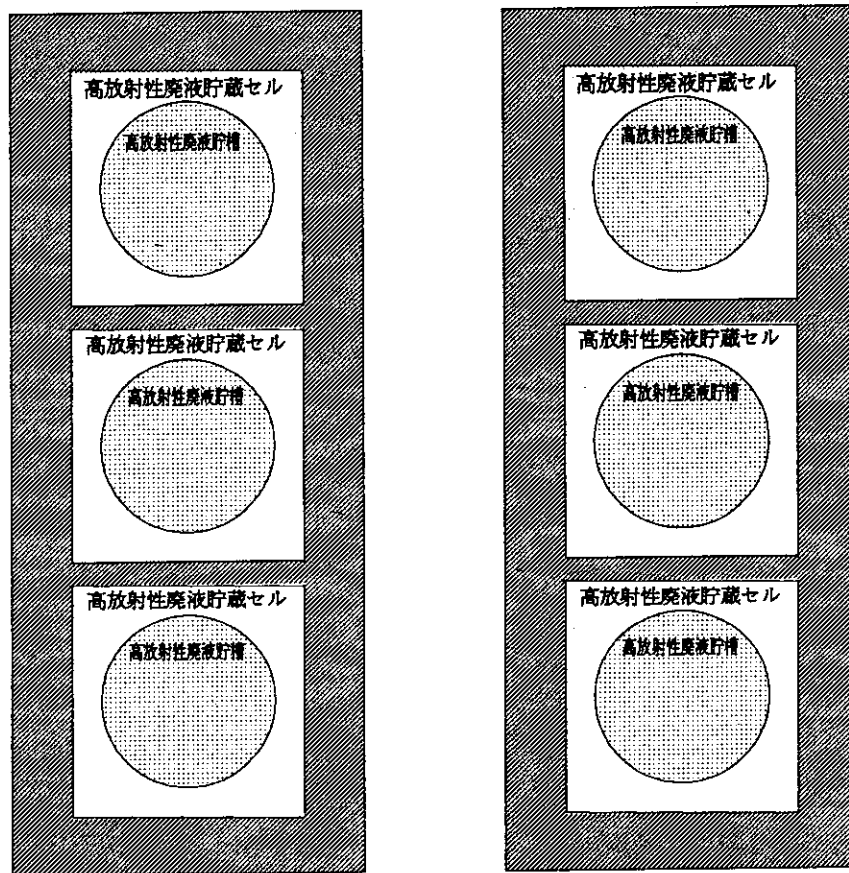
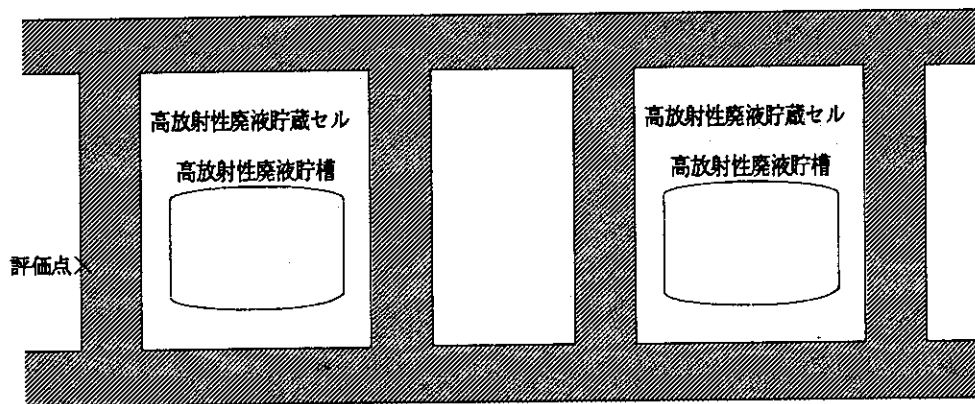


図 4.18 硝酸プルトニウム貯蔵施設概念図



(水平断面図)



(垂直断面図)

図4.19 高レベル廃液貯蔵施設概念図

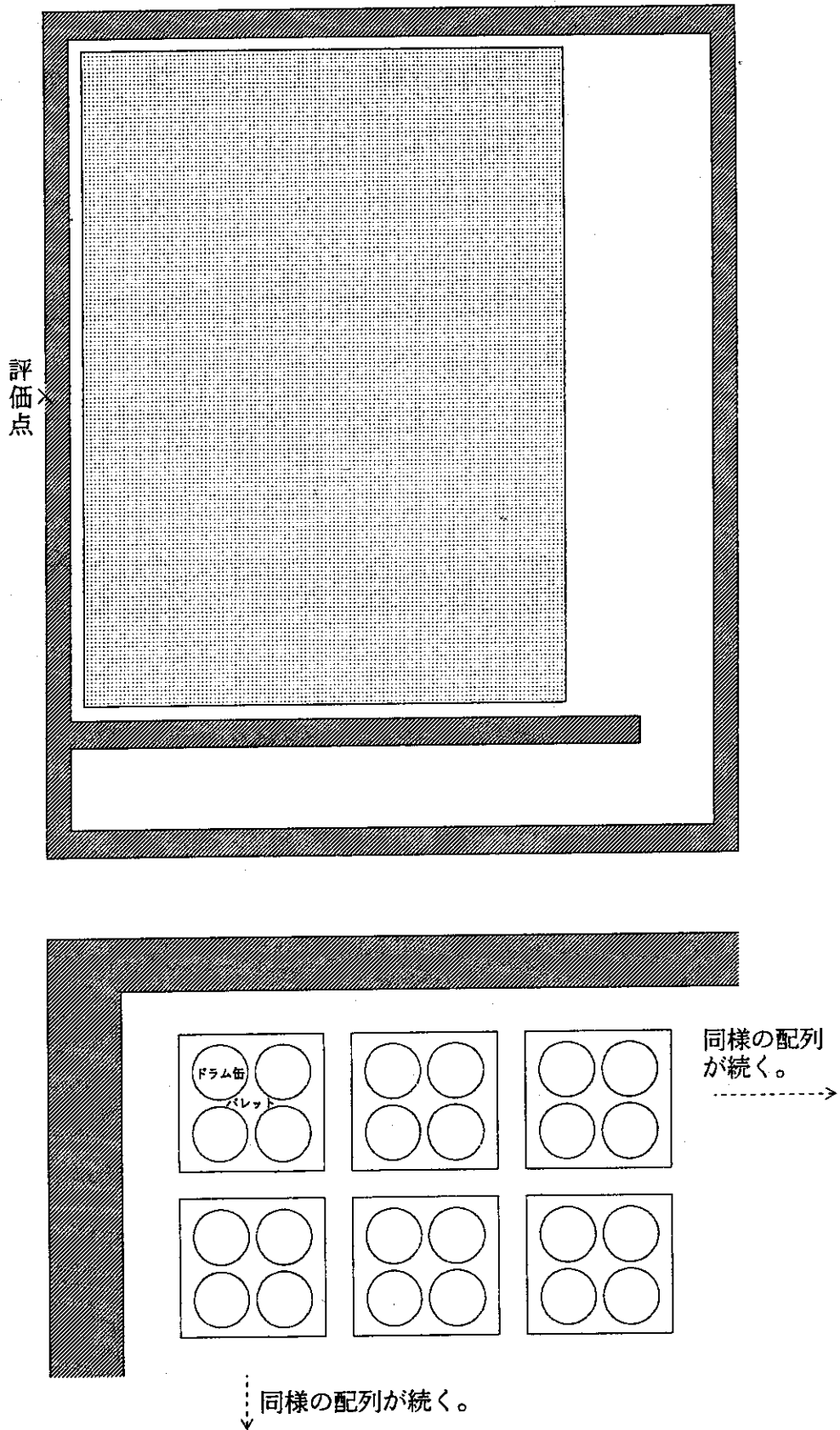


図4.20 (1/2) 低レベル廃棄物貯蔵施設概念図 (水平断面図)

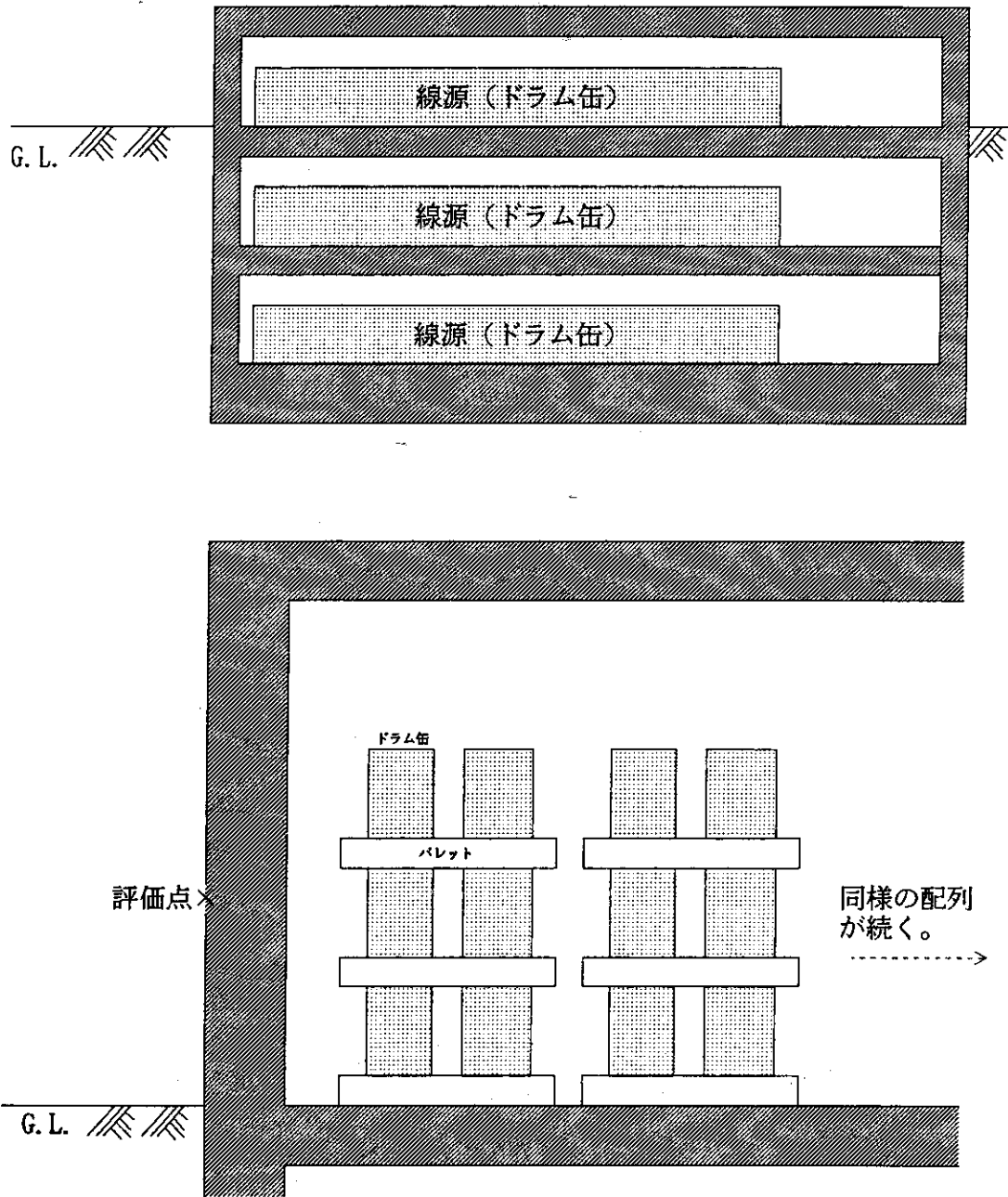


図4.20 (2/2) 低レベル廃棄物貯蔵施設概念図 (垂直断面図)

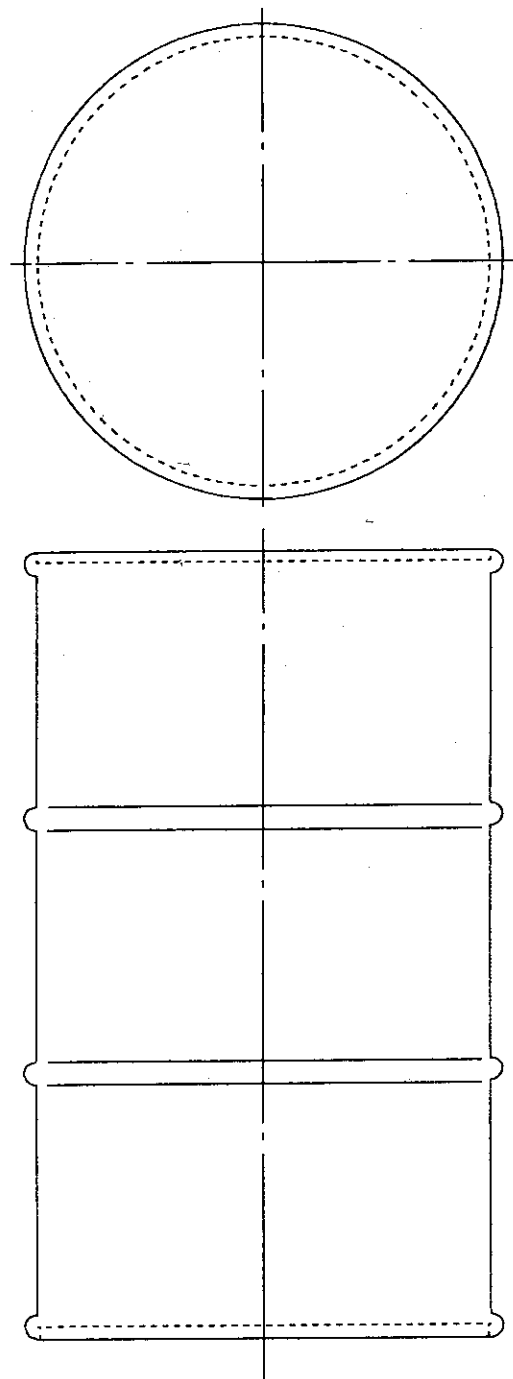


図4.21 低レベル廃棄物ドラム缶概念図

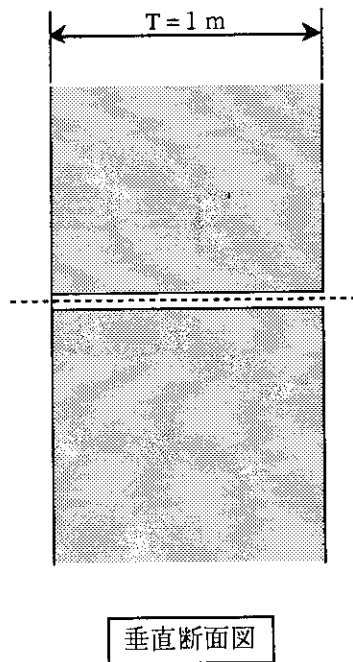
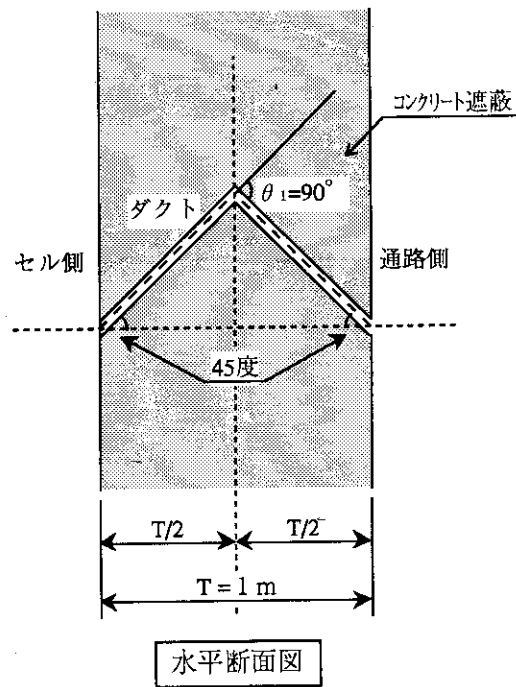


図 4.22 一回屈曲単一ダクト (25A,50A,150A 配管)

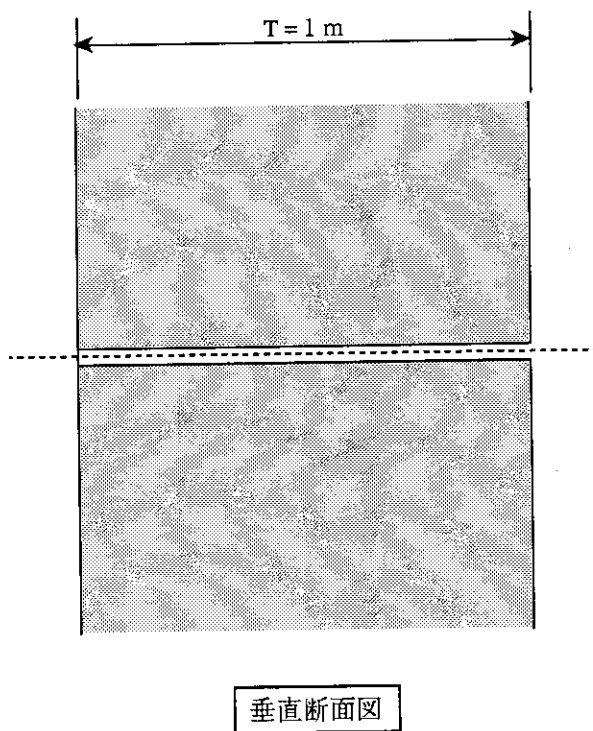
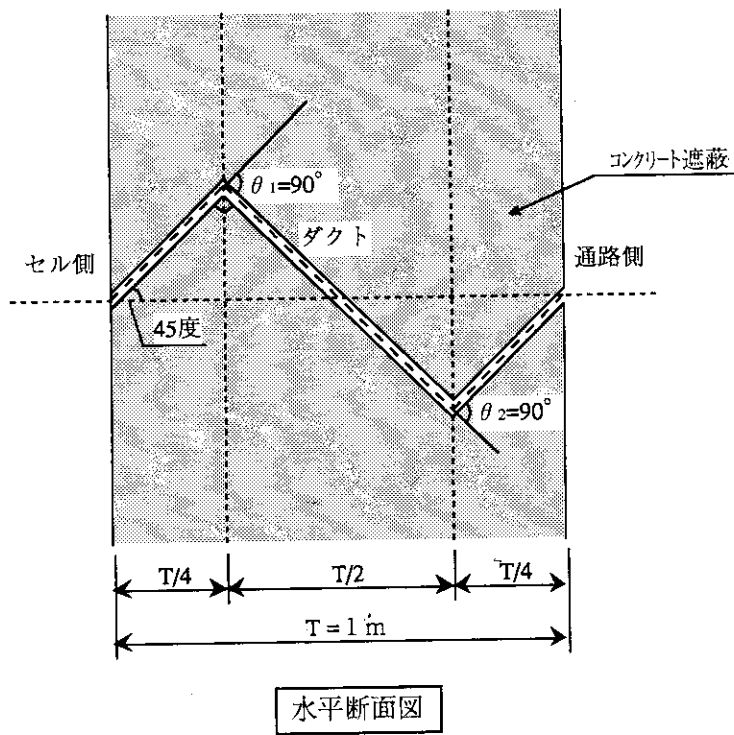
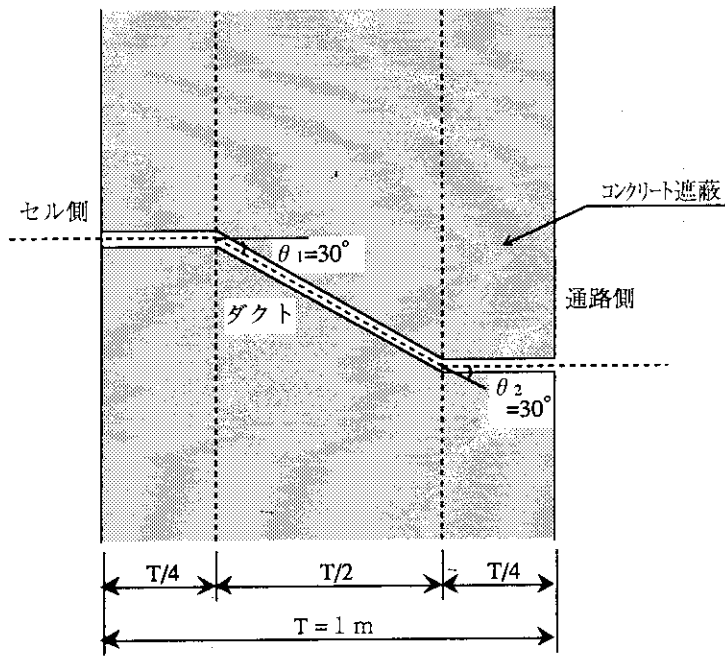
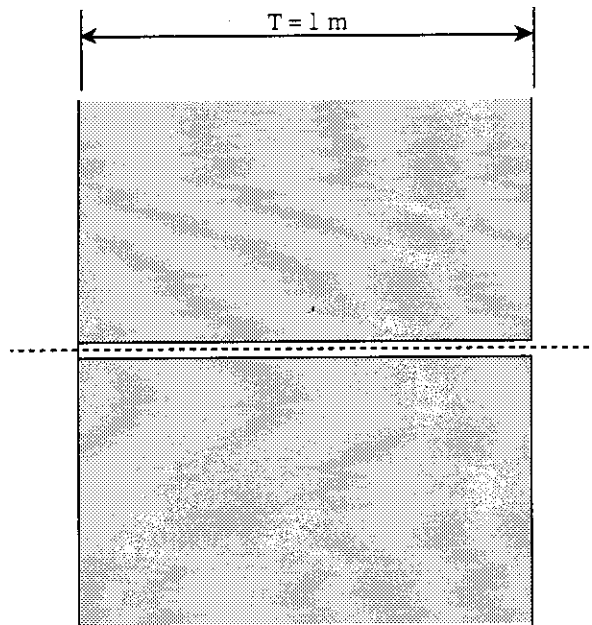


図 4.23 二回屈曲単一ダクト (25A,50A 配管)



水平断面図



垂直断面図

図4.24 二回屈曲単一ダクト (25A,50A 配管)



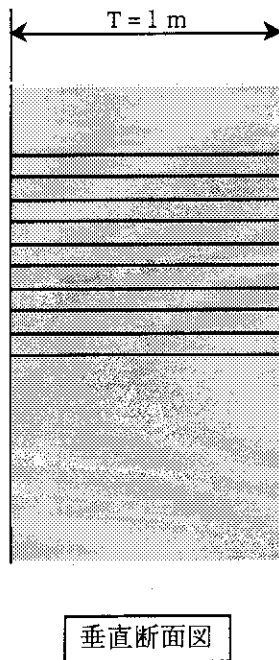
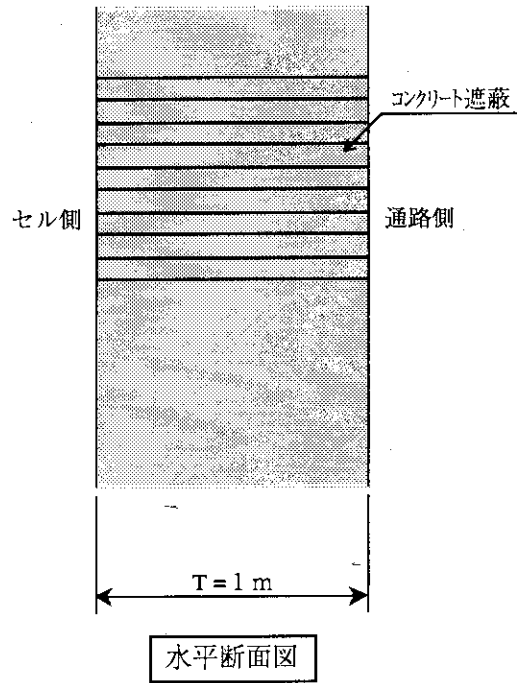


図4.25 複数直ダクト (8A 配管)

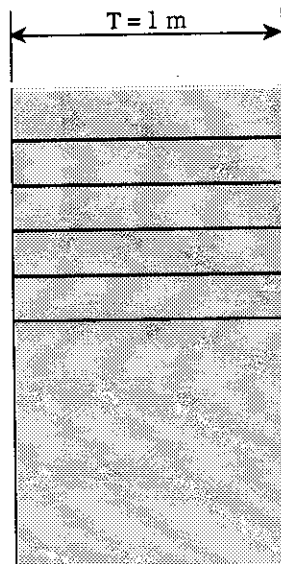
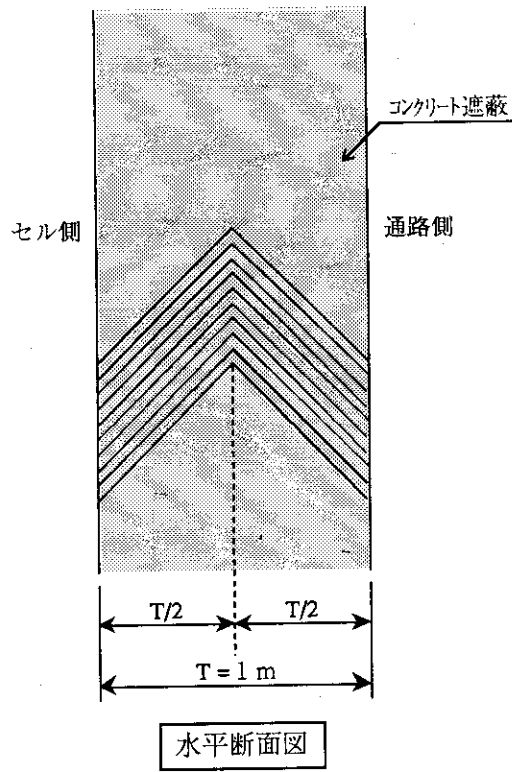
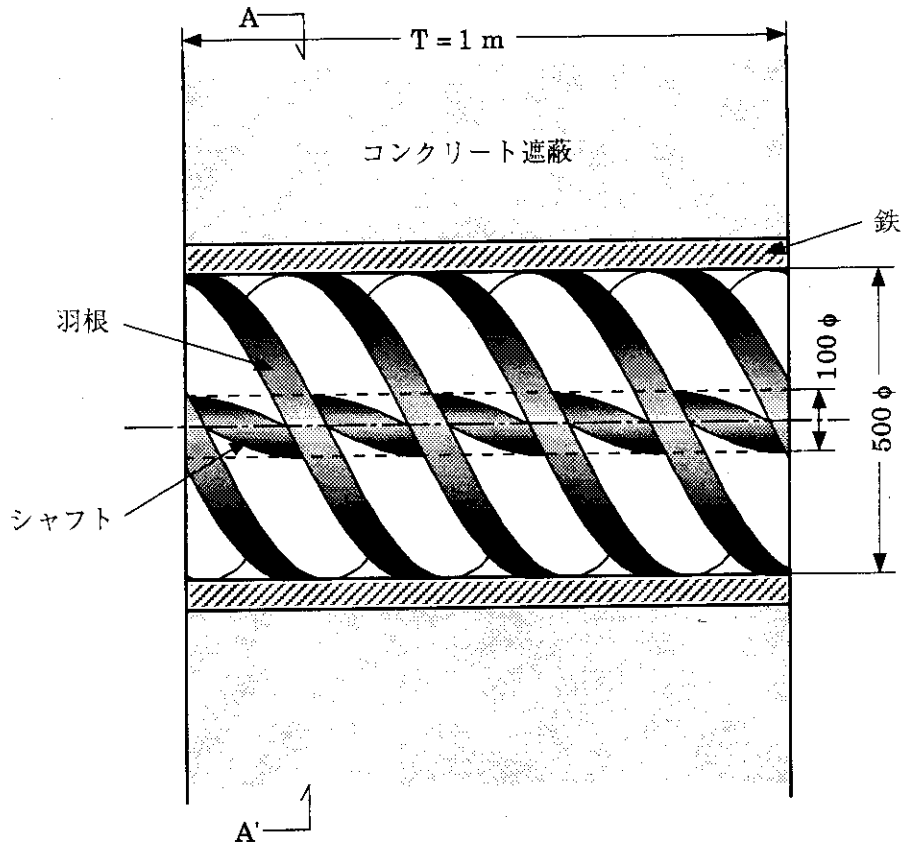
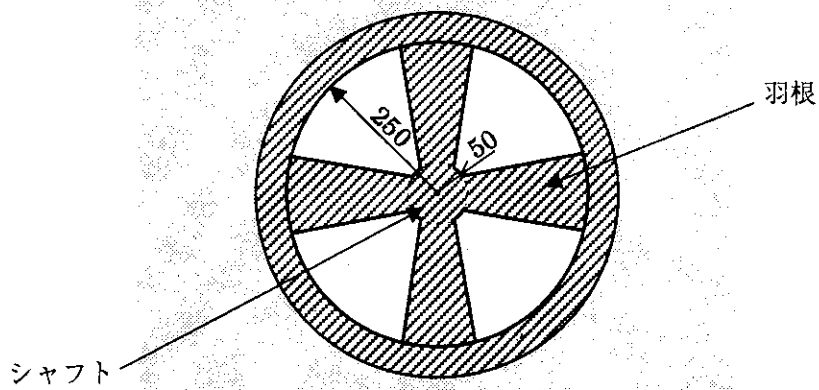


図 4.26 一回屈曲複数ダクト (25A,50A 配管)



- ・羽根枚数 4枚
- ・ピッチ 800 mm  
(着目する羽根が一回転するのに進む距離)
- ・羽根厚 65 mm
- ・羽根材質 鉄 (密度  $7.7 \text{ g/cm}^3$ )



(単位: mm)

A-A' 断面

図4.27 スクリューダクト

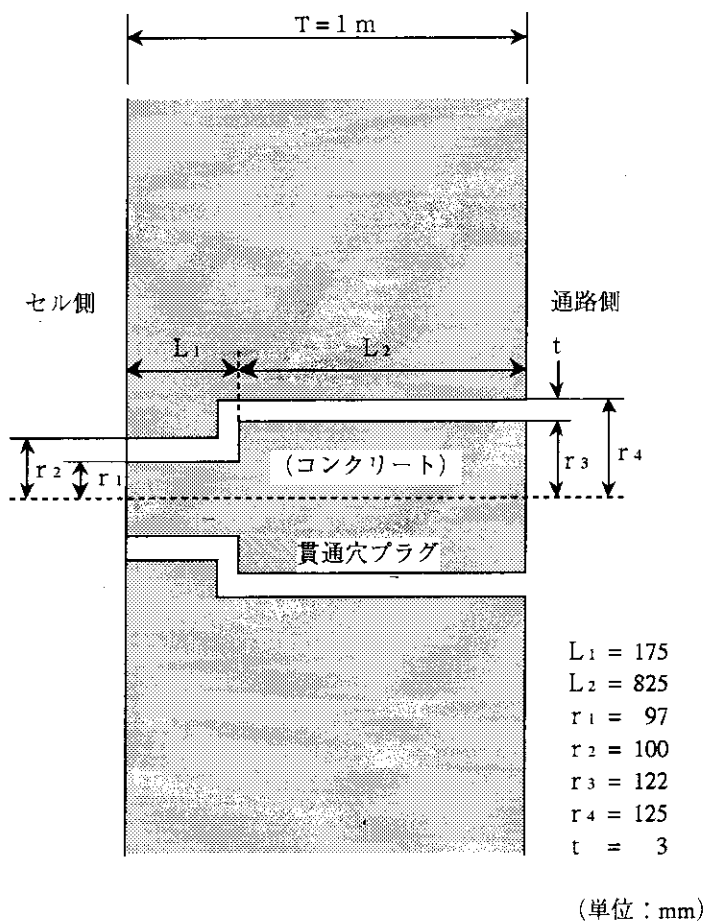
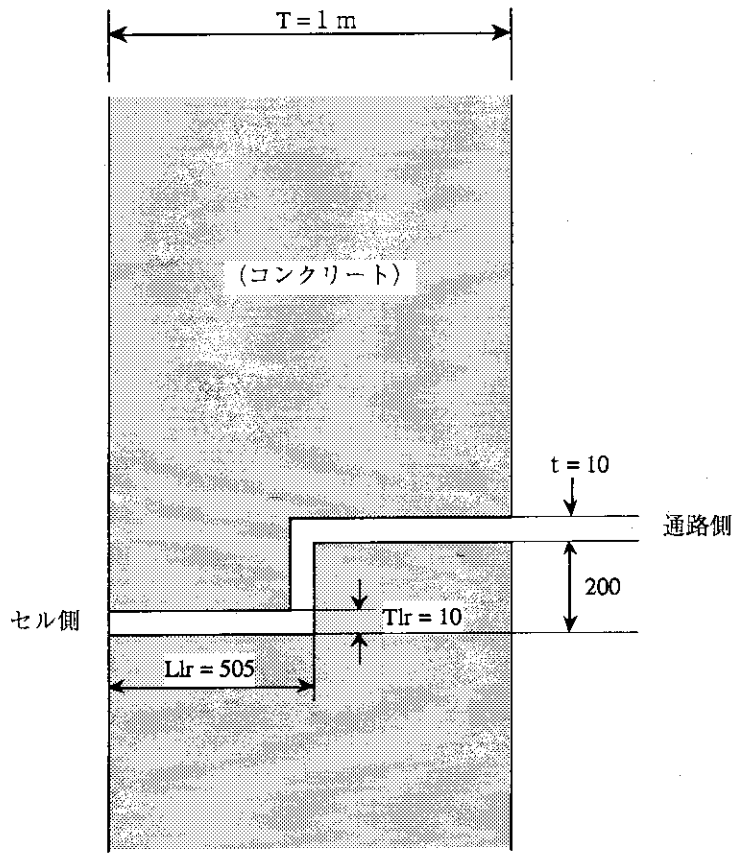


図4.28 プラグ



(単位 : mm)

図4.29 スリット

4.4 遮蔽計算チェックシート

上記検討結果から、遮蔽解析対象項目は(1)に示すとおり放射線業務従事者、周辺監視区域外または敷地境界外の線量当量評価であり、それらについて遮蔽計算を実施する際の計算条件をチェックシートにまとめると、(2)および(3)に示すようになる。

(1) 遮蔽解析対象項目

項目	評価内容
労働者が常時立ち入る場所の線量当量	各法令で定められた線量当量限度を下回るように設定された遮蔽設計区分の設計用基準線量当量率(表4.1に一例を示す)を満足することを確認する。
放射線業務従事者の線量当量	
管理区域外の線量当量	
周辺監視区域、または敷地境界外の線量当量	貯蔵施設等の最大貯蔵能力における線量当量の評価を行う。

(2) 放射線業務従事者の線量当量の評価条件

項目		設計条件
評価対象工程		遮蔽評価を行うべき代表点を選定
線源	密度	工程のプロセス条件を考慮して選定
	核種組成	
	設計用燃料仕様	受け入れる使用済燃料の仕様と工程のプロセス条件を考慮して設定
	線源強度	
エネルギースペクトル		
線量当量率の計算	計算モデル	線源の形態を考慮して体積線源等にモデル化
	計算コード	一般的に以下のコードを使用 (ガンマ線) QAD, ANISN (中性子線, 核分裂ガンマ線) ANISN および2次ガンマ線)
限度値		遮蔽設計区分に応じた各基準線量当量率

## (3) 周辺監視区域または敷地境界の線量当量の評価条件

項 目		設 計 条 件
評価対象工程		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用済燃料の受入れ施設および貯蔵施設</li> <li>・ 再処理設備本体</li> <li>・ 製品貯蔵施設</li> <li>・ 放射性廃棄物の廃棄施設</li> </ul>
線 源	密 度	工程のプロセス条件を考慮して設定
	核種組成	
	設計用燃料仕様	受け入れる使用済燃料の仕様と工程のプロセス条件を考慮して設定
	線源強度	
	エネルギースペクトル	
線 量 当 量 率 の 計 算	計算モデル	線源の分布および遮蔽の形態を考慮してモデル化
	計算コード	一般的に以下のコードを使用 (ガンマ線)      QAD, G33, ANISN (中性子線)      ANISN
限 度 値		1 mSv/年

## 5 輸送容器に対する遮蔽設計計算の実際

### 5.1 遮蔽計算に係る方針

#### 5.1.1 規制の現状

科学技術庁及び運輸省は、我が国における近年の核燃料サイクルに関連する事業活動及び研究開発活動の活発化と国際輸送の増大に対応して、安全規制を図る観点から、国際原子力機関（IAEA）の放射性物質安全輸送規制（1985年版）に基づいて原子力委員会が昭和50年1月に決定した「放射性物質等の輸送に係る安全基準について」を基に、更に放射線審議会の審議を経て、昭和53年7月には、核燃料物質等の輸送に関する行政分担の明確化及び行政措置の新設を内容の一部とする原子炉等規制法の改正を含む原子力基本法の一部改正が成立した。

このような経緯を経て、現在、核燃料輸送物等の輸送の安全規制は、陸上輸送については原子炉等規制法に基づき科学技術庁、運輸省及び都道府県公安委員会により、海上輸送については、船舶安全法に基づき運輸省及び海上保安庁により、また、航空輸送については、航空法に基づき運輸省によりそれぞれ実施されている。図5.1に核燃料輸送の規制に係る基本体系を示す。

#### 5.1.2 輸送の方針と手順

現在、国内の核燃料輸送物等の輸送は、原子炉等規制法、船舶安全法及び航空法のもとに安全規制が行われている。図5.2は国内の核燃料輸送物等の事業所外輸送に係る関連法令を示したものであり、以下に輸送モード毎に輸送の方針と手順概略を示す。

##### (1) 陸上輸送

科学技術庁は、核燃料輸送物等（核燃料物質等を輸送容器に収納し、輸送する状態としたもの）に関する安全基準について、原子炉等規制法に基づく総理府令「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規制」等を定めるとともに、B型輸送物及び核分裂性輸送物においては輸送の都度、輸送される核燃料輸送物等がその安全基準に適合するものであることを確認している。この安全基準は、核燃料輸送物等が輸送中に受ける温度変化、振動等に耐えることはもちろん、荷役中の誤操作、輸送中の交通事故等の事故時においても、安全性を損なうことがないようにとの観点からIAEAが定めた規制に基づいている。

核燃料輸送物等の安全性確認にあたっては、まず、核燃料輸送物等の設計が安全基準に合致するものであることについて、科学技術庁が審査を行い、妥当と認められるものについては、設計承認を与える。次に個々の輸送容器が承認された設計どおりに製作され、保守管理が成されていることを確認の上容器承認を与られている。

これらの手続きの後、実際の輸送にあたっては、輸送の都度、収納する核燃料物質等が承認された設計仕様に合致し、かつ、これが承認された輸送容器に収納されていることの確認がなされた後、科学技術庁長官による車両確認証又は指定運搬物確認機関による核燃料物質等運搬物確認証が交付される。



一方、運輸省は、車両への核燃料輸送物等の積載方法、車両に係る放射線量率、輸送物及び車両に係る標識並びに車両1台あたりの積載限度等の輸送方法に係る安全基準を原子炉等規制法に基づく運輸省令「核燃料物質等車両運搬規則」等に定めるとともに、使用済燃料等の輸送の場合には、輸送の都度、輸送方法が安全基準に適合するものであることについて確認を行っており、運輸大臣による核燃料輸送物確認証又は指定運搬方法確認機関による核燃料物質運搬物確認証を交付している。これら輸送方法に係る安全基準も輸送物の場合と同様に輸送における安全確保の観点からIAEAが定めた規則に基づいている。さらに、核燃料輸送物等の陸上輸送を実施する場合は、あらかじめ、運搬の経路である区域を管轄する都道府県公安委員会に届け出て、運搬証明書の交付を受けなければならない。届出を受けた公安委員会は、輸送経路、日時、車両、速度、車両編成、車間距離等について必要な指示をすることができるようになっている。また、関係都道府県警察によって、所要の措置が取られている。以上の手続きの流れ、準拠条項等について図5.3に示す。

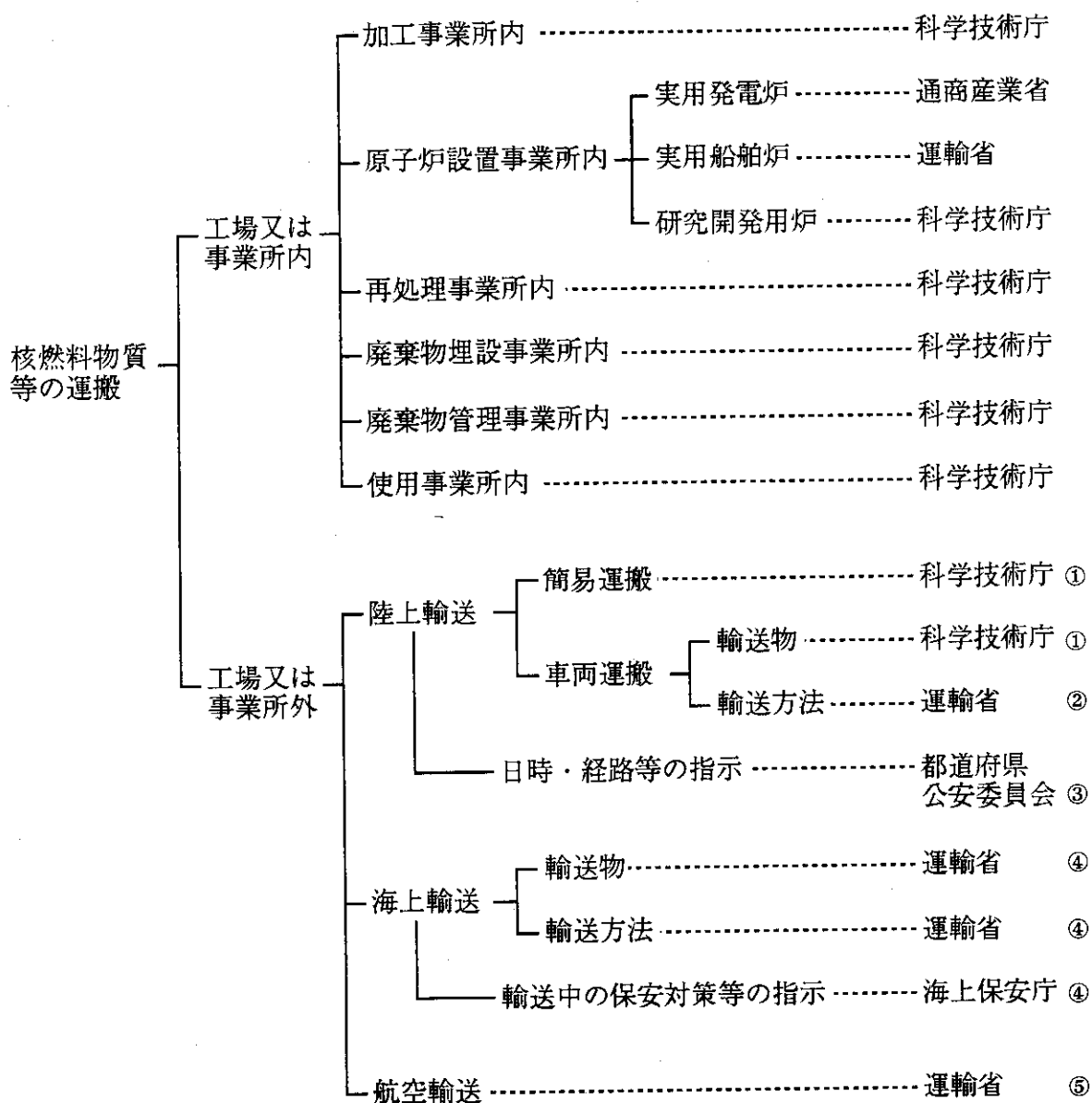
## (2) 海上輸送

海上輸送の場合においても、基本的には陸上輸送の場合と同様の安全規制が行われている。すなわち、運輸省は、核燃料輸送物等に関する安全基準及び船舶への積載方法、標札等核燃料輸送物の運送の方法に関する安全基準を船舶安全法に基づく「危険物船舶運送及び貯蔵規則」等に定め、規則に定める場合に該当するときは、船積みの都度、核燃料輸送物等の運送の方法がこれら安全基準に適合するものであることの確認を行っている。

なお、核燃料輸送物等に関する安全基準は基本的には陸上輸送に供される核燃料郵送物等に関する基準と同等であり、従って、陸、海一貫輸送される核燃料輸送物等については、原子炉等規制法に基づく内閣総理大臣の確認が行われた場合は、船舶安全法に基づく運輸大臣の確認を受けたものとみなすことになっている。さらに、核燃料輸送物等を船舶輸送する場合には、当該船舶の船長は、管区海上保安部の長に対して、放射性物質等運送届けを提出することが必要であり、本部の長は、公共の安全を図るため、運送について必要な指示をすることができることとなっている。

## (3) 航空輸送

核燃料輸送物等の航空輸送に関する安全基準は、航空法に基づく運輸省令「航空法施行規則」等定められており、規則に定める場合に該当する時は輸送の都度輸送物及び輸送方法の基準適合性について運輸大臣の確認を受けることとされている。輸送物に関する安全基準は、基本的に陸上輸送の安全基準と同等であり、従って、陸空一貫輸送の場合、原子炉等規制法に基づく内閣総理大臣の確認を受けた輸送物については、輸送物の基準適合性について運輸大臣の確認を受けたものとみなされる。



注 危険時の措置については、工場又は事業所内の輸送にあつては、事業所の区分に応じ各主務大臣が、事業所の外にあつては内閣総理大臣又は運輸大臣が、それぞれ応急措置を定めるとともに、必要な措置命令を発することとなっている。①⑥ (○内の数字は、次の核燃料輸送物等の輸送に係る関係法令の図中の番号に対応する。)

図5.1 核燃料輸送物等の運搬に関する基本体系

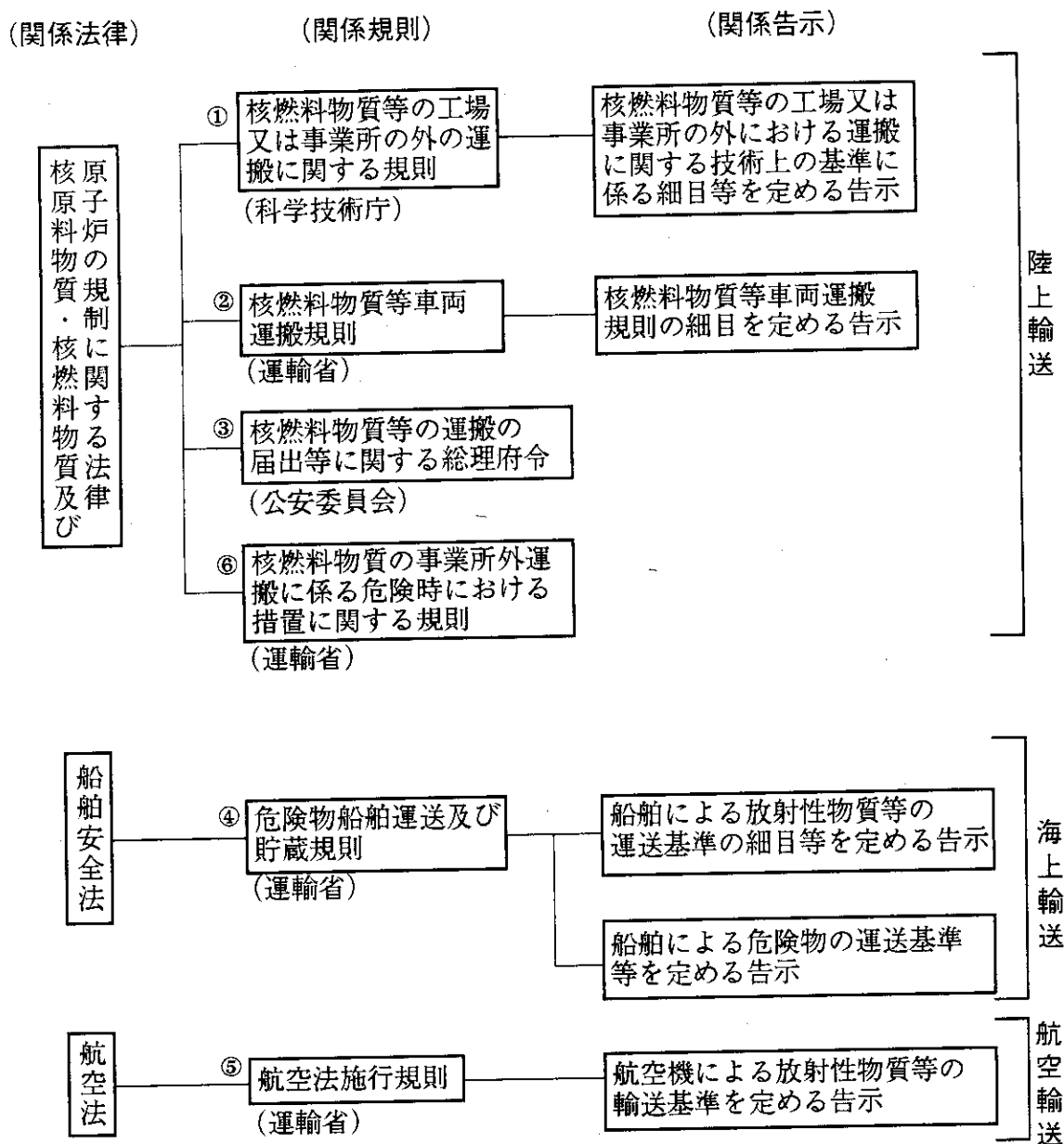


図5.2 核燃料輸送物等輸送関係法令 (事業所外)

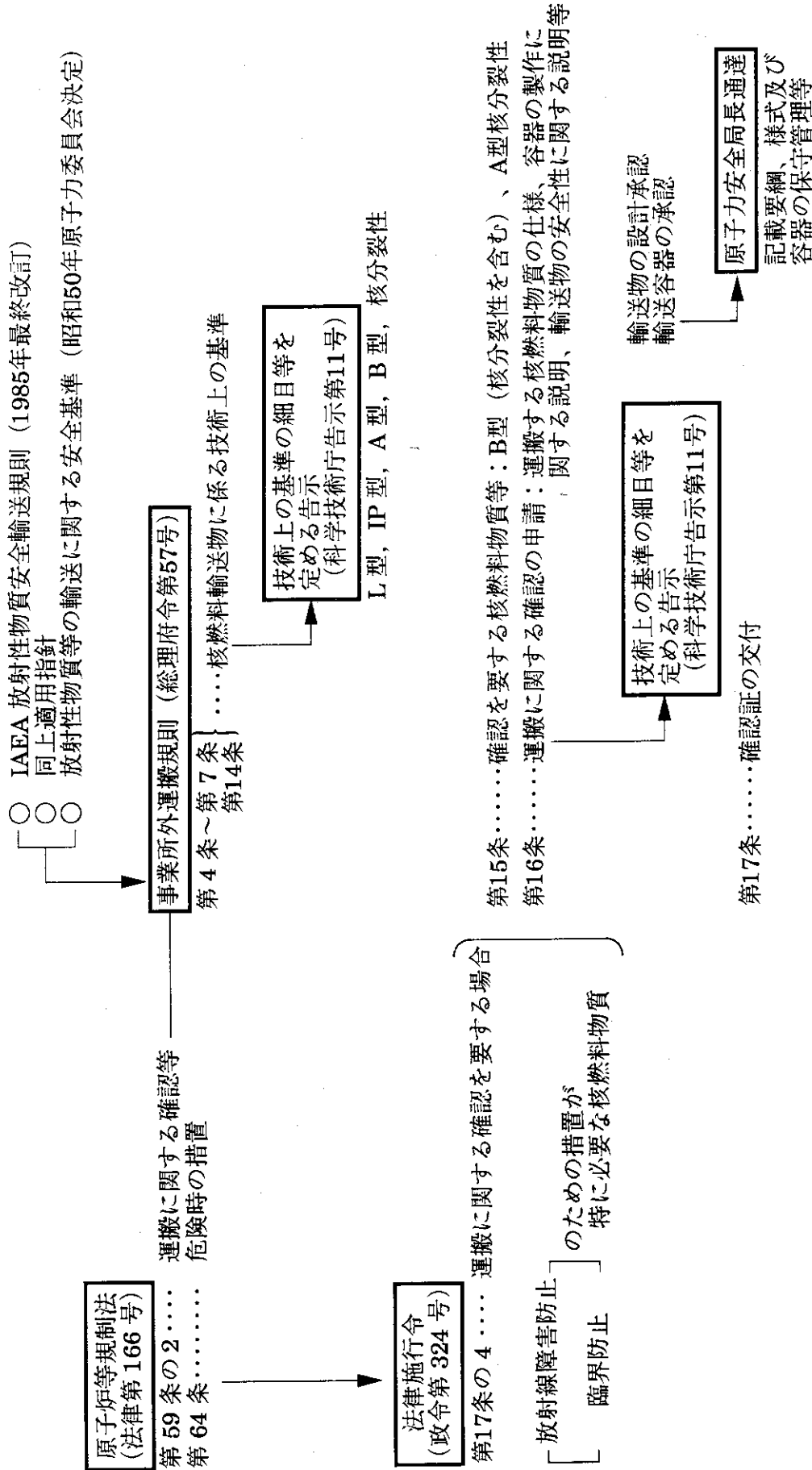


図5.3 核燃料輸送物等の工場又は事業所の外における運搬に関する規制法等の概略

## 5.2 遮蔽計算の方法

使用済核燃料輸送物安全解析書を作成するための遮蔽計算の方法を述べる。

### 5.2.1 線源強度の設定方法

#### (1) $\gamma$ 線線源強度

ORIGEN2<sup>(1)</sup>コードを用いて計算し、構造材放射化線源についても考慮する。

#### (2) 中性子線源強度

ORIGEN2コードを用いて計算する。なお、実効増倍係数は乾式輸送容器では0.3、湿式輸送容器では0.7くらいとし、中性子スペクトルとしては、<sup>235</sup>Uの核分裂スペクトルを用いる。

### 5.2.2 遮蔽計算の方法

以下に示す方法により遮蔽計算を行い、輸送物表面および1 mの位置における最大線量当量率を評価する。

#### (1) $\gamma$ 線

QAD<sup>(2)</sup>コードを用いて計算し、解析モデルは実形状に則して三次元モデルとする。

#### (2) 中性子

DOT-3.5<sup>(3)</sup>コードを用いて計算する。解析モデルは、二次元軸対称モデルを用い、二次 $\gamma$ 線についても計算する。

## 5.3 遮蔽計算の例題

### 5.3.1 線源強度の計算

中性子および $\gamma$ 線線源強度はORIGEN2コードを用いて計算する。中性子の実効増倍係数、 $k_{\text{eff}}$ は図5.4のような燃焼度と中性子線源強度との関係から求める。 $k_{\text{eff}}$ を考慮した中性子線源強度 $S$ は、 $S = S_0 / (1 - k_{\text{eff}})$ となる。ここで $S_0$ は一次中性子線源強度である。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 $\gamma$ 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<sup>60</sup>Coの( $n, \gamma$ )反応により生ずる<sup>60</sup>Coが大部分である。<sup>60</sup>Co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 (<sup>60</sup>Co) の放射能 [Bq]

$N_0$  : ターゲット核種 (<sup>60</sup>Co) の原子個数 [atoms]

$\sigma$  : 反応断面積 (barn : 1.0 [barn] =  $1.0 \times 10^{-24}$  [cm<sup>2</sup>])

2200m/sの中性子による<sup>60</sup>Coの( $n, \gamma$ )反応断面積 : 37.2 [barn]

$\alpha_1$  : 炉内温度 (T) における反応断面積の補正係数

$$\alpha_1 = \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T}}, \quad T_0 = 293 \text{ K}$$

$\alpha_2$  : 熱外中性子の吸収を考慮する場合の補正係数

$\phi$  : 炉内照射熱中性子束 (n/sec · cm<sup>2</sup>)

$\lambda$  :  $^{60}\text{Co}$  の崩壊定数 ( $3.61 \times 10^{-4} / \text{day}$ )

$T_1$  : 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仮定する。

### 5.3.2 通常輸送時および一般の試験条件下

#### (1) バルク計算

湿式および湿式キャスクの一般試験条件下における計算モデルを図5.5および図5.6にそれぞれ示す。 $\gamma$ 線に関してはQADコードが用いられており、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コードによる二次元軸対称モデルで計算されている。DOT-3.5コードに用いる核データライブラリーとしてはDLC-23/Cask<sup>(6)</sup>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。

#### (2) 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5.7に示す。このストリーミング計算には中性子および $\gamma$ 線共に、DOT-3.5コードが用いられている。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<sup>(47)</sup>の式、 $\gamma$ 線には点減衰核法が使われている。

### 5.3.3 特別試験条件下

キャスクは9m落下試験、800°C-30分耐火試験等一連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。

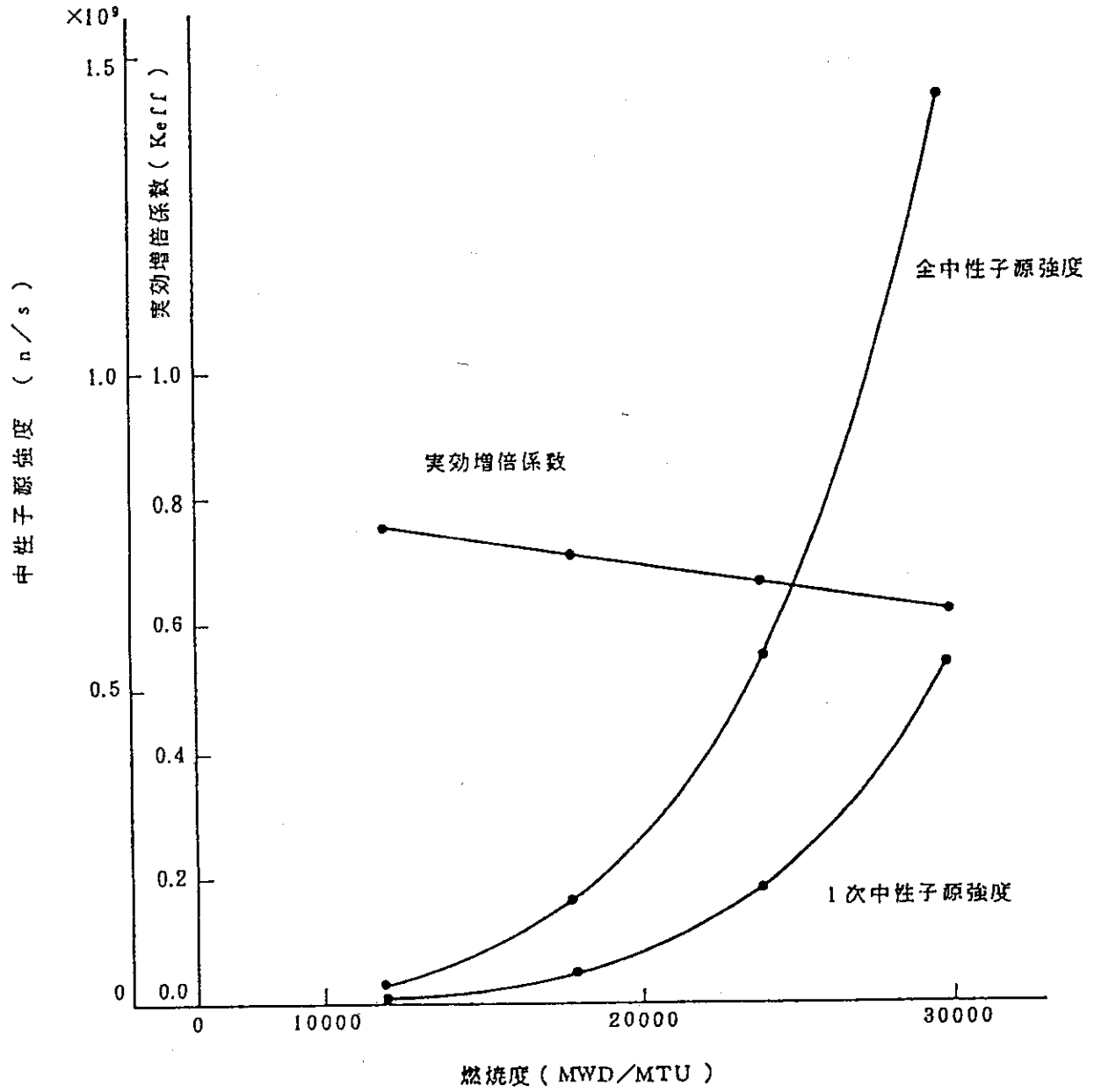


図5.4 燃焼度と中性子源強度の関係

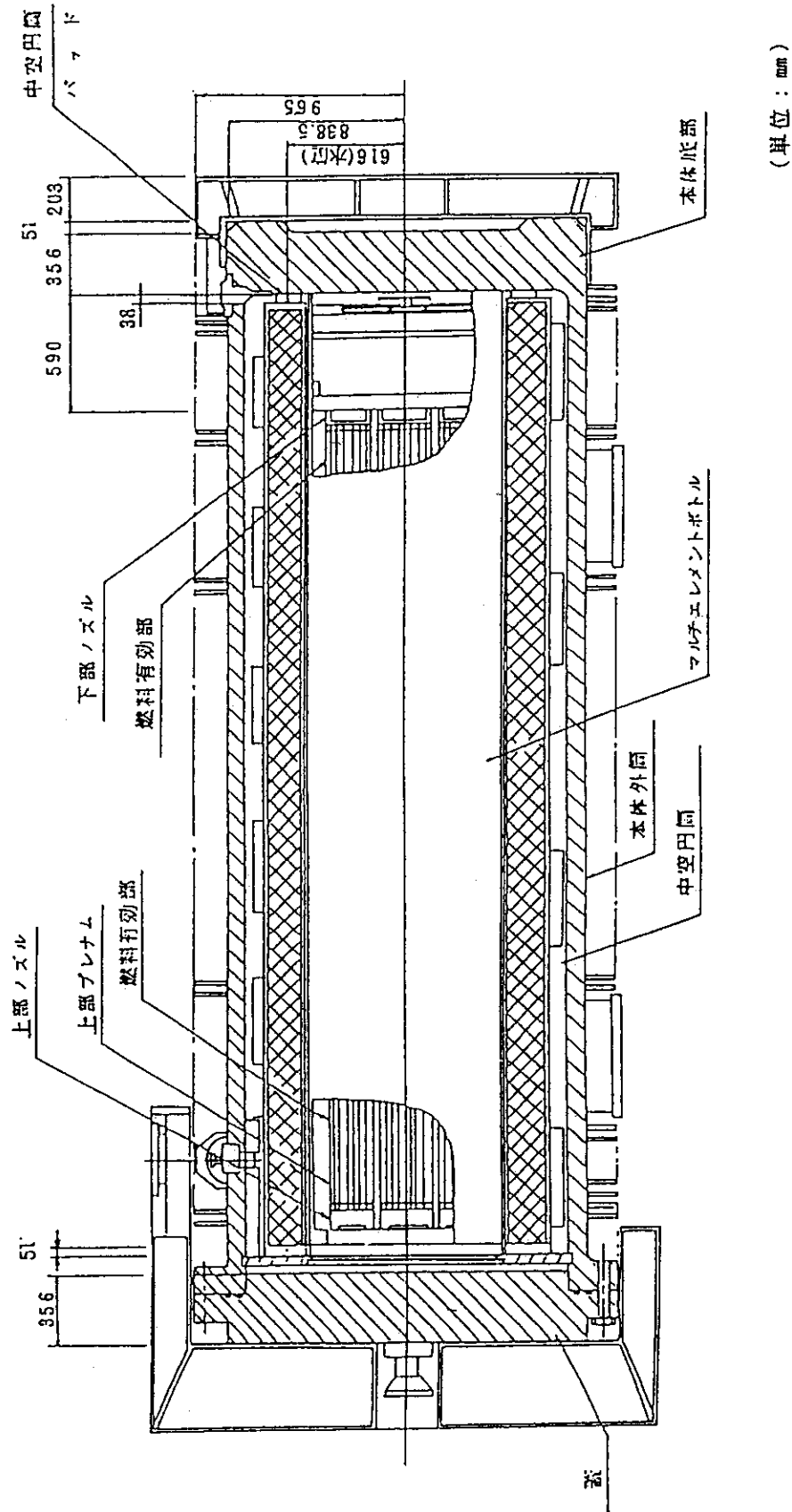
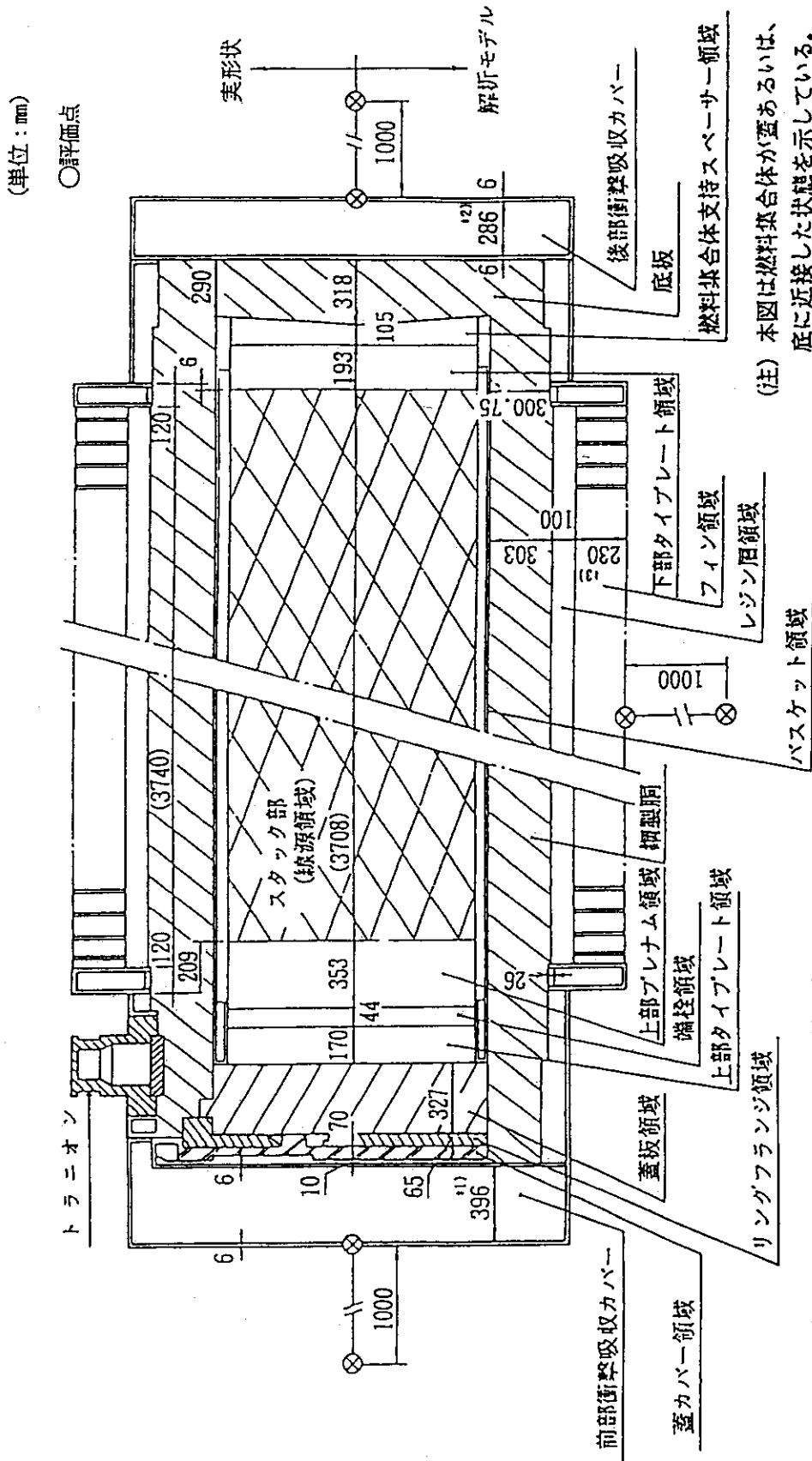


図5.5 輸送物縦断面図 (湿式キャスクの例)





- \* 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

図 5.6 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)

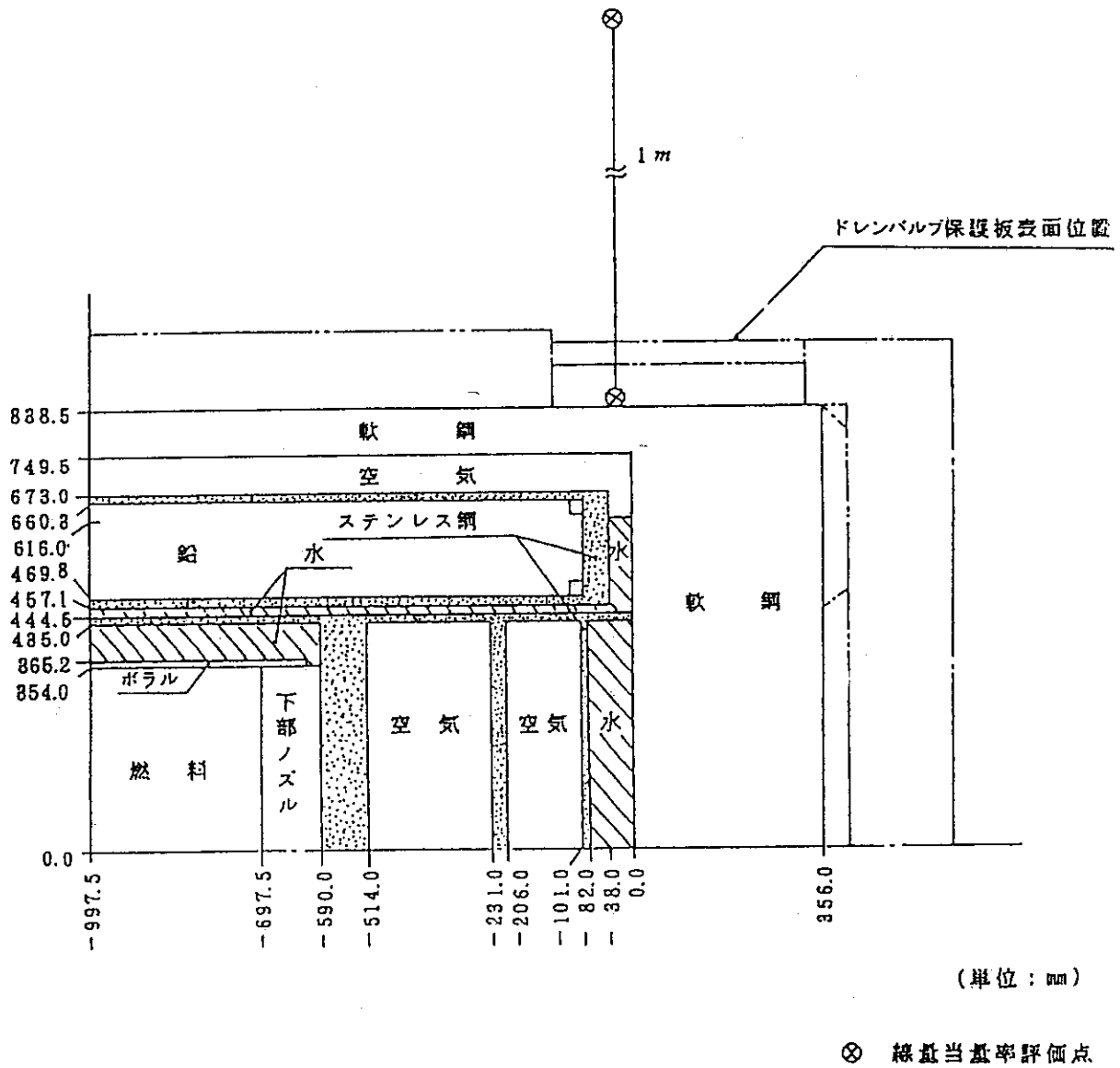


図5.7 中空円筒底部すきまの遮蔽解析モデル  
(通常輸送時, 一般の試験条件)

#### 5.4 遮蔽計算チェックシート

放射性物質の輸送の中でも特に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。安全審査を受けるためには、輸送物（キャスク+収納物）に対する安全解析書を提出する。表5.1は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（科技厅、運輸省）ともほとんど同じ書式を採用している。

表 5.1 使用済核燃料輸送物安全解析書の要約記載書式の例

条件	解析項目	解析条件	解析方法	解析結果
通常輸送時・一般の試験条件・特別の試験条件  遮蔽解析	線源強度	燃料集合体：PWR型X本 解析は下記の条件に対して行う。	ガンマ線源強度： 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
		燃焼度 [MWD/MTU] ケース1 ケース2 比出力 [MW/MTU] 照射日数 [日] 冷却日数 [日]		
			構造材放射化線源について考慮する。	構造材放射化線源強度 [TBq/基] ケース1 ケース2
			中性子線源強度： ORIGEN2コードを用いて計算する。 なお実行増倍係数は0.3とし、中性子スペクトルは <sup>235</sup> Uの核分裂スペクトルとする。	中性子線源強度 [neutrons/sec/基] ケース1 ケース2
				核分裂生成物からのガンマ線合計
				構造材の位置 上部ノズル 上部プレナム 下部ノズル

表 5.1 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	解析条件	解析方法	解析結果 (単位: $\mu\text{Sv/h}$ )															
				輸送物表面			表面より1mの点			輸送物表面			表面より1mの点						
				側部	蓋部	底部	側部	蓋部	底部	側部	蓋部	底部	側部	蓋部	底部				
遮蔽解析	最大線量当量率	・通常輸送時 輸送容器の変形はない。 ・一般の試験条件下 フィン及び前、後部の衝撃吸収カババーの変形量を考慮する。 ・特別の試験条件下 レジン層領域内のレジン及び前部後部衝撃吸収カババー内の木材を無視する。	以下に示す方法により最大線量当量率を評価する。 ・ガンマ線 QADコードを用いて計算解析モデルは実形状に則して三次元モデルとする。二次ガンマ線についても考慮する ・中性子 DOT-3.5コードを用いて計算する 解析モデルは、二次元軸対象モデルを用いる	通常輸送時	ガンマ線														
				通常輸送時	中性子														
				通常輸送時	合計														
				一般の試験条件下	ガンマ線														
				一般の試験条件下	中性子														
				一般の試験条件下	合計														
	基準値				通常輸送時	ガンマ線								2,000		100			
					通常輸送時	中性子										2,000		—	
					通常輸送時	合計											2,000		—
					一般の試験条件下	ガンマ線											2,000		—
					一般の試験条件下	中性子											—		10,000
					一般の試験条件下	合計											—		10,000

## 6. 結言

本資料は、既に刊行されている「遮蔽安全ガイド資料 基礎編」の続編として作成したものである。「実際編」として燃料サイクル施設等の遮蔽設計計算の実際を、具体例を示しながら述べたものであり、核燃料サイクルに関連するウラン加工施設、MOX加工施設、再処理施設および輸送容器に係る遮蔽安全計算・評価のための実際的なガイド資料として、遮蔽計算実務、安全評価実務に携わる人々が座右の書として利用できるものと筆者らは確信している。今後、「遮蔽安全性実証解析専門部会」の準備する遮蔽安全設計および、その評価をする際に遮蔽設計等に携わる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)をあわせ利用すれば、さらに効果的な遮蔽安全設計が可能となろう。

一方、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や、遮蔽設計が有している安全裕度を詳細遮蔽解析計算コードを使用して定量的に評価する作業も行われており、各々解析編、安全裕度編として引き続き刊行予定であるので合わせて利用されたい。

また、一般的な遮蔽計算法等については、例えば、日本原子力学会刊「ガンマ線遮蔽設計ハンドブック」(1988年)、「中性子遮蔽設計ハンドブック」(1993年)等を参照されるとよい。

## 謝辞

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

## 参考文献

- (1) Bell, M. J., "ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code," *ORNL-4628* (1973); Croff, A. G., "ORIGEN2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code," *ORNL-5621* (1980); Croff, A. G., "ORIGEN2 - A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," *Nucl. Technol.* **62**, 335 (1983); *NUREG/CR-200* Rev. 4, "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," Vol. 2, Sec. F6, F7 (1993); RSIC Computer Code Collection CCC-371/ORIGEN-2; RSIC Computer Code Collection CCC-545/SCALE4.2 等
- (2) Malenfant, R. E., "QAD: A Series of Point Kernel General-Purpose Shielding Programs," *LA-3573* (1967); Cain, V. R., "A Users Manual for the Combinatorial Geometry Version of the QAD-P5A Point Kernel Shielding Code," Bechtel Computer Code - NE007 (1977); Harima, Y., *et al.*, "Validity of the Geometrical Progression Formula in Approximating Gamma-Ray Buildup Factors," *Nucl. Sci. Eng.* **94**, 24 (1986); Sakamoto, Y., *et al.*, "QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP," *JAERI-M* 90-110 (1990); RSIC Computer Code Collection CCC-493/QAD-CGGP 等

- (3) Malenfant, R. E., "G\*\*3: A General Purpose Gamma-Ray Scattering Code," *LA-5176* (1973); Harima, Y., *et al.*, "Validity of the Geometrical Progression Formula in Approximating Gamma-Ray Buildup Factors," *Nucl. Sci. Eng.* **94**, 24 (1986); Sakamoto, Y., *et al.*, "QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP," *JAERI-M* 90-110 (1990); RSIC Computer Code Collection CCC-494/G33-GP 等
- (4) (財) 原子力安全研究協会, 「スカイシャイン線量評価法確立のための調査研究報告書」 (1979)
- (5) Engle, W. W. Jr., "A Users Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," *K-1963* (1973); RSIC Computer Code Collection CCC-254/ANISN 等
- (6) Rhoades, W. A., Mynatt, F. R., "The DOT-III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," *ORNL-TM-4280* (1973); RSIC Computer Code Collection CCC-276/DOT-3.5 等
- (7) (株) 東芝, 「再処理施設の設計用 BWR 燃料条件について」, *TLR-R00* (1991); (株) 日立製作所, 「再処理施設の設計用 BWR 燃料条件について」, *HLR-045* (1991); 三菱原子力工業 (株), 「再処理施設の設計用 PWR 燃料条件について」, *MAPI-3008* (1991); 原子燃料工業 (株), 「再処理施設設計用の原燃工製燃料条件について」, *NFK-8098* (1991); 三菱原子力工業 (株), 「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); 三菱マテリアル (株), 「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) 等
- (8) Morrison, G. W., *et al.*, "A Coupled Neutron and Gamma-Ray Multigroup Cross Section Library for Use in Shielding Calculations," *Trans. Am. Nuc. Soc.*, **15**, 535 (1972); RSIC Data Library Collection ZZ-DLC-23E/CASK 等
- (9) Jaeger, R. G. (ed.), "Engineering Compendium on Radiation Shielding," Vol. I, Chap. 8, Springer-Verlag (1968)
- (10) Wijker, H., *Proc. Conf. Physics Problems of Reactor Shielding, Harwell, U. K., Vol. III*, 755 (1967)
- (11) (編) 関口晃, 内藤俣孝, 「再処理施設の放射線遮蔽安全ガイド資料」, *JAERI-M* 86-060 (1986)
- (12) 日本原子力学会, 「ガンマ線遮蔽設計ハンドブック」 (1988)
- (13) Aalto, E., Krell, Å., "On the Attenuation of Neutrons and Photons in a Duct Filled with a Helical Steel Plug," *Nucl. Sci. Eng.* **27**, 433 (1967)
- (14) Guilinger, W. H., *et al.*, "SPAN-3, A Shield Design Program for the Philco-2000 Computer," *WAPD-TM-235* (1962)
- (15) Emmett, M. B., "The MORSE Monte Carlo Radiation Transport Code System," *ORNL-4972* (1975); RSIC Computer Code Collection CCC-203/MORSE-CG 等
- (16) Briesmeister, J. (ed.), "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4A," *LA-12625* (1993); RSIC Computer Code Collection CCC-200/MCNP4A 等
- (17) Simon, A., Clifford, C. E., "The Attenuation of Neutrons by Air Ducts in Shields," *Nucl. Sci. Eng.* **1**, 156 (1956)