

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-16-0002_改2
提出年月日	2021年5月20日

VI-1-9-3-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書

目 次

1.	概要	1
2.	緊急時対策所の居住性に関する基本方針	1
2.1	基本方針	1
2.2	適用基準，適用規格等	2
3.	緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置	4
3.1	換気設備等	4
3.1.1	緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系	5
3.1.2	放射線管理用計測装置	8
3.2	生体遮蔽装置	8
3.3	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	8
3.4	資機材及び要員の交替等	8
3.5	代替電源	9
4.	緊急時対策所の居住性評価	10
4.1	線量評価	10
4.1.1	評価方針	10
4.1.2	線量計算	17
4.2	酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価	26
4.2.1	評価方針	26
4.2.2	評価結果	29
4.3	緊急時対策所の居住性評価のまとめ	30
5.	熱除去の評価	31
5.1	緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価	31
5.1.1	緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法	31
5.1.2	緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法	31
5.2	2次しゃへい壁及び補助しゃへいの熱除去の評価	32
5.2.1	2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法	32
5.2.2	2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける温度上昇の計算方法	32
5.3	温度上昇のまとめ	32
別添1	緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について	
別添2	緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について	

1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第46条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく緊急時対策所の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 緊急時対策所の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

緊急時対策所の居住性を確保する観点から、以下の機能を有する設計とする。

- (1) 緊急時対策所は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できるとともに、それら関係要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。
- (2) 緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等時に対処するために必要な数の要員を収容できるとともに、当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な遮蔽設計及び換気設計を行い、緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧空気供給系、緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいにより居住性を確保する。

緊急時対策所の居住性を確保するためには換気設備を適切に運転し、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止する必要がある。このため、放射線管理施設の放射線管理用計測装置により、大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視、測定し、換気設備の運転・切替の確実な判断を行う。

その他の居住性に係る設備として、緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、可搬型の酸素濃度計（緊急時対策所用）を保管するとともに、二酸化炭素濃度も酸素濃度と同様に居住性に関する重要な制限要素であることから、可搬型の二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）を保管する。また、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）からの給電が可能な設計とする。

これら、居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等、運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、緊急時対策所の居住性確保について評価する。

居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成25年6月19日原規技発第13061918号）（以下「審査ガイド」という。）を参照して放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。また、居住性評価のうち緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）労働安全衛生規則」（昭和47年9月30日労働省令32号）（以下「労働安全衛生規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令42号）（以下「酸素欠乏症等防止規則」という。）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し、許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準，適用規格等

緊急時対策所の居住性に適用する基準，規格等は，以下のとおりとする。

- ・ 解釈
- ・ 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日原子力安全・保安院制定）
- ・ 労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）労働安全衛生規則（昭和47年9月30日労働省令第32号）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力委員会決定）
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）
- ・ 技術基準規則
- ・ 空気調和・衛生工学便覧（平成22年2月第14版 空気調和・衛生工学会）（以下「空気調和・衛生工学便覧」という。）
- ・ 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- ・ 労働安全衛生法（昭和47年法律第57号）酸素欠乏症等防止規則（昭和47年9月30日労働省令42号）
- ・ 沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について TLR-032 改訂5 株式会社東芝，平成18年2月

- ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- 審査ガイド
- JENDL-3.2に基づく ORIGEN2用ライブラリ : ORLIBJ32 (JAERI-Data/Code 99-003(1999年2月))
- L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- J.L. Sprung, et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters" , NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- R.G.1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors"
- JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 [構造性能照査編]

3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置

緊急時対策所は、必要な要員を収容できるとともに、重大事故等時において、緊急時対策所の気密性並びに換気設備及び生体遮蔽性能とあいまって、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ緊急時対策所内でのマスク着用、交替要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設設備を考慮しない要件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

居住性に係る被ばく評価では、放射性物質が大気中へ放出されている間は、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の使用により緊急時対策所内を加圧し、希ガスを含む放射性物質の侵入を低減又は防止することとしている。このため、緊急時対策建屋（遮蔽含む。）、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の性能を維持・管理することで、被ばく評価条件を満足する設計とする。また、被ばく評価条件並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価条件を満足するよう、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の機能・性能試験を実施する。

資機材の保管、管理等については、添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）の詳細については、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備、防護具の配備及び運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1 換気設備等

緊急時対策所換気空調系（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置）及び緊急時対策所加圧空気供給系は、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を喪失しないようにする。また、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止し、「3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とするとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が重大事故等時の対策のための活動に支障がない濃度の維持及び抑制ができる設計とする。

換気設計に当たっては、緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とするとともに、緊急時対策所内には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、合計65名を収容する。また、緊急時対策所の収容可能人数は、それを上回る人数として、最大200名を収容できる設計とする。

緊急時対策所は、緊急時対策所外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物に対して、緊急時対策所換気空調系の弁を閉止し外気の取込みを一時停止することにより、対策要員を防護する。

重大事故等時に大気中に放出された放射性物質の状況に応じ、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の確実な運転・切替操作ができるよう、緊急時対策所内にて放射線量を監視できる設計とする。

3.1.1 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系

緊急時対策所換気空調系は、重大事故等時に大気中に放出された放射性物質による放射線被ばくから緊急時対策所内にとどまる要員を防護するため、緊急時対策所換気空調系の運転状態を高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通して外気を取込むプルーム通過前後モードに切り換え、緊急時対策建屋の地下階を加圧することにより、緊急時対策所非常用フィルタ装置を通らない空気の緊急時対策建屋地下階への侵入を防止する設計とする。

放射性雲通過時には、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の運転状態をプルーム通過中モードに切り替え、緊急時対策所等を緊急時対策所加圧空気供給系にて加圧することで、周辺エリアより高い圧力とし、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

放射性雲通過後には、緊急時対策所加圧空気供給系を停止し、緊急時対策所換気空調系の運転状態をプルーム通過前後モードに切り替え、フィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の構成図を図3-1に示す。また、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の運転モードごとの構成図を図3-2及び図3-3に示す。

緊急時対策所換気空調系の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-2 緊急時対策所換気空調系の強度計算書」に、緊急時対策所加圧空気供給系の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-4 緊急時対策所加圧空気供給系の強度計算書」に示す。

(1) 居住性確保のための換気設備運転

a. 緊急時対策所換気空調系による加圧

緊急時対策所は、緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置により放射性物質を低減しながら外気を取り入れることができる。

また、緊急時対策建屋地下階は、緊急時対策所非常用送風機により地上階よりも正圧に維持されるため、インリークはない。

b. 緊急時対策所加圧空気供給系による加圧

緊急時対策所等は，緊急時対策所空気供給系により正圧化されるため，放射性雲通過中に緊急時対策所内へ外気が侵入することはない。

(2) 緊急時対策所非常用送風機

緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくを低減し，かつ，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない濃度に維持及び抑制でき，1個で緊急時対策所内を換気するために必要な容量を有する設計とする。容量の設定に当たっては，緊急時対策所の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するために必要な容量を考慮する。また，緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策建屋内に設置し，外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）との切替えができるよう，緊急時対策所内のスイッチによる操作が可能な設計とする。

(3) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

緊急時対策所非常用フィルタ装置は，緊急時対策所非常用送風機と同様，1個で必要な容量を有する設計とするとともに，チェンジングエリアを含め，緊急時対策所内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう，十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を確保するため，高性能エアフィルタとチャコールエアフィルタを直列に配列することで，除去効率を高める設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置の除去効率を表3-1に，緊急時対策所非常用フィルタ装置の概略図を図3-4に示す。

a. フィルタ除去効率

緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能エアフィルタによるエアロゾルの除去効率は，99.99%以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）となるように設計し，チャコールエアフィルタによるよう素の除去効率は，99.75%以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）となるように設計する。

b. フィルタ除去性能の維持等

(a) 除去性能（効率）については，以下の性能検査を定期的実施し，確認する。

- ・微粒子／よう素除去効率検査
- ・漏えい率検査及び総合除去効率検査

(b) フィルタ仕様（使用環境条件）の範囲内で使用する必要があることから，温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることがないように，緊急時対策建屋にて使用する。

(c) 原子炉格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量（フィルタ捕集量）に対し，緊急時対策所非常用フィルタ装置は十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置

のフィルタ捕集量については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

- (d) 原子炉格納容器から放出され、緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱により、その性能（除去効率）が低下しない設計とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱による温度上昇については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。
- (e) 緊急時対策所非常用フィルタ装置は、高性能エアフィルタを設置することで、粉塵等の影響によるチャコールエアフィルタの目詰まりを防止し、チャコールエアフィルタの差圧が過度に上昇しない設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持については、別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

c. 緊急時対策所内の対策要員への影響

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、緊急時対策所非常用フィルタ装置自体が放射線源になることを踏まえ、緊急時対策所へ出入りする対策要員の被ばく防護のため、緊急時対策所遮蔽普通コンクリート（厚さ ）より外側の緊急時対策建屋内に設置する。

(4) 緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）

放射性物質放出時、緊急時対策所内に希ガス等の放射性物質が流入することを防ぐため、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）により緊急時対策所等を加圧し、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくの低減又は防止を図る。

緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）は、線量評価における放射性物質の放出継続時間が10時間であることを踏まえ、緊急時対策所を正圧に加圧でき、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持及び抑制するために必要な容量を確保するだけでなく、余裕を含めて540個（1個当たりの空気容量が46.7Lのもの）を配備するものとする。

また、外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所換気空調系との切替えができるよう、緊急時対策所内のスイッチによる操作が可能な設計とする。

なお、系統に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するため、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）出口に安全弁を設ける設計とする。

緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の強度に関する詳細は、添付書類「VI-3-3-5-1-4-1 緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）の強度評価書」に示す。

(5) 差圧計（緊急時対策所用）

差圧計（緊急時対策所用）は、正圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる計測範囲として-100～500Paを有するものを1個設置する。

3.1.2 放射線管理用計測装置

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため、換気設備の操作に係る確実な判断ができるように放射線管理施設の放射線管理用計測装置（可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所可搬型エリアモニタ）により、大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視・測定する。

緊急時対策建屋屋上に加圧判断用として可搬型モニタリングポストを、緊急時対策所内に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置し、各々を監視することにより、放射性雲通過時に緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の操作を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は、添付書類「VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

なお、可搬型モニタリングポストは、放射線管理施設の放射線管理用計測装置を緊急時対策所の設備として使用する。

3.2 生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいは，基準地震動 S_s による地震力に対し，機能を喪失しないようにするとともに，緊急時対策所内にとどまる要員を放射線から防護するための十分な遮蔽厚さを有する設計とし，「3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5. 熱除去の評価」に示す。緊急時対策所の開口部の設計については，別添2「緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について」に示す。

3.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるように酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）を保管する。

酸素濃度計（緊急時対策所用）及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）の詳細については，添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

3.4 資機材及び要員の交替等

緊急時対策所にとどまる要員や放射性雲通過後に屋外作業を行う対策要員の被ばく低減措置を行う場合に備えたマスク，安定よう素剤等の防護具類やチェンジングエリアを運営するために必要な資機材を配備する。

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、状況に応じて交替する要員や屋外作業を行った対策要員が緊急時対策所内へ汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設置する。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

チェンジングエリアは、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、放射線管理班長の指示があった場合、あらかじめ配備している資機材により運用する。

資機材の保管、管理等については、添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に、チェンジングエリアの詳細については、添付書類「VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5 代替電源

緊急時対策所非常用送風機は、常用電源設備からの給電が喪失した場合においても常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、添付書類「VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」及び添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

4. 緊急時対策所の居住性評価

緊急時対策所の居住性について、「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価する。

4.1 線量評価

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価を実施し、緊急時対策所の居住性が判断基準を満足することを示す。

評価対象は、緊急時対策所とし、対策要員が7日間滞在し続けるものと仮定して実効線量を評価する。緊急時対策所の遮蔽構造を図4-1に、換気設備の系統図を図3-1に示す。

4.1.1 評価方針

(1) 判断基準

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては、審査ガイドに基づき、評価を行う。

判断基準は、解釈の第76条の規定のうち、以下の項目を満足することを確認する。

第76条（緊急時対策所）

- 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。
 - e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。
 - ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
 - ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
 - ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
 - ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

(2) 想定事故

想定する事故については、審査ガイドに従い「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」とする。

(3) 被ばく経路

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図4-2に、緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路を示す。

- a. 被ばく経路① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- b. 被ばく経路② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャインガンマ線）
- c. 被ばく経路③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャインガンマ線）
- d. 被ばく経路④ 緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

なお、本評価においては、対策要員の交替は考慮しないものとする。

(4) 大気中への放出量評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。また、大気中への放出量評価条件を表4-1に示す。

a. 事故直前の炉内内蔵量

事故直前の炉内内蔵量の計算には、燃焼計算コードORIGEN2コードを使用する。計算に当たっては、9×9燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転履歴を考慮して炉心内蔵量を計算する。

- ・ 燃焼度 : 55000MWd/t（燃焼期間は、5サイクルの平衡炉心を想定）
- ・ 比出力 : 26MW/t
- ・ 初期濃縮度 : 3.8%
- ・ 核データライブラリ : JENDL3.2（BWRSTEP-3 VR=0%, 60Gwd/t）

以上により計算した標準9×9燃料炉心の単位熱出力当たりの炉内内蔵量を表4-2に示す。

事故直前の炉内内蔵量は、この値に原子炉熱出力である2436MWを掛け合わせて計算する。

b. 大気中への放出量

事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定する。

ここで、放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。

希ガス類	: 97%
よう素類	: 2.78%
	(CsI : 95%, 無機よう素 : 4.85%, 有機よう素 : 0.15%)
Cs類	: 2.13%
Te類	: 1.47%
Ba類	: 0.0264%
Ru類	: $7.53 \times 10^{-8}\%$
Ce類	: $1.51 \times 10^{-4}\%$
La類	: $3.87 \times 10^{-5}\%$

以上により計算した大気中への放出量を表4-3に示す。

c. 原子炉建屋内の存在量

NUREG-1465*の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質を設定する。

ここで、放射性物質の炉内内蔵量に対して、事故発生直後に以下の0.3倍の放射性物質が原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内へ放出されるものとする。

希ガス類	: 100%
よう素類	: 61%
Cs類	: 61%
Te類	: 31%
Ba類	: 12%
Ru類	: 0.5%
Ce類	: 0.55%
La類	: 0.52%

なお、原子炉建屋内の存在量の評価に当たっては、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）から放射性物質が漏えいすることは考慮せず、原子炉格納容器から放出された放射性物質は原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に留まるものとする。

以上により計算した原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質の存在量を表4-4に示す。

注記*：“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”，NUREG-1465，1995/02

(5) 大気拡散の評価

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、旧原子力安全・保安院，平成21・07・27原院第1号「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第

上記のうち，気象項目（風向，風速及び σ_{yi} ， σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については「b. 気象データ」に示すデータを，建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を，形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとした。また，審査ガイドに基づき，実効放出継続時間は10時間とし，地上放出を想定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については，気象指針における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために，空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに，以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) \cdot E \cdot \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots (4.3)$$

ここで，

D/Q : 評価地点 $(x, y, 0)$ における相対線量 (μ Gy/Bq)

(K_1/Q) : 単位放出率当りの空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3\cdot\mu\text{Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}^2}\right)$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots \dots \dots (4.4)$$

ただし， $\mu_0, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ については，0.5MeVのガンマ線に対する値を用い，以下のとおりにする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3}(\text{m}^{-1}), \mu = 1.05 \times 10^{-2}(\text{m}^{-1}), \\ \alpha = 1.000, \beta = 0.4492, \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度(Bq/m³)

b. 気象データ

2012年1月～2012年12月の1年間における気象データを使用する。なお，当該データの使用に当たっては，風向，風速データが不良標本の棄却検定により，過去の気象データ（設置変更許可申請時の10年間の最新気象データ（2002年1月～

2011年12月)と最新10年間の気象データ(2008年1月～2018年12月))と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

建屋巻き込みの影響を受ける場合には、緊急時対策所が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性が小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は緊急時対策所中心を代表とする。また、相対線量の評価点も緊急時対策所中心とする。

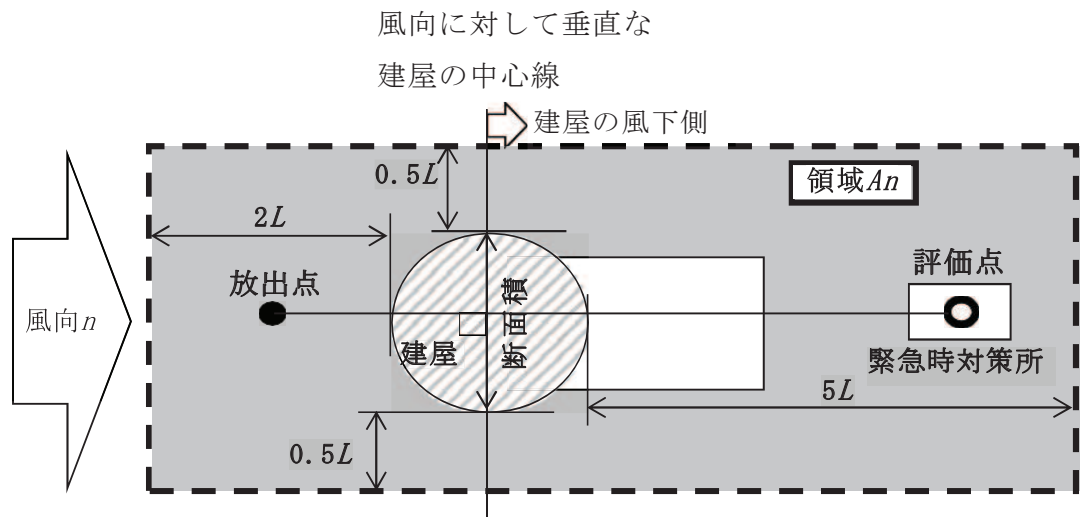
d. 評価対象方位

放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によって、建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

緊急時対策所の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下の条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

(b) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(下図の領域An)の中にある場合



注：Lは風向に垂直な建屋又は建屋群の投影面高さ又は投影幅の小さい方

(c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては、放射性物質の放出源として原子炉建屋を仮定することから、建屋の影響があるものとして評価を行う。評

評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。
- (c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L（Lは対象となる複数の方位の投影面の高さ又は幅の中の最小のものとする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となり、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建屋+0.5Lを含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、1方位(W)となる。

評価対象とする方位を図4-3に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、投影面積の中で最小面積を計算の入力として適用する。

原子炉建屋の投影面積を図4-4に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は1/2*とする。

g. 累積出現頻度

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度97%*に当たる値を用いる。

h. 評価結果

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表4-5に示す。

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)の評価結果を下表に示す。

表 相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)の評価結果

項 目	評価条件	
緊急時対策所 (滞在時)	$\chi/Q(s/m^3)$	4.9×10^{-5}
	$D/Q(Gy/Bq)$	8.0×10^{-19}

注記*：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定）

4.1.2 線量計算

(1) 実効線量の評価

- a. 被ばく経路①（原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）

重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による対策要員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。以下、評価条件及び評価結果を示す。

(a) 評価条件

イ. 線源強度

線源強度は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」のc.項に記述する原子炉建屋原子炉棟内の存在量に基づき、次のとおり求める。

- (イ) 重大事故等時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に放出される。この原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
- (ロ) 原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。

以上、表4-6に原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に浮遊する放射性物質による事故後7日間の積算線源強度を示す。

ロ. 幾何条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における原子炉建屋の評価モデルを図4-5及び図4-6に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の地上1階以上^{*1}とし、保守的に各階の原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋燃料取替床以上のみ^{*2}とする。原子炉建屋は2次しゃへい壁及び補助しゃへいを考慮する。ここで、壁厚は、各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。

また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における緊急時対策所の評価モデルを図4-7に示す。緊急時対策所遮蔽のコンクリート密度は $2.15\text{g}/\text{cm}^3$ とする。緊急時対策所の遮蔽体として、緊急時対策所の壁、床及び天井を考慮し、緊急時対策所のコンクリート躯体形状を模擬する。評価で考慮する原子炉建屋、緊急時対策所の壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（ -5mm ）を引いた値とする。

注記*1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

*2：原子炉建屋燃料取替床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

ハ. 評価点

評価点は、緊急時対策所内の作業エリアを想定し、図4-5及び図4-7に示すように、線量結果が厳しくなるよう原子炉建屋から最短距離とする。また、評価点高さはフリーアクセスフロア面（緊急対策室床上 0.1m ）から 1.2m とする。

ニ. 計算コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。なお、評価に用いる解析コードの検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(b) 評価結果

以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を表4-7に示す。

b. 被ばく経路②（放射性雲中の放射性物質のガンマ線による被ばく）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での対策要員の外部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

4.1.2(1)項の実効線量の評価の「a.被ばく経路①（原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく）」で考慮した緊急時対策所の遮蔽体によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価する。

(a) 放射性物質の地表沈着量

大気中へ放出された放射性物質の地表面への沈着量評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表4-9に示す。

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)は、「4.1.1(5)大気拡散の評価」の「h.評価結果」に示した下表の値を使用する。

表 線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)

χ/Q (s/m ³)	4.9×10^{-5}
---------------------------------	----------------------

ハ. 地表面への沈着速度

沈着速度は、有機よう素はNRPB-R322*1を参考として0.001cm/s、有機よう素以外はNUREG/CR-4551*2を参考として0.3cm/sと設定し、湿性沈着を考慮した沈着速度は、線量目標値評価指針*3の記載（降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい値となる）を参考に、保守的に乾性沈着速度の4倍*4として、有機よう素は0.004cm/s、有機よう素以外は1.2cm/sとする。

注記*1：NRPB-R322：Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998/99

*2：J.L. Sprung等：Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

*3：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力委員会決定）

*4：降雨沈着における空气中濃度鉛直分布の最大値等を想定した係数

ニ. 地表面沈着濃度の評価

評価期間中の地表面沈着濃度は、以下により計算する。

$$GC_i = \frac{V_G \cdot x/Q \cdot f \cdot Q_i}{\Delta T} \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda_i \cdot \Delta T})}{\lambda_i} \cdot \frac{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T})}{\lambda_i} \dots \dots \dots (4.6)$$

ここで、

GC_i :核種 i の地表面沈着濃度 (積算値) ($Bq \cdot s/m^2$)

V_G :沈着速度 (m/s)

x/Q :相対濃度 (s/m^3)

f :沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

Q_i :核種 i の積算放出量 (Bq)

ΔT :核種 i の放出期間 (36000s=10h)

λ_i :核種 i の崩壊定数 (1/s)

T :被ばく評価期間 (5.184×10^5 s) [当初24時間を除く6日間 (24h~168h)]

以上により計算した、地表面沈着濃度を表4-10に示す。

(b) 実効線量評価条件

イ. 線源強度

重大事故等時、大気中へ放出され地表面及び建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、地表面等に均一に分布しているものとする。グランドシャインガンマ線の線源強度は表4-11に示す事故後7日間の積算値を用いる。

ロ. 幾何条件

グランドシャインガンマ線の評価モデルを図4-9及び図4-10に示す。地表面の線源の大きさは2000m×2000m*とする。本評価では、緊急時対策所建屋の屋上面、緊急時対策所建屋の外側の傾斜部を含む地表面を4つの範囲に分割して評価する。なお、傾斜部は地面に対して垂直方向と水平方向の領域に分布するとして評価する。

注記* : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から400m離れた位置の線源が及ぼす影響度は1%以下である。これより、保守側に評価点から片側1000mまで線源領域とし、グランドシャインガンマ線を面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として2000m×2000mを設定した。

ハ. 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し、図4-10に示すように、実効線量が最大となる位置とする。評価点高さはフリーアクセスフロア面 (SPDS室床上0.35m) から1.2m上の高さとした。

ニ. 計算コード

グラントシャインガンマ線は、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(c) 評価結果

以上の条件に基づき評価したグラントシャインガンマ線による実効線量を表4-12に示す。

d. 被ばく経路④ (室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく)

外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での対策要員の外部及び内部被ばく線量を以下に評価する。

(a) 評価条件

イ. 放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は、「4.1.1(4)大気中への放出量評価」の「b.大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ. 大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)は、「4.1.1(5)大気拡散の評価」の「h.評価結果」に示した下表の値を使用する。

表 線量評価に使用する相対濃度(χ/Q)

χ/Q (s/m ³)	4.9×10^{-5}
---------------------------------	----------------------

ハ. 換気設備条件

緊急時対策所及び隣接区画の換気設備条件は、表4-13の値を使用する。

(b) 評価方法

外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内放射能濃度及び実効線量は以下により評価する。

イ. 緊急時対策所及び隣接区画内放射能濃度の評価

緊急時対策所及び隣接区画内の放射能濃度は、次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2) \dots \dots \dots (4.7)$$

ここで、

- $C_i(t)$: 時刻 t における緊急時対策所及び隣接区画内の核種 i の濃度 (Bq/m³)
- V : 換気設備処理空間容積 (m³)
- η : 緊急時対策所非常用フィルタ装置の除去効率 (-)
- $C_i^0(t)$: 時刻 t における外気取入れ口での核種 i の濃度 (Bq/m³)
 $C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi/Q$
- $Q_i(t)$: 時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)
- χ/Q : 相対濃度 (m³/s)

- f_1 : 外気取込量 (m^3/s)
- f_2 : 外気リークイン量 (m^3/s)

ロ. 実効線量の評価

緊急時対策所及び隣接区画内に取り込まれた放射性物質による実効線量は、次に述べる放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び放射性物質のガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

(イ) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

放射性物質の吸入摂取による内部被ばくは、次式で評価する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt \dots \dots \dots (4.8)$$

ここで、

- H_I : 核種*i*の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
- R : 呼吸率 (m^3/s)
(成人活動時の呼吸率 $1.2m^3/h$)
- H_{∞} : 核種*i*の吸入摂取による成人の実効線量係数 (Sv/Bq)
- $C_I(t)$: 時刻*t*における緊急時対策所内の放射性物質濃度 (Bq/m^3)
- T : 評価期間 (s) 被ばく評価期間 ($5.184 \times 10^5 s$) [当初24時間を除く6日間 (24h~168h)]

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表4-14に示す。

(ロ) 緊急時対策所へ取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく

放射性物質のガンマ線による外部被ばくは、次式で計算する。評価モデルは、緊急時対策所と体積が等価な半球状とし、半球の中心に要員がいるものとする。評価モデルを図4-12に示す。

$$H_Y = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_Y \cdot C_Y(t) \cdot (1 - e^{-\mu r}) dt \dots \dots \dots (4.9)$$

ここで、

- 6.2×10^{-14} : 半球状モデルによる線量への換算係数 ($\frac{dis \cdot m \cdot Gy}{MeV \cdot Bq \cdot s}$)
- H_Y : 核種*i*のガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- E_Y : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)
- μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/m$)
- r : 外部被ばくに係る空間と等価な半球の半径 (m)
 $r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_s}{2 \cdot \pi}}$
- V_s : 外部被ばくに係る空間体積 (m^3) *
- $C_Y(t)$: 時刻*t*における緊急時対策所内の放射性物質濃度 (Bq/m^3)

T :評価期間(s) 被ばく評価期間(5.184×105s)[当初24時間を除く6日間(24h~168h)]

ここで、緊急時対策所滞在時の隣接区画内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは以下により評価する。

i 評価の概要

隣接区画内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、隣接区画内の放射性物質濃度を基に、緊急時対策所遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

ii 隣接区画内放射能濃度

隣接区画内の放射性物質濃度は、隣接区画の換気条件に基づいて計算する。

iii 隣接区画内放射性物質の想定

隣接区画内雰囲気中での放射性物質は一様混合し、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

iv 線源強度

評価で設定した隣接区画内のガンマ線線源強度(7日間積算値)を表4-14に示す。事故後7日間のガンマ線積算線源強度は、隣接区画内の放射性物質のガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。

v 評価モデル

評価モデルを図4-13に示す。線源範囲は、緊急時対策所に隣接する区画とする。評価上考慮する遮蔽は、緊急時対策所遮蔽とする。

vi 評価点

評価点は緊急時対策所を想定し、図4-13に示すように、実効線量が最大となる位置とする。評価点高さは緊急時対策所床上1.2m上の高さとする。

vii 解析コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いる。

注記* : 緊急時対策所に滞在する要員が外部被ばくの影響をうける区画として、緊急時対策所の体積を保守的に切り上げた値を設定(緊急時対策所:2900m³)。

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表4-15に示す。

5.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへい*の熱除去の評価

5.2.1 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法

2次しゃへい壁及び補助しゃへいに入射するガンマ線の線源として、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基に、2次しゃへい壁及び補助しゃへいへの入射線量を約44kGy/7日間と設定する。

5.2.2 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。入射線量約44kGy/7日間から、2次しゃへい壁及び補助しゃへい表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると、約 $0.9 \times 10^{-1} \text{kJ/cm}^3$ となる。これによる温度上昇を「5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

注記*：2号機の原子炉建屋の2次しゃへい壁及び補助しゃへいを指す。

5.3 温度上昇のまとめ

緊急時対策所のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、緊急時対策所遮蔽で 0.2°C 以下、2次しゃへい壁及び補助しゃへいで約 43°C となり、「日本原子力学会1977年 遮蔽設計基準等に関する現状調査報告」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177°C ／周辺最高温度 149°C ）以下であることを確認した。なお、本温度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

(2) 評価結果のまとめ

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員に及ぼす実効線量の内訳を表4-17に示す。

(3) 判断基準への適合性

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果を下表に示す。

これに示すように、重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量は、7日間で約0.7mSvである。

したがって、評価結果は判断基準の「対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

表 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果

実効線量 (mSv/7日間)
約 7.0×10^{-1}

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1 評価方針

(1) 評価の概要

緊急時対策所加圧空気供給系による加圧を実施した場合において、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度（許容濃度未満）であることを評価する。

本評価における滞在人数、評価期間等は、保守的な結果となるよう設定する。また、酸素消費量、二酸化炭素吐出し量等は、緊急時対策所加圧空気供給系の使用時に緊急時対策所内にとどまる要員の活動状況等を想定し、設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

緊急時対策所加圧空気供給系による加圧は、希ガス等の放射性物質を含む外気が緊急時対策所内に侵入しないように実施する防護措置であり、緊急時対策所加圧空気供給系による加圧時は、緊急時対策所出入口扉を閉め、緊急時対策所内を密閉するという限られた環境である。

このため、酸素及び二酸化炭素許容濃度は、表4-18に示すとおり、酸素許容濃度は、「酸素欠乏症等防止規則」に定める18vol%以上、二酸化炭素許容濃度は、「労働安全衛生規則」に記載の「坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。（第583条抜粋）」に余裕をみて1.0vol%以下とする。

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

緊急時対策所等を加圧し、その圧力を維持するために必要な流量並びに緊急時対策所内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4-19に示す。なお、計算に使用する、呼吸量、酸素消費量等は「空気調和・衛生工学便覧」から引用する。

被ばく評価上の緊急時対策所加圧空気供給系による加圧時間は、「審査ガイド」に基づき、放射性雲通過中の10時間とする。

10時間連続で緊急時対策所加圧空気供給系により加圧した場合における換気流量、酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は以下のとおりである。

a. 緊急時対策所内の正圧維持について

緊急時対策建屋内に設置する緊急時対策所のインリークは、周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良い。このインリークを防止するため、緊急時対策所内を周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所内の加圧は、以下に示すとおり約10.7Paが必要であるため、緊急時対策所の加圧目標は、余裕を考慮して周辺エリアより+20Pa以上とする。

(a) 温度差を考慮した加圧値

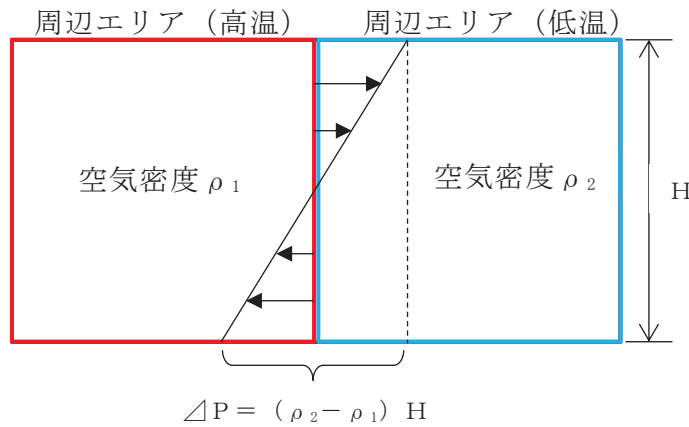
緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は、両区画に温度差があると、下図の圧力分布に示すように空気の密度差に起因して高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し、低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計 ΔP は次の式で表される。

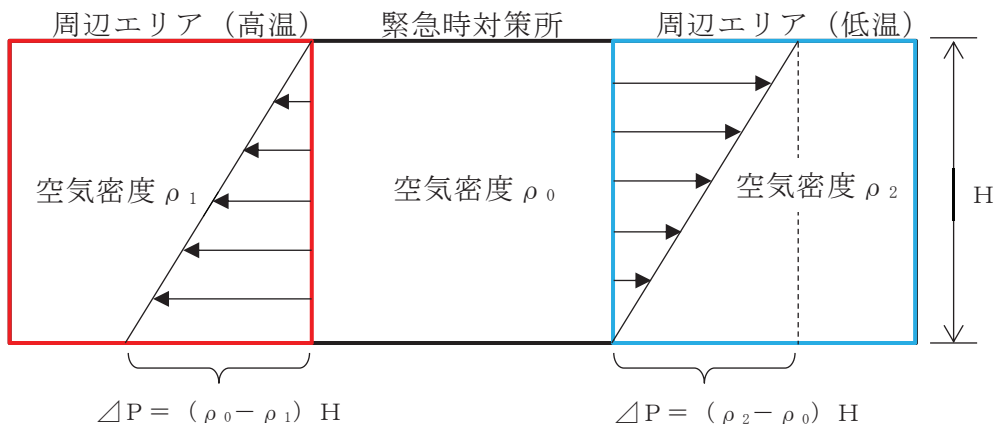
$$\Delta P = (\rho_2 - \rho_1) \times H \dots \dots \dots (4.10)$$

ここで、

- ρ : 空気密度
- H : 緊急時対策所の階層高さ



したがって、緊急時対策所を ΔP だけ加圧することにより、周辺エリアと温度差が生じても下図の圧力分布に示すように緊急時対策所へのインリークを防ぐことができる。



重大事故等時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度は、外気的气象観測データ（過去の観測記録）を基に最高温度を40.0℃、最低温度を-4.9℃とする。緊

急時対策所の天井高さは約5.8mであるため、以下のとおり約10.7Pa以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても、正圧を維持できる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-4.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40.0^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \\ &\quad \times \text{高低差} \\ &= (1.317 - 1.128) \times 5.8 \\ &= 1.096(\text{kg/m}^2) \\ &\cong 10.7(\text{Pa}) \dots \dots (4.11) \end{aligned}$$

(b) 緊急時対策所の設計漏えい量について

緊急時対策所はコンクリートの間仕切りで区画されることから、壁の継ぎ目からのリークはないものとする。したがって、緊急時対策所の設計漏えい量は282m³/h以下（20Pa正圧化時）となる設計とし、緊急時対策所内の正圧化を維持可能な設計とする。

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は18vol%以上、滞在人数は83人、酸素消費量は成人の呼吸量（歩行時）とし、許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{-0.066 \times 83}{18.00 - 20.95} \times 100 \cong 186\text{m}^3/\text{h} \dots \dots (4.12)$$

G_a : 酸素発生量(-0.066m³/h/人)

P : 人員(83人)

K₀ : 供給空气中酸素濃度(20.95vol%)

K : 許容最低酸素濃度(18.00vol%)

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下、取入れ外気中の二酸化炭素量は0.03vol%、滞在人数83人の二酸化炭素吐出量は、計器監視等を行う程度の作業時（軽作業）の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{0.03 \times 83}{1.0 - 0.03} \times 100 \cong 257\text{m}^3/\text{h} \dots \dots (4.13)$$

G_a : 二酸化炭素発生量(0.03m³/h/人)

P : 人員(83人)

K₀ : 供給空气中二酸化炭素濃度(0.03vol%)

K : 許容最高二酸化炭素濃度(1.0vol%)

また、緊急時対策所加圧空気供給系運転時間は放射性雲放出時間の10時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は約80m³/hとなる。

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + G_a \times \frac{P}{Q} \left(1 - e^{-\frac{Q}{V} \times t}\right)$$

$$= \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right) \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (4.14)$$

K_t : t 時間後の二酸化炭素濃度 (vol%)

K_1 : 緊急時対策所内初期二酸化炭素濃度 (0.276vol%)

K_0 : 供給空气中二酸化炭素濃度 (0.03vol%)

G_a : 二酸化炭素発生量 (0.03m³/h/人)

P : 人員 (83人)

Q : 空気供給量 (m³/h)

V : 緊急時対策所バウンダリ体積 (2811.6m³)

4.2.2 評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

緊急時対策所を正圧維持するために必要な空気供給量は約282m³/hであり、また、酸素濃度維持に必要な空気供給量は約186m³/h、二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量は約257m³/hである。緊急時対策所加圧空気供給系からの空気供給量は、これらに余裕を見た290m³/hとすれば、緊急時対策所加圧空気供給系による加圧10時間後の酸素濃度は約19.5vol%、二酸化炭素濃度は約0.7vol%となり、被ばく評価上の緊急時対策所加圧空気供給系による加圧時間である10時間においても、緊急時対策所内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持及び抑制するための条件（限られた労働環境における許容酸素濃度18vol%以上及び許容二酸化炭素濃度1.0vol%以下）を満足することができる。

緊急時対策所加圧空気供給系を使用した場合における緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の推移を図4-14に示す。

(2) 必要空気ポンベ個数

必要な空気ポンベ個数は、1個当たりの空気容量が46.7Lのもので、使用量を7.0m³/個とした場合、415個程度となる。この個数は、被ばく評価上の放射性物質の放出継続時間10時間の緊急時対策所の加圧を可能とする容量である。

4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ

緊急時対策所の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果、それぞれ判断基準を満足していることから、緊急時対策所の居住性を確保できると評価する。

5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

5.1 緊急時対策所遮蔽の熱除去の評価

5.1.1 緊急時対策所遮蔽における入射線量の設定方法

緊急時対策所遮蔽の表面に入射するガンマ線は、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線がある。緊急時対策所遮蔽体を透過するガンマ線はグランドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線が支配的であることから、遮蔽体表面に入射するガンマ線としてグランドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線の入射線量を設定する。

評価点は各被ばく経路において入射線量が最大となる位置とする。

5.1.2 緊急時対策所遮蔽における温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており、評価上、コンクリートのみとして評価する。

重大事故等時における7日間積算のグランドシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線線源に基づく、緊急時対策所遮蔽壁への入射線量は約 $1.4 \times 10^2 \text{Gy}$ であり、当該入射線量から緊急時対策所遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると、約 $3.0 \times 10^{-4} \text{kJ/cm}^3$ *1となる。これによる温度上昇は次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho) \dots \dots \dots (5.1)$$

ΔT : 温度上昇(°C)

Q : 7日間積算のガンマ発熱量(kJ/cm³)

c : コンクリートの比熱(1.05kJ/(kg・°C)) *2

ρ : コンクリートの密度(2.15g/cm³)

注記*1: 入射線量及びコンクリートの密度より算出

$$(1.4 \times 10^2 \text{ (J/kg)} \times 2.15 \text{ (g/cm}^3 \text{)})$$

*2: 土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 【構造性能照査編】

表3-1 緊急時対策所非常用フィルタ装置除去効率一覧

名称	緊急時対策所非常用フィルタ装置	
種類	高性能エアフィルタ	チャコールエアフィルタ
単体除去効率 (%)	99.97以上 (0.15 μ mPA0粒子に対して)	<input type="text"/> 以上 (相対湿度70%以下, 温度 10℃以上において)
総合除去効率* (%)	99.99以上 (0.5 μ mPA0粒子に対して)	99.75以上 (相対湿度70%以下, 温度 10℃以上において)

注記* : フィルタ前置・後置直列の除去効率

表4-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定
初期濃縮度	3.8%	9×9燃料炉心のU-235初期濃縮度
炉心熱出力	2436MWt	定格熱出力
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出力
運転時間	1サイクル当たり 10000時間 (416日)	1サイクル13ヶ月 (約395日) を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル : 0.229 2サイクル : 0.229 3サイクル : 0.229 4サイクル : 0.229 5サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内内蔵量 (24時間減衰値)	希ガス類 : 約 6.2×10^{18} Bq よう素類 : 約 7.7×10^{18} Bq Cs類 : 約 8.3×10^{17} Bq Te類 : 約 3.6×10^{18} Bq Ba類 : 約 7.4×10^{18} Bq Ru類 : 約 1.3×10^{19} Bq Ce類 : 約 4.3×10^{19} Bq La類 : 約 2.4×10^{19} Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq/MW)」×「2436MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW) は、BWR共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料 (9×9燃料)、運転時間 (10,000時間) で算出したABWRのサイクル末期の値を使用) 審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故 (原子炉スクラム) 発生24時間後と仮定する。

表4-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上
放出開始時刻	24時間後	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故(原子炉スクラム)発生24時間後と仮定する。
放出継続時間	10時間	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示されたとおり設定 3. (解釈より抜粋)第76条(緊急時対策所) 1 e) ④判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

表4-2 放射性物質の炉内内蔵量

核種 グループ	単位熱出力当たりの 炉内内蔵量 (Bq/MW)	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)
希ガス類	約 6.6×10^{15}	約 6.2×10^{18}
よう素類	約 8.6×10^{15}	約 7.7×10^{18}
Cs類	約 3.4×10^{14}	約 8.3×10^{17}
Te類	約 2.4×10^{15}	約 3.6×10^{18}
Ba類	約 7.3×10^{15}	約 7.4×10^{18}
Ru類	約 7.3×10^{15}	約 1.3×10^{19}
Ce類	約 2.3×10^{16}	約 4.3×10^{19}
La類	約 1.7×10^{16}	約 2.4×10^{19}

表4-3 放射性物質の大気中への放出量

核種 グループ	炉内内蔵量 (24時間減衰値) (Bq)	大気中への放出量 (Bq)
希ガス類	約 6.2×10^{18}	約 6.0×10^{18}
よう素類	約 7.7×10^{18}	約 2.2×10^{17}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 1.8×10^{16}
Te類	約 3.6×10^{18}	約 5.3×10^{16}
Ba類	約 7.4×10^{18}	約 2.0×10^{15}
Ru類	約 1.3×10^{19}	約 1.0×10^{10}
Ce類	約 4.3×10^{19}	約 6.5×10^{13}
La類	約 2.4×10^{19}	約 9.2×10^{12}

表4-4 原子炉建屋内の放射性物質の存在量

核種 グループ	炉内内蔵量 (0時間減衰値) (Bq)	原子炉建屋内の積算 崩壊数* (Bq・s)
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.3×10^{23}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.4×10^{23}
Cs類	約 8.3×10^{17}	約 9.0×10^{22}
Te類	約 5.9×10^{18}	約 1.3×10^{23}
Ba類	約 1.8×10^{19}	約 1.4×10^{23}
Ru類	約 1.8×10^{19}	約 8.7×10^{21}
Ce類	約 5.5×10^{19}	約 2.7×10^{22}
La類	約 4.1×10^{19}	約 1.0×10^{23}

注記*：事故発生後7日間の積算崩壊数を示す。

表4-5 重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する
大気拡散評価条件

項目	評価条件	備考
評価点	緊急時対策所中心	審査ガイドに示されたとおり設定
放射性物質の放出源	原子炉建屋 ブローアウトパネル	同上
放出源の有効高さ	地上放出を仮定	同上
実効放出継続時間	10時間	同上
評価距離	約630m	同上
建屋による巻き込み効果	建屋の影響あり	同上
評価方位	W (1方位)	同上
建屋の風向方向の 投影面積	2050m ²	審査ガイドに示されたとおり設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。
建屋の形状係数	1/2	気象指針どおり。
気象データ	2012年1月～2012年12月までに観測された地表付近を代表する地上高10m(標高70m)地点の風向, 風速データを使用	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風(地上高10m)の気象データを使用。 過去10年間の気象状態と比較して異常がなく, 気象データの代表性が確認された2012年1月～2012年12月の1年間の気象データを使用。

表4-6 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャイン
ガンマ線評価用7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	約 1.3×10^{23}	22	1.5	約 2.3×10^{22}
2	0.02	約 1.4×10^{23}	23	1.66	約 2.6×10^{22}
3	0.03	約 1.5×10^{23}	24	2.0	約 5.6×10^{22}
4	0.045	約 3.0×10^{23}	25	2.5	約 8.8×10^{21}
5	0.06	約 3.1×10^{22}	26	3.0	約 3.1×10^{21}
6	0.07	約 2.1×10^{22}	27	3.5	約 1.9×10^{19}
7	0.075	約 4.2×10^{22}	28	4.0	約 1.9×10^{19}
8	0.1	約 2.1×10^{23}	29	4.5	約 5.5×10^{11}
9	0.15	約 3.1×10^{22}	30	5.0	約 5.5×10^{11}
10	0.2	約 6.7×10^{22}	31	5.5	約 5.5×10^{11}
11	0.3	約 1.3×10^{23}	32	6.0	約 5.5×10^{11}
12	0.4	約 1.3×10^{23}	33	6.5	約 6.4×10^{10}
13	0.45	約 6.7×10^{22}	34	7.0	約 6.4×10^{10}
14	0.51	約 1.0×10^{23}	35	7.5	約 6.4×10^{10}
15	0.512	約 3.5×10^{21}	36	8.0	約 6.4×10^{10}
16	0.6	約 1.5×10^{23}	37	10.0	約 2.0×10^{10}
17	0.7	約 1.7×10^{23}	38	12.0	約 9.8×10^9
18	0.8	約 8.1×10^{22}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.6×10^{23}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.7×10^{22}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.4×10^{21}	42	50.0	0.0

表4-7 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線	約 9.7×10^{-8}

表4-8 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
クラウドシャイン	約 6.7×10^{-1}

表4-9 地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	備考
地表面への 沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針*1を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の4倍を設定 沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol2*2より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322*3より設定

注記*1 : 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(原子力安全委員会)

*2 : NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

*3 : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

表4-10 大気中に放出された放射性物質の地表面沈着濃度

核種 グループ	大気中への 放出量 (Bq)	地表面沈着濃度 (7日間積算値) (Bq・s/m ²)
よう素類	約 2.2×10^{17}	約 2.5×10^{16}
Cs類	約 1.8×10^{16}	約 5.3×10^{15}
Te類	約 5.3×10^{16}	約 8.5×10^{15}
Ba類	約 2.0×10^{15}	約 4.9×10^{14}
Ru類	約 1.0×10^{10}	約 1.9×10^9
Ce類	約 6.5×10^{13}	約 1.0×10^{13}
La類	約 9.2×10^{12}	約 3.0×10^{14}

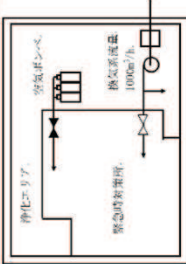
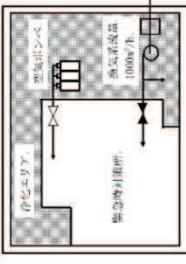
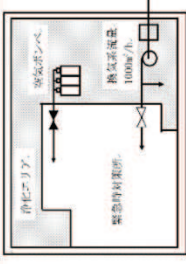
表4-11 グランドシャインガンマ線評価用7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m ⁻²)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m ⁻²)
1	0.01	約2.7×10 ¹⁵	22	1.5	約8.3×10 ¹⁴
2	0.02	約3.1×10 ¹⁵	23	1.66	約1.4×10 ¹⁴
3	0.03	約6.4×10 ¹⁵	24	2.0	約3.0×10 ¹⁴
4	0.045	約1.8×10 ¹⁵	25	2.5	約1.3×10 ¹⁴
5	0.06	約1.1×10 ¹⁵	26	3.0	約1.2×10 ¹³
6	0.07	約7.4×10 ¹⁴	27	3.5	約3.8×10 ¹⁰
7	0.075	約1.5×10 ¹⁴	28	4.0	約3.8×10 ¹⁰
8	0.1	約7.7×10 ¹⁴	29	4.5	約7.0×10 ¹
9	0.15	約6.2×10 ¹⁴	30	5.0	約7.0×10 ¹
10	0.2	約2.7×10 ¹⁵	31	5.5	約7.0×10 ¹
11	0.3	約5.4×10 ¹⁵	32	6.0	約7.0×10 ¹
12	0.4	約8.2×10 ¹⁵	33	6.5	約8.0×10 ⁰
13	0.45	約4.1×10 ¹⁵	34	7.0	約8.0×10 ⁰
14	0.51	約5.1×10 ¹⁵	35	7.5	約8.0×10 ⁰
15	0.512	約1.7×10 ¹⁴	36	8.0	約8.0×10 ⁰
16	0.6	約7.5×10 ¹⁵	37	10.0	約2.5×10 ⁰
17	0.7	約8.6×10 ¹⁵	38	12.0	約1.2×10 ⁰
18	0.8	約3.8×10 ¹⁵	39	14.0	0.0
19	1.0	約7.5×10 ¹⁵	40	20.0	0.0
20	1.33	約1.7×10 ¹⁵	41	30.0	0.0
21	1.34	約5.2×10 ¹³	42	50.0	0.0

表4-12 グランドシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量 (mSv/7日間)
グランドシャイン	約2.6×10 ⁻⁵

表4-13 緊急時対策所の換気設備条件

期間		事象発生～24h	24h～34h	34h～168h
放射性物質放出の状況 (○：放出，×：放出なし)	希ガス	×	○	×
	希ガス以外	×	○	×
緊急時対策所 加圧空気供給系	加圧方式	—	空気ポンプ	—
	処理空間容積	—	2811.6 m ³ (緊急時対策所)	—
	リークイン(m ³ /h)	—	0 m ³ /h (0回/h)	—
	運転モード	重大事故時 (プルーム通過前・後) 運転	重大事故時 (プルーム通過中) 運転	重大事故時 (プルーム通過前・後) 運転
	処理空間容積	10210 m ³ (緊急時対策所及び浄化エリア)	7398.4 m ³ (浄化エリア)	10210 m ³ (緊急時対策所及び浄化エリア)
緊急時対策所 換気空調系	外気取込み量(m ³ /h)	—	1000 m ³ /h	—
	チャコールエアフィルタ効率	—	99.75 %	—
	高性能エアフィルタ効率	—	99.99 %	—
	リークイン(m ³ /h)	—	0 m ³ /h (0回/h)	—
	コンクリート厚さ	—	 	—
緊急時対策所の 浄化エリアに 対する遮蔽体	コンクリート密度	—	2.15g/cm ³	—
	減衰率	—	QAD-CGGP2Rにより直接算出	—
	運転モードイメージ図 ^{*1, *2}			
備考 ^{*3}	<p>*1: 浄化エリアとは、緊急時対策所換気空調系により、高性能エアフィルタ及び活性炭エアフィルタを通して外気を取り込むエリア</p> <p>*2: 運転モードイメージ図中網掛け部は、線源範囲を示す。</p> <p>*3: 事象発生～24hは、室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの影響は無い。24h～168hの室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法は5.1.2(1)d.に示す。</p>	<p>【緊急時対策所】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し、高性能エアフィルタ及び活性炭エアフィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常用運転を実施 ・建屋内は正圧維持</p> <p>【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し、高性能エアフィルタ及び活性炭エアフィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常用運転を実施 ・建屋内は正圧維持</p> <p>【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧空気供給系による加圧運転を実施し、緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。</p> <p>【浄化エリア】 ・緊急時対策所換気空調系の外気取り込みにより建屋内の放射性物質の排出を継続 ・建屋内は正圧維持</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表4-14 隣接区画内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による
被ばく評価用の7日間積算線源強度

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-3})	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (m^{-3})
1	0.01	約 2.1×10^{13}	22	1.5	約 1.1×10^{10}
2	0.02	約 2.4×10^{13}	23	1.66	約 1.6×10^{10}
3	0.03	約 1.4×10^{13}	24	2.0	約 3.4×10^{10}
4	0.045	約 1.4×10^{14}	25	2.5	約 2.4×10^{11}
5	0.06	約 3.0×10^{12}	26	3.0	約 3.0×10^9
6	0.07	約 2.0×10^{12}	27	3.5	約 4.9×10^5
7	0.075	約 2.0×10^{13}	28	4.0	約 4.9×10^5
8	0.1	約 1.0×10^{14}	29	4.5	約 1.7×10^{-6}
9	0.15	約 1.3×10^{12}	30	5.0	約 1.7×10^{-6}
10	0.2	約 3.0×10^{13}	31	5.5	約 1.7×10^{-6}
11	0.3	約 6.1×10^{13}	32	6.0	約 1.7×10^{-6}
12	0.4	約 6.5×10^{11}	33	6.5	約 2.0×10^{-7}
13	0.45	約 3.2×10^{11}	34	7.0	約 2.0×10^{-7}
14	0.51	約 1.5×10^{12}	35	7.5	約 2.0×10^{-7}
15	0.512	約 5.0×10^{10}	36	8.0	約 2.0×10^{-7}
16	0.6	約 2.2×10^{12}	37	10.0	約 6.1×10^{-8}
17	0.7	約 2.5×10^{12}	38	12.0	約 3.0×10^{-8}
18	0.8	約 5.6×10^{10}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.1×10^{11}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.2×10^{10}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 6.7×10^8	42	50.0	0.0

表4-15 線量計算条件

項目	評価条件	選定理由	備考
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71*1, 72*2に基づく	ICRP Publication71*1, 72*2に基づく	—
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸 率を設定安全評価 審査指針*3及び ICRP Publication71*1に 基づく	被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(4) 吸入摂取による 運転員の内部被ばく 線量は、次のとおり計算 する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$ H _I : よう素の吸入摂取の 内部被ばくによる 実効線量 (Sv) R: 呼吸率 (成人活動時) (m ³ /s) H _∞ : よう素 (I-131) 吸 入摂取時の成人の 実効線量への換算 係数 (Sv/Bq) C _I (t): 時刻tにおける中 央制御室内の放 射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m ³) T: 計算期間 (s)

注記 *1: ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

*2: ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996

*3: 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成2年8月30日原子力安全委員会決定)

表4-16 外気から室内に取り込まれた放射性物質による実効線量

	実効線量 (mSv/7日間)
緊急時対策所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	0.0
緊急時対策所内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.0
隣接区画内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.0×10^{-2}
合 計	約 3.0×10^{-2}

表4-17 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量の内訳

	実効線量 (mSv/7日間)		
	外部被ばく	内部被ばく	合 計
建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 9.7×10^{-8}	—	約 9.7×10^{-8}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.7×10^{-1}	—	約 6.7×10^{-1}
外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.0×10^{-2}	0.0	約 3.0×10^{-2}
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.6×10^{-5}	—	約 2.6×10^{-5}
合 計	約 7.0×10^{-1}	0.0	約 7.0×10^{-1}

表4-18 酸素及び二酸化炭素許容濃度

項 目	許容濃度	備 考
酸素濃度	18 vol%以上	<p>「労働安全衛生法（酸素欠乏症等防止規則）」を準拠 （事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は、当該濃度以上とする換気設備の性能を要求）</p>
二酸化炭素濃度	1.0 vol%以下	<p>「労働安全衛生法（労働安全衛生規則）」を準拠 （労働者が作業する坑内は、炭酸ガス濃度を1.5%以下とすることを要求。当該濃度は基準である1.5%に余裕を考慮したもの）</p>

表4-19 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項目	評価条件	設定理由	備考
人数	83 人	放射性雲通過時に緊急時対策所にとどまる要員数を設定。	
体積 (緊急時対策所 バウンダリ体積)	2811.6 m ³	緊急時対策所等を加圧する範囲のバウンダリ体積として設定(緊急対策室, SPDS室及び緊急対策エリア用空調機械室の体積を合計した数値)。	図4-11 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上, 緊急時対策所を緊急時対策所加圧空気供給系により正圧化する期間。	
空気流入	なし	保守的な評価となるため考慮しない。	
初期酸素濃度	20.40vol%	緊急時対策所加圧空気供給系による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定。	
初期二酸化炭素濃度	0.276 vol%	緊急時対策所加圧空気供給系による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定。	
酸素消費量	65.52 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「歩行」より引用。	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量	30 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「軽作業」より引用。	1人当たりの吐出し量

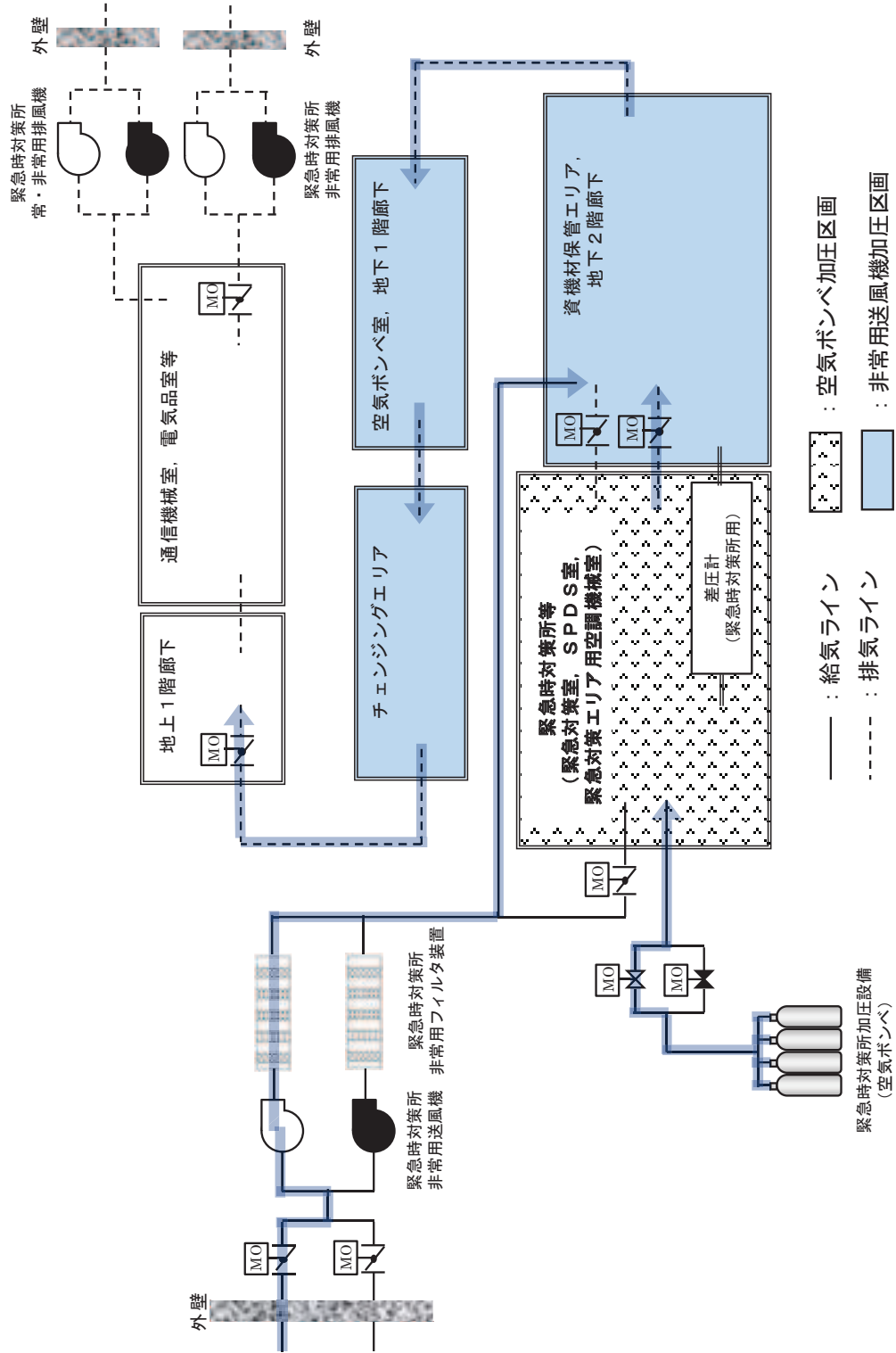


図3-3 緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系構成図（ブルーム通過中モード）

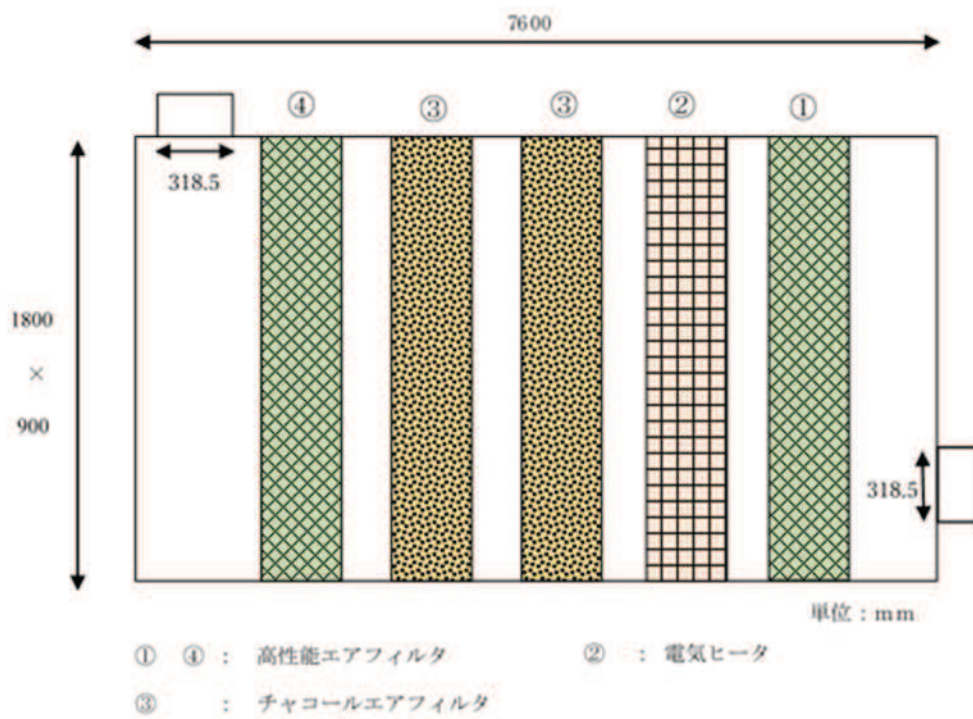
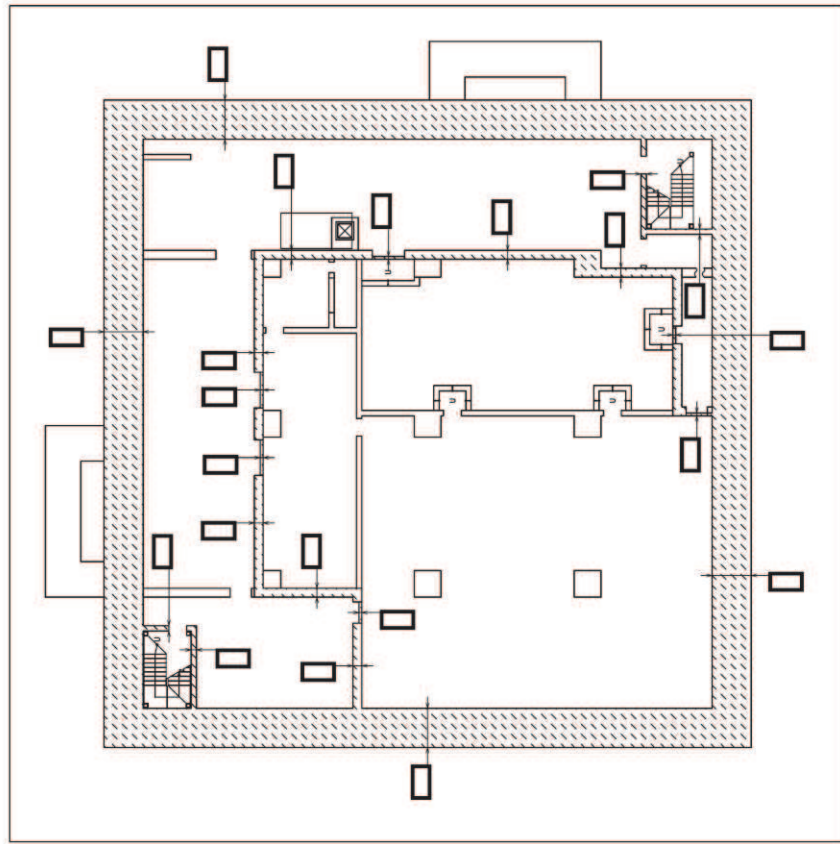


図3-4 緊急時対策所非常用フィルタ装置概略図



【凡例】
[Hatched Box] 緊急時対策所遮蔽（壁）を示す。



緊急時対策建屋 0.P.51.50m

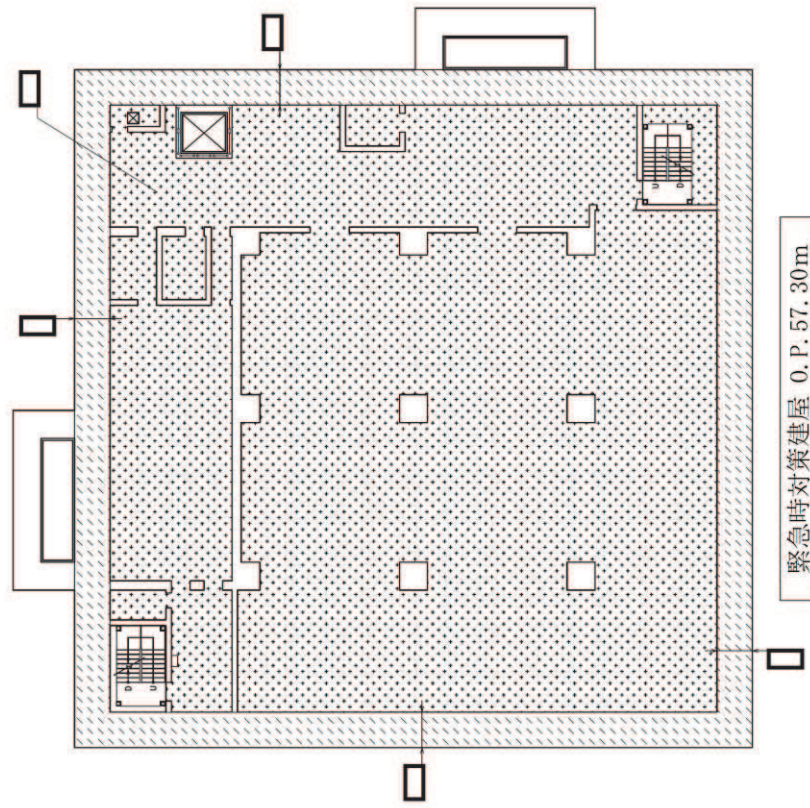
図4-1 遮蔽構造図 (1/5)

注1:特記なき寸法はmmを示す。
注2:特記なき寸法は公称値を示す。
注3:仕上等によるフカシは記載しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【凡例】

- 緊急時対策所遮蔽(壁)を示す。
- 緊急時対策所遮蔽(床)を示す。



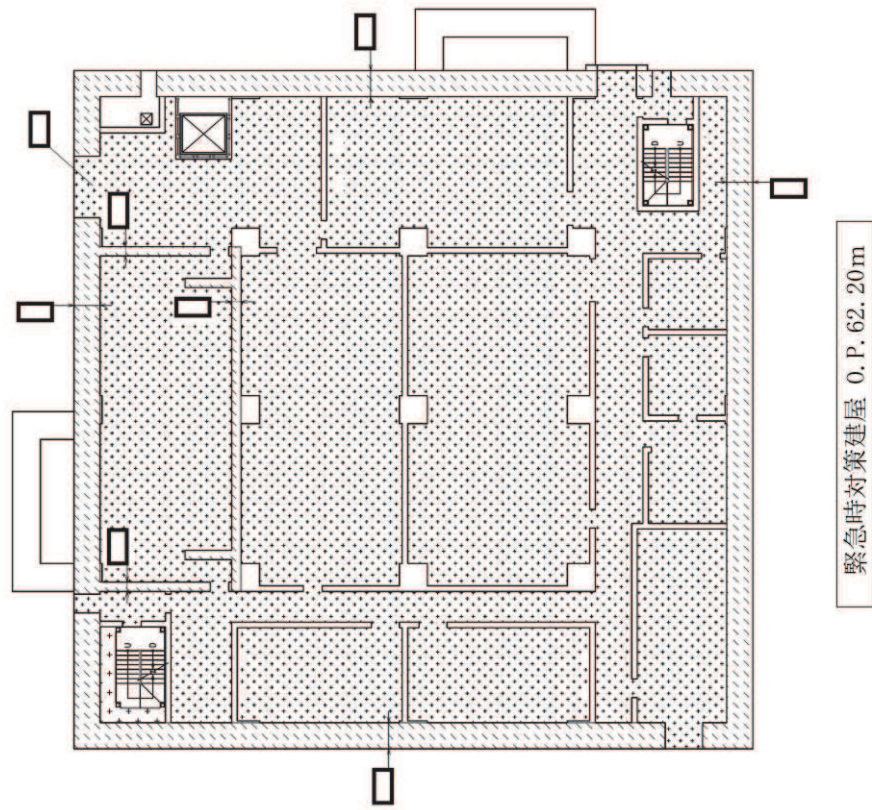
注1:特記なき寸法はmmを示す。
 注2:特記なき寸法は公称値を示す。
 注3:仕上等によるアカシは記載しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図4-1 遮蔽構造図 (2/5)

【凡例】

- 緊急時対策所遮蔽 (壁) を示す。
- 緊急時対策所遮蔽 (床) を示す。



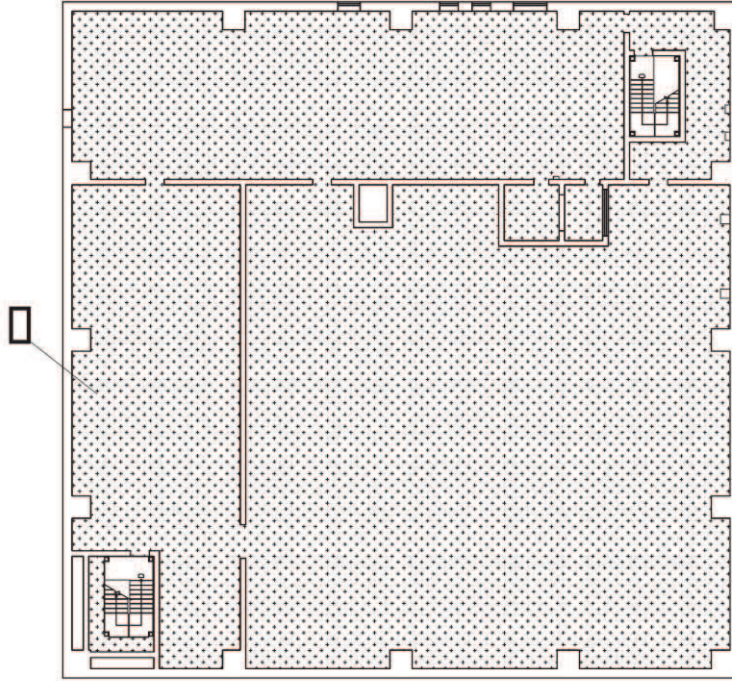
注1:特記なき寸法はmmを示す。
 注2:特記なき寸法は公称値を示す。
 注3:仕上等によるフカシは記載しない。

緊急時対策建屋 O.P. 62.20m

図4-1 遮蔽構造図 (3/5)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【凡例】
緊急時対策所遮蔽（床）を示す。



緊急時対策建屋 0.P.69.40m

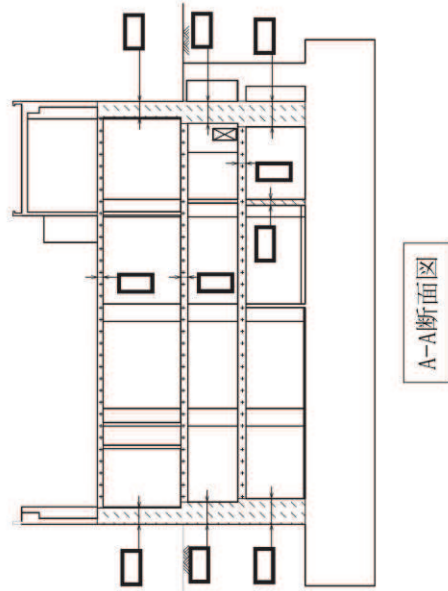
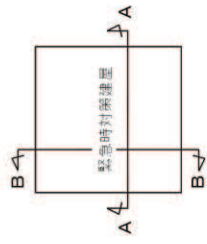
注1:特記なき寸法はmmを示す。
注2:特記なき寸法は公称値を示す。
注3:仕上等によるブカシは記載しない。

図4-1 遮蔽構造図 (4/5)

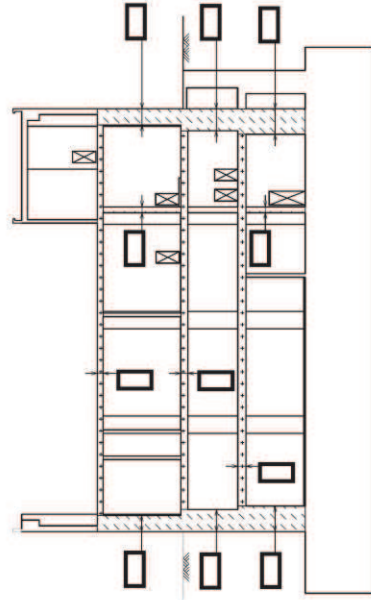
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【凡例】

-  緊急時対策所遮蔽（壁）を示す。
-  緊急時対策所遮蔽（床）を示す。



A-A断面図



B-B断面図

注1:特記なき寸法はmmを示す。
 注2:特記なき寸法は公称値を示す。
 注3:仕上等によるフカシは記載しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図4-1 遮蔽構造図 (5/5)

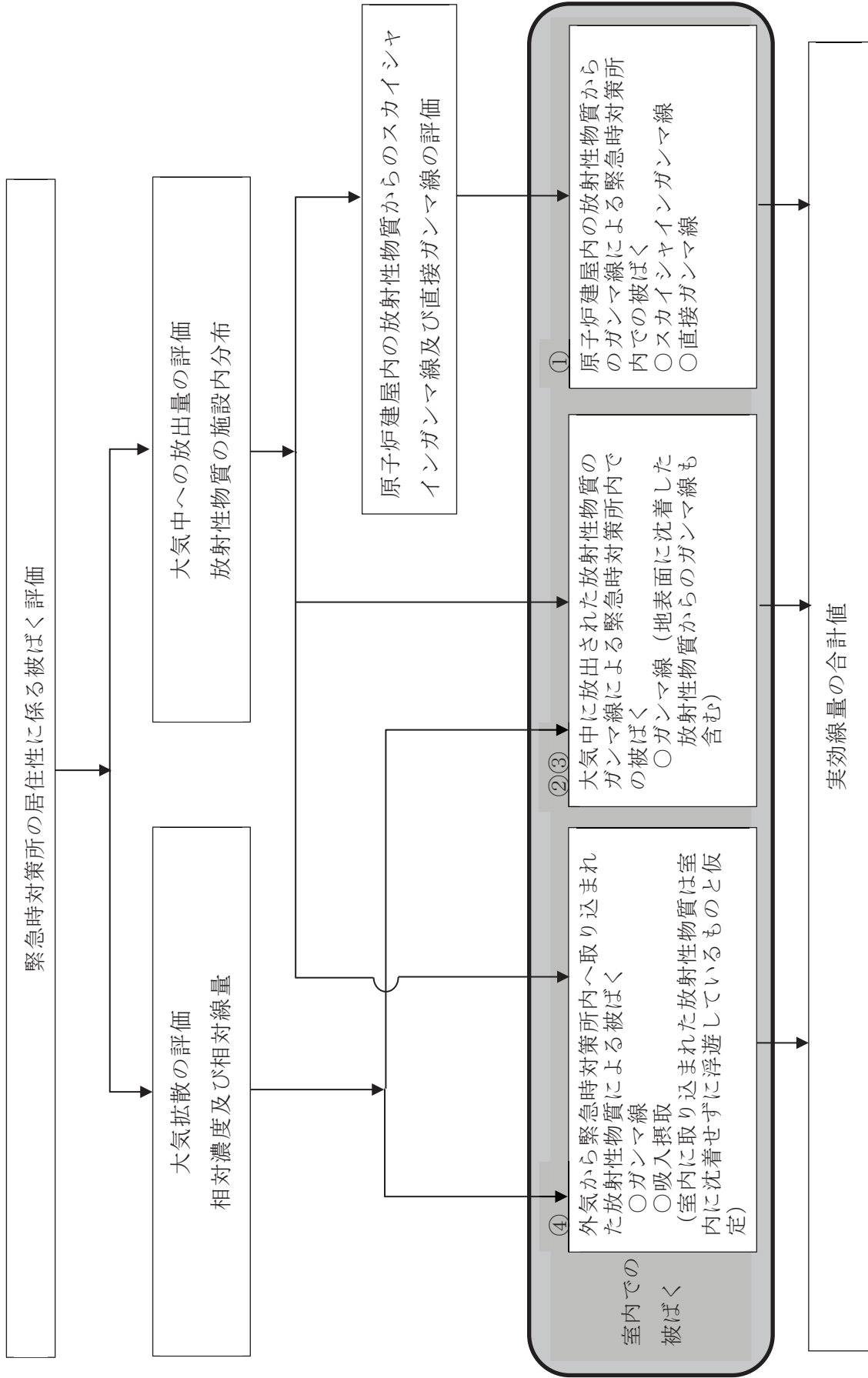


図4-2 重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく経路

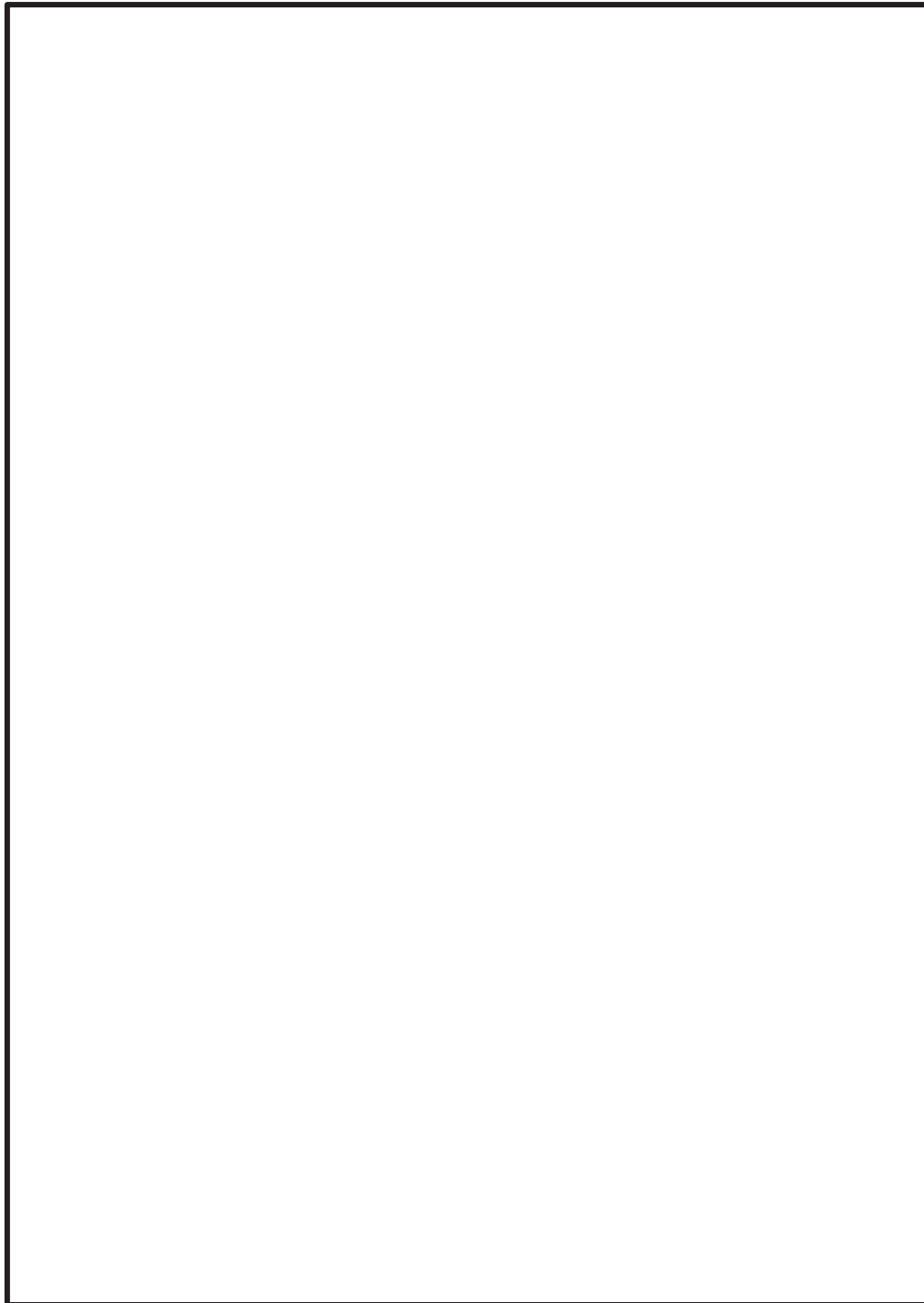


図4-3 重大事故等時の評価対象とする方位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

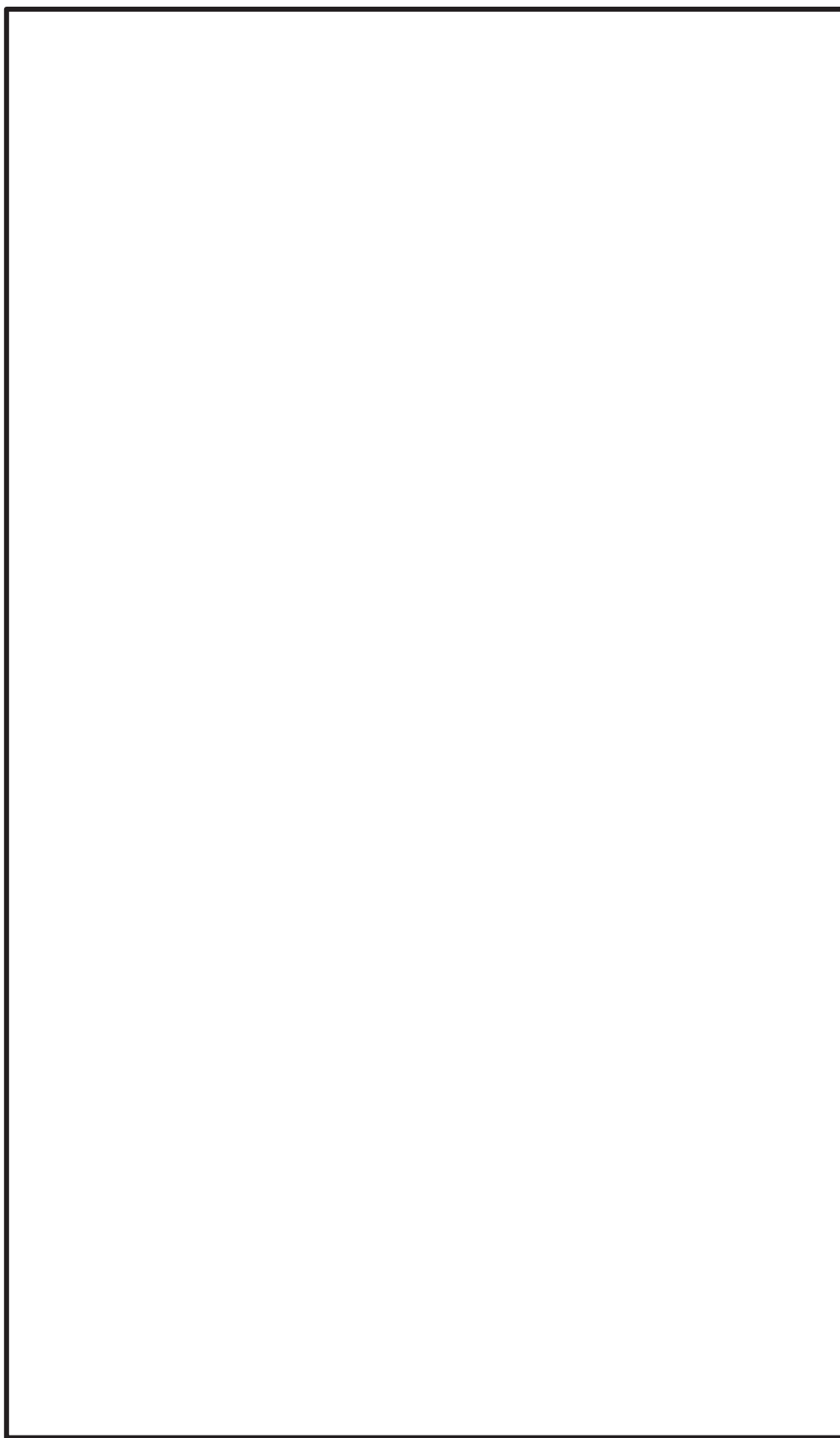
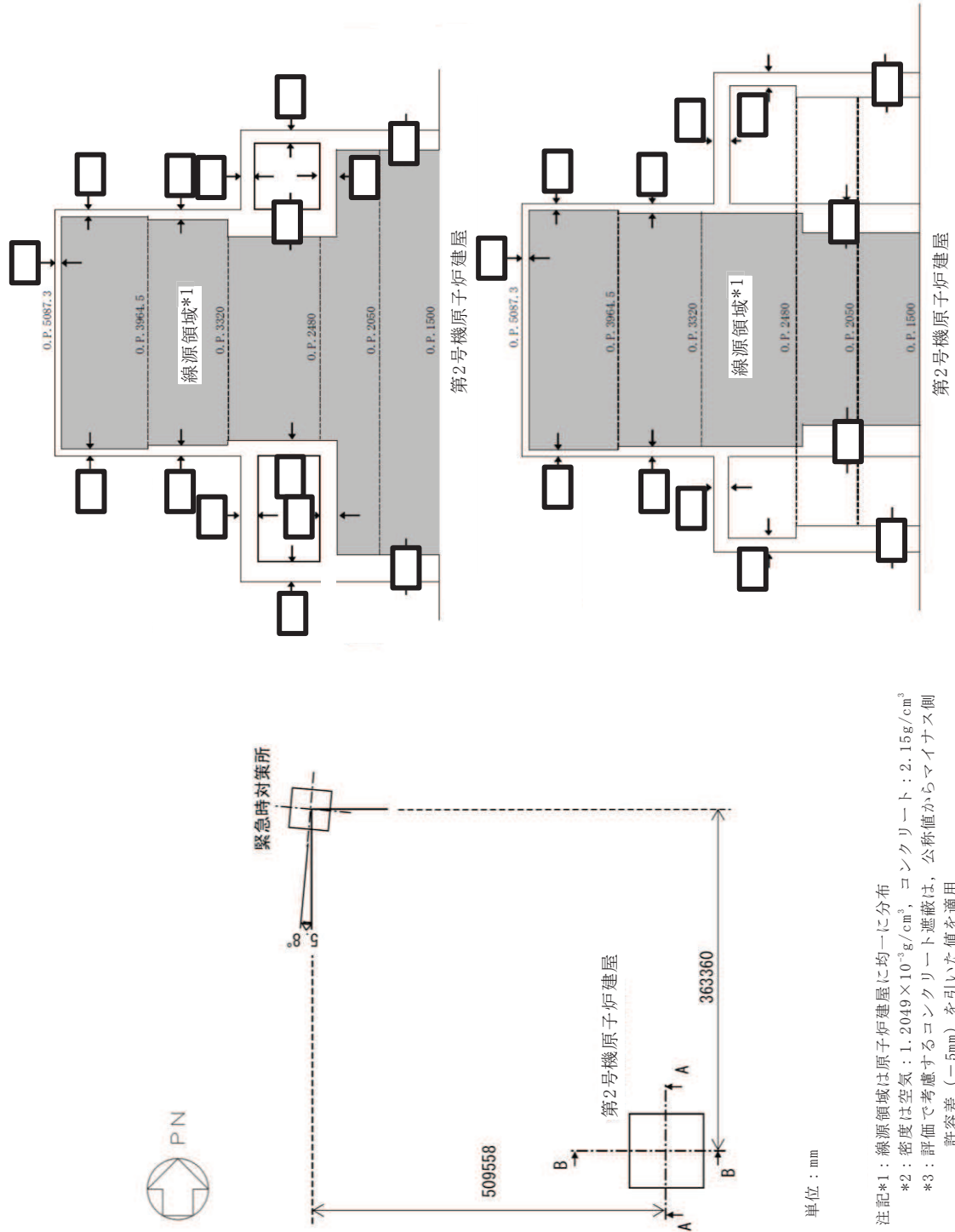


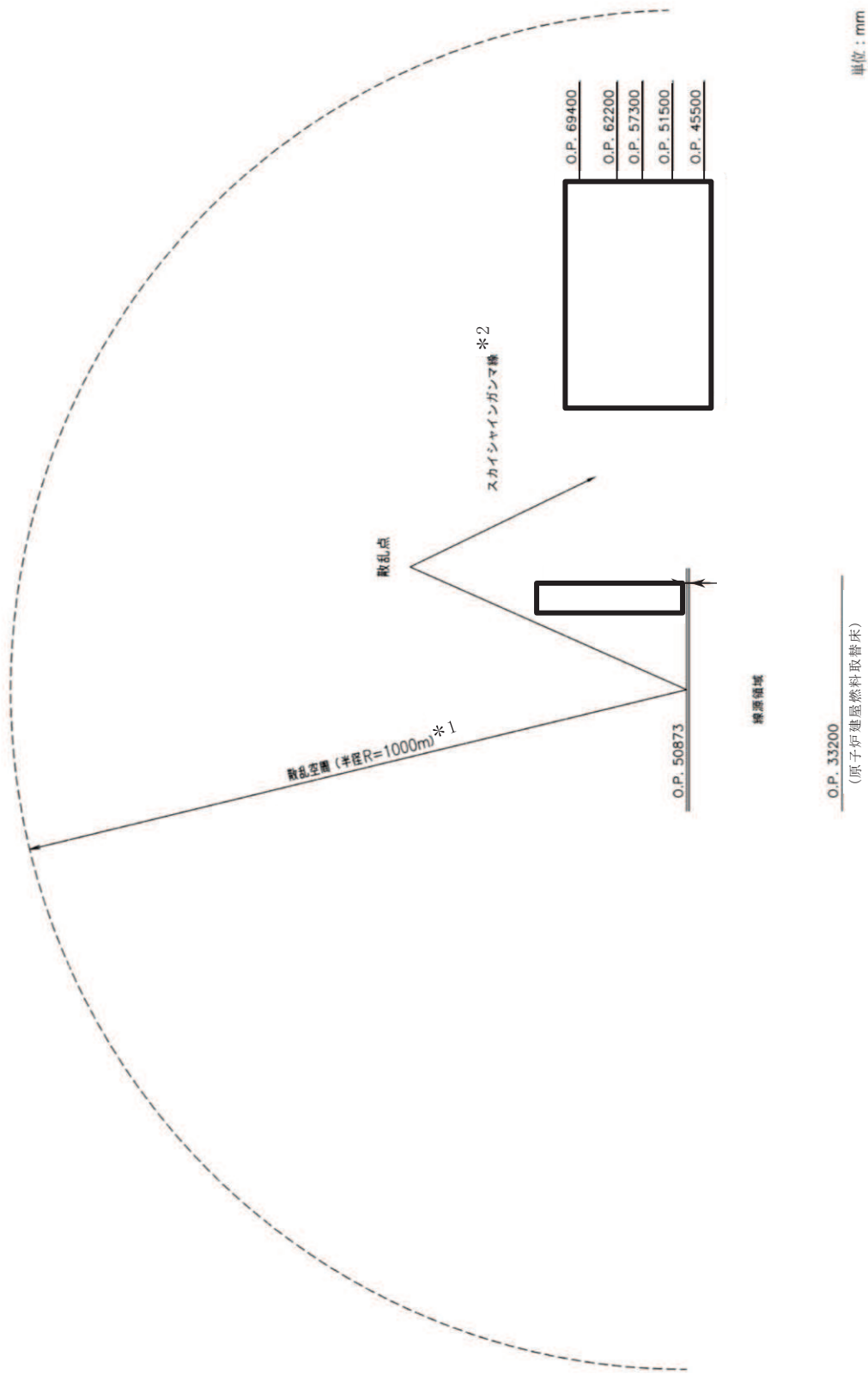
図4-4 原子炉建屋断面面積（投影面積）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記*1：線源領域は原子炉建屋に均一に分布
 *2：密度は空気： $1.2049 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$ 、コンクリート： 2.15g/cm^3
 *3：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図4-5 直接ガンマ線の評価モデル



注記*1: 散乱空間は原子炉建屋から緊急時対策所までを包絡する距離として設定
 *2: 本評価モデルはスカイシャインガンマ線の評価モデル
 *3: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナステ側許容差 (-5mm) を引いた値を適用

図4-6 スカイシャインガンマ線の評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

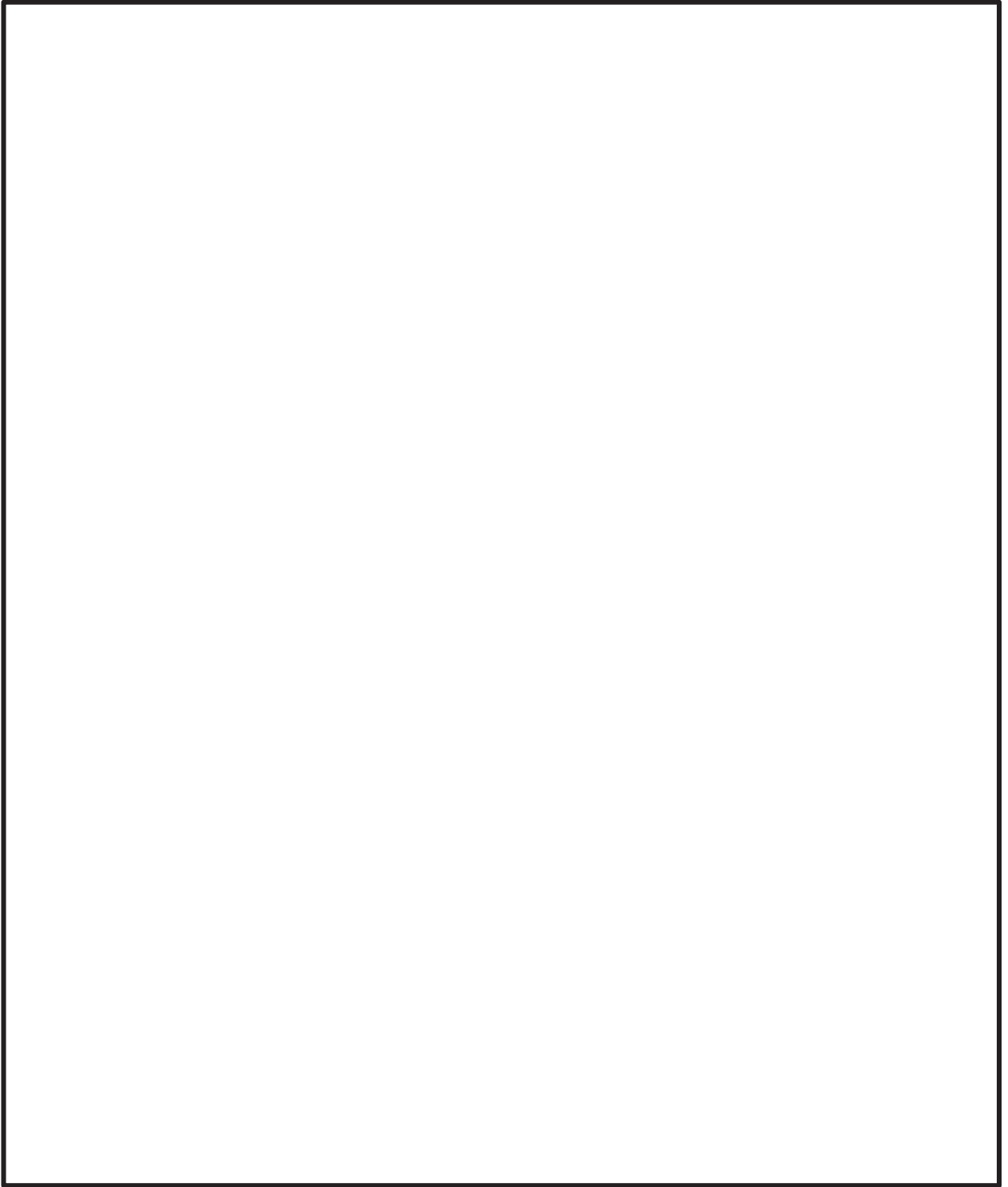


図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

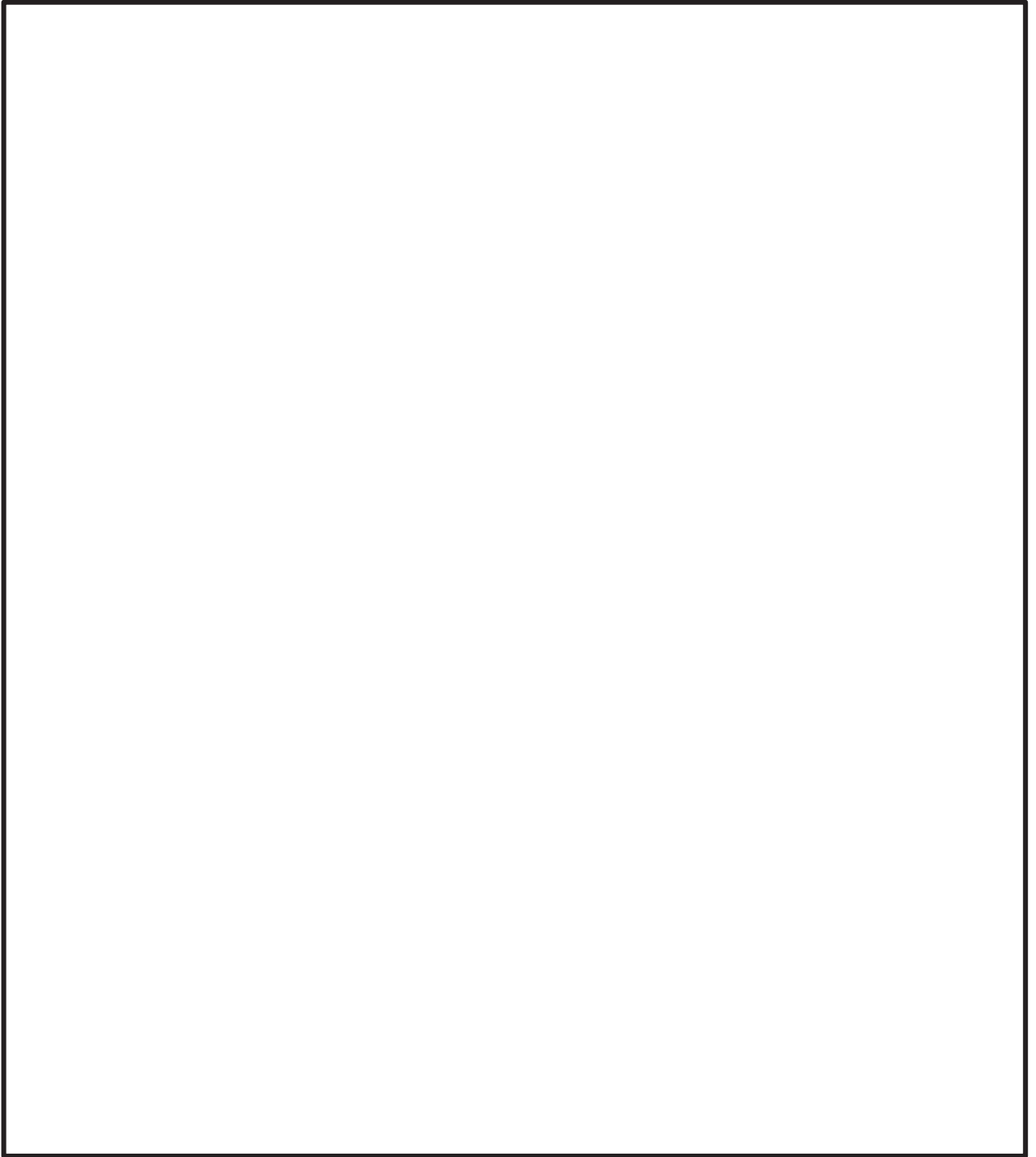


図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

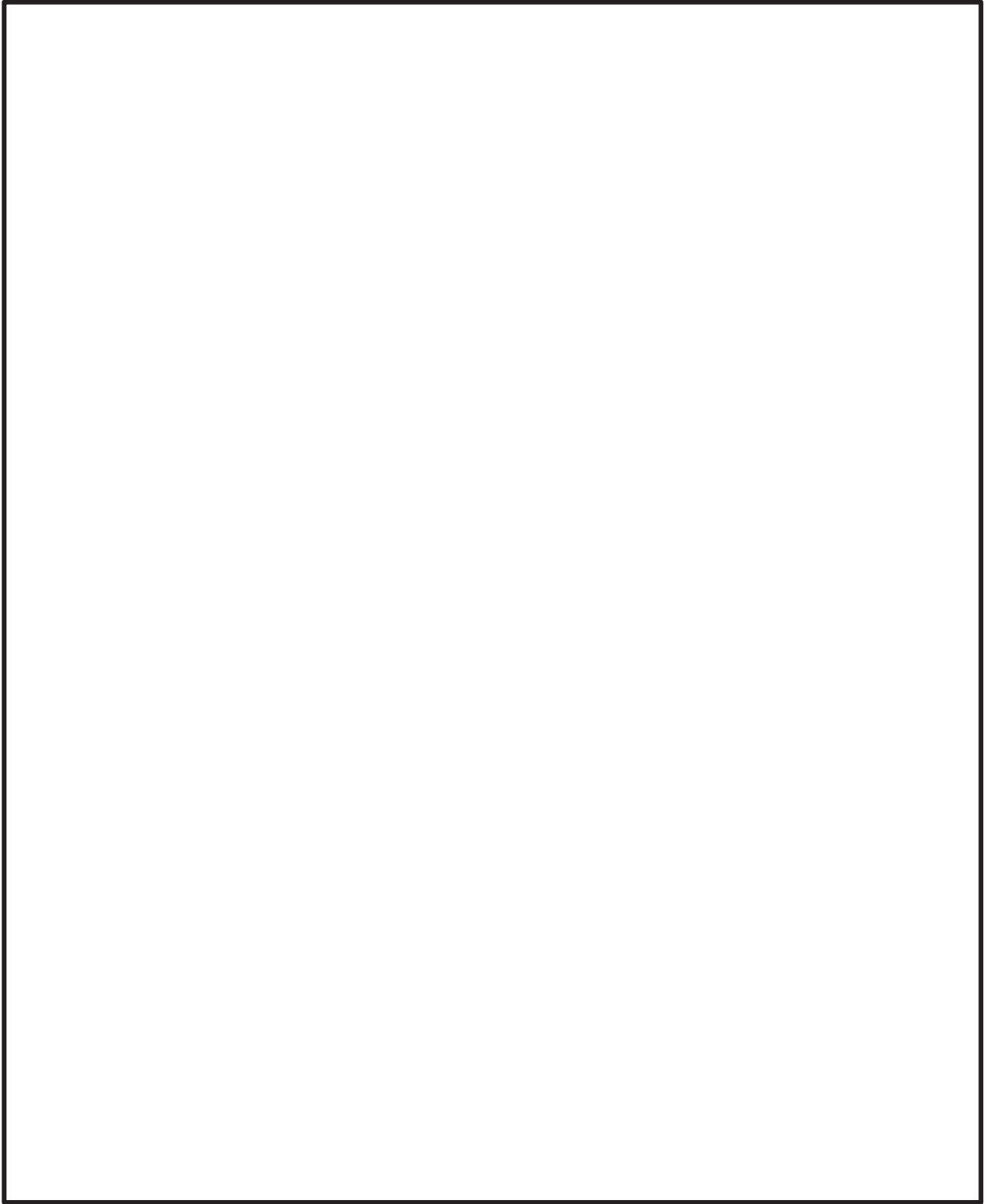


図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

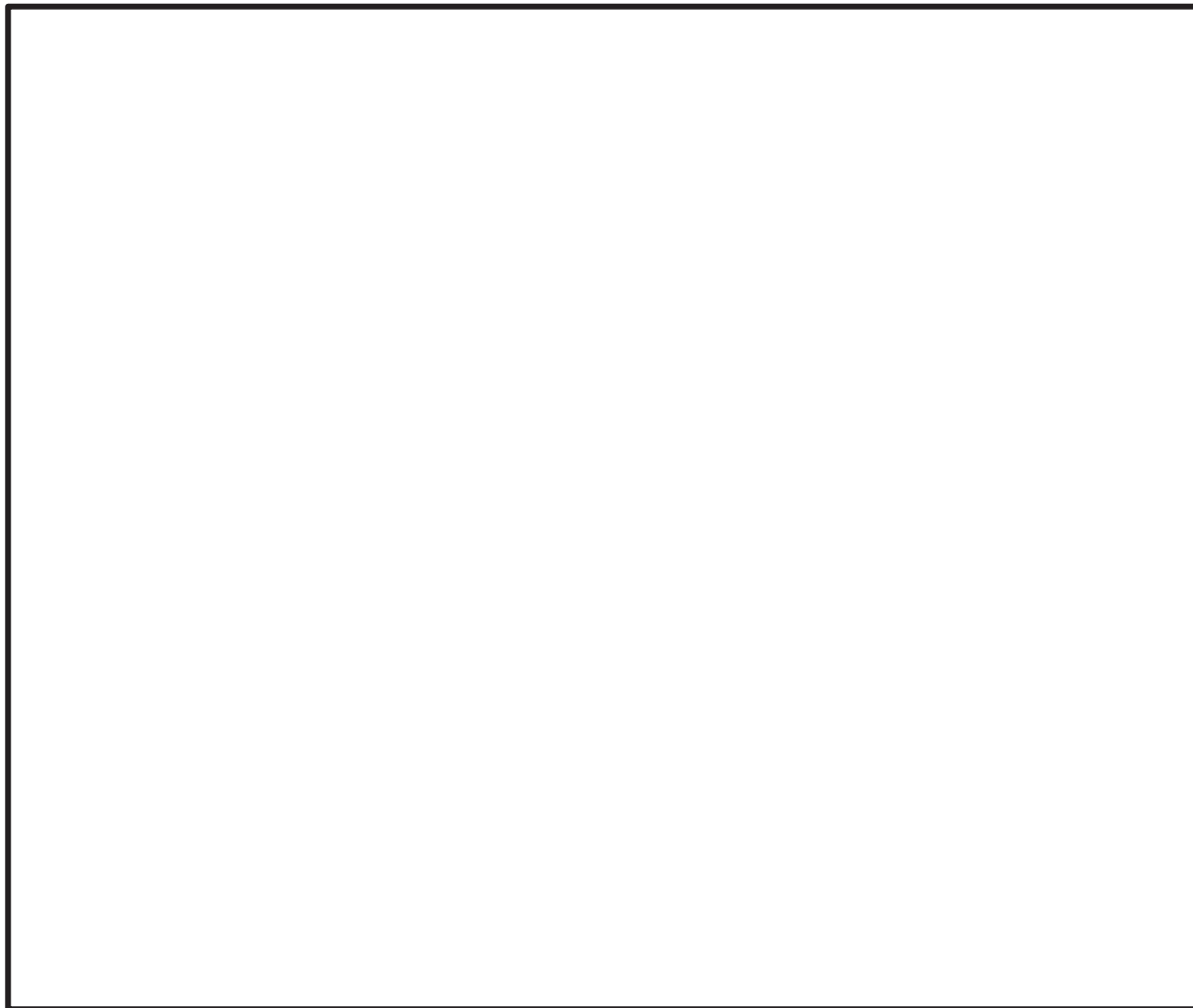


図4-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(4/4)

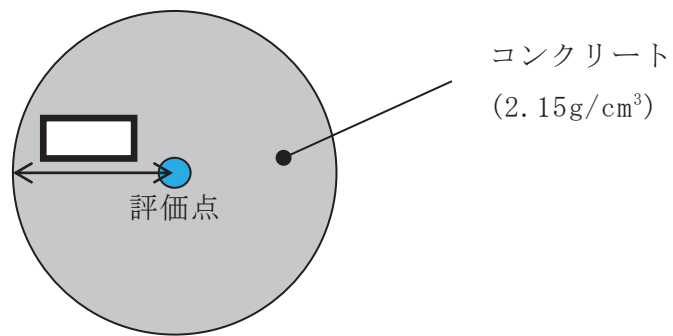


図4-8 クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデル

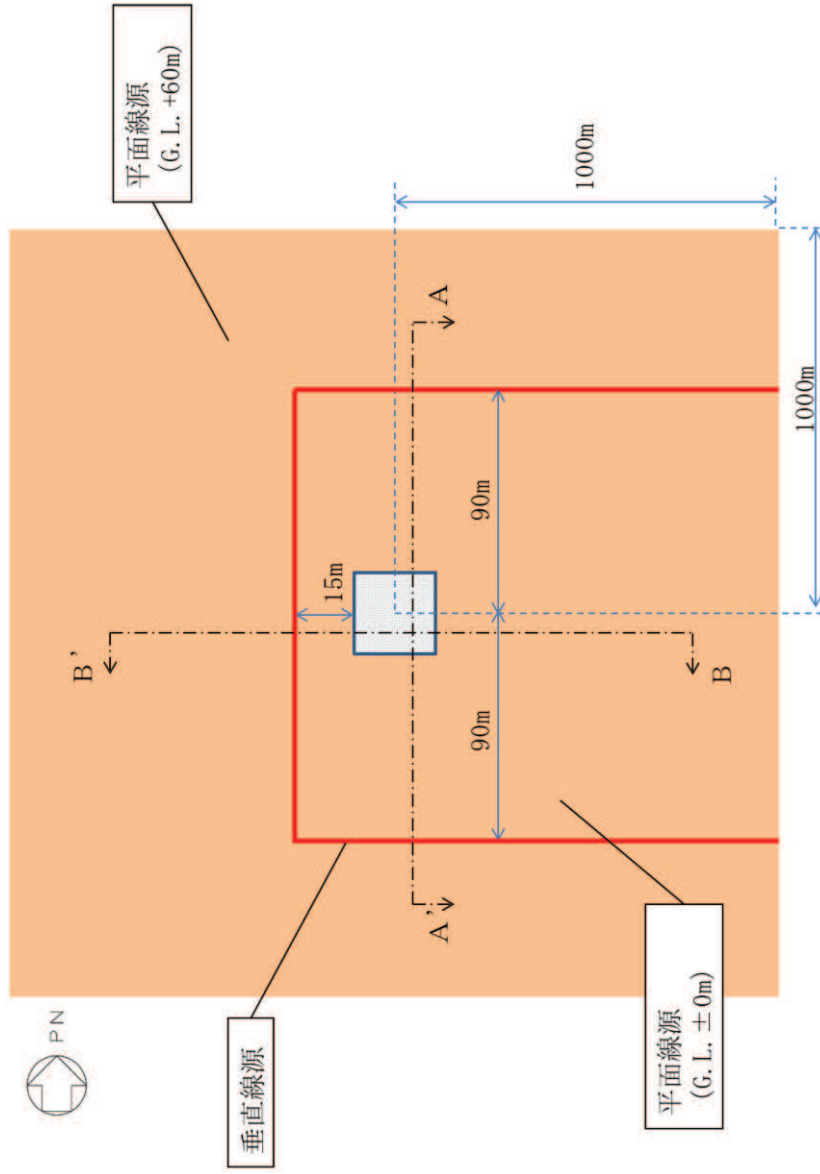


図4-9 緊急時対策建屋周辺のグラウンドシャインガンマ線の評価モデル(1/3)

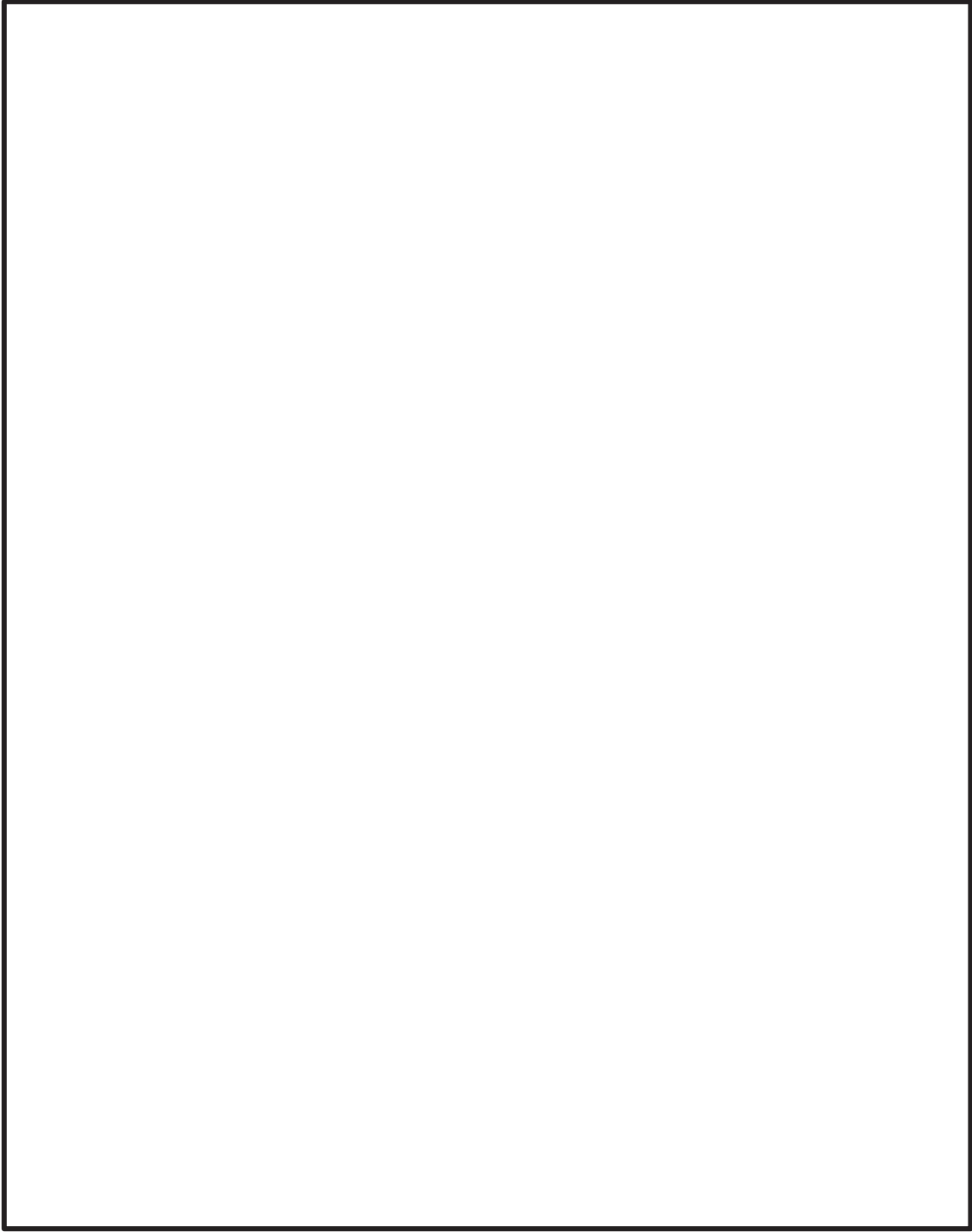


図4-9 緊急時対策建屋周辺のグラウンドシャインガンマ線の評価モデル(2/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

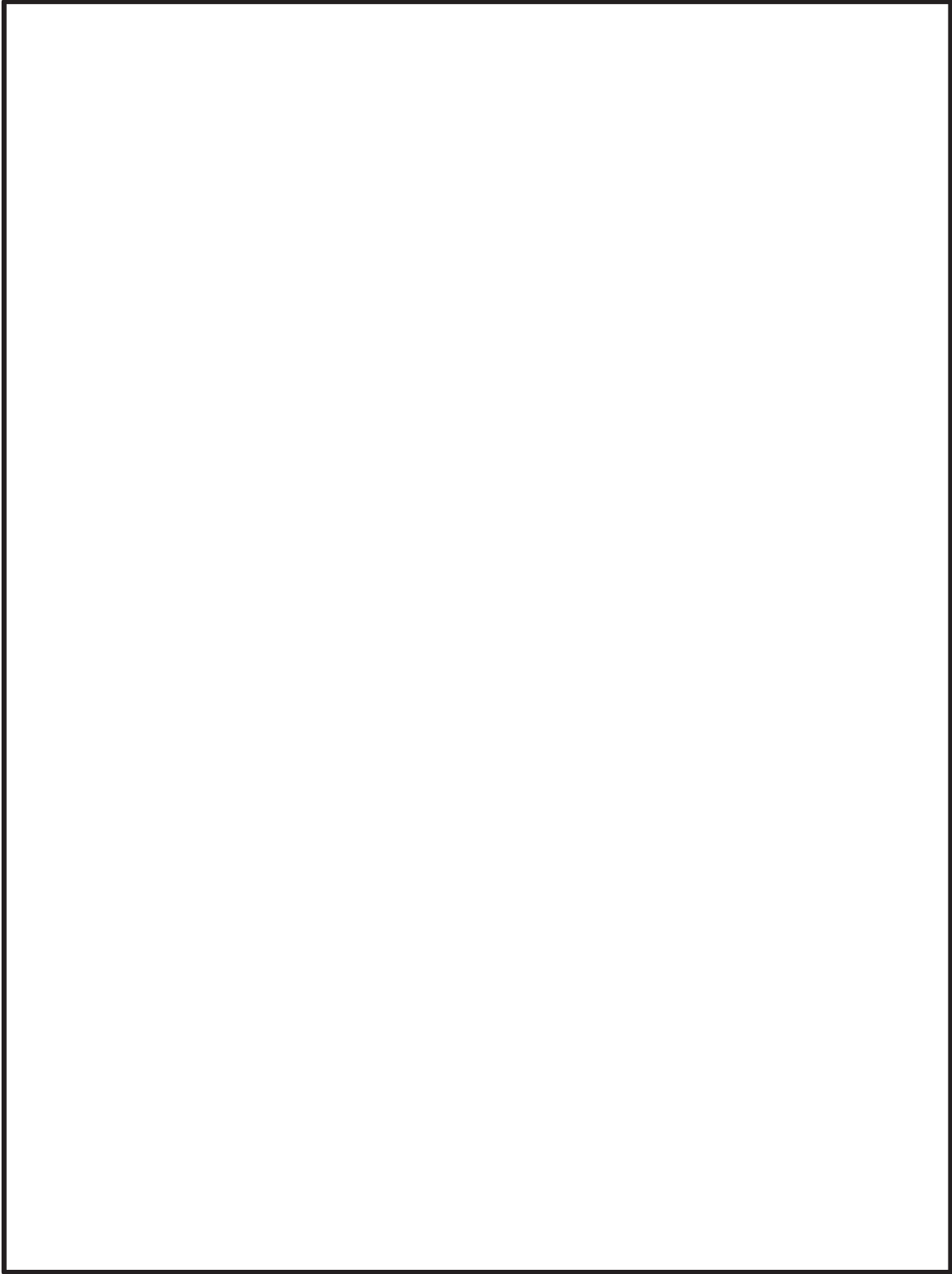


図4-9 緊急時対策建屋周辺のグラウンドシヤインガンマ線の評価モデル(3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

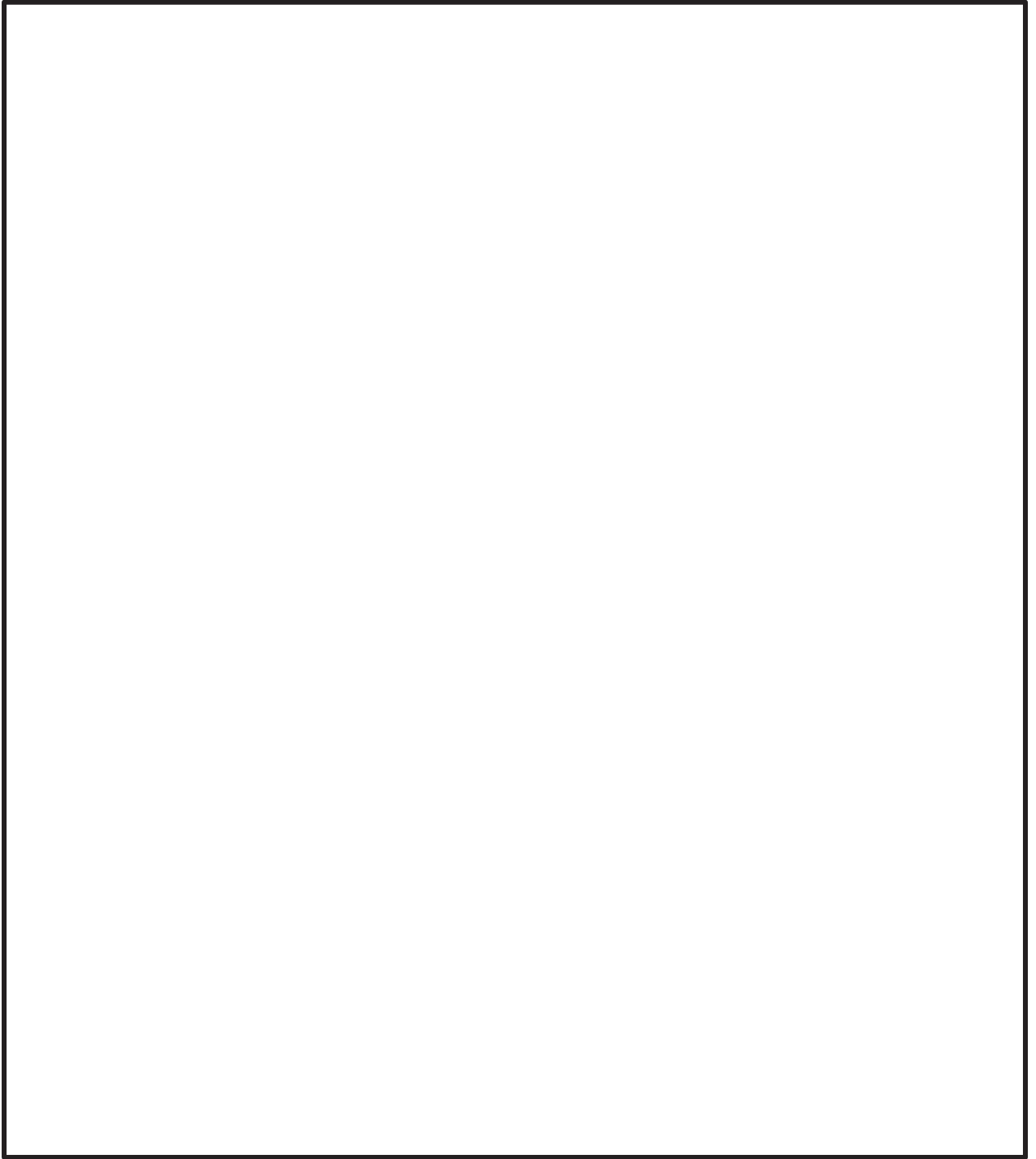


図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

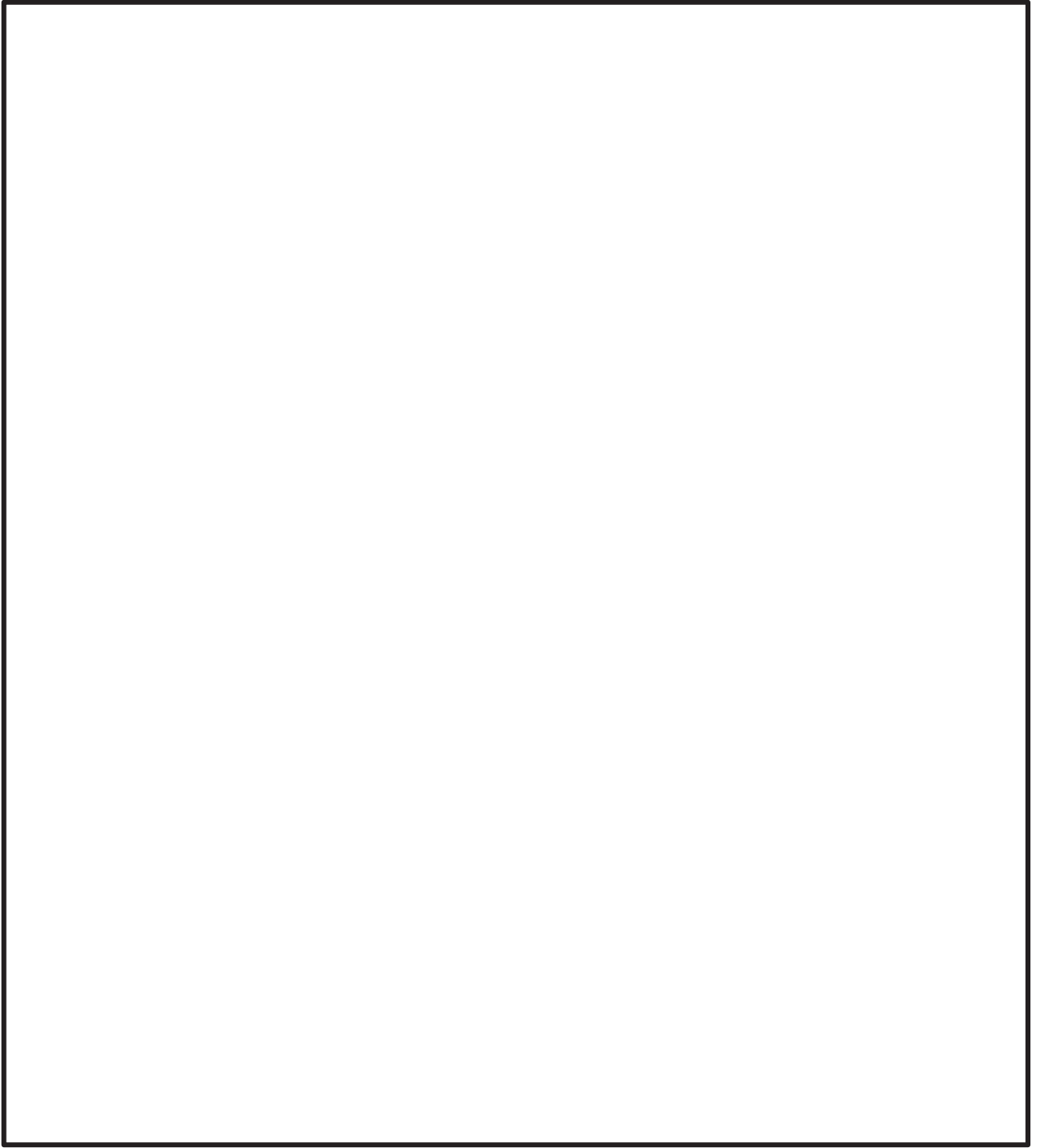


図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

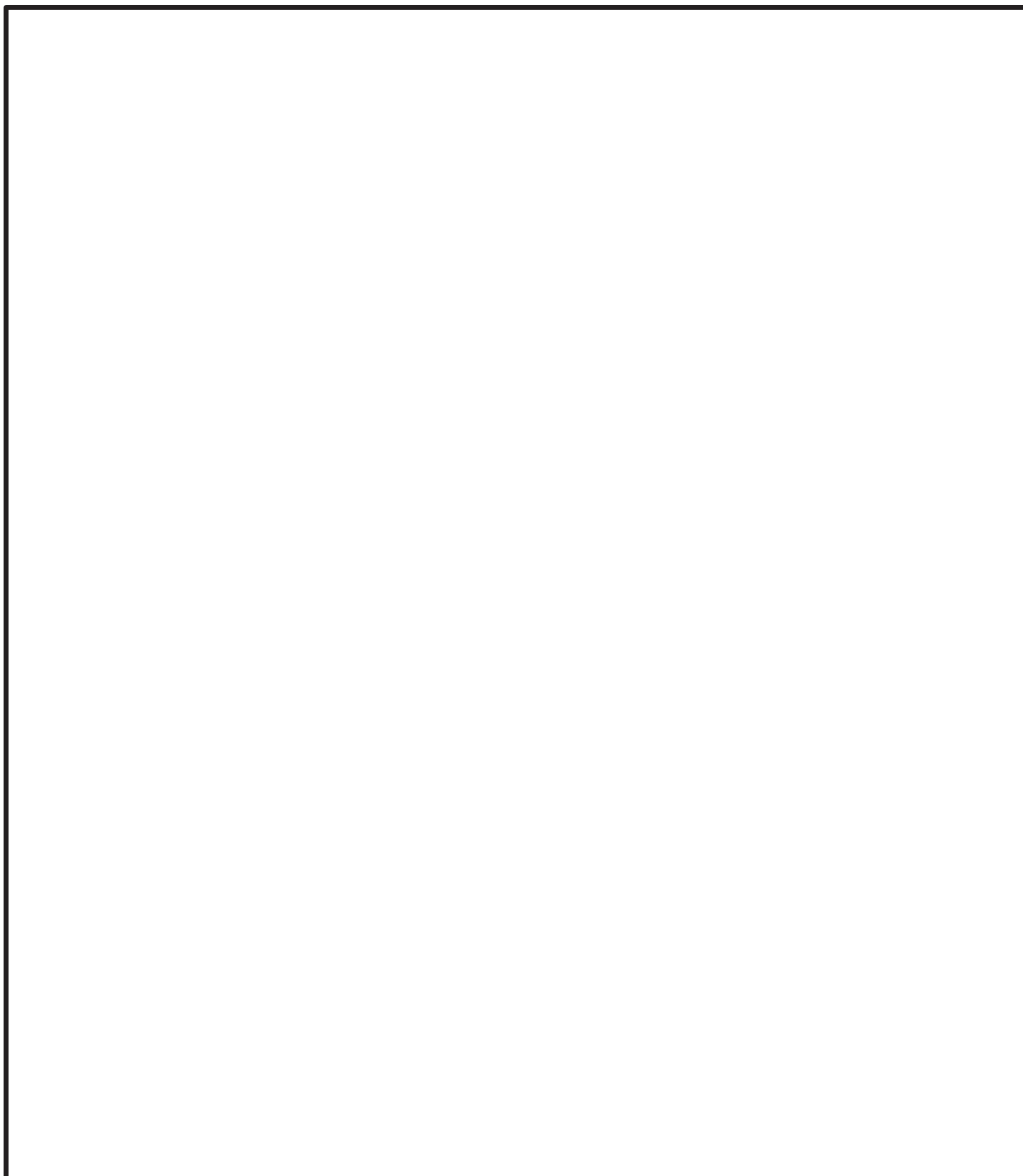


図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

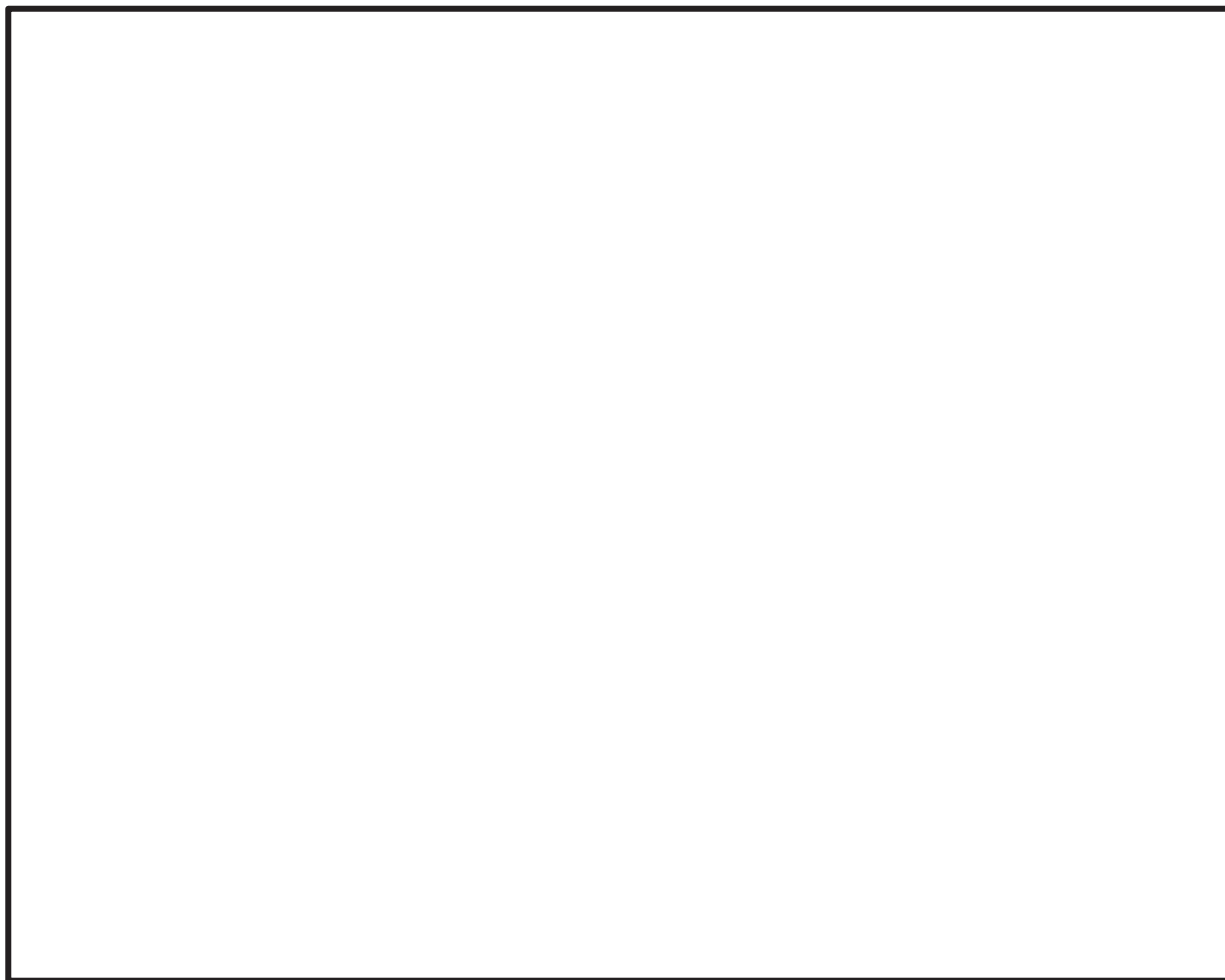


図4-10 グランドシャインガンマ線の評価モデル (4/4)

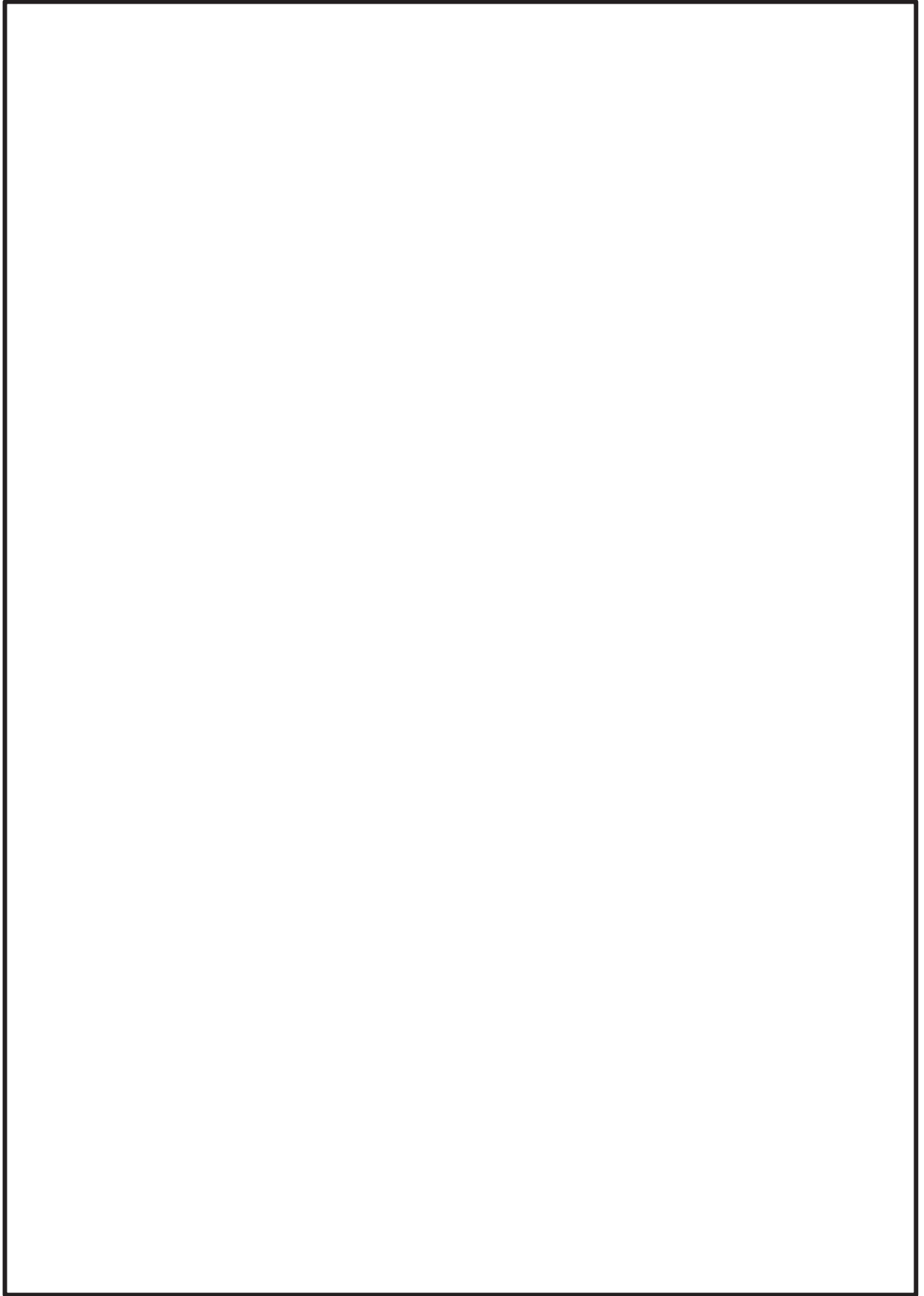


図4-11 緊急時対策所のバウンダリ体積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

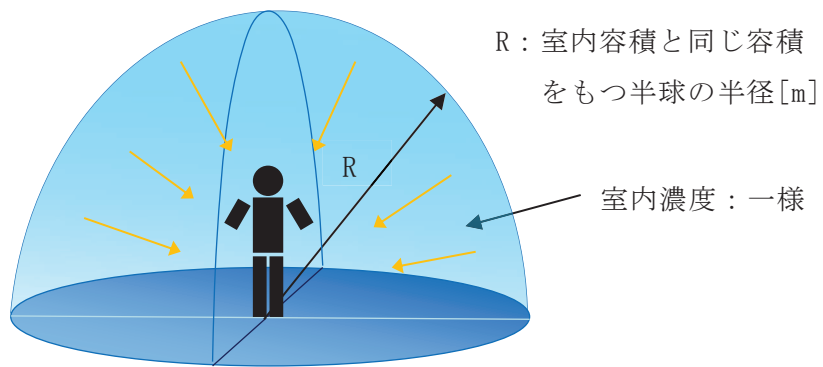


図4-12 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

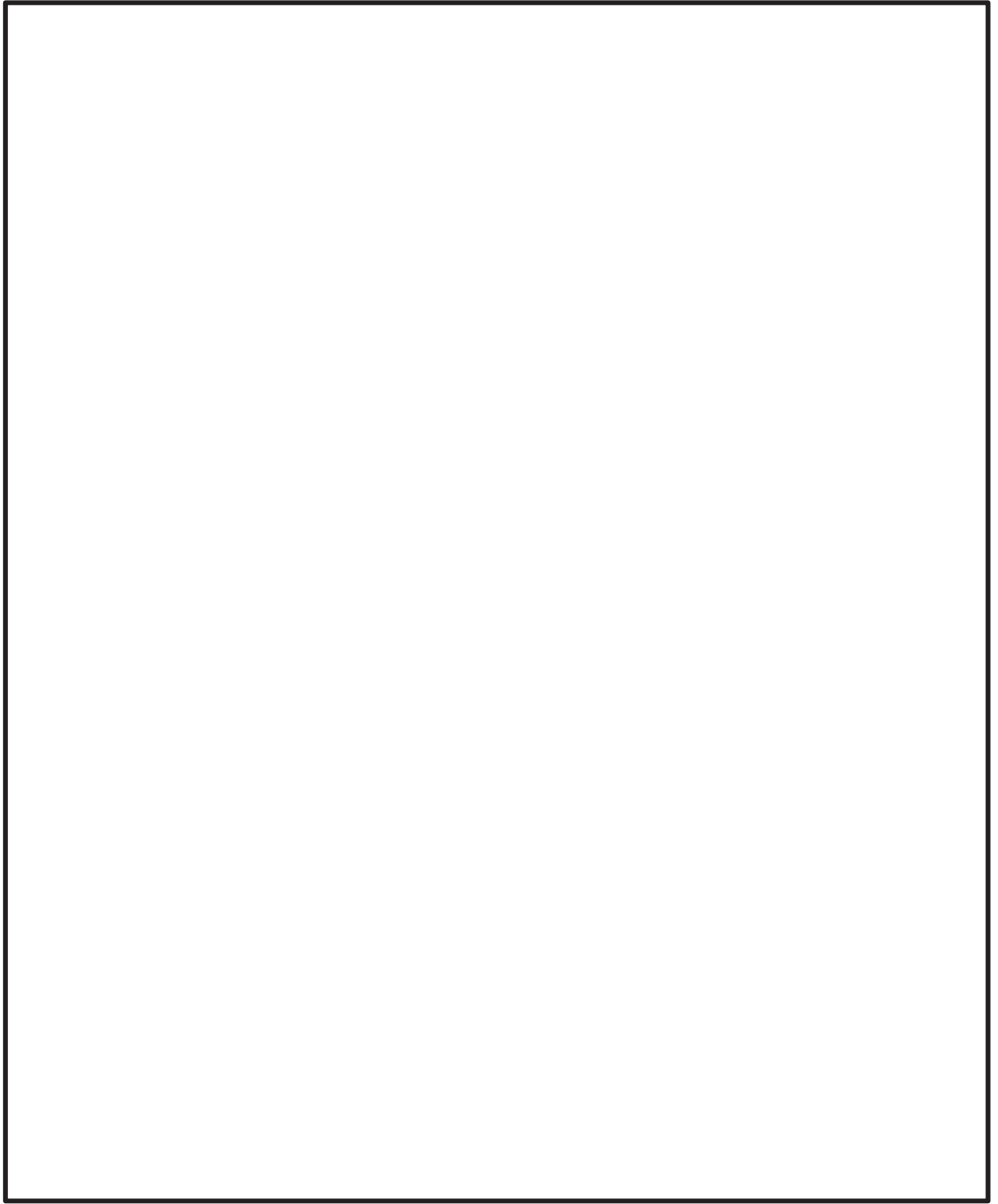


図4-13 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による
被ばくの評価モデル(1/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

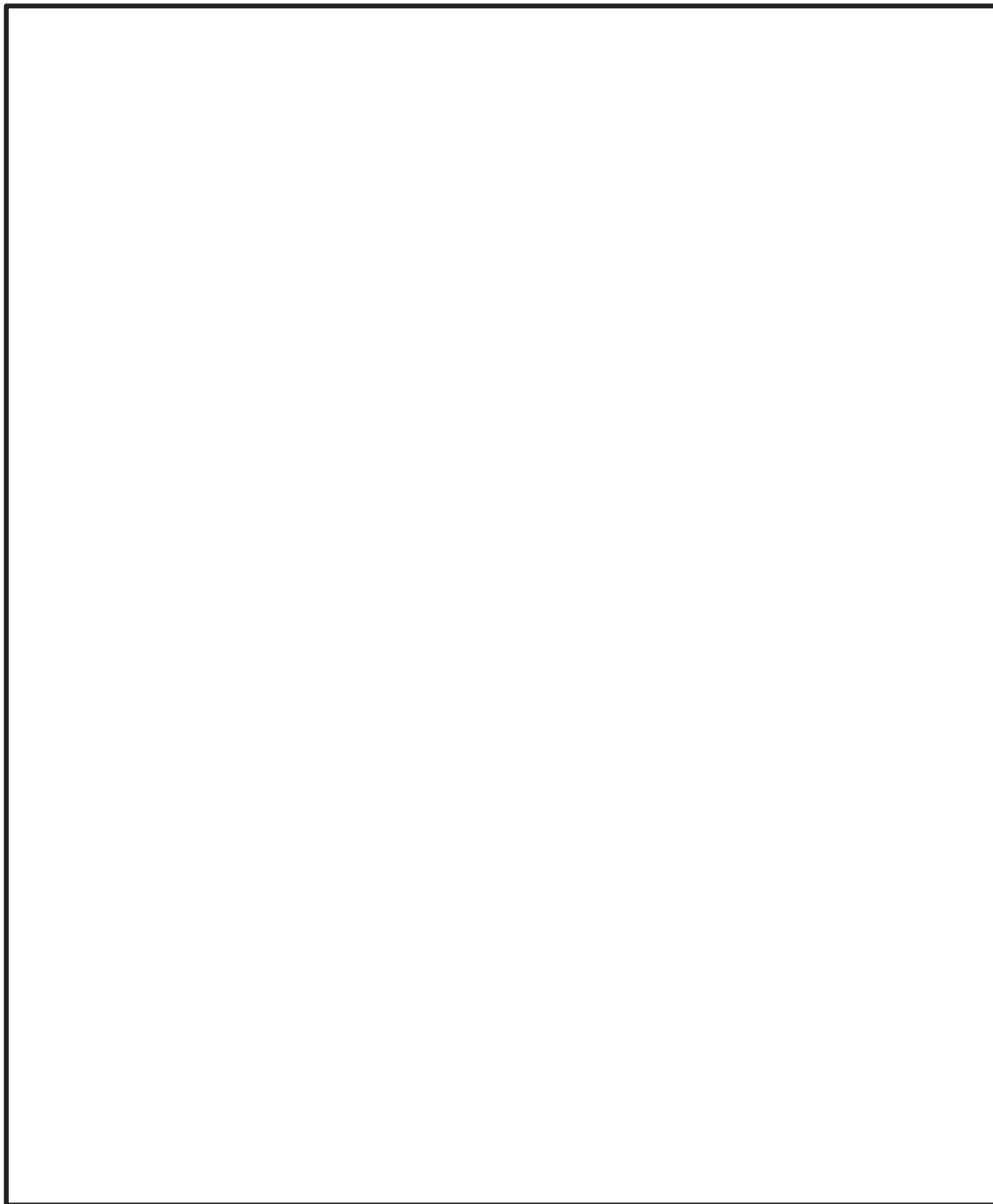


図4-13 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による
被ばくの評価モデル(2/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

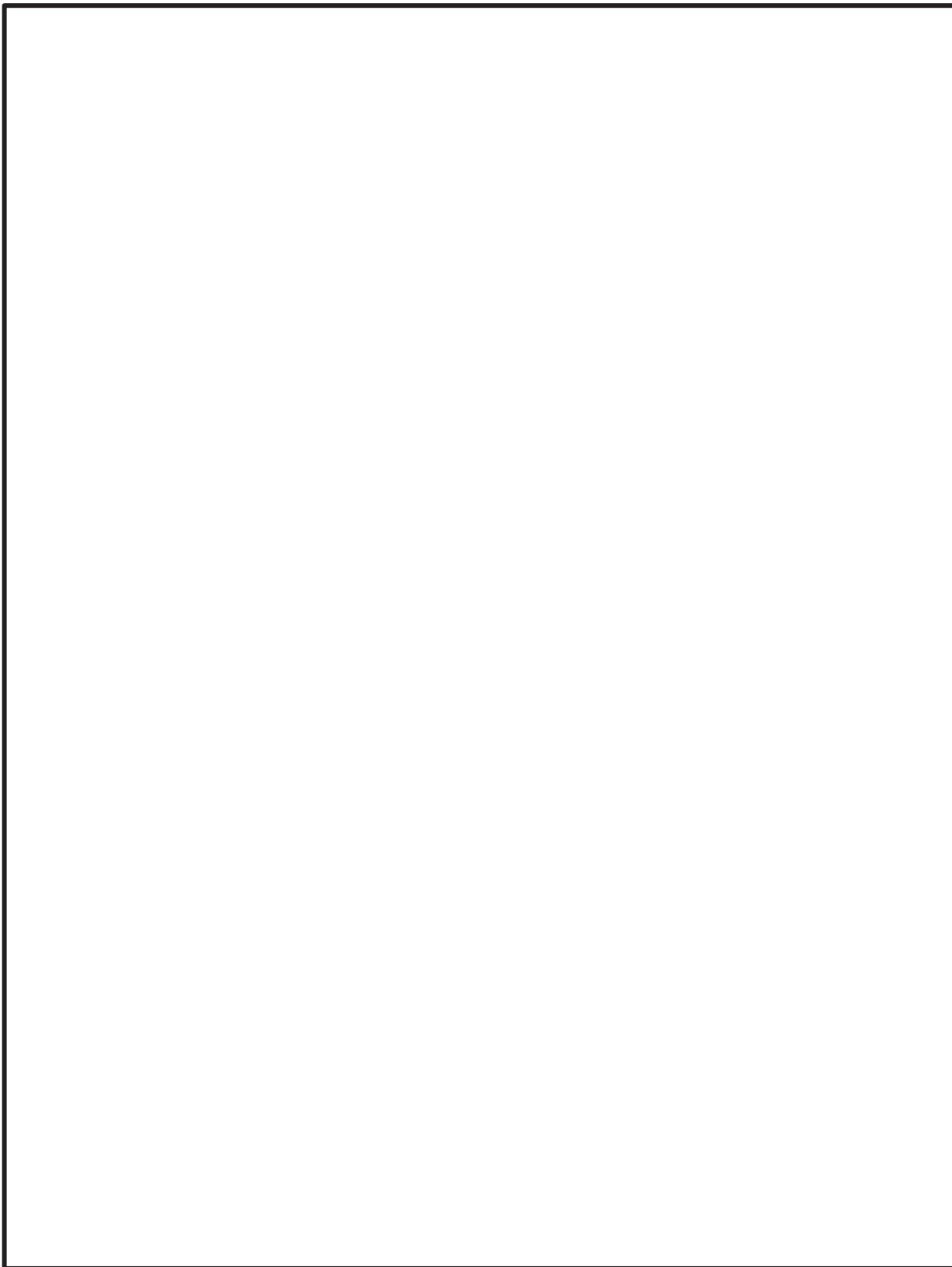


図4-13 隣接区画内に取り込まれた放射性物質の直接ガンマ線による
被ばくの評価モデル(3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

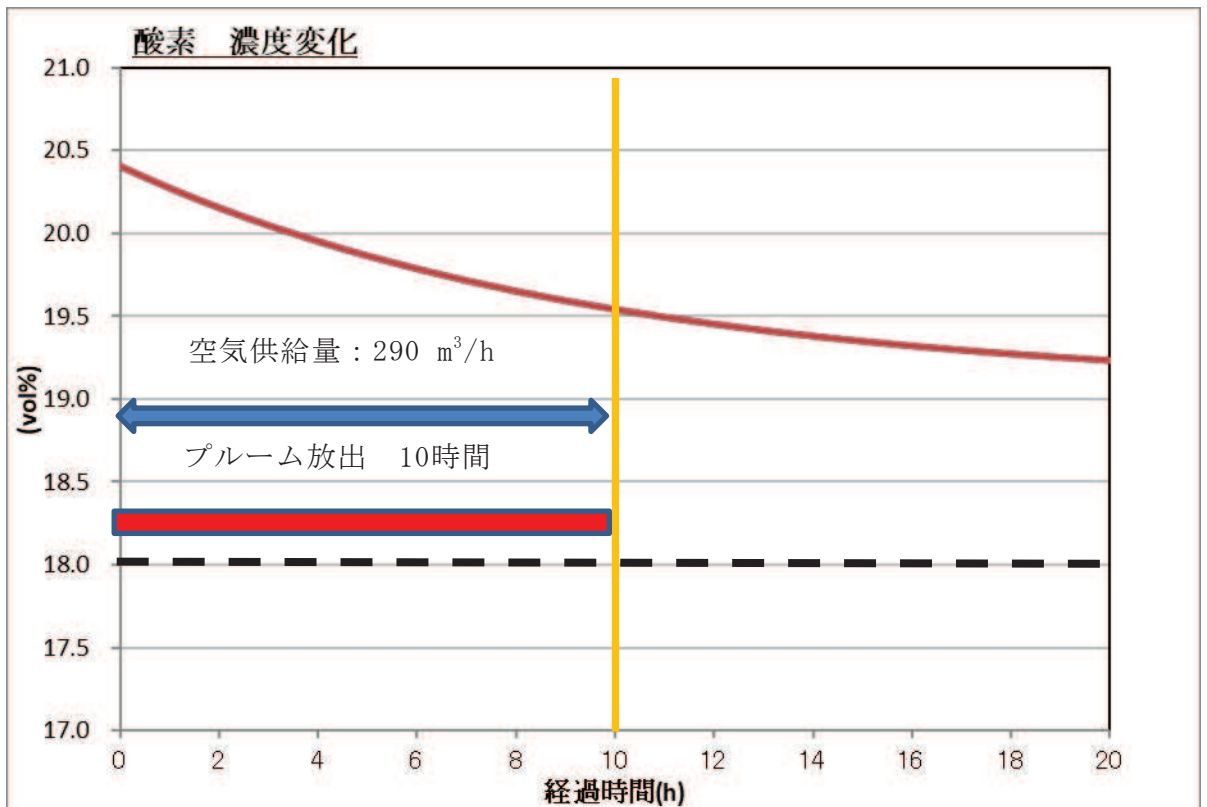
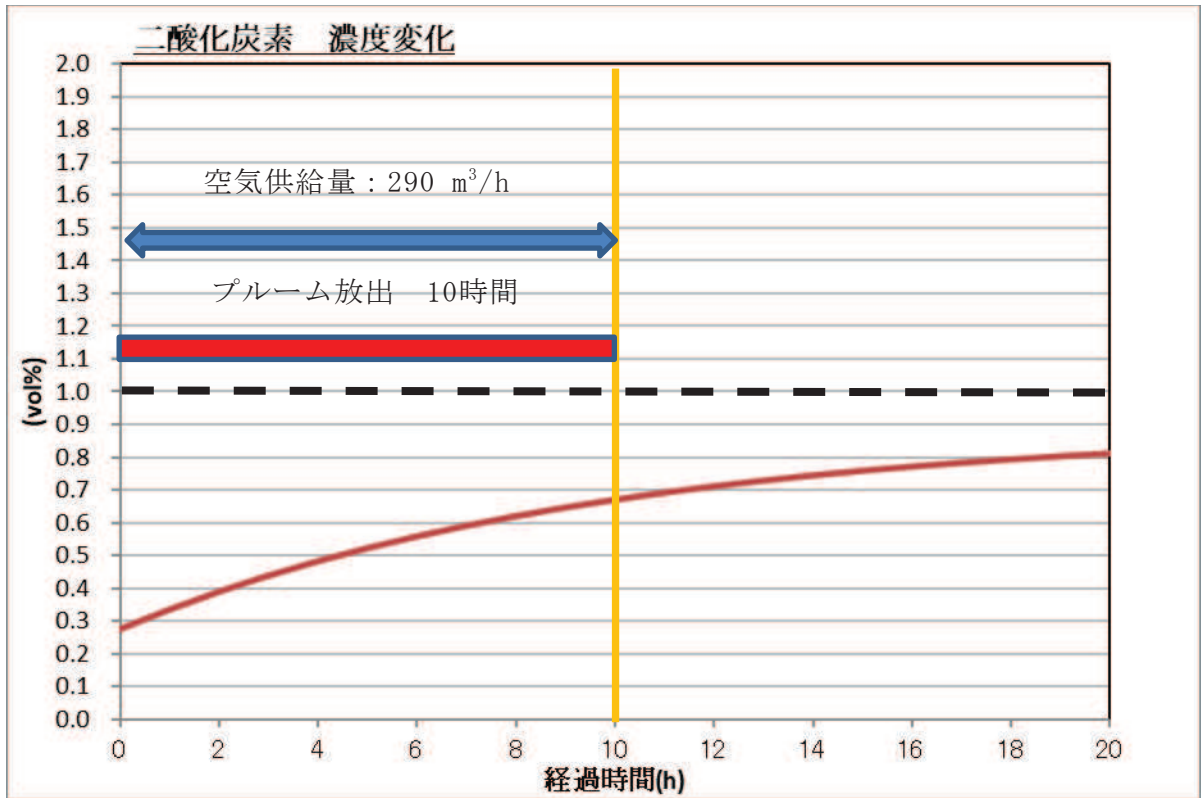


図4-14 緊急時対策所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、除去効率（性能）を維持するよう、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とするとともに、フィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱により性能が低下しない設計とする。

1. フィルタ捕集量

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ捕集量は、表1-1に示す炉内内蔵量及び図1-1に示す過程による評価の結果、エアロゾル粒子量は約 1×10^{-1} g、よう素量は約0.7mgである。

高性能エアフィルタの粉塵保持容量は、約370g/枚であり、高性能エアフィルタの枚数は、2枚/基のうちチャコールより前置している枚数は1枚/基となり、保持容量は約370gとなる。

チャコールエアフィルタの保持容量は、保守的に考え保持容量の小さいヨウ化カリウム添着炭の $100 \mu\text{g/g}$ を保持できるものとする。活性炭充填量は17.3kg/トレイで、6トレイ/基設置しており、うち2枚はテストキャニスタ用につき計4枚/基が使用可能であるが、前置している枚数は2枚/基となり、保持容量は3.46gとなる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置の捕集量並びに保持容量及び吸着容量を表1-2に示す。

2. フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

(1) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による発熱量

フィルタの発熱量 Q_F は、線量評価における割合で大気に放出された核分裂生成物（希ガス除く）が、緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタにより全量捕集されるものとし、フィルタに蓄積する最大放射能とアルファ線、ベータ線及びガンマ線の全吸収エネルギーを乗じて全吸収による発熱量 Q_F を下式により計算する。

フィルタに蓄積する最大放射能及び最大発熱量を表1-3に示す。

$$Q_F = q_F \times (\text{アルファ線全吸収エネルギー} + \text{ベータ線全吸収エネルギー} + \text{ガンマ線全吸収エネルギー}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

$$q_F = \int^T q_1(t) \cdot \chi/Q \cdot L_F dt$$

ここで

q_F : フィルタに蓄積する最大放射能 (Bq)

$q_1(t)$: 事故後t時間における放出率 (Bq/s)

χ/Q : 緊急時対策所における相対濃度 (s/m^3)

L_F : 送風機稼動中の風量 ($1000\text{m}^3/\text{h}$)

T :送風機稼動時間(h)

以上から $Q_F=$ 約1.6Wとなり、保守的に10Wとして温度評価を行う。

(2) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

崩壊熱による発熱量($Q_F = 10W$)と、非常用フィルタ装置(ケーシング)の放熱量 q がバランスするときの温度上昇を求める。

ケーシングからの放熱量 q は一般的に下式により求められる。

$$q = K \times A \times \Delta T$$

ここで

ΔT :ケーシングの上昇温度($^{\circ}C$)

K :熱貫流率(約 $4.5W/(m^2 \cdot ^{\circ}C)$)

$$K = 1/(1/\alpha_i + d/\lambda + 1/\alpha_o)$$

α_i :表面熱伝達率(内側) ($9W/(m^2 \cdot ^{\circ}C)$)

α_o :表面熱伝達率(外側) ($9W/(m^2 \cdot ^{\circ}C)$)

d :ケーシング板厚 (0.006m)

λ :ケーシング熱伝達率 ($16.3W/(m \cdot ^{\circ}C)$)

A :ケーシング伝熱面積($37.44m^2$)

この式と、発熱量と放熱量のバランス($Q_F = q$)より、 $\Delta T \cong 5.9 \times 10^{-2}^{\circ}C$ となる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の量は、「フィルタ捕集量」より約0.1gであり、この核分裂生成物の発熱量とフィルタユニット(ケーシング)から屋外への放熱量とのバランスを考慮すると、核分裂生成物による温度上昇は約 $5.9 \times 10^{-2}^{\circ}C$ となり、温度上昇は殆どない。

フィルタ装置の使用可能温度は設計上 $40^{\circ}C$ であること及び核分裂生成物による温度上昇は殆どないことから、除去効率(性能)が低下することはない。

表1-1 炉内内蔵量（安定核種を含む）

核種グループ	核種類	炉内内蔵量 (kg)
CsI	I 類	約 3.8×10^1
TeO ₂ , Te ₂	Te 類	約 3.8×10^1
SrO	Ba 類	約 9.3×10^1
MoO ₂	Ru 類	約 7.4×10^2
CsOH	Cs 類	約 2.8×10^2
BaO	Ba 類	約 1.3×10^2
La ₂ O ₃	La 類	約 1.2×10^3
CeO ₂	Ce 類	約 1.1×10^3
Sb	Te 類	約 2.2×10^0
UO ₂	Ce 類	約 1.1×10^5

表1-2 緊急時対策所非常用フィルタ装置の捕集量並びに保持容量及び吸着容量（1段当たり）

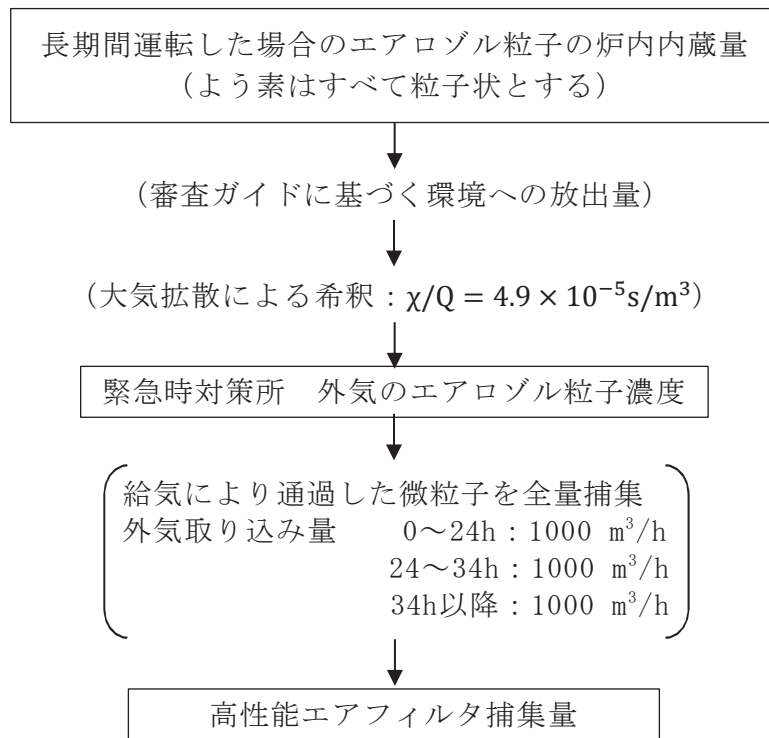
	捕集量	保持容量/吸着容量*
エアロゾル粒子	約0.1g	約370g/台
よう素	約0.7mg	約1.7g/台

注記*：緊急時対策所非常用フィルタ装置の保持容量（高性能エアフィルタ）及び吸着容量（チャコールエアフィルタ）

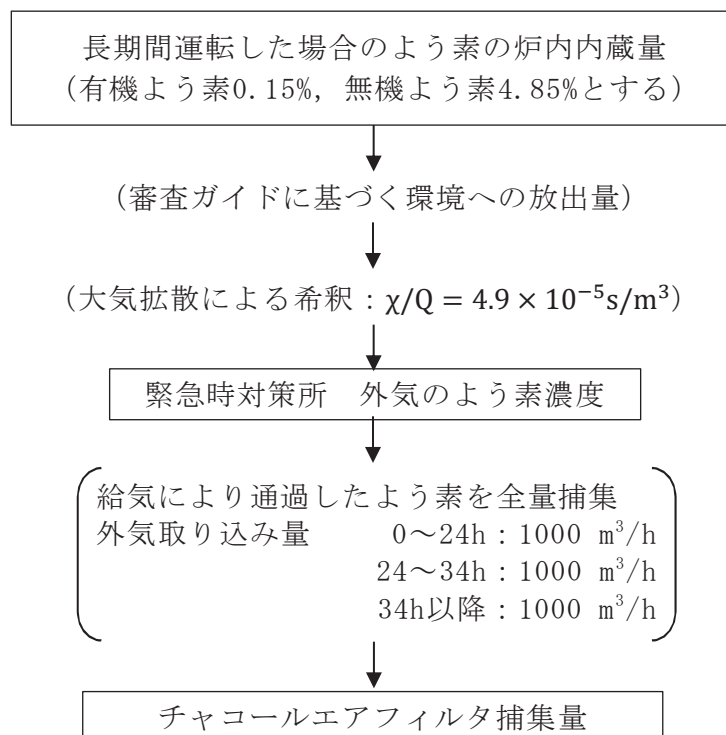
表1-3 フィルタに蓄積する最大放射能及び最大発熱量

核種	蓄積放射能 (Bq)	アルファ線 エネルギー* (eV)	ベータ線 エネルギー* (eV)	ガンマ線 エネルギー* (eV)	発熱量(W)
Co-58	7.0×10^2	—	3.4×10^4	9.7×10^5	1.1×10^{-10}
Co-60	3.0×10^2	—	9.7×10^4	2.5×10^6	1.2×10^{-10}
Rb-86	1.6×10^9	—	6.7×10^5	9.3×10^4	2.0×10^{-4}
Sr-89	8.7×10^9	—	5.8×10^5	—	8.2×10^{-4}
Sr-90	8.7×10^8	—	2.0×10^5	—	2.7×10^{-5}
Sr-91	1.9×10^9	—	6.5×10^5	7.1×10^5	4.1×10^{-4}
Sr-92	2.5×10^7	—	2.0×10^5	1.3×10^6	6.2×10^{-6}
Y-90	1.3×10^6	—	9.3×10^5	1.3×10^0	2.0×10^{-7}
Y-91	1.6×10^7	—	6.0×10^5	3.1×10^3	1.6×10^{-6}
Y-92	5.4×10^5	—	1.5×10^6	2.5×10^5	1.5×10^{-7}
Y-93	3.8×10^6	—	1.2×10^6	9.6×10^4	7.7×10^{-7}
Zr-95	2.2×10^7	—	1.2×10^5	7.3×10^5	2.9×10^{-6}
Zr-97	8.0×10^6	—	7.1×10^5	1.9×10^5	1.1×10^{-6}
Nb-95	2.2×10^7	—	4.5×10^4	7.6×10^5	2.8×10^{-6}
Mo-99	3.5×10^4	—	3.9×10^5	1.5×10^5	3.1×10^{-9}
Tc-99m	3.4×10^4	—	1.5×10^4	1.3×10^5	7.7×10^{-10}
Ru-103	3.6×10^4	—	6.7×10^4	5.0×10^5	3.3×10^{-9}
Ru-105	5.9×10^2	—	4.1×10^5	7.4×10^5	1.1×10^{-10}
Ru-106	1.3×10^4	—	1.0×10^4	—	2.0×10^{-11}
Rh-105	1.6×10^4	—	1.5×10^5	7.7×10^4	6.0×10^{-10}
Sb-127	3.4×10^{10}	—	3.1×10^5	6.9×10^5	5.5×10^{-3}
Sb-129	3.2×10^9	—	4.0×10^5	1.4×10^6	9.1×10^{-4}
Te-127	3.4×10^{10}	—	2.2×10^5	4.9×10^3	1.3×10^{-3}
Te-127m	2.8×10^9	—	7.6×10^4	1.1×10^4	3.8×10^{-5}
Te-129	1.4×10^{10}	—	5.4×10^5	6.2×10^4	1.3×10^{-3}
Te-129m	1.5×10^{10}	—	2.7×10^5	3.7×10^4	7.4×10^{-4}
Te-131m	6.4×10^{10}	—	1.6×10^5	1.4×10^6	1.6×10^{-2}
Te-132	5.5×10^{11}	—	9.7×10^4	2.3×10^5	2.9×10^{-2}
I-131	1.7×10^{12}	—	1.9×10^5	3.8×10^5	1.5×10^{-1}
I-132	2.1×10^{12}	—	4.9×10^5	2.3×10^6	9.5×10^{-1}
I-133	1.7×10^{12}	—	4.1×10^5	6.1×10^5	2.8×10^{-1}
I-134	9.7×10^4	—	6.3×10^5	2.6×10^6	5.1×10^{-8}
I-135	2.8×10^{11}	—	3.4×10^5	1.6×10^6	8.6×10^{-2}
Cs-134	1.1×10^{11}	—	1.6×10^5	1.6×10^6	3.2×10^{-2}
Cs-136	3.0×10^{10}	—	1.3×10^5	1.4×10^6	7.6×10^{-3}
Cs-137	9.4×10^{10}	—	2.5×10^5	5.6×10^5	1.2×10^{-2}
Ba-139	1.0×10^5	—	9.0×10^5	4.6×10^4	1.6×10^{-8}
Ba-140	1.5×10^{10}	—	3.2×10^5	1.8×10^5	1.2×10^{-3}
La-140	2.4×10^7	—	5.4×10^5	2.3×10^6	1.1×10^{-5}
La-141	3.3×10^5	—	9.6×10^5	2.7×10^4	5.3×10^{-8}
La-142	4.9×10^2	—	8.7×10^5	2.4×10^6	2.5×10^{-10}
Ce-141	8.1×10^7	—	1.7×10^5	7.7×10^4	3.2×10^{-6}
Ce-143	4.7×10^7	—	4.3×10^5	2.8×10^5	5.4×10^{-6}
Ce-144	6.3×10^7	—	9.1×10^4	1.9×10^4	1.1×10^{-6}
Pr-143	1.9×10^7	—	3.2×10^5	9.0×10^{-3}	9.7×10^{-7}
Nd-147	7.9×10^6	—	2.7×10^5	1.4×10^5	5.2×10^{-7}
Np-239	6.8×10^8	—	2.6×10^5	1.8×10^5	4.8×10^{-5}
Pu-238	1.3×10^5	5.5×10^6	1.1×10^4	2.1×10^3	1.1×10^{-7}
Pu-239	1.7×10^4	5.1×10^6	7.5×10^3	1.1×10^3	1.4×10^{-8}
Pu-240	1.9×10^4	5.2×10^6	1.1×10^4	1.9×10^3	1.5×10^{-8}
Pu-241	6.7×10^6	1.2×10^2	5.2×10^3	1.8×10^0	5.7×10^{-9}
Am-241	2.1×10^3	5.5×10^6	3.7×10^4	2.9×10^4	1.9×10^{-9}
Cm-242	6.6×10^5	6.1×10^6	9.6×10^3	2.0×10^3	6.4×10^{-7}
Cm-244	4.2×10^4	5.8×10^6	7.9×10^3	1.7×10^3	3.9×10^{-8}

注記* : JAEA-Data/Code 2011-025 「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」 March 2012 日本原子力研究開発機構
 JAERI 1347 「Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38」 February 2005 日本原子力研究所



緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能エアフィルタ捕集量評価の過程



緊急時対策所非常用フィルタ装置のチャコールエアフィルタ捕集量評価の過程

図1-1 緊急時対策所非常用フィルタ装置（高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタ）捕集量評価の過程

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から、緊急時対策所遮蔽を透過せず、散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、放射線の漏えい防止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

緊急時対策所の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、遮蔽扉とする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

緊急時対策所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう、以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

- (1) 貫通部は、原則として床上2m以上の位置に設置する。
- (2) 貫通部は、原則として貫通部を通して線源が直接見通せない位置に設置する。
- (3) 隣接する貫通部は、可能な限り間隔を空ける。
- (4) 貫通部の大きさは、可能な限り小さくする。