

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA61 r. 3.0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について  
(重大事故等対処設備)

令和 3 年 1 0 月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

## 目 次

### 1. 基本的な設計方針

#### 1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40条】

#### 1.2 火災による損傷の防止【41条】

#### 1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1 - 五、43条2 - 二、三、43条3 - 三、五、七】

1.3.2 容量等【43条2 - 一、43条3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43条1 - 一、六、43条3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二、三、四、43条3 - 二、六】

### 2. 個別機能の設計方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

2.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】

2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

2.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

2.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】

2.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】

2.14 電源設備【57条】

2.15 計装設備【58条】

2.16 原子炉制御室【59条】

2.17 監視測定設備【60条】

2.18 緊急時対策所【61条】

- 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】
- 2.20 1次冷却設備
- 2.21 原子炉格納施設
- 2.22 燃料貯蔵設備
- 2.23 非常用取水設備
- 2.24 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く）

表 重大事故等対処設備仕様

ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(ac) 緊急時対策所

原子炉施設には、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。

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、適切な措置を講じる。また、必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管するとともに、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

## チ. 放射線管理施設の構造及び設備

### (1) 屋内管理用の主要な設備の種類

#### (iii) 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。

#### b. 緊急時対策所遮へい

緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。

### [常設重大事故等対処設備]

#### 緊急時対策所遮へい

(「遮蔽設備」及び「緊急時対策所」と兼用) 1式

#### (iv) 換気設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減及び中央制御室外の火災により発生する有毒ガス等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

#### b. 緊急時対策所換気設備

緊急時対策所換気設備は、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するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。なお、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。また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

緊急時対策所換気設備として、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気供給装置及び圧力計を保管する設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

圧力計

(「緊急時対策所」と兼用)

個数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

台数 緊急時対策所指揮所用 1 (予備1)

緊急時対策所待機所用 1 (予備1)

容量 約 25m<sup>3</sup>/min (1台当たり)

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

型式 微粒子フィルタ/よう素フィルタ

基数 緊急時対策所指揮所用 1 (予備1)

緊急時対策所待機所用 1 (予備1)

容量 約 25m<sup>3</sup>/min (1基当たり)

効率

単体除去効率

99.97%以上 (0.15 $\mu$ m 粒子) / 95%以上 (有機よう素), 99%以上 (無機よう素)

総合除去効率

99.99%以上 (0.7 $\mu$ m 粒子) / 99.75%以上 (有機よう素), 99.99%以上 (無機よう素)

空気供給装置

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

型式 空気ポンプ

個数 緊急時対策所指揮所用 1式

緊急時対策所待機所用 1式

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(vi) 緊急時対策所

1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、当該要員を防護できる設計とする。

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、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所として、指揮所及び待機所を設ける。

緊急時対策所は、異常等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設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末を設置する設計とする。また、発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、衛星電話設備、衛星携帯電話、電力保安通信用電話設備、トランシーバ、無線通話装置、運転指令設備、社内TV会議システム、加入電話設備、専用電話設備、携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

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に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、



基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、

「ロ. (1) (ii) 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「ロ. (2) (ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所は、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、重大事故等に対処するために必要な要員を収容することができる設計とする。

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、対策要員が緊急時対策所の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、スクリーニング及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。スクリーニングの結果、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、スクリーニング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。

重大事故等が発生した場合においても当該事故等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、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備を使用する。

緊急時対策所の居住性については、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の着用、交代要員体制及び安定よう素剤の服用がなく、仮設備を考慮しない条件においても、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を超えないことを判断基準とする。

緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。

緊急時対策所換気設備は、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するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。なお、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。緊急時対策所換気設備として、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置を保管する設計とする。

緊急時対策所には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室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の確実な判断ができるよう放射線量等を監視、測定する緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備を保管する設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所で表示できるよう、データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末を設置する設計とする。

データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所の通信連絡設備として、衛星電話設備、衛星携帯電話、トランシーバ、インターフォン、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

緊急時対策所の電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機を使用する。

緊急時対策所用発電機は、指揮所及び待機所それぞれに1台で電源供給可能な容量を有するものを各2台、予備も含めて合計8台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所遮へいについては、「チ. (1) (iii) 遮蔽設備」に記載する。

緊急時対策所換気設備については、「チ. (1) (iv) 換気設備」に記載する。

緊急時対策所可搬型エリアモニタについては、「チ. (1) (ii) 放射線監視設備」に記載する。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備については、「チ. (2) 屋外管理用の主要な設備の種類」に記載する。

緊急時対策所の通信連絡設備については、「ヌ. (3) (vii) 通信連絡設備」に記載する。

代替非常用発電機については、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

#### [常設重大事故等対処設備]

圧力計

（「緊急時対策所」と兼用）

個数 2

緊急時対策所情報収集設備

データ収集計算機

（「計測制御系統施設」，「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個数 1 式

ERSS 伝送サーバ

(「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用)

個数 1 式

データ表示端末

(「計測制御系統施設」, 「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用)

個数 1 式

データ収集計算機, ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末は, 設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

酸素濃度計

個数 2 (予備 2)

二酸化炭素濃度計

個数 2 (予備 2)

緊急時対策所用発電機

台数 4 (予備 4)

容量 約 270kVA (1 台当たり)

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は, 設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

## 第六十一条 緊急時対策所

1 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

一 重大事故等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、適切な措置を講じたものであること。

二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。

三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。

2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 第1項及び第2項について

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、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置及び保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。緊急時対策所として、指揮所及び待機所を設ける。

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に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置及び保管する設計とする。

緊急時対策所は、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、重大事故等に対処するために必要

な数の要員を収容することができる設計とする。

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、対策要員が緊急時対策所の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、スクリーニング及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。スクリーニングの結果、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、スクリーニング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。

#### (1) 居住性を確保するための設備

重大事故等が発生した場合においても当該事故等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、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所可搬型エアモニタ、可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備を使用する。

緊急時対策所の居住性については、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の着用、交代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条件においても、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を超えないことを判断基準とする。

##### (i) 緊急時対策所遮へい及び緊急時対策所換気設備

緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。

緊急時対策所換気設備は、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するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。なお、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。緊急時対策所換気設備として、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、圧力計及び空気供給装置を保管及び設置する設計とする。

また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

(ii) 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定

緊急時対策所には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

(iii) 放射線量の測定及び気象観測

緊急時対策所には、室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の確実な判断ができるよう放射線量等を監視、測定する緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備を保管する設計とする。

(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に係る設備

(i) 情報収集のための設備

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備（情報の把握）を設ける。

重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所で表示できるよう、データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末を設置する設計とする。

データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

(ii) 通信連絡のための設備

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所から中央制御室、

屋内外の作業場所，本店，国，地方公共団体，その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため，通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所の通信連絡設備として，衛星電話設備，衛星携帯電話，トランシーバ，インターフォン，テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置及び保管する設計とする。

### (3) 代替電源設備からの給電

緊急時対策所は，代替電源設備からの給電を可能とするよう，以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

緊急時対策所の電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として，緊急時対策所用発電機を使用する。

緊急時対策所用発電機は，指揮所及び待機所それぞれに1台で電源供給可能な容量を有するものを各2台，予備も含めて合計8台保管することで，多重性を有する設計とする。

代替非常用発電機については，「10.2 代替電源設備」に記載する。



## 8. 放射線防護設備及び放射線管理設備

### 8.2 換気空調設備

#### 8.2.1 概要

換気空調設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時において、放射線業務従事者等に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、アニュラス空気浄化設備、格納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備等で構成する。アニュラス空気浄化設備は原子炉格納施設の一部として「9.3 アニュラス空気浄化設備」の節に述べているので、ここでは省略する。

#### 8.2.3 主要設備

##### (5) 緊急時対策所換気設備

###### a. 重大事故等時

###### (a) 設計方針

緊急時対策所換気設備は、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するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮への性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。なお、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。

緊急時対策所換気設備として、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気供給装置及び圧力計を保管する設計とする。

また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

緊急時対策所換気設備の多様性、位置的分散、悪影響防止、容量等、環境条件等、操作性の確保、試験検査については「10.9 緊急時対策所」に記載する。

###### (b) 主要設備及び仕様

緊急時対策所換気設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第8.2.6表に示す。

## 8.1 遮蔽設備

### 8.1.1 概要

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺の公衆及び放射線業務従事者等が受ける線量を低減するもので、以下の設備で構成する。

- (1) 1次遮へい
- (2) 2次遮へい
- (3) 外部遮へい
- (4) 補助遮へい
- (5) 燃料取扱遮へい
- (6) 中央制御室遮へい
- (7) 一時的遮へい
- (8) 緊急時対策所遮へい

### 8.1.3 主要設備

#### (8) 緊急時対策所遮へい

緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。

緊急時対策所遮へいの多様性、位置的分散、悪影響防止、環境条件等、試験検査については、「10.9 緊急時対策所」に記載する。

第 8.2.6 表 緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（常設）の主要仕様

(1) 圧力計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

個数	緊急時対策所指揮所用	1
	緊急時対策所待機所用	1
測定範囲	0～300Pa	

第 8.2.7 表 緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（可搬型）の主要仕様

(1) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所（重大事故等時）

台数	緊急時対策所指揮所用	1（予備 1）
	緊急時対策所待機所用	1（予備 1）
容量	約 25m <sup>3</sup> /min（1 台当たり）	

(2) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所（重大事故等時）

型式	微粒子フィルタ／よう素フィルタ	
基数	緊急時対策所指揮所用	1（予備 1）
	緊急時対策所待機所用	1（予備 1）
容量	約 25m <sup>3</sup> /min（1 基当たり）	

効率

- 単体除去効率 99.97%以上（0.15μm 粒子）／95%以上（有機よう素），  
99%以上（無機よう素）
- 総合除去効率 99.99%以上（0.7μm 粒子）／99.75%以上（有機よう素），  
99.99%以上（無機よう素）

(3) 空気供給装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・換気空調設備
- ・緊急時対策所（重大事故等時）

型式	空気ポンペ	
個数	緊急時対策所指揮所用	1式
	緊急時対策所待機所用	1式

## 2.18 緊急時対策所【61条】

### (緊急時対策所)

第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

- 一 重大事故等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、適切な措置を講じたものであること。
  - 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。
  - 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。
- 2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。

### (解釈)

- 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。
  - a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。
  - b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。
  - c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。  
また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。
  - d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。
  - 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。

f) 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、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

- 2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「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、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等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むものとする。

### 2.18.1 適合方針

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、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置及び保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。緊急時対策所として、指揮所及び待機所を設ける。

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に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計【39条】」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計【40条】」に基づく設計とする。また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置及び保管する設計とする。

緊急時対策所は、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、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

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、対策要員が緊急時対策所の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、スクリーニング及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。スクリーニングの結果、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、スクリーニング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。

## (1) 居住性を確保するための設備

重大事故等が発生した場合においても当該事故等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、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備を使用する。

緊急時対策所の居住性については、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の着用、交代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条件においても、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を超えないことを判断基準とする。

### a. 緊急時対策所遮へい及び緊急時対策所換気設備

緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。

緊急時対策所換気設備は、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するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。なお、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。緊急時対策所換気設備として、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置を保管する設計とする。

また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・ 緊急時対策所遮へい
- ・ 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン



- ・可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット
- ・空気供給装置
- ・圧力計

b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定

緊急時対策所には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・酸素濃度計
- ・二酸化炭素濃度計

c. 放射線量の測定及び気象観測

緊急時対策所には、室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の確実な判断ができるよう放射線量等を監視、測定する緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備を保管する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・緊急時対策所可搬型エリアモニタ
- ・可搬型モニタリングポスト(2.17 監視測定設備【60条】)
- ・可搬型気象観測設備(2.17 監視測定設備【60条】)

(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に係る設備

a. 情報収集のための設備

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、以下の重大事故等対処設備(情報の把握)を設ける。

重大事故等対処設備(情報の把握)として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる情報収集設備を使用する。

緊急時対策所の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所で表示できるよう、データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末を設置する設計とする。

データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・データ収集計算機
- ・ERSS 伝送サーバ
- ・データ表示端末
- ・代替非常用発電機(2.14 電源設備【57条】)

その他、データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末の電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

#### b. 通信連絡のための設備

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、以下の重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。

重大事故等対処設備（通信連絡）として、緊急時対策所から中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備を使用する。

緊急時対策所の通信連絡設備として、衛星電話設備、衛星携帯電話、トランシーバ、インターフォン、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置及び保管する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備（2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】）
- ・衛星携帯電話（2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】）
- ・トランシーバ（2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】）
- ・インターフォン（2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】）
- ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間）（2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】）

- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】）

### （3）代替電源設備からの給電

緊急時対策所は、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の重大事故等対処設備（電源の確保）を設ける。

緊急時対策所の電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機を使用する。

緊急時対策所用発電機は、指揮所及び待機所それぞれに1台で電源供給可能な容量を有するものを各2台、予備も含めて合計8台保管することで、多重性を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】）

ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーについては、「2.14 電源設備」に記載する。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備については、「2.17 監視測定設備」に記載する。

衛星電話設備、衛星携帯電話、トランシーバ、インターフォン、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、「2.19 通信連絡を行うために必要な設備」に記載する。

#### 2.18.1.1 多様性，多重性，独立性及び位置的分散

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

緊急時対策所は，独立した建屋及びそれと一体の緊急時対策所遮へい並びに換気設備として可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，空気供給装置，圧力計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタを有し，さらに，換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これら中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。

緊急時対策所及び緊急時対策所用発電機は，中央制御室とは離れた位置の屋外に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置は，中央制御室とは離れた位置の空調上屋内に分散して保管することで，位置的分散を図る設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは，1台で指揮所又は待機所をそれぞれ換気するために必要な容量を有するものを各2台，合計4台を保管することで多重性を持つ設計とする。

圧力計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは，中央制御室とは離れた位置の緊急時対策所に分散して保管及び設置することで，位置的分散を図る設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，1基で指揮所又は待機所をそれぞれ換気するために必要な容量を有するものを各2基，合計4基を保管することで多重性を持つ設計とする。

データ収集計算機，ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末は，異なる通信方式を使用し，多様性を持つ設計とする。

緊急時対策所用発電機は、指揮所及び待機所それぞれに1台で電源供給可能な容量を有するものを各2台、予備も含めて合計8台保管することで多重性を図る設計とする。

#### 2.18.1.2 悪影響防止

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

緊急時対策所遮へいは，緊急時対策所建屋と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン，可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所用発電機は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時対策所用発電機は，固縛によって固定をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

空気供給装置，圧力計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

データ収集計算機，ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

## 2.18.2 容量等

基本方針については「1.3.2 容量等」に示す。

緊急時対策所の指揮スペースは、重大事故等に対処するために必要な指示をする対策要員及び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の抑制に必要な現場活動等に従事する対策要員等、指揮所と待機所を合わせて最大120名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所に7日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を保管できる設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置は、緊急時対策所内にとどまる対策要員の線量を低減し、かつ酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がないよう維持できる設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは、1台で指揮所又は待機所をそれぞれ換気するために必要な容量を有するものを各1台使用する。保有数は、使用する2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計4台を保管する設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、1基で指揮所又は待機所をそれぞれ換気するために必要な容量を有するものを各1基使用する。保有数は、使用する2基、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2基の合計4基を保管する設計とする。また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所内に対し、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有する設計とする。

空気供給装置は「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」における放射性物質の放出時間が10時間であることを踏まえて十分な余裕を持つ容量を有する設計とする。空気ポンペは、緊急時対策所の指揮所内又は待機所内をそれぞれ加圧するために必要な容量を保有し、故障時及び保守点検時のバックアップ用として各1個を保管する設計とする。

代替電源設備である緊急時対策所用発電機は、指揮所及び待機所それぞれに1台で電源供給可能な容量を有するものを各2台使用する。保有数は、使用する4台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として4台の合計8台を保管する設計とする。

データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末は、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、緊急時対策所内の放射線量の測定が可能な台数として指揮所、待機所それぞれに各1台使用する。保有数は、使用する2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計4台を保管する設計とする。

酸素濃度計は、緊急時対策所内の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを指揮所、待機所それぞれに各1個使用する。保有数は、使用する2個、故障時及び保守点検のバックアップ用として2個の合計4個を保管する設計とする。

二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所内の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを指揮所、待機所それぞれに各1個使用する。保有数は、使用する2個、故障時及び保守点検のバックアップ用として2個の合計4個を保管する設計とする。

圧力計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを指揮所、待機所それぞれに各1台使用する。保有数は使用する2台を設置する設計とする。

設備仕様については、第10.9.2表及び第10.9.3表に示す。



### 2.18.3 環境条件等

基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。

緊急時対策所遮へいは、コンクリート構造物として緊急時対策所建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは、空調上屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における空調上屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所及び緊急時対策所内で可能な設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、空調上屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における空調上屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

空気供給装置は、空調上屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における空調上屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

圧力計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所可搬型エリアモニタは、緊急時対策所内に保管及び設置するため、重大事故等時における緊急時対策所内の環境条件を考慮した設計とする。操作は緊急時対策所内で可能な設計とする。

データ収集計算機及び ERSS 伝送サーバは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

データ表示端末は、重大事故等時における緊急時対策所内の環境条件を考慮した設計とする。操作は緊急時対策所内で可能な設計とする。

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、緊急時対策所への入室を待つ対策要員等を放射線等から防護するため、スクリーニング及

び作業服の着替え等を行うための区画は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に設ける。

#### 2.18.4 操作性及び試験・検査性について

基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

##### (1) 操作性の確保

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び圧力計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所近傍の空調上屋内に保管し、接続口についてはフランジ接続とすることで、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実にダクトとの接続が可能な設計とするとともに、交換ができる設計とする。また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは、緊急時対策所内の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

空気供給装置は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

空気供給装置は、速やかに系統構成できるよう、緊急時対策所近傍に保管し、簡便な接続規格により容易かつ確実に接続が可能な設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、可搬型モニタリングポストの指示値等に応じて緊急時対策所内を空気供給装置により加圧する必要があるため、緊急時対策所内の手動操作バルブにより確実に空気加圧操作ができる設計とする。

緊急時対策所用発電機を使用した電源系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から遮断器操作にて速やかに切替えられる設計とする。

緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所近傍に保管し、車両により運搬、移動できる設計とするとともに、車輪止めにより設置場所にて固定が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は、一般的な工具を用いることで、ボルト・ネジ接続により、ケーブルを接続口に容易かつ確実に接続できる設計とするとともに、容易に交

換ができる設計とする。また、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは、人力により容易に運搬でき、電源ケーブルはコネクタ接続とし、容易かつ確実に接続できる設計とするとともに、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。また、測定結果は、緊急時対策所内にて容易かつ確実に把握できる設計とする。

データ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

データ収集計算機及び ERSS 伝送サーバは、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

データ表示端末は、付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、通信用ケーブルを容易かつ確実に接続できる設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ用途で使用できる設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人が携行して移動し、測定場所にて付属の操作スイッチにより容易かつ確実に操作ができる設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所用発電機及び空気供給装置は、屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とする。

## (2) 試験・検査

居住性の確保として使用する緊急時対策所遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

居住性の確保として使用する可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、試験系統により、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、差圧の確認が可能な設計とする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、分解が可能な設計とする。可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、性能の確認が可能なようフィルタの取り外しが可能な設計とする。

居住性の確保として使用する空気供給装置は、通気による機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

代替電源設備として使用する緊急時対策所用発電機は、模擬負荷へ接続することにより、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とする。

放射線量の測定に使用する緊急時対策所可搬型エリアモニタは、校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

情報の把握を行うために使用するデータ収集計算機、ERSS 伝送サーバ及びデータ表示端末は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

圧力計、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定に使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

第1.18.1表 重大事故等対処設備及び資機材と整備する手順(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 <sup>※3</sup>	整備する手順書	手順の分類
—	—	居住性の確保	緊急時対策所達へい	重大事故等対処設備	—	重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における対応手順
			可搬型新設緊急時対策所 空気浄化ファン		緊急時対策所 換気空調系 起動・停止手順	
可搬型新設緊急時対策所 空気浄化フィルタユニット			重大事故等の 放射線管理手順			
空気供給装置 (空気ポンペ)			緊急時対策所 運用手順			
圧力計			緊急時対策所 換気空調系 起動・停止手順			
緊急時対策所 可搬型エリアモニタ			緊急時対策所 運用手順			
可搬型モニタリングポスト <sup>※1</sup>			緊急時対策所 換気空調系 起動・停止手順			
可搬型気象観測設備 <sup>※1</sup>			緊急時対策所 運用手順			
酸素濃度計			—			
二酸化炭素濃度計			—			
—	—	必要な指示及び通信連絡	データ収集計算機	a	通信連絡に 関する手順	
			データ表示端末			
			衛星電話設備			
			衛星携帯電話			
			トランシーバ			
			インターフォン			
			テレビ会議システム (指揮所・待機所間)			
			統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備			

第 1.18.1 表 重大事故等対処設備及び資機材と整備する手順(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 <sup>※3</sup>	整備する手順書	手順の分類
—	—	必要な指示及び通信連絡	加入電話設備	多様性拡張設備	通信連絡に関する手順	重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における対応手順
			専用電話設備			
電力保安通信用電話設備						
社内TV会議システム						
無線通話装置						
運転指令設備						
携帯電話						
—	—	必要な情報の把握	対策の検討に必要な資料 <sup>※4</sup>	資機材	緊急時対策所運用手順	
			必要な要員の収容		防護具及びチェン징ングエリア設置用資機材 <sup>※4</sup>	
飲料水、食料等 <sup>※4</sup>	緊急時対策所運用手順					
サポート系機能喪失時	緊急時対策所全交流動力電源	代替電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機		重大事故等対処設備	
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽	緊急時対策所運用手順		
			可搬型タンクローリー	代替設備等の運転に関する手順		
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	燃料の配油等に関する手順		
			代替非常用発電機 <sup>※2</sup>	全交流動力電源喪失時における対応手順等		
余熱除去系統異常時における対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順					

※1 可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

※2 代替非常用発電機から給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 重大事故対策において用いる設備の分類

a: 当該条文に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備

c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

※4 資機材であるため、重大事故等対処設備としない。

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA61H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所 3 号炉

### 設置許可基準規則等への適合性について (重大事故等対処設備) 補足説明資料

令和 3 年 1 0 月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。



## 補足説明資料目次

### 38 条

- 38-1 泊発電所 3 号炉の重大事故等対処施設の地盤及び周辺斜面に関する基準規則等への適合性について

### 39 条

- 39-1 重大事故等対処施設の設備分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

### 41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における基準規則等への適合性について
- 41-2 重大事故等対処施設への審査基準の準用
- 41-3 火災区域、区画の設定について
- 41-4 火災感知設備
- 41-5 消火設備
- 41-6 火災区域又は火災区画の火災防護対策について

### 43 条（共通）

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類等
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 泊 3 号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所およびアクセスルートについて（後日提出）
- 共-4 重大事故等対処設備基準適合性確認資料
- 共-5 ポンプ車配備台数の考え方
- 共-6 竜巻影響を考慮した保管場所

### 44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 44-2 配置図
- 44-3(1) 試験・検査説明資料
- 44-3(2) ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について
- 44-4 系統図
- 44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について
- 44-5(2) ATWS 緩和設備について

- 44-5(3) ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 45 条

- 45-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 45-2 配置図
- 45-3 試験・検査説明資料
- 45-4 系統図
- 45-5 容量設定根拠
- 45-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 45-7 現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動
- 45-8 蒸気発生器 2 次側への給水時の水源の選定及び海水注入時の影響評価

#### 46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 46-2 配置図
- 46-3 試験・検査説明資料
- 46-4 系統図
- 46-5 容量設定根拠
- 46-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 47-2 配置図
- 47-3 試験・検査説明資料
- 47-4 系統図
- 47-5 容量設定根拠
- 47-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書
- 47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について
- 47-9 格納容器再循環サンプスクリーンの今後の検討課題について
- 47-10 可搬型重大事故等対処設備の接続口等について
- 47-11 CV 冠水時に水没する電気ペネトレーション部からの漏えいの可能性について

#### 48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性一覧表

- 48-2 配置図
- 48-3 試験・検査説明資料
- 48-4 系統図
- 48-5 容量設定根拠
- 48-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

#### 49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 49-2 配置図
- 49-3 試験・検査説明資料
- 49-4 系統図
- 49-5 容量設定根拠
- 49-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 50-2 配置図
- 50-3 試験・検査説明資料
- 50-4 系統図
- 50-5 容量設定根拠
- 50-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

#### 51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 51-2 配置図
- 51-3 試験・検査説明資料
- 51-4 系統図
- 51-5 容量設定根拠
- 51-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 51-7 原子炉下部キャビティへの流入について

#### 52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 52-2 配置図
- 52-3 試験・検査説明資料
- 52-4 系統図
- 52-5 容量設定根拠

- 52-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 52-7 原子炉格納容器内水素再結合装置（PAR）について
- 52-8 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 52-9 格納容器水素イグナイタについて

#### 53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 53-7 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-8 アニュラスの水素濃度測定について

#### 54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 54-2 配置図
- 54-3 試験・検査説明資料
- 54-4 系統図
- 54-5 容量設定根拠
- 54-6 審査会合会議資料
- 54-7 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価
- 54-8 使用済燃料ピットサイフォンプレーカの健全性について

#### 55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 試験・検査説明資料
- 55-4 系統図
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 発電所外への放射性物質の拡散抑制について

#### 56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 試験・検査説明資料

- 56-4 系統図
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

## 57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 試験・検査説明資料
- 57-4 系統図
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 57-7 タンクローリーによる燃料補給について
- 57-8 代替所内電気設備の設備構成について
- 57-9 所内常設蓄電式直流電源設備について
- 57-10 可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器を使用した直流電源負荷への24時間給電
- 57-11 所内電気設備の頑健性について

## 58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 配置図
- 58-3 試験・検査説明資料
- 58-4 系統図
- 58-5 計測範囲説明書
- 58-6 審査会合会議資料
- 58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

## 59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 59-2 配置図
- 59-3 試験・検査説明資料
- 59-4 系統図
- 59-5 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 59-6 原子炉制御室等 (被ばく評価除く) について
- 59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 59-8 原子炉制御室等について (補足資料)

## 60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 配置図
- 60-3 試験・検査説明資料
- 60-4 容量設定根拠
- 60-5 適合状況説明資料

## 61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 61-2 配置図
- 61-3 試験・検査説明資料
- 61-4 系統図
- 61-5 容量設定根拠
- 61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 61-7 適合状況説明資料
- 61-8 適合状況説明資料（補足説明資料）

## 62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 62-2 配置図
- 62-3 試験・検査説明資料
- 62-4 系統図
- 62-5 容量設定根拠
- 62-6 設置許可基準規制等への適合状況説明資料

## 1 次冷却材設備

- 他 1-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 1-2 配置図
- 他 1-3 試験・検査説明資料
- 他 1-4 系統図

## 原子炉格納施設

- 他 2-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 2-2 配置図
- 他 2-3 試験・検査説明資料
- 他 2-4 系統図

### 燃料貯藏設備

他 3-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 3-2 配置図

他 3-3 試験・検査説明資料

他 3-4 系統図

### 非常用取水設備

他 4-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 4-2 配置図

他 4-3 試験・検査説明資料

他 4-4 系統図

6 1 - 1 S A設備 基準適合性一覽



S A設備 基準適合性一覧については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-1 S A設備 基準適合性一覧表」に示す。

6 1 - 2 配置図

配置図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 SA設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-1 配置図」に示す。

### 6 1 - 3 試験・検査説明資料

試験・検査説明資料については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-3 試験・検査説明資料」に示す。

6 1 - 4 系統図

概略系統図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-5 概略系統図」に示す。

6 1 - 5 容量設定根拠



容量設定根拠については、43条（共通）補足説明資料「共-4-2 SA設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-4 容量設定根拠」に示す。

61-6 緊急時対策所の居住性に係る  
被ばく評価について

## 目 次

1. 新規制基準<sup>※</sup>への適合状況・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1
2. 緊急対策所の居住性に係る被ばく評価について・・・・・・・・・・・・・・ 3

※「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「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。）

1. 新規制基準への適合状況

設置許可基準規則 第六十一条（緊急時対策所），技術基準規則 第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況	参照
1	<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等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，適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても，緊急時対策所により，当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができるよう設計している。</p>	—
2	<p>2 緊急時対策所は，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>		—

設置許可基準規則 第六十一条（緊急時対策所），技術基準規則 第七十六条（緊急時対策所）  
 ～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況	参照
1, 2	<p><b>【解釈】</b></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>緊急時対策所の居住性については，審査ガイドに基づき評価した。結果，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している（約13mSv/7日間）。なお，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想定し，マスクの着用なし，交替要員体制なし及び安定ヨウ素剤の服用なしとして評価した。</p>	2章

## 2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の緊急時対策所の居住性評価にあたっては、「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」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（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第76条抜粋）

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ブ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。

対策要員の被ばく評価の結果、実効線量で約13mSvとなり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

### 2.1 想定する事象

審査ガイドに基づき「東京電力福島第一原子力発電所事故と同等」とし、想定する放射性物質等についても、審査ガイドに基づき評価を行った。

想定する事象としては、過温破損では主に原子炉格納容器貫通部の損傷によることから、大規模な放出経路が形成されることは考えにくく、また、格納容器バイパスでは、蒸気発生器の配管等を経由した放出であることから、同様に大規模な放出経路が形成されることは考えにくい。従って、本評価では、貫通部以外の格納容器そのものの大規模な破壊（過圧破損）を想定する。

### 2.2 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、泊発電所3号炉が被災するものとし、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。評価に用いた放出放射エネルギーを表1に示す。

表1 大気中への放出量 (gross 値)

核種グループ	放出放射能量
希ガス類	約 $6.8 \times 10^{18}$ Bq
ヨウ素類	約 $2.4 \times 10^{17}$ Bq
Cs 類	約 $2.1 \times 10^{16}$ Bq
Te 類	約 $6.2 \times 10^{16}$ Bq
Ba 類	約 $2.0 \times 10^{15}$ Bq
Ru 類	約 $1.6 \times 10^{10}$ Bq
Ce 類	約 $7.4 \times 10^{13}$ Bq
La 類	約 $1.3 \times 10^{13}$ Bq

### 2.3 大気拡散の評価

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累積出現頻度が97%に当たる値を用いた。評価においては、1997年1月～1997年12月の1年間における気象データを使用した。

相対濃度及び相対線量の評価結果は、表2に示すとおりである。

表2 相対濃度及び相対線量

評価点	相対濃度 <sup>※2</sup> $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 <sup>※3</sup> D/Q (Gy/Bq)
指揮所用空調上屋北東部の外壁 <sup>※1</sup>	約 $9.4 \times 10^{-5}$	約 $7.0 \times 10^{-19}$

※1：緊急時対策所への給気箇所となる空調上屋は、指揮所用の方が待機所用よりも3号炉原子炉格納容器に近いこと、相対濃度及び相対線量が大きくなるよう指揮所用空調上屋の外壁のうち3号炉原子炉格納容器の最近接点を設定した。

※2：相対濃度は「外気から緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく」及び「大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質による緊急時対策所内での被ばく」の評価に使用。

※3：相対線量は「大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での被ばく」に使用。

### 2.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

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、形状等から評価した。

直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

## 2.5 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後24時間から34時間まで継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから、7日間緊急時対策所に滞在するものとして実効線量を評価した。

考慮している被ばく経路は、図1に示す①～④のとおりである。

### a. 緊急時対策所内での被ばく

#### (a) 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在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外部被ばくは、前記2.4の方法で実効線量を評価した。

#### (b) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と緊急時対策所の建屋の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて、対策要員の实効線量を評価した。

#### (c) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から緊急時対策所に取り込まれる。取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

緊急時対策所内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下のイ.～ロ.に示す換気設備及び緊急時対策の効果を検討した。

#### イ. 空気供給装置（空気ポンプ）による緊急時対策所の加圧

緊急時対策所への空気ポンプによる加圧により、外気の侵入を防止する効果を検討した。

#### ロ. 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及びフィルタユニット（可搬型空気浄化装置）による緊急時対策所の送気及び内部被ばく線量低減

可搬型空気浄化装置による緊急時対策所の送気により、緊急時対策所への外気の侵入を防止する効果、並びによう素及びエアロゾルを除去した空気を緊急時対策所に送り込むことによる内部被ばくの低減効果を検討した。

#### (d) 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく（経路④）

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外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表沈着効果及び壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の实効線量を評価した。



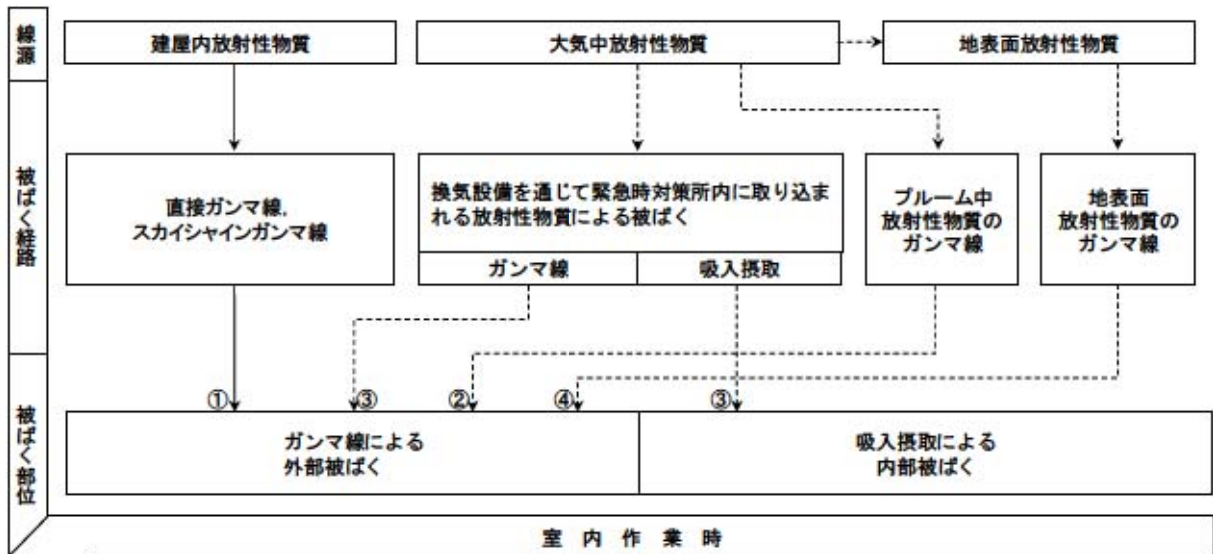


図1 緊急時対策所の対策要員の被ばく経路

表3 緊急時対策所の居住性に係る経路イメージ

緊急時対策所での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく（放射性雲（ブルーム）からのガンマ線による外部被ばく）
	③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での被ばく（吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
	④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（グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく）

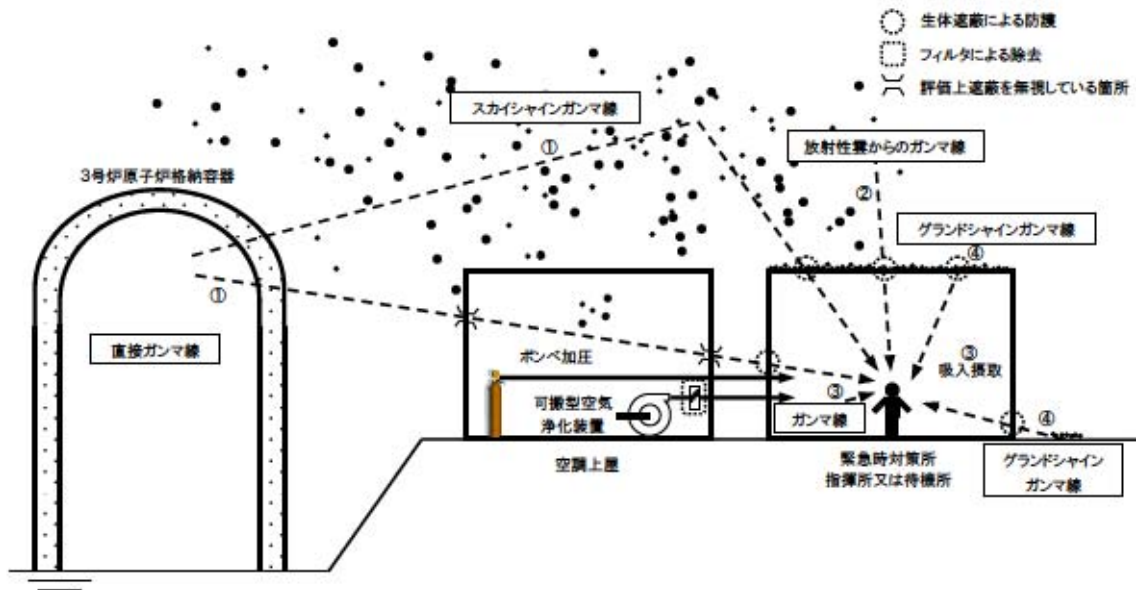
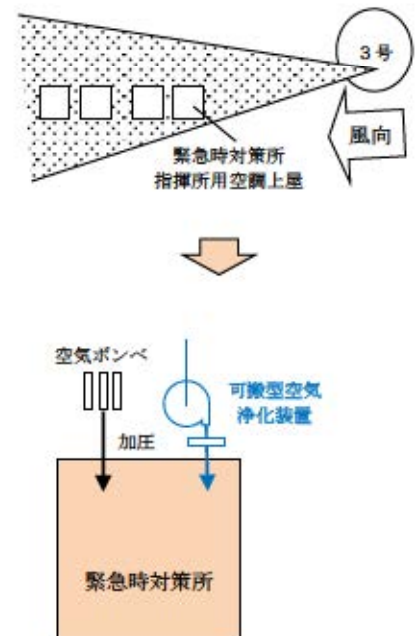


図2 緊急時対策所の居住性に係る経路イメージ図

表4 緊急時対策所の居住性の主要な被ばく評価条件

		緊急時対策所		
放出量 評価	発災プラント	3号炉		
	ソースターム	福島第一発電所事故並み		
大気拡散条件	放出継続時間	希ガス：1時間，その他：10時間		
	放出源高さ	地上放出		
	気象	1997年		
	着目方位	2方位		
	建屋巻き込み	巻き込み考慮し隣接方位は軸上濃度		
	累積出現頻度	小さい方から97%		
防護措置	時間	24~25	25~34	34~168
	空気ポンベ	使用	—	—
	可搬型空気浄化装置 <sup>※1</sup>	—	送気	送気
	マスク	—	—	—
	要員交代，よう素剤	—	—	—

※1：除去効率（有機よう素，無機よう素，微粒子）=99.75%，99.99%，99.99%



## 2.6 評価結果のまとめ

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果は、表5に示すとおりであり、評価結果は、「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」を満足している。

表5 緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量(mSv)
		緊急時対策所
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	② 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.3 \times 10^{-2}$
	③ 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での被ばく	約 $7.7 \times 10^0$
	④ 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 $4.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)		約 13

## 添付資料 1：緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

### <添付資料目次>

- 1-1 審査ガイドへの適合状況
- 1-2 着目方位の決定と大気拡散評価について
- 1-3 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について
- 1-4 地表面への沈着評価について
- 1-5 希ガス放出継続時間について
- 1-6 気象条件の妥当性の検討について
- 1-7 グランドシャイン線量及び直接線，スカイシャイン線の評価方法
- 1-8 緊急時対策所 プルーム通過判断について
- 1-9 線量評価に用いる NUREG-1465 の適用について
- 1-10 緊急時対策所内の放射性物質濃度の時間変化について
- 1-11 被ばく評価に係るケーススタディについて
- 1-12 対策要員の交替時における被ばく線量について
- 1-13 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価方法について

1-1 審査ガイドへの適合状況

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>第76条（緊急時対策所）</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>② ブ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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> </div>	<p>1 → 審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 東京電力福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定。放射性物質の大気中への放出割合は4.4(1)の通り。</li> <li>② ブルーム通過時の対策要員はマスクを着用していないとして評価している。</li> <li>③ 交代要員体制：評価期間内の交代は考慮しない。 安定ヨウ素剤の服用：考慮しない。 仮設設備：考慮しない。</li> <li>④ 対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</li> </ul>

<p>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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／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1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 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）</p> <p>二 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）</p>	<p>4. 1 → 審査ガイド通り</p> <p>①最適評価手法を適用し、「4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (1) → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路は図2のうち、①～③の経路に対して評価している。評価期間中の対策要員の交代を考慮しないため、④、⑤の経路は評価しない。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイド通り</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイド通り</p> <p>大気中へ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外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と緊急時対策所の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>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）についても考慮して評価している。</p>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく            原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。            なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく            二 原子炉制御室／緊急時制御室／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</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退城での被ばく            原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退城での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく            二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退城での被ばく            大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 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）            二 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）            三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順            原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価<sup>(*)</sup>で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を</li> </ul>	<p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所に取り込まれた放射性物質は、緊急時対策所内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。            事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から緊急時対策所内に取り込まれる。            緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 1 (1) ⑤ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 1 (2) → 審査ガイド通り            緊急時対策所の居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。            ただし、評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイド通り</p>



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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>           基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。         </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>           ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。           <ul style="list-style-type: none"> <li>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> </ul> </li> <li>           b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。         </li> <li>           c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。         </li> <li>           d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。           <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記cの結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記a及びbの結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。</li> </ul> </li> <li>           e. 上記dで計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。         </li> </ul> <p>           4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件         </p> <p>           (1) 沈着・除去等         </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>           a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率           <ul style="list-style-type: none"> <li>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</li> <li>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</li> </ul> </li> <li>           b. 空気流入率           <ul style="list-style-type: none"> <li>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定</li> </ul> </li> </ul>	<p>           緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算している。         </p> <p>           また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定している。         </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>           4. 1 (2) b. → 審査ガイド通り           <ul style="list-style-type: none"> <li>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累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、1997年1月から1997年12月の1年間における気象データを使用している。</li> </ul> </li> <li>           4. 1 (2) c. → 審査ガイド通り           <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉格納容器内の線源強度を計算している。</li> </ul> </li> <li>           4. 1 (2) d. → 審査ガイド通り           <ul style="list-style-type: none"> <li>前項cの結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。</li> <li>前項a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</li> <li>前項a及びbの結果を用いて、緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</li> </ul> </li> <li>           4. 1 (2) e. → 審査ガイド通り           <ul style="list-style-type: none"> <li>前項dで計算した線量の合計値が判断基準（対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと）を満足することを確認している。</li> </ul> </li> <li>           4. 2 (1) a. → 審査ガイド通り           <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの総合除去効率は、設計上期待できる値として、有機よう素は99.75%、無機よう素及び微粒子フィルタは99.99%として評価している。</li> </ul> </li> <li>           4. 2 (1) b. → 審査ガイド通り           <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、設計に基づき空気供給装置（空気ポンプ）によって緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧するため、フィルタを通らない空気流入はないとしている。</li> </ul> </li> </ul>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>する。</p> <p>の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスブルームモデルを適用して計算する。</li> <li>  なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</li> <li>・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</li> <li>・ガウスブルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針<sup>(※3)</sup>における相関式を用いて計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</li> <li>・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す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。             <ul style="list-style-type: none"> <li>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</li> <li>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向<math>n</math>について、放出点の位置が風向<math>n</math>と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域<math>A_n</math>）の中にある場合</li> <li>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> </ul>             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<sup>(※4)</sup>。           </li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのでは</li> </ul>	<p>4. 2 (2) a. → 審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の空気中濃度は、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p> <p>泊発電所内で観測して得られた1997年1月から1997年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用している。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（地上）から近距離の建屋（原子炉格納容器）の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点が地上であるため、建屋の高さの2.5倍に満たない。 放出点（地上）の位置は、図4の領域<math>A_n</math>の中にある。</p> <p>評価点（緊急時対策所）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉格納容器）の風下側にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位（2方位）を対象としている。</p>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>なく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射線物質の大気拡散の詳細は、「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）」（※1）による。</li> </ul> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>巻き込みを生じる代表建屋             <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</li> </ol> </li> <li>放射線物質濃度の評価点             <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定                 <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</li> <li>事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</li> </ol> </li> <li>建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。                 <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</li> </ol> </li> </ol> </li> </ul>	<p>放射性物質の大気拡散については、「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）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイド通り</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（地上）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉格納容器を代表建屋としている。</p> <p>緊急時対策所では事故後 24 時間から 25 時間までは空気供給装置（空気ポンプ）により緊急時対策所内を加圧するため、緊急時対策所内への直接流入はないとしている。</p> <p>事故後 25 時間からは換気設備により外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧するため、緊急時対策所内への直接流入はないとしている。</p> <p>緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）を選定するが、具体的には、保守的に放出点（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。          屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。          また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。          また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>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</p>	<p>評価点は緊急時対策所の給気箇所である指揮所用空調上屋として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）としている。</p> <p>緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>評価点は緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（北東部の外壁）とし、保守的に放出点と評価点とが同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、拡散パラメータを算出している。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位（2方位）を対象としている。</p>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つ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。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>iii) 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。この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>	<p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位(2方位)を評価方位として選定している。</p> <p>「着目方位1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉格納容器の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。</li> <li>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。</li> <li>相対濃度及び相対線量の詳細は、「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）」<sup>(*)</sup>による。</li> </ul> <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、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。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。             <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</li> </ol> </li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。              なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれ</li> </ul>	<p>原子炉格納容器の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉格納容器の地表面から上側の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイド通り</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間（保守的に1時間とする）を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「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）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>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している。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイド通り</p> <p>ブルーム通過中は空気供給装置（空気ポンプ）によって緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧することを前提としているため、一の経路（外気取入）で放射性物質がフィルタを通して取り込まれることを仮定している。また、緊急時対策所内は加圧するため、二の経路（空気流入）で放射性物質がフィルタを通らずに流入してくることは仮定していない。</p> <p>緊急時対策所内では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>た放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所パウダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul> <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul> <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮す</li> </ul>	<p>外気取入による放射性物質の取り込みについては、緊急時対策所の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。</p> <p>空気供給装置（空気ポンプ）によって緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧することを前提としているため、フィルタを通らない空気流入はないものとしている。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイド通り</p> <p>クラウドシャインによる外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。 緊急時対策所の対策要員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b. → 審査ガイド通り</p> <p>グランドシャインによる外部被ばく線量については、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。 緊急時対策所の対策要員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) c. → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。 緊急時対策所では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。 マスク着用しないものとして評価している。</p>

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>る。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／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線量は、室内の空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> </ul> <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退城での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退城での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退城での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退城での空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・入退城での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。</li> </ul>	<p>4. 2 (3) d. → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所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線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。</p> <p>緊急時対策所では室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 2 (3) f. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 2 (3) g. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 2 (3) h. → 3号炉単独発災を想定し、評価している。</p>



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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>(※5)</sup>。</li> <li>希ガス類：97%</li> <li>ヨウ素類：2.78%             <ul style="list-style-type: none"> <li>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)</li> <li>(NUREG-1465<sup>(※6)</sup>を参考に設定)</li> </ul> </li> <li>Cs 類：2.13%</li> <li>Te 類：1.47%</li> <li>Ba 類：0.0264%</li> <li>Ru 類：7.53×10<sup>-2</sup>%</li> <li>Ce 類：1.51×10<sup>-2</sup>%</li> <li>La 類：3.87×10<sup>-2</sup>%</li> </ul> <p>(2) 非常用電源</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>(※5)</sup>（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した1号炉の放出開始時刻を参考に設定）。</li> <li>・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<sup>(※5)</sup>（福島第一原子力発電所2号炉の放出継続時間を参考に設定）。</li> </ul> <p>b. 放出源高さ</p>	<p>4. 4 (1) → 審査ガイド通り</p> <p>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。なお、放出開始までの24時間の核種の崩壊及び娘核種の生成は考慮する。</p> <p>4. 4 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所の非常用電源の給電は考慮するものの、放出開始時間が事象発生後24時間のため、放出開始までに電源は復旧している。</p> <p>4. 4 (3) → 審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の換気設備の非常用電源は復旧している。</p> <p>4. 4 (4) a. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故発生24時間後とする。</p> <p>放射性物質の大気中への放出継続時間は、気体の希ガス類は短時間で放出するため1時間とし、ヨウ素及びその他核種は10時間とする。</p> <p>4. 4 (4) b. → 審査ガイド通り</p>

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

放出源高さは、地上放出を仮定する<sup>(※5)</sup>。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する<sup>(※6)</sup>。

(5) 線量評価

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく

・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。

➢ 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(被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出)<sup>(※6)</sup>を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

	PWR	BWR
希ガス類	100%	100%
ヨウ素類	66%	61%
Cs 類	66%	61%
Te 類	31%	31%
Ba 類	12%	12%
Ru 類	0.5%	0.5%
Ce 類	0.55%	0.55%
La 類	0.52%	0.52%

BWRについては、MELCOR解析結果<sup>(※7)</sup>から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は0.3倍と仮定する。

また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。

➢ 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。

選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

- ・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。
- ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
- ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

放出源高さは、地上放出として評価する。  
放出エネルギーは考慮しない。

4. 4 (5) a. → 審査ガイド通り

福島第一原子力発電所事故並みを想定し、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内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。

原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後7日間の積算線源強度を計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

構造及び地形条件から計算する。

- b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく
- ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記aと同様に設定する。
  - ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記aと同様の条件で計算する。

4. 4 (5) b. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

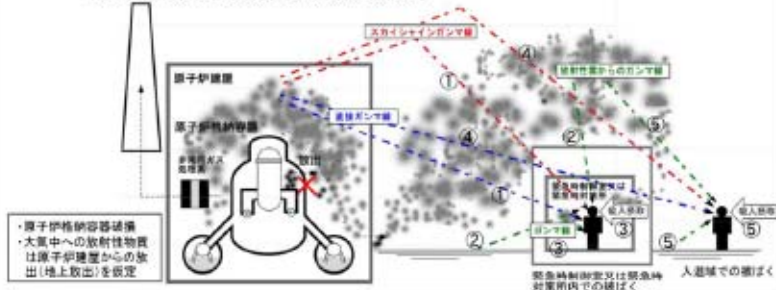
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路

緊急時制御室又は緊急時対策所内の被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく)
入道域での被ばく	③外気から緊急時制御室又は緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内臓被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は洗濯せずに浮遊しているものとして評価する)) ④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内臓被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図2 → 審査ガイドの趣旨に基づき設定

緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

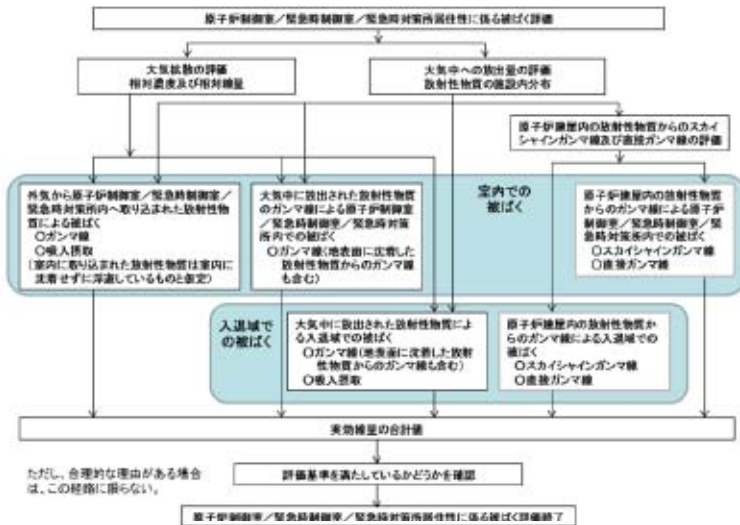
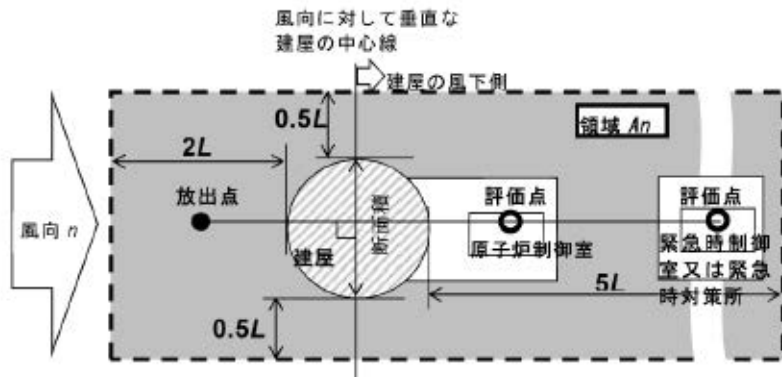


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図3 → 審査ガイド通り  
緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、入退域での評価は実施しない。



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

図4 → 審査ガイド通り

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

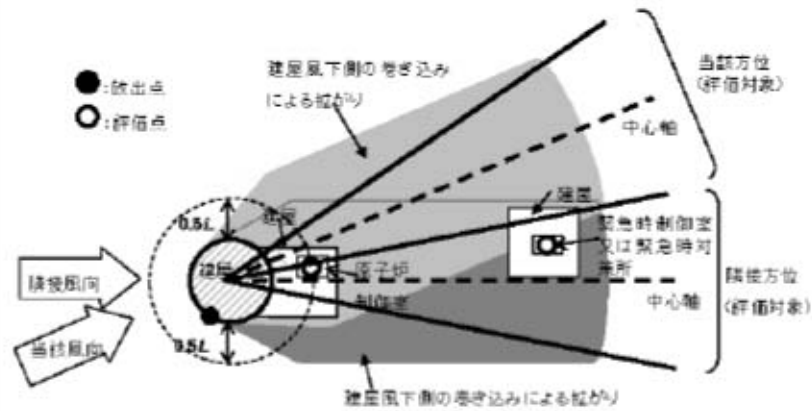
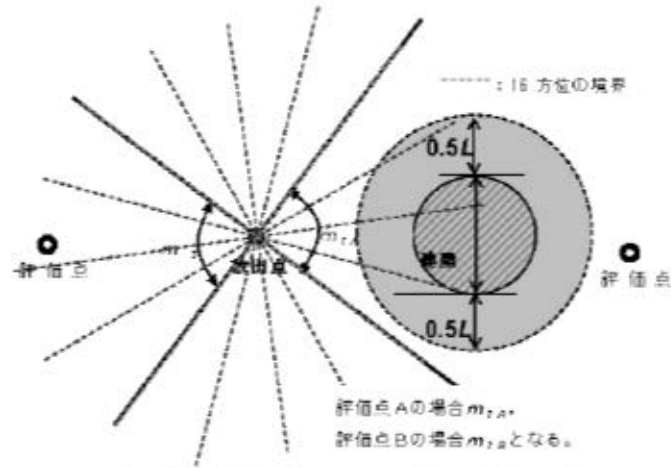


図5 建屋後側での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方  
図6 建屋の風下側で放射線物質が巻き込まれる風向の方位  $m_1$  の決定方法  
(水平断面での位置関係)

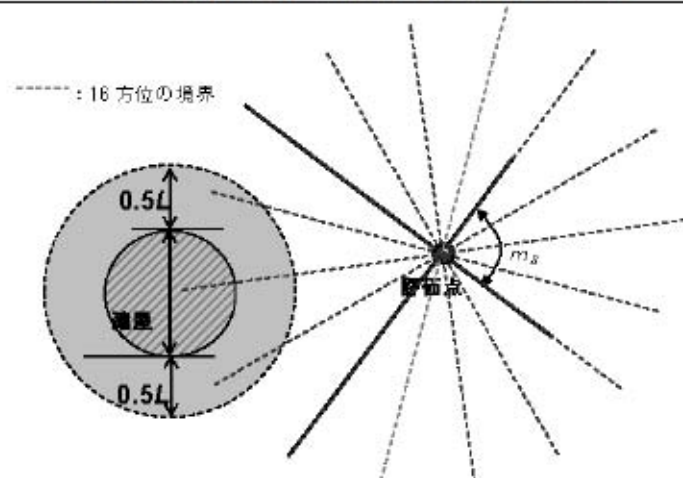
緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

図5 → 審査ガイド通り

図6 → 審査ガイド通り

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方

図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する  
風向の方位  $m_s$  の選定方法(水平断面での位置関係)

図7 → 審査ガイド通り

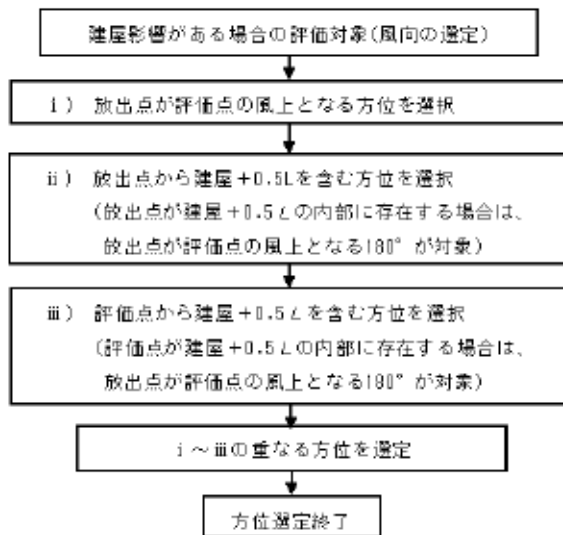


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8 → 審査ガイド通り

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

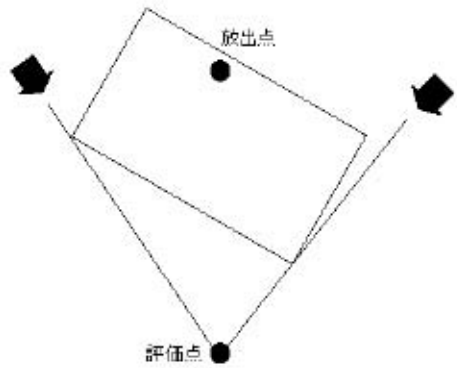


図9 評価対象方位の設定

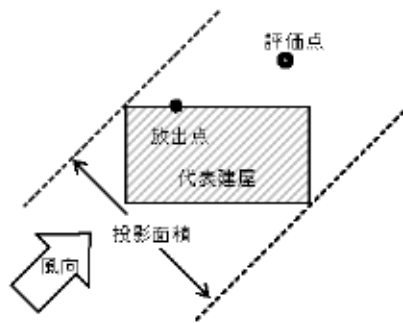


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図9 → 審査ガイド通り

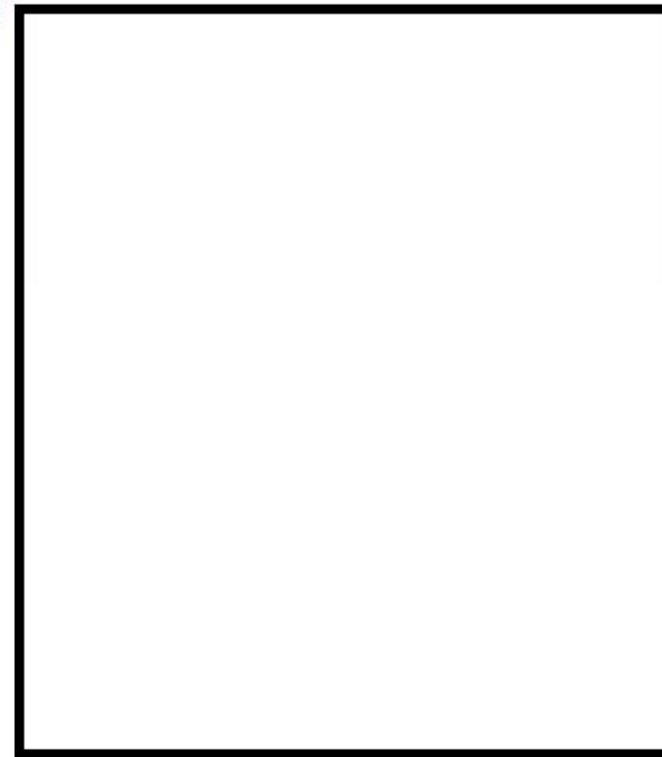


図10 → 審査ガイド通り



## 1-2 着目方位の決定と大気拡散評価について

### 1. 概要

本資料は、緊急時対策所における居住性評価に用いる着目方位、大気拡散の評価、評価地点の相対濃度 ( $\chi/Q$ ) についてまとめたものである。

### 2. 大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価としては、着目方位、累積出現頻度を考慮し、評価点における  $\chi/Q$  を求めている。

#### (1) 着目方位の決定

着目方位は、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる方位及び建屋による拡がりの影響を考慮する方位とする。

図 1-2-1 に放出源（3号炉格納容器中心）と評価点（緊急時対策所指揮所用空調上屋北東部の外壁）の位置関係を示す。

これより、3号炉発災時の緊急時対策所の評価では、表 1-2-1 のとおり、着目方位は NW, NNW となる。

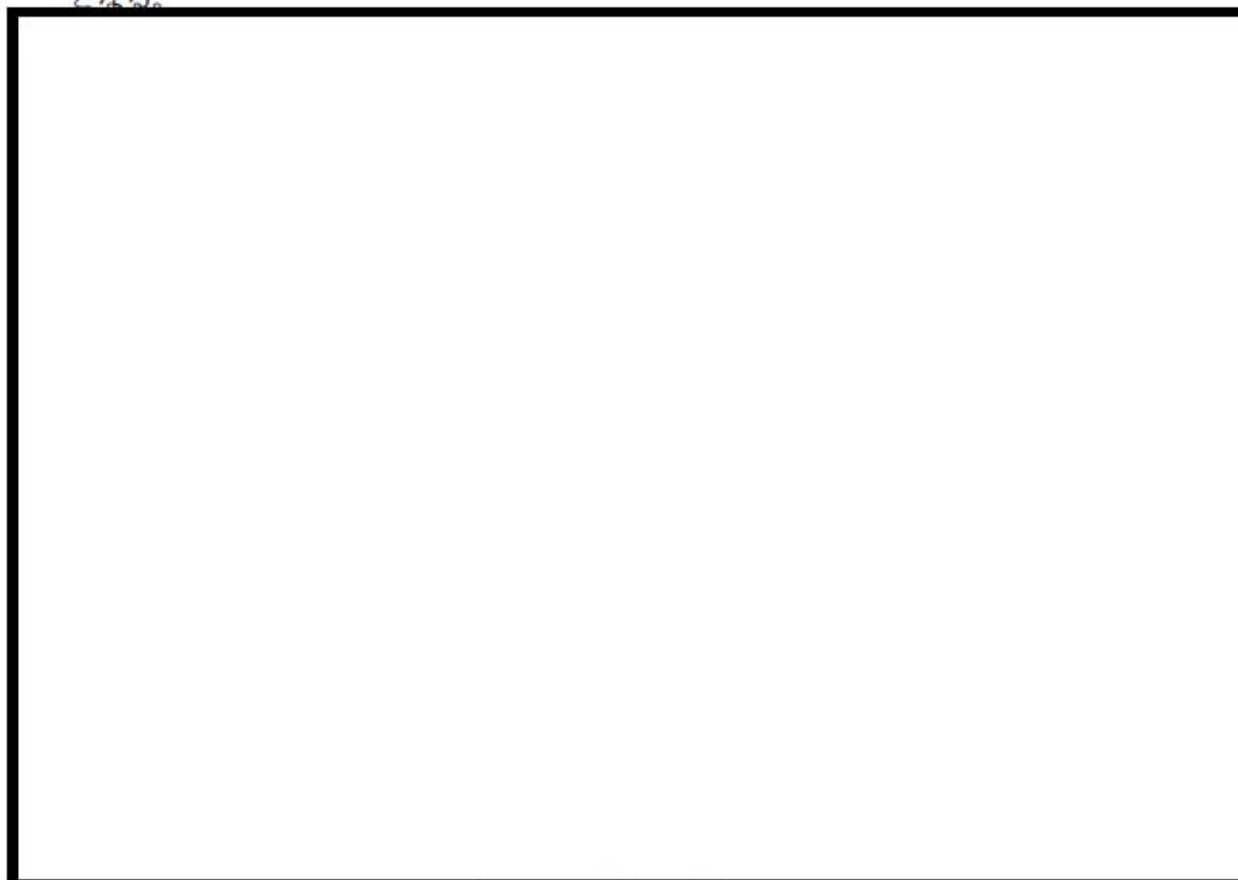


図 1-2-1 着目方位\*の選定

(放出源：3号炉格納容器中心、評価点：緊急時対策所指揮所用空調上屋北東部の外壁)

\*着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、風向とは 180° 向きが異なる。

表 1-2-1 着目方位

評価点	緊急時対策所指揮所用空調上屋北東部の外壁
放出源	3号炉
着目方位（正方位）	NW, NNW
水平距離	約 610m

## (2) 累積出現頻度

相対濃度 ( $x/Q$ ) の評価に当たっては、着目方位のそれぞれの相対濃度を年間について小さい値から順に並べて整理した結果、表 1-2-2 のとおり、累積出現頻度 97%に当たる相対濃度は約  $9.4 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$  となった

表 1-2-2 相対濃度の値

順位	相対濃度 ( $\text{s/m}^3$ )	累積出現頻度 (%)	着目方位
...	...	...	...
8420	約 $9.4 \times 10^{-5}$	96.993	NW
8421	約 $9.4 \times 10^{-5}$	97.005	NW
8422	約 $9.7 \times 10^{-5}$	97.016	NW
...	...	...	...

### 1-3 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について

#### 1. 概要

本資料は、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件についてまとめたものである。評価は審査ガイドに沿って実施しており、個々のパラメータは次ページのとおり。

表 1-3-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件

表 1-3-2 大気拡散条件

表 1-3-3 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

表 1-3-4 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の積算線源強度

表 1-3-5 緊急時対策所換気設備条件

表 1-3-6 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件

表 1-3-1 大気中への放出放射能量評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	放射性物質の大気中への放出割合が東京電力福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質の放出量を計算する。
炉心熱出力	3号炉定格出力(2652MWt)の102%	定常誤差を考慮した上限値として設定。	同上
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX 燃料)	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定。	同上
サイクル数(バッチ数)	4 (ウラン燃料) 3 (MOX 燃料) 3/4 : ウラン燃料 1/4 : MOX 燃料	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定。	同上

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	Xe 類：97% I 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%	審査ガイドに示されたとおり設定	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	希ガス：1 時間 その他：10 時間	短時間で放出する気体の希ガスと、よう素及びその他核種の放出挙動の違いを考慮。	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	審査ガイドに示されたとおり設定	3. 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 1-3-2 大気拡散条件

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	泊発電所における1年間の気象資料(1997.1~1997.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象資料を使用	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	地上 0m	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(4)b. 放出源高さは、地上放出を仮定する。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さいほうから累積して97%	審査ガイドに示された方法に基づき設定	4.2(2)c 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	3号炉原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2(2)b 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の評価点	3号炉格納容器から指揮所用空調上屋への最近接点（北東部の外壁）	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。
着目方位	2方位 (NW, NNW)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
空気流入の扱い	可搬型空気浄化装置を介して室内に流入	フィルターによる低減を期待	建屋内での低減効果について、記載なし。
建屋投影面積	3号炉原子炉格納容器の垂直な投影面積（2,700m <sup>2</sup> ）	審査ガイドに示されたとおり設定 保守的に最小面積をすべての方位に適用	4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。



表 1-3-3 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載	
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様* *緊急時対策所の評価では、原子炉格納容器内へ放射性物質を閉じ込めた方が保守的となるため、原子炉格納容器破損による線源強度の減少効果を無視した。				
空線間強度	原子炉格納容器への放出割合	NUREG-1465 の炉心内臓量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に設定	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 福島第一原子力発電所並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。 ➤NUREG-1465 の炉心内臓量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出）を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上

評価条件		使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
計算モデル	遮蔽厚さ	【原子炉格納容器】		4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
		【指挿所及び待機所】	線量計算では、施工誤差 (-5mm) を考慮。	
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QAD コード スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード	QAD 及び SCATTERING は共に 3 次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。 従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。	4.1②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。

表 1-3-4 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の積算線源強度  
(7日積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	$1.7 \times 10^{23}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$1.6 \times 10^{22}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$1.9 \times 10^{23}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$3.3 \times 10^{23}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$1.4 \times 10^{24}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$1.3 \times 10^{24}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$5.0 \times 10^{23}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$1.2 \times 10^{23}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$7.2 \times 10^{22}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$5.8 \times 10^{21}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$5.8 \times 10^{20}$
5	$4 < E \leq 6$	$1.1 \times 10^{20}$
7	$6 < E \leq 8$	$2.6 \times 10^{13}$
9.5	$8 < E$	$4.0 \times 10^{12}$

表 1-3-5 緊急時対策所換気設備条件

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
緊急時対策所換気設備運転モード	事故後 25 時間以降： 放射性物質をフィルタにより低減しながら緊急時対策所内に外気を取り入れる運転モード	事故後 24 時間から 25 時間は、緊急時対策所内をポンベ加圧し、事故後 25 時間以降は、外気取入を行う。	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。  4.4(3)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、非常用電源によって作動すると仮定する。
緊急時対策所の空気流入率	0 回/h	空気ポンベによって緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧するため、フィルタを通らない空気流入はないものとする。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
空気供給装置（空気ポンペ）	加圧時間：1時間	短時間で放出する気体の希ガスと、よう素及びその他核種の放出挙動の違いを考慮。	空気供給装置（空気ポンペ）の加圧時間について、記載なし。
可搬型空気浄化装置フィルタ効率	有機よう素：99.75% 無機よう素：99.99% 粒子状よう素：99.99% 粒子状放射性物質：99.99%	設計上期待できる値を設定 なお、フィルタは直列に2段構成  (資料1-4 添付4 参照)	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
マスクによる除染係数	— (配備しているが期待しない)	性能上期待できる値を設定 マスクメーカーの防護係数検査、JIS規格、除染における放射線障害防護対策資料（厚労省）から設定	3. 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。
安定ヨウ素	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、それらにより基準以下となる場合は、評価における服用を考慮しないこととした。	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。
交替要員の考慮	考慮しない	高線量率となるプルーム通過中は交替しない。 プルーム通過後は、予め計画するよりも防災時の避難の考え方と同様に、実汚染状況に応じた放射線管理を伴い交替を行うのが現実的なため、本評価においては交替時の被ばくを考慮しない。	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。

表 1-3-6 線量換算係数, 呼吸率及び地表への沈着速度の条件

項目	使用値	設定理由	審査ガイドとの関係性
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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づく	線量換算係数について, 記載なし
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	呼吸率について, 記載なし
地表への沈着速度	1.2cm/s	線量目標値評価指針を参考に, 湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の4倍を設定 乾性沈着速度は NUREGE/CR-4551 Vol. 2 <sup>※</sup> より設定	4.2. (2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では, 地表面物質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。

※1 : 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

1-4 地表面への沈着評価について

1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

(1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

- $D_{di}$  : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]
- $V_{gd}$  : 沈着速度 [m/s]
- $\chi / Q_0$  : 地上の相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] (地上放出時の軸上濃度)

(2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告\*より濃度を相対濃度 ( $\chi / Q$ ) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$$

- $D_{ri}$  : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]
- $\Lambda$  : 洗浄係数 [1/s]
- $\chi / Q(z)$  : 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m<sup>3</sup>]

ここで、 $\chi / Q(z)$  が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi / Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (3)$$

- $\Sigma z$  : 鉛直拡散幅 [m]
- $\chi / Q_0$  : 地上の相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] (地上放出時の軸上濃度)

\* Chamberlain, A. C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から，地表沈着率は，以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_n = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (4)$$

A：単位時間あたりの地表沈着率[1/m<sup>2</sup>]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が高い評価点について，地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して，(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し，そのうちの年間97%積算値を取った。一方で，乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率（すなわち $\chi/Q$ の97%積算値×沈着速度）との比を(5)式のようにとると，表1-4-1のとおり，約1.2倍であった。地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については添付1に示す。

$$\frac{D_{di} + D_n}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

( )<sub>97%</sub> : 年間の97%積算値

$\chi/Q_{0t}$  : 時刻tの地上の相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] (地上放出時の軸上濃度)

表 1-4-1 泊3号炉における湿性沈着量評価 (緊急時対策所)

$\chi/Q$	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 9.4×10 <sup>-5</sup>
累積出現頻度 97 %値	① 乾性沈着率(1/m <sup>2</sup> )	約 2.8×10 <sup>-7</sup>
地表面沈着率 累積出現頻度 97 %値	② 地表面沈着率(1/m <sup>2</sup> ) (乾性+湿性)	約 3.5×10 <sup>-7</sup>
	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 1.2×10 <sup>-4</sup>
	降雨量(mm/h)	0*
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.2

※ 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の時刻の降雨強度が0(mm/h)であった。

このため，保守的な降雨強度を用いた評価を添付3で実施。

以上より，湿性沈着を考慮した沈着率は， $\chi/Q$ 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ，4倍を下回る結果が得られたことから，今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお，評価に使用するパラメータを表1-4-2に示す。



表 1-4-2 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 $V_{gd}$	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 $\Sigma_z$	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋投影面積 <math>A</math> : 2700 (m<sup>2</sup>)</li> <li>・ 形状係数 <math>c</math> : 0.5</li> <li>・ <math>\sigma_z</math> : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)</li> </ul>
洗浄係数 $\Lambda$	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s <sup>-1</sup> ) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル 3PSA 編) : 2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	1997年	1997年1月～1997年12月の1時間ごとの風向, 風速, 降水量を使用

## 2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度 0.3 cm/s は NUREG/CR-4551 (参考文献 1) に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では  $0.5 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$  の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (添付 2 参照) から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると  $0.1 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$  の粒径では沈着速度は 0.3 cm/s 程度である。

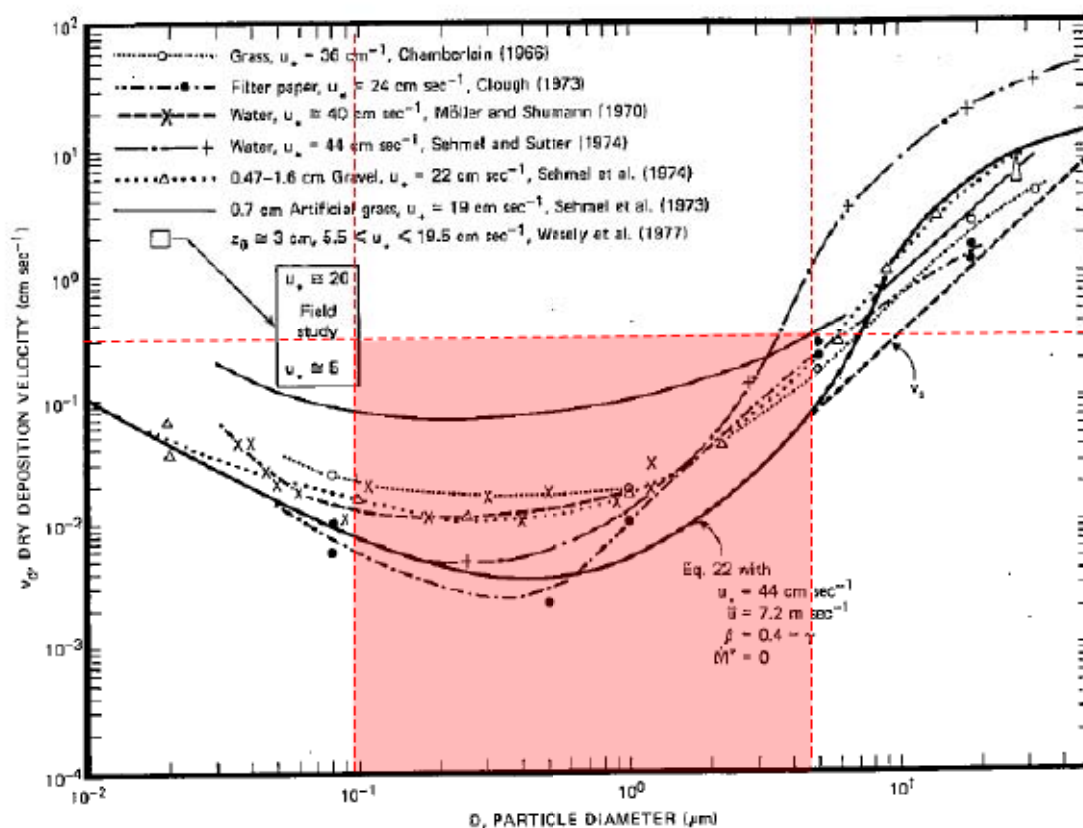


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>13-26</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 1-4-1 様々な粒径における地表面沈着速度 (参考文献 2)

また、緊急時対策所における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、格納容器内での沈着による除去過程が考えられる。具体的には、格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書（参考文献 3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\mu\text{m}$ の場合に比べ、25 倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

このため、緊急時対策所の被ばく評価シナリオにおいては、放出が開始される 24 時間までに、上記の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集される。これにより、24 時間後の放出においては、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、居住性評価における乾性沈着速度として $0.3\text{cm/s}$ を適用できると考えている。

#### 参考文献 1

J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risks : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

#### 参考文献 2

W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978

#### 参考文献 3

NUPEC「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）」

地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方について

1. 地表面沈着について

図 1-4-2 及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。

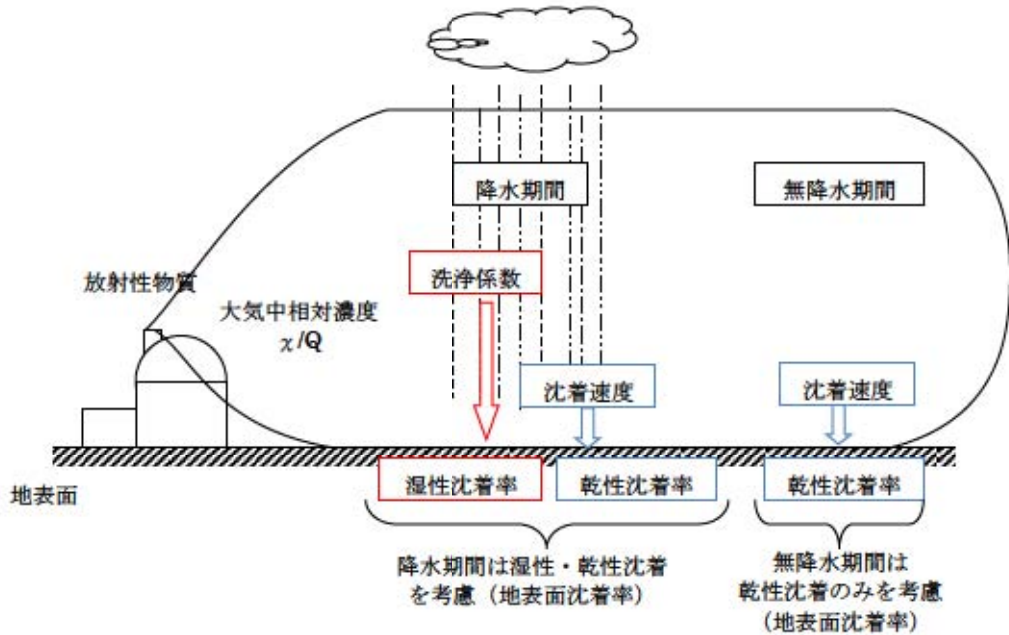


図 1-4-2 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{①}$$

- $D$  : 地表面沈着率 ( $1/m^2$ ) (単位放出率当たり)
- $D_d$  : 乾性沈着率 ( $1/m^2$ )
- $D_w$  : 湿性沈着率 ( $1/m^2$ )
- $\chi/Q_0$  : 地上の相対濃度 ( $s/m^3$ ) (地上放出時の軸上濃度)
- $\chi/Q_{(z)}$  : 鉛直方向の相対濃度分布 ( $s/m^3$ )
- $V_g$  : 沈着速度 ( $m/s$ )
- $\Lambda$  : 洗浄係数 ( $1/s$ )  
ただし、 $\Lambda = aP^b$
- $a, b$  : 洗浄係数パラメータ (-)
- $P$  : 降水強度 ( $mm/hr$ )
- $z$  : 鉛直長さ ( $m$ )

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97% 値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（図 1-4-3 参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて  $\chi/Q$ 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における  $\chi/Q$  がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

図 1-4-3 の例は、評価対象方位を NW, NNW とした場合であり、 $\chi/Q$  による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW, NNW 方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記(1)で求めた 1 時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97 %を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 $\chi/Q$  の累積出現頻度と異なる）。

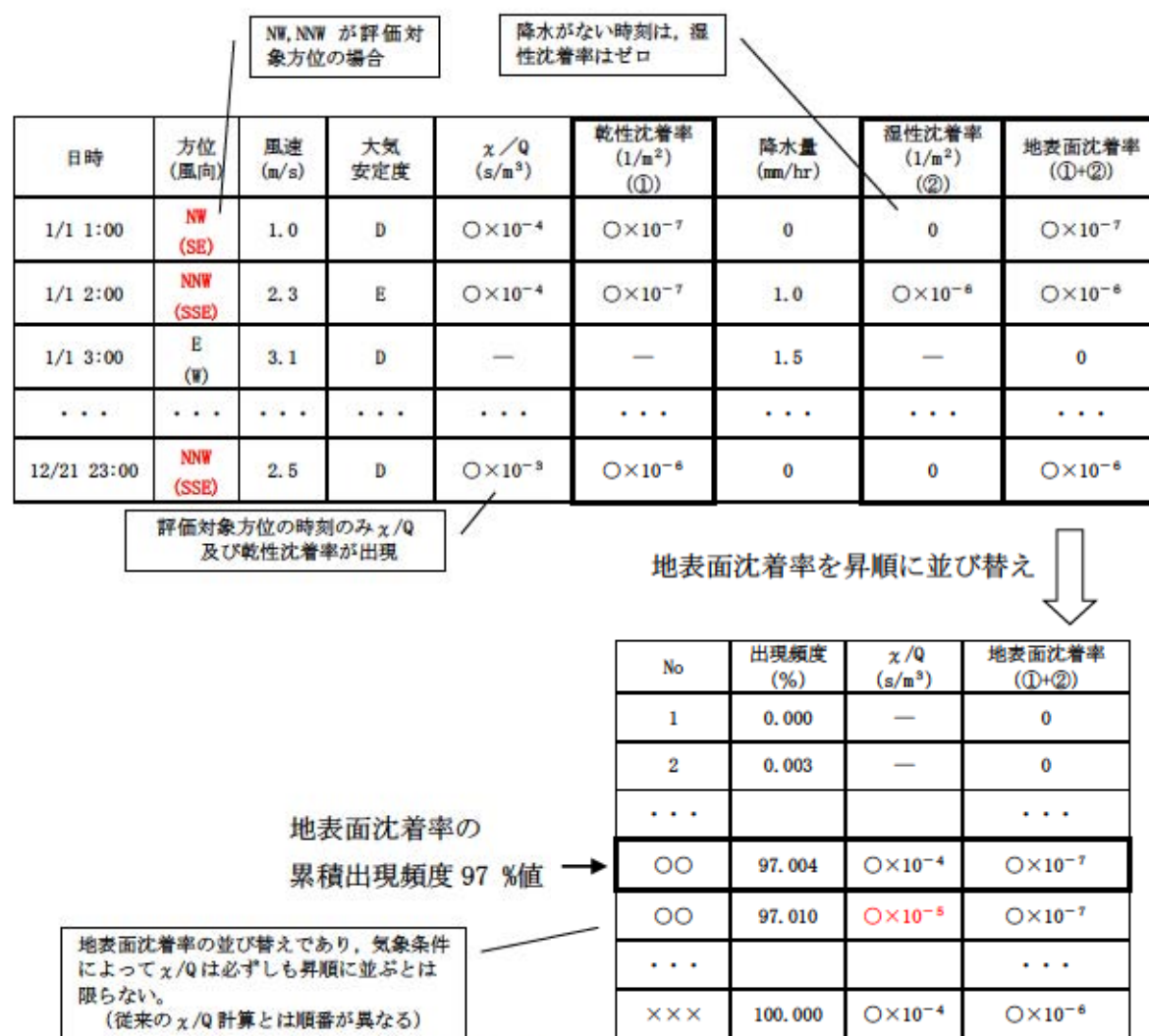


図 1-4-3 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方  
(評価対象方位が NW, NNW の例)

### 3. 累積出現頻度 97% 値付近における地表面沈着率

各評価点における地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値付近の値を表 1-4-3 に示す。

表 1-4-3 泊発電所 3 号炉における地表面沈着率（評価点：緊急時対策所）

No	方位 (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	乾性沈着率 の累積出現 頻度 97% 値と の比率 <sup>※3</sup>	累積出現 頻度 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8416 <sup>※1</sup>	NW (SE)	1.0	$3.4 \times 10^{-5}$	$3.5 \times 10^{-7}$	約 1.2	96.970
...	...	...	...	...	...	...
8418	NNW (SSE)	0	$1.2 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-7}$	約 1.2	96.993
<b>8419</b>	<b><u>NNW</u></b> <b><u>(SSE)</u></b>	<b><u>0</u></b>	<b><u><math>1.2 \times 10^{-4}</math></u></b>	<b><u><math>3.5 \times 10^{-7}</math></u></b>	約 1.2	<b><u>97.004</u></b>
8420	NNW (SSE)	0	$1.2 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-7}$	約 1.2	97.016
...	...	...	...	...	...	...
8424 <sup>※2</sup>	NW (SE)	1.0	$3.5 \times 10^{-5}$	$3.6 \times 10^{-7}$	約 1.3	97.062
...	...	...	...	...	...	...

※1 97% から累積出現頻度を下げていき、初めて降水が発生したときの値

※2 97% から累積出現頻度を上げていき、初めて降水が発生したときの値

※3 乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比率 = (地表面沈着率) / (乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値) で計算した。

なお、(乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値) = 約  $2.8 \times 10^{-7}$  (1/m<sup>2</sup>)

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に CV 内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として 0.1  $\mu\text{m}$ ~5  $\mu\text{m}$  の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には CV 内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV 内でのエアロゾルの挙動」及び「CV 内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 1-4-4 の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC など）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表 1-4-4 の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表 1-4-4 に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV、RCS 配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV 内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1  $\mu\text{m}$ ~5  $\mu\text{m}$  の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。

表 1-4-4 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>*1</sup>	約 0.5~5 (図 1-4-4 参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 <sup>*2</sup>	0.25~2.5 (添付-2-1)	CV 内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECL が実施した実験 <sup>*3</sup>	0.1~3.0 (添付-2-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD <sup>*3</sup>	0.29~0.56 (添付-2-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP <sup>*3</sup>	0.5~0.65 (添付-2-2)	シビアアクシデント時の FP 挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の CV 内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

参考文献

※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR

Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※2 : D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3 : STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

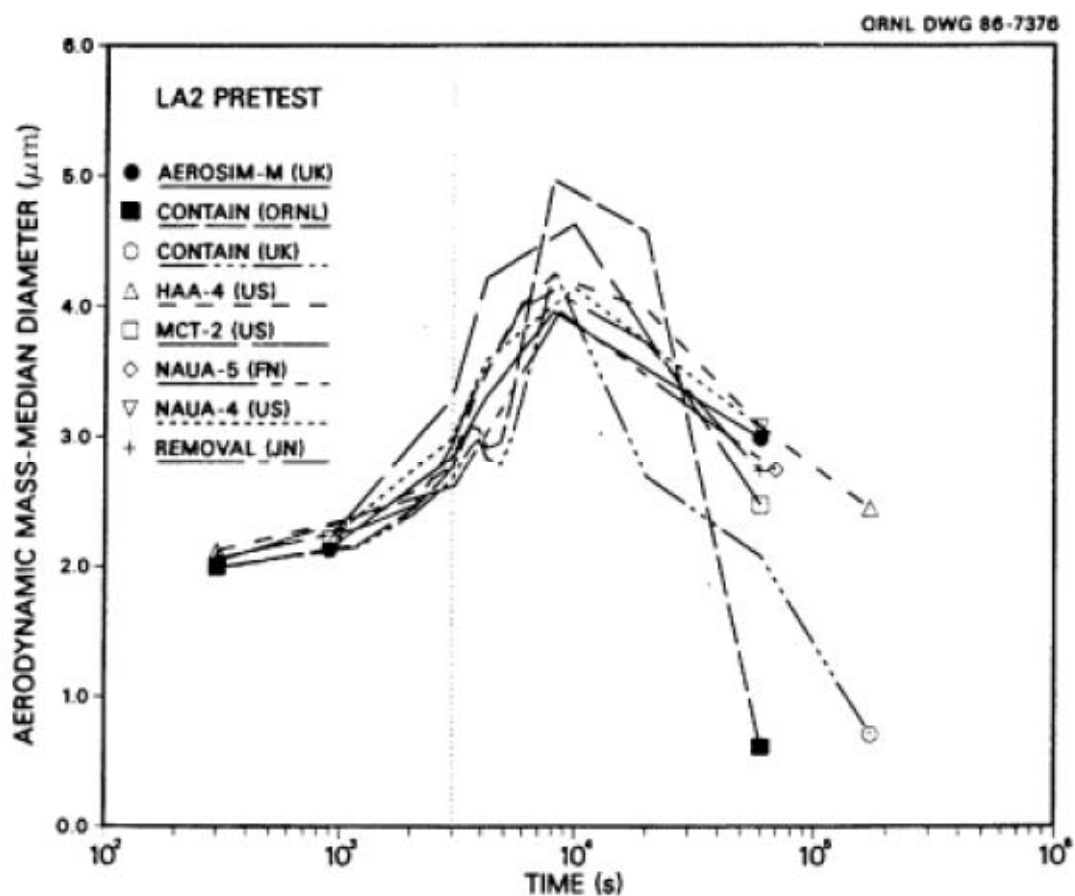


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図 1-4-4 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ



so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of  $1.5$  to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of  $20$  to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

## 9.2.1 Aerosols in the RCS

### 9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

### 9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

## 9.2.2 Aerosols in the containment

### 9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there

試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。

地表面沈着率を乾性沈着率の4倍として設定した妥当性について  
 保守的な降雨強度を用いて評価した結果

着目方位の $\chi/Q$ 及び降雨強度データを用いた表1-4-1の評価では、地表面沈着率の累積出現頻度97%値の時刻における降雨強度が0(mm/h)であったため、ここではより保守的な想定として、降雨強度についても $\chi/Q$ と同様の累積出現頻度97%値を仮定して地表面沈着率を評価した。なお、降雨強度については、より保守的に全方位における累積出現頻度97%値を用い評価した。

その結果、より保守的な想定による評価においても表1-4-5表のとおり地表面沈着率と乾性沈着率との比は3.1であったことから、地表面沈着率を乾性沈着率の4倍として設定することは保守的であると判断した。

表 1-4-5 緊急時対策所における地表面沈着率と乾性沈着率との比

$\chi/Q$ 累積出現頻度 97%値	① 乾性沈着率(1/m <sup>2</sup> )	約 $2.8 \times 10^{-7}$
	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $9.4 \times 10^{-5}$
全方位降雨強度 累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率(1/m <sup>2</sup> ) (乾性+湿性)	約 $8.6 \times 10^{-7}$ ※1
	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $9.4 \times 10^{-5}$ ※2
	降雨強度(mm/h)	1.0
降雨時と非降雨時の比(②/①)		約 3.1

※1 着目方位における $\chi/Q$ 累積出現頻度97%値と全方位における降雨強度累積出現頻度97%値1.0(mm/h)を使用して算出。

※2 着目方位における $\chi/Q$ 累積出現頻度97%値を使用。

## フィルタ除去効率の設定について

## (1) 微粒子フィルタ

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

可搬型空気浄化装置の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99.99%を用いている。

## a. 温度及び湿度条件について

可搬型空気浄化装置が稼動する緊急時対策所は、発災プラントの3号炉から十分離れており、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

## b. 保持容量について

可搬型空気浄化装置微粒子フィルタの保持容量は試験結果より求める。

3号炉原子炉格納容器から放出され、大気拡散されて緊急時対策所の可搬型空気浄化設備の微粒子フィルタによって捕集されるエアロゾル量は、「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」に定められる核種ごとの放出割合を用い、安定核種も踏まえて、放出された微粒子の3号炉格納容器から緊急時対策所までの大気拡散（希釈効果）を考慮し、全量がフィルタに捕集されるものとして評価する。

ただし、緊急時対策所に流入するよう素は全量が可搬型空気浄化装置のフィルタに捕集されるものとして評価する。

なお、よう素は全て粒子状よう素としている。

結果は下表上段のとおりとなり、可搬型空気浄化装置の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があり、評価期間にわたって必要な除去効率は確保できる。

## (2) よう素フィルタ

可搬型空気浄化装置のよう素フィルタは粒子状活性炭をトレイに充填したものであり、よう素を含んだ空気がよう素フィルタを通過する際に、活性炭に吸着・除去される。

可搬型空気浄化装置のよう素フィルタによる有機よう素、無機よう素及び粒子状よう素の除去効率の評価条件は、99.75%、99.99%、99.99%を用いている。

## a. 温度及び湿度条件について

可搬型空気浄化装置が稼動する緊急時対策所は、発災プラントの3号炉から十分離れており、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量について

可搬型空気浄化装置よう素フィルタの吸着容量は試験結果から求める。

3号炉原子炉格納容器から放出され、大気拡散されて3号炉の可搬型空気浄化装置のよう素フィルタによって吸着されるよう素量は、「(1)微粒子フィルタ」と同様の手法で安定核種も踏まえて評価する。

捕集されるよう素は元素状よう素又は有機よう素とし、緊急時対策所に流入する元素状よう素又は有機よう素は全量が可搬型空気浄化装置のよう素フィルタに捕集されるものとして評価する。

結果は下表下段のとおりとなり、3号炉の可搬型空気浄化装置のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があり、評価期間にわたって必要な除去効率は確保できる。

可搬型空気浄化装置の保持・吸着容量

種類	保持・吸着量	保持・吸着容量
微粒子フィルタ	約310 mg	約700g/段
よう素フィルタ	約1.1 mg	約120g/段

## 1-5 希ガス放出継続時間について

### 1. 概要

本資料は、緊急時対策所の居住性評価において、希ガス放出時間を1時間とする考え方についてまとめたものである。

### 2. 想定する格納容器破損状態

審査ガイドでは、福島第一発電所での事故相当のソースタームで地上放出を想定することとなっている。

格納容器の過温破損では、主に原子炉格納容器貫通部の損傷によることから、大規模な放出経路が形成されることは考えにくく、また、格納容器バイパスでは、蒸気発生器の配管等を経由した放出であることから、同様に大規模な放出経路が形成されるとは考えにくい。

仮に、格納容器貫通部の破損により漏えいが生じている場合は、図1-5-1のとおり、貫通部を通して漏えいした放射性物質の環境への放出経路はアニュラス空気浄化系を通した排気筒放出となるため、アニュラス空気浄化系の効果により、放出放射エネルギーの低減が期待できる状況となる。

従って、今回の評価での想定としては、貫通部以外の格納容器そのものの大規模な破壊（過圧破損）が生じたと仮定することが適当である。

	イメージ	放出量	放出経路	放出継続時間	低減効果	放出高さ
大規模過圧破損		多い	直接、外気へ	短期	なし	地上放出
漏えい		少ない	アニュラス経由、外気へ	長期	— (希ガスは低減なし)	排気筒放出

⇒ 今回の想定

図 1-5-1 想定する格納容器破損状態

### 3. NUREGで定める格納容器からの放出時間

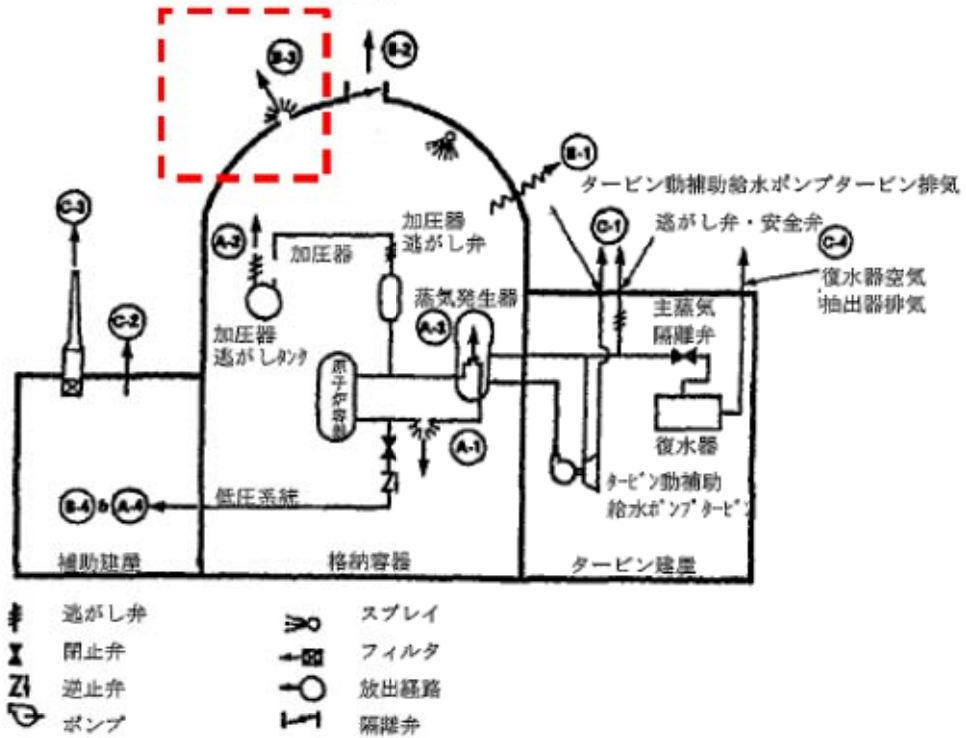
米国の原子力規制委員会で発行している緊急時対応技術マニュアル（NUREG/BR-0150 Vol. 1, Rev. 4 RTM-96 Response Technical Manual）では、表 1-5-1 及び図 1-5-2 のとおり、格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の線量評価に使用する放出時間として、1 時間と定めている。

表 1-5-1 放出率の設定

<p>放出率の設定 (RTM-96)</p> <p><b>Release Rates</b></p> <p>The release rates were chosen to provide estimates for the total range of possible rates. The assumed release rates and resulting escape fractions are listed in Table C-6.</p> <p>Containment leakage rates include (1) catastrophic failure, releasing most of the fission products promptly (in about 1 h for a 1 ft<sup>2</sup> hole at design pressure), (2) 100%/day, which is a traditional assumption for a failure to isolate containment, and (3) design leakage.</p> <p>(参考：和訳版)</p> <p>放出率</p> <p>起こり得るすべての放出率に対して評価ができるように、放出率を選定している。仮定した放出率と、その結果得られる透散率を表 C-6 に示す。</p> <p>格納容器の放出率には（1）<u>壊滅的破損：核分裂生成物の大部分が急速に（設計圧力で 1 ft<sup>2</sup> の開口部から約 1 時間）放出、</u>（2）100%/日：格納容器隔離失敗に対する伝統的な仮定、及び（3）設計漏洩がある。</p>
--



図 C-1 PWR 乾式格納容器放出経路の略図



記号説明

- A 1次冷却系統
  - A-1 破断と漏洩
  - A-2 加圧器逃がし弁 (PORV)
  - A-3 蒸気発生器伝熱管破損
  - A-4 バイパス (故障による低圧蒸気系統への流出)
- B 格納容器
  - B-1 設計漏洩
  - B-2 小型隔離弁の開鎖失敗
  - B-3 壊滅的破損 (>1 ft<sup>3</sup>)**
  - B-4 バイパス
- C その他
  - C-1 主蒸気逃がし弁・安全弁、又はタービン動補助給水ポンプタービン排気
  - C-2 建屋放出—フィルタ処理なし
  - C-3 建屋放出—フィルタ処理あり
  - C-4 復水器空気抽出器排気

#### 4. 格納容器の破壊試験

各種格納容器の破壊試験の知見に関しては NUREG/CR-6909 にまとめられており、鋼製格納容器を有する PWR プラントを模擬した 1/32 スケール及び 1/8 スケールの試験が実施されている。1/32 スケールの SC-3 試験では機器ハッチ等の貫通部を模擬しており、実際の PWR に最も適合する体系と考えられる。(図 1-5-3 参照)

また、1/8 スケールでの試験はアイスコンデンサを含む PWR 及び Mark-III 型 BWR の鋼製格納容器のいくつかの特性を持ち合わせた体系での試験であり、一般的な鋼製格納容器の挙動の参考となる。(図 1-5-4 参照)

いずれの試験においても小規模な漏えいではなく、大規模な格納容器の破損に至る結果が得られている。(表 1-5-2, 図 1-5-5 参照)

(なお、図 1-5-5 は 1/8 スケールの試験後の写真であり、大規模な破損が起こったことが分かるが、実際の原子炉施設では外部遮蔽等が存在するため、図 1-5-5 で示されているような破損片が飛散することはないと考えられる。)

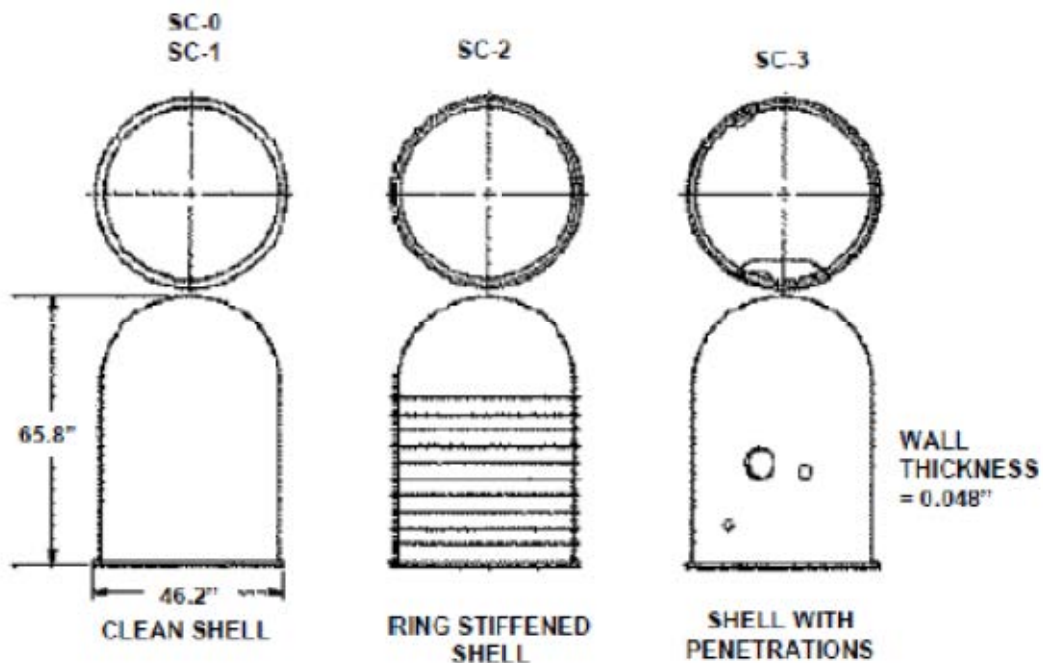


Figure 23 1:32-Scale Steel Containment Vessel Models

図 1-5-3 1/32 スケールでの試験体系 (NUREG/CR-6906)

※ CV 貫通部まで模擬した SC-3 が実際の PWR に最も適合する体系であると考えられる。

表 1-5-2 1/8, 1/32 スケールでの試験結果 (NUREG/CR-6906)

Table 6 Summary of Results of Experiments for Steel Containment Models

Test	Scale	Shape	R/t	Pressure Ratio ( $P_d/P_{max}$ )	Global Strain at Failure	Material	Remarks
SNL SCO (12/2/82, 12/12/82)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	450 (R=549, t=1.22)	0.93*	20%	AISI 1008	Catastrophic rupture and fragmentation initiating at vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC1 (4/20-21/83)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	500 (R=546, t=1.09)	0.76*	6%	AISI 1008	Tearing and leakage next to vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC2 (7/21/83) (8/11/83)	1:32	Cylinder w/ hoop stiffeners and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.93* 0.97*	2.7% 2.5%	AISI 1008	Leakage and tears at cylinder-dome interface; repaired. Retest; catastrophic rupture and fragmentation. [20, 21]
SNL SC3 (11/30/83)	1:32	Cylinder w/ penetrations and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.83*	14.5%	AISI 1008	Catastrophic rupture initiating at E/H. [20, 21]
SNL 1:8 (11/15-17/84)	1:8	Cylinder w/ stiffening rings, penetrations and hemispherical dome	448 (R=2134, t=4.76)	4.9 ( <del>1.34</del> ) (0.27)	3%	SA516, Gr. 70	Catastrophic rupture and fragmentation initiation at stiffener near E/H. [22, 23, 24, 25]
NUPEC/SNL SCV (12/11/96)	1:10 geom./ 1:4 thick.	Improved BWR Mark II w/ contact structure	135-161 (R=2027-2900, t=7.5-9.0)	6.0 ( <del>4.7</del> ) (0.78)	2.0%	SPV490, SGV 480	Tearing and leakage at vertical seam weld and at E/H insert plate weld. [26, 27, 28, 29, 30, 31, 32]

\*Design pressure not specified, maximum pressure (MPa) given.

E/H (Equipment Hatch) 等からの大規模な破損が生じたとの結果となっている。

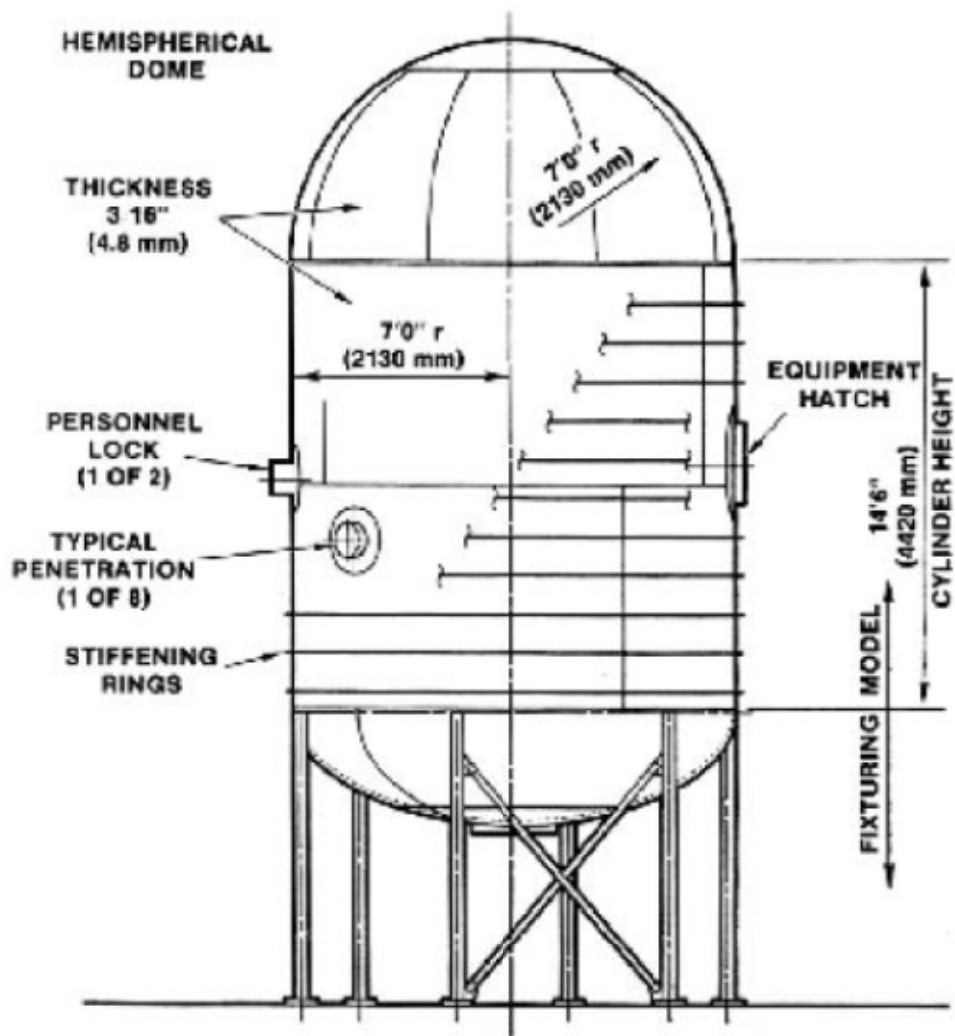


図 1-5-4 1/8 スケールでの試験体系 (NUREG/CR-6906)



(a) Model with View of EHI and Cracked Stiffener at 190 psig



(b) Aerial View of Site after Rupture

Figure 27 Results of 1:8-Scale Steel Containment Vessel Model Test

図 1-5-5 1/8 スケールでの試験結果 (NUREG/CR-6906)

(参考) NUPECのPCCV破壊試験

NUPECのCV信頼性実証試験におけるPCCV破壊試験では、約3.3PdのCV内圧で850%/dayの漏えい量が観測されており、このようなCVが過圧破損する場合は非常に速い放出速度となることが考えられる(図1-5-6参照)。なお、この850%/dayの漏えい率は試験設備の限界(供給ガス量の速度の限界)により、これ以上の加圧ができなくなった時点での放出率であり、実際にはより多くの漏えい率となるものと想定される。

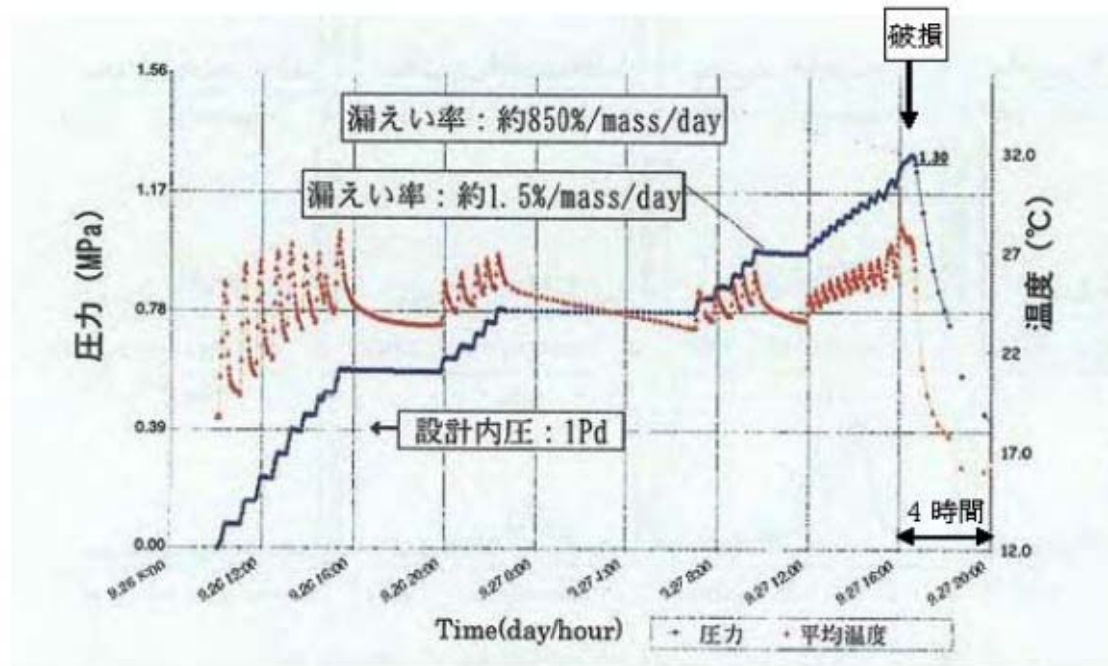


図 1-5-6 PCCV 構造挙動試験時における内圧及びガス温度時系列変化

(「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実施事業)に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構」より)

5. 核種ごとの放出継続時間について

以上より、本評価においても、沈着等の効果が無い希ガス核種については短時間での放出となると想定されることから、緊急時対策要員の防護に遺漏なきよう、放出継続時間として、希ガスは1時間とする。

その他の核種については、CV内に沈着等により残存したFPが再浮遊することによる放出の継続が考えられるため、放出継続時間として10時間とする。

## 1-6 気象条件の妥当性の検討について

敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

### (1) 検定方法

#### a. 検定に用いた観測記録

本居住性評価では、保守的に地上風(標高20m)の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高20mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測記録を用いて検定を行った。

#### b. データ統計期間

統計年：2011年1月～2020年12月(10年間)

検定年：1997年1月～1997年12月(1年間)

#### c. 検定方法

異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。

### (2) 検定結果

表1-6-1に検定結果を示す。また、標高20mでの棄却検定表(風向別出現頻度)及び(風速階級別出現頻度)を表1-6-2及び表1-6-3に、標高84mでの棄却検定表を表1-6-4及び表1-6-5に示す。

標高20m、標高84mでの観測点共に27項目のうち、有意水準(危険率)5%で棄却された項目は、標高20mは0個、標高84mは3個(風向(1項目)及び風速階級(2項目))であり、いずれも過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された棄却項目数(1～3項目)の範囲に入っていることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

表 1-6-1 異常年検定結果

観測点	観測項目	検定結果
標高 20m	風向別出現頻度	棄却項目なし
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし
標高 84m	風向別出現頻度	2項目棄却 (風向 SSE, W)
	風速階級別出現頻度	1項目棄却 (風速階級：0.5 m/s～1.4 m/s)

表 1-6-2 棄却檢定表(風向別出現頻度)(標高 20m)

風向	觀測場所: 敷地内Z点 標高20m, 地上高10m (%)													
	統計年											判定 ○採択 ×棄却		
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値		1997	上限
N	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.03	2.84	2.82	3.30	2.81	4.28	2.32
NNE	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.21	1.74	1.85	2.00	2.19	2.50	1.50
NE	3.50	3.91	3.99	4.52	4.48	3.36	4.66	4.80	4.66	4.70	4.25	4.71	5.61	2.89
ENE	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	7.04	7.25	7.29	7.04	5.95	8.83	5.25
E	9.65	15.26	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	13.64	14.24	14.17	11.46	11.46	18.28	10.08
ESE	11.35	9.29	8.65	5.88	5.82	5.44	7.02	7.83	8.07	9.11	8.06	11.04	11.89	4.23
SE	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.67	5.89	5.40	5.01	6.02	6.20	6.42	8.71	3.69
SSE	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.56	2.36	2.52	2.50	2.76	2.83	2.17
S	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	0.94	0.93	0.79	1.17	1.08	1.81	0.53
SSW	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.90	0.63	0.76	0.72	0.81	0.98	0.46
SW	1.60	1.76	2.52	1.85	1.81	1.82	1.69	2.38	2.06	2.26	1.96	1.84	2.74	1.18
WSW	3.56	2.62	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	4.38	3.25	4.99	3.46	4.00	5.16	1.76
W	10.82	7.91	9.58	9.54	9.50	7.06	8.46	9.56	8.74	9.56	9.09	9.92	11.60	6.58
WNW	15.96	15.40	14.88	13.09	13.22	15.92	16.30	15.97	18.84	16.53	15.59	15.49	19.55	11.03
NW	13.92	14.02	13.14	13.45	13.38	17.47	13.74	12.50	13.70	10.95	13.63	13.20	17.49	9.77
NNW	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	5.98	5.35	4.26	6.07	5.38	8.61	3.53

表 1-6-3 棄却檢定表(風速階級別出現頻度)(標高 20m)

風速階級 (m/s)	觀測場所: 敷地内Z点 標高20m, 地上高10m (%)													
	統計年											判定 ○採択 ×棄却		
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値		1997	上限
0.0~0.4	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07
0.5~1.4	7.90	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	11.76	11.38	10.54	9.16	11.76	13.51	4.81
1.5~2.4	16.36	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.47	15.40	16.07	16.01	15.14	18.94	13.08
2.5~3.4	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	12.60	12.05	13.19	13.04	14.44	15.08	11.00
3.5~4.4	11.04	11.83	12.38	12.36	12.23	10.78	12.70	11.67	10.52	12.12	11.76	11.92	13.53	9.99
4.5~5.4	9.70	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	9.57	10.96	10.65	11.62	9.88	14.83	8.41
5.5~6.4	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.26	7.62	7.36	7.82	7.13	9.43	6.21
6.5~7.4	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.55	5.60	5.57	5.37	5.75	6.47	4.27
7.5~8.4	4.20	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.61	4.85	4.51	4.37	4.55	5.05	3.89
8.5~9.4	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.74	4.47	3.89	3.86	4.26	4.65	2.91
9.5~	17.03	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.91	16.23	14.74	16.17	14.43	20.35	11.99



表 1-6-4 棄却檢定表(風向別出現頻度)(標高 84m)

風向	観測場所: 敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)											判定 ○採択 ×棄却			
	統計年														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値		1997	上限	下限
N	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.03	1.44	1.23	1.38	1.23	1.82	0.94	○
NNE	0.87	1.10	0.88	1.02	1.38	1.24	1.50	1.17	1.10	1.21	1.15	1.23	1.63	0.67	○
NE	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.76	3.02	3.23	3.35	3.41	4.15	2.55	○
ENE	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	13.67	13.70	12.30	12.60	10.87	16.61	8.11	○
E	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	18.73	18.46	20.63	19.51	20.26	24.30	14.72	○
ESE	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	5.40	4.74	5.83	5.02	5.31	6.70	3.34	○
SE	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	1.88	2.05	2.20	2.12	2.77	2.85	1.39	○
SSE	0.49	0.82	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.88	0.72	0.82	0.69	1.03	0.98	0.42	×
S	0.65	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.70	0.60	0.75	0.72	0.70	1.01	0.43	○
SSW	0.54	0.83	0.68	0.73	0.77	0.70	0.62	0.70	0.69	0.74	0.70	0.67	0.88	0.52	○
SW	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.83	0.81	1.03	0.93	0.75	0.90	0.61	1.35	0.45	○
WSW	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	1.97	1.94	1.76	2.34	3.91	4.51	0.90	○
W	19.82	16.69	19.41	18.92	18.61	15.85	17.13	17.73	16.01	17.87	17.93	14.10	21.47	14.39	×
WNW	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	19.50	23.93	20.37	19.60	22.17	26.33	12.87	○
NW	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	10.79	8.67	7.75	9.18	9.30	12.01	6.35	○
NNW	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.84	1.64	1.68	1.78	2.01	2.18	1.38	○

表 1-6-5 棄却檢定表(風速階級別出現頻度)(標高 84m)

風速階級 (m/s)	観測場所: 敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)											判定 ○採択 ×棄却			
	統計年														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値		1997	上限	下限
0.0~0.4	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.35	○
0.5~1.4	8.87	8.82	7.79	8.02	9.20	7.07	9.55	8.73	6.94	8.34	8.59	8.11	10.28	6.90	×
1.5~2.4	14.70	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	14.60	13.98	15.06	15.06	15.25	17.33	12.70	○
2.5~3.4	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	13.40	12.02	12.66	13.72	15.10	15.92	11.52	○
3.5~4.4	11.84	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	10.94	9.73	10.16	11.02	11.97	12.58	9.46	○
4.5~5.4	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.02	9.34	9.81	9.20	9.91	10.31	8.09	○
5.5~6.4	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.94	8.48	8.36	7.85	8.23	8.88	6.82	○
6.5~7.4	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.16	7.67	7.93	6.78	6.49	8.37	5.19	○
7.5~8.4	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.62	6.10	6.01	5.71	5.45	6.41	5.01	○
8.5~9.4	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	5.55	5.67	4.91	4.87	4.91	6.52	3.22	○
9.5~	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	17.14	17.29	15.99	16.40	16.14	19.49	13.31	○

1-7 グランドシャイン線量及び直接線，スカイシャイン線の評価方法

1. 緊急時対策所のグランドシャイン線量の評価方法について

大気中へ放出され，緊急時対策所周辺の地表に沈着した核分裂生成物が，緊急時対策所滞在時に対策要員に与えるグランドシャイン線量の評価は以下のとおり実施している。

(1) 地表面沈着量

地表面沈着量は，次式にて算出する。

a. 放出期間中（事故発生後 24～34 時間）

$$AG_i(t) = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t})$$

ここで，

$AG_i(t)$  : 時刻  $t$ ，核種  $i$  の放射性物質の地表面沈着量 (Bq/m<sup>2</sup>)

$VG_i$  : 時刻  $t$ ，核種  $i$  の沈着速度 (m/s) (注)

$(\chi/Q)$  : 時刻  $t$  の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_i$  : 時刻  $t$ ，核種  $i$  の放射性物質の放出率 (Bq/s)

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 (1/s)

(注) 地表面物質への乾性沈着及び降雨時の湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

b. 放出期間後（事故発生後 34～168 時間）

$$AG_i(t) = AG_i^0 \cdot \exp(-\lambda_i \cdot t)$$

ここで，

放出停止時点を  $t=0$  とする

$AG_i^0$  : 34 時間時点における核種  $i$  の放射性物質の地表面沈着量 (Bq/m<sup>2</sup>)

(2) 地表面沈着物からのガンマ線による外部被ばくの計算

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所滞在時の被ばく線量は，緊急時対策所の建屋によってガンマ線が遮蔽される低減効果を考慮して算出する。緊急時対策所滞在時のグランドシャイン線量の計算概要図を図 1-7-1 に，グランドシャイン計算モデルを図 1-7-2 に，グランドシャイン線源強度を表 1-7-2 に示す。

放射性物質は，屋上及び周辺地表に沈着した放射性物質を考慮した。

被ばく線量の計算には，QAD コードを使用した。

この結果，グランドシャイン線量の評価結果は表 1-7-1 のとおりである。

表 1-7-1 緊急時対策所滞在時のグランドシャイン線量 (7 日間積算)

グランドシャイン線量		
屋上からの寄与	地上からの寄与	合計
約 2.9mSv	約 1.4mSv	約 4.3mSv



図 1-7-1 緊急時対策所滞在時のグランドシャイン線量計算概要

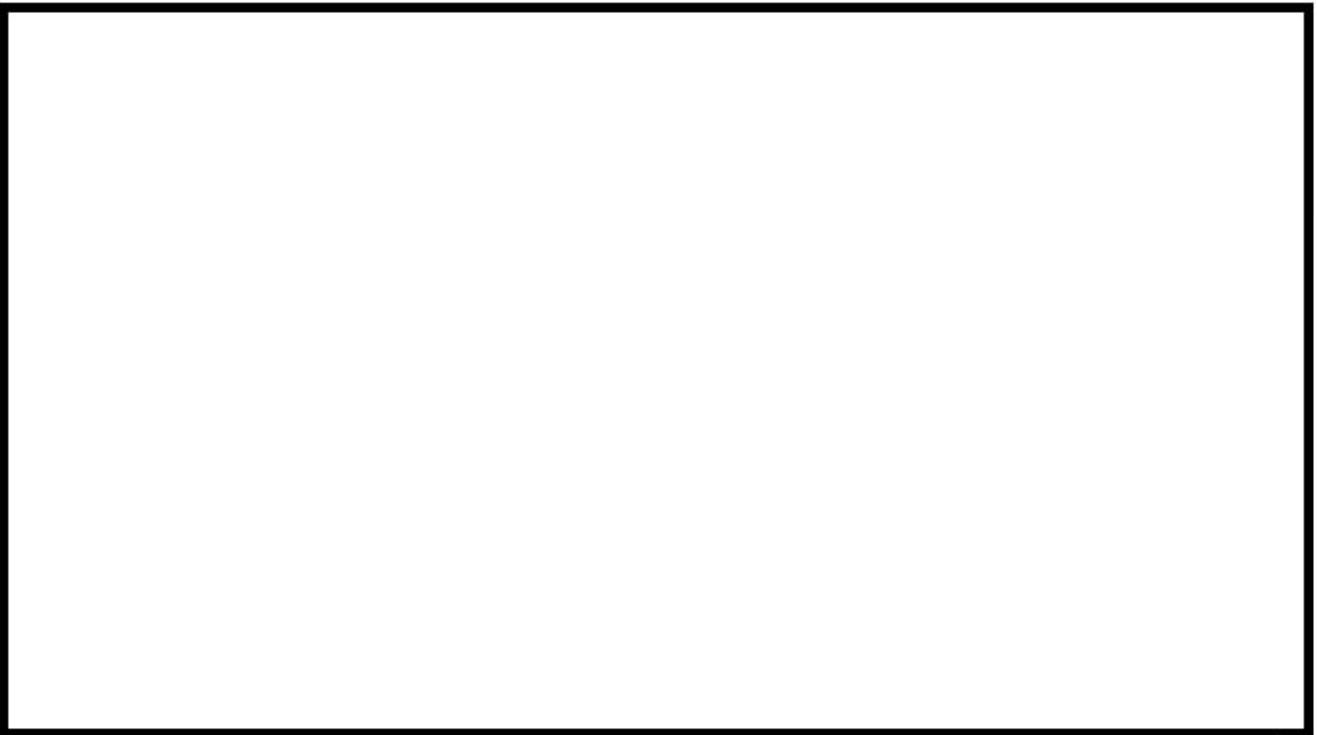


図 1-7-2 緊急時対策所のグランドシャイン計算モデル

特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 1-7-2 グランドシャイン線源強度 (7 日間積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	$1.6 \times 10^{19}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$2.7 \times 10^{18}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$6.4 \times 10^{19}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$1.6 \times 10^{20}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$4.3 \times 10^{20}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$3.4 \times 10^{20}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$1.2 \times 10^{20}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$1.3 \times 10^{19}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$1.0 \times 10^{19}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$2.7 \times 10^{17}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$8.5 \times 10^{13}$
5	$4 < E \leq 6$	$2.6 \times 10^{13}$
7	$6 < E \leq 8$	$2.9 \times 10^7$
9.5	$8 < E$	$4.5 \times 10^6$

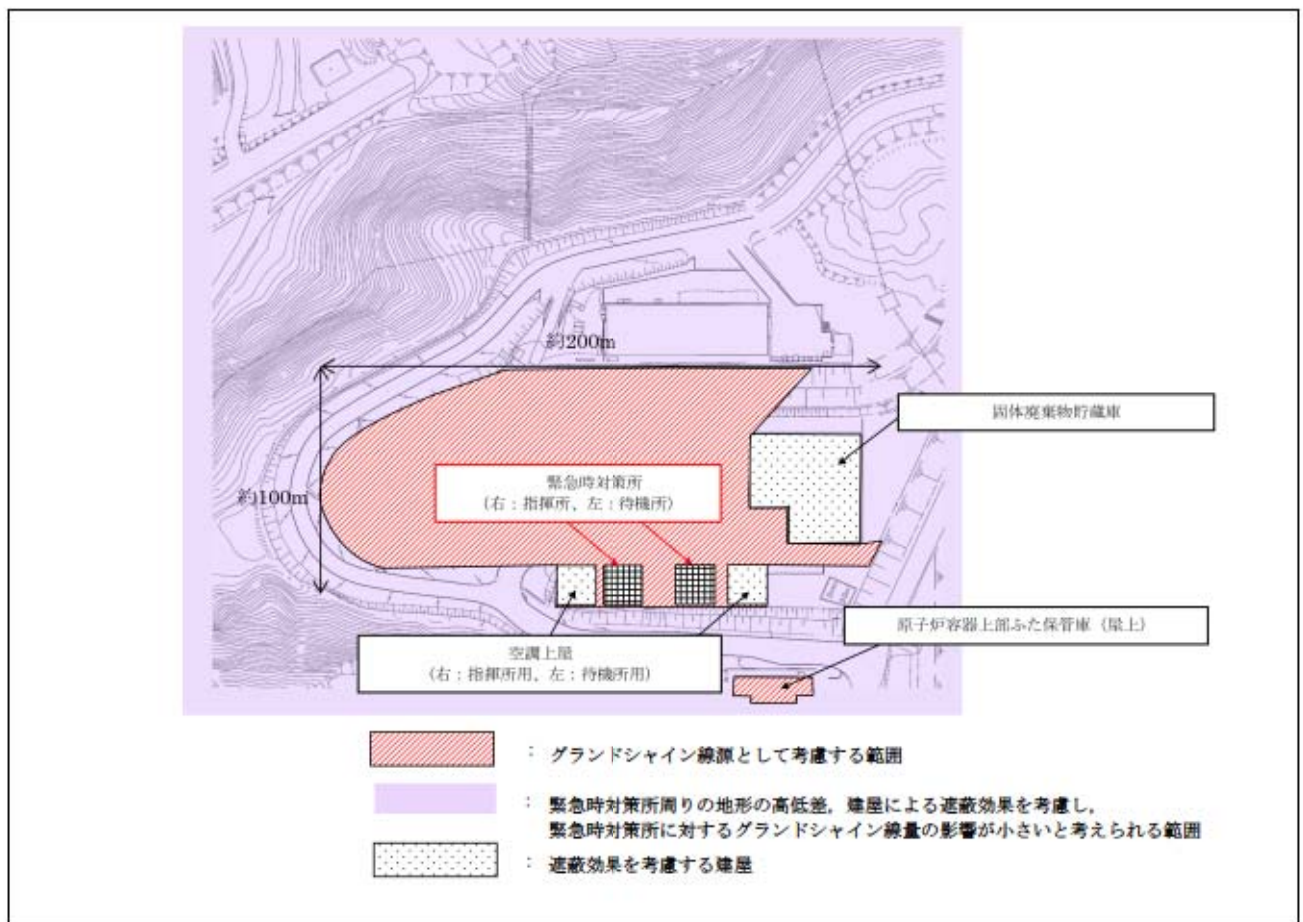
(c) グランドシャイン線量評価モデル

グランドシャイン線量評価においては、緊急時対策所の屋上面（約15m×約15m）及び緊急時対策所周辺に沈着した放射性物質を線源とした。また、沈着した放射性物質は再浮遊等せずに7日間堆積し続けると想定し線源を設定した。

緊急時対策所の屋上以外の地表へ沈着するグランドシャインの線源範囲は図1-7-3から図1-7-6に示す通り、緊急時対策所周围の現実的な地形を考慮して設定した。具体的には、緊急時対策所設置レベル（E. L. 39.0m）と同一レベルの地表面及び緊急時対策所から直視可能な斜面をグランドシャイン線源範囲とした。また、緊急時対策所設置レベルに対して地表レベルに高低差がある地表面及び他建屋屋上に沈着した放射性物質並びに緊急時対策所に対して他建屋を挟んだ位置の地表面に沈着した放射性物質は、地表面及び他建屋による遮蔽効果が考慮できるためグランドシャイン線源範囲から除外した。なお、線量評価においては、図1-7-6に示すグランドシャイン線源範囲を複数の長方形に区切ることによりモデル化し、図1-7-7に示す評価モデルにてグランドシャイン線量を評価した。

また、グランドシャイン線源としては、保守的な地表への沈着速度（乾性沈着速度の4倍）を考慮した。

評価は指揮所及び待機所のうち、3号炉原子炉からの距離が近いこと及び周囲の地形から線量がより高くなる指揮所で代表した。



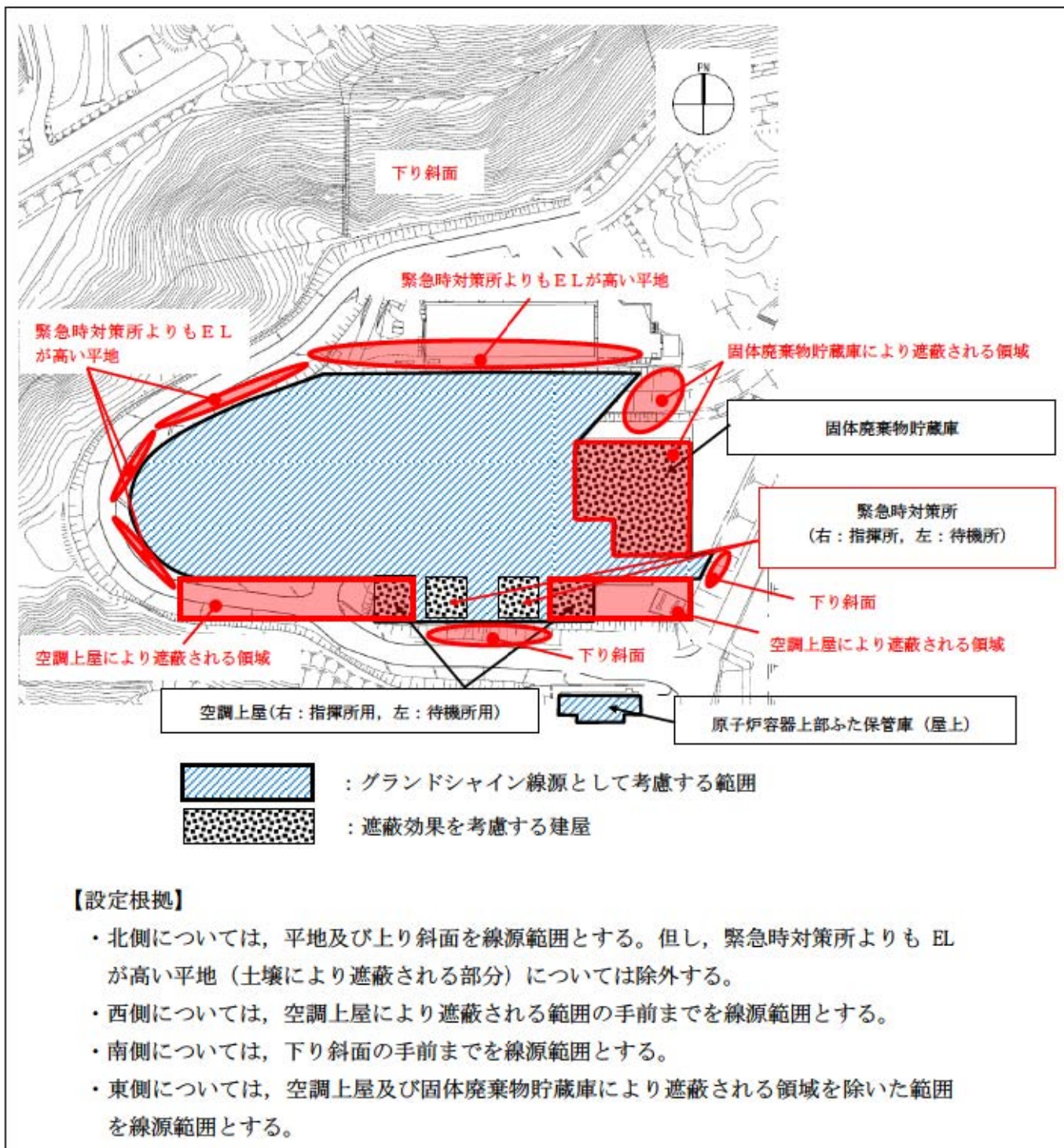


図 1-7-4 緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の設定根拠

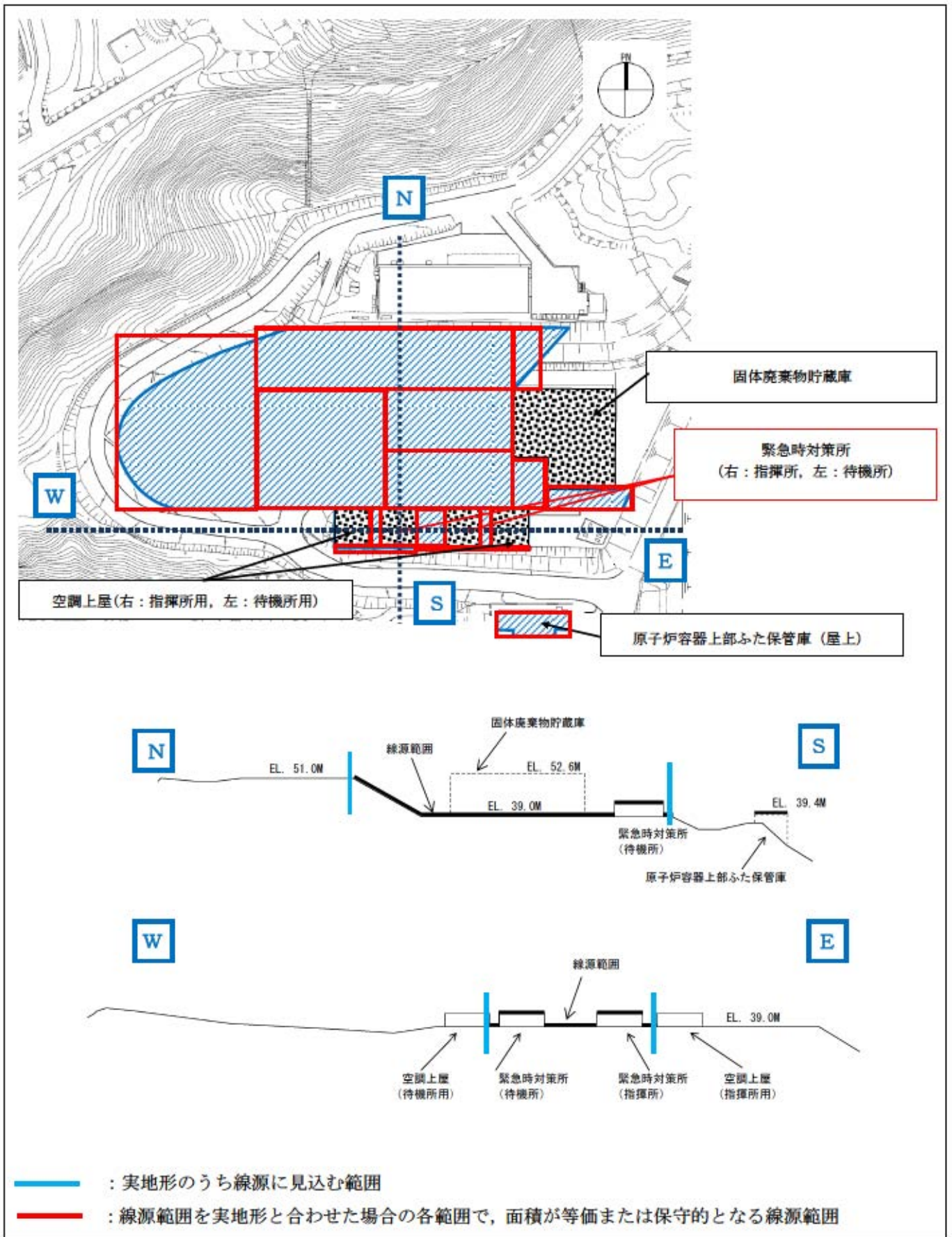


図 1-7-5 緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の断面図

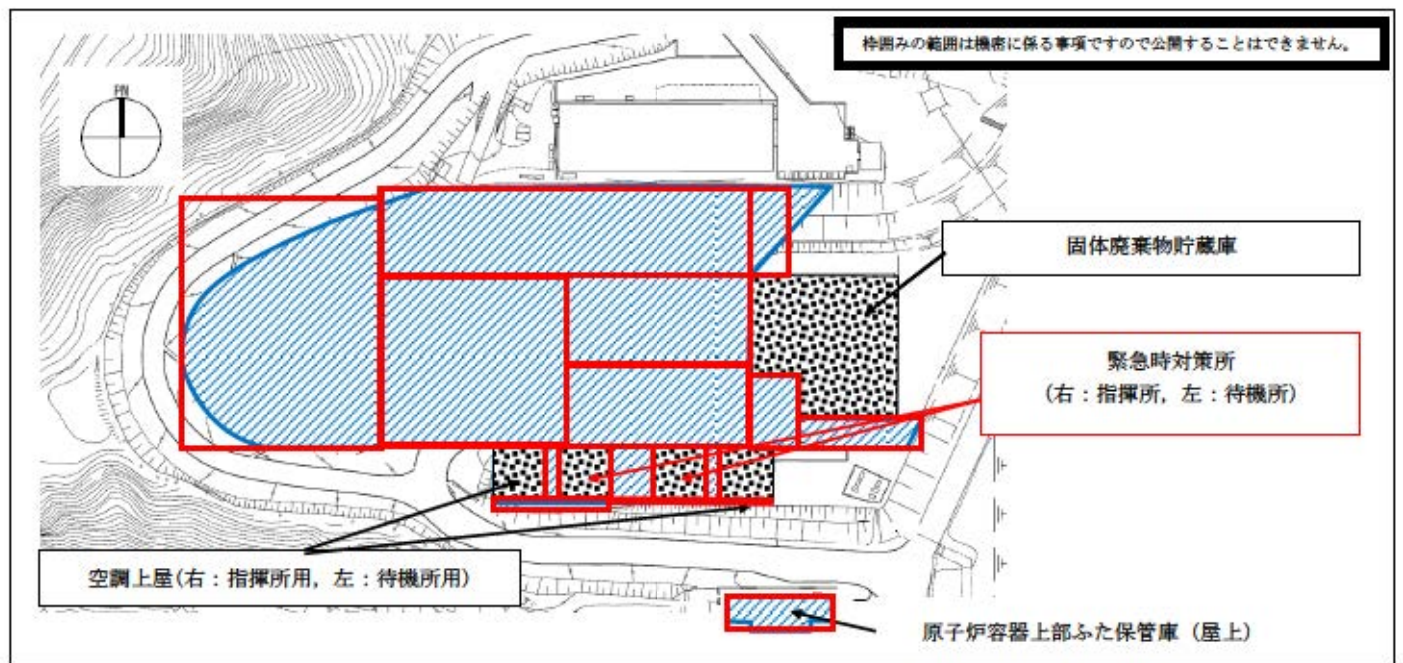
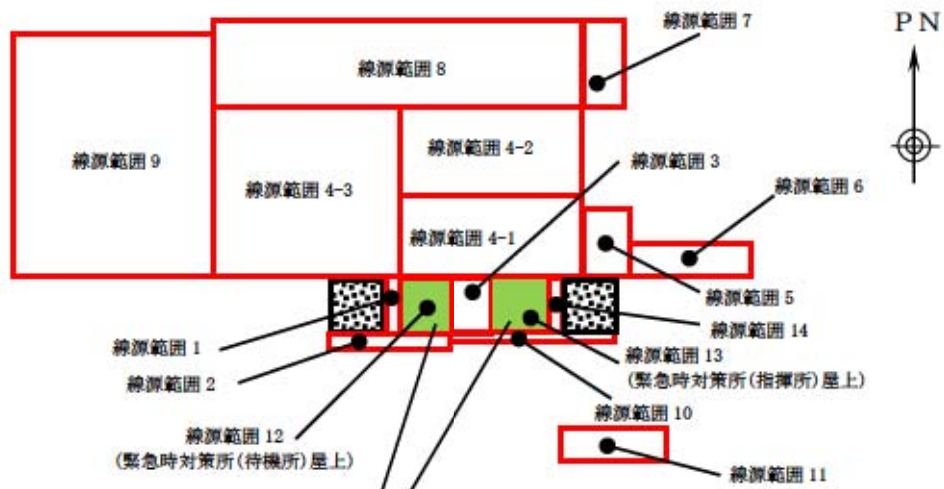


図 1-7-6 緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の設定





枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

2. 緊急時対策所の直接線，スカイシャイン線評価方法について

原子炉格納容器からの直接線，スカイシャイン線評価では，重大事故時等に原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物を線源としている。

このため，原子炉格納容器からの直接線，スカイシャイン線評価では，以下のとおりモデル化を行っている。

(1) 原子炉格納容器のモデル化

さでモデル化する。また，形状は原子炉格納容器自由体積及び内径を保存してモデル化し，直接線量を QAD コード，スカイシャイン線量を SCATTERING コードで計算している。

なお，原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。具体的には，原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部，円筒部に均一に分布しているものとしている。ただし，代替原子炉格納容器スプレイを使用するため，粒子状放射性物質の沈降が期待でき，これらは運転床レベル以下の自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。

原子炉格納容器モデル化概略図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(2) 緊急時対策所のモデル化



上 1.5m) における最大線量率箇所としている。



緊急時対策所モデル化概略図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 1-8 緊急時対策所ブルーム通過判断について

### 1. 緊急時対策所の放射線防護の基本方針

緊急時対策所は、重大事故等によるブルーム発生時に、放射性物質から緊急時対策所にとどまる要員を防護する場所でもあるため、以下の方針で放射線防護することとする。

・主として事象判断のパラメータを用いて早めにボンベ加圧することにより、緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止し被ばくを極力低減させる。

そのため、緊急時対策所への放射性物質の接近及び離脱を早めにかつ的確に検知し、裕度のある判断及び操作が可能であることが必要である。

### 2. 監視情報について

#### (1) 検知手段

図 1-8-1 にブルーム起因のガンマ線がどのように検知されるかを示し、図 1-8-2 にブルームの検知手段の配置を平面図上に示している。

発災想定 of 3号炉を取り囲むようにモニタリング設備（モニタリングポスト、モニタリングステーション）及び可搬型モニタリングポストを設置しており、さらに3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所との間の緊急時対策所近傍に可搬型モニタリングポストを設置することとしている。

これにより、ブルームが流れている方向を確認し、緊急時対策所近傍の線量率を直接測定及び把握することが可能であり、事象判断のパラメータに対する検知精度が向上する。

また、緊急時対策所内に可搬型エリアモニタを設置し緊急時対策所内の放射線環境を監視する。

#### (2) 判断に用いるパラメータ

また、表1-8-1に、格納容器過圧破損事象に対して緊急時対策所で把握可能な情報と、ブルーム通過の判断に用いるパラメータを示す。

格納容器過圧破損の状況を把握するための情報は、格納容器圧力を代表とする3号炉格納容器周りの情報と、環境の放射線に関する情報に集約され、緊急時対策所の可搬型エリアモニタの情報が追加される。

また、表1-8-1の右側にあるとおり、判断に用いるパラメータが複数存在し、主たるパラメータと関連するパラメータとあいまって判断できると考えている。

### 3. 判断フロー

#### (1) 作業員の退避タイミング

緊急時対策所のボンベ加圧を確実にするための条件設定としては、緊急時対策所に滞在する要員が集合し他の要員が逃げ遅れることなく退避している必要がある。

この退避のタイミングは事故の事象進展に依存し、シビアアクシデント対策の総合的な有効性との一貫性が必要で一概に扱えるものではないが、一般的には、何らかの理由により、あらゆる対策を講じて除熱の確立を表すパラメータに改善が見られない場合、あるいは次々と対策をとる中で作業場所の空間線量が上昇した場合には退避すべきと考えられる。

例えば、格納容器からの除熱に失敗するシーケンスで、代替格納容器スプレイポンプによる注水や蒸気発生器への給水などの対策を実施したにもかかわらず格納容器圧力が上昇する場合は、放水砲による放水を設定し、退避すべきと考えられる。

この場合であっても、退避の判断、完了から格納容器が破損する可能性が高まるまで時間余裕があり、ボンベ加圧タイミングの判断に専念できる。

## (2) 格納容器破損に係るパラメータの挙動予想

図1-8-3に、あくまでもモデルケースであるが、プルーム通過中のプラントパラメータと構内線量率のパラメータ挙動の予測を示す。

- ・格納容器の破損により格納容器圧力が急減する。
- ・緊急時対策所近傍に設置した可搬型モニタリングポスト及び敷地境界に設置しているモニタリング設備の指示値は、それまでは格納容器外部遮蔽にさえぎられた直接線とスカイシャイン線であったのが、格納容器が急に喪失したような挙動となり、急上昇する。
- ・風向が緊急時対策所側の場合は、緊急時対策所近傍の可搬型モニタリングポストが、その後も低下せず、最近接時にピークを示す。
- ・その段階でポンベ加圧を実施すれば、放射性物質の緊急時対策所への侵入を抑えることができる。

## (3) ポンベ加圧の判断フロー

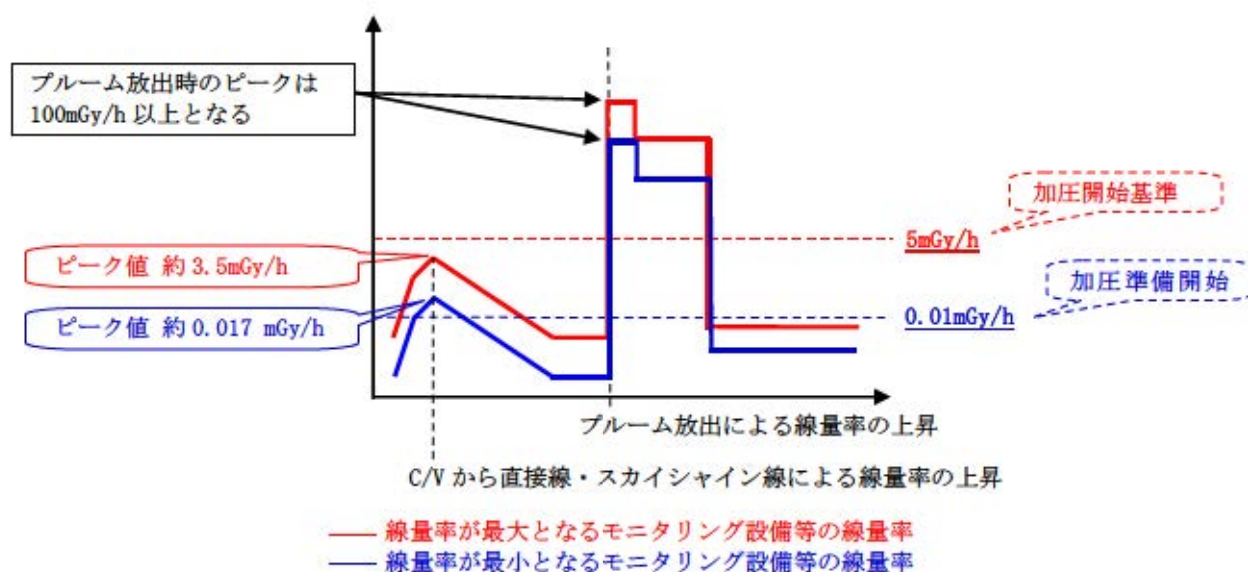
換気設備の運用の基本フローを図1-8-4に示す。炉心損傷後、格納容器の圧力が上昇し、同時にモニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所に近接した箇所に設置した可搬型モニタリングポストのいずれかの指示値が $0.01\text{mGy/h}$ 以上となった場合には、緊急時対策所建屋扉の閉止及びポンベ加圧準備を行う。

加圧準備開始の判断基準については、炉心損傷後、C/Vからの直接線及びスカイシャイン線による線量率が最小となるモニタリング設備等の線量率のピーク値が約 $0.017\text{mGy/h}$ であることから、ピーク値よりも低い線量率である $0.01\text{mGy/h}$ を設定する。

また、可搬型空気浄化装置が稼動する前の段階で、早期に炉心損傷に至る場合にも、緊急時対策所建屋扉の閉止及びポンベ加圧準備を行うこととする。

その後、格納容器圧力が急減するなど、格納容器の健全性に関するパラメータから格納容器の大規模破損が発生したと判断され、モニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所に近接した箇所に設置した可搬型モニタリングポストのいずれかの指示値が $5\text{mGy/h}$ 以上となった場合に緊急時対策所への給気を可搬型空気浄化装置からポンベ加圧に切替える。

加圧開始判断基準については、炉心損傷後、C/Vからの直接線及びスカイシャイン線による線量率が最大となるモニタリング設備等の線量率のピーク値が約 $3.5\text{mGy/h}$ であり、また、プルーム放出時の線量率については希ガスが1時間で全て放出されたと想定した場合、いずれの方向にプルームが移動してもその付近のモニタリング設備等の線量率が $100\text{mGy/h}$ 以上となることから、大規模な放出に対する基準としてはその間の線量率である $5\text{mGy/h}$ を設定する。



一方、より小さな希ガス放出率のケース等にも対応できるよう、上記によらず、緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が0.001 mSv/h以上になる場合においても、緊急時対策所への給気を可搬型空気浄化装置からポンペ加圧に切替える。

これらの早めのポンペ加圧により、緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを抑える。

なお、ポンペ加圧中は、緊急時対策所外との差圧及び緊急時対策所内の酸素・二酸化炭素濃度を測定し、差圧が100Pa以下、酸素濃度が19.0%以下、二酸化炭素濃度が1.0%以上の場合は、供給空気の流量を増やして諸値を調整する。

#### (4) ポンペ加圧終了の判断

放出の終息は、格納容器からの放出が終息し放射線に関する情報が安定していることの証しとして、

- ・格納容器圧力が低下し安定していること
- ・それに伴ってモニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの指示値が低下し安定していること
- ・緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が低下し安定していること

で判断することが適当であると考えられる。

また、具体的な加圧終了の判断基準として、緊急時対策所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの指示値が0.5mGy/h<sup>※</sup>を下回り安定している場合にも放出が終息したと判断する。

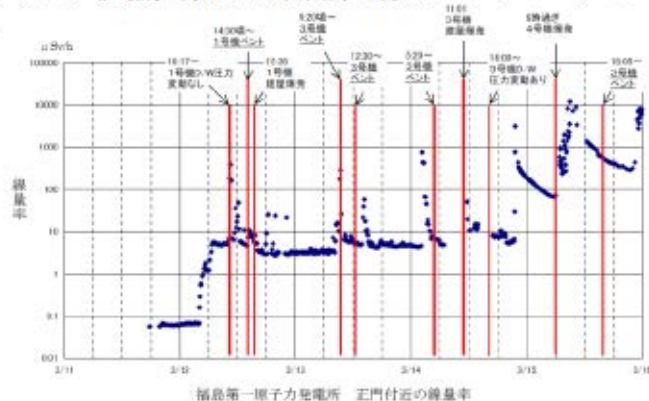
これらのパラメータの状況をもって、緊急時対策所への給気をポンペ加圧から可搬型空気浄化装置へ切り戻す。

※ 0.5mGy/hを0.5mSv/hとして換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、0.5mSv/h×168h=84mSvと100mSvに対して余裕があり、緊急時対策所の居住性評価結果である13mSvに加えても100mSvを超えることのない値として設定。

#### (5) プルーム通過後の措置

プルームが通過し、緊急時対策所を出て活動が可能な状態になったら、外気が清浄であることを緊急時対策所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの指示値の低下状態で確認の上、原子炉格納容器が破損していない1、2号炉の健全性を確認するためのパラメータの確認並びに風向風速等の気象データ、モニタリング設備、緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値の挙動に注意し、監視を継続する。

なお、プルームの通過後は右図の福島第一発電所でのベント操作時の場合のように、降下物によりバックグラウンドが次第に上昇するものの、希ガスを含む放射性物質の放出現象はモニタポストで検知することが可能である。



### 4. ポンペ加圧時間

前記のとおり運用をした場合のポンペ加圧時間等を検討する。

#### (1) プルームの放出継続時間

「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」によると、「緊急時対策所の被ばく評価における放射性物質の放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。」とあるため、ソースタームは

1基分で、プルームの放出継続時間は10時間と想定する。

## (2) ポンベ加圧時間

ポンベ加圧時間は、前述のプルーム放出継続時間10時間に加え、以下の要因を加味し、前後に1時間の余裕を考慮して、約12時間の加圧可能時間を確保し、放射性物質侵入抑制を図ることとする。(図1-8-5参照)

- ・ 気象条件によりポンベ加圧の判断が早まった場合。
- ・ 可搬型空気浄化装置の起動前に早期に炉心損傷に至る場合の防護。
- ・ (建屋の耐震変形は弾性範囲内であるが) 地震後のひび割れに対する空気供給の増加。
- ・ プルーム(希ガス)通過後にポンベ加圧から可搬型空気浄化装置の給気源を外気に切替える操作時間

## (3) 現実的なポンベ加圧方法

前述のとおり、プルーム放出継続時間10時間に加え、前後に1時間の余裕を考慮して、ポンベ加圧時間として約12時間としているものの、現実的な放出想定に基づき適切なタイミングでポンベ加圧とフィルタを有する可搬型空気浄化装置を組み合わせ対応することとする。

### 【例】

①ポンベ加圧は、可搬型空気浄化装置のフィルタで除去されない希ガスに対して有効な対策であり、相対的に早期の希ガス放出タイミングに合わせて加圧することが考えられる。

例えば、NUREGで定める格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の核分裂生成物の放出時間は約1時間であり、また、NUPECのCV信頼性実証試験におけるPCCV破壊試験では大きな放出率(85%/日⇒100%/3時間)になることが示されており約3時間でCV圧力が大きく低下していることから、破損初期の3時間程度をポンベ加圧することで希ガスの取込みを抑えることができる。

残りの時間は、可搬型空気浄化装置の運転に切り替えることでフィルタ効果によって粒子状の放射性物質及びよう素を抑えることが可能である。

②プルームは風の吹く方向に移動するため、緊急時対策所側に風が吹いておらず緊急時対策所近傍に設置する可搬型モニタリングポストの指示値の変動がない場合は、プルーム放出時においてもポンベ加圧を停止し、ポンベ加圧のタイミングは気象や周囲の放射線のパラメータから判断する。

泊発電所の場合、1997年気象(被ばく評価に使用)や2011年の気象によると、3号炉から緊急時対策所側への風向の出現頻度は年間の約7.2%～約9.2%であり、また、緊急時対策所側に継続して風が吹く確率も小さいため、風向が緊急時対策所側でない場合はポンベ加圧を停止できる。(図1-8-6参照)

なお、緊急時対策所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの指示値が上昇した場合に、緊急時対策所可搬型空気浄化装置からポンベ加圧に切り替える手順(図1-8-7参照)に示すとおり、緊急時対策所を正圧に保ったまま、放射性物質を侵入させず、かつ短時間でポンベ加圧に切替えることが可能であり、適切なタイミングで加圧が可能である。

また、ポンベ加圧から可搬型空気浄化装置へ再度切り替えた場合でも、可搬型空気浄化装置のフィルタにより粒子状の放射性物質及びよう素が除去された空気が緊急時対策所内に供給されることから、緊急時対策所内は清浄な状態を保つことができる。

## 5. 参考

### (1) 格納容器過圧破損時の固定モニタポストの線量率変化の評価

格納容器内の閉じ込められていた放射性物質が格納容器の過圧破損により放出された場合のモニタポストの線量率の変化は大きく、十分に検知可能である。

	場 所	3号炉から約610 m
放射性物質が格納容器に閉じ込められた状態	直接線・スカイシャイン線	約0.4 mGy/h
格納容器破損により放射性物質が放出された状態	クラウド線量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全核種：10時間放出 約0.14 Gy/h</li> <li>・希ガス：3時間放出，その他：10時間放出</li> <li>最初の3時間：約0.35 Gy/h，その後：約0.05 Gy/h</li> </ul>

(2) 3号炉から緊急時対策所へのプルームの移動時間の評価

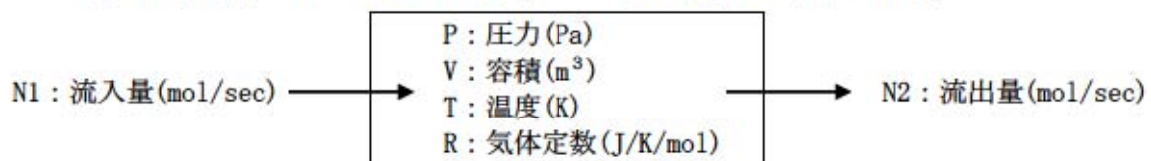
移動方向	3号炉⇒緊急時対策所
距離	約610 m
累積出現頻度97%値の $\chi/Q$	$9.4 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$
累積出現頻度97%値の風速	3.4 m/s
到達時間(分)	約3分

(3) 緊急時対策所の正圧確立時間

緊急時対策所を空気ポンペで加圧した際に正圧達成までに要する時間を評価する。

①評価モデル

緊急時対策所への空気の加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



緊急時対策所における基礎式を以下の通りとする。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left( \frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2 \quad \dots \text{基礎式}$$

上記基礎式を展開すると、単位時間当たりの室内圧力上昇量 ( $p^{t+\Delta t}$ ) を求める算出式は以下の通りとなる。

$$p^{t+\Delta t} = p^t + \Delta t \cdot \frac{RT}{V} \left\{ N1 - \frac{A \cdot \rho}{m} \sqrt{\frac{2(p^t - p(\text{大気}))}{\rho}} \right\} \quad \dots \text{算出式}$$

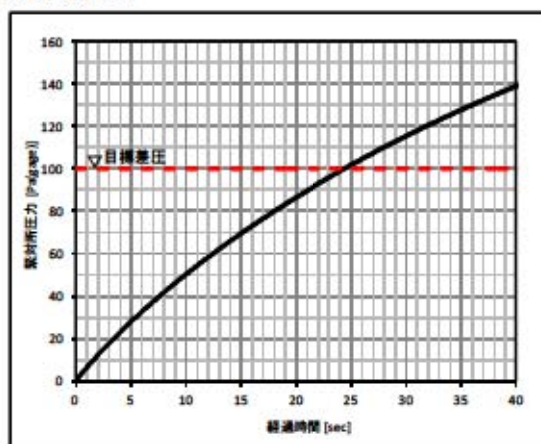
②評価条件

項目	記号	単位	指揮所・待機所	備考
初期圧力	$P_0$	Pa(abs.)	101325	
容積	V	$\text{m}^3$	522	
温度	T	K	298.15	
流入量	N1	$\text{m}^3/\text{h}$	132.1	
		mol/sec	1.500	
流出量	N2	$\text{m}^3/\text{h}$	78.3	換気回数：0.15回/h
		mol/sec	0.890	
リーク面積	A	$\text{m}^2$	$1.67 \times 10^{-3}$	
正圧(100Pa)達成時間	t	sec	24.5	



### ③圧力の時間変化

<圧力変動の計算結果>



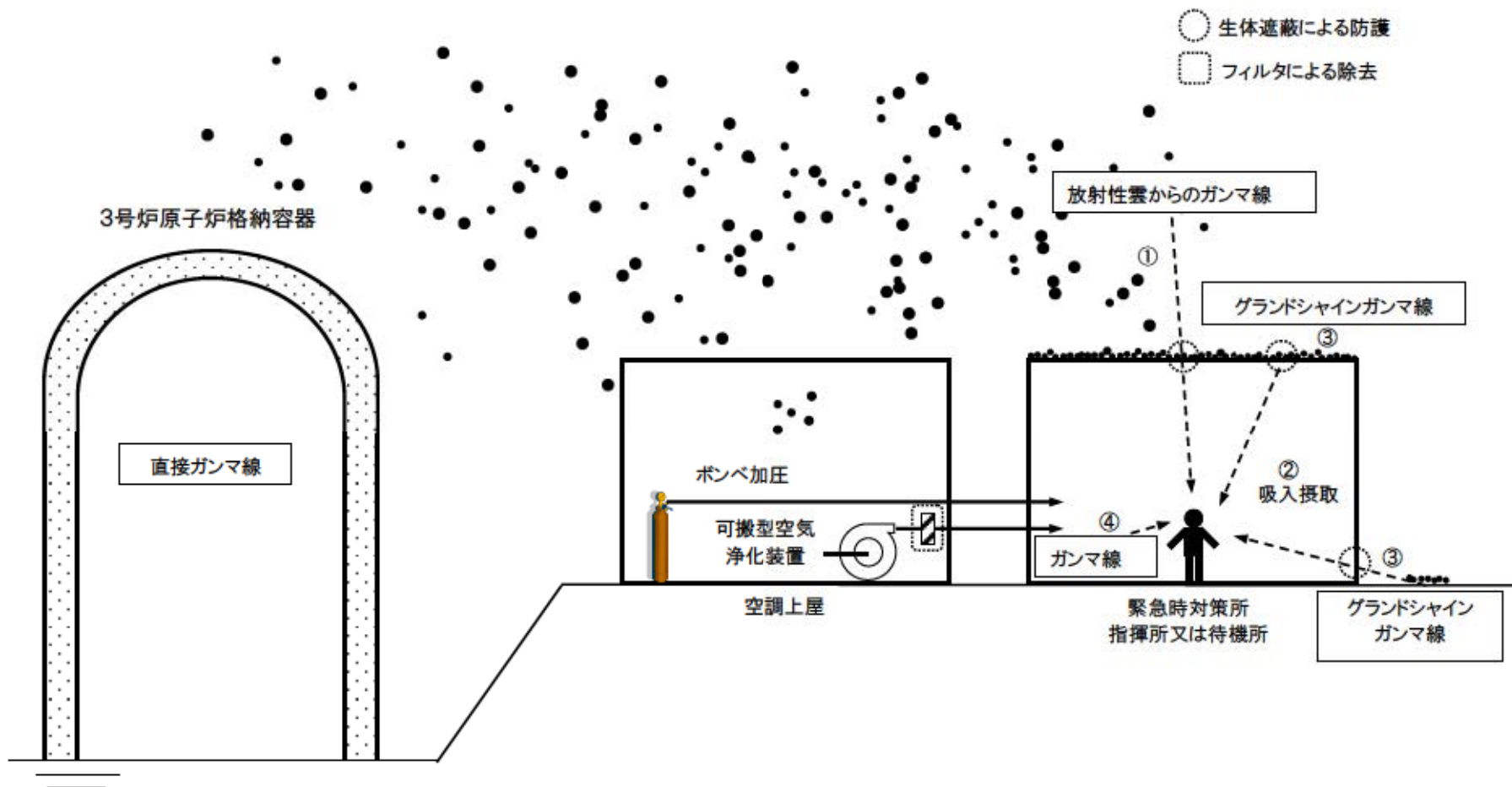


図 1-8-1 プルーム起因のガンマ線

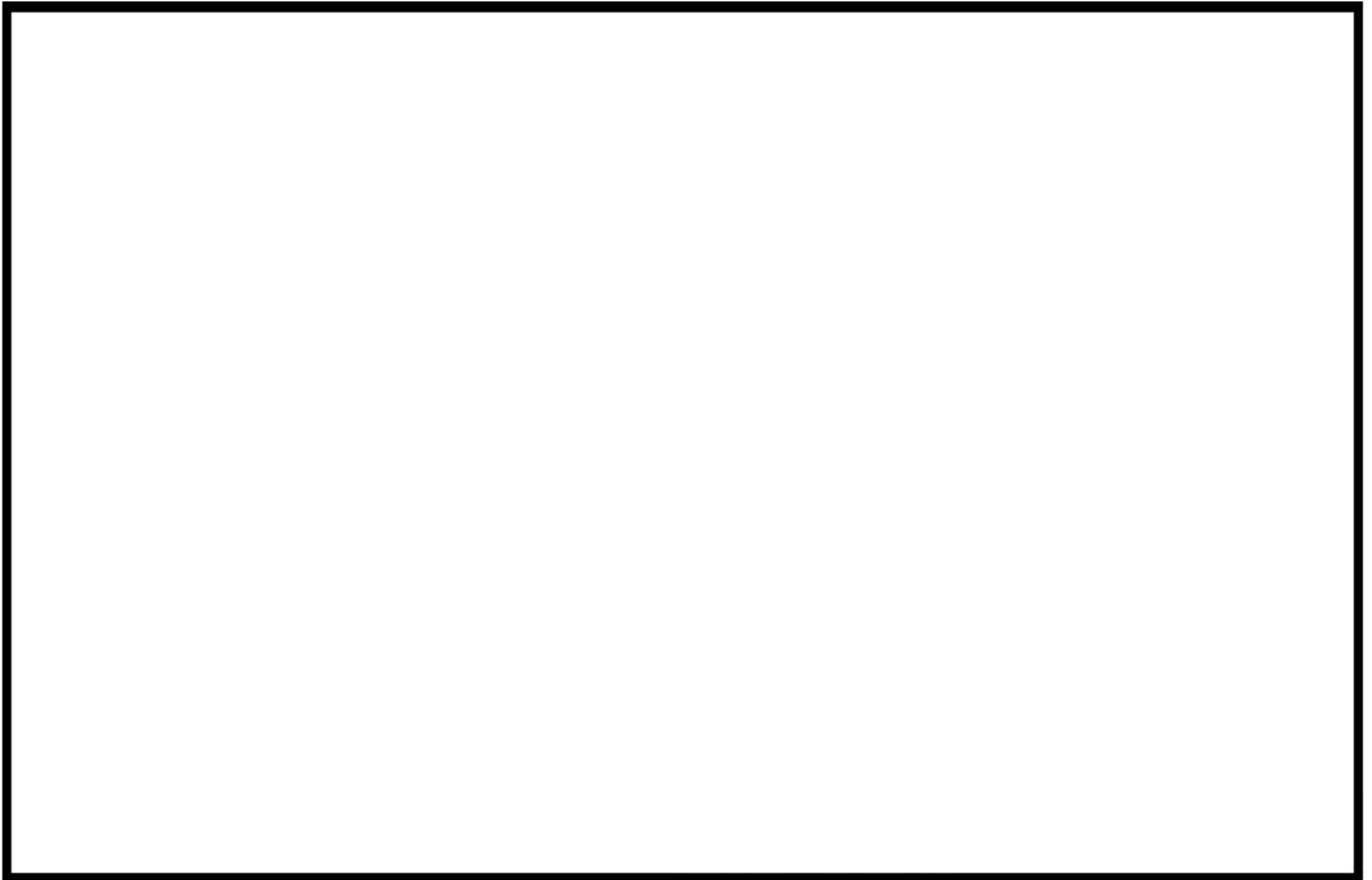


図 1-8-2 プルーム状況を検知する手段

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 1-8-1 格納容器過圧破損に係る緊急時対策所で把握可能な情報

情報 入手 方法	目的	項目		監視 間隔	事象に応じた判断		
					① 格納容器 破損検知(プ ルーム発生)	②防護措置の 開始	③放出終息検 知(プルーム通 過)
データ 表示端 末から の入手 情報	格納容器の 状態確認	格納容器圧力	格納容器圧力(AM用)	連続	◎ 圧力急低下		◎ 低下後安定
		格納容器内温度	格納容器内温度	連続	◎ 温度急低下		◎ 低下後安定
		格納容器スプレイ流量	代替格納容器スプレイポンプ 出口流量	連続	△参考		×
		格納容器高レンジエリアモ ニタの指示	A-格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ) B-格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)	連続	◎急減少		◎減少後安定
	環境の 情報確認	モニタリングポスト(MP), モニタリングステーション (MS)指示	モニタリングポスト:MP1~7線量率 モニタリングステーション:MS1線量率	1分値	△変化監視	◎5 mGy/h 以上	◎低下安定
		気象情報	風向, 風速, 大気安定度	1分値	○監視強化	○ 風向が 緊対所側	○状況確認
データ 表示端 末以外 の入手 情報	環境の 情報確認	可搬型モニタリングポスト (海側)の指示	可搬型モニタリングポスト線量率 (海側)	1分値	○上昇	◎5 mGy/h 以上	◎低下安定
		可搬型モニタリングポスト (緊対所近傍)の指示	可搬型モニタリングポスト線量率 (緊対所近傍)	1分値	○上昇	◎5 mGy/h 以上	◎低下安定 or ◎0.5mGy/h 以下安定
	緊対所内環 境の把握	緊対所内可搬型エリアモ ニタの指示	緊対所内空間線量率	連続	○監視強化	○監視強化	◎低下安定

凡例 ◎:主となる判断材料、○:判断材料を補完、△:参考情報、×:判断材料対象外

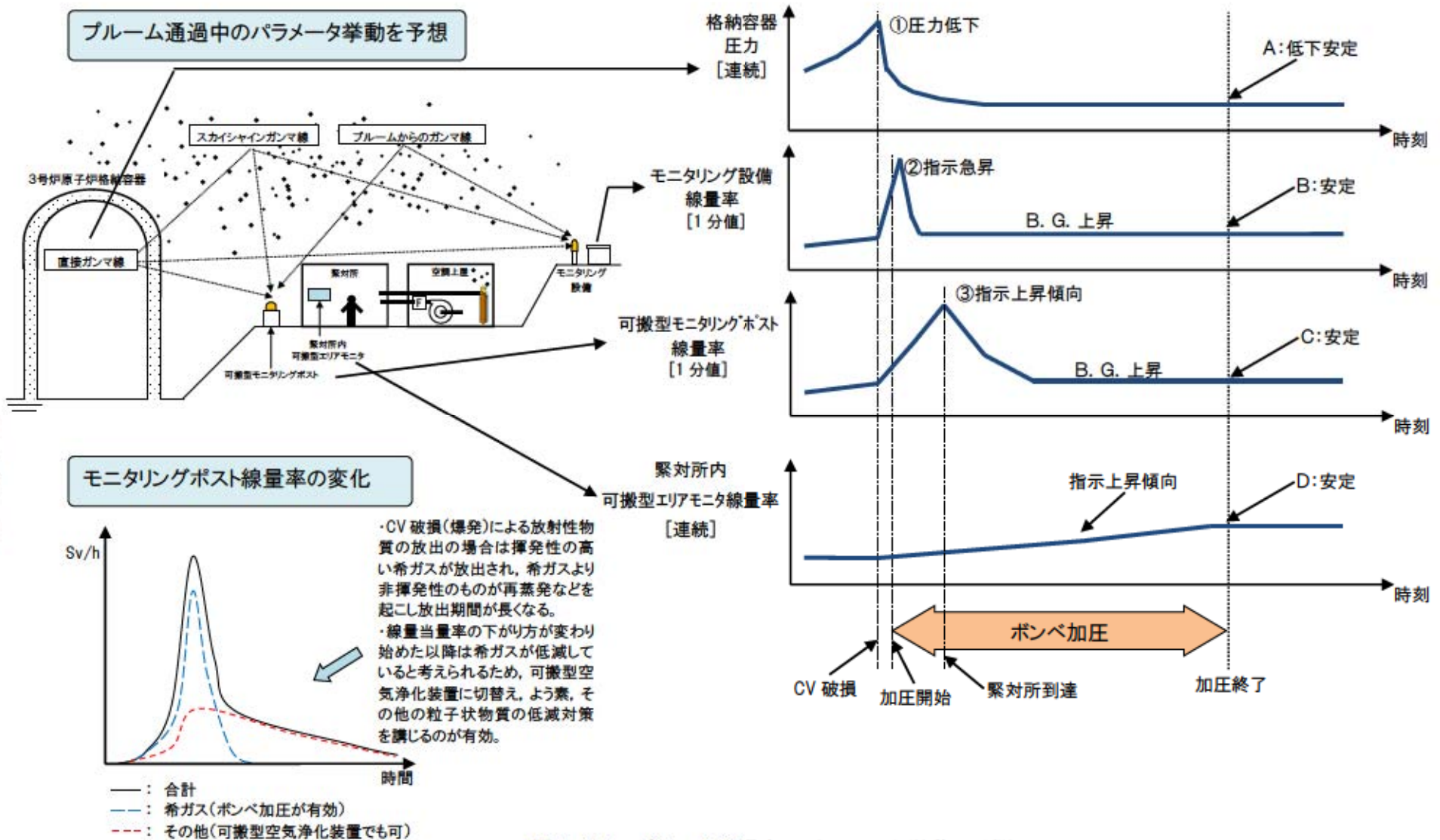


図 1-8-3 プルーム通過中のパラメータ挙動の予測

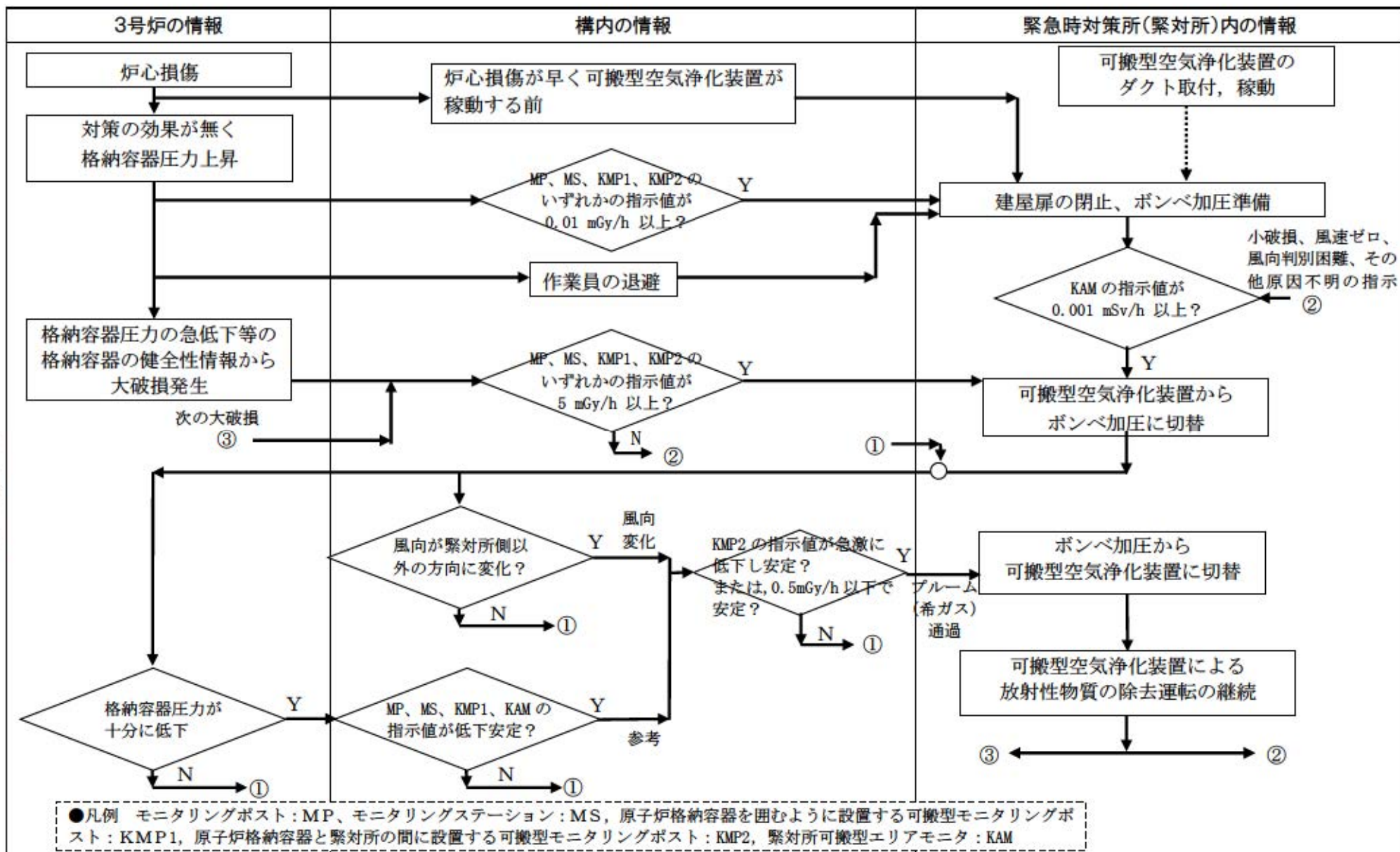


図 1-8-4 換気設備の運用の基本フロー

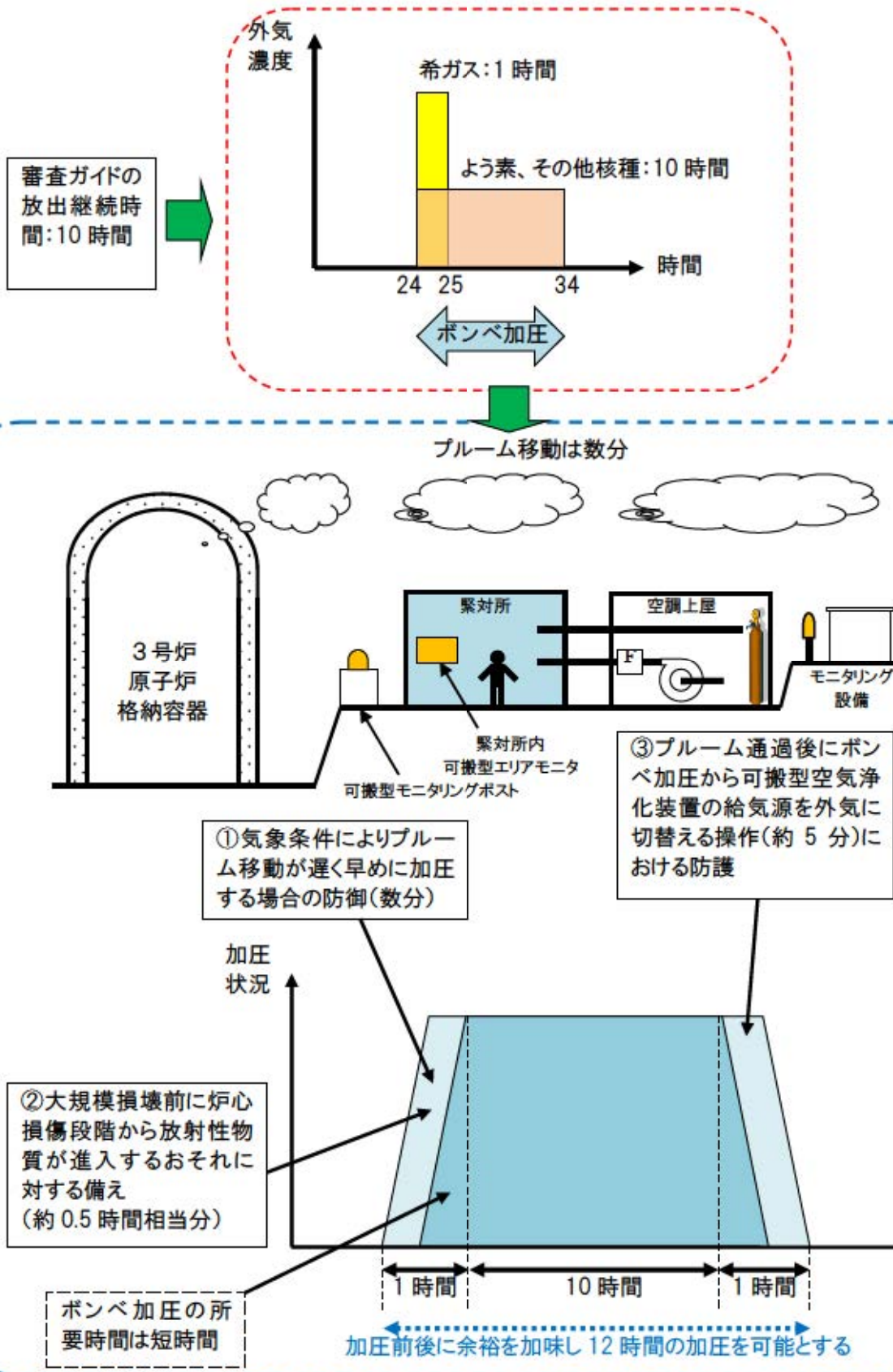
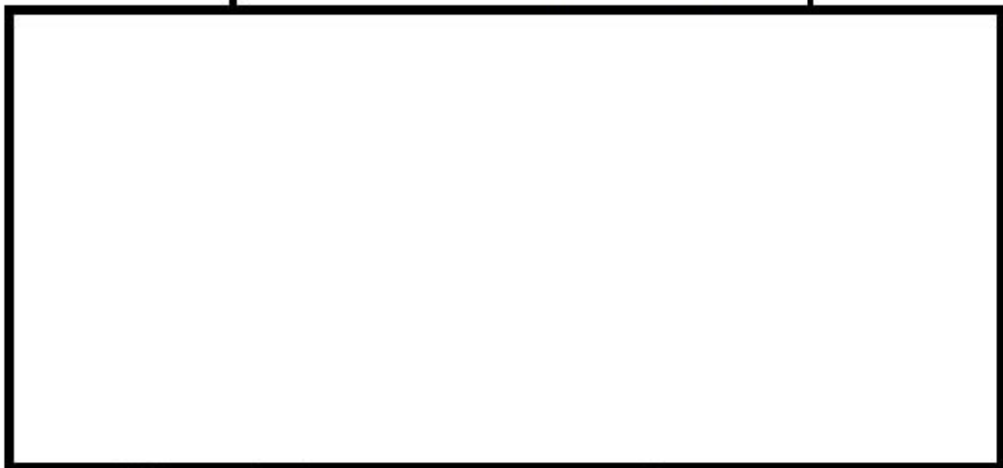


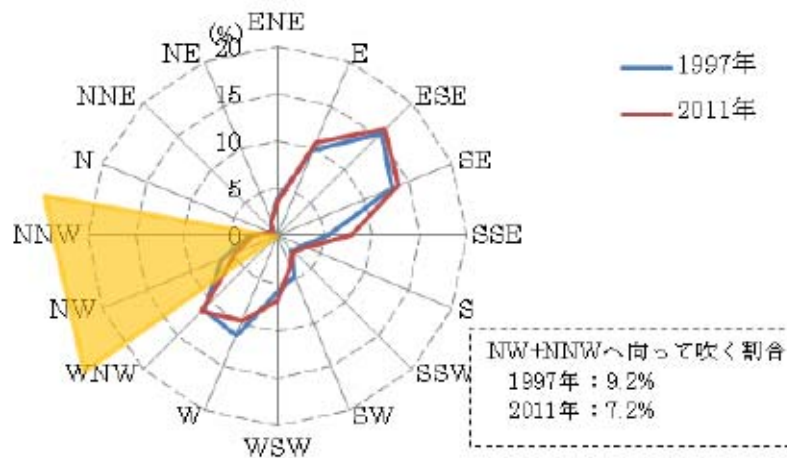
図 1-8-5 ポンベ加圧時間の考え方

3号炉と緊急時対策所の位置関係



風配図(1997年、2011年)

地上風における各方位へ向って吹く割合



3号炉から緊急時対策所への風向が継続する割合  
(1997年、2011年)

地上風におけるNW+NNWへ向って継続的に吹く時間の出現割合

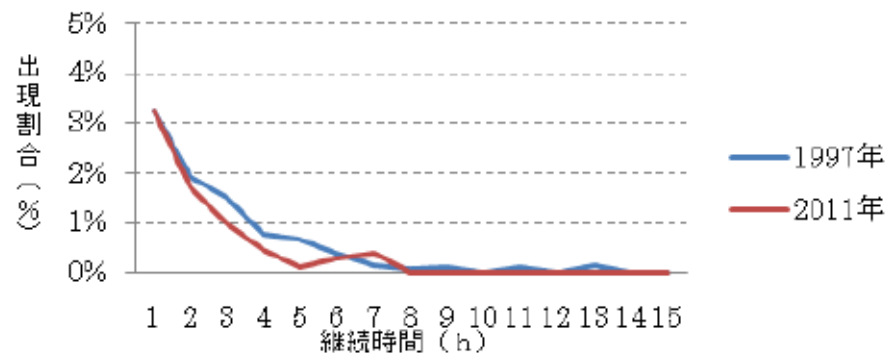


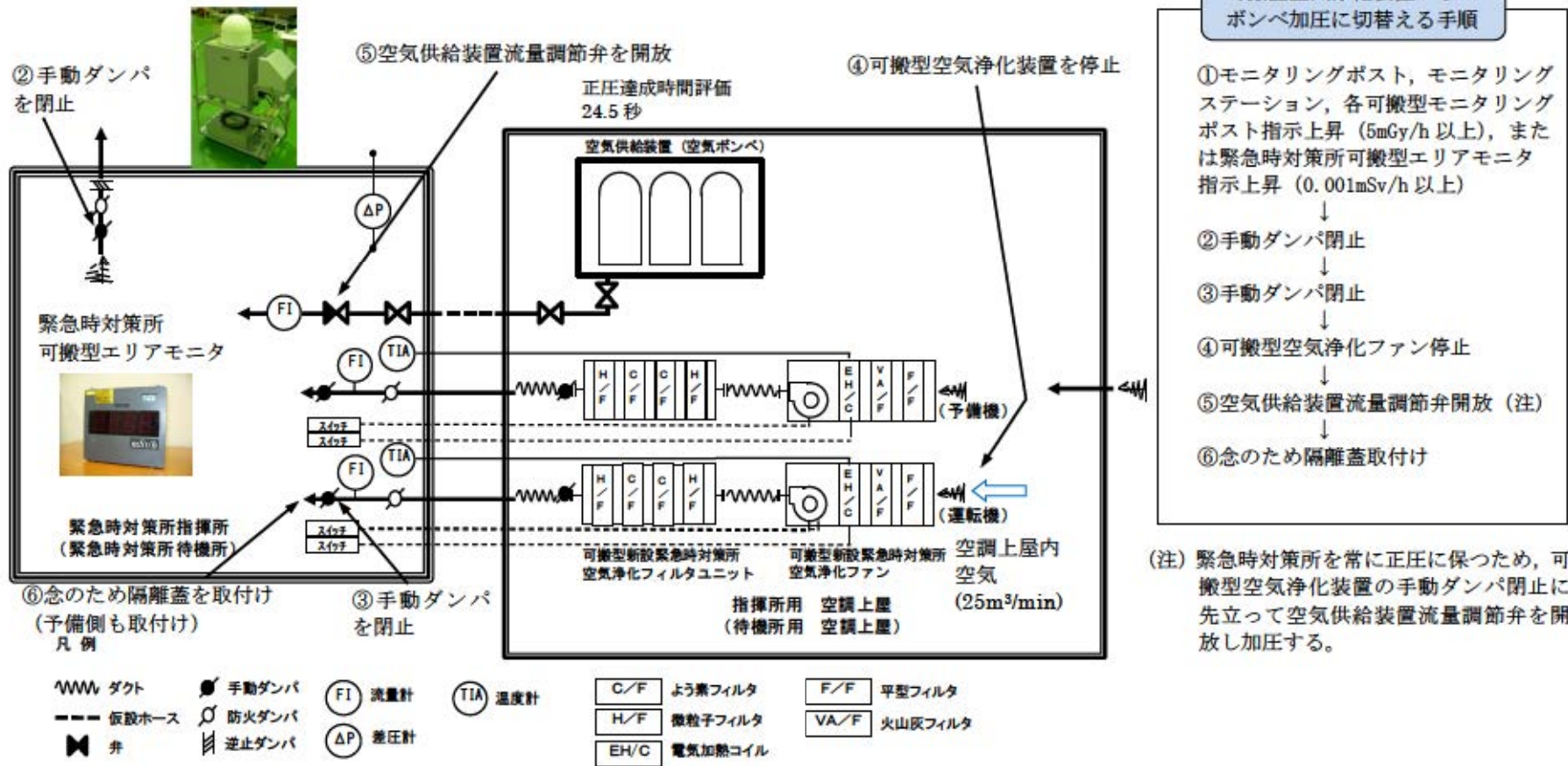
図 1-8-6 3号炉から緊急時対策所への風向の頻度



b. 可搬型空気浄化装置停止に係る操作等と被ばく影響との関係 (イメージ)

下図のとおり、モニタリングポスト、モニタリングステーション、3号炉原子炉格納容器を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト、3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所との間に設置する可搬型モニタリングポストまたは緊急時対策所可搬型エアモニタの指示値の上昇をもって可搬型空気浄化装置から空気ポンペ加圧に切替えることで放射性物質の侵入防止が可能であり、被ばくを防止することができる。

①モニタリングポスト、モニタリングステーション、各可搬型モニタリングポスト、緊急時対策所可搬型エアモニタ指示上昇



## 1-9 線量評価に用いる NUREG-1465 の適用について

緊急時対策所居住性評価における建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの線量強度については、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（以下、「審査ガイド」という）に従い、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設定している。

米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月)<sup>(1)</sup> にまとめられ公開されている。ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月) は、米国にて NUREG-1465 のソースタームの高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用性に関し、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われた結果をまとめ、公開されているものである。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料の表 1-9-2 及び表 1-9-3 に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。

各フェーズの継続時間及び、被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465 の数値とおおむね同程度とされている。その他

の核種グループについては、NUREG-1465 の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定められている。

### 3.2 Release Fractions<sup>10</sup>

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

<sup>10</sup> The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書 (SAND2011-0128<sup>(2)</sup>) が出されている。

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、添付資料の表 1-9-4 及び表 1-9-5 に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。表 1-9-1 にそれらのデータを整理した。また、緊急時対策所の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線量及びスカイシャイン線量について、NUREG-1465 に示される各核種グループの線量内訳を添付資料の表 1-9-6 に示す。

表 1-9-1 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊 3 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55GWd/t, MOX 燃料で 45GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊 3 号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61GWd/t, MOX 燃料で 53GWd/t であり、R. G. 1. 183 に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため、泊 3 号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、審査ガイドにも記載されている NUREG-1465 の数値を用いることが適切であると考えられる。

- (1) ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS, ERI/NRC 02-202, Energy Research Inc, 2002
- (2) D. A. Powers, M. T. Leonard, R. O. Gauntt, R. Y. Lee, M. Salay, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel, SAND2011-0128, 2011

表 1-9-2 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)<sup>a</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE <sup>2</sup> (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; <sup>3</sup> NE (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR <sup>2</sup>	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) <sup>4</sup>	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

<sup>a</sup> Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HIFI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

<sup>5</sup> Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

表 1-9-3 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment<sup>1</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR <sup>2</sup> (0.95)	0.02; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE <sup>3</sup> ; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE; NE; NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.1; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.05; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; NE; 0
Pu, Zr	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.001	NE; NE; NE; 0.001; 0.001	NE; NE; NE; NE; 0
Np	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.02	NE; NE; NE; NE; 0
Lanthanides	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE; NE; NE; NE; 0.01 (0.005)	NE; NE; NE; NE; 0 (0)

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

表 1-9-4 SAND2011-0128 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.22</b> (0.5)	<b>45</b> (15)	<b>48</b> (20)	<b>143</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.017</b> (0.05)	<b>0.94</b> (0.95)	<b>0.011</b> (0)	<b>0.003</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.004</b> (0.05)	<b>0.37</b> (0.35)	<b>0.011</b> (0.25)	<b>0.21</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.003</b> (0.05)	<b>0.23</b> (0.25)	<b>0.02</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	<b>0.0006</b> (0)	<b>0.004</b> (0.02)	<b>0.003</b> (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.004</b> (0)	<b>0.30</b> (0.05)	<b>0.003</b> (0.25)	<b>0.10</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.08</b> (0.0025)	<b>0.01</b> (0.0025)	<b>0.03</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.006</b> (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (2x10 <sup>-7</sup> )	<b>1.3x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (5x10 <sup>-7</sup> )	<b>2.4x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-

表 1-9-5 SAND2011-0128 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.36</b> (0.50)	<b>4.4</b> (1.3)	<b>6.5</b> (20)	<b>16</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.86</b> (0.95)	<b>0.05</b> (0)	<b>0.026</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.48</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.014</b> (0.050)	<b>0.44</b> (0.25)	<b>0.07</b> (0.35)	<b>0.025</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	<b>0.0015</b> (0.020)	<b>0.008</b> (0.1)	<b>9x10<sup>-3</sup></b> (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.014</b> (0)	<b>0.48</b> (0.05)	<b>0.04</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.27</b> (0.0025)	[0.0025]	<b>0.024</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.005</b> (0.0025)	[0.0025]	<b>3 x10<sup>-4</sup></b> (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.1 x10<sup>-7</sup></b> (0.0002)	<b>3 x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.0 x10<sup>-7</sup></b> (0.0005)	<b>5 x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-

表 1-9-6 緊急時対策所の被ばく評価結果における原子炉建屋内の  
放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線の各核種グループ内訳

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 <sup>(注1, 2, 3)</sup> (mSv)	内訳 (%)
希ガス類	約 $4.1 \times 10^{-4}$	32
ヨウ素類	約 $7.6 \times 10^{-4}$	59
Cs 類	約 $1.1 \times 10^{-4}$	8
Te 類	約 $5.8 \times 10^{-6}$	<1
Ba 類	約 $6.2 \times 10^{-7}$	<1
Ru 類	約 $5.5 \times 10^{-8}$	<1
Ce 類	約 $4.7 \times 10^{-10}$	<1
La 類	約 $1.2 \times 10^{-5}$	<1
合計	約 $1.3 \times 10^{-3}$	100

(注1) 7日間積算線量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 泊発電所3号炉発災時の値

1-10 緊急時対策所内の放射性物質濃度の時間変化について

泊発電所緊急時対策所の対策要員の被ばく線量の評価結果を表 1-10-1 に示す。

これよりわかるとおり、経路③の建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく及び④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緊急時対策所内での被ばくが支配的となる。

緊急時対策所内の濃度変化は外気から放射性物質を取り込む経路③によるもののため、経路③における放射性物質濃度の時間変化を図 1-10-1～図 1-10-5 に示す。また、経路③及び経路④による被ばくの積算線量の時間変化を図 1-10-6～図 1-10-9 に示す。

なお、参考として、寄与が小さい他の経路も含む各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴を表 1-10-2 に示す。

表 1-10-1 緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量(mSv)
		緊急時対策所
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	② 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.3 \times 10^{-2}$
	③ 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での被ばく	約 $7.7 \times 10^0$
	④ 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 $4.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)		約 13



緊急時対策所（以下「緊対所」という。）に取り込まれる放射性物質量の時間変化及び放射性物質の吸入摂取による緊対所での被ばくについては、旧 NISA 内規「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）」に記載の式に従い、緊対所の換気設備の設計に基づいて評価している。評価条件については、「1-1 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について」に示すとおりである。

なお、放出停止後、緊対所内の放射性核種の減少は以下となる（放射性崩壊は考慮していない）。

$$Q = Q_0 \cdot \exp(-\Lambda t)$$

$Q_0$ : 放出停止時点の濃度

$\Lambda$ : 排出による減衰係数

ここで、 $\Lambda = F_1 / V$

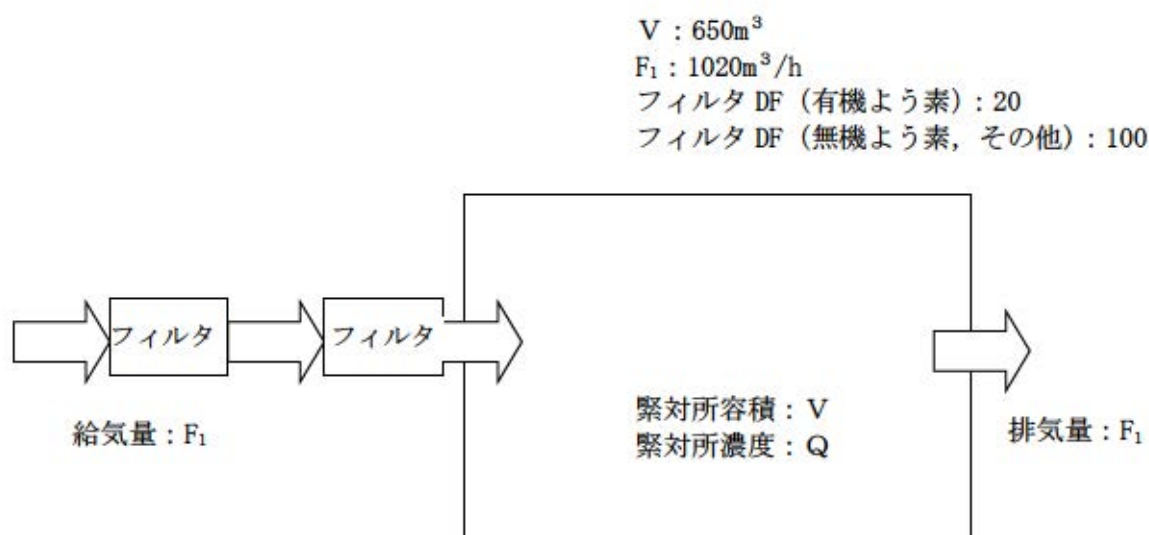
$F_1$ : 外気取込流量 ( $1020\text{m}^3/\text{h}$ )

$V$ : 緊対所内容積 ( $650\text{m}^3$ )

であるので、

$$\Lambda = 1.569 \text{ (1/h)}$$

となる。このため、緊対所内の放射能濃度は 1 時間経過ごとに約 1/4.8 になる。ただし、希ガスはポンペ加圧により室内に侵入していないため、室内濃度は当初から 0 である。



濃度評価モデル(完全混合ボックスモデル)

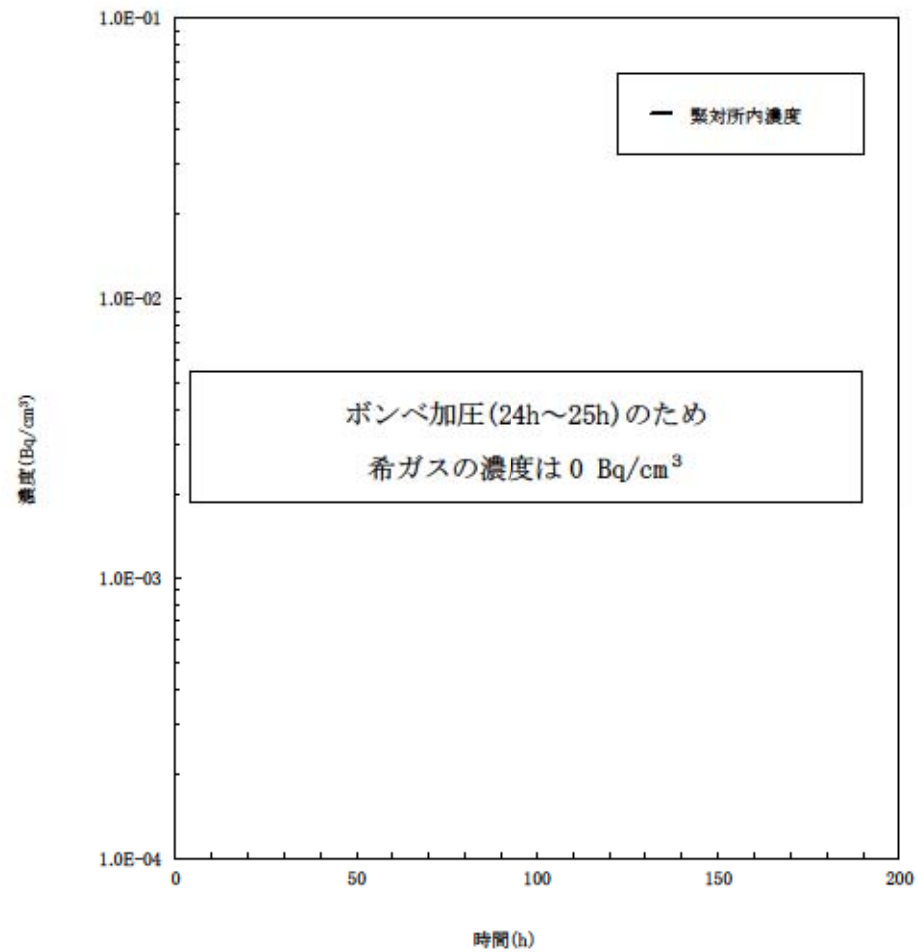


図 1-10-1 緊対所内の希ガス濃度 (0.5MeV 換算値)

96-I 緊-9-I9

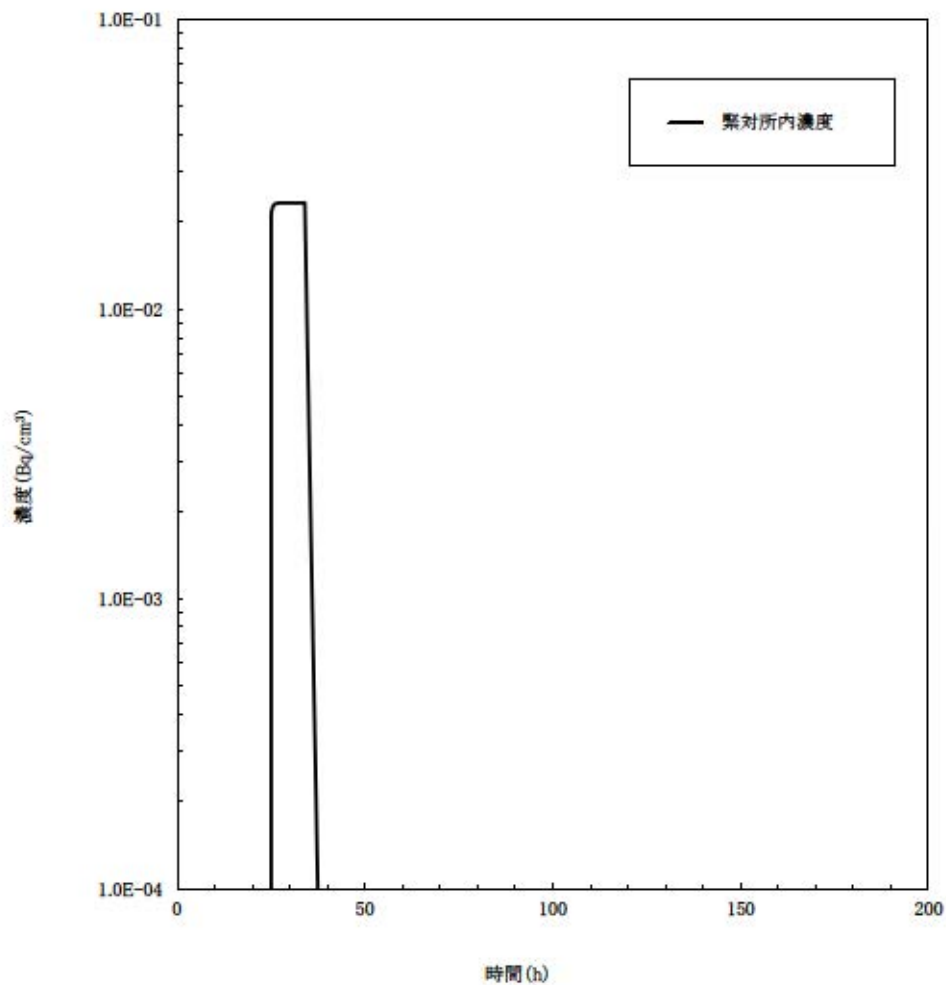


図 1-10-2 緊急所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (0~200 時間)

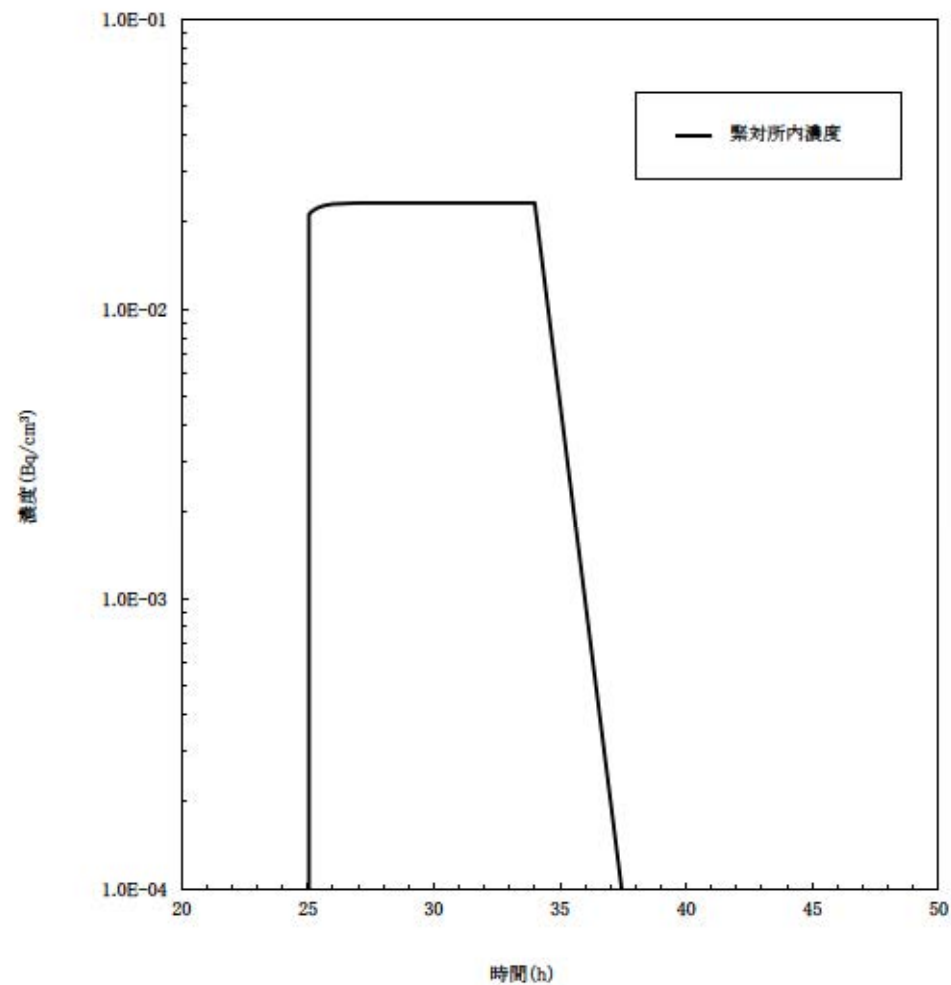


図 1-10-3 緊急所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (20~50 時間)

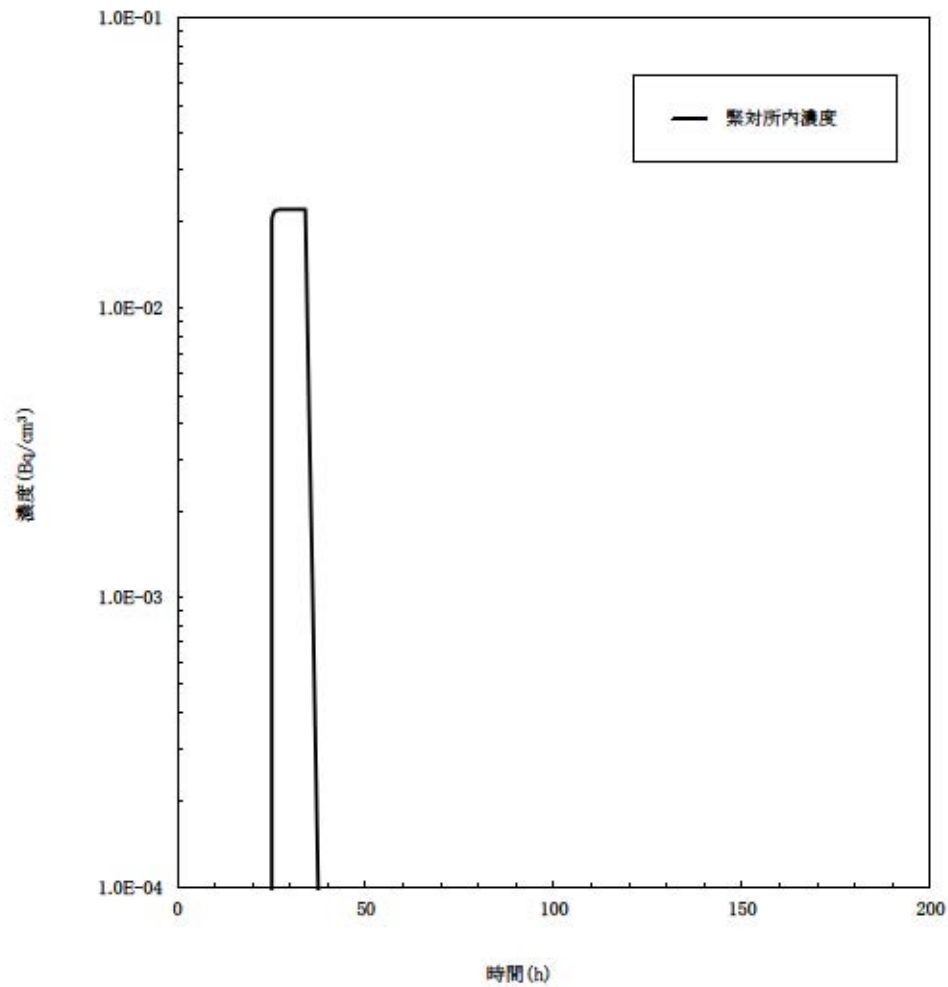


図 1-10-4 緊急所内のその他核種濃度 (Gross) (0~200 時間)

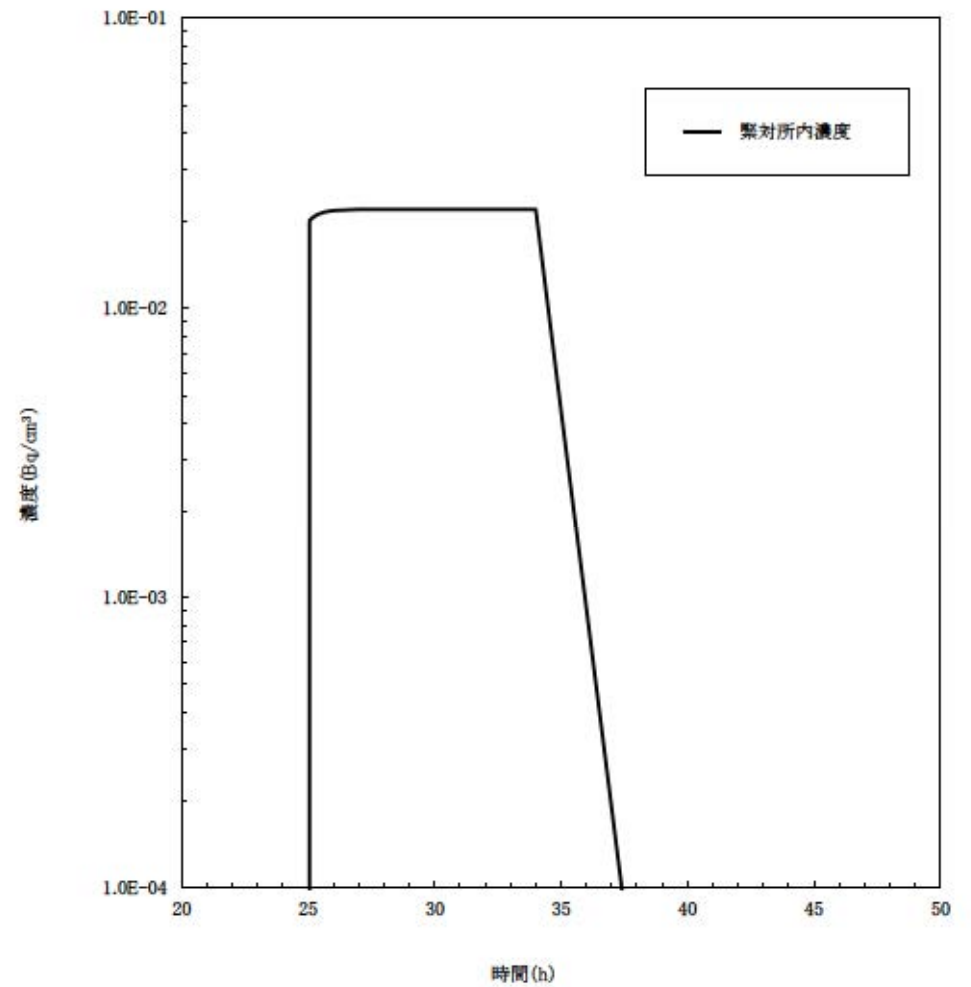


図 1-10-5 緊急所内のその他核種濃度 (Gross) (20~50 時間)

## 経路③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊対所内での被ばく

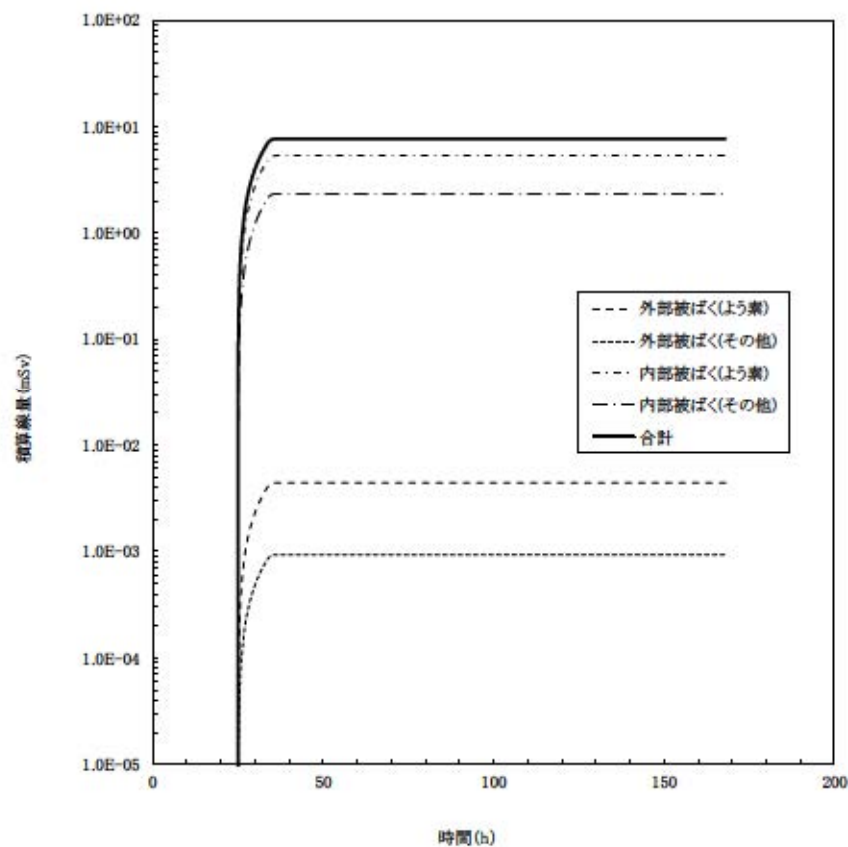


図 1-10-6 外気から取り込まれた放射性物質による  
緊対所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)

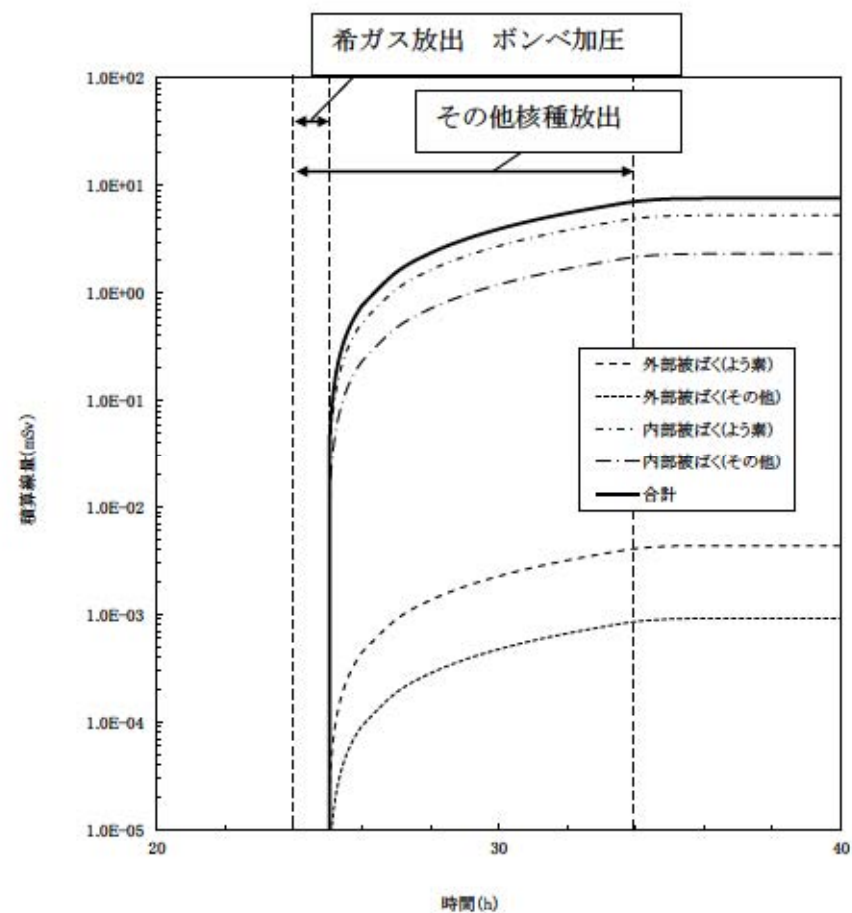


図 1-10-7 外気から取り込まれた放射性物質による  
緊対所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)

経路④ 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での被ばく

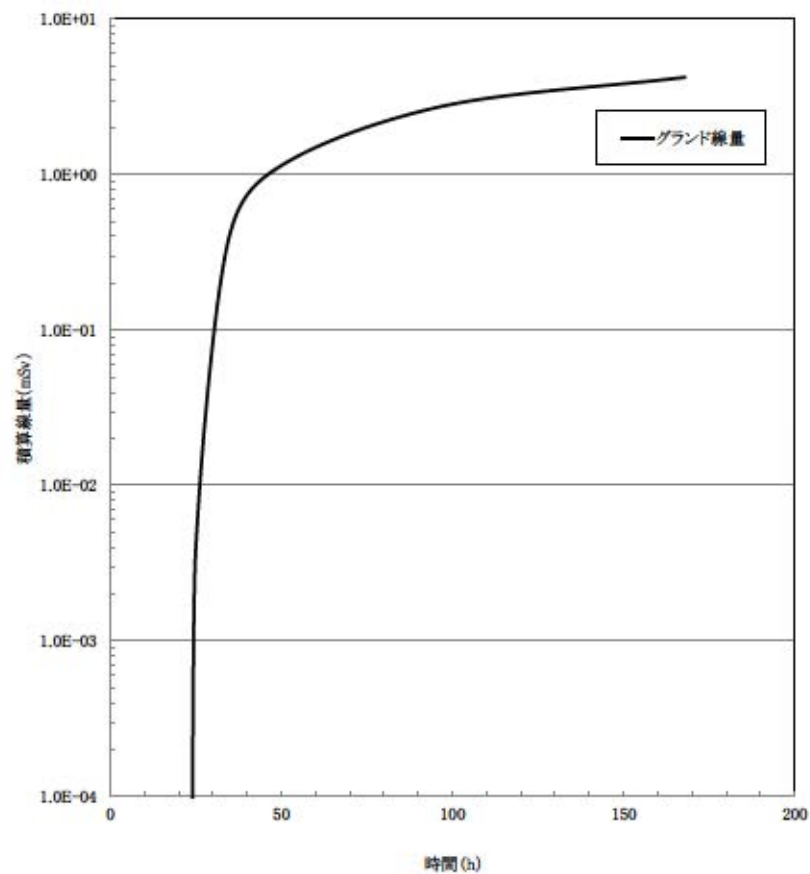


図 1-10-8 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での積算線量の時間変化(0-168時間)

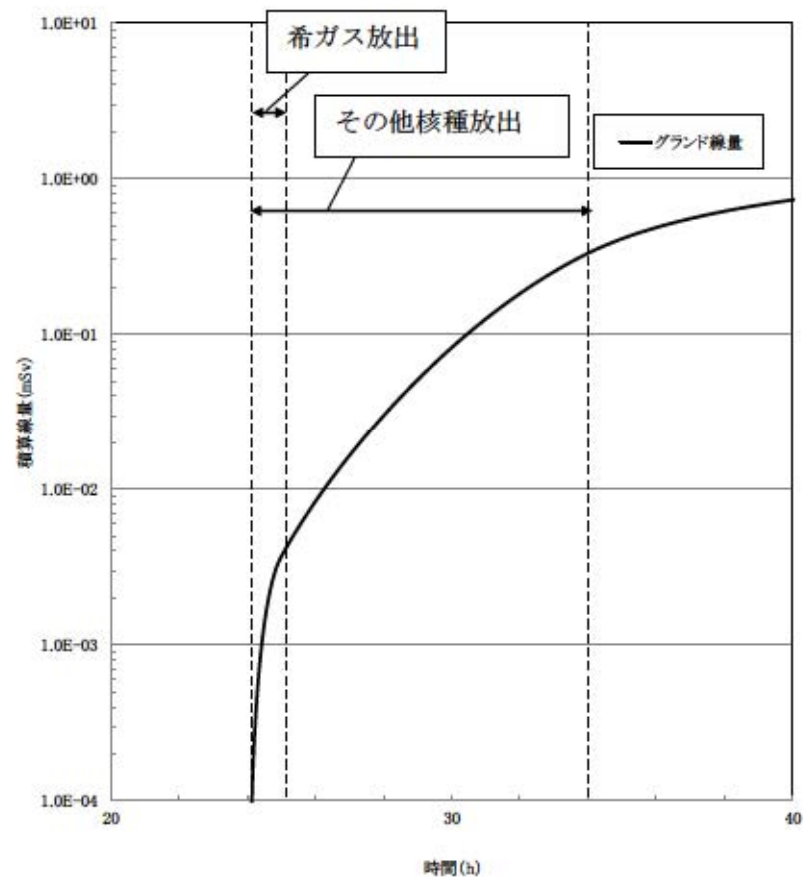
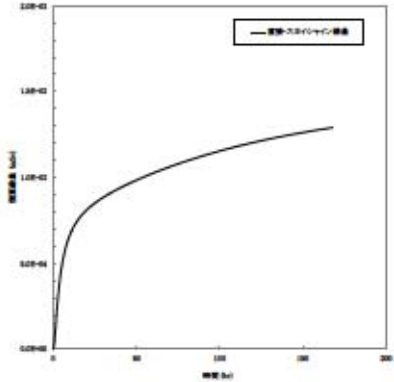
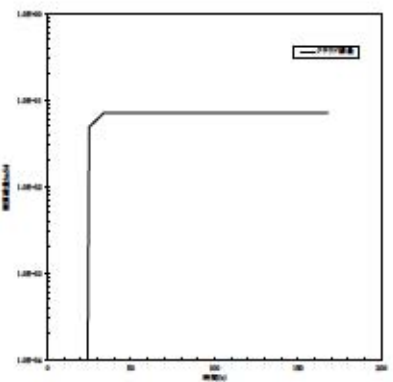
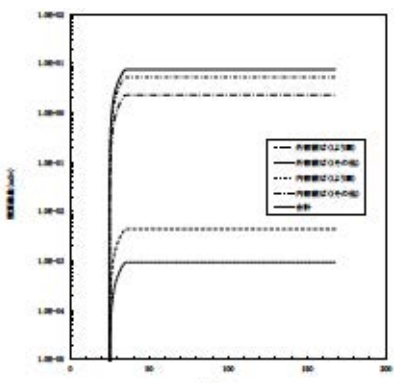
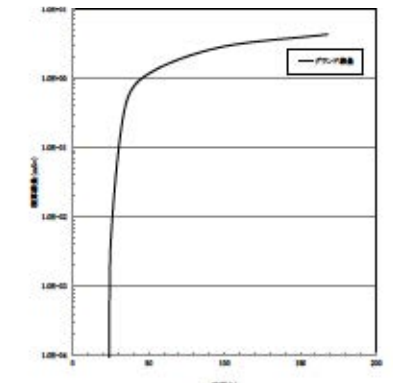


図 1-10-9 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での積算線量の時間変化(20-40時間)

表 1-10-2 各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴（参考）

<p>①建屋からのガンマ線による緊対所内での被ばく</p>	<p>②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による緊対所内での被ばく</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線により、直接・スカイシャイン線量は徐々に増加する。</li> <li>・緊対所には十分な遮蔽があるため、積算線量は約 <math>1.3 \times 10^{-3}</math> mSv/7日である。</li> </ul>	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・クラウド線量は、事象発生後 24～34 時間に放射性物質が放出する期間、線量は増加するものの放射性物質通過後は線量は横ばいとなる。</li> <li>・緊対所の積算線量は約 <math>7.3 \times 10^{-2}</math> mSv/7日と十分小さい。</li> </ul>
<p>③建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による緊対所内での被ばく</p>	<p>④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緊対所内での被ばく</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・積算線量は、放射性物質が通過する事象発生後 24～34 時間に上昇するものの、34 時間以降は放射性物質の放出は無く、緊対所内は換気されるため、積算線量はほぼ横ばいとなる。</li> <li>・緊対所の積算線量は、約 7.7mSv/7日と被ばく経路の中で最も支配的となる。</li> </ul>	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質が通過する事象発生後 24～34 時間は線量が上昇し、34 時間以降は放射性物質の放出はないものの沈着した放射性物質からのガンマ線により徐々に増加する。</li> <li>・緊対所の積算線量は、約 4.3mSv/7日と大きい。</li> </ul>

## 1-11 被ばく評価に係るケーススタディについて

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価については、放射性物質の放出継続時間の想定が、希ガスが1時間、よう素その他の核種が10時間の場合において、表1-11-1のとおりとなっている。

表 1-11-1 径路毎の被ばく評価結果

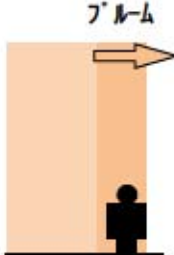



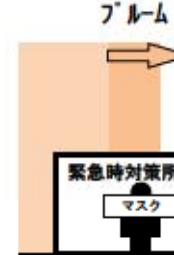
被ばく経路		実効線量 (mSv)
		緊急時対策所
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	② 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.3 \times 10^{-2}$
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.7 \times 10^0$
	④ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)		約 13

緊急時対策所の大規模放出時における外気から取り込まれた放射性物質による線量は約7.7mSvである。この線量については、評価上、ポンペ加圧、フィルタ2段により浄化した外気を取り込むことで被ばくの低減効果を見込んでいる。さらに現実的な低減策として、マスクを着用することが考えられる。そこで、マスクを着用した場合の線量の低減効果を以下に示す。また、上述の現行評価に見込んでいる低減効果についても参考として概念を示す。

各ケースの被ばく低減措置の概念を図1-11-1に、評価条件を表1-11-2に、評価結果を図1-11-2に示す。

表1-11-2及び図1-11-2の結果からマスクを着用することで除去効率(DF)を50見込むことができるため、外気から取り込まれた放射性物質による線量の支配的な内部被ばくの線量が約1/10程度に低減できることから、外気から取り込まれた線量についても約1/10程度に低減できる。



	(参考) 現在の評価のそれぞれの効果				(ケーススタディ) 現実的な効果が期待 できる対策
	外気暴露	空気供給装置	空気供給装置＋ 可搬型空気 浄化装置(1段)	空気供給装置＋ 可搬型空気 浄化装置(2段)	空気供給装置＋ 可搬型空気 浄化装置(2段) ＋マスク着用考慮
評価イメージ	 <p>ブルーム</p>	 <p>ブルーム</p> <p>緊急時対策所</p> <p>空気供給装置 1h</p>	 <p>ブルーム</p> <p>緊急時対策所</p> <p>空気供給装置 1h</p> <p>可搬型 空気浄化 装置 (1段) 25m<sup>3</sup>/min</p>	 <p>ブルーム</p> <p>緊急時対策所</p> <p>空気供給装置 1h</p> <p>可搬型 空気浄化 装置 (2段) 25m<sup>3</sup>/min</p>	 <p>ブルーム</p> <p>緊急時対策所</p> <p>マスク</p> <p>空気供給装置 1h</p> <p>可搬型 空気浄化 装置 (2段) 25m<sup>3</sup>/min</p>

注) 可搬型空気浄化装置＝可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン＋同フィルタユニット

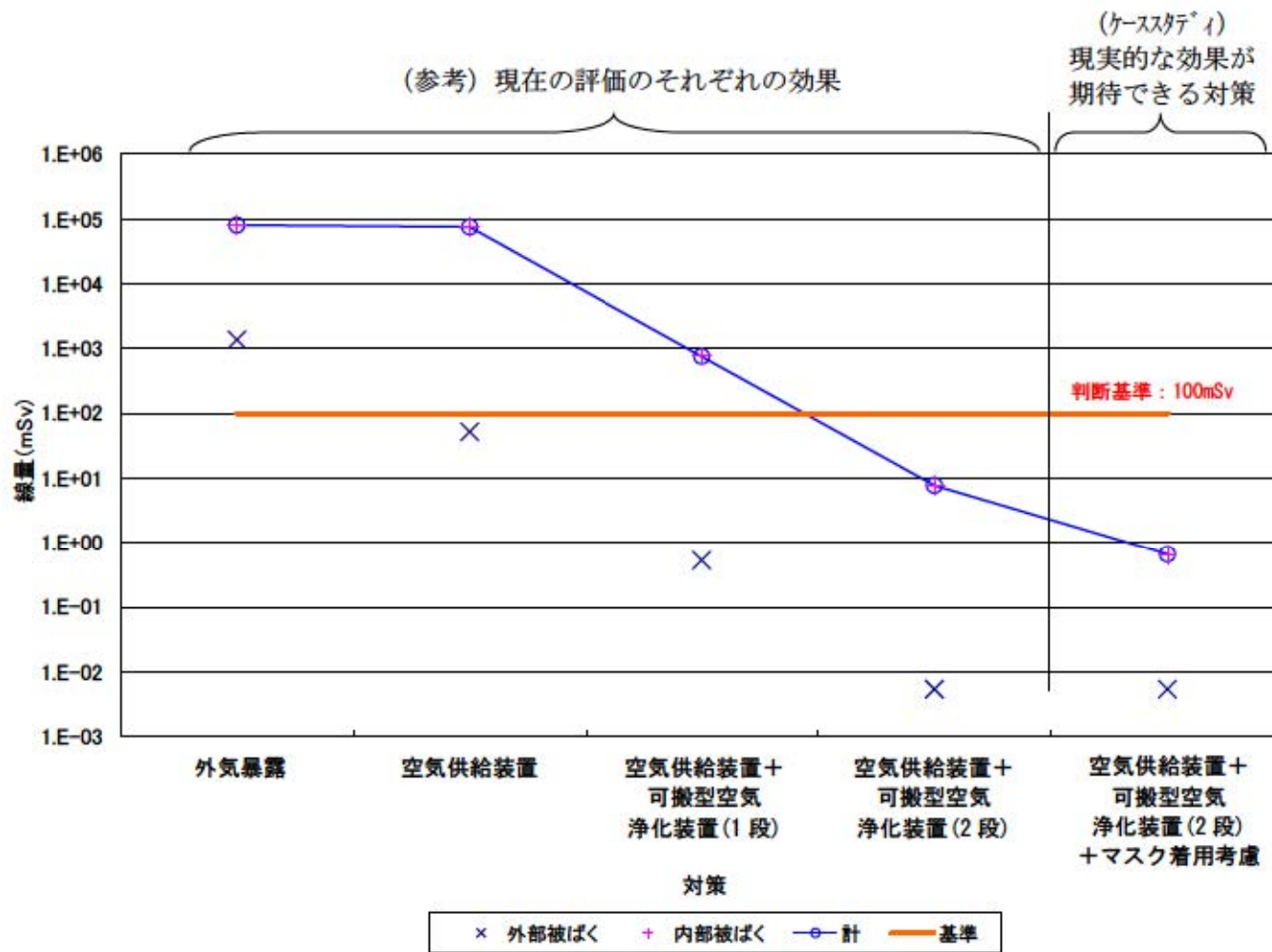
図 1-11-1 被ばく低減措置の概念 (ケーススタディ)

表 1-11-2 被ばく低減措置の評価条件 (ケーススタディ)

	評価項目	現状の評価				(参考) 現実的な効果が期待できる対策		
		外気暴露	空気供給装置	空気供給装置+ 可搬型空気浄化装置(1段)	空気供給装置+ 可搬型空気浄化装置(2段)	空気供給装置+ 可搬型空気浄化装置 (2段) +マスク着用考慮		
評価 条件	環境	相対濃度	約 $9.4 \times 10^{-5}$ (s/m <sup>3</sup> )	同 左	同 左	同 左	同 左	
		相対線量	約 $7.0 \times 10^{-19}$ (Gy/Bq)	同 左	同 左	同 左	同 左	
		建屋内 移流・拡散	—	考慮せず (効果の確認が困難)			同 左	
	低減 策	可搬型空気 浄化設備	—	流量 ブルーム通過中: 25m <sup>3</sup> /min ブルーム通過後: 17m <sup>3</sup> /min	流量 ブルーム通過中: 25m <sup>3</sup> /min ブルーム通過後: 17m <sup>3</sup> /min	流量 ブルーム通過中: 25m <sup>3</sup> /min ブルーム通過後: 17m <sup>3</sup> /min	同 左	
				可搬型 空気浄化設備 無し	DF ・有機よう素: 95% ・無機よう素: 99% ・微粒子 : 99%	DF ・有機よう素: 99.75% ・無機よう素: 99.99% ・微粒子 : 99.99%		
		ポンベ加圧	—	事故後 24~25 時間	同 左	同 左	同 左	
		マスク	—	考慮せず (長時間の着用を回避)			除染係数: 50 (ブルーム通過中の事象 発生後 25~34 時間)	
	評価 結果 mSv	7 日間 計	外部被ばく	1.37E+03	5.21E+01	5.23E-01	5.36E-03	5.36E-03
			内部被ばく	7.88E+04	7.53E+04	7.56E+02	7.71E+00	6.54E-01
			計	8.02E+04	7.53E+04	7.56E+02	7.72E+00	6.59E-01

注) 外気から取り込まれた放射性物質による対策本部での被ばく影響に着目・検討した。

可搬型空気浄化装置=可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン+同フィルタユニット



注) 可搬型空気浄化装置=可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン+同フィルタユニット

図 1-11-2 被ばく低減措置の評価結果 (ケーススタディ)

## 1-12 対策要員の交替時における被ばく線量について

事故時には、個人の被ばく線量管理や緊急時対策所の対策要員数の管理の観点等から、対策要員の交替が必要になる状況を想定しておかなければならない。

この場合、事故発生初期から対策を行っていた要員が退域するときは緊急時対策所から出て発電所構外へ移動することになるため、移動に伴う被ばく線量を考慮し個人線量を管理する必要がある。このため、退域時の被ばく線量を評価することが必要になるが、「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」では97%積算値の気象条件を用いて評価するよう求めているため地表面沈着量が増加し、地表面沈着に伴うグランドシャインによる外部被ばく線量が厳しく算出される。

事故発生時には、対策要員交替のための経路を確保する必要があるが、この際、放射線管理の観点から被ばく線量を低減するために、想定経路における線量測定や必要に応じて経路の変更や除染を実施し、被ばく線量の低減が可能な移動経路が決定されることになる。東京電力がホームページで公表している福島第一原子力発電所構内のサーベイデータ（福島第一原子力発電所サーベイマップ（建屋周辺））では、発電所敷地内の線量率（平成23年3月23日時点）は、0.6mSv/hから130mSv/hまでの範囲で分布しており、このデータからも移動経路は、事故時点の現場状況、線量率の状況により決定されるものと判断される。

今回評価した泊発電所における緊急時対策所居住性評価における線量は、対策員が7日間緊急時対策所に居住した場合の実効線量として、マスク着用を考慮しない場合で約13mSvと低い値である。このため、退域時の被ばく線量を東京電力福島第一原子力発電所構内のサーベイデータのうち最も高い線量率の値を基に、車両による15分間の移動として評価した場合においても居住性評価としての線量は100mSvを超えない。

実際には、先に述べたとおり、線量測定による線量の確認や移動経路の変更等により被ばく線量は大きく低減されるものと考えられる。

## 1-13 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価方法について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価における、「大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内の被ばく」(クラウドシャインガンマ線による被ばく)は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

大気拡散はガウスブルームモデルにより評価しており、相対線量は緊急時対策所内にも線源があると想定したモデルにより評価している。また、遮蔽の効果については建屋の最も薄い厚みを用いて評価しており、いずれも保守的な効果を与える。

具体的な評価方法を以下に示す。

### 1. 放出量及び大気拡散

大気中に放出される放射エネルギーは「61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」の「2.2 大気中への放出量」に示した表1の値を0.5MeV換算値にして用いた。また、相対線量は「2.3 大気拡散の評価」に示した表2の値を用いた。

### 2. 評価体系

緊急時対策所の内部の放射性物質については、「建屋内に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の被ばく」として別途評価しており、クラウドシャインガンマ線による被ばく評価においては、緊急時対策所建屋外の放射性雲中の放射性物質のみを考慮すればよい。しかし本評価では、相対線量を基に評価した線量に対して遮蔽効果を考慮することで評価しており、相対線量は審査ガイドに基づき放射性雲が評価点周り(緊急時対策所の内部)にも存在しているものとして評価している(図1-13-1)。なお、相対線量を算出する評価点は、原子炉格納容器から緊急時対策所への最近接点としている。

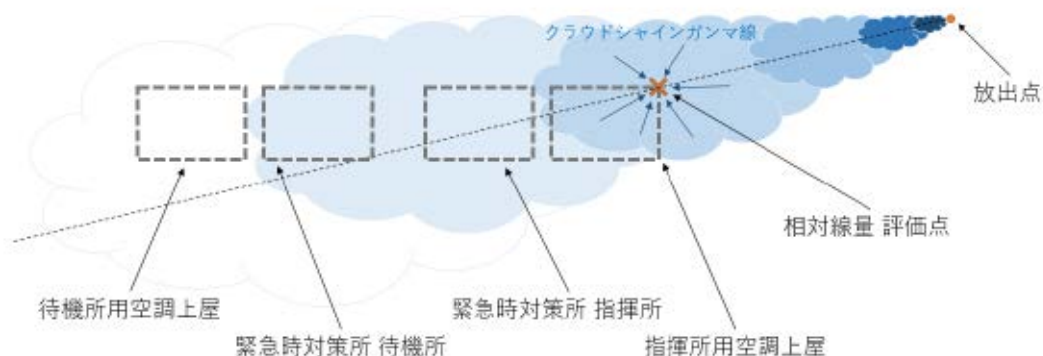


図 1-13-1 ガウスブルームモデルによる相対線量評価イメージ図

本評価では、緊急時対策所遮へいによる減衰効果を考慮して算出しているが、評価上は緊急時対策所の生体遮蔽装置のみによる遮蔽厚さを考慮し、その厚みにおけるコンクリートの減衰率を用いて線量を評価した。また、遮蔽厚さは表 1-13-1 に示す通りであるが、被ばく評価上は、



表 1-13-1 緊急時対策所 生体遮蔽厚さ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### 3. 評価コード

クラウドシャインガンマ線による被ばくは、以下に示す式を用いて評価した。

コンクリートによる $\gamma$ 線の減衰率 $R$ は、クラウドの放射性核種が放出する $\gamma$ 線スペクトルを考慮した線源に対する、コンクリートによる減衰率を QAD-CGGP2R を用いて計算して得られた結果から設定した。

$$D_c = K \cdot (D/Q) \cdot Q \cdot R \cdot 1000$$

- $D_c$  : 滞在時のクラウドからの外部被ばく線量 [mSv]
- $K$  : 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数(1) [Sv/Gy]
- $D/Q$  : 気象データに基づく $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算の相対線量 [Gy/Bq]
- $Q$  : 7 日間の積算放出放射エネルギー ( $\gamma$  線エネルギー 0.5MeV 換算値) [Bq]
- $R$  : コンクリートによる $\gamma$ 線の減衰率 [-]

#### 4. 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 1-13-2 に示す。

表 1-13-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算	実効線量[mSv]
緊急時対策所	7日	$7.26 \times 10^{-2}$

61-7 適合狀況說明資料



## 第34条：緊急時対策所

### <目次>

#### 1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
  - (1)位置、構造及び設備
  - (2)安全設計方針
  - (3)適合性説明
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等(手順等含む)

『61-7 適合状況説明資料』は、34条緊急時対策所まとめ資料のうち資料1の赤枠内の内容が該当するため、次葉以降、該当する34-1-25～34-1-43ページを抜粋添付する。

#### 2. 緊急時対策所

- 2.1 設置場所
- 2.2 建物及び収容人数
- 2.3 電源設備
- 2.4 生体遮蔽装置
- 2.5 換気設備
- 2.6 被ばく評価
- 2.7 チェンジングエリア
- 2.8 重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備
- 2.9 通信連絡設備
- 2.10 配備する資機材等及び保管場所
- 2.11 事故時に必要な要員
- 2.12 泊1, 2号炉使用済燃料ピット発災時の緊急時対策所への影響について

(別添1)

設置許可基準規則等への適合状況説明資料(緊急時対策所(補足説明資料))

#### 3. 技術的能力説明資料

(別添2)

緊急時対策所

以降の資料については、DB まとめ資料「DB34-01 34 条 2 資料 1 適合状況説明資料」を添付する。  
マスキング対象のため、PDF は 2 つ生成する。

(例：本ファイル 1 ページのみ PDF 化し、上記ファイルマスク有とマスク無とでそれぞれ結合する。)

61-8 適合狀況說明資料(補足說明資料)

以降の資料については、DBまとめ資料「DB34-02 34 条 3 別添 1 適合状況説明資料（補足説明資料）」を添付する。

マスキング対象のため、PDF は 2 つ生成する。

（例：本ファイル 1 ページのみ PDF 化し、上記ファイルマスク有とマスク無とでそれぞれ結合する。）