

電気技術規程
原子力編

原子力発電所中央制御室等の事故時居住性に係る
被ばく評価に関する規程

JEAC 4622-20XX

一般社団法人 日本電気協会
原子力規格委員会

原子力発電所中央制御室等の事故時居住性に係る被ばく評価に関する規程 (JEAC4622-20XX) の構成について

JEAC4622-20XX の文書構成では、Ⅰに設計基準事故時の中央制御室運転員の被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順、Ⅱに重大事故時の中央制御室運転員等（中央制御室及び緊急時制御室の運転員並びに緊急時対策所対策要員）の被ばく評価方法を記載しています。これは、想定事象が異なることに加え、評価対象が異なることから、ⅠとⅡに分けたものです。

空気流入率測定試験手順については、設計基準対象施設である中央制御室の換気空調設備が動作可能な条件における試験手順であるため、Ⅰに記載しています。なお、Ⅱの重大事故時における各評価対象の被ばく評価に用いる空気流入率については、Ⅰに記載している空気流入率試験結果を活用できる場合は活用し、活用できない場合は設計値を基に設定することとしています。

原子力発電所中央制御室等の事故時居住性に係る被ばく評価に関する規程

目 次

I. 中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法（設計基準事故編）
及び空気流入率測定試験手順

1. 総則	I-1
1.1 目的	I-1
1.2 適用範囲	I-1
1.3 関連法規	I-1
1.3.1 関連法令，指針	I-1
1.3.2 関連規程等	I-2
1.4 用語の定義	I-2
2. 中央制御室運転員の事故時被ばく評価手法	I-4
2.1 評価の基本的要件	I-4
2.1.1 想定事故	I-4
2.1.2 被ばく経路	I-4
2.1.3 判断基準	I-5
2.2 大気中への放出量の評価	I-9
2.3 大気拡散の評価	I-9
2.3.1 放射性物質の大気拡散	I-9
2.3.1.1 大気拡散の計算式	I-9
2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質 の拡散の違いと具体的な計算条件	I-11
2.3.2 相対濃度 (χ/Q)	I-12
2.3.3 相対線量 (D/Q)	I-12

2.4	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 ガンマ線の評価.....	I-13
2.4.1	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算.....	I-13
2.4.2	直接ガンマ線の計算.....	I-13
2.4.3	スカイシャインガンマ線の計算.....	I-13
2.5	中央制御室運転員の事故時被ばく評価.....	I-13
2.5.1	建屋内線源強度.....	I-14
2.5.2	放射性物質の大気中の拡散.....	I-14
2.5.3	中央制御室内の放射性物質濃度.....	I-14
2.5.4	建屋等の遮蔽効果.....	I-14
2.5.5	評価点.....	I-14
2.5.6	運転員の交替を考慮した被ばく.....	I-15
3.	中央制御室の空気流入率測定試験.....	I-15
3.1	試験目的.....	I-15
3.2	試験対象範囲.....	I-15
3.3	計測器.....	I-15
3.4	試験前必要条件.....	I-15
3.4.1	機器の状態.....	I-15
3.4.2	試験に当たっての遵守事項.....	I-16
3.4.2.1	試験前の中央制御室バウンダリの構成方法.....	I-16
3.4.2.2	気密性を向上するための諸対策の実施.....	I-16
3.4.2.3	トレーサガスの特性の確認.....	I-16
3.4.2.4	測定結果へ影響を与える作業の規制.....	I-16
3.5	試験方法.....	I-16
3.6	判定基準.....	I-16

【附属書（規定）】中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法（設計基準事故編）
及び空気流入率測定試験手順

Ⅱ．中央制御室運転員等の事故時被ばく評価方法（重大事故編）

1. 総則	Ⅱ-1
1.1 目的	Ⅱ-1
1.2 適用範囲	Ⅱ-1
1.3 関連法規	Ⅱ-1
1.3.1 関連法令，指針	Ⅱ-1
1.3.2 関連規程等	Ⅱ-2
1.4 用語の定義	Ⅱ-3
2. 中央制御室運転員等の事故時被ばく評価手法	
2.1 評価の基本的要件	Ⅱ-5
2.1.1 想定事故	Ⅱ-5
2.1.2 被ばく経路	Ⅱ-5
2.1.3 判断基準	Ⅱ-6
2.2 大気中への放出量の評価	Ⅱ-9
2.3 大気拡散の評価	Ⅱ-9
2.3.1 放射性物質の大気拡散	Ⅱ-9
2.3.1.1 大気拡散の計算式	Ⅱ-9
2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散 の違いと具体的な計算条件	Ⅱ-9
2.3.2 相対濃度(χ/Q)	Ⅱ-9
2.3.3 相対線量(D/Q)	Ⅱ-10
2.3.4 放射性物質の地表面への沈着	Ⅱ-10

2.4 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	
ガンマ線の評価	II-10
2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算.....	II-10
2.4.2 直接ガンマ線の計算.....	II-10
2.4.3 スカイシャインガンマ線の計算.....	II-10
2.5 中央制御室運転員等の事故時被ばく評価.....	II-10
2.5.1 建屋内線源強度.....	II-11
2.5.2 放射性物質の大気中の拡散.....	II-11
2.5.3 室内の放射性物質濃度.....	II-11
2.5.4 建屋等の遮蔽効果.....	II-12
2.5.5 評価点.....	II-12
2.5.6 中央制御室運転員等の交替を考慮した被ばく.....	II-12
2.5.7 放射線防護資機材の考慮.....	II-12

【附属書（規定）】中央制御室運転員等の事故時被ばく評価方法(重大事故編)

I. 中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法
(設計基準事故編)
及び
空気流入率測定試験手順

1. 総則

1.1 目的

発電用原子炉施設の原子炉制御室（以下、「中央制御室」という。）は、原子炉冷却材喪失等の事故時においても運転員が立ち入り、一定期間滞在できるようにする必要がある。

本編では、そのために中央制御室運転員の事故時被ばくに係る放射線防護措置の妥当性の確認方法及びこの被ばく評価に用いる空気流入率を確認するための空気流入率測定試験に関する基本的事項を規定する。

なお、具体的な評価の方法及び標準的な空気流入率測定試験の手順については、本規程の附属書（規定）にまとめている。

1.2 適用範囲

本規程は、沸騰水型原子炉施設（以下、「BWR型原子炉施設」という。）及び加圧水型原子炉施設（以下、「PWR型原子炉施設」という。）の中央制御室運転員の設計基準事故時被ばく評価に着目し、評価を実施する際の要件及びそれを満たす基本的方法並びに同評価に用いる空気流入率が妥当であることを確認する試験に適用する。

1.3 関連法規

1.3.1 関連法令、指針

本規程の関連法令、指針を以下に示す。

- (1) 「**实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**」（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号，一部改正令和4年9月26日号外 原子力規制委員会規則第4号）
- (2) 「**实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の解釈**」（平成25年6月19日原子力規制委員会決定，一部改正令和6年3月13日原子力規制委員会決定）
- (3) 「**实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**」（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号，一部改正令和4年9月26日号外 原子力規制委員会規則第4号）
- (4) 「**实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**」（平成25年6月19日原子力規制委員会決定，一部改正令和5年10月11日原子力規制委員会決定）
- (5) 「**発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針**」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定，一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会）
- (6) 「**発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針**」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定，一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会）
- (7) 「**発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針**」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定，一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会）
- (8) 「**発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針**」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定，一部改訂平成18年9月19日原子力安全委員会）
- (9) 「**核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限**

度等を定める告示」(平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会告示第 8 号, 最終改正令和 2 年 3 月 18 日原子力規制委員会告示第 7 号)

1.3.2 関連規程等

本規程の関連規程等を参考として以下に示す。

- (1) JEAC 4615-2020「原子力発電所放射線遮蔽設計規程」
- (2) Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors (Regulatory Guide 1.195, May 2003)
- (3) Control Room Habitability at Light-Water Nuclear Power Reactors (Regulatory Guide 1.196, Jan 2007)
- (4) Demonstrating Control Room Envelope Integrity at Nuclear Power Reactors (Regulatory Guide 1.197, May 2003)
- (5) Control Room Habitability System (Standard Review Plan 6.4, Mar 2007)
- (6) 空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2020「トレーサガスを用いた単室の換気量測定法」
- (7) 米国材料試験協会規格 ASTM E741-24 “Standard Test Method for Determining Air Change in a Single Zone by Means of a Tracer Gas Dilution”
- (8) 日本産業規格 JIS K 0055:2002「ガス分析装置校正方法通則」
- (9) 日本産業規格 JIS K 0114:2012「ガスクロマトグラフィー通則」
- (10) 空気調和・衛生工学便覧 第 14 版(空気調和・衛生工学会, 2010)

1.4 用語の定義

- (1) 中央制御室
反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置, 非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置, 原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する装置, 主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置を運転操作する施設。
- (2) 中央制御室エンベロープ
中央制御室換気空調設備【解説 1.1】により設計基準事故時に空調される部屋。発電所によっては, 給湯室, 洗面所等の運転員が中央制御室にとどまるための居住設備, 事故時に中央制御室換気空調設備で空調されるリレー室, 廃棄物処理制御室, 中央制御室換気空調機械室等が含まれる。
- (3) 中央制御室バウンダリ
中央制御室換気空調設備により設計基準事故時に空調される範囲の境界。
すなわち, 中央制御室エンベロープの境界と中央制御室エンベロープ内空気を内包する空調機器で中央制御室エンベロープ外に設置されている部分の境界。【解説 1.2】
- (4) 原子炉施設
原子炉及びその付属施設のことであり, 発電用原子炉施設では原子力発電に必要な設備全体。

- (5) 原子炉格納容器
容器内の機器から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するために設けられ、原子炉、原子炉冷却設備及びその関連設備を格納する容器。
- (6) 原子炉建屋
原子炉格納容器及びその関連施設を収容する建屋。
- (7) 放射線防護措置
原子炉施設の運転監視、及び事故時における原子炉の安全性確保のための手動操作を行う際に、運転員が制御室に立ち入り、一定期間とどまって適切な対応操作を行う間に過度の被ばくを受けないように施されるべき防護対策。
具体的には、設計基準事故時の放射線に対する遮蔽設備並びに放出放射性物質に対する換気設備設計等設備面及び防護具等運用面の対策。
- (8) 線源
放射線の発生源のことであり、本規程では、設計基準事故時に原子炉施設内で放射性物質が存在している場所。
- (9) 相対濃度 (C/Q)
評価地点の単位放出率当たりの放射性物質の空气中濃度。
- (10) 相対線量 (D/Q)
評価地点の単位放出率当たりの線量率。
- (11) 想定事故
中央制御室内で操作を行う運転員の被ばくを評価するために設定した設計基準事故。
- (12) プルーム
大気中に放出された煙の流れ（煙流）であり、原子炉施設の安全評価では、大気中に放出される放射性物質。
- (13) 入退域
運転員が交替のために、中央制御室への入退室及びそれに付随する必要な行為。
- (14) 空気流入率
中央制御室換気空調設備のチャコールフィルタを通らずに中央制御室バウンダリ内に流入する単位時間当たりの空気量と中央制御室バウンダリ内の体積との比。
- (15) トレーサガス
空気の移動を確認するため、空気に混合して濃度を測定するガス。トレーサガスには一般に環境条件により状態変化しにくく、測定装置で検出しやすい、人体に影響のないガスが使用される。【解説 1.3】

2. 中央制御室運転員の事故時被ばく評価手法

2.1 評価の基本的要件

2.1.1 想定事故

設計基準事故における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たって想定する事故は、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故であり、原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出の2種類を考える。ただし、原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は、被ばく評価の過程の主要な評価項目である大気中への放出量及び大気拡散の評価において明らかに一方の事故で包含できると判断できる場合は、評価結果の厳しい事象で代表してもよい。

- (1) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。
- (2) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。

2.1.2 被ばく経路

中央制御室内滞在時及び入退域時の被ばくは、次の被ばく経路について評価する。

(図 2.1.1, 図 2.1.2, 図 2.1.3, 図 2.1.4)

- (1) 中央制御室内滞在時の被ばく評価
 - a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばくを、次の2つの経路を対象にして計算する。
 - 1) 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
 - 2) 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
 - b) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく
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被ばくを計算する。
 - c) 大気中に放出され、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の2つの被ばく経路を対象にして計算する。
 - 1) 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
 - 2) 中央制御室内へ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
- (2) 入退域時の被ばく評価
 - a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の2つの経路を対象として計算する。
 - 1) 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
 - 2) 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
 - b) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく
大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の2つの被ばく経路を対象にして計算する。

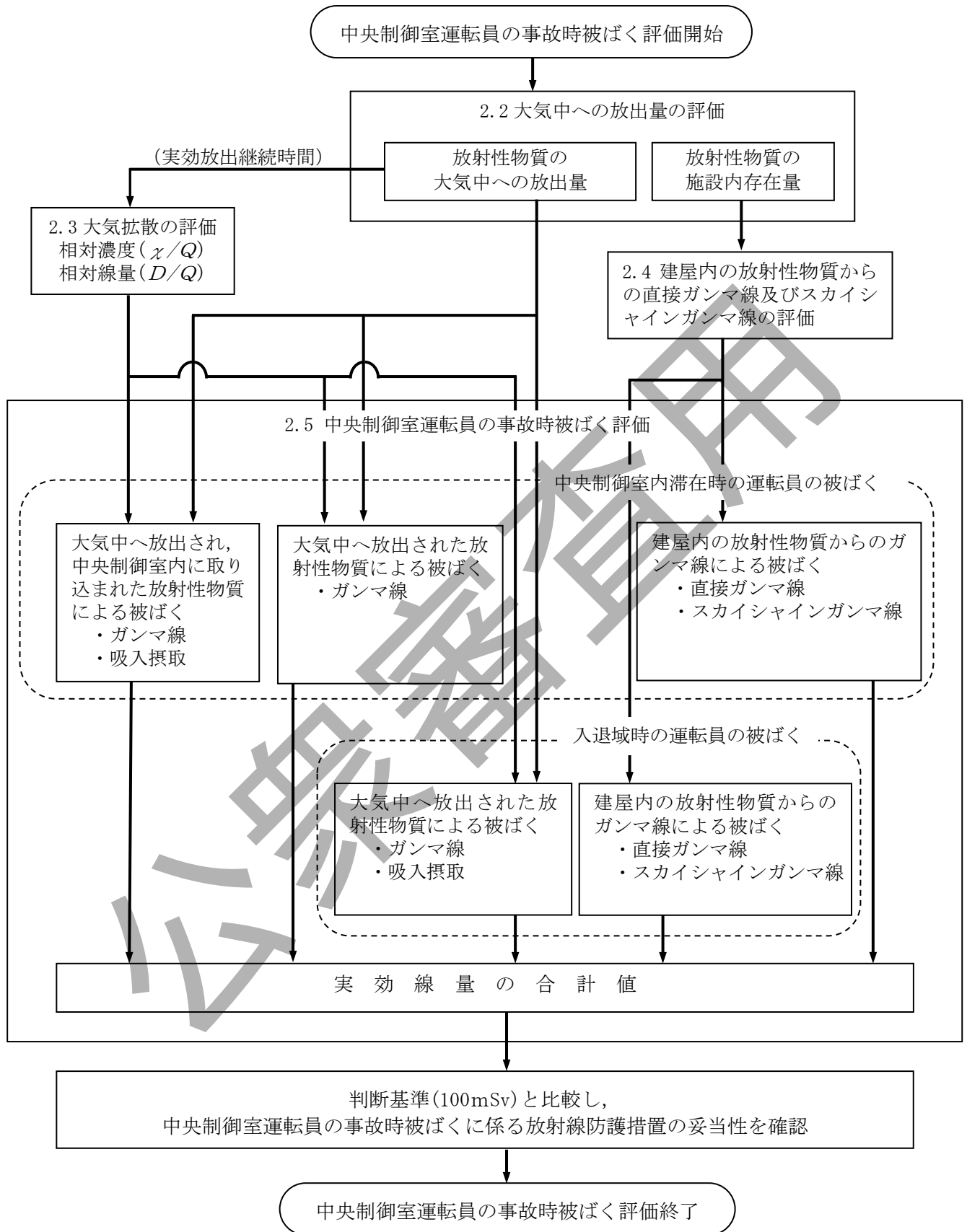
- 1) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
- 2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

2.1.3 判断基準

「2.1.1 想定事故」に対して、「2.1.2 被ばく経路」の(1)中央制御室内滞在時の被ばく評価及び(2)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

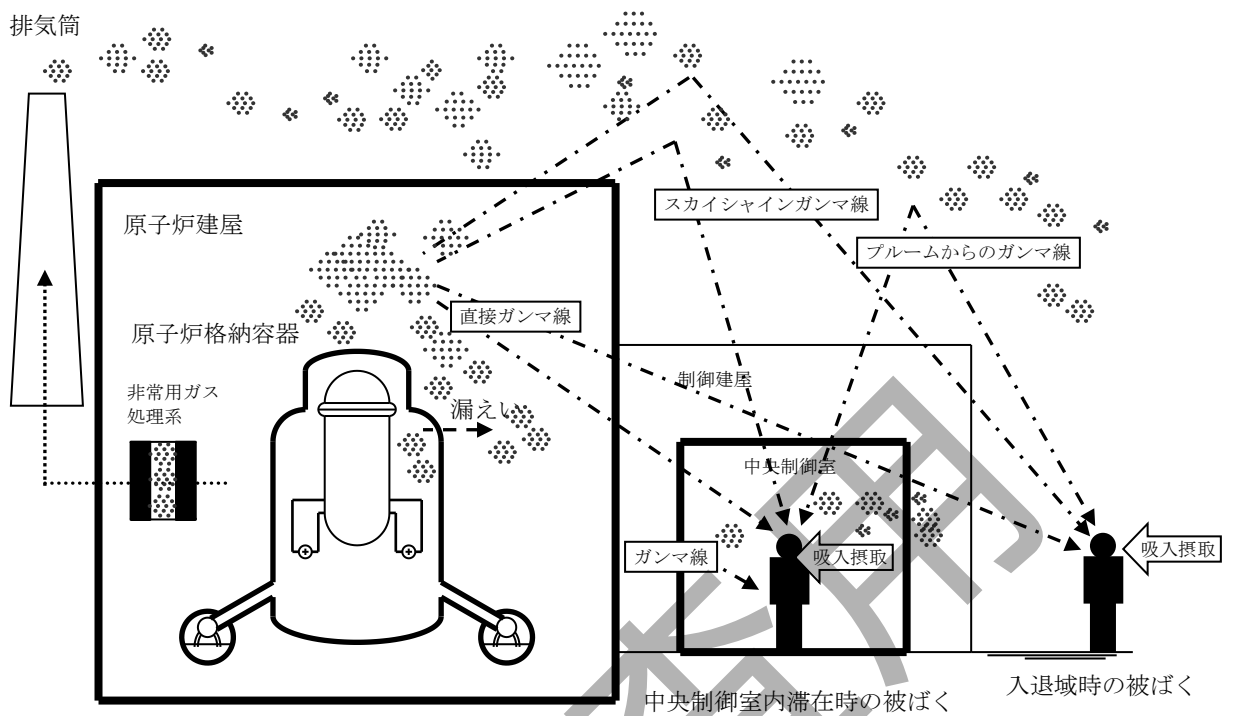
- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSvを超えない。【解説2.1】

ハ
ン
ダ
ク
ラ
イ
ブ
の
本
日
用

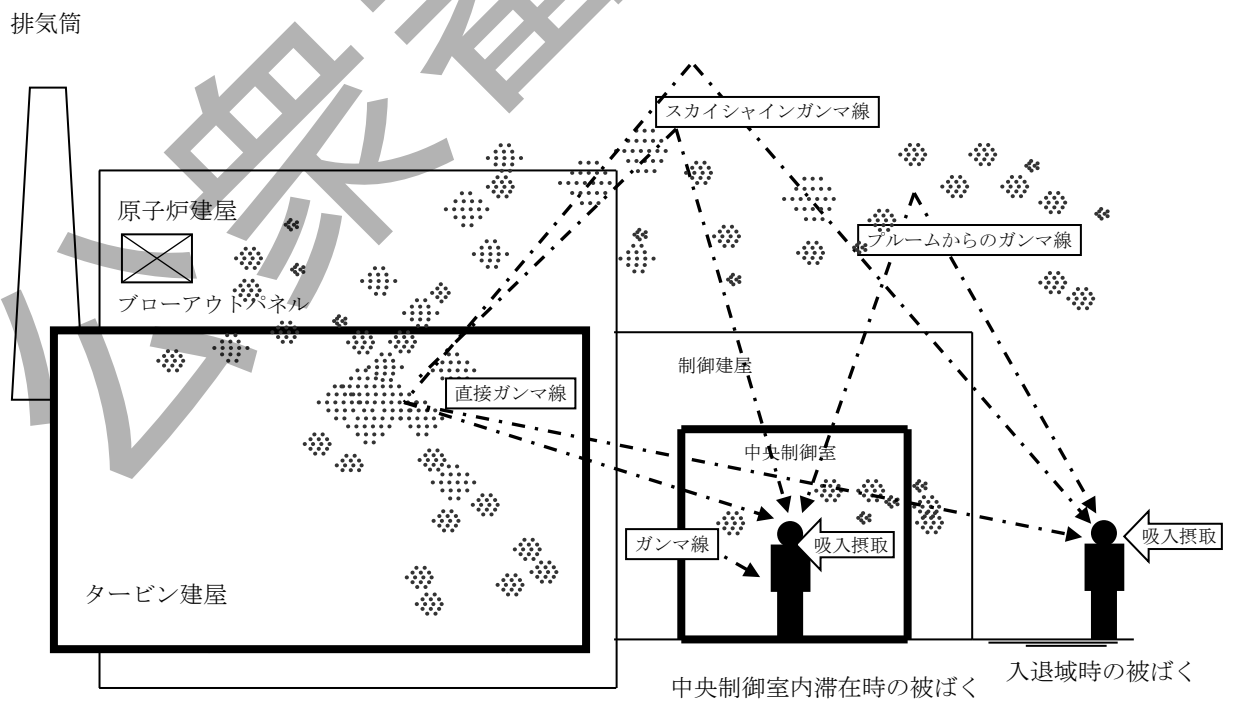


図中の番号は章の番号を示す。

図 2.1.1 中央制御室運転員の事故時被ばく評価の流れ

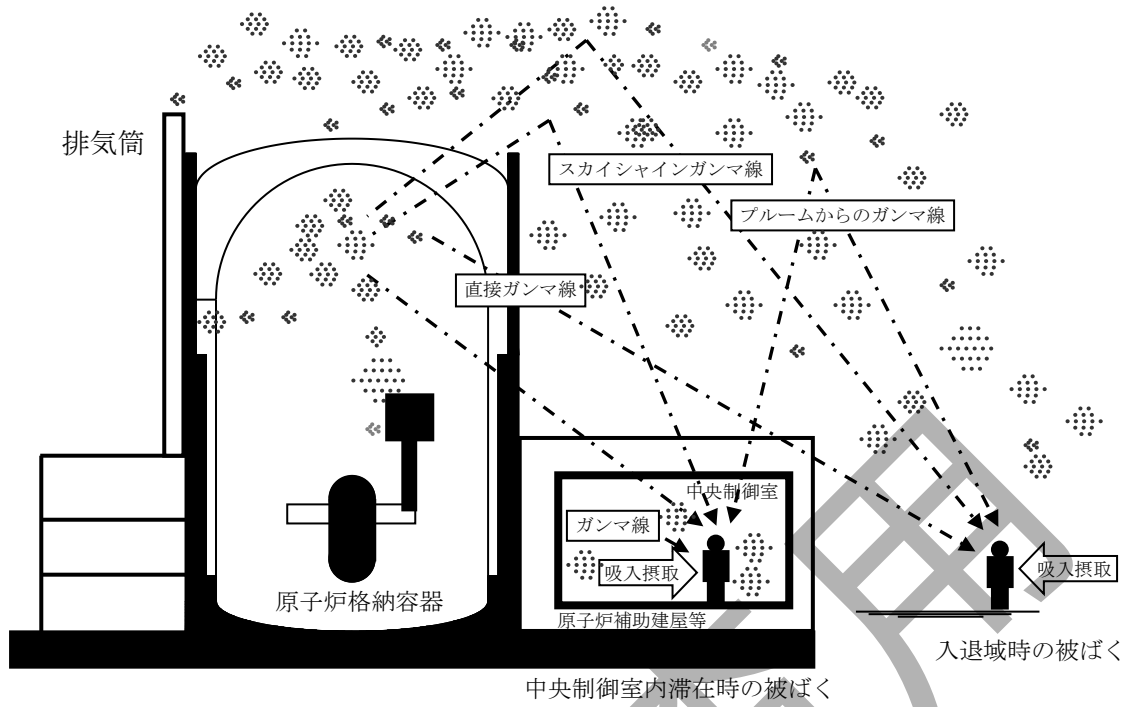


(a) 原子炉冷却材喪失

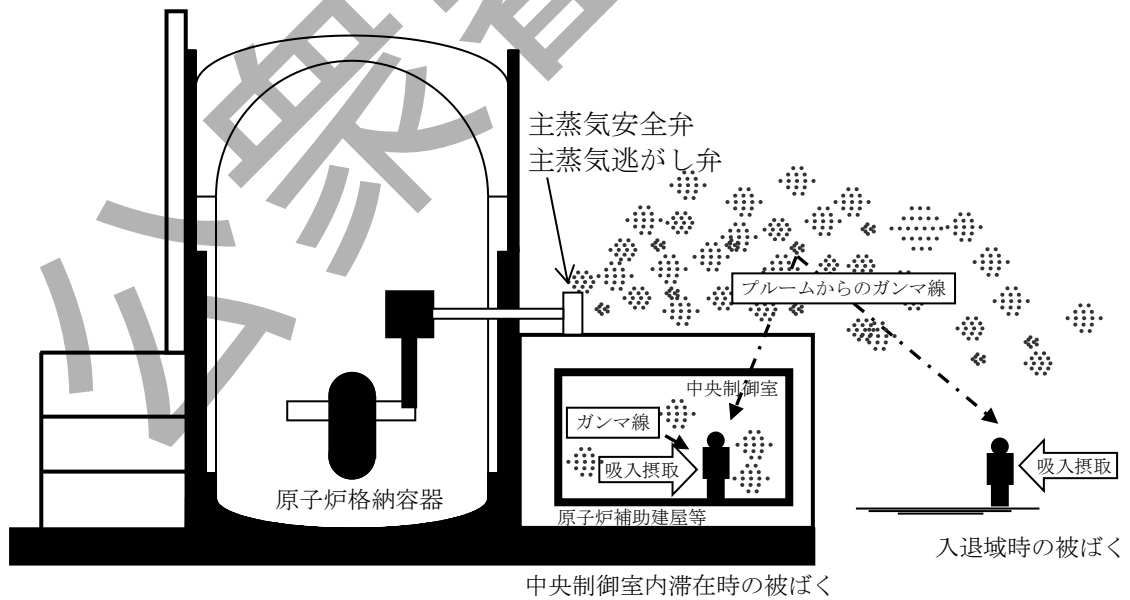


(b) 主蒸気管破断

図2.1.2 中央制御室運転員の事故時被ばく評価の被ばく経路 (BWR型原子炉施設)



(a) 原子炉冷却材喪失



(b) 蒸気発生器伝熱管破損

図2.1.3 中央制御室運転員の事故時被ばく評価の被ばく経路 (PWR型原子炉施設)

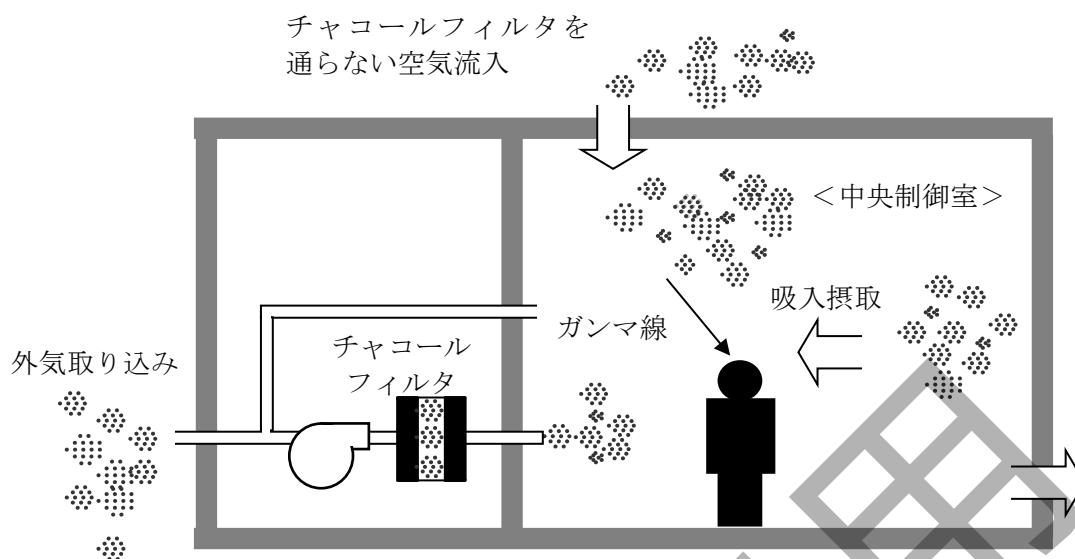


図2.1.4 取り込まれた放射性物質による中央制御室内滞在時の被ばく経路

2.2 大気中への放出量の評価

事故時の放射性物質の放出量の評価手法は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会) (以下、「安全評価審査指針」という。)を参考とし、原子炉冷却材喪失(BWR及びPWR)、主蒸気管破断(BWR)、蒸気発生器伝熱管破損(PWR)の評価手法に準じるものとする。【解説2.2】

2.3 大気拡散の評価

2.3.1 放射性物質の大気拡散

2.3.1.1 大気拡散の計算式

放射性物質の大気拡散の計算式は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会) (以下、「気象指針」という。)に記載の計算式を適用する。

(1) 建屋の影響がない場合の基本拡散式

放射性物質の空气中濃度(χ)又は放出源における放出率で規格化した相対濃度(χ/Q)は、放出源の高さ、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、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。

なお、放射性物質の大気拡散評価においては、放射性物質の大気中への放出源を点とみなせることから、以降放出源を放出点とする。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \times \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \\ \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (2.3.1)$$

(2) 建屋の影響がある場合の基本拡散式

建屋の影響がある場合には、放射性物質の空气中濃度(χ)又は放出点における放出率で規格化した相対濃度(χ/Q)は、平地における大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋の風下側での巻き込みによる初期拡散パラメータ σ_{y0} 及び σ_{z0} を加えた総合的な拡散パラメータである Σ_y 及び Σ_z を適用して計算する。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \\ \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (2.3.2)$$

$$\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2, \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$$

$$\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$$

ここで、(2.3.1)式及び(2.3.2)式において、

- $\chi(x, y, z)$: 座標(x, y, z)における放射性物質の空气中濃度 (Bq/m³)
- Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)
- U : 放出点を代表する風速 (m/s)
- λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)
- H : 放射性物質の放出点の高さ (m)
- z : 評価点の高さ (m)
- Σ_y : 建屋の影響を加えた濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m)
- Σ_z : 建屋の影響を加えた濃度の z 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_y : 平地での濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_z : 平地での濃度の z 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_{y0} : 建屋の風下側の巻き込みの影響による y 方向の初期拡散パラメータ (m)
- σ_{z0} : 建屋の風下側の巻き込みの影響による z 方向の初期拡散パラメータ (m)
- A : 風向に垂直な建屋の投影面積 (m²)
- c : 形状係数 (-)

拡散式の座標は、放出点直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。

(3) 気象データ

風向、風速、大気安定度等については、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のデータを拡散式に用いる。放出点の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。

2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件

(1) 建屋の影響の有無の判定条件

放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係により、建屋の影響の有無を以下のとおり判定して大気拡散の計算をする。

次の a)～c) に示す条件全てに該当した場合、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仮定する。

- a) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合
- b) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 2.3.1 の領域 A_n)の中にある場合
- c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

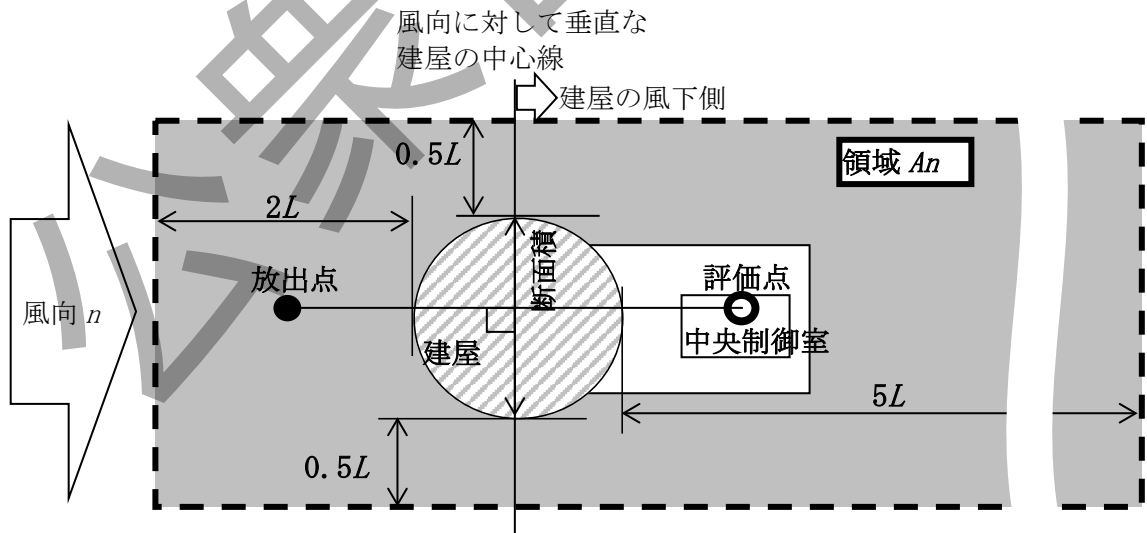


図 2.3.1 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれ評価点に到達する条件
(水平断面での位置関係)

注： L は風向に垂直な建屋又は建屋群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

- (2) 建屋の影響がある場合の計算に必要な具体的な条件
- a) 放射性物質濃度の評価点の選定
 - 1) 事故時に外気の取り入れを行う場合
外気取入口の設置されている点を評価点とする。
 - 2) 事故時に外気の取り入れを遮断する場合
建屋の影響がある場合には、放射性物質の濃度は風下距離に対してほぼ一様となることを考慮し、中央制御室が設置されている建屋表面上の適切な点を評価点として選定する。
 - b) 評価対象とする風向の方位
建屋の風下側での放射性物質の拡がりを包含する複数の風向の方位を対象とする。
- 【解説 2.3】
- c) 建屋投影面積
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。

- (3) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件
- a) 放射性物質濃度の評価点の選定
建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは σ_y 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。
 - 1) 事故時に外気の取り入れを行う場合
外気取入口の設置されている点を評価点とする。
 - 2) 事故時に外気の取り入れを遮断する場合
当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。
 - ① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離
 - ② 放出点との高度差が最小となる建屋面
 - b) 評価対象とする風向の方位
建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。

2.3.2 相対濃度 (C/Q)

事故後に放射性物質の放出が継続している時間の気象条件の変化及び事故が1年間の任意の時間に発生することを考慮した相対濃度を用いる。

相対濃度は、「気象指針」に記載されている計算方法を適用するものとする。

なお、建屋の影響がある場合には、実効放出継続時間が8時間を超えた場合でも、「気象指針」に記載の「短時間放出の式」を用いてもよい。【解説 2.4】

また、2.3.1.2(1)において建屋の影響ありと判断された場合、建屋の風下側での放射性物質の拡がりを包含する複数の風向の方位を対象とする。

2.3.3 相対線量 (D/Q)

大気中に放出された放射性物質に起因するプルームからのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。

空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。

なお、2.3.1.2(1)において建屋の影響ありと判断された場合、相対濃度 x/Q の計算と同様、建屋の風下側での放射性物質の拡がりを含む複数の風向の方位を対象とする。

2.4 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の計算は以下の流れに沿って行い、2.4.1 から 2.4.3 に示す方法によって計算する。

- (1) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源となる建屋内線源強度の計算
- (2) 直接ガンマ線の計算
- (3) スカイシャインガンマ線の計算

2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算は、「安全評価審査指針」を参考とし、原子炉冷却材喪失(BWR 及び PWR)、主蒸気管破断(BWR)の評価手法に準じるものとする。

2.4.2 直接ガンマ線の計算

- (1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。
- (2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy とする。

2.4.3 スカイシャインガンマ線の計算

- (1) 建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、建屋の構造、配置及び地形条件を考慮して計算する。
- (2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy を用いる。

2.5 中央制御室運転員の事故時被ばく評価

中央制御室運転員の事故時被ばく評価においては、「2.1.2 被ばく経路」に示した、以下の被ばく経路による実効線量について計算する。

- (1) 中央制御室内滞在時の被ばく
 - a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 - b) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく
 - c) 大気中に放出され、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
- (2) 入退城時の被ばく
 - a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 - b) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

さらに、全ての被ばく経路における実効線量を合計する。

各々の被ばく経路について、主要な評価条件を2.5.1から2.5.6に示す。

2.5.1 建屋内線源強度

建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(2.1.2(1)a)及び2.1.2(2)a)の被ばく経路)の計算に用いる、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度については、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」に基づく。

2.5.2 放射性物質の大気中の拡散

大気中に放出された放射性物質による被ばく(2.1.2(1)b)及び2.1.2(2)b)の被ばく経路)及び、大気中に放出され、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(2.1.2(1)c)の被ばく経路)の計算に用いる、放射性物質の大気中への放出量については、「2.2 大気中への放出量の評価」に基づく。さらに、放射性物質の大気拡散条件については、「2.3.2 相対濃度(ρ/Q)」及び「2.3.3 相対線量(D/Q)」に基づく。

2.5.3 中央制御室内の放射性物質濃度

大気中に放出され、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(2.1.2(1)c)の被ばく経路)の計算に用いる、中央制御室内の放射性物質濃度については、当該建屋周辺の空気中から、次の(1)及び(2)の経路で取り込まれる放射性物質を考慮して計算する。

- (1) 中央制御室換気空調設備によって室内に取り込まれる放射性物質
- (2) 適切に定めた空気流入率によりチャコールフィルタを通らずに直接中央制御室内に取り込まれる放射性物質【解説2.5】

2.5.4 建屋等の遮蔽効果

建屋内及び大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく(2.1.2(1)a)、2.1.2(2)a)及び2.1.2(1)b)の被ばく経路)の計算においては、線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を考慮する。

2.5.5 評価点

線量の評価点は、以下のとおりとする。

- (1) 中央制御室内滞在時の、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(2.1.2(1)a)の被ばく経路)及び大気中へ放出された放射性物質による被ばく(2.1.2(1)b)の被ばく経路)については、中央制御室遮蔽壁内側、中央制御室換気空調設備の外気取入口、中央制御室の中心位置等の代表点を選定し評価点とする。
- (2) 大気中に放出され、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(2.1.2(1)c)の被ばく経路)については、放射性物質が中央制御室の体積に等価な半球中に一様に分布するとし、その半球の中心に運転員が居るものとする。

(3) 入退域時の被ばく (2.1.2(2)a) 及び 2.1.2(2)b) の被ばく経路) については、入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に 15 分間滞在し続けると仮定するか、又は、入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。

2.5.6 運転員の交替を考慮した被ばく

通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して、中央制御室内の滞在時間あるいは入退域での所要時間を計算し、30 日間の積算線量を滞在時間あるいは入退域での所要時間の割合で配分する。

3. 中央制御室の空気流入率測定試験

3.1 試験目的

中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法の入力条件のうち、中央制御室内にチャコールフィルタを通らずに直接取り込まれる放射性物質濃度を計算するために適切に定めた空気流入率について、その妥当性を示すことが本試験の目的である。

3.2 試験対象範囲

中央制御室バウンダリ内を試験対象範囲とする。

3.3 計測器

試験に使用する計測器については、本規程において要求している性能が確認され、かつ、保証できるよう、適切な校正及び管理を実施しなければならない。

また、トレーサガス濃度の測定は、ガス分析に精通している者、若しくは、その管理又は指導のもとに行わせる。

3.4 試験前必要条件

3.4.1 機器の状態

試験は、原則として、原子炉冷却材喪失等の事故時における中央制御室換気空調設備の作動状態かつ中央制御室バウンダリ内に対して行わなければならない。つまり、事故時に中央制御室換気空調設備の機器が自動起動する場合は起動状態、機器が自動停止する場合は停止状態、自動的に閉となる隔離ダンパは閉止状態、自動的に開となる隔離ダンパは開放状態とする。ただし、事故時に連続的に外気を少量取り込む場合又は間欠的に外気を取り込む場合は、空気流入率測定試験の本来の目的が、中央制御室の気密性を確認するために漏えい量を測定することであることから、外気取入口のダンパ又は手動弁を閉止して試験を実施し、被ばく評価において連続少量取込み又は間欠取込みを考慮することとする。また、中央制御室バウンダリに隣接する部屋の換気空調設備についても、事故時と同等の状態で行うことが望ましい。

3.4.2 試験に当たっての遵守事項

3.4.2.1 試験前の中央制御室バウンダリの構成方法

中央制御室バウンダリを構成するダンパの閉止は、原則として、事故時の作動方式により閉止しなければならない。事故時に作動すべきダンパは、試験に向けたバウンダリ構成の際に、試験時のみにおける空気流入を減少させることを目的とした増締め、調整を実施してはならない。

3.4.2.2 気密性を向上するための諸対策の実施

試験に先立ち、扉のシール(パッキン)を交換する、ケーブル貫通部のシール補修(コーキング)をするといった気密性を向上するための諸対策を講じることは差し支えない。ただし、試験のための一時的な対策であってはならない。

3.4.2.3 トレーサガスの特性の確認

トレーサガスの物理的、化学的な特性を確認し、必要な措置を講じる。例えば、高温条件下で有毒物質を発生する場合は中央制御室バウンダリ内での火気作業を禁止する、トレーサガス濃度が異常に上昇すると酸欠のおそれがある場合は試験を中止する濃度を定めるといった試験時の措置をあらかじめ定めておかなければならない。

3.4.2.4 測定結果へ影響を与える作業の規制

測定結果に影響を与えるおそれのある事項、例えば、有機溶剤を使用する作業の扱い及び中央制御室エンベロープへの入退域の扱いについて事前に検討し、必要な措置を講じるようにしなければならない。

3.5 試験方法

試験は、米国材料試験協会規格 ASTM E741-24 及び空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2020 に規定された「濃度減衰法」に準拠して実施する。【解説 3.1】

(濃度減衰法)

中央制御室バウンダリ内へトレーサガスを注入完了後、適切な時間間隔で濃度測定を行い、サンプリング時間に対するトレーサガス濃度の対数の傾きを中央制御室の空気流入率とする。

3.6 判定基準

試験結果から得られた空気流入率の 97.5%片側信頼限界の上限値が管理目標値【解説 3.2】を上回らないことを判定基準とする。

中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法
(設計基準事故編)

【解説】

中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法（設計基準事故編）【解説】

目 次

【解説 1.1】 中央制御室換気空調設備	I-解説-1
【解説 1.2】 中央制御室バウンダリ	I-解説-5
【解説 1.3】 トレーサガス	I-解説-6
【解説 2.1】 判断基準	I-解説-6
【解説 2.2】 想定する事故時の放射性物質の放出	I-解説-6
【解説 2.3】 建屋の影響がある場合の評価すべき方位	I-解説-7
【解説 2.4】 建屋の影響がない場合の長時間平均の処理式を、 建屋の影響がある場合に適用することが適切でない理由	I-解説-7
【解説 2.5】 被ばく評価の入力条件として用いる空気流入率	I-解説-8
【解説 3.1】 試験方法	I-解説-8
【解説 3.2】 管理目標値	I-解説-9

【解説 1.1】中央制御室換気空調設備

中央制御室換気空調設備は、一般的に、空調装置(空調ユニット)、送風機、排風機、非常用の再循環フィルタ装置(非常用循環フィルタユニット)、再循環送風機(非常用循環ファン)、ダンパ及びダクトで構成される。

中央制御室換気空調設備の再循環フィルタ装置(非常用循環フィルタユニット)内にはチャコールフィルタがあり、事故時に中央制御室エンベロープに取り込まれた放射性よう素を吸着し、運転員の被ばく線量を低減させる。中央制御室換気空調設備には、以下の運転モードがある。

(1) 通常運転モード

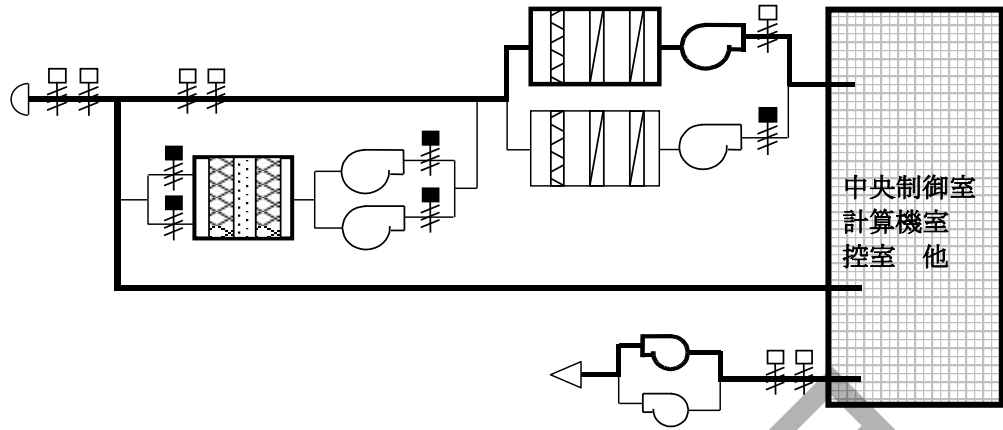
一部外気を取り入れながら、送風機にて中央制御室エンベロープの空気を再循環し、空調装置にて温湿度調整を行う運転モード。(解説図 1.1.1a, 1.1.2a)

(2) 非常用再循環モード

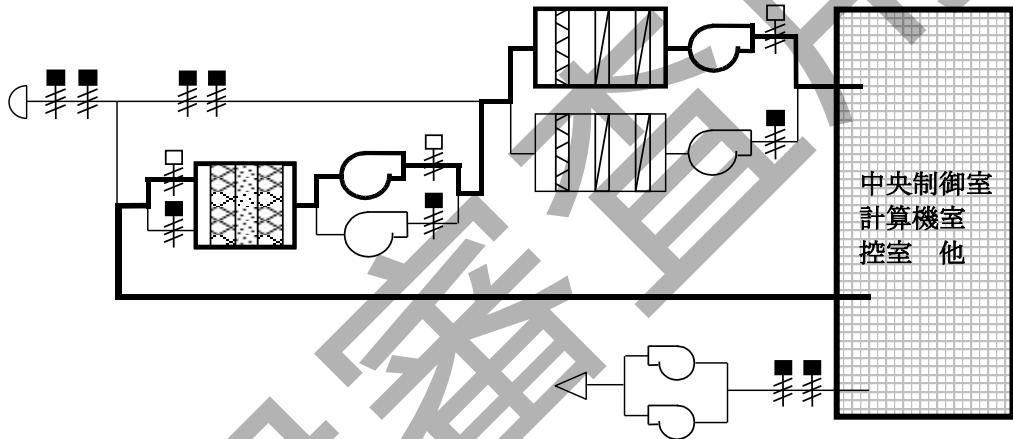
通常の外気取入ライン及び排気ラインを隔離すると同時に、中央制御室バウンダリ内の空気の全量を再循環させる運転モード。このとき、再循環空気の一部又は全量を非常用の再循環フィルタ装置にて放射性よう素を低減した後、空調装置に戻るよう運転する。(解説図 1.1.1b, 1.1.2b)

(3) 事故時外気取入モード

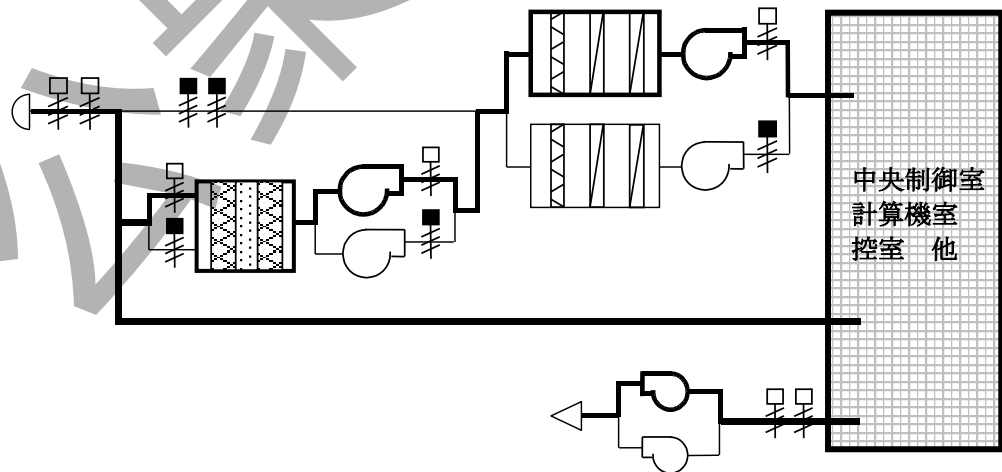
通常の外気取入ライン及び排気ラインを隔離した後、連続的に又は間欠的に外気を取り入れる運転モード。(解説図 1.1.1c)



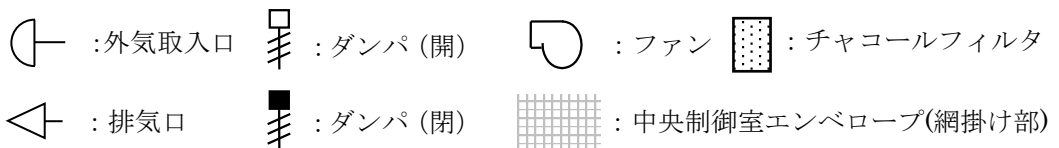
解説図 1.1.1a 中央制御室換気空調設備概略系統図例(BWR)(通常運転モード)

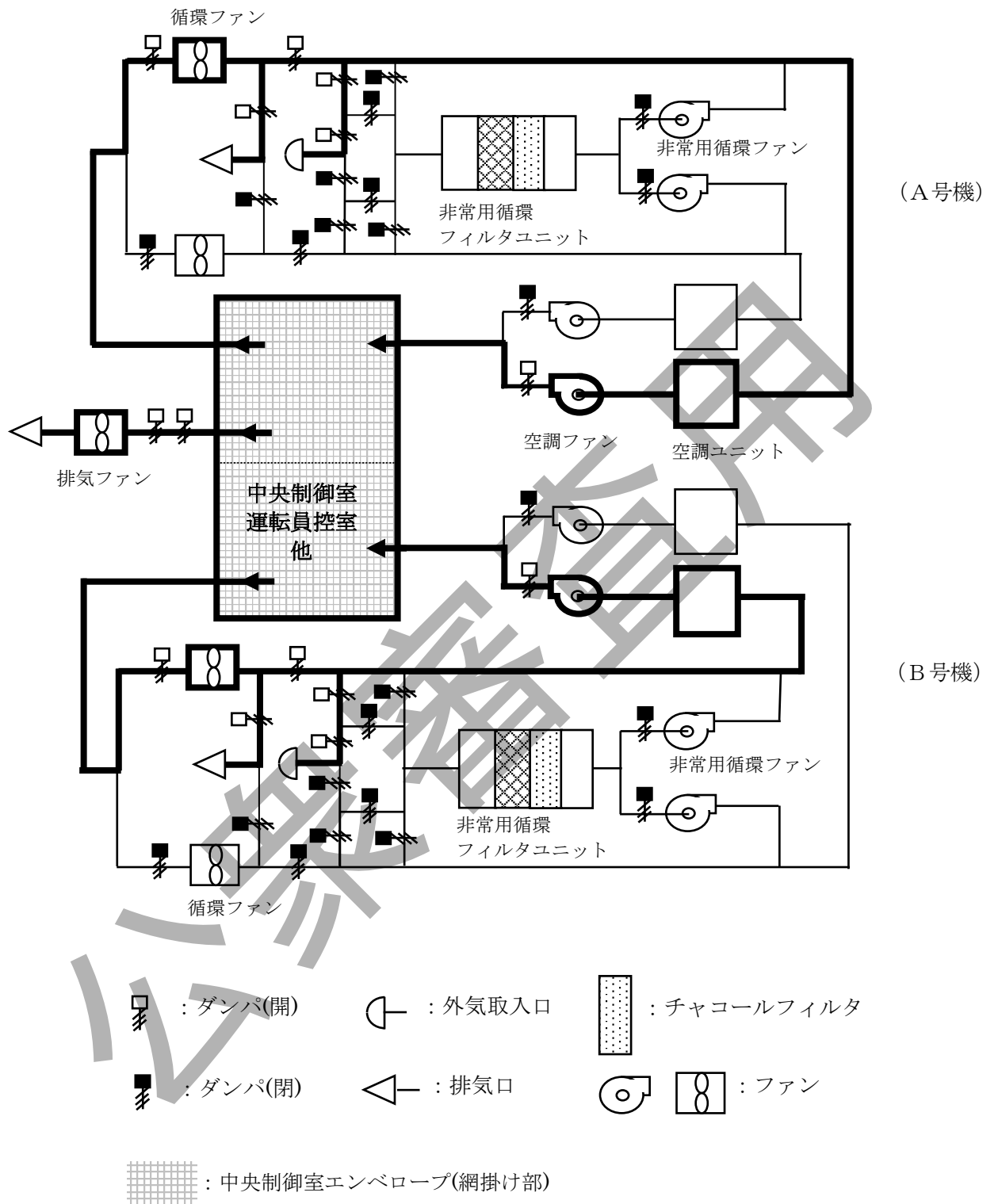


解説図 1.1.1b 中央制御室換気空調設備概略系統図例(BWR)(非常用再循環モード)

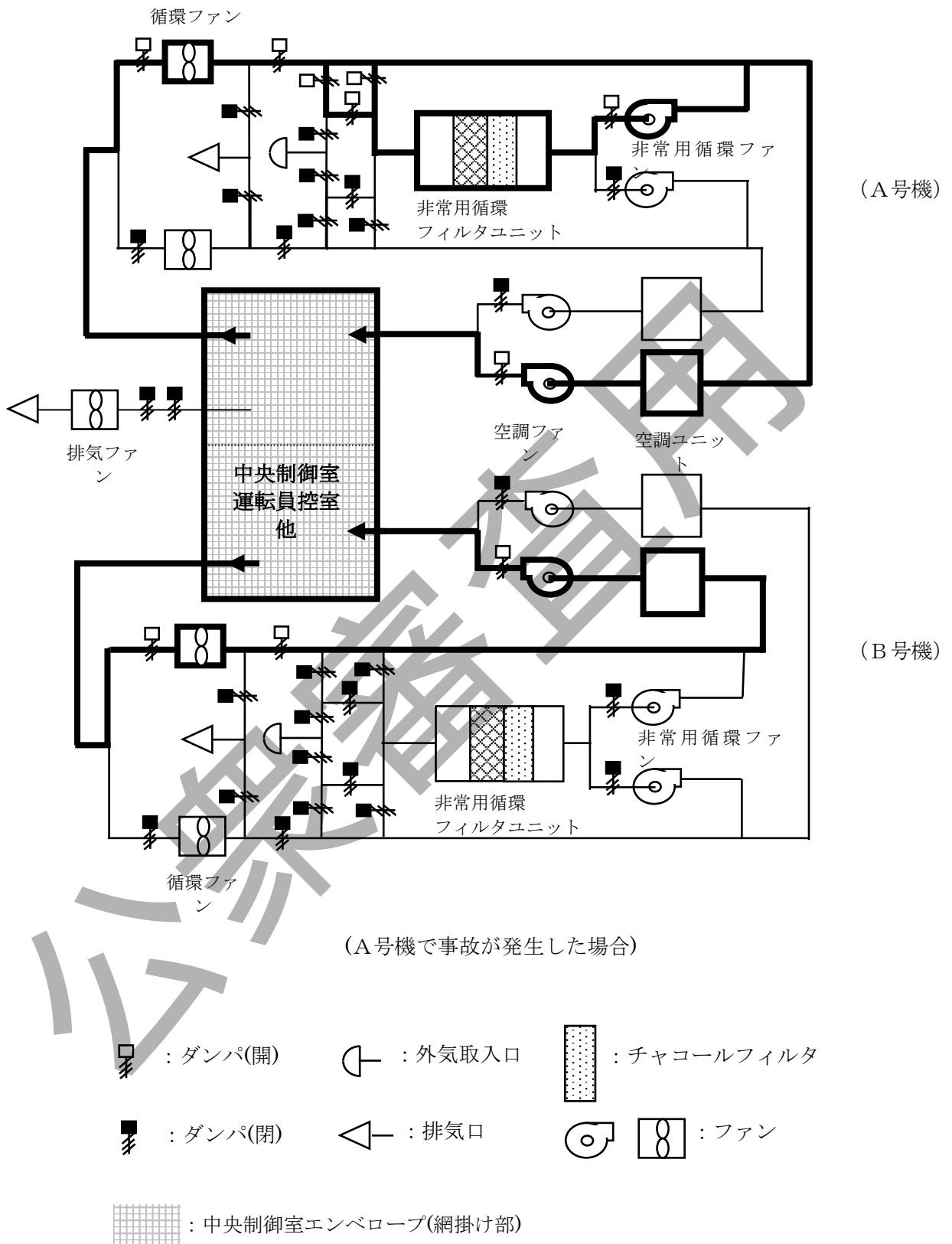


解説図 1.1.1c 中央制御室換気空調設備概略系統図例(BWR)(事故時外気取入モード)





解説図 1. 1. 2a 中央制御室換気空調設備概略系統図例 (PWR) (通常運転モード)

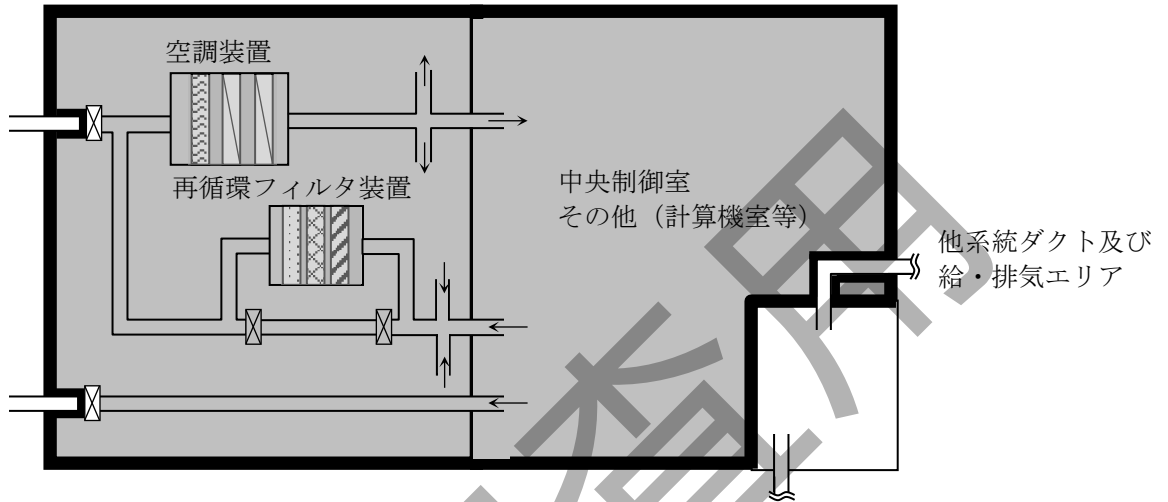


解説図 1. 1. 2b 中央制御室換気空調設備概略系統図例(PWR)(非常用再循環モード)

【解説 1.2】 中央制御室バウンダリ

- (1) 中央制御室エンベロープ内に中央制御室換気空調設備を設置している場合は、中央制御室エンベロープとそれ以外の空調設備により空調されている部屋又は屋外との境界部分がバウンダリとなる。(下図太線部分)

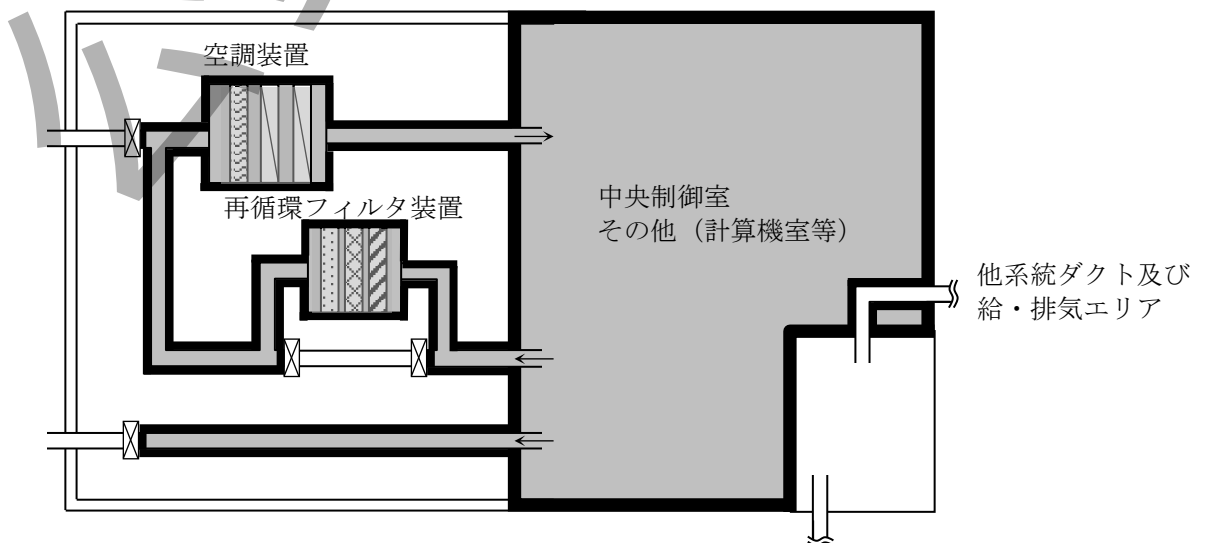
なお、他系統ダクト(排煙ダクト、ケーブルダクト、配管系を含む。)が中央制御室バウンダリを貫通している場合、そのダクトそのものが中央制御室バウンダリとなる。



解説図 1.2.1 中央制御室バウンダリ図(例 1)

- (2) 中央制御室エンベロープ外に中央制御室換気空調設備を設置している場合は、中央制御室エンベロープ及び中央制御室換気空調設備と、中央制御室換気空調設備以外の空調設備により空調されている部屋又は屋外との境界部分がバウンダリとなる。(下図太線部分)

なお、他系統ダクト(排煙ダクト、ケーブルダクト、配管系を含む。)が中央制御室バウンダリを貫通している場合、そのダクトそのものが中央制御室バウンダリとなる。



解説図 1.2.2 中央制御室バウンダリ図(例 2)

【解説 1.3】トレーサガス

濃度の変化を測定するため、中央制御室換気空調設備における空気の流れに影響を与えないほど少量を中央制御室バウンダリ内に放出し、平均の空気流入率を測定する。

米国材料試験協会規格 ASTM E741-24 及び空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2020 において挙げられているトレーサガスのうち、比較的人体に対する毒性の小さいものとしては、ヘリウム(He)、メタン(CH₄)、エチレン(C₂H₄)、エタン(C₂H₆)、二酸化炭素(CO₂)、六フッ化硫黄(SF₆)、パーフルオロカーボン[CF₄ (PFC-14)、C₂F₆(PFC-116)等]、一酸化二窒素(N₂O)があるが、人体及び機器への影響、検出性、取扱易さ等から適切なものを選定する必要がある。

これまで我が国で実施した中央制御室の空気流入率測定試験では、いずれも米国を含めた過去の試験実績をもとに、トレーサガスとして六フッ化硫黄を用いている。六フッ化硫黄以外のガスをトレーサガスとして使用する場合には、その適用性をあらかじめ実証する必要がある。

トレーサガスの使用に際しては、使用するガスの特性を考慮し、注入濃度及び注入条件を決定する。例えば、六フッ化硫黄をトレーサガスとして使用する場合、中央制御室バウンダリ内を火気厳禁(500℃以上で有毒ガスを発生するため、直火はもちろん電気ヒータも使用厳禁とする。)とし、室内及び隣接する部屋での塗装、PTを含む溶剤使用作業を禁止(溶剤がガスクロマトグラフによる測定に影響を与えるため)するといった注意が必要である。また、六フッ化硫黄は温暖化係数が高いため、極力使用量は抑えるべきである。これまで実施した国内の試験実績では、初回サンプリング時の濃度が数十ppbから1ppm程度となるよう中央制御室バウンダリ内の体積に応じて注入量を決定している。

【解説 2.1】判断基準

判断基準は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号)」に規定する緊急作業に係る放射線業務従事者の線量限度を参考に、「1人当たりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない。」としている。

評価期間は、事故が収束するまでの期間が最も長いと考えられる原子炉冷却材喪失において、事故発生後30日経過すれば原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下すると考えられることを参考に、事故発生後30日間としている。

【解説 2.2】想定する事故時の放射性物質の放出

中央制御室運転員の事故時被ばく評価における想定事故は、中央制御室が事故時において原子炉の運転の停止等の措置をとるために、運転員が一定期間とどまり必要な操作を行える必要がある、その遮蔽機能等放射線防護措置は特に重要であることに鑑み、本規程では設計基準事象に十分な余裕を見込むものとしている。ここで、「十分な余裕」として、放出放射エネルギーの評価結果が厳しくなる「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて(昭和39年5月27日原子力委員会決定、一部改訂平成元年3月27日原子力安全委員会)」における仮想事故を参考に評価を実施することにより、中

中央制御室における放射線防護措置の妥当性を確認するための保守性を確保するものとしている。

なお、中央制御室運転員の事故時被ばく評価で想定するソースタームについては、米国の NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants (1995/2, USNRC)” で規定するソースターム等の最新知見を踏まえ、今後改訂していくことが望ましいものである。

ここでいうソースタームとは、原子炉格納容器等に放出される放射性物質の種類、性状、量、放出開始時間、放出継続時間の総称である。

【解説 2.3】建屋の影響がある場合の評価すべき方位

建屋による巻き込みの影響を受ける場合、放射性物質が建屋の風下側から拡がりをもって拡散してくる。建屋から近距離にある中央制御室の評価点では、放射性物質が、風向を定義するひとつの方位の幅よりも拡がりをもっているため、評価点には放出点と評価点とを結ぶラインが含まれる当該方位のみでなく、隣接する方位の風向によっても放射性物質の拡散の影響は及ぶこととなる。このため複数の方位の風向について計算をする必要がある。

なお、本規程の 2.3 章は近距離の大気拡散を評価する場合を規定したもので、比較的遠距離を評価する場合に適用される「気象指針」の要求を否定するものではない。

【解説 2.4】建屋の影響がない場合の長時間平均の処理式を、建屋の影響がある場合に適用することが適切でない理由

放出点からの放射性物質のプルームは、建屋の影響がある場合には、建屋の風下側で急に拡がることになる。この拡がりの幅は、建屋の影響がない場合の扇形状に拡がるプルームの幅よりも広くなる。また、16 方位に分割した 1 方位の幅よりも広くなる。

この傾向は、中央制御室を評価点とする場合のような、放出点から評価点までの風下距離が短い場合に顕著となる。

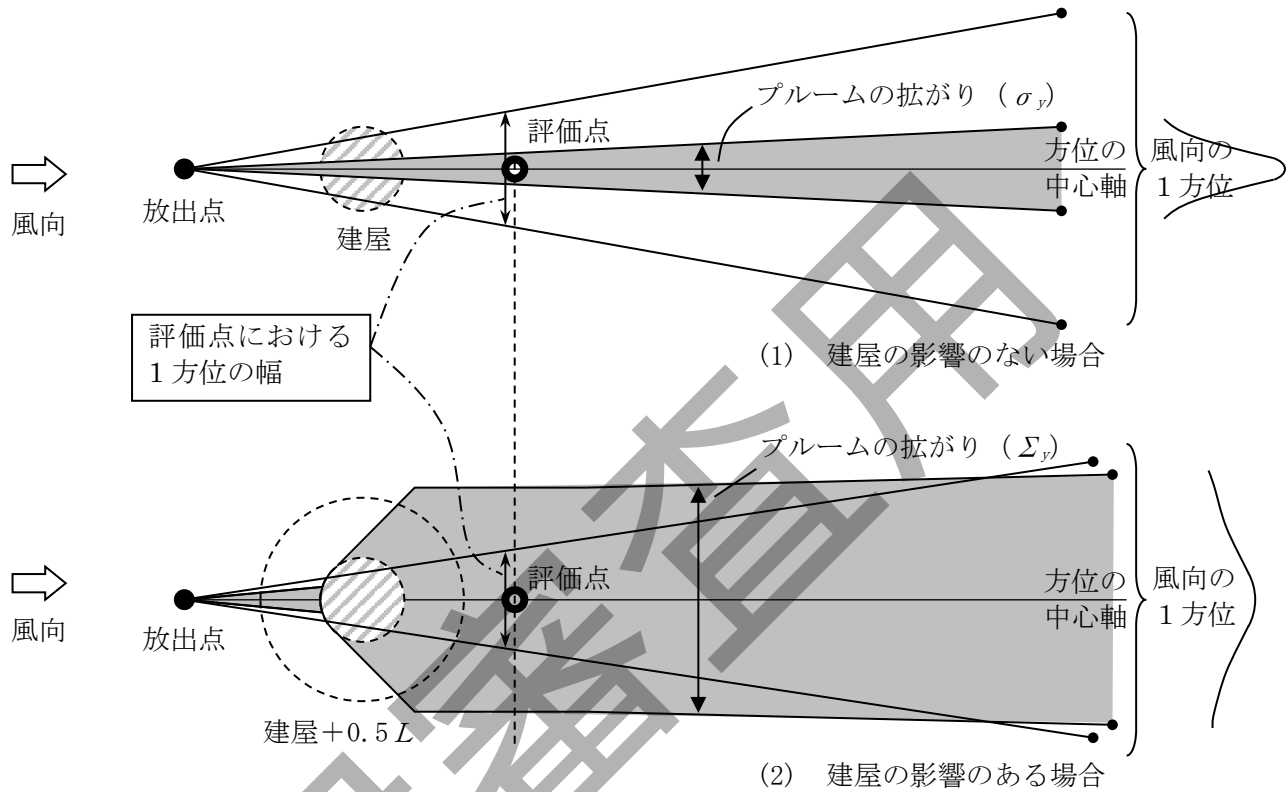
したがって、建屋影響がない場合に用いる以下の式のような、プルームの拡がりを積分し 1 方位の幅で平均する長時間の相対濃度を算出する方法を、建屋の影響があり、かつ中央制御室のように評価点までの風下距離が短い場合の評価に用いると、プルームの拡がりよりも狭い方位の幅で平均化することになり不適切な結果を与えることになる。(解説図 2.4.1 を参照)

【長時間放出の式】

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi} U_i x} \times \left[\exp \left\{ -\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} + \exp \left\{ -\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} \right] \dots\dots\dots \text{(解説 2.4.1)}$$

- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)
- H : 放出点の高さ (m)
- z : 評価点の高さ (m)
- x : 放出点から評価点までの距離 (m)

U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
 σ_{zi} : 時刻 i における濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ (m)



解説図 2.4.1 放出点から風下方向へのプルームの拡がり幅と風向の1方位との関係

【解説 2.5】被ばく評価の入力条件として用いる空気流入率

被ばく評価の入力条件として適切に定める空気流入率については、中央制御室バウンダリ構成部材のリーク量の設計値、文献、実験値、これまでの空気流入率測定試験結果等を参考に事業者が個別に設定するものとする。

【解説 3.1】試験方法

国内外の規格では、濃度減衰法以外に一定注入法及び一定濃度法がある。

一定注入法は、トレーサガスの時間当たりの注入量を一定として濃度変化がほぼなくなった時点(平衡状態)での濃度を求め、注入量と濃度の比から換気量を求める手法である。

一定濃度法は、測定対象の空間濃度を常時一定とするようにトレーサガスの供給量を制御し、供給量から換気量を求める手法である。

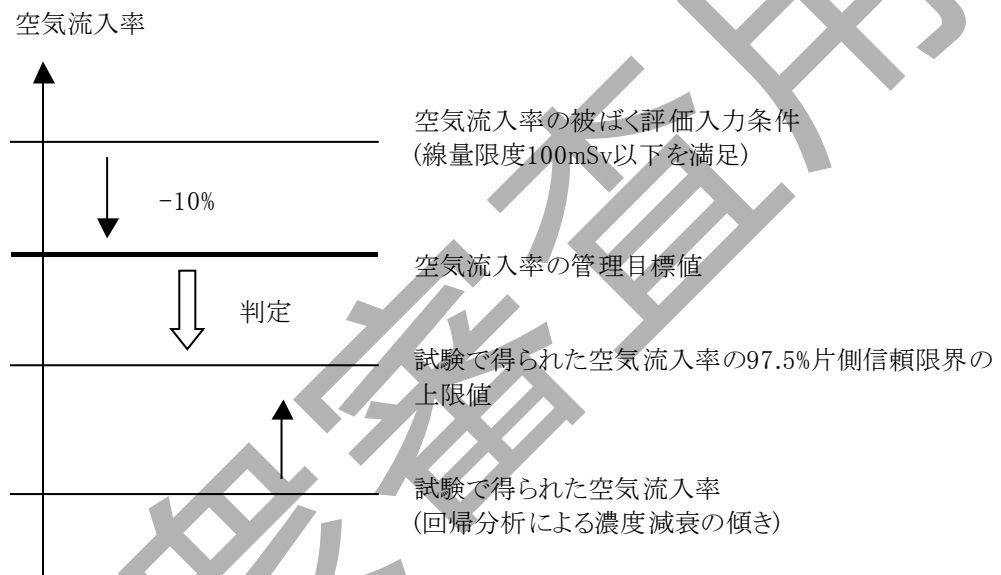
濃度減衰法以外の方法を採用する場合には、これまで、国内の原子力発電所での適用例がないため、その妥当性を試験に先立ちあらかじめ実証する必要がある。

なお、試験実施の頻度は国内では定められていないが、米国の Regulatory Guide 1.197

の“Figure 1 Periodic Testing and Assessment Schedule”では、定期試験に合格すれば、3年後に自己アセスメントを実施し、適宜アクションプログラムを修正し、その3年後に定期試験を実施すること、合格しない場合には、基準見直し又は再試験等を実施して合格した上で3年後に定期試験を実施する旨記載されている。

【解説 3.2】 管理目標値

管理目標値は、中央制御室バウンダリシールの経年変化の知見が得られておらず、また試験頻度が定まっていない状況では、当面被ばく評価入力条件として定める空気流入率の90%とする。10%の裕度は、今後試験のデータが数多く得られた段階で見直していくことが望ましい。



解説図 3.2.1 空気流入率の管理目標値

【附属書（規定）】

中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法
（設計基準事故編）
及び
空気流入率測定試験手順

【附属書（規定）】中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法(設計基準事故編)
及び空気流入率測定試験手順

目次

1. はじめに	I-附属書-1
2. 中央制御室運転員の事故時被ばく評価手法.....	I-附属書-1
2.1 評価の基本的要件.....	I-附属書-1
2.1.1 想定事故.....	I-附属書-1
2.1.2 被ばく経路と評価の流れ.....	I-附属書-1
2.1.3 判断基準.....	I-附属書-3
2.2 大気中への放出量の評価.....	I-附属書-7
2.2.1 BWR型原子炉施設.....	I-附属書-7
2.2.1.1 原子炉冷却材喪失.....	I-附属書-7
2.2.1.2 主蒸気管破断.....	I-附属書-10
2.2.2 PWR型原子炉施設.....	I-附属書-13
2.2.2.1 原子炉冷却材喪失.....	I-附属書-13
2.2.2.2 蒸気発生器伝熱管破損.....	I-附属書-15
2.3 大気拡散の評価.....	I-附属書-18
2.3.1 放射性物質の大気拡散.....	I-附属書-18
2.3.1.1 大気拡散の計算式.....	I-附属書-18
2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと 具体的な計算条件.....	I-附属書-21
2.3.1.3 平地における濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y , σ_z	I-附属書-31
2.3.2 相対濃度(χ/Q).....	I-附属書-32
2.3.2.1 相対濃度の計算の考え方.....	I-附属書-32
2.3.2.2 相対濃度の計算方法.....	I-附属書-33
2.3.3 相対線量(D/Q).....	I-附属書-36
2.4 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の評価.....	I-附属書-37
2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算.....	I-附属書-37
2.4.2 直接ガンマ線の計算.....	I-附属書-38
2.4.3 スカイシャインガンマ線の計算.....	I-附属書-39
2.5 中央制御室運転員の事故時被ばく評価.....	I-附属書-41
2.5.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく.....	I-附属書-41
2.5.1.1 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内滞在時 の被ばく.....	I-附属書-42
2.5.1.2 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 中央制御室内滞在時の被ばく.....	I-附属書-44

2.5.2	大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内 滞在時の被ばく.....	I-附属書-46
2.5.3	中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく.....	I-附属書-50
2.5.3.1	当該建屋周辺の空気中の放射性物質濃度.....	I-附属書-50
2.5.3.2	中央制御室内の放射性物質濃度.....	I-附属書-52
2.5.3.3	中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による被ばく...	I-附属書-53
2.5.3.4	中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による 被ばく.....	I-附属書-55
2.5.4	建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく.....	I-附属書-58
2.5.4.1	建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく...	I-附属書-59
2.5.4.2	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 入退域時の被ばく.....	I-附属書-61
2.5.5	大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく.....	I-附属書-64
2.5.5.1	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時 の被ばく.....	I-附属書-65
2.5.5.2	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく...	I-附属書-66
2.6	静的機器の単一故障に係る被ばく評価.....	I-附属書-68
2.7	文書化.....	I-附属書-69
3.	中央制御室の空気流入率測定試験（濃度減衰法）標準方案.....	I-附属書-70
3.1	濃度減衰法の原理.....	I-附属書-70
3.2	試験の実施【附属書解説 3.2.1】.....	I-附属書-70
3.2.1	事前準備.....	I-附属書-70
3.2.2	試験前準備.....	I-附属書-70
3.2.3	試験条件の決定.....	I-附属書-71
3.2.4	試験手順.....	I-附属書-72
3.3	試験記録.....	I-附属書-73

【附属書（規定）解説集】中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法（設計基準事故編）
及び空気流入率測定試験手順

【附属書別表】

1. はじめに

本附属書（規定）は、規程本文では示されなかった中央制御室運転員の事故時被ばく評価の具体的方法及びこの被ばく評価に用いる空気流入率を確認するための空気流入率測定試験に関する標準的な手順について示すものである。

なお、本附属書（規定）に記載されている主要な数値の設定根拠を別表にまとめている。

2. 中央制御室運転員の事故時被ばく評価手法

2.1 評価の基本的要件

2.1.1 想定事故

中央制御室運転員の事故時被ばく評価に当たって想定する事故は、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故であり、原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の 2 種類を考える。ただし、原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は、被ばく評価の過程の主要な評価項目である大気中への放出量や大気拡散の評価において明らかに一方の事故で包含できると判断できる場合は、評価結果の厳しい事象で代表してもよい。

- (1) BWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。
- (2) PWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。

2.1.2 被ばく経路と評価の流れ

(1) 被ばく経路

中央制御室内滞在時及び入退域時の被ばくは、次の被ばく経路について評価する。

(附属書図 2.1.1, 附属書図 2.1.2)

a) 中央制御室内滞在時の被ばく評価

1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばくを、次の 2 つの経路を対象にして計算する。

- 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（線量 H_{o1} ）
- 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（線量 H_{o2} ）

2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

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被ばく（線量 H_{o3} ）を計算する。

3) 大気中に放出され、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の 2 つの被ばく経路を対象にして計算する。

- 中央制御室内へ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 H_{i1} ）

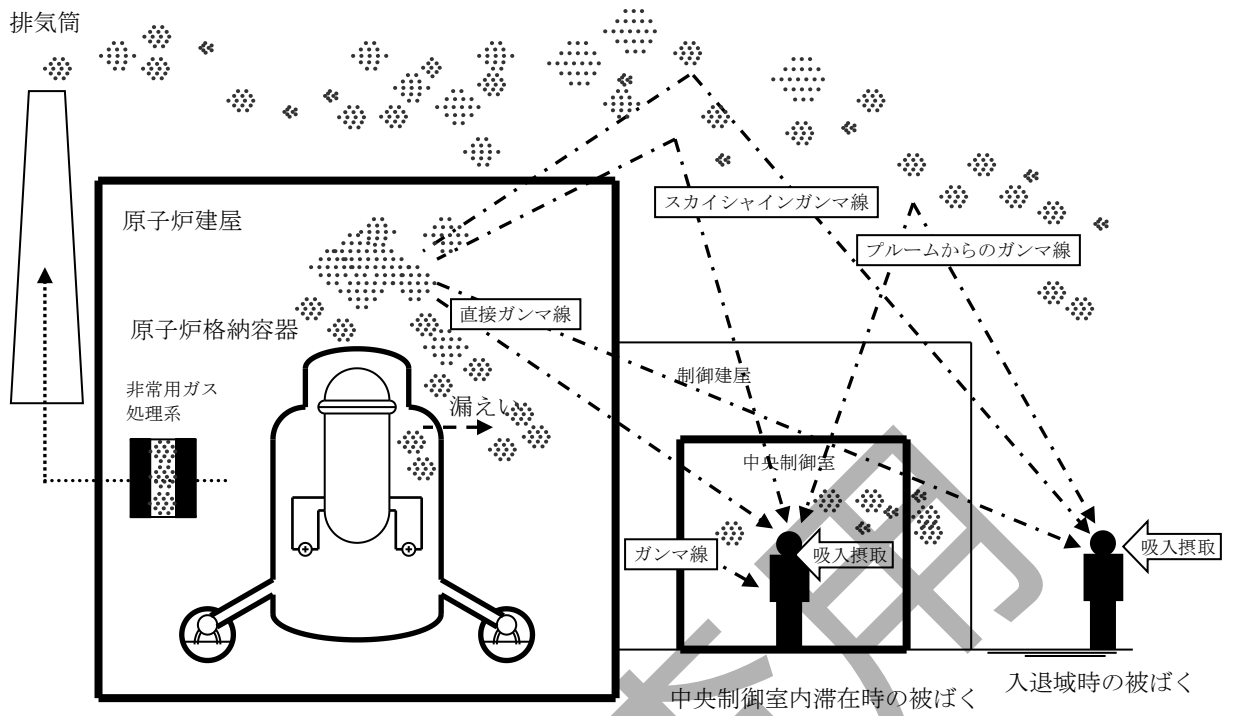
- 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(線量 H_{o4})
- b) 入退域時の被ばく評価
 - 1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の2つの経路を対象として計算する。
 - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく(線量 H_{o5})
 - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく(線量 H_{o6})
 - 2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく
大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の2つの被ばく経路を対象にして計算する。
 - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく(線量 H_{i2})
 - 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(線量 H_{o7})
- (2) 評価の流れ
評価の流れを附属書図 2.1.3 に示す。
 - a) 放射性物質の大気中への放出量及び施設内存在量の計算
想定事故における大気中への放射性物質放出量を求める。また、放射性物質の施設内の存在量を求める。(「2.2 大気中への放出量の評価」)
 - b) 原子炉施設敷地又は周辺の気象データを用いて、大気中へ放出された放射性物質の拡散を計算して相対濃度及び相対線量を求める。(「2.3 大気拡散の評価」)
 - c) 放射性物質の施設内の存在量から建屋内の線源強度を計算する。(「2.4 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の評価」)
 - d) 中央制御室内滞在時の運転員の被ばくを計算する。
 - 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線)による被ばくを計算する。(「2.5.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく」)
 - 2) 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による被ばくを計算する。(「2.5.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく」)
 - 3) 前項 a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を計算する。(「2.5.3 中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく」)
 - e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。
 - 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線)による被ばくを計算する。(「2.5.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」)
 - 2) 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による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を計算する。(「2.5.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」)

2.1.3 判断基準

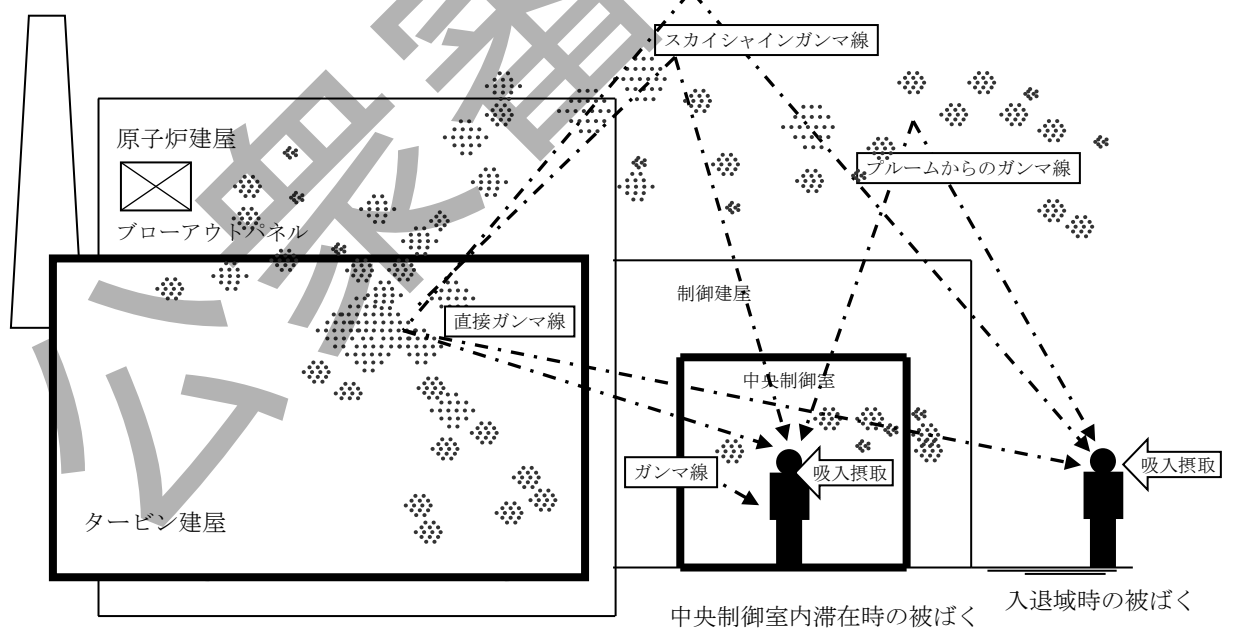
「2.1.1 想定事故」に対して、「2.1.2(1) 被ばく経路」の a) 中央制御室内滞在時の被ばく評価及び b) 入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSv を超えない。

公開審査用

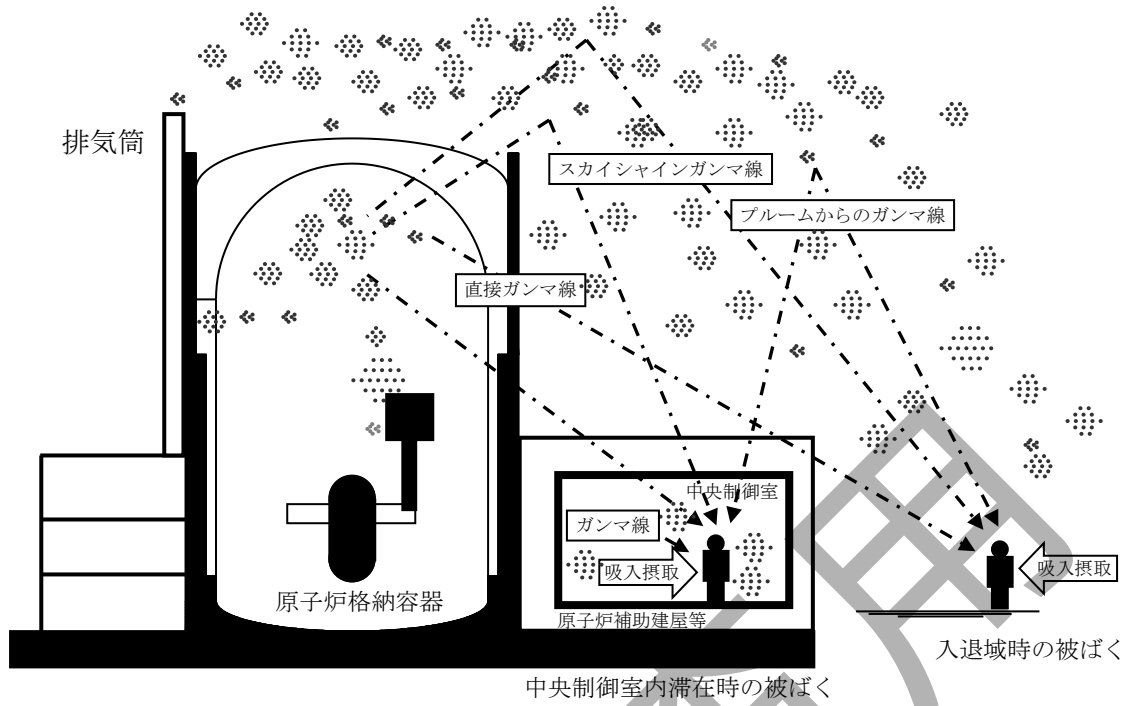


(a) 原子炉冷却材喪失

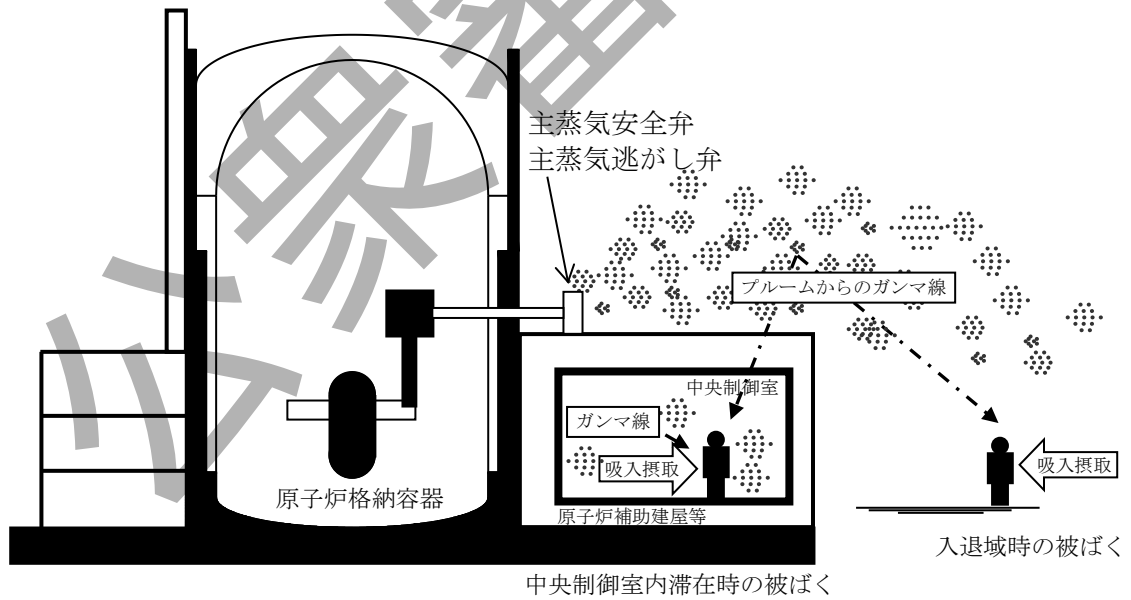


(b) 主蒸気管破断

附属書図2.1.1 中央制御室運転員の事故時被ばく評価の被ばく経路 (BWR型原子炉施設)

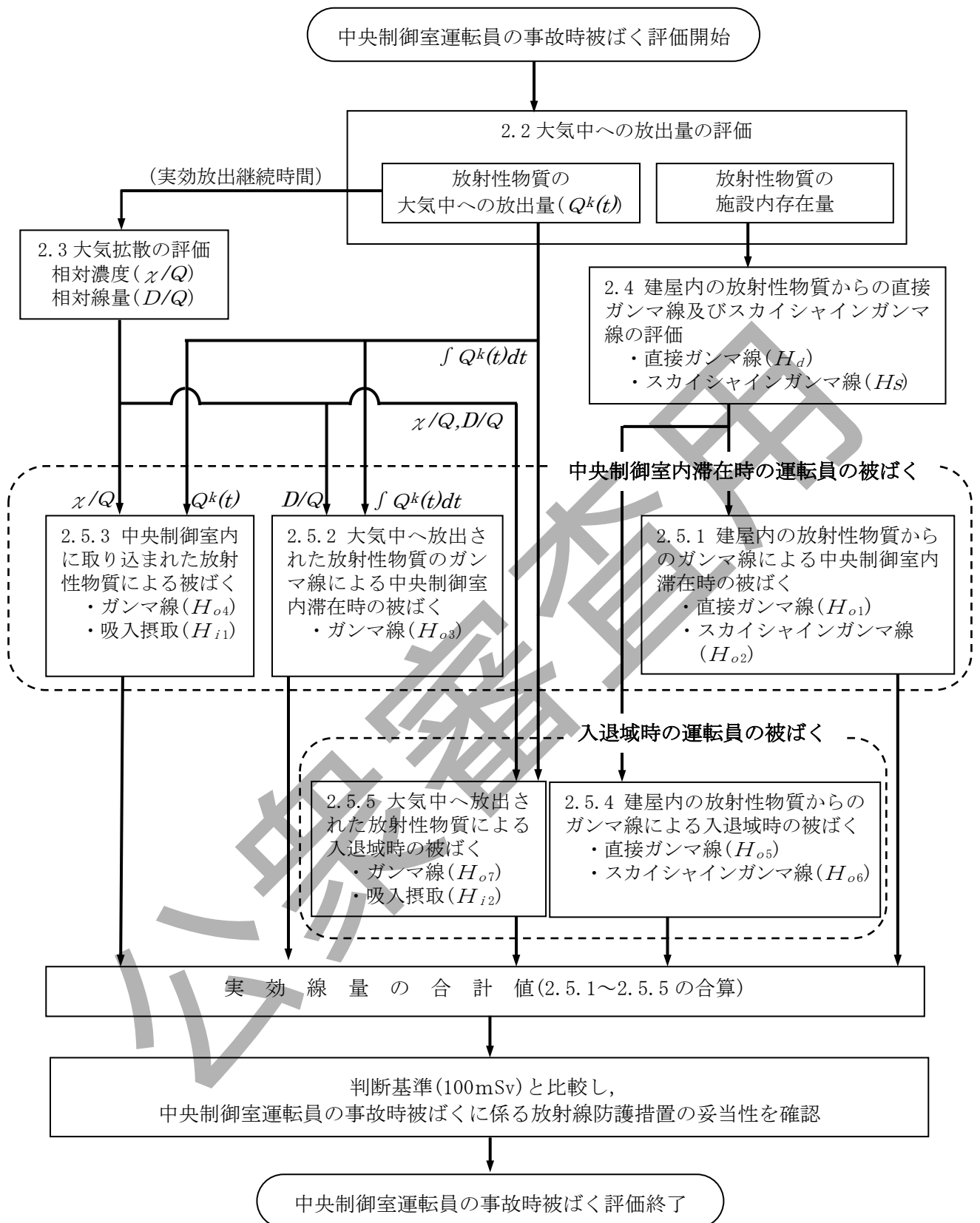


(a) 原子炉冷却材喪失



(b) 蒸気発生器伝熱管破損

附属書図2.1.2 中央制御室運転員の事故時被ばく評価の被ばく経路 (PWR型原子炉施設)



図中の番号は本附属書における章番号を示す。記号は本附属書 2.5 章の計算式と同様。

附属書図 2.1.3 中央制御室運転員の事故時被ばく評価の流れ

2.2 大気中への放出量の評価

大気中への放出量の評価においては、原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。【附属書解説 2.2.1】

その他の前提条件については、想定事故ごとに示す。

2.2.1 BWR 型原子炉施設

2.2.1.1 原子炉冷却材喪失

(1) 事故の想定

原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、原子炉冷却材が格納容器内に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象の際に、放射性物質が環境に放出される事故を想定する。

(2) 対象とする放射性物質

対象とする放射性物質は、希ガス及びヨウ素とする。

(3) 放出経路

希ガスは附属書図 2.2.1、ヨウ素は附属書図 2.2.2 の放出経路で大気中へ放出されるとする。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- a) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、ヨウ素 50%の割合とする。
- b) 原子炉格納容器内に放出されたヨウ素のうち、有機ヨウ素は 10%とし、残りの 90%は無機ヨウ素とする。
- c) 原子炉格納容器内に放出されたヨウ素のうち、無機ヨウ素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有機ヨウ素及び希ガスは、沈着しないものとする。
- d) 格納容器スプレイによりサプレッションチェンバのプールに無機ヨウ素が溶解する効果は、分配係数[気相濃度(Bq/cm³)と液相濃度(Bq/cm³)の比]で 100とする。有機ヨウ素及び希ガスは、これらの効果は無視するものとする。
- e) 希ガス及びヨウ素は、原子炉格納容器から漏えいすることとする。この場合、原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内圧力に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を用いる。
- f) 原子炉建屋内非常用ガス処理系等(チャコールフィルタを含む。)は、起動するまでに十分な時間的余裕を見込む。非常用ガス処理系等の容量は、設計で見込んだ値とする。

なお、チャコールフィルタのヨウ素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。【附属書解説 2.2.2】

原子炉建屋内の放射性物質は、沈着しないものとし、放射性崩壊のみを考える。

- g) 非常用炉心冷却設備が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏え

い率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、非常用炉心冷却設備の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。

- h) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒(非常用ガス処理系排気口)から環境に放出されるとする。

公開審査用

2.2.1.2 主蒸気管破断

(1) 事故の想定

原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。この時、主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとし、原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができるものとする。ただし、主蒸気隔離弁で臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。また、事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれることとする。

(2) 対象とする放射性物質

対象とする放射性物質は、希ガス及び冷却材中に含まれる放射性ハロゲン等(よう素, 臭素, 不揮発可溶性物質)(以下「ハロゲン等」という。)とする。

(3) 放出経路

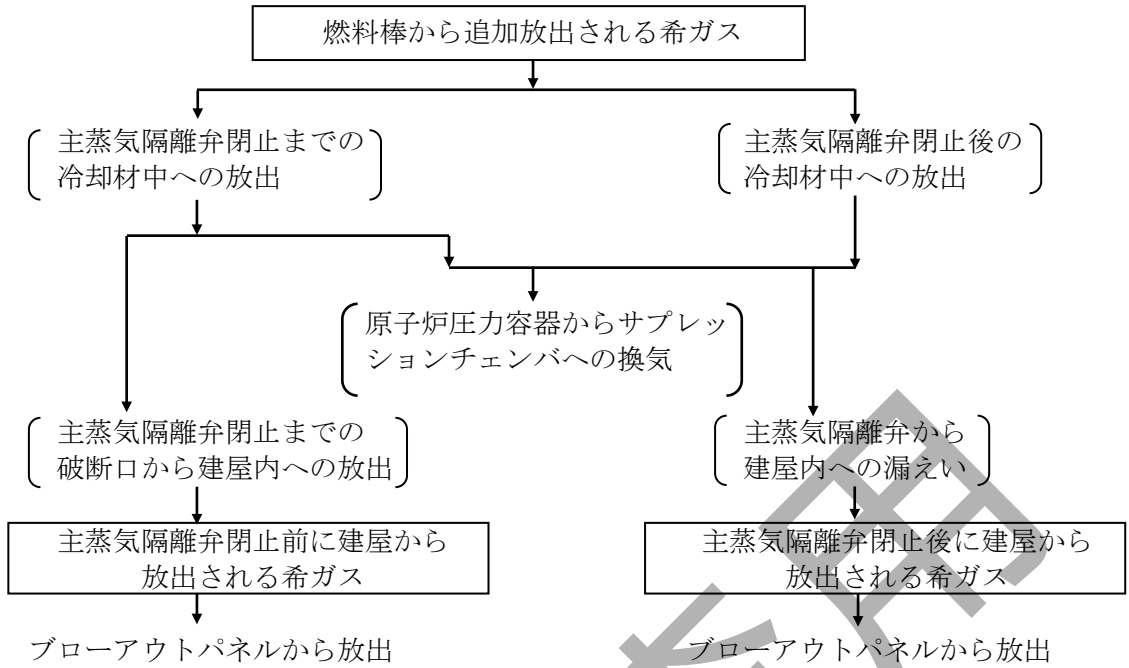
希ガスは附属書図 2.2.3, ハロゲン等は附属書図 2.2.4 の放出経路で大気中へ放出されるとする。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- a) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする【附属書解説 2.2.5】。蒸気相中のハロゲン等の濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。
- b) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める【附属書解説 2.2.5】。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
- c) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の 1% が破断口から放出する。
- d) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
- e) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素とする。有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲン等が気相部にキャリーオーバーされる割合は、2% とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行する。
- f) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。主蒸気隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。
- g) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないとす。

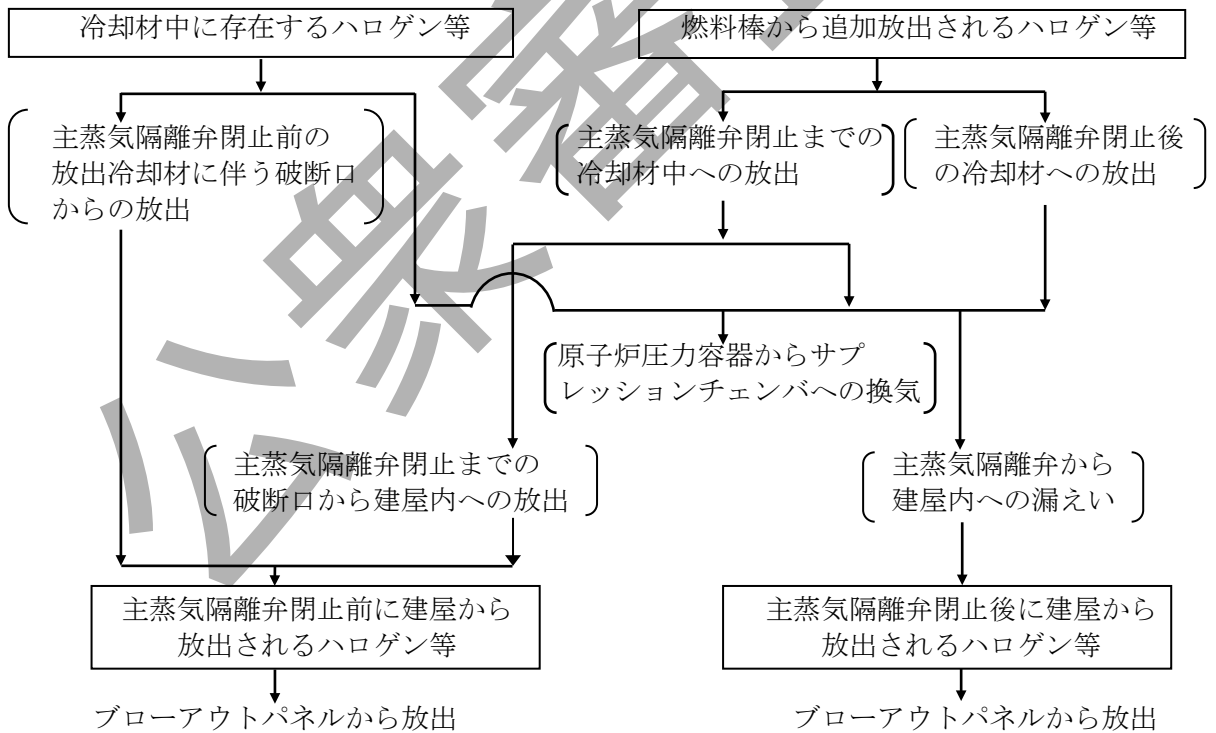
なお、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。

- h) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系あるいは逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションチェンバのプールに移行する。

工学部 検査部 専用



附属書図 2.2.3 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程 (BWR 型原子炉施設)



附属書図 2.2.4 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程 (BWR 型原子炉施設)

2.2.2 PWR 型原子炉施設

2.2.2.1 原子炉冷却材喪失

(1) 事故の想定

原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、原子炉冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象の際に、放射性物質が環境に放出される事故を想定する。

(2) 対象とする放射性物質

対象とする放射性物質は、希ガス及びよう素とする。

(3) 放出経路

希ガスは附属書図 2.2.5、よう素は附属書図 2.2.6 の放出経路で大気中へ放出されるとする。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

a) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。

b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。

c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスは、沈着しないものとする。

d) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が 50 秒以下の場合において等価半減期を 100 秒とすることは妥当と認められる。有機よう素及び希ガスは、原子炉格納容器スプレイにより除去されないものとする。

e) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器から漏えいすることとする。

原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内圧力に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。

原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残りの 3%はアニュラス部以外で生ずるものとする。ただし、アニュラス部が原子炉格納容器外側全域を覆っている設計にあっては、原子炉格納容器からの漏えいの全部がアニュラス部で生ずるものとする。【附属書解説 2.2.3】

f) アニュラス空気浄化設備(チャコールフィルタを含む。)は、その機能を期待する場合には、起動信号を明らかにし、かつ、起動するまで十分な時間的余裕を見込む。

なお、チャコールフィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。【附属書解説 2.2.2】

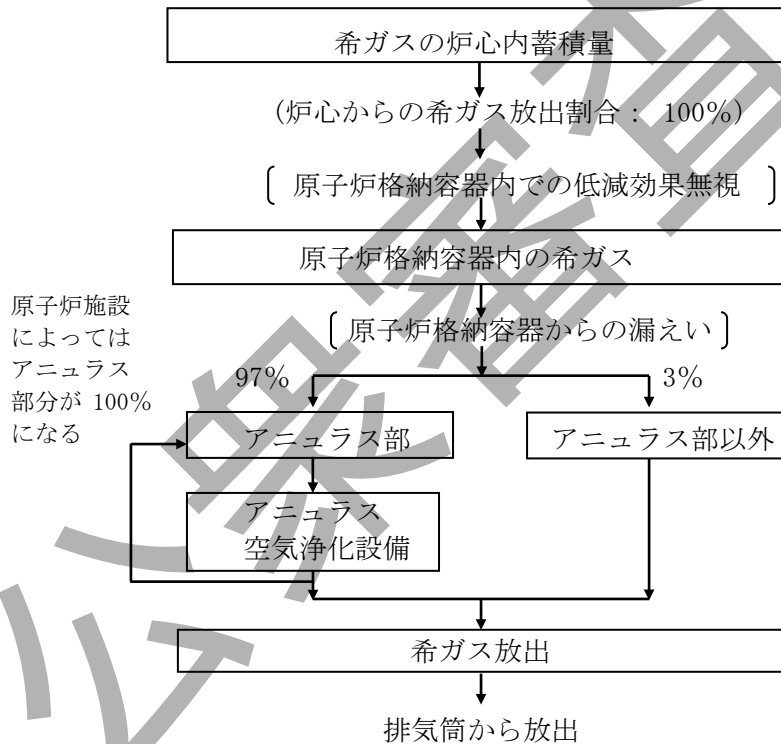
アニュラス部における放射性物質は沈着しないものとし、放射性崩壊のみを考える。

g) 非常用炉心冷却設備が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し 2 倍の余裕を見込んで設定することは妥当である。

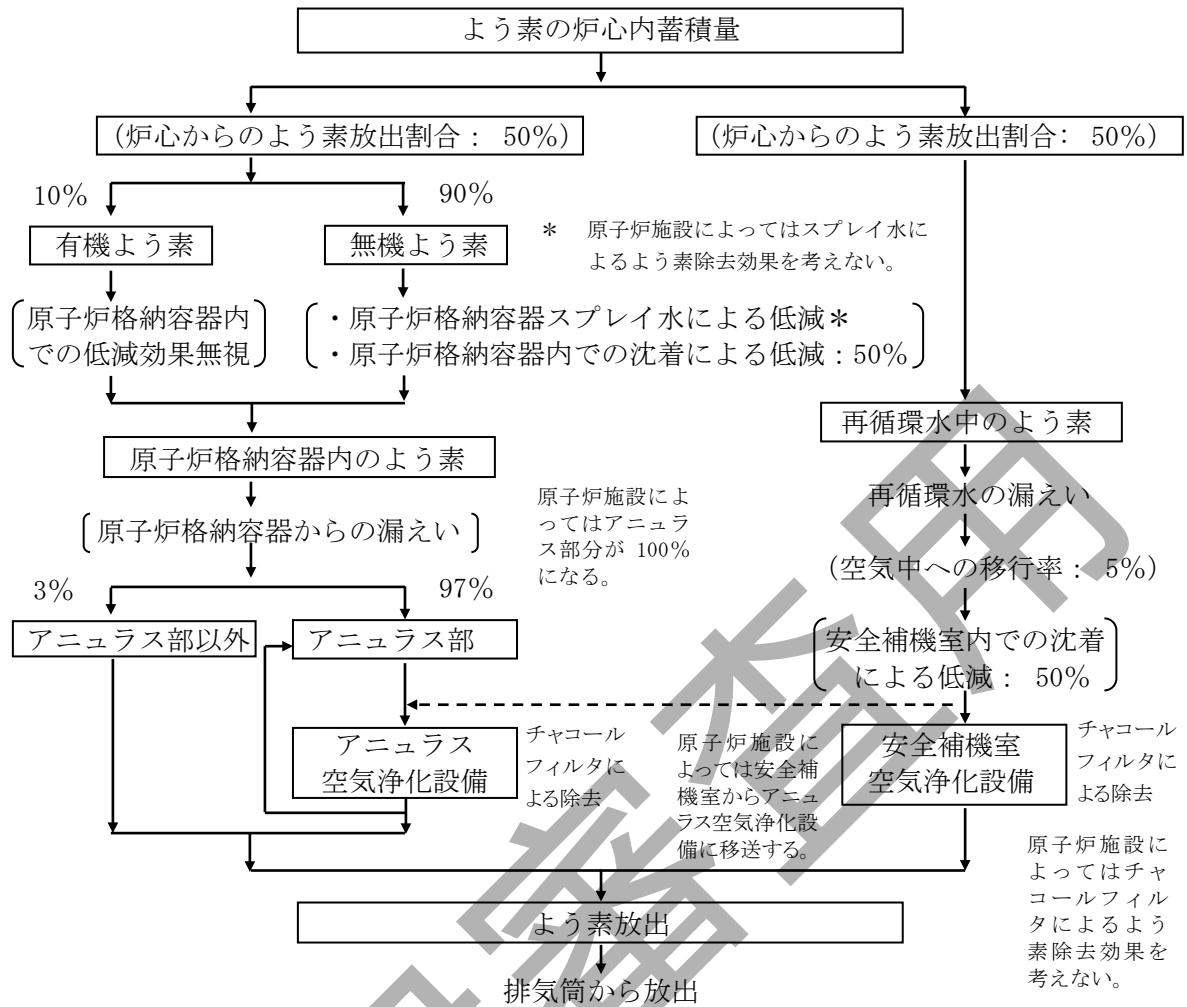
再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、非常用炉心冷却設備の再循環系から安全補機室に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%,安全補機室内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。

h) 非常用炉心冷却設備の再循環系が設置される安全補機室の空気浄化設備によう素用チャコールフィルタが設備される場合には、その除去効率設計値に余裕を持った値とする。【附属書解説 2.2.2】

i) 全ての放射性物質は、排気筒から放出されるとする。原子炉格納容器からの漏えいによる放出については【附属書解説 2.2.3】に、再循環水の漏えいによる安全補機室からの放出については【附属書解説 2.2.4】に補足する。



附属書図 2.2.5 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程 (PWR 型原子炉施設)



附属書図 2.2.6 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程 (PWR 型原子炉施設)

2.2.2.2 蒸気発生器伝熱管破損

(1) 事故の想定

原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管 1 本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象とする。

外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。また、非常用炉心冷却設備が自動起動する場合には、その動作は、一次冷却材の流出量を大きくするように仮定する。

(2) 対象とする放射性物質

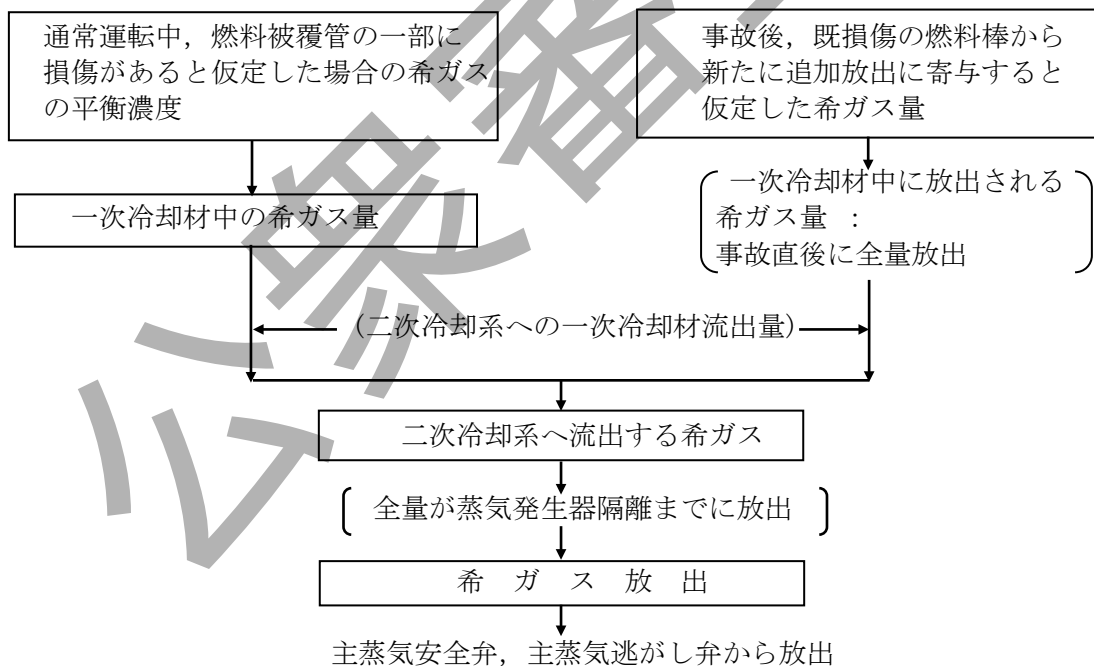
対象とする放射性物質は、希ガス及びよう素とする。

(3) 放出経路

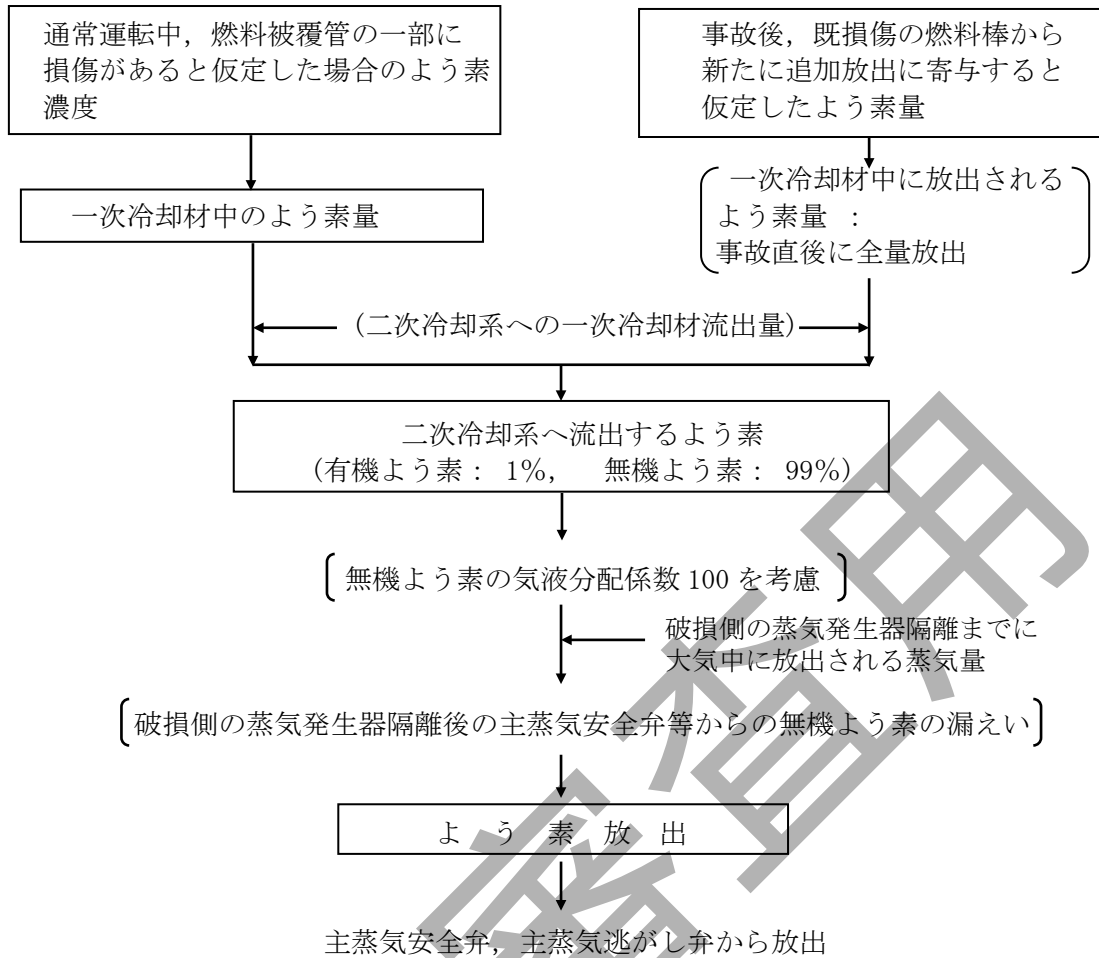
希ガスは附属書図 2.2.7、よう素は附属書図 2.2.8 の放出経路で大気中へ放出されるとする。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

- a) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。

- b) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事象発生直後一次冷却系に追加放出される。
- c) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射性物質の割合は、そのとき流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。
- d) 二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。二次冷却系に流出したよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大気中に放出される。無機よう素は、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出される。
- e) 破損した蒸気発生器からの一次冷却材の二次冷却系への漏えいが停止する（この状態を、以下「破損した蒸気発生器を隔離する」という。）までの間の放出率は、隔離するまでの放出量を隔離するまでの時間で除した値で一定であるとするは合理的かつ妥当である。
 なお、二次側弁の開閉状況を考慮して放出率を時間変化に応じて設定することも可能である。
- f) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値とし、その漏えいは30日間続くものとする。



附属書図 2.2.7 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程 (PWR 型原子炉施設)



附属書図 2.2.8 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程 (PWR 型原子炉施設)

2.3 大気拡散の評価

2.3.1 放射性物質の大気拡散

2.3.1.1 大気拡散の計算式

放射性物質の大気拡散の計算式は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会）（以下、「気象指針」という。）に記載の計算式を適用する。

(1) 建屋の影響がない場合の基本拡散式

a) ガウスプルームモデルの適用

1) ガウスプルームモデル

放射性物質の空气中濃度(χ)又は放出源における放出率で規格化した相対濃度(χ/Q)は、放出源の高さ、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、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。

なお、放射性物質の大気拡散評価においては、放射性物質の大気中への放出源を点とみなせることから、以降放出源を放出点とする。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \times \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad \dots(\text{附属書 2.3.1})$$

$\chi(x, y, z)$: 座標 (x, y, z) における放射性物質の空气中濃度	(Bq/m ³)
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
U	: 放出点を代表する風速	(m/s)
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)
H	: 放射性物質の放出点の高さ	(m)
z	: 評価点の高さ	(m)
σ_y	: 建屋や地形の起伏のない平地での 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 建屋や地形の起伏のない平地での 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)

拡散式の座標は、放出点直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。

2) 通常、放射性物質の放射性崩壊による減衰項は考慮しない。すなわち、(附属書 2.3.1)式で、放射性崩壊による減衰項を次のとおりとする。

$$\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$$

- 3) 2)に示したように放射性崩壊による減衰項を 1 とすると、(附属書 2.3.1)式は(附属書 2.3.2)式のようにになる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (附属書 2.3.2)$$

- b) σ_y 及び σ_z は、中央制御室が設置されている建屋が、放出点から比較的近距离にあることを考慮して、「2.3.1.3 平地における濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y, σ_z 」のとおり計算する。
- c) 風向、風速、大気安定度等については、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のデータを拡散式に用いる。放出点の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。

なお、1年間の気象資料を用いる場合、その年が特に異常な年であるか否かを最寄りの気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、当該サイトの2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

- d) 建屋の影響の有無を判定する条件と具体的な計算の条件については、「2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件」に従う。
- (2) 建屋の影響がある場合の基本拡散式

- a) 建屋の影響がある場合には、放射性物質の空气中濃度(χ)又は放出点における放出率で規格化した相対濃度(χ/Q)は、(附属書 2.3.1)式の平地における大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋の風下側での巻込みによる初期拡散パラメータ σ_{y0} 及び σ_{z0} を加えた総合的な拡散パラメータである Σ_y 及び Σ_z を適用して計算する。

- 1) 建屋の影響がある場合は、次の(附属書 2.3.3)式を基本拡散式とする。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (附属書 2.3.3)$$

$$\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$$

$$\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$$

$\chi(x, y, z)$: 座標 (x, y, z) における放射性物質の空气中濃度	(Bq/m ³)
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
U	: 放出点を代表する風速	(m/s)
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)
H	: 放射性物質の放出点の高さ	(m)
z	: 評価点の高さ	(m)
Σ_y	: 建屋の影響を加えた 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
Σ_z	: 建屋の影響を加えた 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_y	: 平地での濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 平地での濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_{y0}	: 建屋の風下側の巻込みの影響による y 方向の初期拡散パラメータ	(m)
σ_{z0}	: 建屋の風下側の巻込みの影響による z 方向の初期拡散パラメータ	(m)
A	: 風向に垂直な建屋の投影面積	(m ²)
c	: 形状係数	(-)

- 2) 通常、放射性物質の放射性崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(附属書 2.3.3)式で、放射性崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(附属書 2.3.1)式の場合と同じである。

$$\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$$

- 3) 2)に示したように放射性崩壊による減衰項を 1 とすると、(附属書 2.3.3)式は(附属書 2.3.4)式のようになる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \cdots \text{(附属書 2.3.4)}$$

- 4) (附属書 2.3.4)式において、放出点と評価点での高度差による濃度の相違を考えないで、保守的に鉛直方向の最大濃度で計算する場合は、(附属書 2.3.5)式を用いる。【附属書解説 2.3.1】

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\}\right]$$

……(附属書 2.3.5)

(附属書 2.3.5)式は、(附属書 2.3.4)式で、 $z=H$ とすれば得られる。

5) 放出点の高さが地表面と比較して十分高い場合、地表面からの反射による濃度の寄与は小さくなるため、(附属書 2.3.5)式において地表面の反射効果を示す右辺の指数減衰項が 1 に比べて小さいことを確認できれば、無視してよい。【附属書解説 2.3.2】

- b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。これは Gifford により示された範囲($1/2 < c < 2$)において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。
- c) 中央制御室が設置されている建屋は、放射性物質の放出点や放射性物質の巻き込みを生じる建屋から近距離にある。このため、総合的な拡散パラメータである Σ_y 、 Σ_z のうち、平地での拡散パラメータである σ_y 及び σ_z の値は小さく、建屋の影響によるパラメータである σ_{y0} 、 σ_{z0} が支配的となる。よって、(附属書 2.3.4)式の計算で、 $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、 σ_{y0} 、 σ_{z0} の値をそのまま適用してもよい。
- d) 風向、風速、大気安定度等については、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のデータを拡散式に用いる。建屋の影響は、放出点の高さから地表面の高さにわたる気象条件の影響を含むため、(附属書 2.3.4)式の代表的な風速として、比較的低風速の地上風(地上 10m 高さで測定)の気象データを採用するのは保守的である。実験、最新知見等によって妥当性が示されれば、建屋の影響がない場合と同様に、放出点の高さにおける風速を採用することは問題ない。

なお、1 年間の気象資料を用いる場合、その年が特に異常な年であるか否かを最寄りの気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、当該サイトの 2 年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

- e) 建屋の影響の有無を判定する条件と具体的な計算の条件については、「2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件」に従う。

2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件

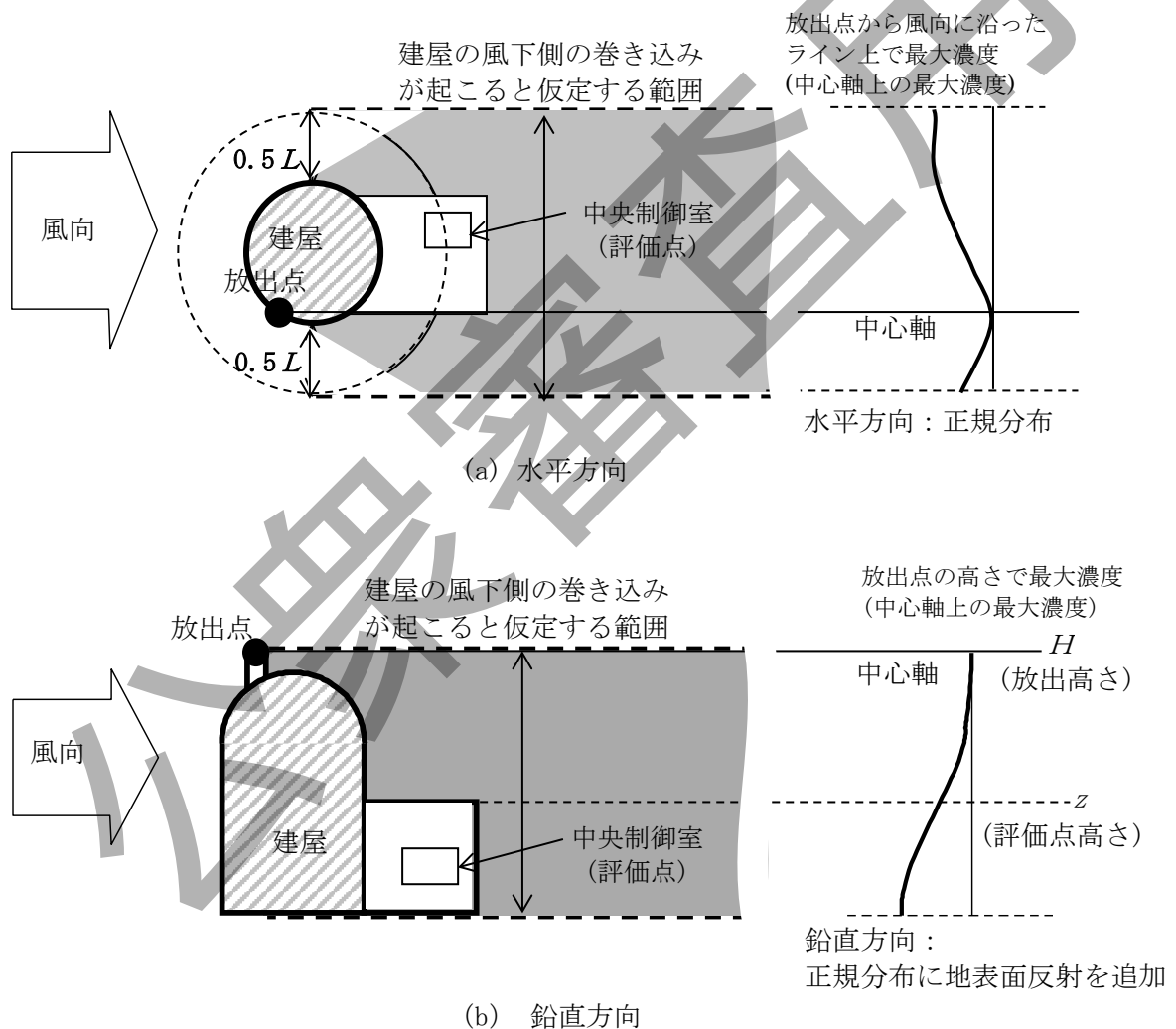
- (1) 建屋の風下側での放射性物質の巻き込みがある場合とない場合での拡散の違い

建屋の影響がない場合の放射性物質のプルームは、風下方向に遠ざかるにつれ拡がっていくが、評価点が比較的近距離では拡がりの幅は狭く、水平方向につ

いては、風向の1方位の幅(22.5°)に比べても狭い。また鉛直方向については放出点の高さから離れるにつれ、比較的急速に放射性物質の濃度は低下する。

建屋の影響がある場合には、建屋の風下側の風の巻き込みにより、放射性物質は建屋の投影形状に応じて決まる風下側の一定の領域で拡散される。この場合の拡散パラメータは、建屋の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。この正規分布は建屋の影響のない場合に仮定した分布よりも、ゆるやかな分布となる。(附属書図 2.3.1)

建屋の影響がある場合の放射性物質のプルームは、建屋の風下側で急激に拡がることから、放出点から比較的近距离では、プルームの水平方向の拡がりの幅は、風向の1方位の幅よりも拡がる。



附属書図 2.3.1 建屋の巻き込みの影響がある場合の建屋風下側の濃度分布

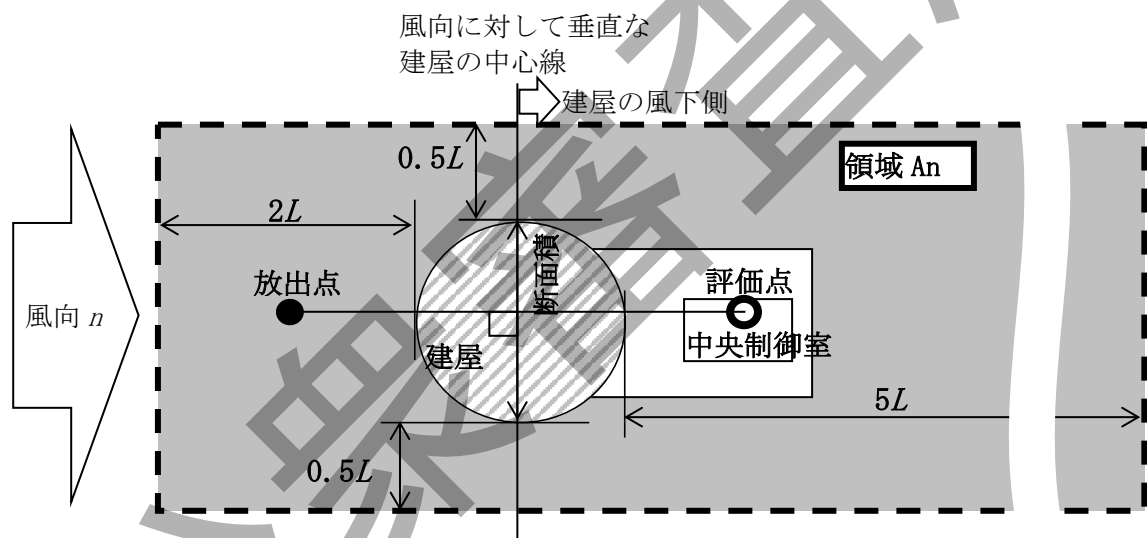
(2) 建屋の影響の有無の判定条件

建屋の風下側では、全ての風向に対して、風の巻き込み現象が生じる。

BWR型原子炉施設及びPWR型原子炉施設の中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件全てに該当した場合、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。

- a) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合
- b) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(附属書図2.3.2の領域 A_n)の中にある場合
- c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合



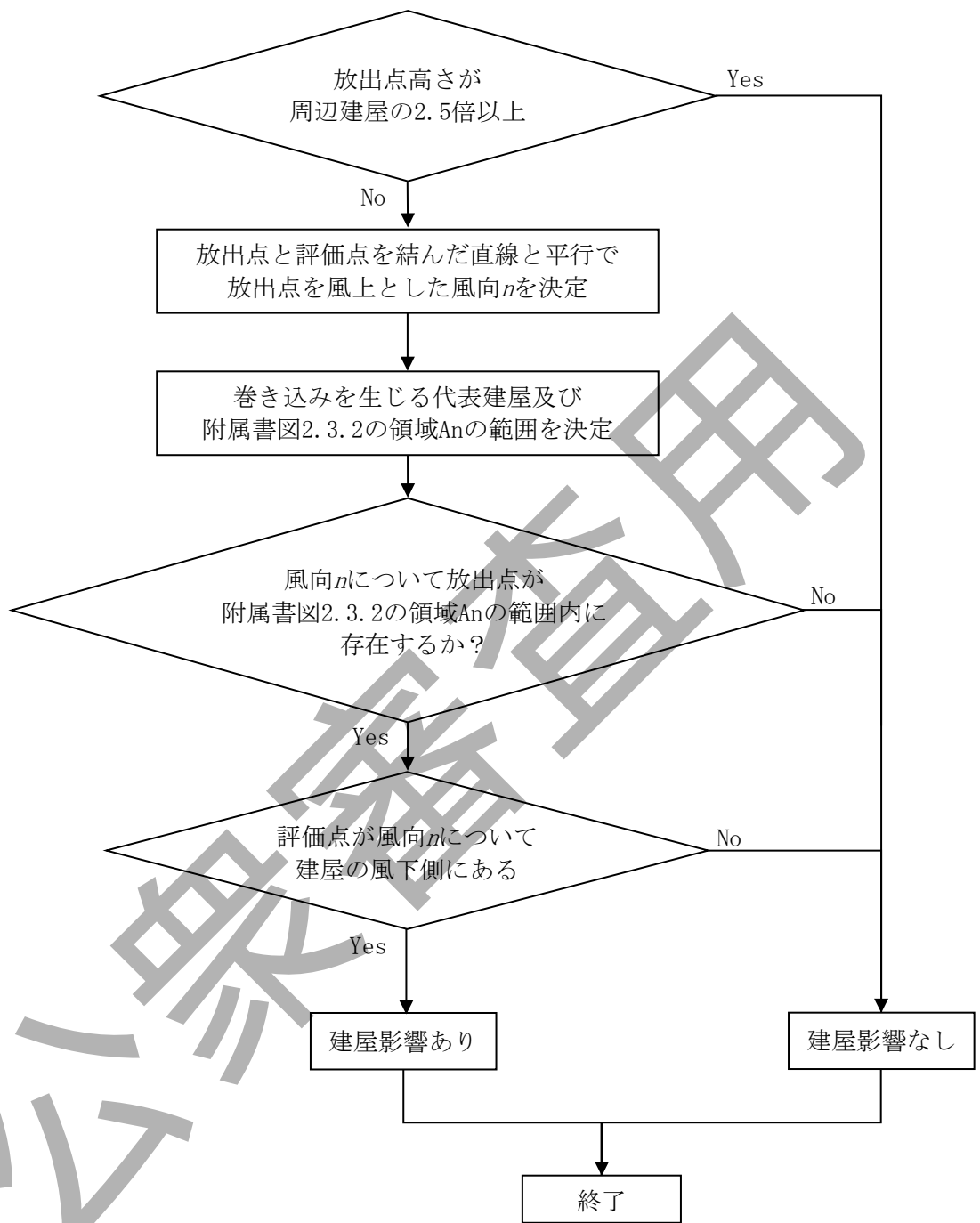
注： L は風向に垂直な建屋又は建屋群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

附属書図 2.3.2 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれ評価点に到達する条件
(水平断面での位置関係)

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。

建屋の影響の有無の判断のフローを、附属書図 2.3.3 に示す。

今後の実験等により、新たな知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合は、必要に応じてその知見を利用することが望ましい。



附属書図 2.3.3 建屋影響の有無の判断フロー

(3) 建屋の影響がある場合の計算に必要な具体的な条件

a) 風下側で巻き込みを生じる建屋の選定

- 1) 原子炉施設の近辺では、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。
- 2) 事故時に放出される放射性物質の巻き込みを生じる建屋としては、原子炉格納容器(原子炉格納施設)、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、制御建屋、燃料取扱建屋等、放出点の近隣に存在する建屋を対象とする。このうち、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的な建屋(以下「代表建屋」という。)として選定し、放射性物質の濃度を計算することは、合理的である。【附属書解説 2.3.3】
- 3) 放射性物質の巻き込みを生じる代表的な建屋の選定例を、附属書表 2.3.1 に示す。

附属書表 2.3.1 放射性物質の巻き込みを生じる代表建屋の選定

原子炉施設	想定事故	建屋の種類
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失*	原子炉建屋*
	主蒸気管破断	原子炉建屋、又はタービン建屋 (結果が厳しい方で代表)
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
	蒸気発生器伝熱管 破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋

* BWR 型原子炉施設の原子炉冷却材喪失は建屋の影響がある場合

b) 中央制御室周辺の放射性物質濃度の評価点の選定

1) 評価点の選定の考え方

中央制御室内には、中央制御室が設置されている建屋(以下「当該建屋」という。)の表面の放射性物質を含む空気を取り込まれる。このため、当該建屋の表面において評価点を適切に選定して、空気中の放射性物質濃度を計算する必要がある。

ここで当該建屋とは、具体的には原子炉建屋、原子炉補助建屋、あるいは制御建屋等が相当する。

2) 事故時に外気の取り入れを行う場合の評価点の選定

事故時に中央制御室の換気空調設備により外気の取り入れを行う場合は、主に外気取入口を介して放射性物質が取り込まれる。このため、放射性物質の空気中の濃度の評価点は、当該建屋の表面において外気取入口が設定されている点として特定することができる。

3) 事故時に外気の取り入れを遮断する場合の評価点の選定

事故時に中央制御室の換気空調設備により外気の取り入れを遮断する場合、空気流入により放射性物質が取り込まれる。このとき、当該建屋のどこから取り込まれるか特定することが難しいため、評価する建屋表面、及びその建屋表面上に評価点を適切に選定する必要が生じる。

i) 当該建屋の評価点(代表面)の選定

建屋の影響があると、代表建屋の風下側での放射性物質の拡散が当該建屋を包み込むように広範囲に及ぶこととなり、このうち、例えば、放出点との高度差が最も小さい面として、当該建屋の屋上面を評価の代表面として選定することは適切である。

また、放出点との高度差を保守的に無視して評価する場合には、屋上面に限らず、任意の表面を選定することは適切である。例えば、中央制御室の設置位置が当該建屋内の最上階でない場合は、側面を代表面とすることは適切である。

ii) 代表面における評価点の選定

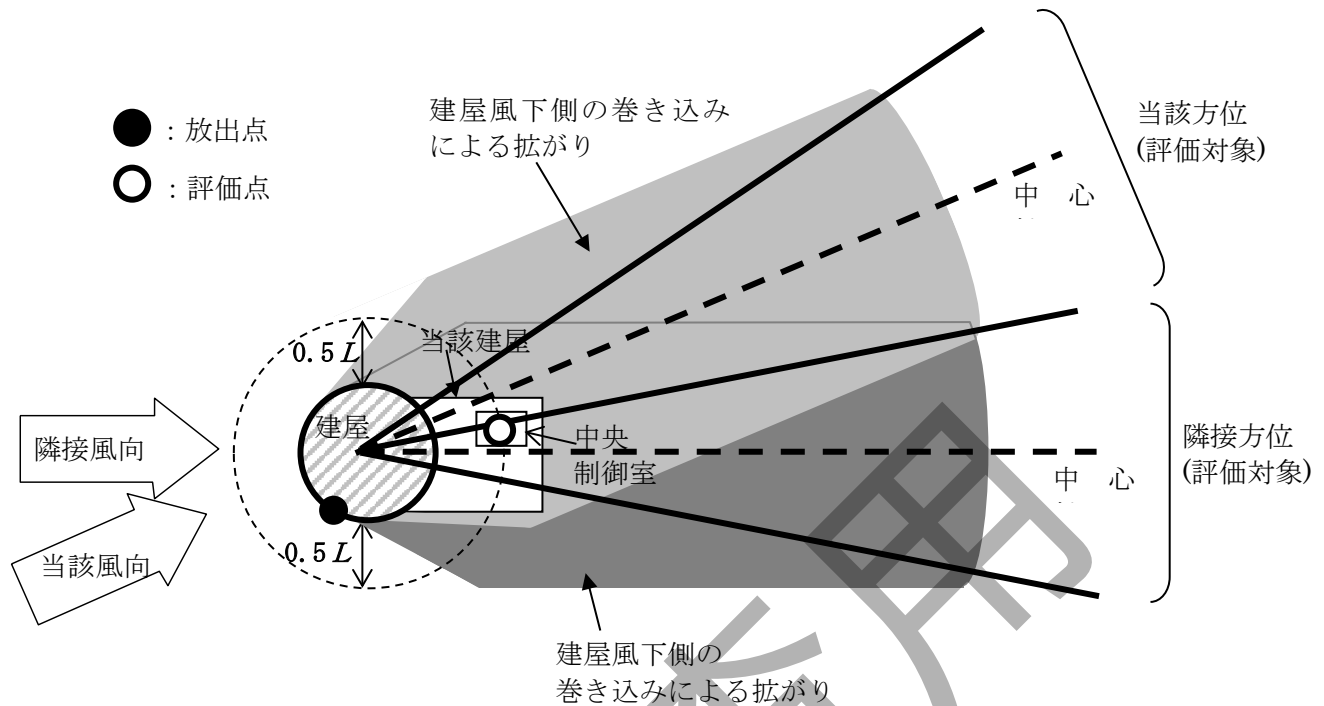
① 建屋の影響がある場合には、放射性物質の濃度は風下距離に対してほぼ一様となるので、屋上面を代表とする場合、評価点は厳密に定める必要はなく、例えば中央制御室の水平面での中心に相当する点を評価点とすることは妥当である。

② この場合の拡散パラメータは、放出点から評価点までの距離に相当する σ_y 及び σ_z を計算して求める。また、保守的に $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、 σ_{y0} 、 σ_{z0} のみを使用して拡散パラメータを計算してもよい。

屋上面以外の側面を代表面とする場合は、側面上で中央制御室の中心点が位置する高さに相当する点を選定することは妥当である。

c) 評価対象とする風向の方位

建屋の影響があると、代表建屋の風下側での放射性物質のプルームが当該建屋を包み込むように広範囲に及ぶこととなる。そのため、評価点における放射性物質の濃度を計算する場合は、放出点と評価点とを結ぶ風向が含まれる1方位のみを対象とするだけでは十分ではなく、附属書図 2.3.4 に示すように、それぞれの方位に対して代表建屋の風下側での巻き込みによる放射性物質が拡がりを持っているため、複数の風向の方位を対象とする必要がある。【附属書解説 2.3.4】



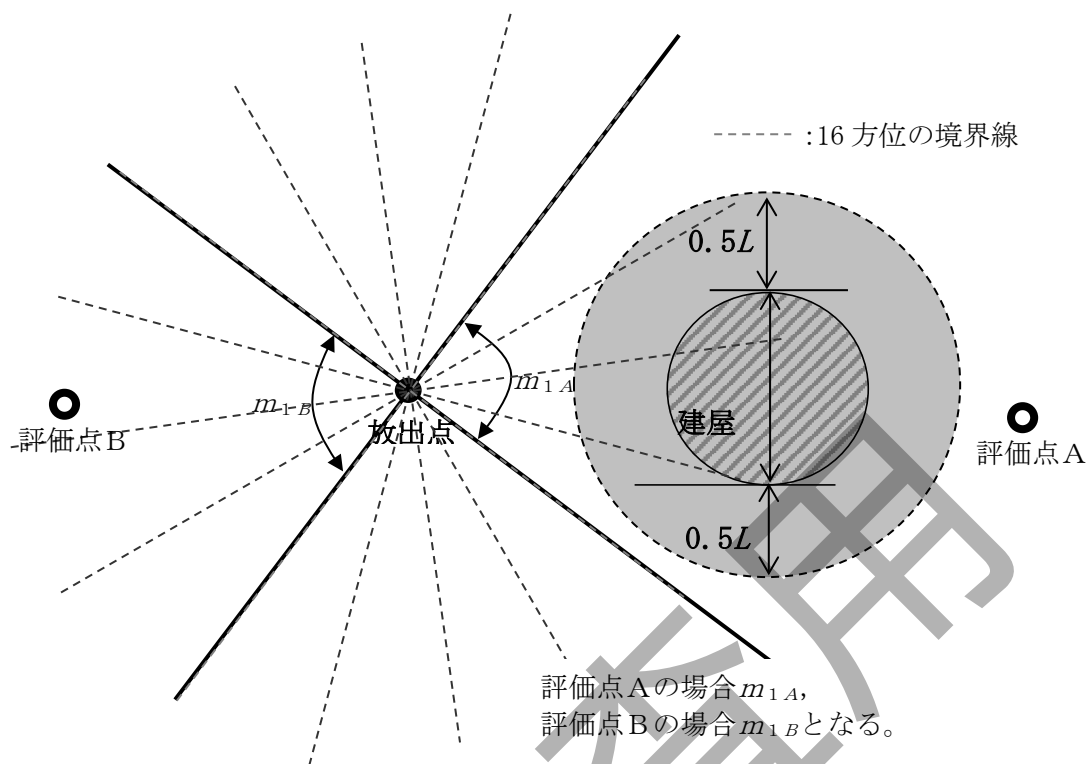
附属書図 2.3.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。

具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、全ての条件に該当する方位を評価対象とする。

- 1) 放出点が評価点の風上にあること
- 2) 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、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、附属書図 2.3.5 のような方法を用いることができる。附属書図 2.3.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A} 、 m_{1B} 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(附属書図 2.3.5 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。【附属書解説 2.3.5】

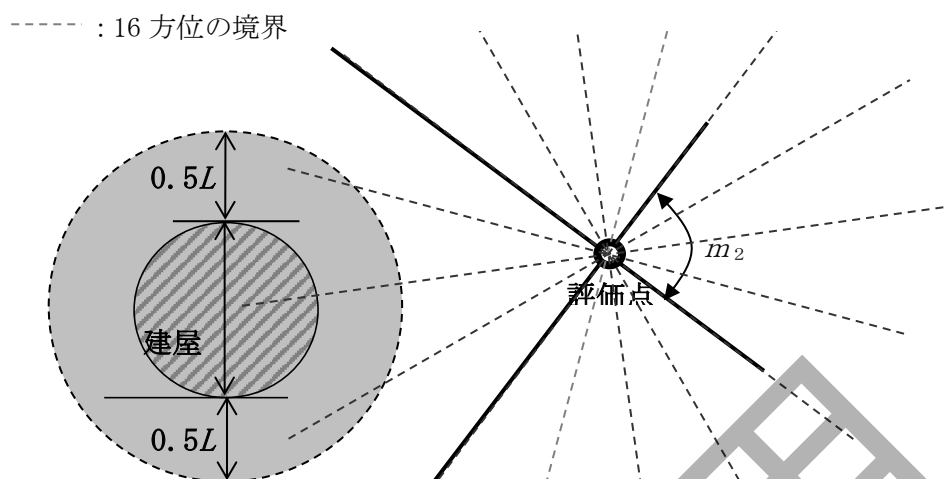


注： L は風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

附属書図 2.3.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

3) 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 m_2 の選定には、附属書図 2.3.6 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(附属書図 2.3.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。【附属書解説 2.3.5】

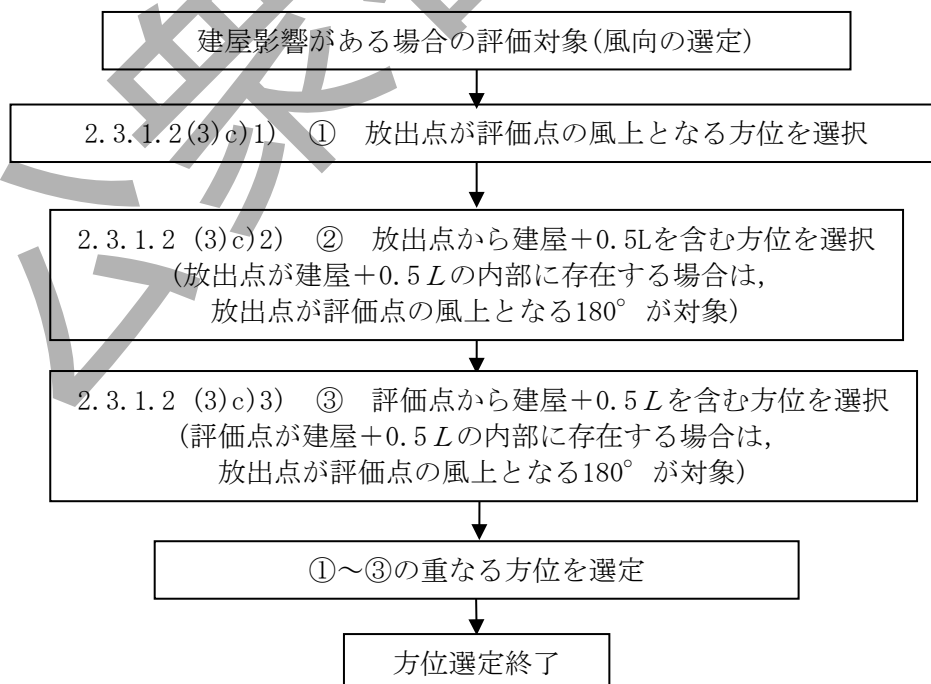


注： L は風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

附属書図 2.3.6 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_2 の選定方法 (水平断面での位置関係)

附属書図 2.3.5 及び附属書図 2.3.6 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。【附属書解説 2.3.6】

建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、附属書図 2.3.7 に示す。



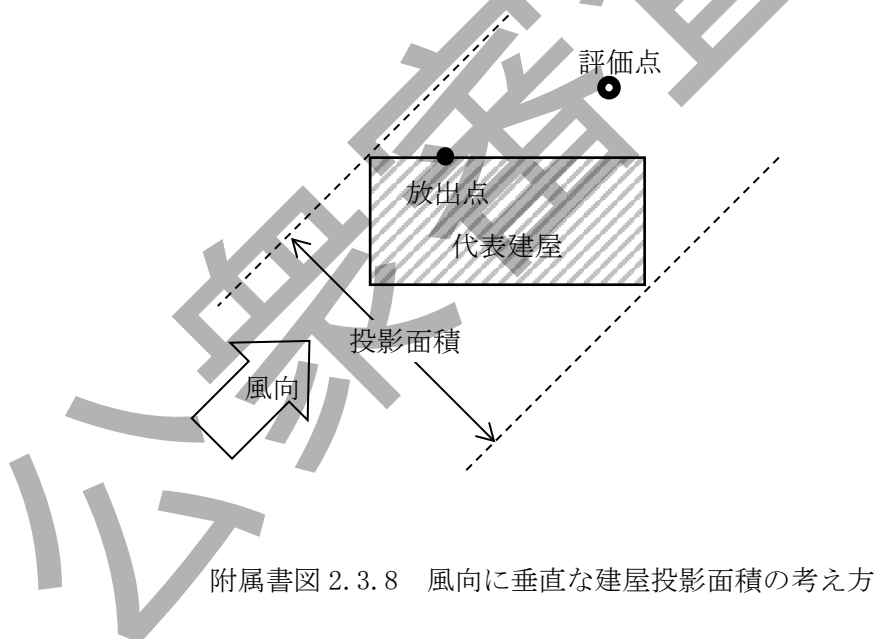
附属書図 2.3.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

なお、幾何学的に見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り、評価すべき方位の数が増加することも考えられるが、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。

【附属書解説 2.3.7】

d) 建屋投影面積

- 1) 附属書図 2.3.8 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。【附属書解説 2.3.8】
- 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、全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。
- 3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位により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、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる。【附属書解説 2.3.9】



附属書図 2.3.8 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件

a) 放射性物質濃度の評価点の選定

建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは σ_y 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。

- 1) 事故時に外気の取り入れを行う場合
外気取入口の設置されている点を評価点とする。
- 2) 事故時に外気の取り入れを遮断する場合

当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。

- ① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離
- ② 放出点との高度差が最小となる建屋面

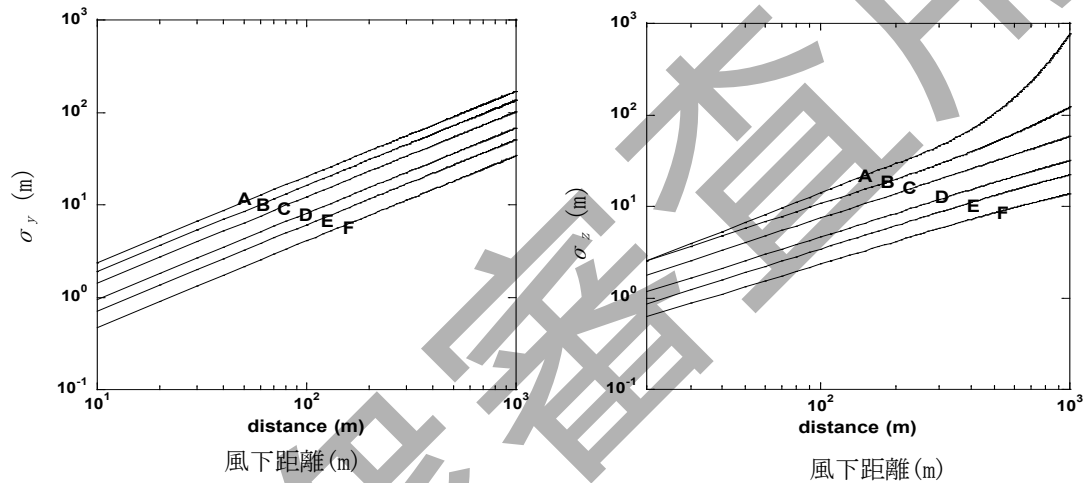
b) 風向の方位

建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。

2.3.1.3 平地における濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y , σ_z

(1) 平地における大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z は、風下距離及び大気安定度に応じて算出する。附属書図 2.3.9 から読み取るか、又はそれに対応する相関式によって求める。

建屋の影響がない場合には、 σ_y 及び σ_z がそのまま大気拡散の基本拡散式の入力となる。



(a) y 方向の拡がりのパラメータ (σ_y) (b) z 方向の拡がりのパラメータ (σ_z)

附属書図 2.3.9 濃度の拡がりのパラメータ

(2) σ_y 及び σ_z の相関式は、以下のとおりである。

$$\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{ a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2 \} \log x \dots \dots \dots \text{(附属書 2.3.6)}$$

$$\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \dots \dots \dots \text{(附属書 2.3.7)}$$

- x : 風下距離 (km)
- σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)
- $\theta_{0.1}$: 0.1km における角度因子 (の値 (deg))
(角度因子：水平方向濃度が 1/10 になる幅を見込む角度)

- a) 角度因子 θ は $\theta(0.1\text{km})/\theta(100\text{km})=2$ とし、附属書図 2.3.9 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。 $\theta(0.1\text{km})$ の値を附属書表 2.3.2 に示す。
- b) (附属書 2.3.6) 式の σ_1, a_1, a_2, a_3 の値を、附属書表 2.3.3 に示す。

附属書表 2.3.2 $\theta_{0.1}$: 0.1km における角度因子の値

大気安定度	A	B	C	D	E	F
$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10

単位：deg

附属書表 2.3.3 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

(a) 風下距離が 0.2km 未満
(a_2, a_3 は 0 とする。)

大気安定度	σ_1	a_1
A	165	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

(b) 風下距離が 0.2km 以遠

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	31.7	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0

2.3.2 相対濃度 (χ/Q)

事故後に放射性物質の放出が継続している時間の気象条件の変化及び事故が 1 年間の任意の時間に発生することを考慮した相対濃度を用いる。

2.3.2.1 相対濃度の計算の考え方

被ばく評価で用いる相対濃度は、「気象指針」に基づき、次のとおり計算する。

- (1) 事故発生後、放射性物質の放出が継続している時間中に、毎時刻の気象データに基づき、評価点における毎時刻の放射性物質の濃度を計算する。
- (2) ここで、放射性物質の放出の継続時間は、放射性物質の放出率の時間的変化から定める実効的な放出継続時間(以下「実効放出継続時間」という。)として定める。実効放出継続時間は、希ガス(ガンマ線エネルギー0.5MeV 換算)及びヨウ素(I-131 等価量)について定める。
- (3) 毎時刻での放射性物質の濃度を加算し、実効放出継続時間で平均化する。
- (4) 事故発生の気象データは、年間の観測データの任意のデータを先頭を選択する。
- (5) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度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%に当たる相対濃度とする。

2.3.2.2 相対濃度の計算方法

- (1) 相対濃度 χ/Q は、「気象指針」に基づき、(附属書 2.3.8)式によって計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots \text{(附属書 2.3.8)}$$

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)
- T : 実効放出継続時間 (h)
- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)
- δ_i^d : 時刻 i における風向が評価対象 d の場合 $\delta_i^d = 1$
時刻 i における風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$

この場合、 $(\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に基づく相対濃度であり、2.3.1.2 項で示す考え方で計算する。さらに、水平方向の一つの方位における風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算する。

なお、風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。

- (2) $(\chi/Q)_i$ の計算式

- a) 建屋の影響がない場合の計算式

建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出、又は長時間放出に応じて計算する。なお、「気象指針」に基づき、実効放出継続時間が8時間を超える場合は長時間放出として取り扱う。

- 1) 短時間放出の場合

短時間放出の場合、 $(\chi/Q)_i$ の計算は、風向が方位内で一定であり、かつ放出点から評価点を結ぶライン上が水平方向の濃度分布の最大値となると仮定して(附属書 2.3.9)式によって計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sigma_{yi} \sigma_{zi} U_i} \times \left[\exp \left\{ -\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} + \exp \left\{ -\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} \right]$$

..... (附属書 2.3.9)

- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)
 H : 放出点の高さ (m)
 z : 評価点の高さ (m)
 U_i : 時刻 i における放出点を代表する風速 (m/s)
 σ_{yi} : 時刻 i における平地での濃度の水平方向の拡がりのパラメータ (m)
 σ_{zi} : 時刻 i における平地での濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ (m)

2) 長時間放出の場合

長時間放出の場合には、 $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内に一様に分布すると仮定して(附属書 2.3.10)式によって計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi} U_i x} \times \left[\exp \left\{ -\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} + \exp \left\{ -\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} \right]$$

..... (附属書 2.3.10)

- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)
 H : 放出点の高さ (m)
 z : 評価点の高さ (m)
 x : 放出点から評価点までの距離 (m)
 U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
 σ_{zi} : 時刻 i における濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ (m)

b) 建屋の影響がある場合の計算式

「2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件」に示した考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の風下側では、放射性物質の濃度が建屋の投影面積に応じた拡がりをもって分布するものとして計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1)、又は 2)によって、水平方向の濃度分布を取り扱い、相対濃度を計算する。な

お、「**気象指針**」に基づき、実効放出継続時間が8時間を超える場合は長時間放出として取り扱う。

1) 短時間放出の場合

建屋の影響がない場合と同様、短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価地点が存在し風向が一定であるものとして、(附属書 2.3.11)式によって濃度分布の最大値を計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right\} \right]$$

…………… (附属書 2.3.11)

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度	(s/m ³)
H	: 放出点の高さ	(m)
z	: 評価点の高さ	(m)
U_i	: 時刻 i における代表的風速	(m/s)
A	: 風向方向に垂直な建屋の投影面積	(m ²)
c	: 形状係数	(-)
Σ_{yi}	: 時刻 i における建屋の影響を加えた濃度の水平方向の拡がりのパラメータ	(m)
Σ_{zi}	: 時刻 i における建屋の影響を加えた濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_{yi}	: 時刻 i における平地での濃度の水平方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_{zi}	: 時刻 i における平地での濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ	(m)

ここで計算する $(\chi/Q)_i$ は、【附属書解説 2.3.1】に示したように簡素化した計算式で求めることができる。

2) 長時間放出の場合

- i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1方位内で平均した濃度として求めてもよい。
- ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(附属書 2.3.10)式を用いて放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(附属書 2.3.11)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある。【附属書解説 2.3.10】

- iii) ii)の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化処理することは適切な例である。
- iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。

2.3.3 相対線量(D/Q)

- (1) 大気中に放出された放射性物質に起因するプルームからのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。
- (2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。
- (3) 評価地点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(附属書 2.3.12)式によって計算する。

$$D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \text{(附属書 2.3.12)}$$

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

D : 評価地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/s)

K_I : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_a : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

r : (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離 (m)

B(μr) : 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

(x', y', z') : (x', y', z')の濃度 (Bq/m³)

α, β, γ : 定数 (-)

μ_a, μ, α, β, γは、0.5MeVのガンマ線に対する値を用いる。

- (4) 建屋影響がある場合は、χ(x', y', z')の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。(「2.3.1.1(2) 建屋の影響がある場合の基本拡散式」を参照)
- (5) 建屋影響がある場合でも、評価点を放出点と同じ高さ(風下軸上)に設定し、χ(x', y', z')を計算する際の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的でありかつ保守的である。ただし、その場合においても、風向の方位については、建屋影響を見込んだ複数方位を評価対象方位とする必要がある。(「2.3.1.2(3)c) 評価対象とする風向の方位」を参照)

2.4 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の評価

- (1) 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の計算は以下の流れに沿って行い、2.4.1から2.4.3に示す方法によって計算する。
 - a) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源となる建屋内線源強度の計算
 - b) 直接ガンマ線の計算
 - c) スカイシャインガンマ線の計算
- (2) 地形及び施設の構造上の理由によって、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量が当該事故による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。

2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算

- (1) 原子炉冷却材喪失(BWR型原子炉施設)
 - a) 事故の想定は、「2.2.1.1 原子炉冷却材喪失」とする。
 - b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建屋等(二次格納施設)に放出される。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
【附属書解説 2.4.1】
 - c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。
 - d) 二次格納施設内の放射性物質量の計算に当たっては、放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を期待する。
 - e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋最上階雰囲気中に存在する放射性物質とする。【附属書解説 2.4.1】
 - f) 計算対象とする放射性物質は希ガス及びイウ素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。
【附属書解説 2.4.2】
 - g) 原子炉格納容器内に放出される希ガス及びイウ素の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1%とする。
 - h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲(エネルギー群)に区分して計算する。
- (2) 主蒸気管破断(BWR型原子炉施設)
 - a) 事故の想定は、「2.2.1.2 主蒸気管破断」とする。
 - b) 事故時に主蒸気管破断口から建屋内に放出された放射性物質は、全量が建屋から漏えいすることなく、保守的に建屋の自由空間内に均一に分布するものとする。この建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
 - c) 建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。
 - d) 計算対象とする放射性物質は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。【附属書解説 2.4.2】
 - e) 計算対象とする放射性物質及び建屋内への放出量の計算条件は、大気中への

放出量の計算条件（「2.2.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとする。ただし、線源強度の計算に当たっては、保守的に建屋から放出されず、全量が建屋内にとどまるものとする。

- f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲(エネルギー群)に区分して計算する。
- (3) 原子炉冷却材喪失(PWR 型原子炉施設)
 - a) 事故の想定は、「2.2.2.1 原子炉冷却材喪失」とする。
 - b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。この原子炉格納容器内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
 - c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1%とする。
 - d) 計算対象とする放射性物質は希ガス、ハロゲン及び固形分とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。【附属書解説 2.4.2】
 - e) 事故後 30 日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊放射性物質によるガンマ線を、複数のガンマ線エネルギー範囲(エネルギー群)に区分して計算する。
 - f) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型格納容器のように、アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在する場合は、アニュラス部内に漏えいした希ガス及びよう素によるガンマ線についても計算する。原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいした放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものとし、また、アニュラス空気浄化系による除去効果を期待する。

2.4.2 直接ガンマ線の計算

- (1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。
- (2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy とする。
- (3) 直接ガンマ線の計算方法
 - a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いることとし、基本計算式は(附属書 2.4.1)式とする。ただし、(附属書 2.4.1)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。

$$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \quad \dots\dots\dots (\text{附属書 2.4.1})$$

$$b = \sum_i \mu_i l_i$$

H_d	: 実効線量	(Sv)
$K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数	[Sv/(γ /m ²)]
$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度	(γ /m ³)
$B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対する ビルドアップ係数	(-)
μ_i	: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数	(1/m)
l_i	: 物質 i の透過距離	(m)
R	: 微小体積 dV から計算点までの距離	(m)

2.4.3 スカイシャインガンマ線の計算

- (1) 建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、建屋の構造や配置及び地形条件を考慮して計算する。
- (2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy を用いる。
- (3) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型格納容器のように、外部遮蔽のドーム部と円筒部の遮蔽厚とがほぼ同等であるため薄い方の厚さで代表させて計算する場合は、2.4.3(4)項の方法によって直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の双方を計算してもよい。

さらに、アニュラスの構造壁の遮蔽効果を計算しない場合も、2.4.3(4)項の方法によって直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の双方を計算してもよい。

(4) スカイシャインガンマ線の計算方法

- a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、基本計算式は(附属書 2.4.2)式とする。必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。ただし、(附属書 2.4.2)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。

$$H_s = \int_0^T D_s dt$$

$$D_s = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r} B(E', b) \exp\left(-\sum_i \sum_m \mu'_i X_m\right) dV$$

..... (附属書 2.4.2)

H_s	: 実効線量	(Sv)
D_s	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)
$\Phi(E, x)$: 散乱点におけるガンマ線束	[γ /(m ² s)]
μ'_i	: 散乱エネルギー E' における物質 i の線減衰係数	(1/m)
$K(E')$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数	[Gy/(γ /m ²)]
$B(E', b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から 計算点までの b に対するビルドアップ係数	(-)

X_m	: 領域 m の透過距離	(m)
r	: 散乱点から計算点までの距離	(m)
V	: 散乱体積	(m ³)
N	: 空気中の電子数密度	(electrons/m ³)
$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積	(m ² /steradian)
θ	: 散乱角	(radian)
T	: 計算対象期間 (30 日間)	(s)

(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

b) 散乱点におけるガンマ線束は、次の 1)又は 2)のいずれかの方法によって計算する。

1) 遮蔽の影響をビルドアップ係数で求める場合

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j) \dots\dots\dots \text{(附属書 2.4.3)}$$

$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

$\Phi(E, x)$: 散乱点におけるガンマ線束	[$\gamma / (\text{m}^2 \cdot \text{s})$]
μ_i	: 線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数	(1/m)
$S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度	(γ / s)
$B(E, b^0)$: 線源エネルギー E のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮蔽体の b^0 に対するビルドアップ係数	(-)
X_j	: 領域 j の透過距離	(m)
ρ	: 線源点から散乱点までの距離	(m)

2) 遮蔽の影響を輸送計算で求める場合

$$\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp(-\sum_i \mu_i x_i) \dots\dots\dots \text{(附属書 2.4.4)}$$

$$S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos \theta$$

$\Phi(E, x)$: 散乱点におけるガンマ線束	[$\gamma / (\text{m}^2 \cdot \text{s})$]
μ_i	: 線源エネルギー E における領域 i の線減衰係数	(1/m)
x_i	: 領域 i の透過距離	(m)
ρ	: 線源点から散乱点までの距離	(m)
$S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度	(γ / s)
θ	: 鉛直方向とガンマ線の進行方向がなす角	(radian)

$\Phi(\theta)$: 輸送計算式により 求めたガンマ線束の θ 方向成分	($\gamma/\text{m}^2\text{s}\cdot\text{weight}$)
	$\text{weight} = \frac{\Delta \Omega}{4\pi}$	
Ω	: ガンマ線の放出立体角	(steradian)
A_c	: 天井面積	(m^2)

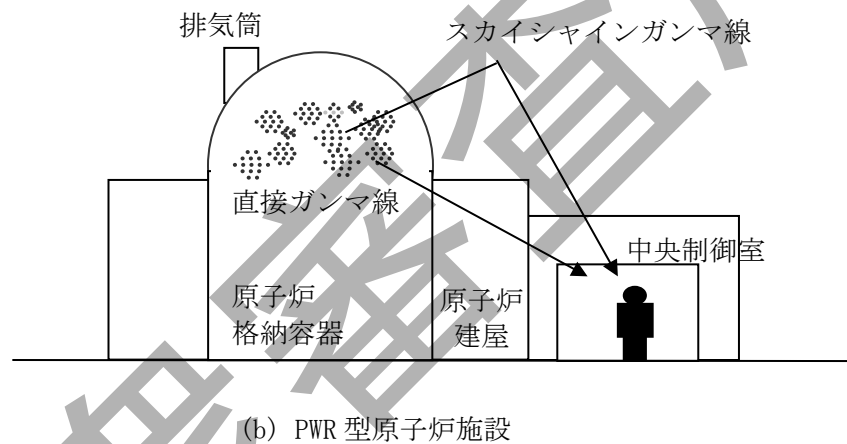
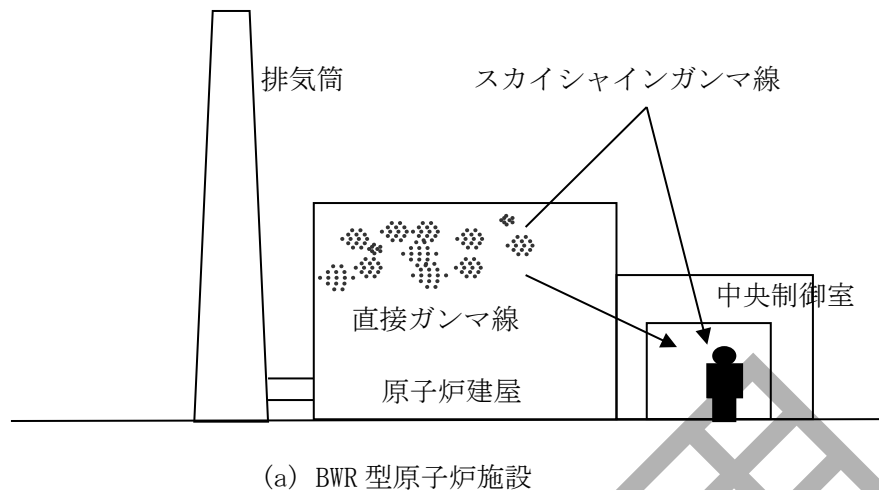
2.5 中央制御室運転員の事故時被ばく評価

- (1) 中央制御室運転員の事故時被ばくを、2.1.2(1)に示した被ばく経路（線量 $H_{o1} \sim H_{o7}$, $H_{i1} \sim H_{i2}$ ）について、2.5.1から2.5.5までに示す方法により計算する。
- (2) 次のa)及びb)のとおり、事象によっては、全ての被ばく経路の評価が必要となるものではない。【附属書解説2.5.1】
 - a) PWR型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく放出点から直接大気中へ放出されるような事象については、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の評価は不要とする。
 - b) BWR型原子炉施設の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前の放射性物質放出（半球状雲）及びPWR型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えいが停止するまでの放射性物質放出は、事故発生直後の時間に集中し、入退域時に運転員が遭遇するのは稀なため被ばく評価は不要とする。

2.5.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく

次の(1)及び(2)の被ばく経路について、運転員の被ばくを、2.5.1.1から2.5.1.2までに示す方法により計算する。（附属書図2.5.1）

- (1) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく（線量 H_{o1} ）
- (2) 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中央制御室内滞在時の被ばく（線量 H_{o2} ）



附属書図 2.5.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく経路

2.5.1.1 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく

- (1) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(BWR 型原子炉施設)
 - a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する。
 - b) 直接ガンマ線の線源強度は，「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
 - c) 構造物の配置，形状及び組成に基づき，線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を考慮して，線量を計算する。
 - d) 線量の評価点については，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。

- e) 中央制御室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
- f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o1} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.1)}$$

- H_{o1} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_d : 室内作業時直接ガンマ線積算線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

(2) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(PWR型原子炉施設)

- a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス部に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する。
- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 構造物の配置、形状及び組成に基づき、線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を考慮して、線量を計算する。
- d) 線量の評価点については、中央制御室内の中心点、操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
- f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
- g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o1} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.2)}$$

- H_{o1} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_d : 室内作業時直接ガンマ線積算線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

(3) 主蒸気管破断時の被ばく評価 (BWR型原子炉施設)

- a) 主蒸気管破断発生後30日間、建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する。

- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 構造物の配置、形状及び組成に基づき、線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を考慮して、線量を計算する。
- d) 線量の評価点については、中央制御室内の中心点、操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
- f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o1} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.3)}$$

H_{o1} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_d : 室内作業時直接ガンマ線積算線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

2.5.1.2 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中央制御室内滞在時の被ばく

- (1) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(BWR型原子炉施設)
 - a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する。
 - b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
 - c) 構造物の配置、形状及び組成に基づき、線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を考慮して、線量を計算する。
 - d) 線量の評価点については、中央制御室内の中心点、操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
 - e) 中央制御室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
 - f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o2} = H_s \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.4)}$$

H_{o2} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_s : 室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)

W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

(2) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(PWR型原子炉施設)

- a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉格納容器内及びアニュラス部内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 建造物の配置，形状及び組成に基づき，線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を考慮して，線量を計算する。
- d) 線量の評価点については，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在時間を，通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し，30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
- f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には，アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
- g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。

$$H_{o2} = H_s \times W_t \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.5})$$

H_{o2} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_s : 室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)

W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

(3) 主蒸気管破断時の被ばく評価(BWR型原子炉施設)

- a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 建造物の配置，形状及び組成に基づき，線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を考慮して，線量を計算する。
- d) 線量の評価点については，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点と

- する。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在時間を，通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し，30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
- f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。

$$H_{o2} = H_s \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.6)}$$

H_{o2} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_s : 室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)

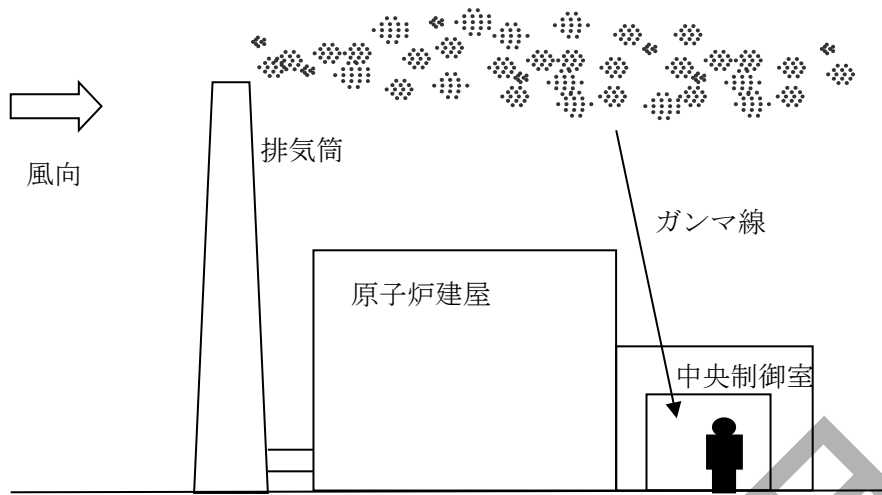
W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

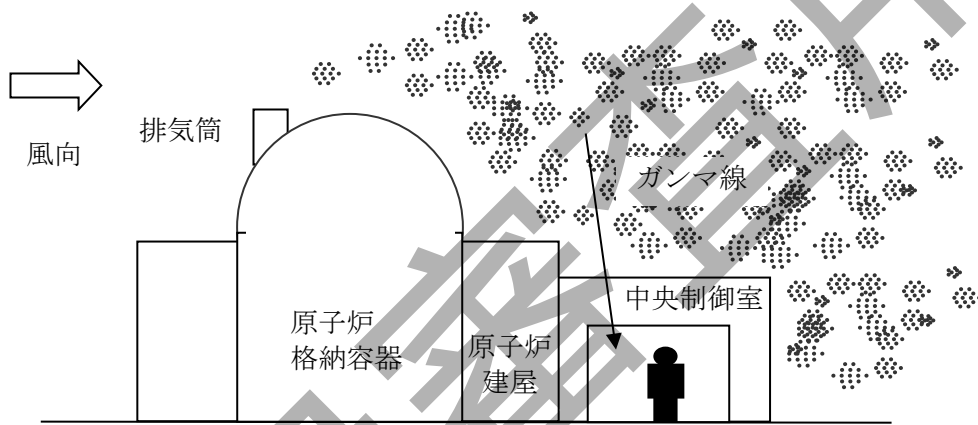
$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

2.5.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく

- (1) 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中央制御室内にとどまる運転員の被ばく（線量 H_{o3} ）を，次の(2)から(4)によって計算する。（附属書図 2.5.2）



(a) BWR 型原子炉施設



(b) PWR 型原子炉施設

附属書図 2.5.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく

- (2) 線量の評価点は、中央制御室換気空調設備の外気取入口、中央制御室の中心位置等を代表点とする。
- (3) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線の遮蔽効果を計算する。
- (4) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o3} = H_{\gamma} \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.7)}$$

H_{o3} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_{γ} : 大気中へ放出された希ガス等のガンマ線による実効線量 (Sv)

W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

- a) BWR型原子炉施設の主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。

$$H_{o3} = H_{\gamma} \times W_t + H_c \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.8})$$

H_{o3}	: 外部被ばく線量	(Sv)
H_{γ}	: 大気中へ放出された希ガス等のガンマ線による実効線量	(Sv)
W_t	: 運転員の交替による滞在時間割合	(-)
H_c	: 半球状雲による実効線量	(Sv)

- b) PWR型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時には、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばくの線源となる希ガスは、破損側蒸気発生器の一次系から二次系への漏えいが停止するまでの短時間に全量が放出されるため、事故発生時に勤務している運転員がすべての線量を受けるとして、運転員の交替による滞在時間割合を「1.0」とする。

$$H_{o3} = H_{\gamma} \times 1.0 \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.9})$$

H_{o3}	: 外部被ばく線量	(Sv)
H_{γ}	: 大気中へ放出された希ガスのガンマ線による実効線量	(Sv)

- c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法により計算する。

- 1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時

$$H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.10})$$

H_{γ}	: 大気中に放出された希ガスのガンマ線による実効線量	(Sv)
K	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv/Gy)
D/Q	: 相対線量	(Gy/Bq)
$Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における放射性物質の放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算)	(Bq/s)
B	: ビルドアップ係数	(-)
μ'	: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数	(1/m)
X'	: 中央制御室コンクリート厚さ	(m)

T : 計算対象期間(30 日間) (s)

(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

なお、上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B\exp(-\mu' X')$ は、テーラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。

2) 主蒸気管破断時

i) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された放射性物質による線量

$$H_c = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_\gamma}{V} E_\gamma \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.11})$$

- H_c : 半球状雲による実効線量 (Sv)
- Q_γ : 半球状雲中の放射性物質質量 (Bq)
(ガンマ線 0.5MeV 換算)
- V : 半球状雲体積 (m³)
- E_γ : ガンマ線エネルギー(0.5MeV) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
- R : 半球状雲直径 (m)
- U : 半球状雲の移動速度 (m/s)
- B : ビルドアップ係数 (-)
- μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
- X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m)

ii) 主蒸気隔離弁閉止後に漏えいした放射性物質による線量

$$H_\gamma = \int_0^T K(D/Q) Q_\gamma(t) B \exp(-\mu' X') dt \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.12})$$

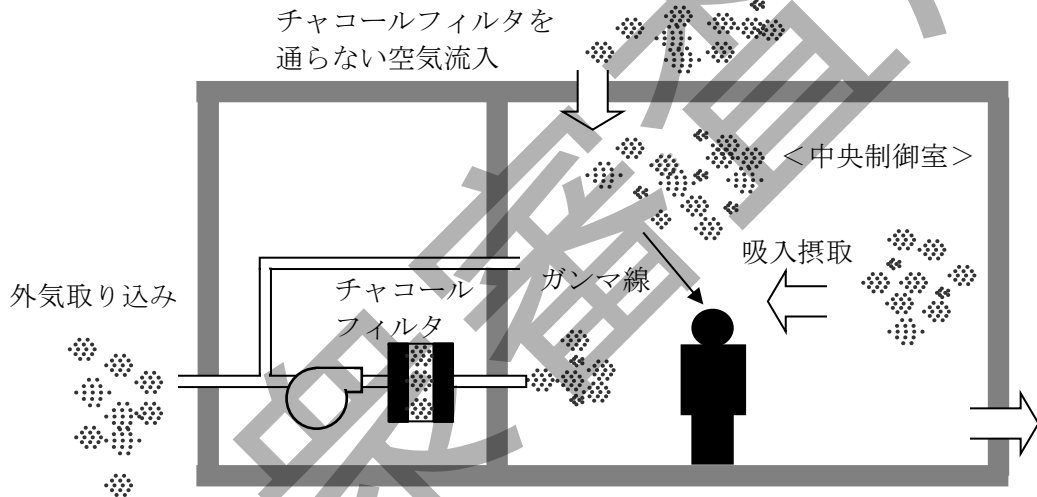
- H_γ : 大気中へ放出された希ガス等のガンマ線による実効線量 (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_\gamma(t)$: 時刻 t における放射性物質の放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算) (Bq/s)
- B : ビルドアップ係数 (-)
- μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
- X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m)

T : 計算対象期間 (30 日間) (s)

(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

2.5.3 中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

- (1) 次のa)及びb)について、2.5.3.1から2.5.3.2までに示す方法により計算する。
 - a) 中央制御室が設置されている建屋(以下「当該建屋」という。)周辺の空気中の放射性物質濃度
 - b) 中央制御室内に取り込まれた放射性物質濃度
- (2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを、2.5.3.3から2.5.3.4までに示す方法により計算する。(附属書図2.5.3)
 - a) 中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による被ばく(線量 H_{i1})
 - b) 中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく(線量 H_{o4})



附属書図2.5.3 取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

2.5.3.1 当該建屋周辺の空気中の放射性物質濃度

- (1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出点付近の建屋の巻き込みの影響を受ける場合にはその効果を「2.3 大気拡散の評価」に基づき計算した上で、当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。当該建屋周辺の放射性物質濃度は、(附属書 2.5.13)式で計算する。(「2.3.1 放射性物質の大気拡散」「2.3.2 相対濃度 (χ/Q)」を参照)

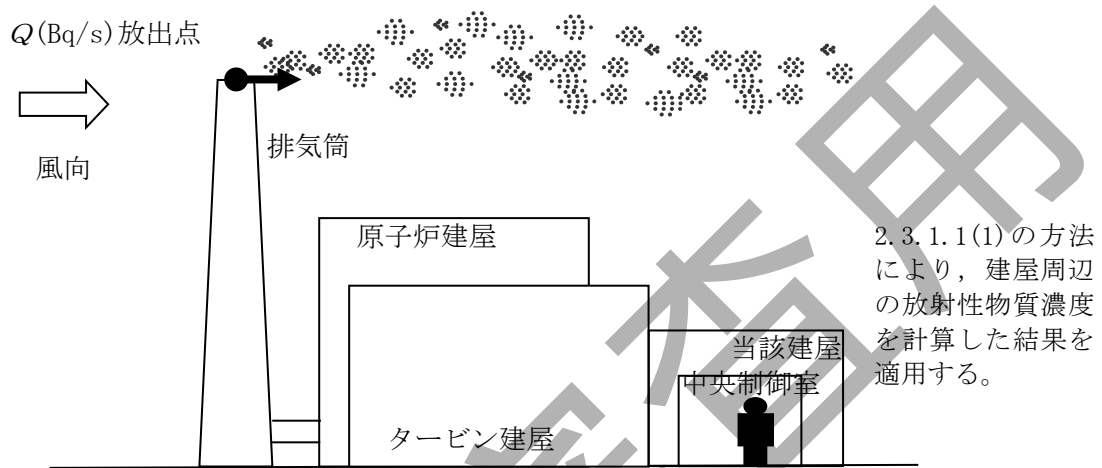
$$S^k(t) = (\chi/Q) Q^k(t) \dots \dots \dots \text{(附属書2.5.13)}$$

$S^k(t)$: 時刻 t における評価点での放射性物質 k の濃度 (Bq/m³)

x/Q : 評価点の相対濃度 (s/m³)
 $Q^k(t)$: 時刻 t における放出点からの放射性物質 k の放出率 (Bq/s)

a) 建屋の影響がない場合

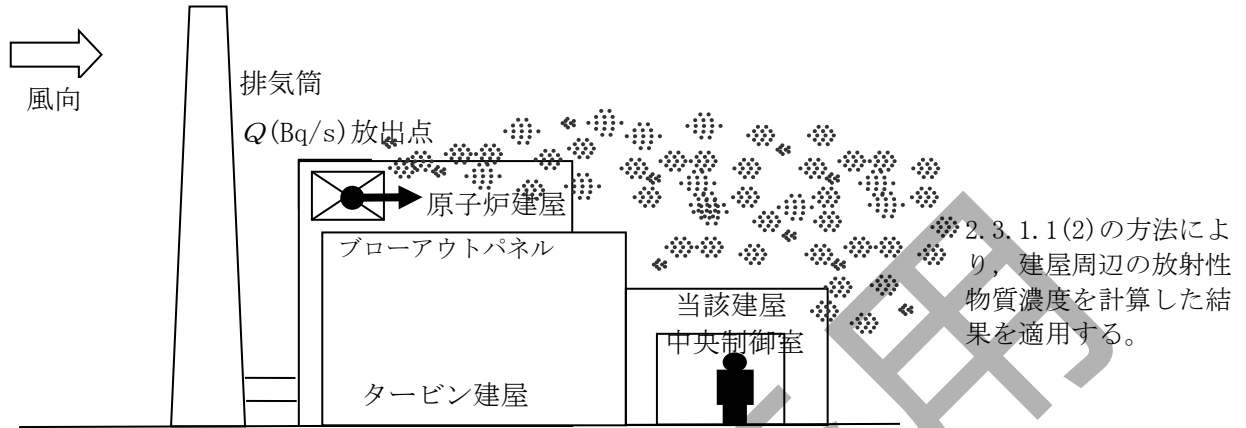
建屋の影響がない場合は、2.3.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の空気中の放射性物質の濃度分布の結果を用いる。(附属書図2.5.4)



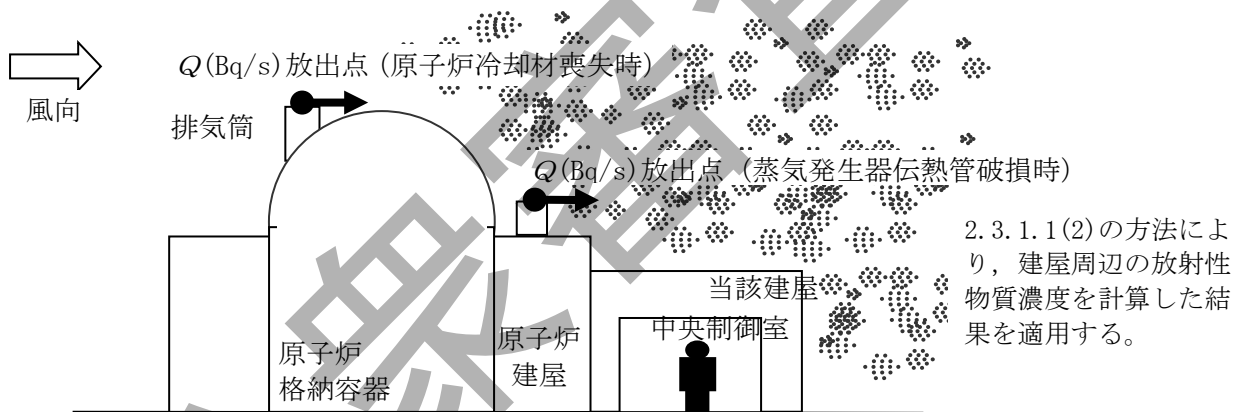
附属書図2.5.4 建屋の影響がない場合の当該建屋付近での放射性物質の拡散 (BWR型原子炉施設の原子炉冷却材喪失の例)

b) 建屋の影響がある場合

建屋の影響がある場合は、2.3.1.1(2)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる。(附属書図2.5.5)



(a) BWR型原子炉施設(主蒸気管破断の例)



(b) PWR型原子炉施設(原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の例)

附属書図2.5.5 建屋の影響がある場合の当該建屋付近での放射性物質の拡散

2.5.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度

(1) 当該建屋周辺の空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射性物質が取り込まれることを想定する。

a) 中央制御室換気空調設備によって室内に取り込まれる。【附属書解説 2.5.2】

b) 中央制御室内にチャコールフィルタを通らず直接取り込まれる。

(2) 中央制御室内で、放射性物質は一様に分布すると仮定する。

(3) 中央制御室非常用換気空調設備のフィルタ効率、設計値又は管理値を用いる。

- (4) 中央制御室への放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における放射性物質 k の当該建屋の中央制御室の外気取入口又は表面における空气中濃度を用いる。
- (5) 中央制御室換気空調設備の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに弁隔離に要する時間を考慮する。また、手動操作により隔離する場合は、弁隔離操作に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまでに少なくとも 10 分間の時間的余裕を考慮する。この場合、事故を検知してから操作を開始するまでの時間は、合理的に説明できるものでなければならない。【附属書解説 2.5.3】
- (6) 中央制御室内に浮遊する放射性物質の量は、次のとおり計算する。
- a) 中央制御室内へ取込まれた外気の放射性物質質量から中央制御室内の放射性物質濃度を求める。中央制御室内が複数の区画で表される場合、評価対象区画 i と隣接する区画 j の関係は下式のように表される。【附属書解説 2.5.4】

$$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{L=1}^N (1 - E_{iL}^k) \alpha_{iL} S_L^k(t) + \alpha_{iI} S_I^k(t) \dots \quad (\text{附属書 2.5.14})$$

$M_i^k(t)$: 時刻 t における区画 i の放射性物質 k の量	(Bq)
V_i	: 区画 i の体積	(m^3)
E_{ij}^k	: 区画 j から i の経路にあるチャコールフィルタの除去効率	(-)
G_{ij}	: 区画 j から i の体積流量	(m^3/s)
λ^k	: 放射性物質 k の崩壊定数	(1/s)
$S_L^k(t)$: 時刻 t における外気取入口 L での放射性物質 k の濃度	(Bq/ m^3)
α_{iL}	: 外気取入口 L から区画 i に取り込む体積流量	(m^3/s)
α_{iI}	: 外気取入口以外から区画 i への空気流入量	(m^3/s)
$S_I^k(t)$: 時刻 t における外気取入口以外から流入する放射性物質 k の濃度	(Bq/ m^3)

- b) 中央制御室に相当する区画の体積は、中央制御室バウンダリ内体積とする。

2.5.3.3 中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による被ばく

- (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく（線量 H_{i1} ）を、次の(2)から(6)までの方法により計算する。(附属書図2.5.3)
- (2) 線量の計算に当たっては、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して、中央制御室内の滞在時間を計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。

- (3) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減を評価に考慮する場合は、その効果及び運用条件を明確にする。
- (4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{i1} = H_I \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.15)}$$

- H_{i1} : 内部被ばく線量 (Sv)
- H_I : 室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)
- *1) 例：4直3交替勤務の場合
 $0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$

ここで、室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(附属書2.5.16)式によって計算する。

$$H_I = \int_0^T R H_\infty C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.16)}$$

- H_I : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
- R : 呼吸率 (成人活動時) 【附属書解説 2.5.5】 (m³/s)
- H_∞ : よう素 (I-131) 吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
- $C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射性物質濃度 (I-131 等価量) (Bq/m³)
- T : 計算対象期間 (30 日間) (s)
- (注) 30日間連続滞在の場合の値である。

- (5) 主蒸気管破断時は、(附属書2.5.15)式の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量への影響を考慮する。

$$H_{i1} = H_I \times W_t + H_{Ic} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.17)}$$

- H_{i1} : 内部被ばく線量 (Sv)
- H_I : 室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合 (-)
- H_{Ic} : 半球状雲による実効線量 (Sv)

ここで、半球状雲の通過に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(附属書2.5.18)式によって計算する。

$$H_{Ic} = \int_0^T R H_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.18)}$$

- H_{Ic} : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量(Sv)
- R : 呼吸率(成人活動時)【附属書解説2.5.5】 (m³/s)
- H_{∞} : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
- $C_I(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻 t における中央制御室内の放射性物質濃度 (Bq/m³) (I-131 等価量)
- T : 計算対象期間 (30 日間) (s)
(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

(6) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えいが停止するまでの短時間に、よう素放出量のうちの大部分が放出される。二次系への漏えいが停止するまでに受けるすべての線量は、事故発生時に勤務している運転員が受けるものとして、次のように計算する。【附属書解説2.5.6】

$$H_{i1} = H_{i1} + H_{i2} \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.19)}$$

- H_{i1} : 内部被ばく線量 (Sv)
- H_{i1} : 二次系への漏えいが停止するまでに受ける、室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 (Sv)
- H_{i2} : 二次系への漏えい停止後に受ける、室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合 (-)

2.5.3.4 中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく

- (1) 室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく(線量 H_{o4})を、次の(2)から(7)までの方法により計算する。(附属書図2.5.3)
- (2) 中央制御室の体積に等価な半球を仮定し、その半球の中心に運転員が居るものとする。
- (3) 中央制御室の体積は、中央制御室バウンダリ内体積とする。
 - a) ただし、中央制御室エンベロープの一部が、ガンマ線を遮蔽できる躯体で区

画され、運転員がその区画内のみに留まる場合には、当該区画の体積を用いてもよい。

b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分の体積について、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の体積から除外してもよい。

(4) 線量の計算に当たっては、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して、中央制御室内の滞在時間を計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。

(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o4} = H_{\gamma} \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.20})$$

- H_{o4} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_{γ} : 室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

a) 中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(附属書2.5.21)式によって計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.21})$$

- H_{γ} : 希ガス等のガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- E_{γ} : ガンマ線エネルギー(0.5MeV) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数(1/m)
- R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
- $C_{\gamma}(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射性物質濃度 (Bq/m³)
(ガンマ線 0.5MeV 換算)
- T : 計算対象期間(30日) (s)

(注)30日間連続滞在の場合の値である。

b) また、(附属書2.5.21)式以外に、(附属書2.5.22)式によって計算することも妥当である。

$$H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{A}{\mu'} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu' R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu' R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt$$

..... (附属書 2. 5. 22)

- H_{γ} : 希ガス等のガンマ線の外部被ばくによる
実効線量 (Sv)
- K : 線量率換算係数【附属書解説 2. 5. 7】 [Sv/(γ /m²)]
- A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (-)
(空气中 0. 5MeV ガンマ線)
- μ' : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

(6) 主蒸気管破断時は、2. 5. 3. 4(5)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。

$$H_{o4} = H_{\gamma} \times W_t + H_{\gamma c} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2. 5. 23)}$$

- H_{o4} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_{γ} : 室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線
による実効線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合 (-)
- $H_{\gamma c}$: 半球状雲による実効線量 (Sv)

ここで、半球状雲によるガンマ線の実効線量は(附属書2. 5. 24)式によって計算する。

$$H_{\gamma c} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma c}(t) dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2. 5. 24)}$$

- $H_{\gamma c}$: 希ガス等のガンマ線の外部被ばくによる
実効線量 (Sv)
- E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0. 5MeV) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の
線エネルギー吸収係数 (1/m)
- R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
- $C_{\gamma c}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質
に基づく時刻 t における中央制御室内の
放射性物質濃度 (Bq/m³)
(ガンマ線 0. 5MeV 換算)

T : 計算対象期間 (30 日) (s)

(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

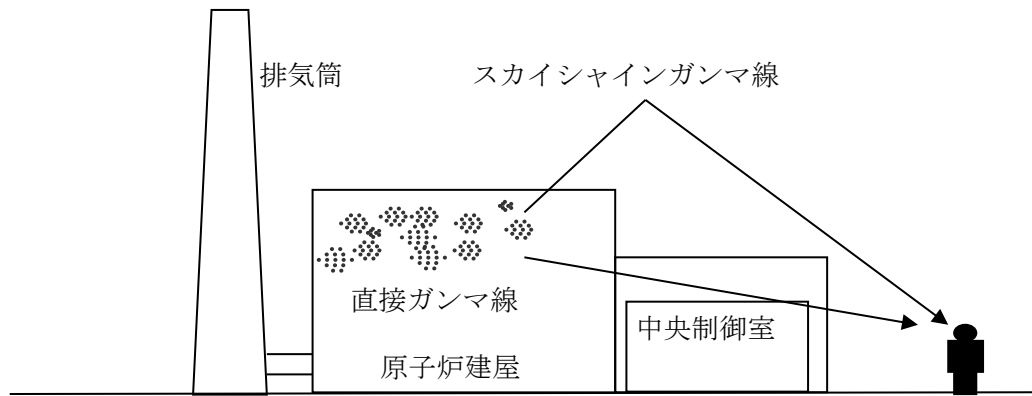
- (7) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えいが停止するまでの短時間に、希ガスの放出量の全量が放出される。そのため、二次系への漏えいが停止するまでに受けるすべての線量は事故発生時に中央制御室に滞在している運転員が受けるとして、以下のように計算する。【附属書解説2.5.6】

$$H_{o4} = H_{\gamma1} + H_{\gamma2} \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.25})$$

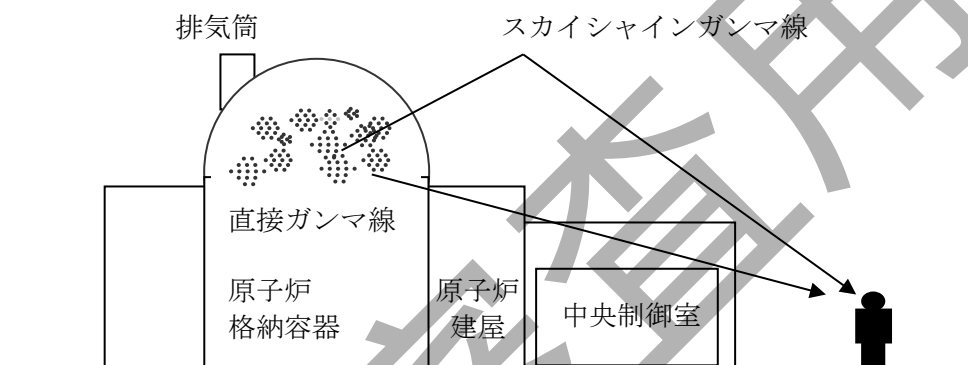
H_{o4} : 外部被ばく線量 (Sv)
 $H_{\gamma1}$: 二次系への漏えいが停止するまでに室内に取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量 (Sv)
 $H_{\gamma2}$: 二次系への漏えい停止後に受ける、室内に取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合 (-)

2.5.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく

- (1) 運転員は、入退域時に次の a) 及び b) により被ばくする。被ばく線量を、2.5.4.1 から 2.5.4.2 までに示す方法により計算する。(附属書図 2.5.6)
 - a) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく (線量 H_{o5})
 - b) 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入退域時の被ばく (線量 H_{o6})
- (2) 被ばく低減方策として、運用面の対策により放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばくの低減を評価に考慮する場合は、その効果及び運用条件を明確にする。
- (3) 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR 型原子炉施設) のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、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の評価は不要とする。



(a) BWR 型原子炉施設



(b) PWR 型原子炉施設

附属書図2.5.6 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路

2.5.4.1 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく

- (1) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(BWR 型原子炉施設)
 - a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する。
 - b) 直接ガンマ線の線源強度は，「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
 - c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。
 - d) 入退域での所要時間を，通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し，30日間の積算線量【附属書解説2.5.8】を所要時間の割合で配分する。
 - e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。
 - 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし，保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - 2) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実

測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説2.5.9】

- f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o5} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.26})$$

H_{o5} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_d : 入退域時評価点での直接ガンマ線積算線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

- (2) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(PWR型原子炉施設)
- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 線源から評価点至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。
- d) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量【附属書解説2.5.8】を所要時間の割合で配分する。
- e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。
- 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
- 2) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説2.5.9】
- f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
- g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o5} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.27})$$

H_{o5} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_d : 入退域時評価点での直接ガンマ線積算線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

- (3) 主蒸気管破断時の被ばく評価(BWR型原子炉施設)
- 主蒸気管破断発生後30日間、建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する。
 - 直接ガンマ線の線源強度は、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
 - 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。
 - 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量【附属書解説2.5.8】を所要時間の割合で配分する。
 - 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。
 - 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説2.5.9】
 - 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o5} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.28)}$$

H_{o5} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_d : 入退域時評価点での直接ガンマ線積算線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{回} \times 2\text{回}/\text{直} \times 3\text{直}/\text{日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h}/\text{日} \times 30\text{日})$$

2.5.4.2 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入退域時の被ばく

- (1) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(BWR型原子炉施設)
- 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する。
 - スカイシャインガンマ線の線源強度は、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
 - 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。
 - 運転員が入退域に要する時間は、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量【附属書解説2.5.8】を所要時間の割合で配分する。

- e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。
- 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - 2) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説2.5.9】
- f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o6} = H_s \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.29})$$

H_{o6} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_s : 入退域時評価点でのスカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合
 $0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$

- (2) 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価(PWR型原子炉施設)
- a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス部内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する。
 - b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
 - c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。
 - d) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量【附属書解説2.5.8】を所要時間の割合で配分する。
 - e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。
 - 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - 2) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説2.5.9】
 - f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
 - g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計

算する。

$$H_{o6} = H_s \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.30})$$

- H_{o6} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_s : 入退域時評価点でのスカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

(3) 主蒸気管破断時の被ばく評価(BWR型原子炉施設)

- a) 主蒸気管破断発生後30日間，建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。
- d) 入退域での所要時間を，通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し，30日間の積算線量【附属書解説2.5.8】を所要時間の割合で配分する。
- e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。
 - 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし，保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - 2) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説2.5.9】
- f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。

$$H_{o6} = H_s \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.31})$$

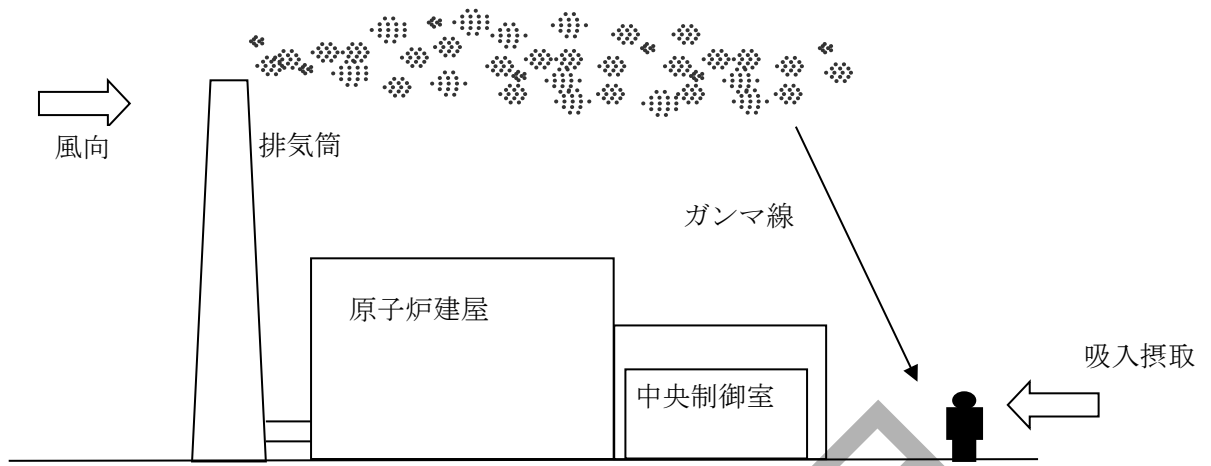
- H_{o6} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_s : 入退域時評価点でのスカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)
- W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

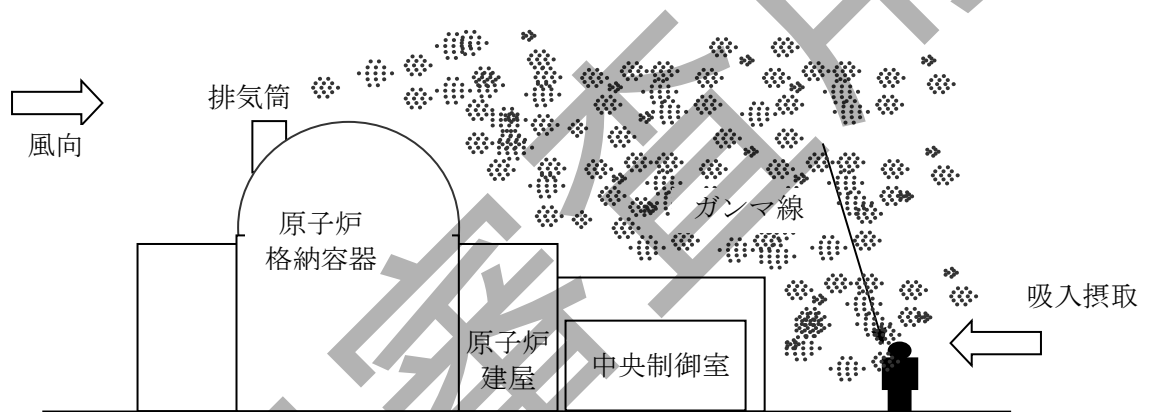
$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

2.5.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく

- (1) 運転員は入退域時に、次の a) 及び b) により被ばくする。被ばく線量を、2.5.5.1 から 2.5.5.2 までに示す方法で計算する。
 - a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（線量 H_{o7} ）
 - b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく（線量 H_{i2} ）
- (2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出点付近の建屋の巻き込みの影響を受ける場合にはその効果を「2.3 大気拡散の評価」に基づき計算した上で、当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。
 - a) 建屋影響がない場合
2.3.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の空気中の放射性物質の濃度分布の結果を用いる。(附属書図 2.5.7)
 - b) 建屋影響がある場合
2.3.1.1(2)の方法で計算した建屋周辺の空気中の放射性物質の濃度分布の結果を用いる。(附属書図 2.5.8)



附属書図 2.5.7 建屋の影響がない場合



附属書図 2.5.8 建屋の影響がある場合

2.5.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく

- (1) 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被ばくを計算する。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えいが停止するまでの放出など)による線量については、入退域時に運転員が遭遇するのは稀なため被ばく評価は不要とする。【附属書解説 2.5.1】
- (2) 入退域時の線量は評価点における相対線量 D/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。(「2.3.3 相対線量 (D/Q)」を参照)
- (3) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
- (4) 被ばく低減方策として、運用面の対策により放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばくの低減を評価に考慮する場合は、その効果及び運用条件を明確にする。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
 - a) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。

- b) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説2.5.9】
- (6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{o\gamma} = H_{\gamma} \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.32)}$$

$H_{o\gamma}$: 外部被ばく線量 (Sv)
 H_{γ} : 放出希ガス等のガンマ線による実効線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合
 $0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$

ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(附属書 2.5.33)式によって計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.33)}$$

H_{γ} : 大気中に放出された希ガス等のガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)
 D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における放射性物質の放出率 (Bq/s)
 (ガンマ線 0.5MeV 換算)

T : 計算対象期間 (30 日) (s)

(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

2.5.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する。(附属書図 2.5.7, 附属書図 2.5.8) ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えいが停止するまでの放出など)による線量については、入退域時に運転員が遭遇するのは稀なため被ばく評価は不要とする。【附属書解説 2.5.1】
- (2) 入退域時の線量は評価点における相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率、線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。(「2.3.1 放射性物質の大気拡散」、 「2.3.2 相対濃度 (χ/Q)」を参照)

- (3) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
- (4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減を評価に考慮する場合は、その効果及び運用条件を明確にする。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
- 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【附属書解説 2.5.9】
- (6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$H_{i2} = H_I \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.34)}$$

- H_{i2} : 内部被ばく線量 (Sv)
 H_I : 放出よう素の吸入摂取による実効線量 (Sv)
 W_t : 運転員の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 30\text{日})$$

ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(附属書 2.5.35)式によって計算する。

$$H_I = \int_0^T R H_\infty (x/Q) Q_I(t) dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.35)}$$

- H_I : 大気中に放出されたよう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
 R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s)
 H_∞ : よう素(I-131)の吸入摂取時の成人の実効線量の換算係数 (Sv/Bq)
 x/Q : 相対濃度 (s/m^3)
 $Q_I(t)$: 時刻 t におけるよう素環境放出率 (Bq/s) (I-131 等価量)
 T : 計算対象期間 (30日間) (s)

(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

2.6 静的機器の単一故障に係る被ばく評価

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならないとされており、安全上重要な静的機器については単一故障を仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。また、想定される静的機器の単一故障の長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。そこで、所定の安全機能を達成できること、修復できることが確実であることを説明するために、単一故障を仮定した場合の中央制御室の居住性評価を実施する場合もある。なお、評価方法については「2.1 評価の基本的要件」以降に記載した方法を踏襲する。

備考：ダクト等の復旧時、中央制御室の静的機器の単一故障が安全上支障のない期間に除去または修復できることを評価する際は、作業内容が作業員の線量評価にて成立することを確認する。

- (1) 静的機器の単一故障に係る被ばく評価(BWR型原子炉施設)
 - a) 単一設計となっている箇所が存在する場合は、静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合いを確認するため、中央制御室非常用換気空調設備の静的機器に単一故障を想定し、中央制御室の線量評価を実施する。
 - b) 線量評価において仮定する単一故障は、想定される損傷モードのうち中央制御室の居住性の観点から最も過酷なものとする。【附属書解説2.6.1】
 - c) 想定される損傷については、修復による機能の復旧の成立性を確認した上で、機能の復旧を考慮することができる。
 - d) 仮想事故相当の、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とするが、放出量等を考慮したうえで、いずれかで代表してもよい。
- (2) 静的機器の単一故障に係る被ばく評価(PWR型原子炉施設)
 - a) 単一設計となっている箇所が存在する場合は、静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合いを確認するため、中央制御室非常用換気空調設備の静的機器に単一故障を想定し、中央制御室の線量評価を実施する。
 - b) 線量評価において仮定する単一故障は、想定される損傷モードのうち中央制御室の居住性の観点から最も過酷なものとする。【附属書解説2.6.2】
 - c) 想定される損傷については、修復による機能の復旧の成立性を確認した上で、機能の復旧を考慮することができる。
 - d) 蒸気発生器伝熱管破損時(仮想事故ベース)では破損した蒸気発生器を隔離するまで(約1時間程度)の放出量が支配的であり、静的機器の単一故障を想定する長期間の放出量増加量は小さく、中央制御室非常用換気空調設備の単一故障を想定した影響は原子炉冷却材喪失時に包含されるため、原子炉冷却材喪失時で代表できる。【附属書解説2.6.3】

2.7 文書化

中央制御室運転員の事故時被ばく評価に適用した手法，条件，データ，評価結果等を文書化する。【附属書解説 2.7.1】

公開審査専用

3. 中央制御室の空気流入率測定試験（濃度減衰法）標準方案

3.1 濃度減衰法の原理

中央制御室バウンダリ内の体積を V ，中央制御室バウンダリ内の時刻 t におけるトレーサガスの濃度を $C(t)$ ，単位時間当たりに中央制御室バウンダリ内へ注入されるトレーサガスの量を $S(t)$ ，単位時間当たりに中央制御室バウンダリ外へ出て行く空気量を f とすると，トレーサガスの質量バランスは，次式で表せる。

$$\frac{V \times dC(t)}{dt} = S(t) - f \times C(t) \cdots \cdots \cdots \text{(附属書 3.1.1)}$$

濃度減衰法では，トレーサガスの注入終了後に濃度変化を測定するので， $S(t) = 0$ である。また，中央制御室内への空気流入率 N は $N = f/V$ であるから， t_0 を最初のサンプリング時刻とすると，

$$\ln C(t) = -N(t - t_0) + \ln C(t_0) \cdots \cdots \cdots \text{(附属書 3.1.2)}$$

となり，トレーサガス濃度の対数をサンプリング時間に対してプロットしたものの傾きとして空気流入率を得ることができる。

$$N = -\frac{\ln C(t) - \ln C(t_0)}{t - t_0} \cdots \cdots \cdots \text{(附属書 3.1.3)}$$

3.2 試験の実施【附属書解説 3.2.1】

3.2.1 事前準備

- (1) 中央制御室バウンダリを構成する躯体及びその貫通口に異常が無いことを確認する。
- (2) 中央制御室バウンダリを貫通する他系統ダクト（排煙設備ダクトを含む。）に異常が無いことを確認する。
- (3) トレーサガス濃度測定装置【附属書解説 3.2.2】の校正が完了していることを確認する。なお，トレーサガス濃度の測定は，ガス分析に精通している者【附属書解説 3.2.3】，又は，その管理，指導のもとに行わせる。

3.2.2 試験前準備

- (1) 中央制御室バウンダリ内のサンプリング点を決定する。【附属書解説 3.2.4】
- (2) 中央制御室バウンダリに隣接する部屋の換気空調設備が事故時と同等な状態を模擬する。【附属書解説 3.2.5】
- (3) 中央制御室バウンダリ内全体にトレーサガスが混合するよう，必要に応じて天井及び床に仮開口部を設ける。【附属書解説 3.2.6】
- (4) 中央制御室バウンダリ内全体にトレーサガスが混合するよう，必要に応じて攪拌機を設置し，起動する。【附属書解説 3.2.6】
- (5) 中央制御室バウンダリを構成するドア等を閉鎖するとともに，必要に応じて中

中央制御室エンベロープ内のドア及び制御盤扉、保管庫扉(書類ロッカーを含む。)を可能な範囲で開放する。【附属書解説 3.2.6】

- (6) 中央制御室バウンダリ内のトレーサガスのバックグラウンドを測定し、その濃度を確認する。
- (7) トレーサガス注入設備が準備され、中央制御室バウンダリ内に注入可能なことを確認する。トレーサガスの目標濃度を定め、必要な量のトレーサガスが用意されていることを確認する。
- (8) 中央制御室換気空調設備が動作可能なことを確認する。(予備機への運転切り替え及び非常用再循環モードへの運転切り替えを含む。)
- (9) トレーサガス濃度測定装置でトレーサガスの標準ガスを測定し、濃度測定精度が5%以内に入っていることを確認する。これは、試験の前後で実施する。
- (10) 各試験員の時計及び試験装置の時刻を合わせ、それぞれの誤差がサンプリング期間(初回サンプリングから最終サンプリングまでの時間)の1%以下となるようにする。【附属書解説 3.2.7】

3.2.3 試験条件の決定

中央制御室の空気流入率測定試験に先立ち、試験時間、サンプリング方法(サンプリング開始時間、サンプリング間隔、サンプリング回数)、トレーサガス注入方法(注入量、注入速度、注入箇所)等の試験条件を決定するために事前に予備試験を実施し、トレーサガスの濃度減衰率及びトレーサガスの中央制御室バウンダリ内での混合状態について確認する。ただし、ガスモニタ【附属書解説 3.2.2】のようなトレーサガス濃度を連続監視できる装置(以下、「試験状態監視用測定装置」という。)により、トレーサガスの濃度変化をすみやかに知ることができる場合や過去の試験実績から試験条件を決定可能な場合、必ずしも本過程を必要としない。

- (1) 「3.2.2 試験前準備」が完了した状態から、中央制御室換気空調設備を通常運転モードより非常用再循環モードに切り替える。
- (2) トレーサガス注入設備(ポンペ、エアバッグ)により、中央制御室バウンダリ内が「3.2.2 試験前準備」で決定した目標濃度となるトレーサガス量をダクト又は室内へ直接注入する。
- (3) 中央制御室バウンダリ内へのトレーサガス注入終了後、各サンプリング点のトレーサガス濃度の減衰率が安定した以降に「3.2.2 試験前準備」で決定したトレーサガスのサンプリング点より1回目のサンプリングを開始する。【附属書解説 3.2.8】
- (4) 1回目のサンプリングから、30分～1時間後(注)に2回目のサンプリングを開始する。

(注) 試験状態監視用測定装置を使用する場合には、1回目のサンプリング時の濃度の約80%を目安とする。ただし、最長1時間とする。
- (5) 同様に3回目のサンプリングを実施する。
- (6) 3回以上のサンプリング実施後、中央制御室換気空調設備を非常用再循環モードから通常運転モードに切り替え、中央制御室バウンダリのドア等を開放し、トレー

サガスをパージする。

- (7) 得られたデータをもとに、試験時のサンプリング点の最終決定を行う。基本的には中央制御室バウンダリ内全域から実施するものとするが、中央制御室バウンダリ内全域について均一化の目安【附属書解説 3.2.9】を満足している場合、代表点によるサンプリング及び空気流入率評価を行うことも認める。（「3.2.4(2) 代表点による試験手順」）
- (8) 中央制御室バウンダリ内でトレーサガス濃度のバラツキが大きい場合、その要因として中央制御室バウンダリ構造や換気空調設備・攪拌機による混合不十分、中央制御室各エンベロープの空気流入率と換気空調設備の循環率の割合の大小及び複数箇所からトレーサガスを注入する場合の注入量、注入時間のアンバランスが考えられるが、必要に応じて対策を講じる。【附属書解説 3.2.9】
- (9) 得られたデータをもとに、トレーサガスの濃度減衰率を推定し、最終サンプリング時の濃度が 1 回目の約 20～60%となるように試験時のサンプリング間隔を決定する。ただし、中央制御室バウンダリの気密性が高く、トレーサガス濃度の減衰に時間を要する場合、サンプリング間隔上限を 1 時間とする。また、得られたデータから、サンプリング開始時間及びトレーサガスの注入方法(注入量、注入時間、注入箇所)を決定する。【附属書解説 3.2.10】

3.2.4 試験手順

- (1) 全サンプリング点による試験手順【附属書解説 3.2.1】【附属書解説 3.2.11】

「3.2.3 試験条件の決定」で均一化の目安を満足しなかった場合の試験手順は、以下のとおりとする。

 - a) 「3.2.3 試験条件の決定」で決定した試験条件に基づき試験前準備を行い、完了した状態から、中央制御室換気空調設備を、通常運転モードから、非常用再循環モードに切り替える。
 - b) 「3.2.3 試験条件の決定」にて決定した注入方法に基づき、目標濃度となるよう中央制御室バウンダリ内へトレーサガスの注入を行う。
 - c) 中央制御室バウンダリ内へのトレーサガス注入後、「3.2.3 試験条件の決定」にて決定したサンプリング開始時間及びサンプリング間隔、各サンプリング点にてサンプリングを実施する。
 - d) 各サンプリング点で得られたサンプルに対して、トレーサガスの濃度測定を行う。
 - e) d)にて得られた各サンプリング点での全測定結果の対数をサンプリング時間に対してプロットし、回帰分析により全体としての空気流入率を算出する。併せて、信頼度評価を実施し、97.5%片側信頼限界の上限値を求めるとともに決定係数 R^2 を求める。【附属書解説 3.2.12】
 - f) 最終サンプリングが完了すれば、中央制御室換気空調設備を非常用再循環モードから通常運転モードに切り替え、中央制御室バウンダリのドア等を開放しトレーサガスをパージする。

(2) 代表点による試験手順【附属書解説 3.2.1】

中央制御室バウンダリ内に注入したトレーサガスが十分に混合され、均一化の目安を満足する場合は、任意のサンプリング点を代表点としてトレーサガス濃度測定及び空気流入率評価を行うことが許容される。ただし、均一化の目安を満足した場合でも(1)の全サンプリング点による試験手順にて実施することを妨げるものではない。このため、均一化の目安を満足する場合は、試験の簡素化を目的とした代表点による試験手順の選択が可能であることを記載したものである。

試験手順は以下のとおりとする。

- a) 「3.2.3 試験条件の決定」で決定した試験条件に基づき試験前準備を行い、完了した状態から、中央制御室換気空調設備を通常運転モードから、非常用再循環モードに切り替える。
- b) 「3.2.3 試験条件の決定」にて決定した注入方法に基づき、目標濃度となるよう中央制御室バウンダリ内へトレーサガスの注入を行う。
- c) 中央制御室バウンダリ内へのトレーサガス注入後、「3.2.3 試験条件の決定」にて決定したサンプリング開始時間及びサンプリング間隔、各サンプリング点にてサンプリングを実施する。
- d) 各サンプリング点で得られたサンプルに対してトレーサガスの濃度測定を行い、中央制御室バウンダリ内のトレーサガス濃度が均一化の目安を満足していることを確認する。【附属書解説 3.2.9】
- e) d)にて均一化の目安を満足していることが確認できた時点から測定開始とし、以降、「3.2.3 試験条件の決定」にて決定したサンプリング間隔で代表点のサンプリングを実施し、トレーサガス濃度を測定する。
- f) e)におけるサンプリングの内、最終サンプリングについては、全サンプリング点にてサンプリングを実施し、d)と同様に中央制御室バウンダリ内のトレーサガス濃度が均一化の目安を満足していることを確認する。【附属書解説 3.2.9】
- g) 代表点測定結果の対数をサンプリング時間に対してプロットし、回帰分析により中央制御室の空気流入率を算出する。併せて、信頼度評価を実施し、97.5%片側信頼限界の上限値を求める。【附属書解説 3.2.12】
- h) 最終サンプリングが完了すれば、中央制御室換気空調設備を非常用再循環モードから通常運転モードに切り替え、中央制御室バウンダリのドア等を開放し、トレーサガスをパージする。

3.3 試験記録

本試験に関係するデータはもれなく記録用紙に記載するとともに、試験結果として以下の項目を記録する。【附属書解説 3.3.1】

- (1) 試験条件
 - a) 試験対象の範囲図
 - b) 天井及び床の仮開口部の位置
 - c) 攪拌機設置場所
 - d) 隣接する部屋の換気空調設備の運転状態(運転台数)

- e) 機器の動作状況(中央制御室バウンダリを構成する弁又はダンパの開閉及びファンの運転状態)
- f) トレーサガスの注入量, 注入時間及び注入点
- (2) トレーサガス濃度の測定装置の校正記録
- (3) トレーサガス測定結果
サンプリング点の位置, 高さ, 測定日時, 測定濃度, バックグラウンド
- (4) 中央制御室の空気流入率
- (5) 空気流入率の 97.5%片側信頼限界の上限値【附属書解説 3.2.12】
- (6) 決定係数 R^2 (「3.2.4(1) 全サンプリング点による試験手順」の場合)

【附属書（規定） 解説集】

中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法
（設計基準事故編）
及び空気流入率測定試験手順

【附属書（規定） 解説集】
中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法(設計基準事故編)
及び空気流入率測定試験手順

目 次

【附属書解説 2.2.1】 「定格出力に余裕を見た出力」及び「十分長時間」の想定 .	I-附属書解説-1
【附属書解説 2.2.2】 チャコールフィルタ除去効率	I-附属書解説-1
【附属書解説 2.2.3】 原子炉格納容器からの漏えい分の取扱い	I-附属書解説-1
【附属書解説 2.2.4】 再循環水漏えいによる放出	I-附属書解説-1
【附属書解説 2.2.5】 拡散組成と平衡組成	I-附属書解説-1
【附属書解説 2.3.1】 建屋の影響がある場合の放出点の高さでの濃度の計算	I-附属書解説-2
【附属書解説 2.3.2】 鉛直方向の最大濃度計算時における濃度減衰項の扱い	I-附属書解説-5
【附属書解説 2.3.3】 巻き込みを生じる建屋の選定	I-附属書解説-7
【附属書解説 2.3.4】 空気中の放射性物質濃度評価の対象とすべき風向の方位数 .	I-附属書解説-7
【附属書解説 2.3.5】 評価点又は放出点と建屋との位置関係	I-附属書解説-10
【附属書解説 2.3.6】 矩形状の建屋の場合の評価対象方位の決定方法	I-附属書解説-10
【附属書解説 2.3.7】 評価する方位数の合理化	I-附属書解説-12
【附属書解説 2.3.8】 建屋投影面積の代用	I-附属書解説-13
【附属書解説 2.3.9】 地表面高さが方位によって異なる場合の投影面積の選定 . . .	I-附属書解説-14
【附属書解説 2.3.10】 建屋の影響がない場合の長時間平均の処理式を、 建屋の影響がある場合に適用することが適切でない理由 . . .	I-附属書解説-15
【附属書解説 2.4.1】 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源	I-附属書解説-16
【附属書解説 2.4.2】 計算の対象にする希ガス、よう素の核種の例	I-附属書解説-16
【附属書解説 2.5.1】 線量評価の対象とする被ばく経路	I-附属書解説-18
【附属書解説 2.5.2】 事故時の外気の取り込み	I-附属書解説-18
【附属書解説 2.5.3】 動的設備の単一故障	I-附属書解説-20
【附属書解説 2.5.4】 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化	I-附属書解説-21
【附属書解説 2.5.5】 成人活動時の呼吸率	I-附属書解説-21
【附属書解説 2.5.6】 蒸気発生器伝熱管破損時の運転員交替を考慮した 中央制御室滞在時の線量評価	I-附属書解説-21
【附属書解説 2.5.7】 線量率換算係数	I-附属書解説-22
【附属書解説 2.5.8】 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の 被ばく計算	I-附属書解説-22
【附属書解説 2.5.9】 入退域時の被ばく評価点	I-附属書解説-23
【附属書解説 2.6.1】 中央制御室非常用換気空調設備の静的機器の単一故障の 想定箇所の検討例(BWR型原子炉施設).	I-附属書解説-24
【附属書解説 2.6.2】 中央制御室非常用換気空調設備の静的機器の単一故障の 想定箇所の検討例(PWR型原子炉施設).	I-附属書解説-24
【附属書解説 2.6.3】 静的機器の単一故障を想定する際の長期間の設定例	I-附属書解説-26

【附属書解説 2.7.1】 文書化する内容	I-附属書解説-26
【附属書解説 3.2.1】 中央制御室空気流入率測定試験手順のフロー	I-附属書解説-27
【附属書解説 3.2.2】 トレーサガス濃度の測定装置	I-附属書解説-29
【附属書解説 3.2.3】 測定者の資格，技量	I-附属書解説-31
【附属書解説 3.2.4】 サンプルング点	I-附属書解説-31
【附属書解説 3.2.5】 隣接する部屋の換気空調設備	I-附属書解説-32
【附属書解説 3.2.6】 トレーサガスの混合	I-附属書解説-32
【附属書解説 3.2.7】 試験員の時計，試験装置の時刻合わせ	I-附属書解説-32
【附属書解説 3.2.8】 トレーサガスのサンプルング開始のタイミング	I-附属書解説-33
【附属書解説 3.2.9】 トレーサガス濃度の均一化の目安	I-附属書解説-33
【附属書解説 3.2.10】 測定時間，サンプルング間隔，注入量の決定	I-附属書解説-33
【附属書解説 3.2.11】 全サンプルング点による試験手順の適用範囲・条件	I-附属書解説-34
【附属書解説 3.2.12】 試験結果の信頼度評価	I-附属書解説-35
【附属書解説 3.3.1】 試験時の参考記録	I-附属書解説-35

【附属書解説 2.2.1】「定格出力に余裕を見た出力」及び「十分長時間」の想定

「定格出力に余裕を見た出力」とは、原子炉設置（変更）許可申請書に記載されている原子炉の定格熱出力に、計測誤差等を考慮した適切な余裕を加えた出力をいう。この余裕は、計測系の設計等によって変化し得るものであるが、少なくとも最大熱出力の2%を下回らないものとする。

「十分長時間」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。（「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会））

【附属書解説 2.2.2】チャコールフィルタ除去効率

「大気中への放出量の評価」において使用するチャコールフィルタでのよう素除去効率については、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会）によれば、BWR型原子炉施設については、「例えば、設計よう素除去効率が99%以上の場合において、よう素除去効率を95%とすることは妥当とする。」としており、また、PWR型原子炉施設については、「例えば、設計よう素除去効率が95%以上の場合に於て、よう素除去効率を90%と評価するのは妥当とする。」とされている。

【附属書解説 2.2.3】原子炉格納容器からの漏えい分の取扱い

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会）によれば、PWR型原子炉施設については、「原子炉格納容器からの漏洩は、97%がアニュラス部で生じ、残りの3%はアニュラス部外で生ずるものとする。」としており、また、「アニュラス部が原子炉格納容器外側全域を覆っている設計にあつては、原子炉格納容器からの漏えいの全部がアニュラス部で生ずるものとするができる。」とされている。

なお、原子炉格納容器からの漏えいはそのほとんどがアニュラス部に生じると考えられるため、評価上保守的に想定したアニュラス部外への漏えい分についても、実際には放射性物質はアニュラス部を通じて排気筒に導かれることから、排気筒からの放出として取り扱うことは現実的であり妥当である。

【附属書解説 2.2.4】再循環水漏えいによる放出

安全補機室空気浄化設備のダンパが1系列で、安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタ効率を評価上は見込まない場合でも、実際には放射性物質は排気筒に導かれるため、排気筒からの放出として取り扱うことは現実的であり妥当である。

【附属書解説 2.2.5】拡散組成と平衡組成

拡散組成とは、燃料内で核分裂により生成された放射性物質が拡散漏えいして冷却材中に放出された場合に典型的に生じる組成を、平衡組成とは、燃料内で生成と放射性崩壊が平衡に達した場合の組成を意味するものである。

核分裂により生成した直後の放射性物質 i の原子数 N_i (個) と放射エネルギー A_i (Bq) は以下の式で表される。

$$N_i = K \times Y_i$$

$$A_i = K \times Y_i \times \lambda_i$$

ここで、 K : 核分裂数 (個)
 Y_i : 核分裂収率 (-)
 λ_i : 崩壊定数 (1/s)

一方、十分な時間が経過し燃料内に蓄積された放射性物質 i の放射エネルギー A_i (Bq) は、次式で表される。このときの組成を平衡組成という。

$$A_i = K \times Y_i$$

上記のように、放射性物質 i の放射エネルギー A_i (Bq) は、燃料内で生成した直後には崩壊定数 λ_i の 1 乗と核分裂収率 Y_i に比例し、平衡組成では崩壊定数 λ_i の 0 乗と核分裂収率 Y_i の積に比例する。

燃料から冷却材中に放出された放射性物質ではこれらの中間的な組成となり、経験式として、崩壊定数 λ_i の m 乗 (無次元数として扱う, $0 < m < 1$) と核分裂収率 Y_i の積に比例した下式で表される。このときの組成を拡散組成という。

$$A_i \propto K \times Y_i \times \lambda_i^m$$

ここで、 m : 定数 (0.5 (よう素), 0.4 (希ガス))

【附属書解説 2.3.1】 建屋の影響がある場合の放出点の高さでの濃度の計算

建屋の影響がある場合の放射性物質の濃度を計算する際に、保守的に鉛直方向の最大濃度となる放出点の高さでの濃度を計算する場合は以下の式にて計算する。この際、放出点の高さが、高所と地上で異なる。

- (1) 高所からの放出の場合(附属書解説図 2.3.1.1)

次のとおり、放出点の高さに沿った中心軸上で、風下距離に対応する濃度を(附属書解説 2.3.1.1) 式にて計算する。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2 \sum_y^2}\right) \times \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2 \sum_z^2}\right\}\right]$$

.....(附属書解説 2.3.1.1)

$\chi(x, y, z)$: 座標 (x, y, z) の放射性物質の空气中濃度 (Bq/m³)
 Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

U	: 放出点を代表する風速	(m/s)
H	: 放射性物質の放出点の高さ	(m)
Σ	: 建屋の影響を加えた濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
Σ_z	: 建屋の影響を加えた濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)

(附属書解説 2.3.1.1)式は、「2.3.2.2(2)b)建屋の影響がある場合の計算式」により、短時間放出、又は長時間放出で1方位内の平均化処理を行わずに水平方向の軸上最大濃度を評価濃度とする場合は、以下の式となる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \left[1 + \exp \left\{ -\frac{(2H)^2}{2 \Sigma_z^2} \right\} \right] \dots\dots\dots \text{(附属書解説 2.3.1.2)}$$

さらに、放出点の高さ(H)が建屋の影響を加えた濃度の z 方向の拡がりのパラメータ(Σ_z)に比べ十分高く、右辺の最終項を1とみなせる場合には、(附属書解説 2.3.1.3)式となる。ただし、指数減衰項が小さいことを確認する必要がある。【附属書解説 2.3.2】

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \dots\dots\dots \text{(附属書解説 2.3.1.3)}$$

(附属書解説 2.3.1.3)式において「2.3.1.1(2)建屋影響を受ける場合の基本拡散式 c)項」により、保守的に大気拡散パラメータ σ_y , σ_z を0とすると、最も単純な計算式として表すことができる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \frac{cA}{\pi} \cdot U} = \frac{Q}{AU} \dots\dots\dots \text{(附属書解説 2.3.1.4)}$$

ここで、形状係数 c は1/2としている。

(2) 地上からの放出の場合(附属書解説図 2.3.1.1)

(附属書解説 2.3.1.1)式で高さ $H=0$ としたときの、(附属書解説 2.3.1.5)式によって地表面濃度を計算する。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{\pi \Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \exp \left(-\frac{y^2}{2 \Sigma_y^2} \right) \dots\dots\dots \text{(附属書解説 2.3.1.5)}$$

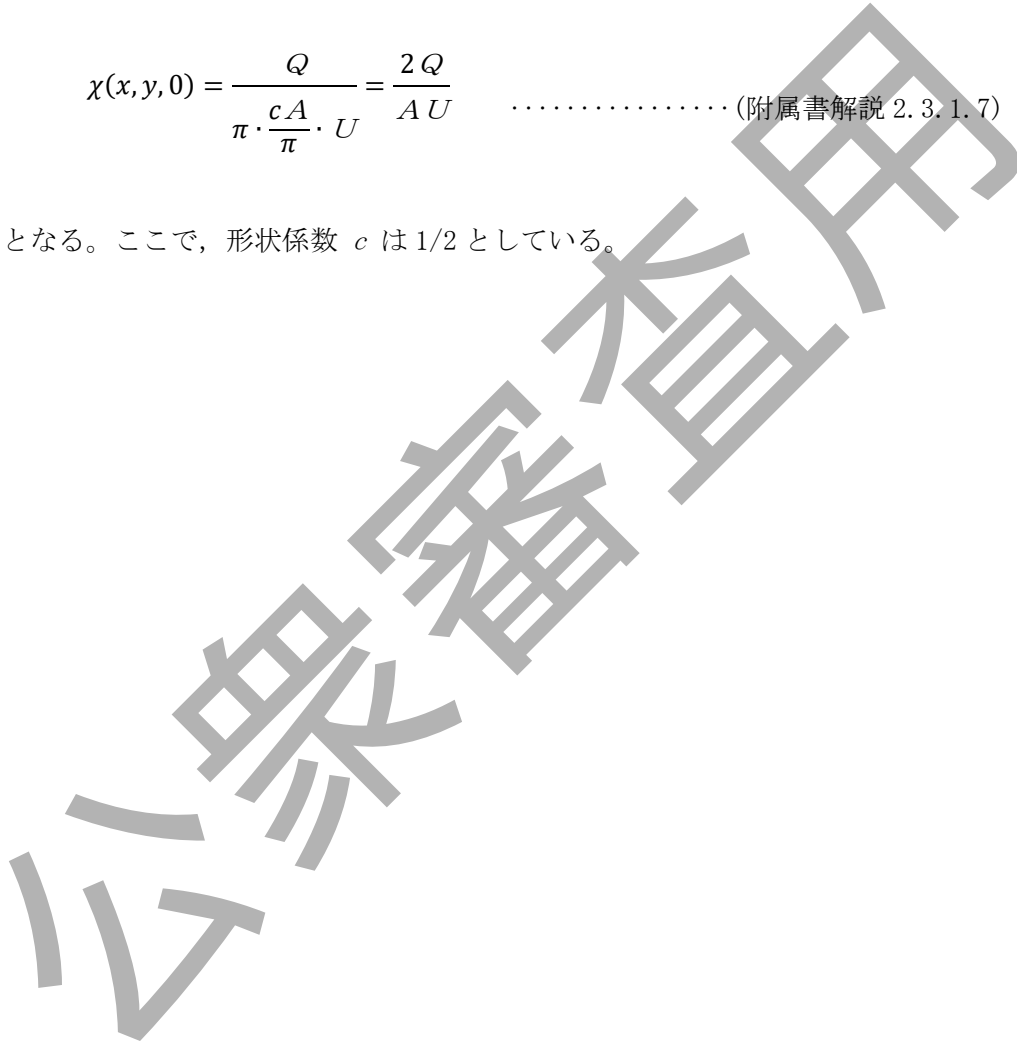
放出点の高さが十分な場合と同様に、水平方向の軸上最大濃度を評価濃度とする場合、(附属書解説 2.3.1.6)式となる。(附属書解説 2.3.1.6)式の濃度は、(附属書解説 2.3.1.3)式の濃度の2倍となる。

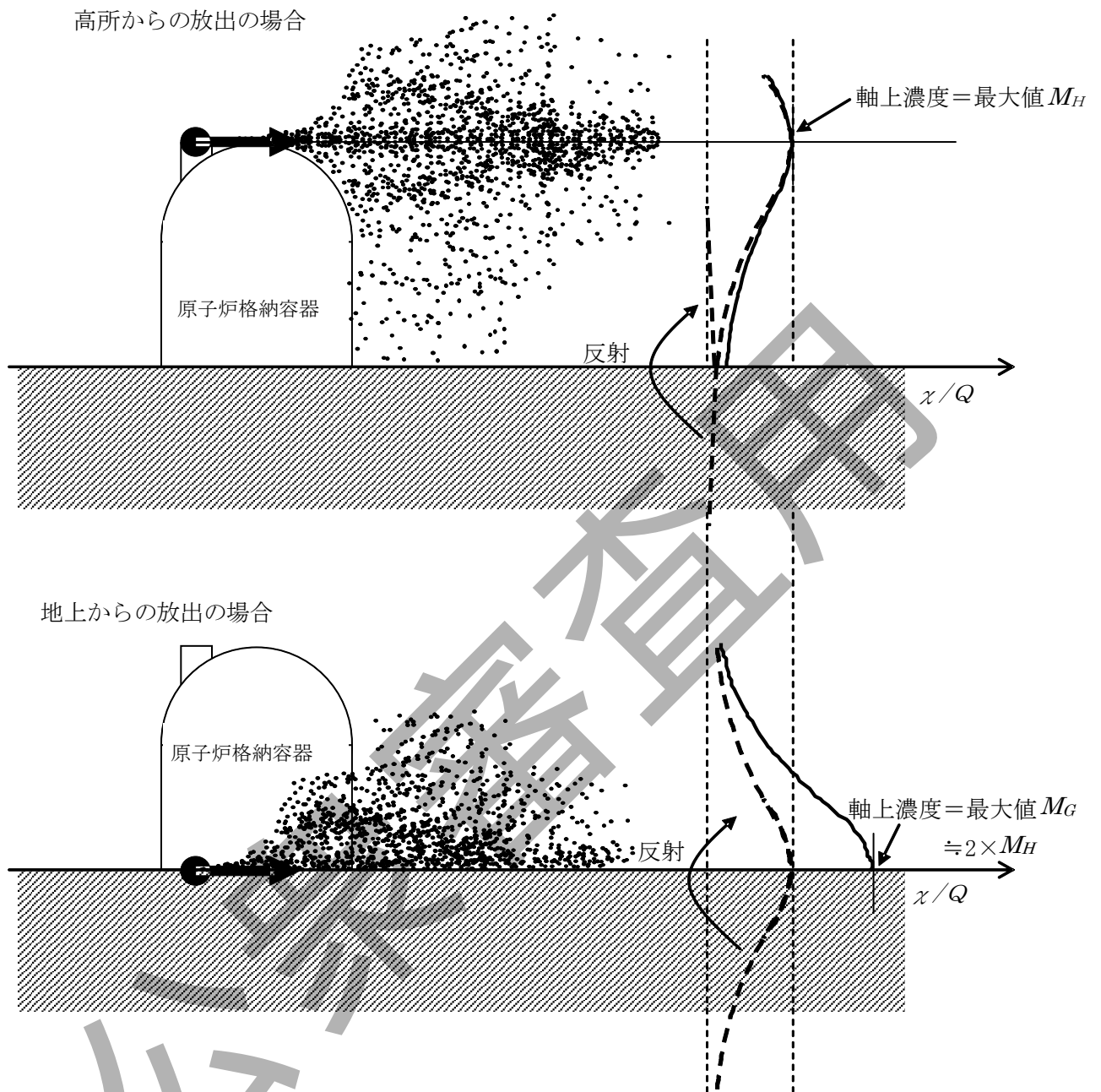
$$\chi(x, y, 0) = \frac{Q}{\pi \Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \dots\dots\dots (\text{附属書解説 2.3.1.6})$$

さらに大気拡散パラメータ σ_y , σ_z を保守的に0とすると、

$$\chi(x, y, 0) = \frac{Q}{\pi \cdot \frac{cA}{\pi} \cdot U} = \frac{2Q}{AU} \dots\dots\dots (\text{附属書解説 2.3.1.7})$$

となる。ここで、形状係数 c は1/2としている。





附属書解説図 2.3.1.1 原子炉施設周辺の鉛直方向濃度分布

【附属書解説 2.3.2】鉛直方向の最大濃度計算時における濃度減衰項の扱い

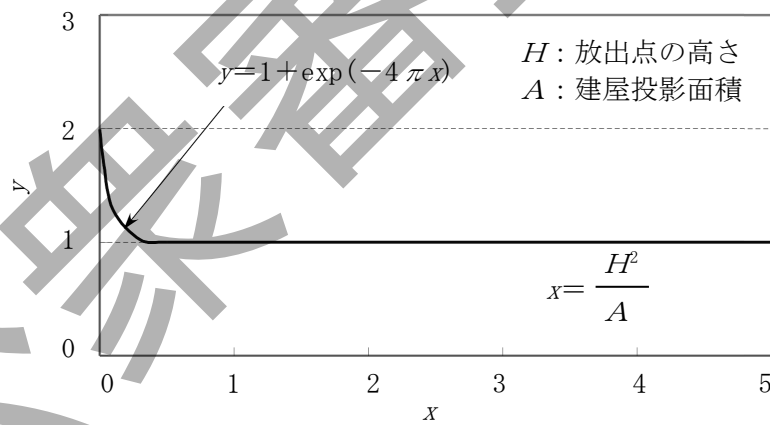
(附属書解説 2.3.2.1) 式の右辺最終項は、巻き込みを生じる建屋の投影面積 A と放出点の高さ H との関係から、近似的に、附属書解説図 2.3.2.1 のとおり示すことができる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\}\right]$$

…………… (附属書解説 2.3.2.1)

- $\chi(x, y, z)$: 座標 (x, y, z) の放射性物質の空气中濃度 (Bq/m³)
- Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)
- U : 放出点を代表する風速 (m/s)
- H : 放射性物質の放出点の高さ (m)
- Σ_y : 建屋の影響を加えた濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m)
- Σ_z : 建屋の影響を加えた濃度の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

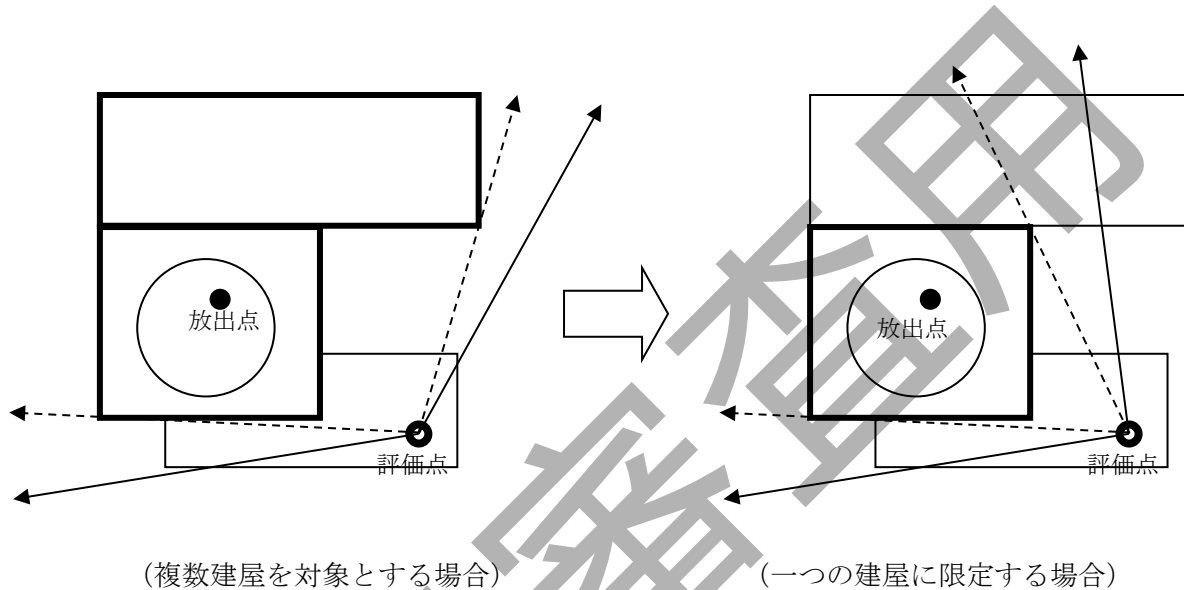
放出点の高さでの濃度を評価する場合には、建屋屋上面での評価を含め、附属書解説図 2.3.2.1 によって、具体的に減衰項が無視できることが確認できる。この減衰項は、地上面での反射による影響である。



附属書解説図2.3.2.1 建屋投影面積と濃度分布との関係

【附属書解説 2.3.3】 巻き込みを生じる建屋の選定

2.3.1.2(3)a)項の巻き込みを生じる建屋の選定について、代表的な一つの建屋のみに限定して選定する場合と巻き込みを生じ得る放出点の近くの複数の建屋を選定する場合とでは、評価点での放射性物質の濃度が異なる。投影面積の点からは、相対的に一つの建屋を選定する方が小さい面積となり放射性物質の濃度が大きくなる(附属書解説図 2.3.3.1)。一方、原則どおり、それぞれの方位に応じて投影面積を変えて計算すれば、ひとつの建屋に限定して評価条件とする方が、一般に投影面積が小さい効果が優勢となり、より保守的な結果を与える傾向となる。このため、単独建屋を代表とすることは保守的であるとともに、計算の簡便化ともなる。



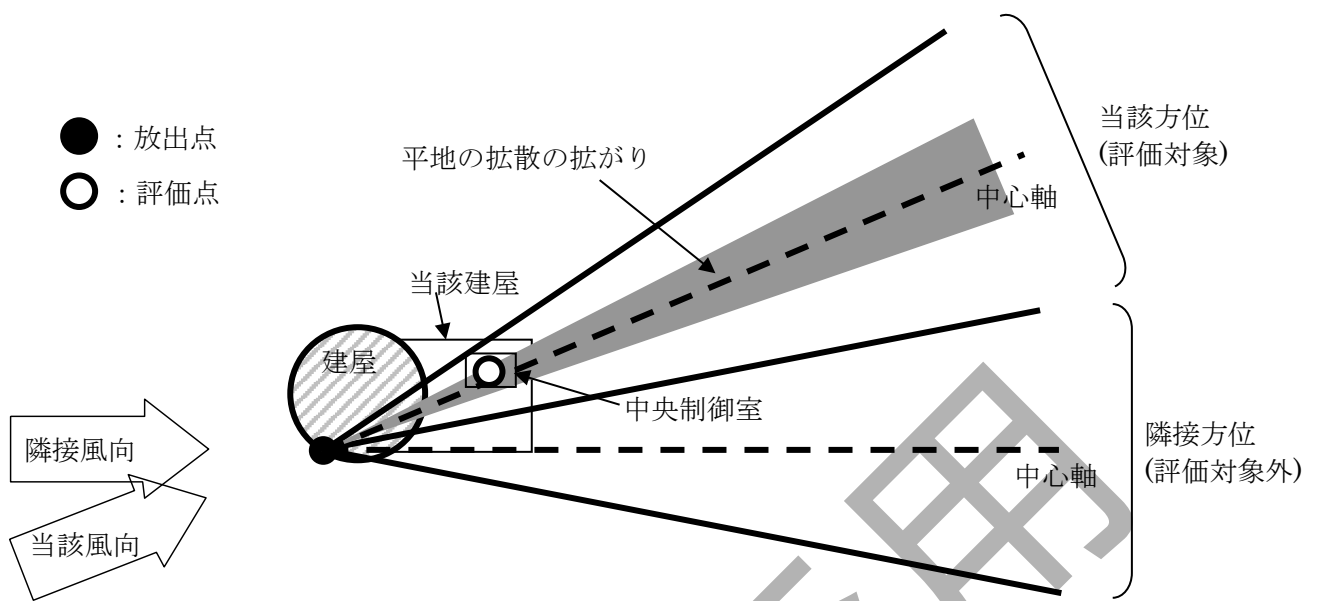
附属書解説図 2.3.3.1 代表建屋の選定及び対応する建屋投影面積の考え方

【附属書解説2.3.4】 空気中の放射性物質濃度評価の対象とすべき風向の方位数

附属書解説図 2.3.4.1 及び附属書解説図 2.3.4.2 に示すとおり、建屋による風下側での巻き込みの影響がない場合と影響がある場合とで、同じ評価点においても、放射性物質の拡散が及ぶ風向の方位数は異なる。このことを踏まえて、放射性物質の濃度の計算を行う必要がある。

(1) 建屋の影響がない場合の評価すべき方位

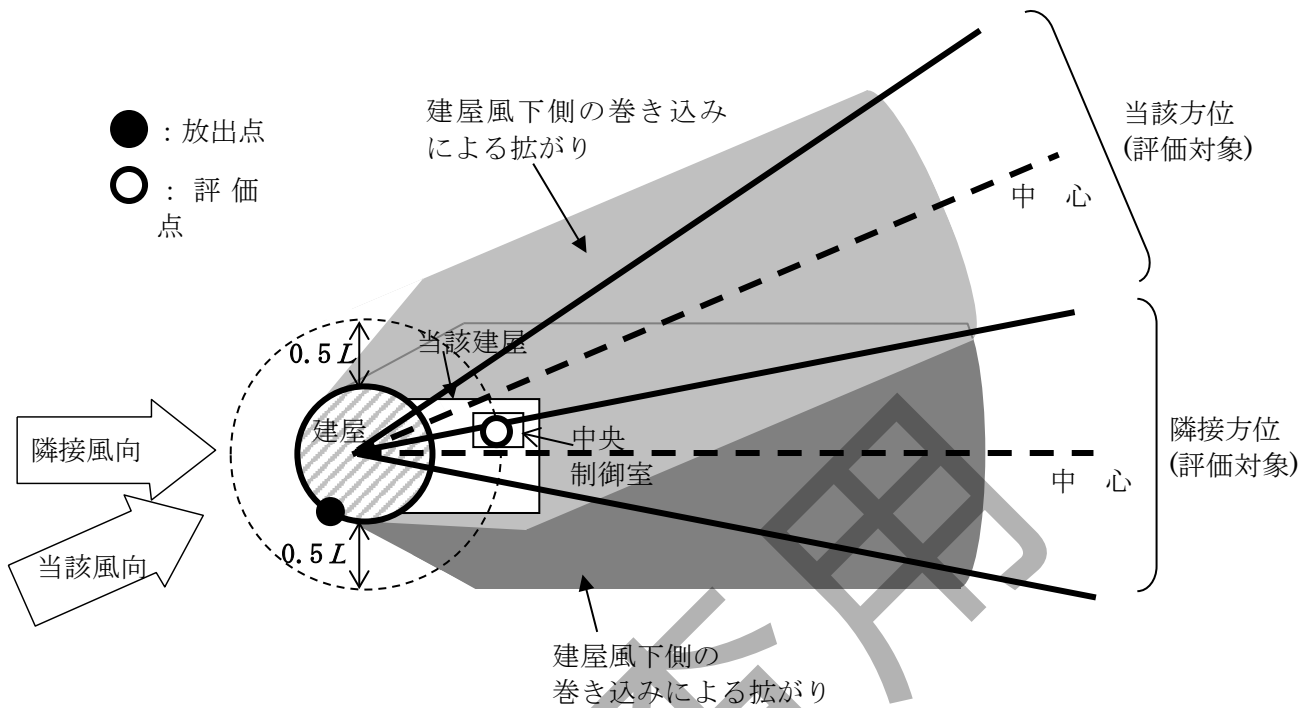
建屋の影響がない場合は、放射性物質は放出点からの風下距離の増加に伴い、水平方向へも徐々に拡がりながら拡散していく。風向を定義する 16 方位のうち、放出点と評価点とを結ぶラインを含む 1 方位以外の風向については、附属書解説図 2.3.4.1 に示すように、放出点からの放射性物質が拡散によって評価点に到達することはないので、当該 1 方位のみの風向について計算すればよい。



附属書解説図 2.3.4.1 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がり と評価すべき方位

(2) 建屋の影響がある場合の評価すべき方位

建屋による巻き込みの影響を受ける場合、放射性物質が建屋の風下側から拡がりをもって拡散してくる。建屋から近距離にある中央制御室の評価点では、放射性物質が、風向を定義するひとつの方位の幅よりも拡がりをもっているため、附属書解説図 2.3.4.2 に示すように、評価点には放出点と評価点とを結ぶラインが含まれる当該方位のみでなく、隣接する方位の風向によっても放射性物質の拡散の影響は及ぶこととなる。このため複数の方位の風向について計算をする必要がある。



附属書解説図 2.3.4.2 濃度の拡がりのパラメータが σ_{y0} , σ_{z0} で支配される場合の放射性物質の拡がり と評価すべき方位

評価点が巻き込みを生じる建屋の近くにあるほど、また建屋の投影幅が広いほど、評価点での放射性物質濃度の計算の際に考慮すべき風向の方位数は多くなる。

なお、本附属書の 2.3 章は近距離の大気拡散を評価する場合を規定したもので、比較的遠距離を評価する場合に適用される「気象指針」の要求を否定するものではない。

【附属書解説 2.3.5】 評価点又は放出点と建屋との位置関係

BWR 型原子炉施設及び PWR 型原子炉施設では、評価点又は放出点が巻き込みを生じる建屋に接近していることが多い。附属書解説表 2.3.5.1 に、代表的な例を示す。

附属書解説表 2.3.5.1 評価点及び放出点と建屋との水平断面での位置関係の代表例

型 式	事 故	放出点の位置	評価点※の位置
BWR 型 原子炉施設	原子炉冷却材 喪失	建屋+0.5 Lの範囲内 (排気筒と原子炉建屋)	建屋+0.5 Lの範囲内 (中央制御室評価点と原子炉建屋)
	主蒸気管破断	建屋+0.5 Lの範囲内 (ブローアウトパネルと 原子炉建屋又はタービン建屋)	建屋+0.5 Lの範囲内 (中央制御室評価点と 原子炉建屋又はタービン建屋)
PWR 型 原子炉施設	原子炉冷却材 喪失	建屋+0.5 Lの範囲内 (排気筒と原子炉格納容器)	建屋+0.5 Lの範囲の外 (中央制御室評価点と 原子炉格納容器)
	蒸気発生器 伝熱管破損	建屋+0.5 Lの範囲内 (主蒸気安全弁/逃がし弁と 原子炉格納容器)	建屋+0.5 Lの範囲の外 (中央制御室評価点と 原子炉格納容器)

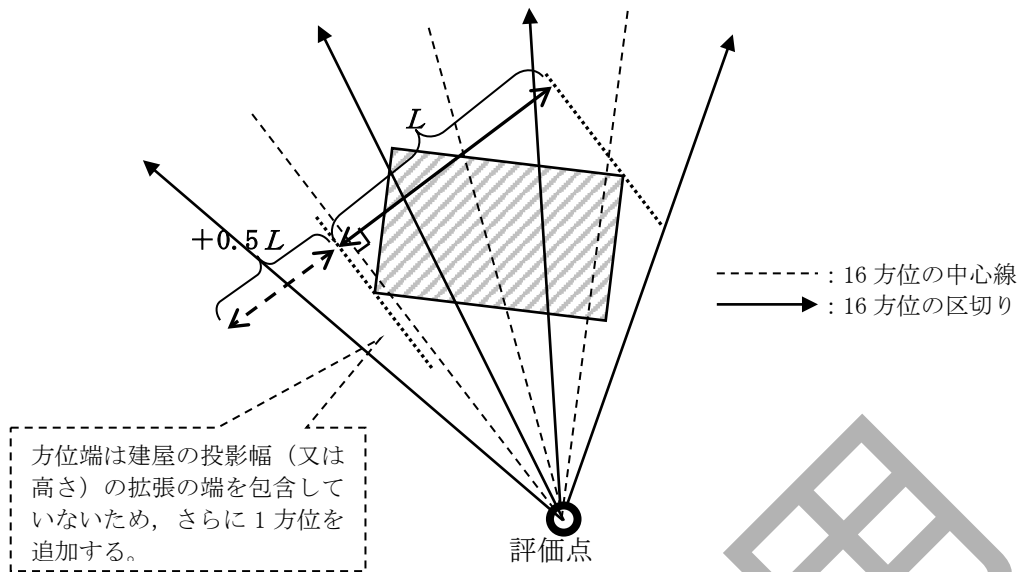
※評価点は、
 { BWR 型原子炉施設：中央制御室換気空調設備の外気取入口
 { PWR 型原子炉施設：原子炉補助建屋の屋上面で中央制御室中心に相当する点

【附属書解説 2.3.6】 矩形状の建屋の場合の評価対象方位の決定方法

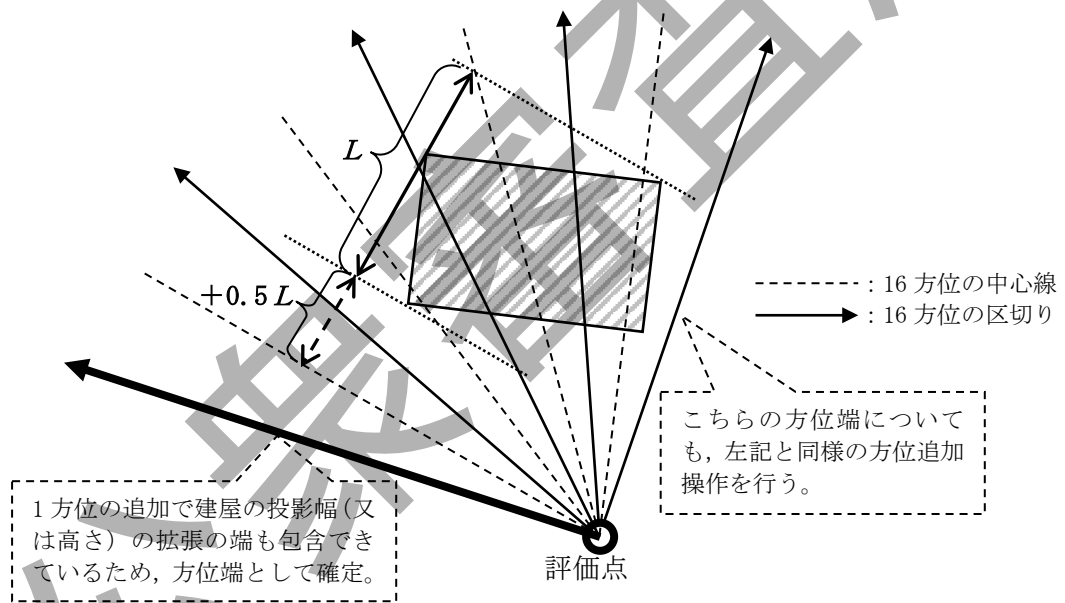
巻き込みを生じる建屋が矩形状で、評価点又は放出点が建屋+0.5 Lの範囲の外にある場合、評価対象となる風向の方位は次のとおり決定する。

- (1) 建屋のみを対象として、これを見込む方位の範囲を決定する。
- (2) 次にこの範囲の両端の方位が、それぞれの方角に垂直な投影形状の左右に 0.5 L だけ幅を広げた部分を見込んでいるのであれば、評価対象方位として確定する。
 両端の方位が、片側 0.5 L だけ幅を広げた部分を包絡して見込むことができなければ、隣接方位を評価対象として追加する。(附属書解説図 2.3.6.1 を参照)
- (3) 以降(1)及び(2)を繰り返す。(附属書解説図 2.3.6.2 を参照)

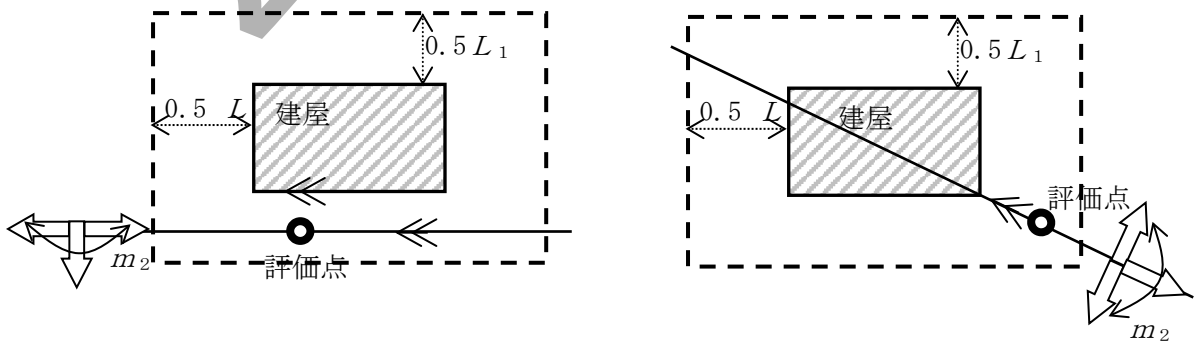
また巻き込みを生じる建屋が矩形状で放出点又は評価点が建屋+0.5 Lの範囲内にある場合でも、附属書解説図 2.3.6.3 に示すとおり、評価対象方位を決定する。円筒形状の建屋近傍に評価点又は放出点がある場合と同様、180°の方位となる。



附属書解説図 2.3.6.1 建屋投影部分のみを包含する方位



附属書解説図 2.3.6.2 建屋投影部分の幅広げを包含するための方位追加



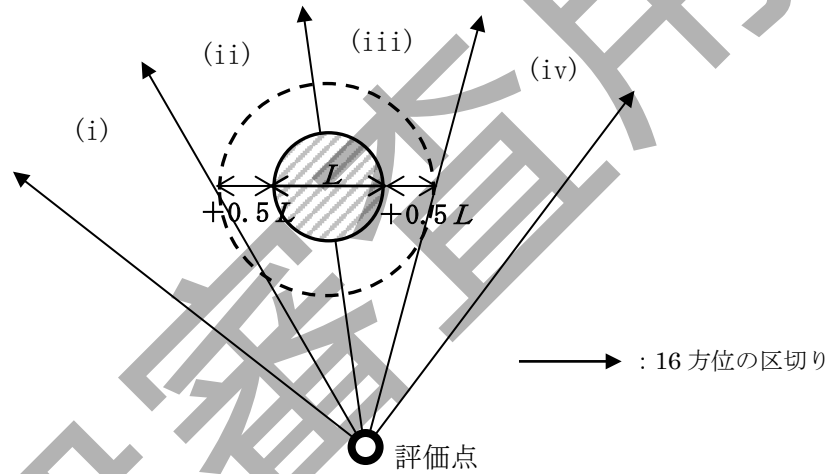
附属書解説図 2.3.6.3 放出点が矩形上の建屋に近接している場合の評価対象方位

【附属書解説 2.3.7】 評価する方位数の合理化

附属書解説図 2.3.7.1 のとおり，例えば，幾何学的に，評価点から建屋(幅広げを含む)を見込む角度が2方位強(例えば 47°) の場合，実態としては2方位で十分と考えられるが，前述のとおり機械的に処理した場合，最大2方位を追加した4方位が評価対象になる。

この場合，4方位全てを対象に評価するかわりに，附属書解説図 2.3.7.1 に示される左右の連続3方位を対象とする評価を行い，評価を厳しくする方を採用することは妥当である。

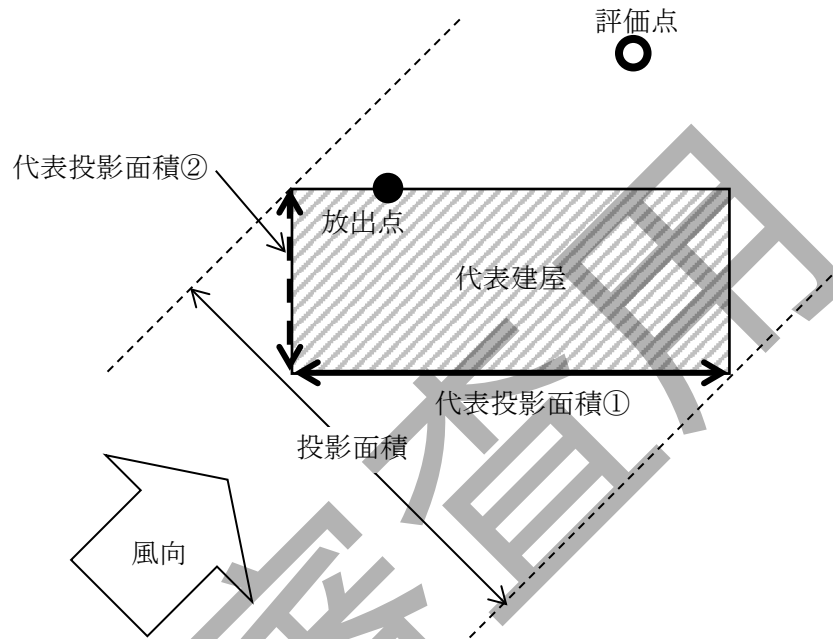
(i)～(iv)の4方位全てを評価対象とするかわりに，(i)～(iii)と(ii)～(iv)の(ii)，(iii)を含むどちらかの3方位の厳しい評価を与える方を対象とすることができる。



附属書解説図 2.3.7.1 評価方位の選定の合理化

【附属書解説 2.3.8】 建屋投影面積の代用

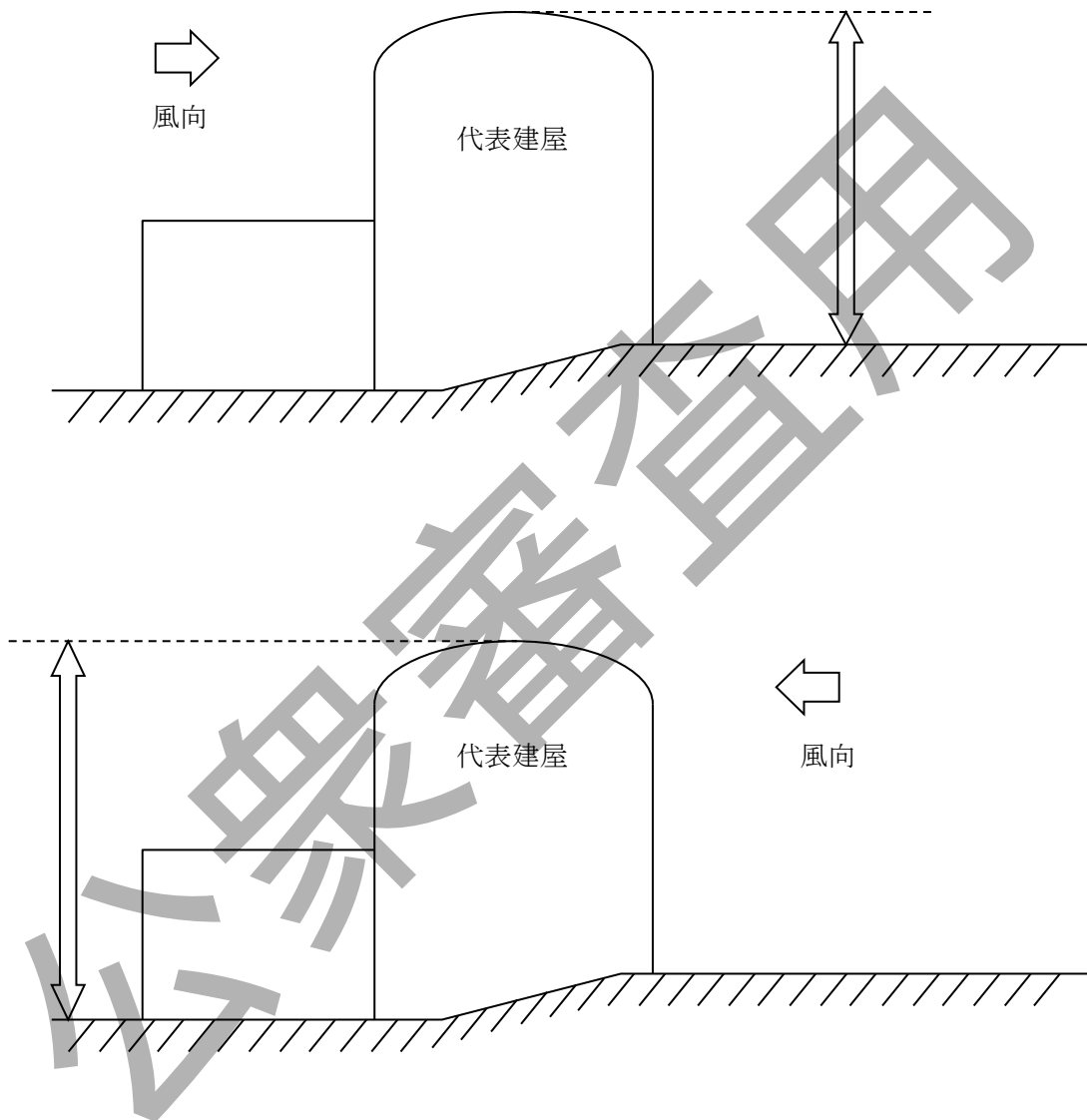
附属書図 2.3.8 の建屋投影面積は，附属書解説図 2.3.8.1 のとおり，評価点にほぼ正対する建屋長手方向，若しくは建屋短手方向の表面積を代表投影面積として代用することは妥当である。ただし，この場合には，代表投影面積は，風向に垂直な投影面積より小さい値である必要がある。



附属書解説図 2.3.8.1 代表投影面積及び建屋投影面積の考え方

【附属書解説 2.3.9】 地表面高さが方位によって異なる場合の投影面積の選定

建屋影響がある場合の放射性物質の濃度計算に入力として用いている投影面積は、地表面高さが方位によって異なる場合及び近隣の別建屋と重なっている場合でも、附属書解説図 2.3.9.1 に示すように原則として風下側での地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる。



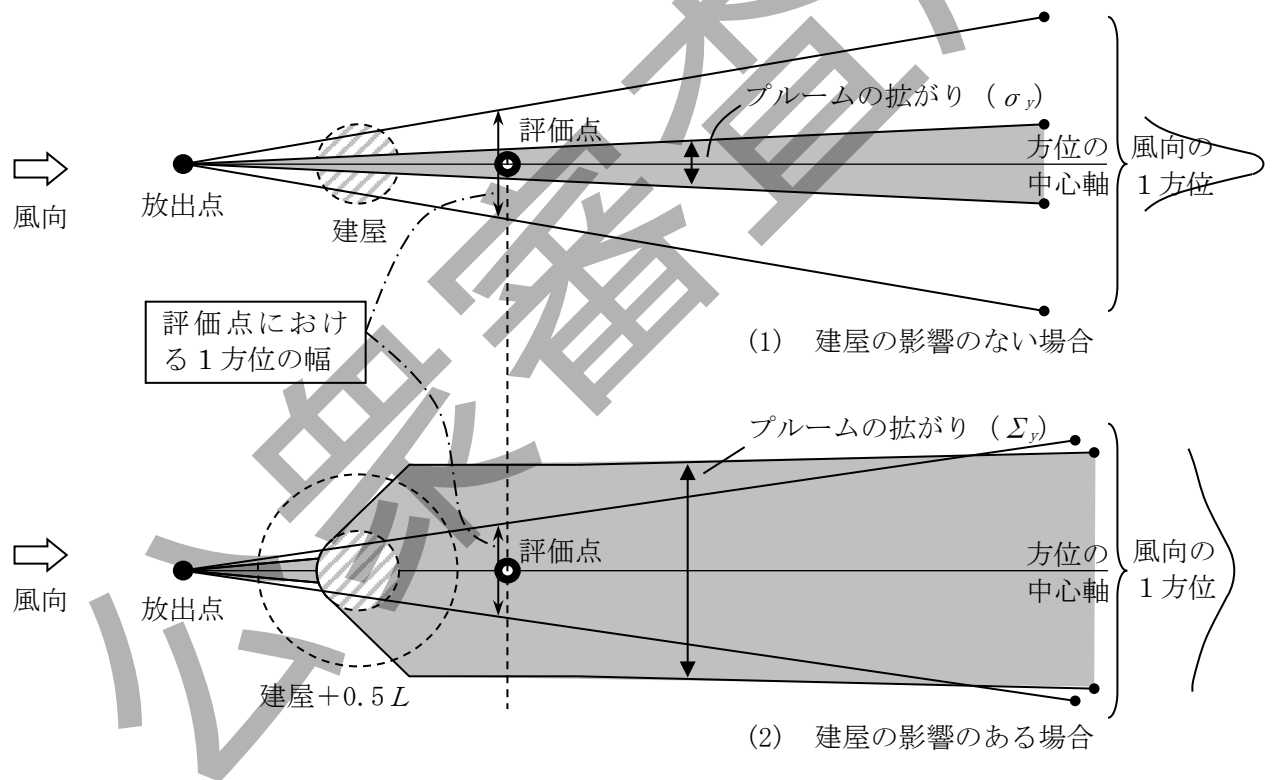
附属書解説図 2.3.9.1 地表面高さが方位によって異なる場合の投影面積の選定

【附属書解説 2.3.10】 建屋の影響がない場合の長時間平均の処理式を、建屋の影響がある場合に適用することが適切でない理由

放出点からの放射性物質のプルームは、建屋の影響がある場合には、建屋の風下側で急に拡がることとなる。この拡がりの幅は、建屋の影響がない場合の扇形状に拡がるプルームの幅よりも広くなる。また、16方位に分割した1方位の幅よりも広くなる。

この傾向は、中央制御室を評価点とする場合のような、放出点から評価点までの風下距離が短い場合に顕著となる。

したがって、建屋影響がない場合に用いる(附属書 2.3.10)式のような、プルームの拡がりを積分し1方位の幅で平均する長時間の相対濃度を算出する方法を、建屋の影響がありかつ中央制御室のように評価点までの風下距離が短い場合の評価に用いると、プルームの拡がりよりも狭い方位の幅で平均化することになり不適切な結果を与えることとなる。(附属書解説図 2.3.10.1 を参照)



附属書解説図 2.3.10.1 放出点から風下方向へのプルームの拡がり幅と風向の1方位との関係

【附属書解説 2.4.1】直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源は、想定事故時に原子炉施設内で放射性物質が存在している場所とする。ただし、わが国の既設の BWR 型原子炉施設では原子炉格納容器は約 2m と十分な厚さの遮蔽壁に覆われているため、原子炉格納容器内の放射性物質による放射線の影響は十分に小さく、線源として無視し、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質を線源とする。

なお、建屋内の特定の機器に放射性物質が存在し、それが中央制御室における直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくに有意な影響を与える場合には、それを線源として評価する。

また、BWR の原子炉建屋最上階の床、タービン建屋最上階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽しているため、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価に当たっては、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

【附属書解説 2.4.2】計算の対象にする希ガス、よう素の核種の例

(1) 代表的な核種

計算対象とする希ガス、よう素類については、標準的には以下の核種を考慮している。

附属書解説表 2.4.2.1 標準的な核種

	核種	半減期	核分裂収率 (%)	ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)
希ガス	^{83m}Kr	1.83 h	0.53	0.0025
	^{85m}Kr	4.48 h	1.31	0.159
	^{85}Kr	10.73 y	0.29	0.0022
	^{87}Kr	76.3 min	2.54	0.793
	^{88}Kr	2.80 h	3.58	1.950
	^{131m}Xe	11.9 d	0.040	0.020
	^{133m}Xe	2.25 d	0.19	0.042
	^{133}Xe	5.29 d	6.77	0.045
	^{135m}Xe	15.65 min	1.06	0.0432
	^{135}Xe	9.083 h	6.63	0.250
^{138}Xe	14.17 min	6.28	1.183	
よう素	^{131}I	8.06 d	2.84	0.381
	^{132}I	2.28 h	4.21	2.253
	^{133}I	20.8 h	6.77	0.608
	^{134}I	52.6 min	7.61	2.750
	^{135}I	6.61 h	6.41	1.645

(2) その他の核種

標準的な核種以外に追加する場合は、半減期 10 分以上又はガンマ線実効エネルギー 0.05MeV 以上をめやすに核種が選定される。

【附属書解説 2.5.1】線量評価の対象とする被ばく経路

各想定事故で線量評価の対象とする被ばく経路は以下のとおりである。

附属書解説表2.5.1.1 線量評価の対象とする被ばく経路

想定事故		中央制御室滞在時			入退域時	
		①建屋内の放射性物質からのガンマ線(直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線)による被ばく	②大気中に放出された放射性物質による被ばく	③室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	④建屋内の放射性物質からのガンマ線(直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線)による被ばく	⑤大気中に放出された放射性物質による被ばく
BWR	原子炉冷却材喪失	○	○	○	○	○
	主蒸気管破断	○	○	○	○	△※1
PWR	原子炉冷却材喪失	○	○	○	○	○
	蒸気発生器伝熱管破損	—※2	○	○	—※2	△※1

※1 事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質[BWR型原子炉施設の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前の放射性物質放出(半球状雲)及びPWR型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えいが停止するまでの放射性物質放出]による線量については、入退域時に運転員が遭遇するのは稀なため線量評価は不要としている。

※2 PWR型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく放出点から直接大気中へ放出されるような事象については、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の評価は不要としている。

【附属書解説 2.5.2】 事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期間に亘る場合には、中央制御室内のCO₂濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。具体的には、連続的に外気を少量取り込む方法と間欠的に外気を取り込む方法に大別される。

被ばく評価においては、連続少量取込みの場合には、事故期間中、連続的に外気を取り入れることを想定することとし、間欠取込みの場合には中央制御室換気空調設備の外気取入れと隔離を繰り返すことを想定し、運用で定められた中央制御室換気空調設備の外気取入時間と隔離時間に基づき評価している。ただし、中央制御室の居住性に関する運転員の被ばく評価条件として想定する外気取入口以外からの空気流入率において、中央制御室内のCO₂濃度が運転員の操作環境を満足することが明らかな場合には、外気取入量は考慮せず、想定空気流入率のみを考慮することは妥当と考えられる。

CO₂濃度が運転員の操作環境を満足することができる最低必要空気流入率は以下のとおりである。

(1) 許容CO₂濃度

事務所衛生基準規則(昭和47年労働省令第43号、最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号)により、事務室内のCO₂濃度は100万分の5000(0.5%)以下と定められており、中央制御室のCO₂濃度もこれに準拠する。したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度(0.5%)を許容濃度とする。

附属書解説表 2.5.2.1 CO₂濃度とその影響

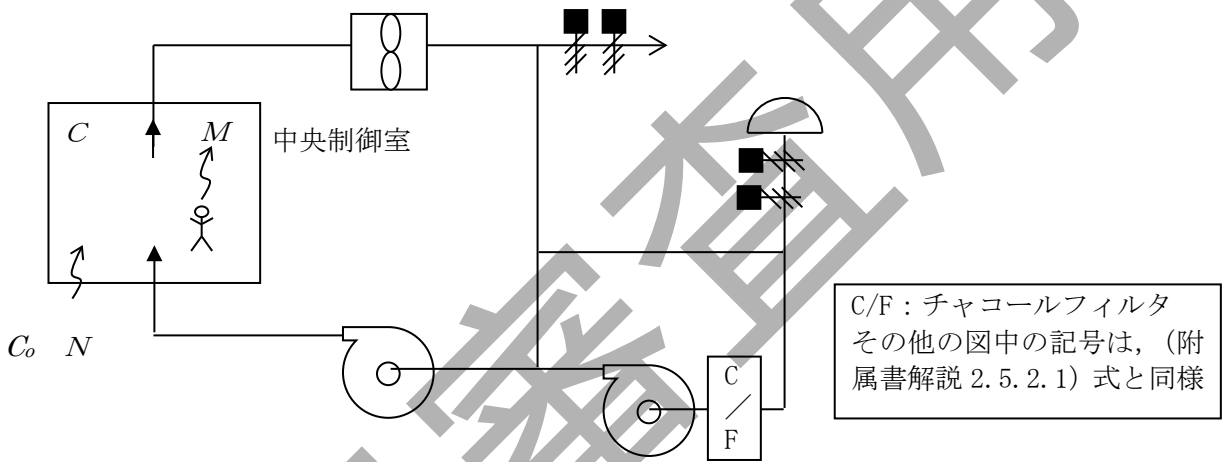
濃度(vol%)	意義	摘要	備考
0.07	多数継続在室する場合の許容濃度(Pettenkoferの説)	CO ₂ そのものの有害限度ではなく、空気の物理的・化学的性状がCO ₂ の増加に比例して悪化すると仮定したときの、汚染の指標としての許容濃度を意味する。	—
0.10	一般の場合の許容濃度(Pettenkoferの説)		ビル衛生管理法及び建築基準法の値
0.15	換気計算に使用される許容濃度(Rietschelの説)		—
0.2~0.5	相当不良と認められる		—
0.5以上	最も不良と認められる		—
4~5	呼吸中枢を刺激して、呼吸の深さ・回数を増やす。呼吸時間が長ければ危険、O ₂ の欠乏を伴えば傷害は早く生じて決定的になる。		
~ 8 ~	10分間呼吸すれば強度の呼吸困難・顔面紅潮・頭痛を起こす。O ₂ の欠乏を伴えば傷害はなお顕著となる。		
18以上	致命的		

(2) 中央制御室の CO₂濃度

中央制御室の CO₂濃度は、次式により求められる。

$$V \frac{dC}{dt} = C_0 \times N \times V + M - C \times N \times V \dots\dots\dots (\text{附属書解説 2.5.2.1})$$

- ここで、
- M : 室内発生 CO₂量 (m³/h)
 - V : 中央制御室バウンダリ内体積 (m³)
 - C : 室内空気 CO₂濃度 (m³/m³)
 - C_0 : 外部空気 CO₂濃度 (m³/m³) (=0.0003)
 - N : 空気流入率 (回/h)



附属書解説図 2.5.2.1 中央制御室バウンダリ内 CO₂濃度

初期条件 $t=0$ において $C=C_0$ とすれば(附属書解説 2.5.2.1) 式は

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \frac{cA}{\pi} \cdot U} = \frac{Q}{AU} \dots\dots\dots (\text{附属書解説 2.3.1.4})$$

$$C = \frac{C_0 \times N \times V + M}{N \times V} - \left(\frac{M}{N \times V} \right) e^{-Nt} \dots\dots\dots (\text{附属書解説 2.5.2.2})$$

平衡状態の濃度は $t \rightarrow \infty$ とすれば、

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \frac{cA}{\pi} \cdot U} = \frac{Q}{AU} \dots\dots\dots (\text{附属書解説 2.3.1.4})$$

$$C_{\infty} = C_o + \frac{M}{NV} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書解説 2.5.2.3)}$$

運転員が呼吸により排出する CO₂濃度は、0.046m³/h・人（事故時を想定し中等作業時の値を用いる）とする。（「空気調和・衛生工学便覧第13版 第5編 空気調和設備設計」より）

(3) 最低必要空気流入率

(1)及び(2)より、

$$C_{\infty} < 0.005$$

$$0.0003 + \frac{M}{NV} < 0.005 \quad \dots\dots\dots \text{(附属書解説 2.5.2.4)}$$

中央制御室内の滞在人員をH人とすると

$$N > \frac{9.8H}{V} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書解説 2.5.2.5)}$$

中央制御室バウンダリ内体積は、PWRは約3,000m³～約20,000m³、BWRは約2,000m³～約18,000m³である。したがって、滞在人員を10人とすると、0.005回/h～0.05回/h程度の空気流入率が必要となる。

【附属書解説 2.5.3】 動的設備の単一故障

中央制御室の運転員の被ばく評価に当たっては、想定事故事象で考慮している単一故障とは別に、中央制御室換気空調設備の自動隔離機能が期待される動的機器に対しても解析結果が最も厳しくなるように単一故障を仮定している。

なお、事故発生前から機能しており、かつ事故期間中も機能し続ける、いわゆる“on duty”の機器等については単一故障の仮定から除外している。

ツインユニットの中央制御室が区画されないエリアに設置されている場合、評価対象事象に対して一箇所を故障を想定するという基本的考え方に従い、事故側プラントと健全側プラントの動的設備を含めたシステムの中で最も厳しい単一故障を想定して評価する。

【附属書解説 2.5.4】 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化

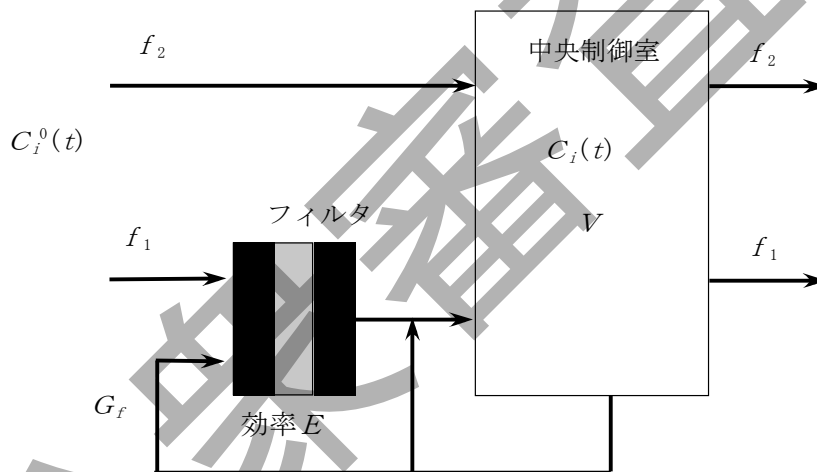
本文(附属書 2.5.14)式に示した中央制御室内の放射性物質量の計算を、附属書解説図 2.5.4.1 のタイプについて具体例を示す。原子炉施設によって中央制御室換気空調設備の設計が異なるので、その特徴を取入れて、本文(附属書 2.5.14)式を適用することになる。

$$\frac{d(V C_i(t))}{dt} = -\lambda_i V C_i(t) - (f_1 + f_2 + G_f E) C_i(t) + (1 - E) f_1 C_i^0(t) + f_2 C_i^0(t)$$

..... (附属書解説2.5.4.1)

$$C_i^0(t) = (\chi/Q)Q_i(t) \dots\dots\dots (附属書解説2.5.4.2)$$

- V : 中央制御室バウンダリ内体積 (m³)
- $C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射性物質 i の濃度 (Bq/m³)
- E : フィルタの除去効率 (-)
- $C_i^0(t)$: 時刻 t における評価点での放射性物質 i の濃度 (Bq/m³)
- f_1 : 外気取入口からの取り込み流量 (m³/s)
- f_2 : 外気取入口以外からの空気流入量 (m³/s)
- G_f : 再循環のうちフィルタを通る流量 (m³/s)
- λ_i : 放射性物質 i の崩壊定数 (1/s)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
- $Q_i(t)$: 時刻 t における放出点からの放射性物質 i の放出率 (Bq/s)



附属書解説図 2.5.4.1 中央制御室内の放射性物質の存在量を計算する例

【附属書解説 2.5.5】成人活動時の呼吸率

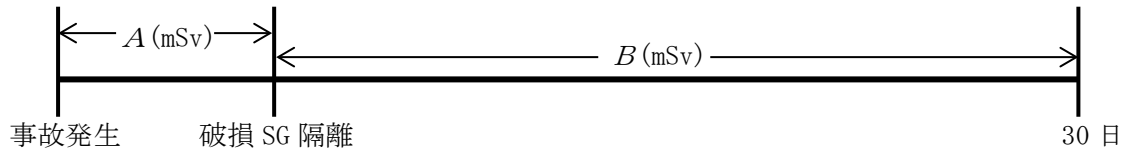
成人活動時の呼吸率は、1.2m³/h^(注)である。

(注) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会) 付録II第2表

【附属書解説 2.5.6】蒸気発生器伝熱管破損時の運転員交替を考慮した中央制御室滞在時の線量評価

PWR型原子炉施設における蒸気発生器伝熱管破損の場合、一次冷却材の二次系への漏えい停止(以下、「破損SG隔離」という。)には運転員の操作が必要なため、破損SG隔離前に運転員が交替することが困難である。また、破損SG隔離までに全放出放射能量

の大半が放出される。したがって、蒸気発生器伝熱管破損時の運転員の交替を考慮した線量については、事故発生から破損 SG 隔離までの線量全量に、破損 SG 隔離以降から 30 日までの積算線量を滞在時間の割合で配分して求めた値を加算して線量評価している。



$$D = A + B \div n$$

D : 直交替を考慮した線量 (mSv)

A : 破損 SG 隔離迄の線量 (mSv)

B : 破損 SG 隔離後の線量 (mSv)

n : 運転員直数 (-)

附属書解説図 2.5.6.1 蒸気発生器伝熱管破損時の運転員交替を考慮した中央制御室滞在時の線量評価

【附属書解説 2.5.7】線量率換算係数

本文(附属書 2.5.22)式で用いている線量率換算係数 $K[\text{Sv}/(\gamma/\text{m}^2)]$ は、ガンマ線 0.5MeV 相当の以下の値を用いる。

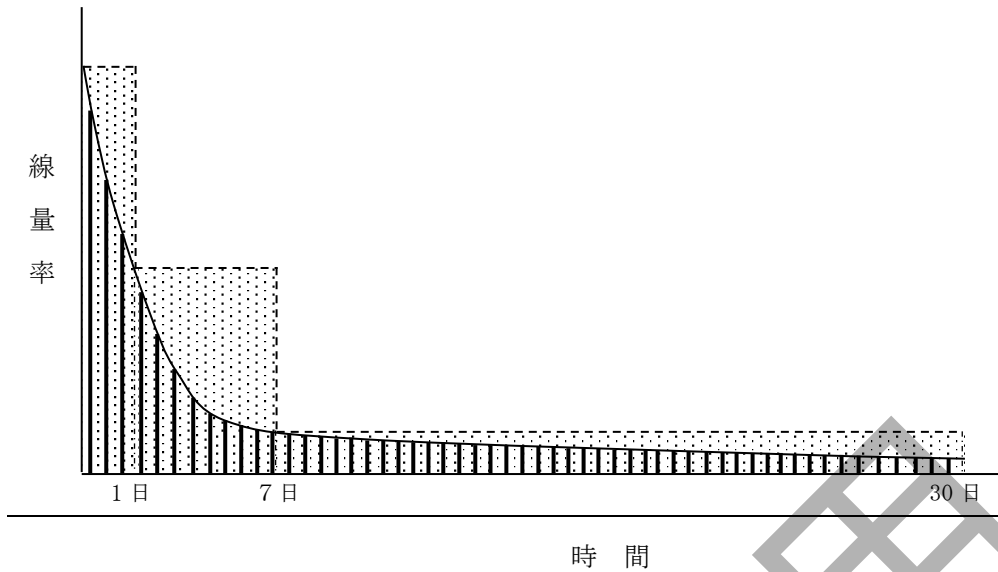
$$1.022 \times 10^{-3} (\text{mR}/\text{h}) / (\gamma/\text{cm}^2/\text{s}) * \times 1 \times 10^{-3} (\text{Gy}/\text{mGy}) \times 0.00873 (\text{Gy}/\text{R}) \times 1 (\text{Sv}/\text{Gy}) \\ \times 1/3600 (\text{h}/\text{s}) \times 1 \times 10^4 (\text{m}^2/\text{cm}^2) = 2.48 \times 10^{-8} [\text{Sv}/(\gamma/\text{m}^2)]$$

* : W.H.Guilinger, N.D.Cook and P.A.Gillis, "SPAN-3; A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer", WAPD-TM-235 (February 1962)

【附属書解説 2.5.8】直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく計算

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入退域での被ばくを計算する際に使用する 30 日積算線量は、30 日積算の線源強度を用いて線量を計算することにより求めている。(附属書解説図 2.5.8.1 の縦線部分)

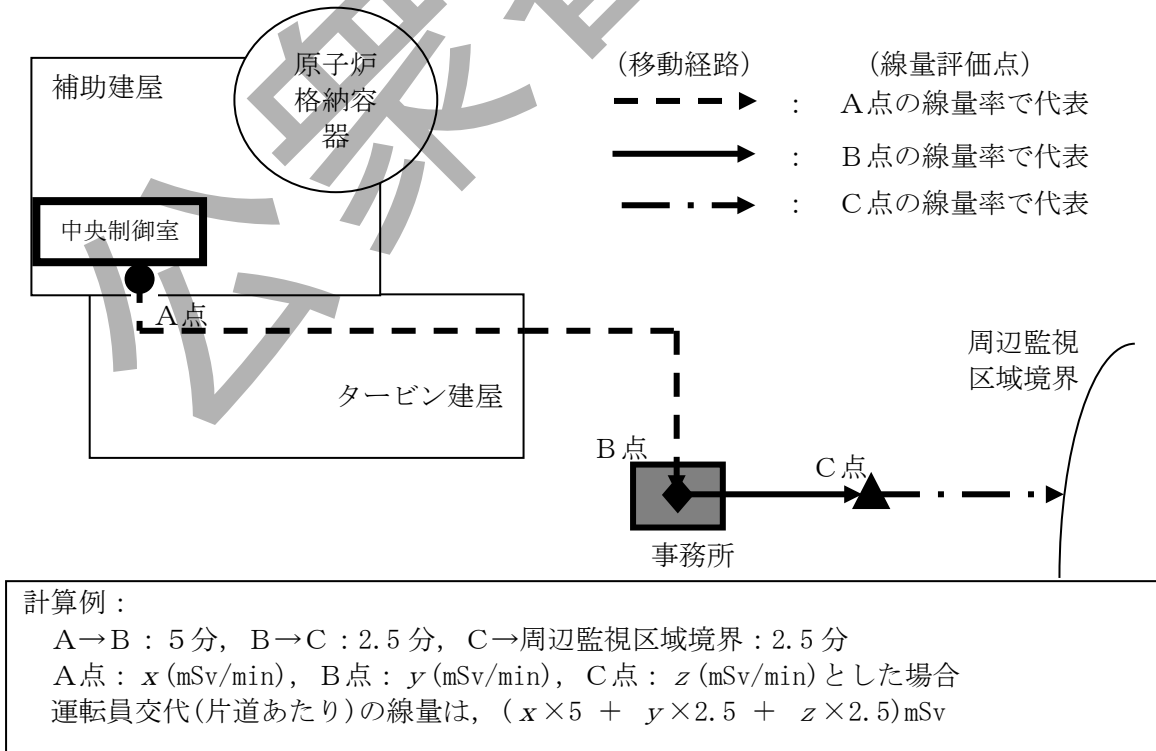
なお、附属書解説図 2.5.8.1 のように、線量率の時間変化を下回らないようステップ状に積分することも、保守的であることから妥当と認められる。



附属書解説図 2.5.8.1 入退域における被ばく線量の計算方法の例

【附属書解説 2.5.9】入退域時の被ばく評価点

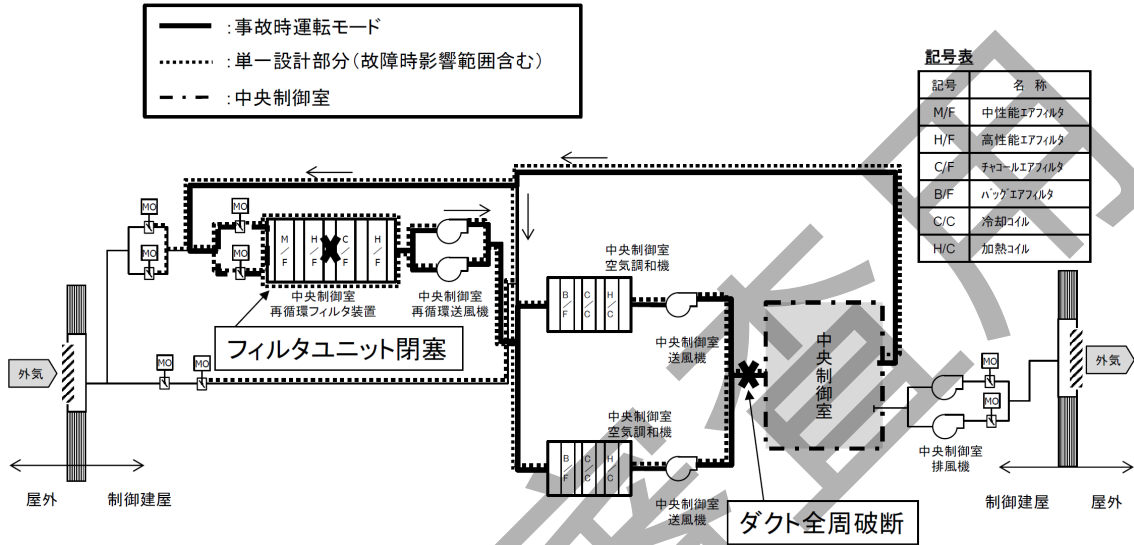
建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域での被ばく、並びに大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばくを計算する際には、入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに評価し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定し、附属書解説図 2.5.9.1 のように複数点を評価する方法も妥当と考えられる。



附属書解説図 2.5.9.1 入退域の評価点の設定の例

【附属書解説 2.6.1】中央制御室非常用換気空調設備の静的機器の単一故障の想定箇所の検討例 (BWR 型原子炉施設)

想定される損傷モードのうち、最も過酷なものとして、中央制御室換気空調設備のフィルタユニット閉塞の場合は中央制御室換気空調設備の機能喪失を想定し、ダクト全周破断の場合は、設計で考慮している外気インリーク量に加え、中央制御室換気空調設備のファンの100%容量に相当する外気が破断箇所から換気空調設備のフィルタユニットをバイパスした状態で中央制御室内に流入すると想定する。

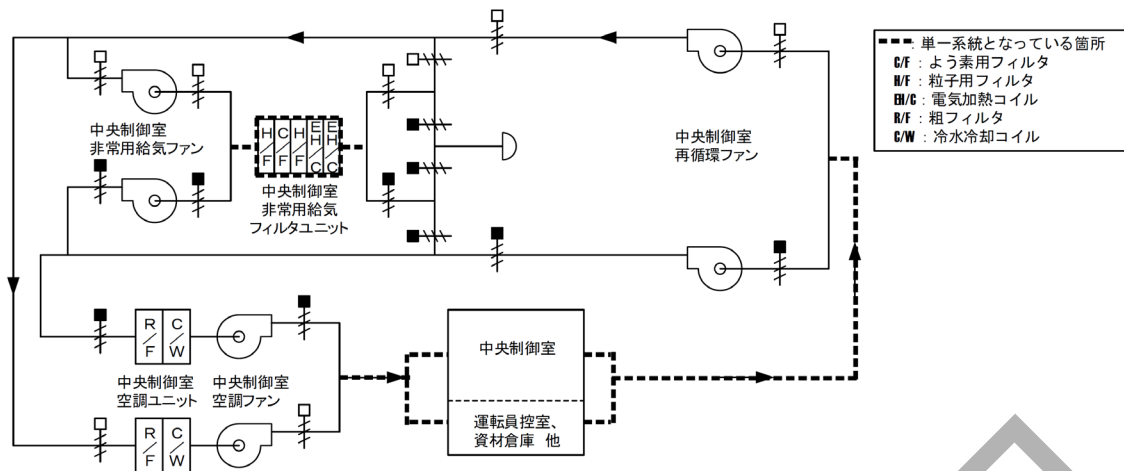


附属書解説図 2.6.1.1 中央制御室非常用換気空調設備の静的機器の単一故障の想定箇所の検討例 (BWR 型原子炉施設)

【附属書解説 2.6.2】中央制御室非常用換気空調設備の静的機器の単一故障の想定箇所の検討例 (PWR 型原子炉施設)

想定される損傷モードのうち、最も過酷なものとして、中央制御室非常用換気空調設備のフィルタユニット閉塞の場合は中央制御室非常用換気空調設備の機能喪失を想定し、ダクト全周破断の場合は、設計で考慮している外気インリーク量に加え、中央制御室非常用換気空調設備のファンの100%容量に相当する外気が破断箇所から非常用換気空調設備のフィルタユニットをバイパスした状態で中央制御室内に流入すると想定する。

中央制御室に建屋内空気がそのまま流入し、直ちに中央制御室内の放射性物質濃度が中央制御室外の放射性物質濃度に近づくため被ばく評価上厳しくなる中央制御室給気ファン下流側ダクトを破損箇所と仮定する。



附属書解説図 2.6.2.1 中央制御室非常用換気空調設備の静的機器の単一故障の想定箇所の検討例(PWR型原子炉施設)

【附属書解説 2.6.3】 静的機器の単一故障を想定する際の長期間の設定例

「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」第12条 安全施設において、長期間の考え方は以下のとおり整理されており、評価においては24時間以降を長期間と想定している。

- 4 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。
- 5 第2項について、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点が短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。

【附属書解説 2.7.1】 文書化する内容

文書化する内容としては、以下の(1)～(4)に適用した手法、条件、データ、評価結果等が挙げられる。

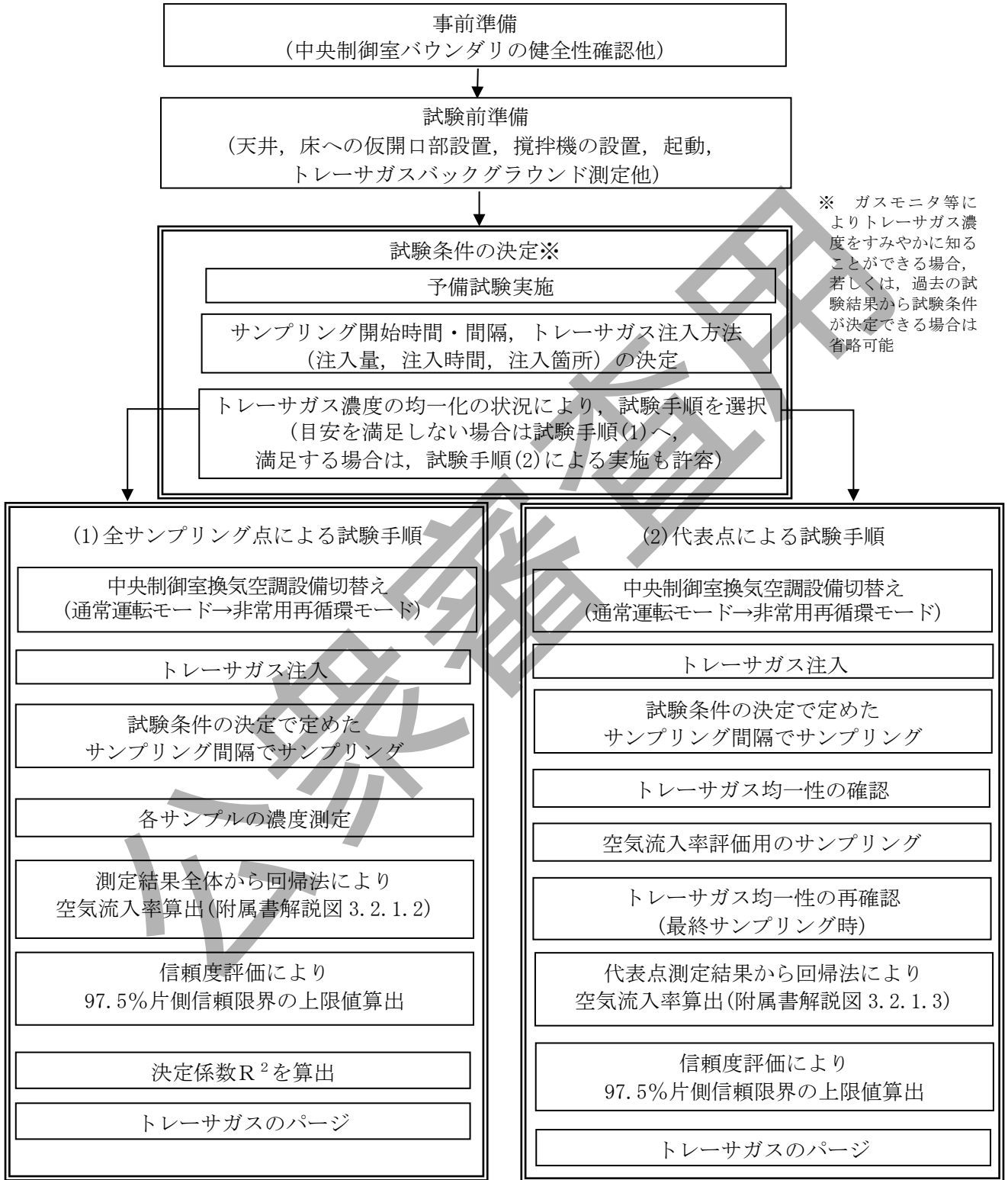
- (1) 大気中への放出量の評価
- (2) 大気拡散の評価
- (3) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価
- (4) 中央制御室運転員の事故時被ばく評価
 - a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく
 - b) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の被ばく
 - c) 中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
 - d) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく
 - e) 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく

なお、上記(4) a)～e)の実効線量は、外部被ばく及び内部被ばくの両方の被ばく経路による実効線量の内訳についても示すことが望ましい。

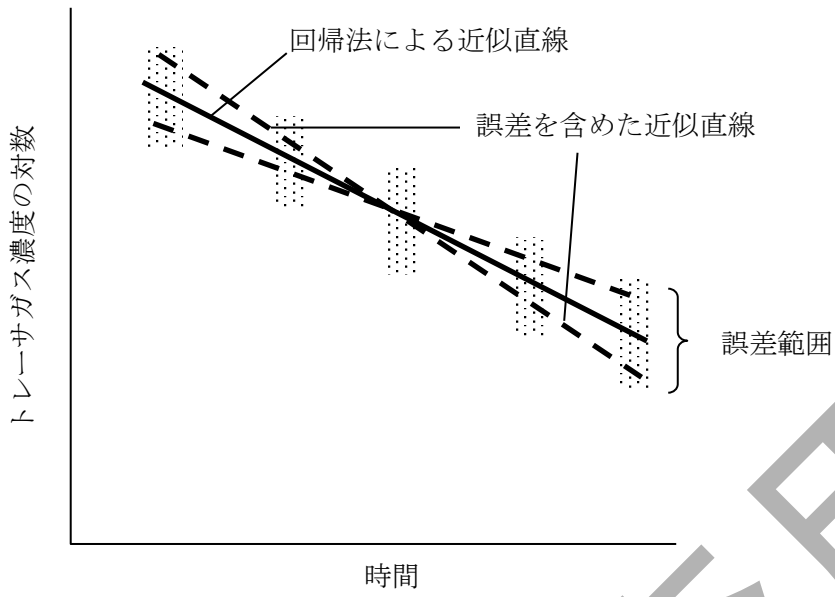
また、本規程で許容されている除外事項及び例外事項、並びに本規程に定めのない手法を適用した場合には、その妥当性を示すことが望ましい。

【附属書解説 3.2.1】中央制御室空気流入率測定試験手順のフロー

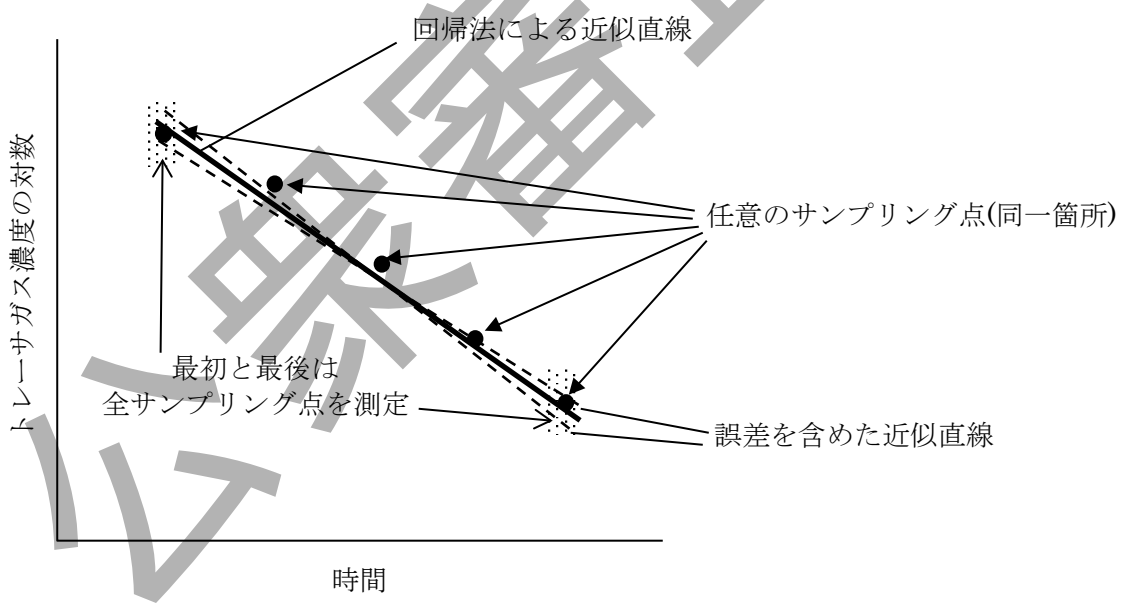
中央制御室空気流入率測定試験手順の標準的なフローを附属書解説図 3.2.1.1 に示す。



附属書解説図 3.2.1.1 中央制御室の空気流入率試験の手順



附属書解説図 3.2.1.2 全サンプリング点による評価方法



〔 任意のサンプリング点の濃度が平均濃度の 10%以内に収まる場合 〕

附属書解説図 3.2.1.3 代表点による評価方法

【附属書解説 3.2.2】トレーサガス濃度の測定装置

トレーサガス濃度の測定装置は、トレーサガスの種類及び想定される濃度に適合していなければならない。一般的に、二酸化炭素(CO₂)用として非分散型赤外線濃度計、炭化水素用として FID 式炭化水素濃度計、多くのガスに対応する光音響式濃度計が使われる。

トレーサガスとして六フッ化硫黄(SF₆)を用いる場合、測定装置としては、検出器として熱伝導度検出器(TCD)及び電子捕獲検出器(ECD)を用いたガスクロマトグラフ(附属書解説図 3.2.2.1)、光音響式濃度計を用いたガスモニタ(附属書解説図 3.2.2.2)がある。電子捕獲検出器を用いたガスクロマトグラフが最も測定検出限界の低いことが知られている。

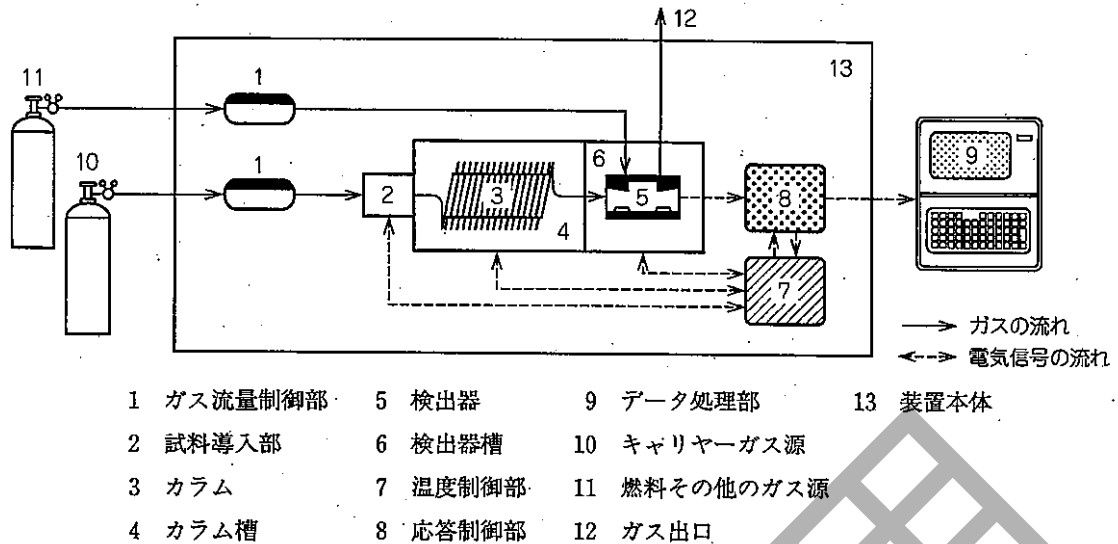
測定装置にガスクロマトグラフを使用する場合には、JIS K0055-2002 「ガス分析装置校正方法通則」に従って測定装置の校正を実施する。計量法に定める「標準物質」がない物質をトレーサガスとして用いる場合は、計量法に基づく標準物質製造事業により標準物質と同様の作成方法で作成された標準ガスを用いて校正を実施する。この標準ガスによりガスクロマトグラフのトレーサビリティを確保する。また、複数台のガスクロマトグラフを使用する場合には、標準ガスのボンベより直接シリンジでガスを採取する等標準ガスの採取方法を含めて校正方法を統一して実施する必要がある。

なお、ガスクロマトグラフ以外の測定装置を使用する場合にはガスクロマトグラフの校正に準じて校正を行う。

(関連規格)

JIS K0055-2002 「ガス分析装置校正方法通則」

JIS K0114-2012 「ガスクロマトグラフ分析通則」

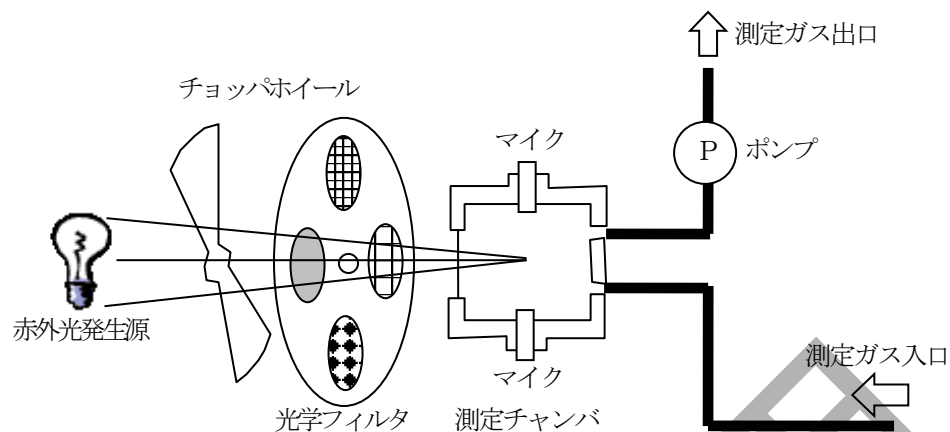


ガスクロマトグラフ (Gas Chromatograph) は、試料中の各成分の含有量を測定する分析装置で、通称“ガスクロ”と省略される。

図は装置の基本構成で、ガス流量制御部、試料導入部、カラム、カラム槽、検出器、データ処理部等からなる。キャリアーガスにはヘリウム、窒素等が使われ、高圧ガスボンベより減圧弁を介して装置に供給される。さらに、圧力、流量が調整され、一定流量で試料導入部、カラムと呼ばれる分離管へ送られる。試料は気体用サンプラー又は気体又は液体用シリンジを用いて導入される。キャリアーガスとともにカラムに導入された試料は個々の成分に分離され、カラムから出てきた成分は検出器でその量が測定される。検出器からの信号はデータ処理部で処理される。

未知濃度の試料を測定する際には、既知濃度の標準試料を注入して、ピークの保持時間(出現時間)や面積を、標準試料のそれと比較して濃度計算を行う。

附属書解説図 3.2.2.1 ガスクロマトグラフの原理図
JIS K0114-2012 「ガスクロマトグラフ分析通則」から引用)



1. ポンプは測定チャンバ内の測定ガスを入れ替える。
2. 赤外光は、パルス光を機械的に作るチョップホイールを通り、そのあとフィルタホイールの光学フィルタの一つを通過する。
3. 光学フィルタを通過した赤外線は測定チャンバ内の測定ガスで吸収され、ガス温度が上昇する。ガス温度は、パルス光のため上昇下降する。このことは、密閉したセル内のガス圧(音響信号)の増減を生じる。
4. セルの壁に取り付けたマイクは、測定チャンバ内のガス濃度に比例した圧力波を測定する。
5. 光学フィルタホイールが回転すると、赤外光が次のフィルタを通り、新しい信号を測定する。

附属書解説図 3.2.2.2 ガスモニタの原理図

【附属書解説 3.2.3】測定者の資格、技量

ガス分析に精通しているものとは、環境計量士(濃度)の資格を有しているもの、又は、社内資格を含む技量認定(ガス分析業務に1年以上携わったことがある等)を受けた者のことをいう。

なお、環境計量士(濃度)とは、計量法(平成4年5月20日法律第51号、最終改正平成18年3月31日法律第10号)第122条において、計量器の検査その他の計量管理を的確に行うために必要な知識経験を有する者として経済産業大臣が登録するものを計量士といい、このうち、ガスクロマトグラフ等大気中の物質の濃度測定に対する計量士を環境計量士(濃度)という。

【附属書解説 3.2.4】サンプリング点

サンプリング点は、対象とする部屋の大きさや形状、中央制御室換気空調設備による給・排気の流れ、トレーサガスと空気の密度の差を考慮し、中央制御室エンベロープにおけるトレーサガス濃度の混合状態を確認できるよう選定している。

具体的には、原則、対象とする部屋毎に重心及び重心から離れた2点を選定することとするが、小部屋(例：トイレ等の換気している小部屋)であって、各サンプリング点の

距離が近い、中央制御室換気空調設備及び攪拌機によってトレーサガスが均一に混合していると判断できる部屋及び、空気流入率の測定の実験と同様な状態において、トレーサガスが均一に混合されていることが確認されている部屋については、重心のみのサンプリングでも構わない。サンプリング点数の目安は以下のとおりである。

トレーサガスと空気の密度の差が大きい場合、上下方向についても3点(天井付近、中間高さ、床付近)サンプリングを実施し、混合されていることの確認を行うこととするが、過去の試験結果及び「3.2.3 試験条件の決定」により上下方向に濃度分布に差異がないことが明らかな場合は中間高さだけでも構わない。トレーサガスとして六フッ化硫黄(SF₆)を用いる場合、これまでの国内代表プラント試験結果からは上下方向の濃度分布のないことが確認されている。よって、空調設備及び攪拌機による空気の循環があれば、上下方向濃度分布は生成されないため、ある部屋に対して対角線上に3点のサンプリング点を設定するだけでも十分と考えられる。

また、サンプリング点の選び方により、結果に影響を及ぼす可能性がある。米国材料試験協会規格 ASTM E741-24 において「サンプリング開口部をゾーンのその他の部分と異なる空気移動、湿分、又は温度の発生源の近くに設置することは避けること。」との記載があり、サンプリング点を他の部分とは異なる空気移動のあるところ、例えば、空気流入箇所を避けるといった工夫が必要である。

なお、各中央制御室エンベロープである各部屋からの空気が集合するダクト内は、中央制御室バウンダリ内全体の傾向を把握するのに適したサンプリング点として位置づけられる可能性があることから、参考データとして蓄積していくことが望ましい。

【附属書解説 3.2.5】隣接する部屋の換気空調設備

中央制御室バウンダリに隣接する部屋の換気空調設備は、事故時と同等の動作状態にするのが望ましい。しかし、点検のため運転が困難な場合及び、停止することによってプラントへ悪影響を及ぼすおそれがあり、停止が困難な換気空調設備もあるため、可能な限り事故時の状態を模擬するように努める。

【附属書解説 3.2.6】トレーサガスの混合

トレーサガスとして六フッ化硫黄(SF₆)を用いる場合、当該ガスは空気よりも重いため、部屋の下部に滞留する可能性がある。トレーサガスが滞留しないように、必要に応じて、攪拌機を設置し混合を促進する。また、中央制御室バウンダリ内全体にトレーサガスが分布するように、必要に応じて、仮開口部の設置、中央制御室エンベロープ内のドア、制御盤扉等を可能な範囲で開放する。

攪拌機としては、可搬式の扇風機、送風機等を用い、通常の換気状態を乱さない程度に小さく、かつ攪拌に必要な最低限の個数とする。

【附属書解説 3.2.7】試験員の時計、試験装置の時刻合わせ

空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2020 の 4.5(6) a 「タイミング装置」で以下のとおり測定者の時計、データ収録用パソコン及び時刻を持った測定装置の時刻を観測時間の1%以内に合わせることが規定されている。

「タイミング装置は、計測手順に関するガス注入、サンプリング、気象観測に対して共通の基準時間を提供する時計、装置。事象間の時間誤差は、タイミング装置で観測時間の1%以内に収めなければならない。」

【附属書解説 3.2.8】トレーサガスのサンプリング開始のタイミング

ガスモニタ等によるトレーサガス濃度を連続監視することにより、各サンプリング点のトレーサガス濃度の減衰率が安定する時間又はトレーサガス濃度を推定し、サンプリングを開始することとしている。

これまでの国内の試験実績では、中央制御室バウンダリの構造・体積、中央制御室換気空調設備による循環量が異なる場合であっても、概ね、トレーサガス注入終了後、30分～1時間30分程度でトレーサガス濃度の減衰率が安定している。

【附属書解説 3.2.9】トレーサガス濃度の均一化の目安

トレーサガス濃度のバラツキが大きい場合、空気流入率(濃度減衰率)を評価する際の評価誤差(信頼区間)が大きくなってしまふことから、精度良く空気流入率を評価するためには、バラツキを小さく抑える必要がある。具体的な方法としては、攪拌機の追設、設置位置の変更、各中央制御室エンベロープの体積、気空調設備による循環量を考慮し、サンプリング開始時間を遅らせる、複数箇所からトレーサガスを注入する、又は注入量を変えるとといった方法がある。また、中央制御室バウンダリ内のトレーサガス濃度分布からリークしている可能性の高い部屋を特定し、気密対策を講じるといったことも方法の一つである。

均一化の目安は、**米国材料試験協会規格 ASTM E741-24**を参考に各サンプリング点の測定濃度が全サンプリング点の測定濃度の平均値に対し10%以下の相違であることとしている。

【附属書解説 3.2.10】測定時間、サンプリング間隔、注入量の決定

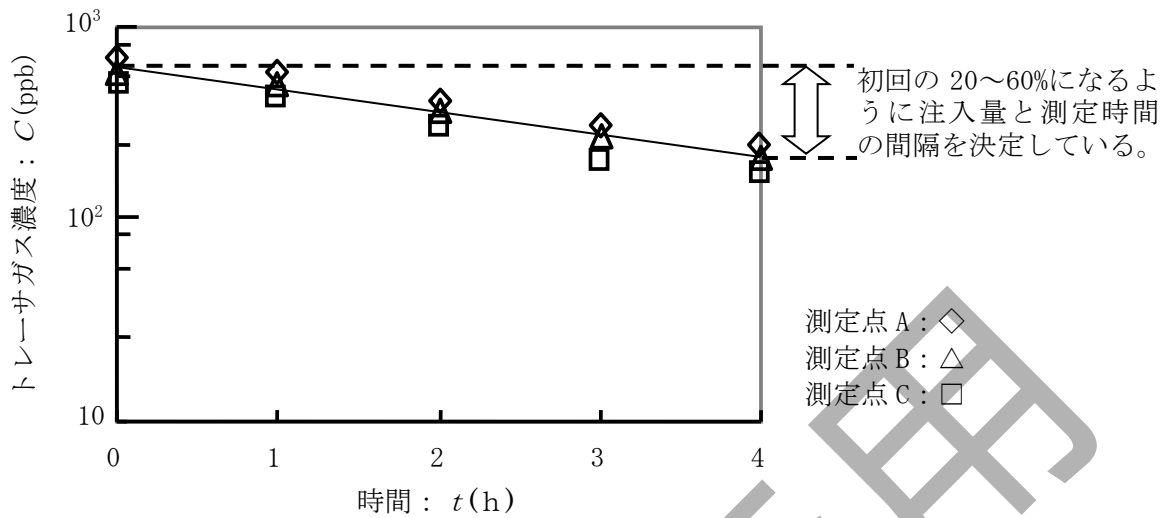
最終測定濃度が、初期濃度(試験開始濃度)に対し約20～60%となるように測定時間、及び測定間隔を決定することとし、サンプリングは、測定時間内で少なくとも5回、おおよそ均等に割り当てるようにしている。ただし、中央制御室バウンダリの気密性が高く、トレーサガス濃度減衰に時間を要する場合は、測定間隔上限を1時間とすることは妥当と考えられる。

また、六フッ化硫黄(SF₆)をトレーサガスとして使う場合、1000ppm以上となると酸素濃度が低下して酸素欠乏状態となること、トレーサガスの濃度減衰を考慮しても、試験中を通してトレーサガス濃度が測定装置の測定限界を下回らないことに留意して初期注入量を決定する必要がある。

トレーサガスの注入設備(SF₆ボンベ等)は、中央制御室バウンダリ内が試験目標濃度となるように、ダクト及び必要に応じて中央制御室エンベロープにも直接注入する方法が考えられる。

これまで実施した国内の試験実績では、初回サンプリング時の濃度が数十ppbから1ppm程度となるよう中央制御室バウンダリ内の体積に応じて注入量を決定している

(附属書解説図 3.2.10.1)。



附属書解説図 3.2.10.1 注入量の決定方法

【附属書解説 3.2.11】全サンプリング点による試験手順の適用範囲・条件

全サンプリング点による試験手順は、以下の適用範囲及び適用条件を満足する場合に適用できる。なお、測定濃度データのうち、サンプリングミス等により、明らかに特異なデータがある場合、その特異性が説明できるものであれば、測定データを除外することができるものとする。ただし、除外した測定データの個数は、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。

(1) 適用範囲

決定係数 R^2 が 0.90 以上であること。

なお、決定係数 R^2 は、測定データから求めた回帰法による近似直線の当てはまりの良さの尺度として利用されるものであり、次式にて求めることができる。

$$\text{決定係数 } R^2 = \frac{(\sum (Y_i - \bar{Y})(T_i - \bar{T}))^2}{\sum (Y_i - \bar{Y})^2 \sum (T_i - \bar{T})^2}$$

- ここで、
- Y_i : $\ln C_i$ の実測値
 - \bar{Y} : $\ln C_i$ の平均値
 - C_i : トレーサガス濃度
 - T_i : 各標本の測定時刻 (時間)
 - \bar{T} : 各標本の測定時刻 (時間) の平均値

(2) 適用条件

中央制御室並びに事故時に頻繁に立ち入る中央制御室エンベロープの空気流入率がその他の区画に比べて小さいこと。具体的には、全サンプリング時間を通じて、前者の区画の平均濃度がその他の区画の平均濃度以上であること。

【附属書解説 3.2.12】試験結果の信頼度評価

試験結果の信頼度評価は、空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2020 の付録「A 信頼区間」及び米国材料試験協会規格 ASTM E741-24 Appendix X3 の記載が参考となる。

1 回の試験結果より得られる空気流入率 N の信頼度 97.5% 片側信頼限界の上限値 F_N は、下記式にて求められる。

$$F_N(t) = N + E_N \times t(k-2, 1-\alpha)$$

ここで、
 E_N : N の標準誤差
 $t(k-2, 1-\alpha)$: 自由度 $(k-2)$, $\alpha=0.025$ の片側検定での t 分布値
 k : 標本数

E_N は次式にて求められる。

$$E_N = \frac{s}{\sqrt{\sum_{i=1}^k (T_i - \bar{T})^2}}$$
$$s^2 = \frac{\sum_{i=1}^k (Y_i - \hat{Y}_i)^2}{k-2}$$

ここで、
 Y_i : $\ln C_i$ の実測値
 \hat{Y}_i : $\ln C_i$ の推定値
 C_i : トレーサガス濃度
 T_i : 各標本の測定時刻 (時間)
 \bar{T} : 各標本の測定時刻 (時間) の平均値

【附属書解説 3.3.1】試験時の参考記録

試験記録には、試験結果が従来実施したものと異なった場合の原因として考えられる環境条件 [室温, 湿度, 気象関連データ (外気温, 気圧, 風向, 風速 (中央制御室付近の 10 分平均値等)) 及び測定時刻] についても記録しておくことが望ましい。

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-3	2.1.3	判断基準 (被ばく評価)	1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSvを超えない。	核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 第7条（緊急作業に係る放射線業務従事者の線量限度） 実用炉規則第七九条第二項及び貯蔵規則第三十条第二項の原子力規制委員会の定める線量限度は、実効線量について百ミリシーベルト、眼の水晶体の等価線量について三百ミリシーベルト及び皮膚の等価線量について一シーベルトとする。	
I-附属書-7	2.2.1.1	放出量根拠 (BWR LOCA)	(3) a) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下、安全評価審査指針とする。） (付録 I) II. 立地評価 2.1.2 原子炉冷却材喪失 (BWR) 仮想事故の場合 (3) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス100%、よう素50%の割合とする。	
I-附属書-7	2.2.1.1	同上	(3) b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.2 原子炉冷却材喪失 (BWR) (4) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。	
I-附属書-7	2.2.1.1	同上	(3) c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏れないものとする。有機よう素及び希ガスは、沈着しないものとする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.2 原子炉冷却材喪失 (BWR) (5) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内や同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに希与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を無視するものとする。	
I-附属書-7	2.2.1.1	同上	(3) d) 格納容器スプレーによりサプレッションチェンバのプールに無機よう素が溶解する効果は、分配係数[気相濃度(Bq/cm ³)と液相濃度(Bq/cm ³)の比]で100とする。有機よう素及び希ガスは、これらの効果を無視するものとする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.2 原子炉冷却材喪失 (BWR) (6) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を無視するものとする。	
I-附属書-8	2.2.1.1	同上	(3) g) 再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、非常用炉心冷却設備の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.2 原子炉冷却材喪失 (BWR) 仮想事故の場合 (9) ……再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-10	2.2.1.2	放出量根拠 (BWR MSLBA)	(3) a) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン等の濃度は、液相の濃度の1/50とする。	安全評価審査指針 (付録I) II. 立地評価 2.3 主蒸気管破断 (BWR) (7) 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。	
I-附属書-10	2.2.1.2	同上	(3) b) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスは、より素の2倍の放出量とする。	安全評価審査指針 (付録I) II. 立地評価 2.3 主蒸気管破断 (BWR) (8) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に見込んだ値とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはより素の2倍の放出量とする。	
I-附属書-10	2.2.1.2	同上	(3) c) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。	安全評価審査指針 (付録I) II. 立地評価 2.3 主蒸気管破断 (BWR) (9) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された核分裂生成物の1%が破断口から放出されるものとする。	
I-附属書-10	2.2.1.2	同上	(3) e) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りよう素及びその他のハロゲン等が気相部にキヤリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行する。	安全評価審査指針 (付録I) II. 立地評価 2.3 主蒸気管破断 (BWR) (11) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとする。残りよう素及びその他のハロゲンが気相部にキヤリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。	
I-附属書-10	2.2.1.2	同上	(3) g) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。なお、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。	安全評価審査指針 (付録I) II. 立地評価 2.3 主蒸気管破断 (BWR) 仮想事故の場合 (13) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないものとする。なお、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするものとする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-13	2.2.2.1	放出量根拠 (PWR LOCA)	(3) a) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR) 仮想事故の場合 (3) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス100%、よう素50%の割合とする。	
I-附属書-13	2.2.2.1	同上	(3) b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR) (4) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。	
I-附属書-13	2.2.2.1	同上	(3) c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスは、沈着しないものとする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR) (5) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内や同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を無視するものとする。	
I-附属書-13	2.2.2.1	同上	(3) d) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒とすることは妥当と認められる。有機よう素及び希ガスは、原子炉格納容器スプレイにより除去されないものとする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR) (6) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計により評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒と評価することは妥当なものとして認められる。有機よう素及び希ガスについては、この効果を無視するものとする。	
I-附属書-14	2.2.2.1	同上	(3) g) 非常用炉心冷却設備が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し2倍の余裕を見込んで設定することは妥当である。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、非常用炉心冷却設備の再循環系から安全補機室に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、安全補機室内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR) 仮想事故の場合 (9) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-15	2.2.2.2	放出量根拠 (PWR SGTR)	(1) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管1本が、瞬時に両端破断し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象とする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.2 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR) (1) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。 (3) 蒸気発生器の伝熱管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。	
I-附属書-16	2.2.2.2	同上	(3) d) 2次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。2次冷却系に流出した希ガスのうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大气中に放出される。無機よう素は、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出される。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.2 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR) (8) 2次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大气中に放出されるものとする。無機よう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。 2次冷却系に流出した希ガスは、全量が大气中に放出されるものとする。	
I-附属書-16	2.2.2.2	同上	(3) f) 破損した蒸気発生器の隔離後は、2次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値とし、その漏えいは30日間続くものとする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.2 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR) 仮想事故の場合 (9) 破損した蒸気発生器の隔離後は、2次側弁からの蒸気の漏えいにより、無機よう素が大気中へ放出されるものとする。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で30日間続くものとする。	
I-附属書-19	2.3.1.1	大気拡散 気象データ	(1) c) 風向、風速、大気安定度等については、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のデータを拡散式に用いる。放出点の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。	発用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下、気象指針とする。） II. 気象観測方法 4. 観測期間 通常観測は、原子炉の設置許可申請前の少なくとも1年前から開始し、原子炉施設が廃止されるまで連続して行う。 特別観測の風向及び風速は、原子炉施設の設置許可申請前において、少なくとも1年間連続して観測し、上層風及び気温差は、この期間の適切な時期に観測する。	
I-附属書-21	2.3.1.1	大気拡散 形状係数	(2) b) 形状係数cの値は、特に根拠が示されるものの場合は原則として1/2を用いる。これはGiffordにより示された範囲(1/2<c<2)において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。	気象指針 V. 平常運転時の大気拡散の解析方法 1. 空間濃度分布の計算 本式中の形状係数c及び放出源の有効高さHについては、特に根拠が示されるものの場合は原則としてそれぞれ1/2及び0を用いるものとする。なお、Giffordは1/2<c<2としている。	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-21	2.3.1.1	大気拡散 地上高さの風速	(2) d) 風向、風速、大気安定度等については、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のデータを拡散式に用いる。建屋の影響は、放出点の高さから地表面の高さにわたる気象条件の影響を含むため、(附属書2.3.4)式の代表的な風速として、比較的低風速の地上風(地上10m高さで測定)の気象データを採用するのは保守的である。実験、最新知見等によって妥当性が示されれば、建屋の影響がない場合と同様に、放出点の高さにおける風速を採用することは問題ない。	気象指針 II. 気象観測方法 3. 観測方法 第1表 通常観測 (1) 敷地を代表する地上風の風向及び風速は、原則として地上約10mの高さで測定し、その測器としては、風向計及び風速計を使用する。	
I-附属書-23	2.3.1.2	大気拡散 建屋影響有りの条件	(2) a) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 b) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(附属書図2.3.2の領域An)の中にある場合	“Guideline for Determination of Good Engineering Practice Stack Height (Technical Support Document for the Stack Height Regulations)”, EPA-450/4-80-023R, U. S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, June 1985	
I-附属書-25	2.3.1.3	大気拡散 平地における濃度分布の拡がりのパラメータ	$\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x)$ $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値(deg) (角度因子：水平方向濃度が1/10になる幅を見込む角度)	気象指針 IV. 基本拡散式 2. 濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z	
I-附属書-32	附属書表2.3.2	大気拡散	角度因子 θ は、 $\theta = (0.1\text{km}) / \theta$ (100km)とし、附属書図2.3.9の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。	気象指針 IV. 基本拡散式 2. 濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z θ は、原論文では、 $\theta = (0.1\text{km}) / \theta$ (100km) = 2とし、風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿として取扱われている。	
I-附属書-33	附属書表2.3.3	拡散パラメータ	拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値 (a) 風下距離が0.2km未満 (b) 風下距離が0.2km以上	気象指針 IV. 基本拡散式 2. 濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-33	2.3.2.1	大気拡散 評価点の相対濃度	(5) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度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%に当たる相対濃度とする。	気象指針 VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法 1. 線量計算に用いる相対濃度 (2) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度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%に当たる相対濃度とする。	
I-附属書-34, 35	2.3.2.2	大気拡散 相対濃度 (χ/Q)	(2)a) 及び b) なお、「気象指針」に基づき、実効放出継続時間が8時間を超える場合は長時間放出として取り扱う。	気象指針 VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法 2. 相対濃度の計算 実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。	
I-附属書-35	2.3.2.2	大気拡散 長時間放出の 計算式	(2) a) 長時間放出の場合 長時間放出の場合には、 $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内に一様に分布すると仮定して(附属書2.3.10)式によって計算する。 $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi} U_i x} \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right]$ (附属書2.3.10)	気象指針 VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法 2. 相対濃度の計算 (2) 長時間放出の場合 2.032= $\sqrt{2/\pi} \times 16/2\pi$	
I-附属書-36	2.3.3	被ばく計算 相対線量 (D/Q)	(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。	安全評価審査指針 (付録II) 2. 「重大事故」及び「仮想事故」における線量評価 2.1.1 大気中に放出された放射性物質による線量 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量は、「気象指針」に従い、放射性物質による空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。	
I-附属書-37	2.3.3	被ばく計算 相対線量計算時の 代表エネルギー	(3) $\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は、0.5MeVのガンマ線に対する値を用いる。	発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 (以下、線量目標値評価指針とする。) V. 線量の計算 2.1.1計算地点における空気カーマ ただし、 $\mu_{en}, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ については、0.5MeVのガンマ線に対する値を用い、以下のとおりとする。	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-38	2.4.1	被ばく計算 直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線の線源強度 (BWR LOCA)	(1) g) 原子炉格納容器内に放出される希ガス及びより素の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.2 原子炉冷却材喪失 (BWR) 仮想事故の場合 (11) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びビスカイシヤイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びビスカイシヤイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%と仮定する。	
I-附属書-38	2.4.1	被ばく計算 直接ガンマ線及びビスカイシヤインガンマ線の線源強度 (PWR LOCA)	(3) c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。	安全評価審査指針 (付録 I) II. 立地評価 2.1.1 原子炉冷却材喪失 (PWR) 仮想事故の場合 (11) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びビスカイシヤイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びビスカイシヤイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%と仮定する。	
I-附属書-43	2.5.1.1	被ばく計算 事故の評価期間	(1) e) 中央制御室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。	安全評価審査指針の原子炉冷却材喪失の事故評価期間を参考に設定 「事故の評価期間は、原子炉格納容器内の圧力が、原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とするが、30日間を下回らない期間とする。」	
I-附属書-48	2.5.2	被ばく計算 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (BWR MSLBA)	(4) c) 2) 主蒸気管破断時 i) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された放射性物質による線量 $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left(1 - \exp \left(-\mu \frac{R}{2} \right) \right) B \exp(-\mu' X')$ (附属書2.5.11)	線量目標値評価指針 V. 線量の計算 2.1.1 計算地点における空気カーマ率の計算 $D = KI \dots \dots \dots (1)$ 指針(1)式において、半球状の体系を考えた場合、指針記載のパラメータを用いて式を整理することにより導出される。	
I-附属書-51	2.5.3.2	被ばく計算 中央制御室内の放射性物質濃度 運転員操作の時間余裕	(5) 中央制御室換気空調設備の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに弁隔離に要する時間を考慮する。また、手動操作により隔離する場合は、弁隔離操作に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまでに少なくとも10分間の時間的余裕を考慮する。この場合、事故を検知してから操作を開始するまでの時間は、合理的に説明できるものでなければならぬ。	安全評価審査指針 解説 II. 安全設計評価 4.2 安全機能に対する仮定 (3) 運転員の操作を期待する場合には、運転員が事態を的確に判断し、高い信頼性でその操作が行えるように、十分な時間的余裕と適切な情報が与えられなければならない。運転員が的確な判断ができてより適切な情報が与えられなければならない。開始するまでには、少なくとも10分間は時間的余裕を見込んだ評価を行う必要がある。	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-57	2.5.4.1	被ばく計算 事故の評価期間	(1) d) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、30日間の積算線量【附属書解説2.5.8】を所要時間の割合で配分する。	安全評価審査指針の原子炉冷却材喪失の事故評価期間を参考に設定 「事故の評価期間は、原子炉格納容器内の圧力が、原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とするが、30日間を下回らない期間とする。」	
I-附属書-57	2.5.4.1	被ばく計算 入退域時の評価地点と評価時間	(1) e) 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けることと仮定する。	事故時における入退域ルートを考慮し、代表評価点として線源となる建屋にも近い管理建屋の入口を選定し、入退域管理建屋による遮へい効果も保守的に無視している。入退域に要する所要時間も保守的に15分間とし、評価点に滞在し続けると保守的に仮定している。	
I-附属書-69	3.2.2	試験前準備	(9) トレーサガス濃度測定装置でトレーサガスの標準ガスを測定し、濃度測定精度が5%以内に入っていることを確認する。	米国材料試験協会規格 ASTM E741-00(2006) (6.5)で規定されている。	
I-附属書-69	3.2.2	同上	(10) 各試験員の時計及び試験装置の時刻を合わせ、それぞれの誤差がサンプリング期間(初回サンプリングから最終サンプリングまでの時間)の1%以下となるようにする。	空気調和・衛生工学会規格SHASE-S 116-2003の4.5(6) a 「タイミング装置」で規定されている。	
I-附属書-69	3.2.3	試験条件の決定	(4) 1回目のサンプリングから、30分～1時間後(注)に2回目のサンプリングを開始する。	これまでの試験実績より決定。SF6濃度の減衰率が小さい場合は時間を空けて減衰率を確認する。	
I-附属書-69	3.2.3	同上	(4)(注) 試験状態監視用測定装置を使用する場合には、1回目のサンプリング時の濃度の約80%を目安とする。ただし、最長1時間とする。	空気調和・衛生工学会規格SHASE-S 116-2003の5.4.1「サンプリング周期」で最終のトレーサガス濃度が初期濃度の約20～60%以下を目安とするサンプリング間隔を推奨しており、サンプリングを5回実施し、最終のトレーサガス濃度を初期濃度の約20%として、均等割りしたときの2回目のサンプリング時の濃度の目安を1回目のサンプリング時の濃度の約80%としている。	
I-附属書-69	3.2.3	同上	(6) 3回以上のサンプリング実施後、中央制御室換気空調設備を非常用再循環モードから通常運転モードに切り替え、中央制御室バウンダリのドア等を開放し、トレーサガスをパージする。	概略の空気流入率を算出するため。回帰直線を求めるには最低3回のデータが必要となるため。	
I-附属書-70	3.2.3	同上	(9) 得られたデータをもとに、トレーサガスの濃度減衰率を推定し、最終サンプリング時の濃度が1回目の約20～60%となるように試験時のサンプリング間隔を決定する。ただし、中央制御室バウンダリの気密性が高く、トレーサガス濃度の減衰に時間を要する場合、サンプリング間隔上限を1時間とする。	空気調和・衛生工学会規格SHASE-S 116-2003 (12頁)で推奨されている。	

【附属書別表】：中央制御室運転員の事故時被ばく評価方法及び空気流入率測定試験手順 記載数値と設定根拠

頁	章	項目	附属書（規定）の記載	根拠	備考
I-附属書-70	3.2.4	試験手順 (空気流入率測定試験)	(1)e) d)にて得られた各サンプリング点での全測定結果の対数をサンプリング時間に対してプロットし、回帰分析により全体としての空気流入率を算出する。併せて、信頼度評価を実施し、97.5%片側信頼限界の上限值を求めるとともに決定係数 R ² を求め。【附属書解説3.2.12】	片側97.5% (両側95%)は統計学で一般的に多く使われている。	
I-附属書解説-15	附属書解説2.4.2	被ばく計算 計算対象核種	附属書解説2.4.2.1 標準的な核種	被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について 2.表の説明 2-1.γ線 第1表、第2表	

Ⅱ. 中央制御室運転員等の事故時被ばく 評価方法（重大事故編）

中央制御室

1. 総則

1.1 目的

発電用原子炉施設の原子炉制御室(以下、「中央制御室」という。)は、重大事故等時においても運転員が立ち入り、一定期間滞在できるようにする必要がある。

重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処することも想定されるため、一定期間滞在できるようにする必要がある。

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必要な指示を行う要員が緊急時対策所で対処するため、一定期間滞在できるようにする必要がある。

本編では、そのために制御室運転員及び緊急時対策所対策要員(以下、「中央制御室運転員等」という。)の事故時被ばくに係る放射線防護措置の妥当性の確認方法に関する基本的事項を規定する。

なお、具体的な評価の方法については、本規程の附属書(規定)にまとめている。

1.2 適用範囲

本規程は、沸騰水型原子炉施設(以下、「BWR型原子炉施設」という。)及び加圧水型原子炉施設(以下、「PWR型原子炉施設」という。)の運転員等の重大事故時被ばく評価に着目し、評価を実施する際の要件及びそれを満たす基本的方法に適用する。

1.3 関連法規

1.3.1 関連法令、指針

本規程の関連法令、指針を以下に示す。

- (1) 「**实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**」(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号、最終改正令和4年9月26日号外 原子力規制委員会規則第4号)
- (2) 「**实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の解釈**」(平成25年6月19日原子力規制委員会、最終改正令和5年2月22日号外)
- (3) 「**实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**」(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号、最終改正令和4年9月26日号外 原子力規制委員会規則第4号)
- (4) 「**实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**」
- (5) 「**实用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド**」(平成25年6月19日原子力規制委員会、最終改正令和5年10月11日)
- (6) 「**発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針**」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会)
- (7) 「**核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示**」(平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号、最終改正令和2年3月18日原子力規制委員会告示第7号)

1.3.2 関連規程等

本規程の関連規程等を参考として以下に示す。

- (1) JEAC 4615-2020「原子力発電所放射線遮蔽設計規程」

公開審査用

1.4 用語の定義

(1) 中央制御室

反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置を運転操作する施設。

(2) 緊急時制御室

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するため、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能等を制御するために設置される施設。

(3) 緊急時対策所

一次冷却系統に係る発電用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に設置される施設。

(4) エンベロープ

換気空調設備により重大事故時に空調される部屋。発電所によっては、給湯室及び洗面所等の運転員等が室内にとどまるための居住設備、事故時に換気空調設備で空調されるリレー室及び換気空調機械室等が含まれる。

(5) バウンダリ

中央制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の換気空調設備により想定事故時に空調される範囲の境界。

(6) ソースターム

原子炉格納容器又は大気中に放出される放射性物質の種類、性状、放出量、放出時期、放出期間及び放出エネルギー。

(7) 原子炉施設

原子炉及びその付属施設のことであり、発電用原子炉施設では原子力発電に必要な設備全体。

(8) 原子炉格納容器

容器内の機器から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するために設けられ、原子炉、原子炉冷却設備及びその関連設備を格納する容器。

(9) 原子炉建屋

原子炉格納容器及びその関連施設を収容する建屋。

(10) 放射線防護措置

原子炉施設の運転監視及び事故時における原子炉の安全性確保のための手動操作を行う際に、運転員が制御室(中央制御室、緊急時制御室、緊急時対策所)に立ち入り、一定期間とどまって適切な対応操作を行う間に過度の被ばくを受けないように施されるべき防護対策。

具体的には、重大事故時の放射線に対する遮蔽設備並びに放出放射性物質に対する換気設備設計等設備面の対策、及び防護具等運用面の対策。

- (11) 線源
放射線の発生源。本規程では、想定事故時に原子炉施設内で放射性物質が存在している場所。
- (12) 相対濃度 (χ/Q)
評価地点の単位放出率当たりの放射性物質の空气中濃度。
- (13) 相対線量 (D/Q)
評価地点の単位放出率当たりの線量率。
- (14) 想定事故
中央制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る運転員又は対策要員の被ばくを評価するために設定した重大事故。
- (15) プルーム
大気中に放出された煙の流れ(煙流)。原子炉施設の安全評価では、大気中に放出される放射性物質をプルームという。
- (16) 入退域
運転員が交替のために、中央制御室へ入退室すること並びにそれに付随する必要な行為。

2. 中央制御室運転員等の事故時被ばく評価手法

2.1 評価の基本的要件

2.1.1 想定事故

重大事故の中央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で想定する格納容器破損モードのうち、運転員等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）とする。

中央制御室運転員等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を想定する。

2.1.2 被ばく経路

室内滞在時及び入退域時の被ばくは、次の被ばく経路について評価し、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。また、必要に応じて追加の被ばく経路を考慮する。（図 2.1.1, 図 2.1.2, 図 2.1.3, 図 2.1.4）

(1) 室内滞在時の被ばく評価

a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による室内滞在時の被ばくを、次の 2 つの経路を対象にして計算する。

- 1) 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
- 2) 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

b) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

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 2 つの経路を対象にして計算する。

- 1) 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)
- 2) 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)

c) 大気中に放出され、室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の 2 つの被ばく経路を対象にして計算する。

- 1) 室内へ取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
- 2) 室内へ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

(2) 入退域時の被ばく評価

a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の 2 つの経路を対象にして計算する。

- 1) 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
- 2) 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

b) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の 3 つの被ばく経路を対象にして計算する。

- 1) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
- 2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
(クラウドシャイン)
- 3) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
(グラウンドシャイン)

2.1.3 判断基準

「2.1.1 想定事故」に対して、「2.1.2 被ばく経路」の(1)室内滞在時の被ばく評価及び(2)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSv を超えない。

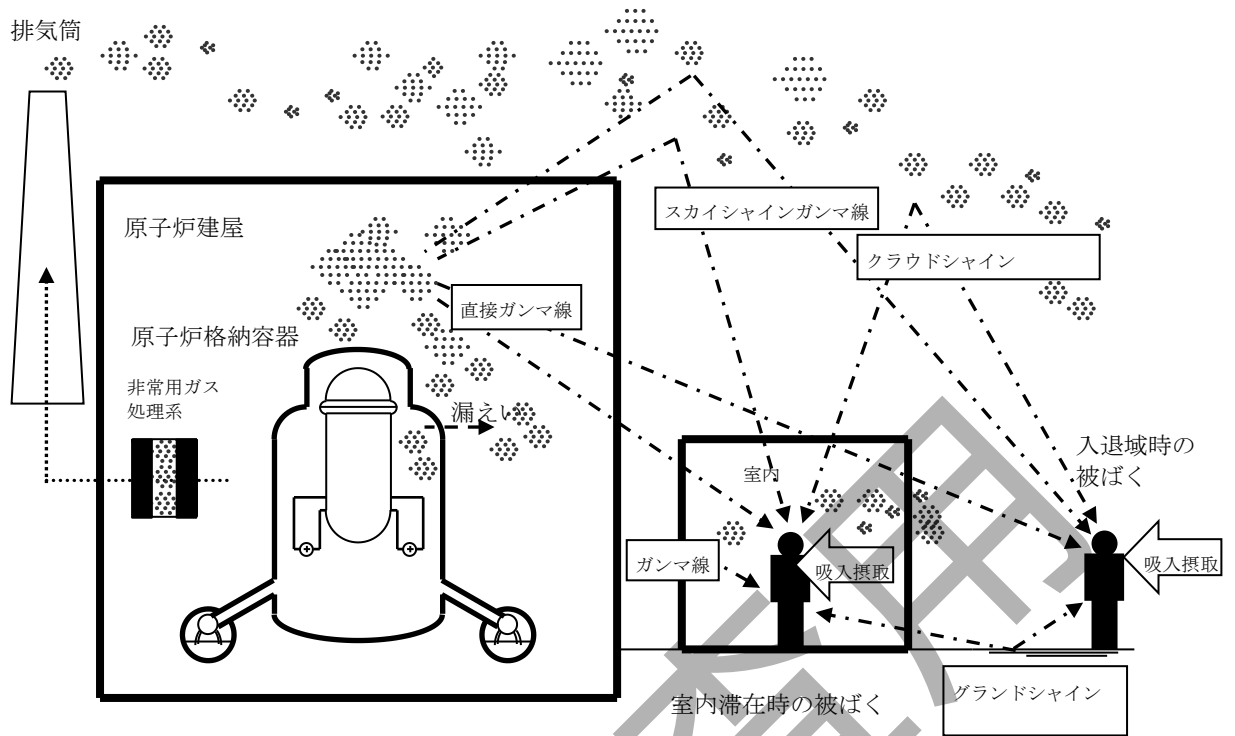


図2.1.2 運転員等の事故時被ばく評価の被ばく経路（BWR型原子炉施設）

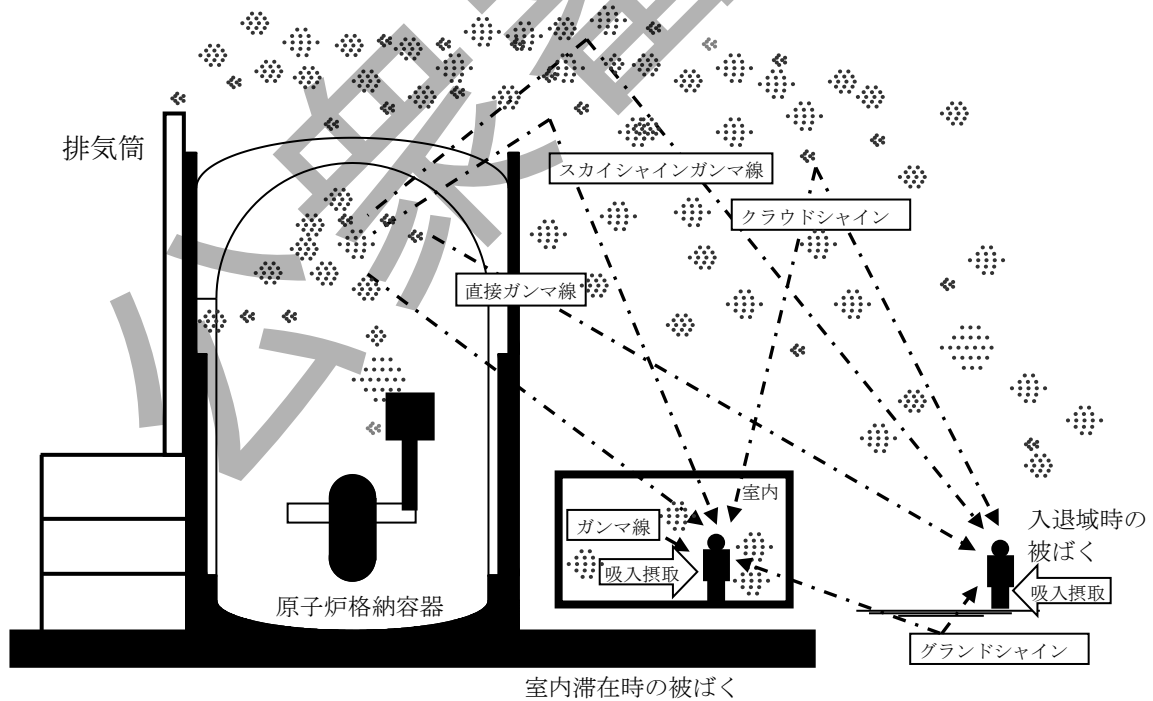


図2.1.3 運転員等の事故時被ばく評価の被ばく経路（PWR型原子炉施設）

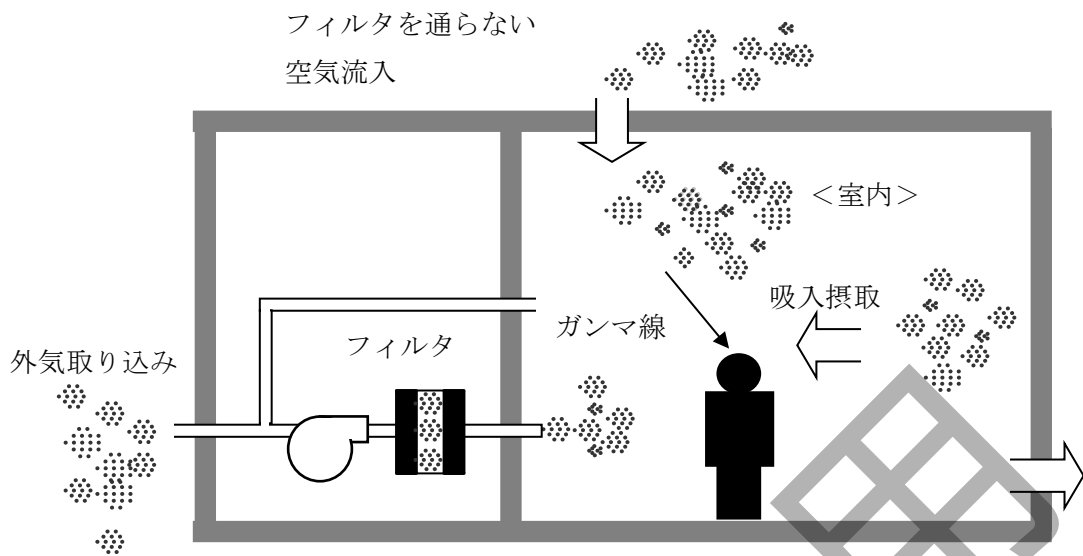


図2.1.4 取り込まれた放射性物質による室内滞在時の被ばく経路

2.2 大気中への放出量の評価

大気中への放出量の評価は、格納容器健全時又は管理放出時の評価においては、炉心から格納容器気相部への放出割合及び放出タイミング、スプレイ及び沈着による気相部からの除去、フィルタ等による除去等を適切に考慮する。フィルタ効率は使用条件での設計値を基に設定し、よう素類の性状を適切に考慮する。東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故の評価においては、格納容器の機能喪失を想定し、放射性物質の炉心内蔵量に対する原子炉建屋内への移行割合、大気中への放出割合を考慮する。

2.3 大気拡散の評価

2.3.1 放射性物質の大気拡散

2.3.1.1 大気拡散の計算式

大気拡散の計算式は、設計基準事故編に示される式を用いる。なお、同じ敷地に複数の原子炉施設が設置されている場合は、全原子炉について同時に事故が発生し、放射性物質が同時に放出されたものとして評価を行う。

2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件

原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件は、ガウスプルームモデルを用いる場合は設計基準事故編と同様である。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。

2.3.2 相対濃度(λ/Q)

相対濃度の計算方法は設計基準事故編と同様である。

2.3.3 相対線量 (D/Q)

相対線量の計算方法は設計基準事故編と同様である。

2.3.4 放射性物質の地表面への沈着

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。計算では放射性物質の化学的性状を考慮し、沈着速度の値を使い分けても良い。

2.4 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の計算は以下の流れに沿って行い、2.4.1 から 2.4.3 に示す方法によって計算する。

- (1) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源となる建屋内線源強度の計算
- (2) 直接ガンマ線の計算
- (3) スカイシャインガンマ線の計算

2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算は、2.2「大気中への放出量の評価」で用いる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、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。

2.4.2 直接ガンマ線の計算

- (1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。
- (2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy とする。

2.4.3 スカイシャインガンマ線の計算

- (1) 建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による線量は、建屋の構造や配置及び地形条件を考慮して計算する。
- (2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy を用いる。

2.5 中央制御室運転員等の事故時被ばく評価

運転員等の事故時被ばく評価においては、「2.1.2 被ばく経路」に示した、以下の被ばく経路による実効線量について計算する。

- (1) 室内滞在時の被ばく
 - a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 - b) 大気中へ放出された放射性物質のうち、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 - c) 大気中へ放出された放射性物質のうち、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

- d) 大気中に放出され、室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
- (2) 入退域時の被ばく
- a) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 - b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
 - c) 大気中へ放出された放射性物質のうち、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 - d) 大気中へ放出された放射性物質のうち、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

さらに、全ての被ばく経路における実効線量を合計する。実効線量の合計にあたり、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及び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こともできる。

各々の被ばく経路について、主要な評価条件を2.5.1から2.5.7に示す。

2.5.1 建屋内線源強度

建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(2.1.2(1)a)及び2.1.2(2)a)の被ばく経路)の計算に用いる、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度については、「2.4.1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度の計算」に基づく。

2.5.2 放射性物質の大気中の拡散

大気中に放出された放射性物質による被ばく(2.1.2(1)b)、2.1.2(1)c)、2.1.2(2)b)の被ばく経路)及び、大気中に放出され、室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(2.1.2(1)c)の被ばく経路)の計算に用いる、放射性物質の大気中への放出量については、「2.2 大気中への放出量の評価」に基づく。さらに、放射性物質の大気拡散条件については、「2.3.2 相対濃度(χ/Q)」及び「2.3.3 相対線量(D/Q)」に基づく。

2.5.3 室内の放射性物質濃度

大気中に放出され、室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(2.1.2(1)c)の被ばく経路)の計算に用いる、室内の放射性物質濃度については、当該建屋周辺の空気中から、次の(1)及び(2)の経路で取り込まれる放射性物質を考慮して計算する。なお、室内に取り込まれた放射性物質は一様混合し、沈着せずに浮遊するものと仮定する。

- (1) 換気空調設備によって室内に取り込まれる放射性物質
- (2) 適切に定めた空気流入率によりフィルタを通らずに直接室内に取り込まれる放射性物質

注) 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。
新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。

2.5.4 建屋等の遮蔽効果

大気中へ放出された放射性物質による被ばくのうち放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく（2.1.2(1)b）及び2.1.2(1)c）の被ばく経路）及び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並びに建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（2.1.2(1)a）及び2.1.2(2)a）の被ばく経路）の計算においては、線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を考慮する。

2.5.5 評価点

線量の評価点は、以下のとおりとする。

- (1) 室内滞在時の、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（2.1.2(1)a）の被ばく経路）及び大気中へ放出された放射性物質による被ばく（2.1.2(1)b）及び2.1.2(1)c）の被ばく経路）については、遮蔽壁内側、換気空調設備の外気取入口、室内の中心位置等の代表点を選定し評価点とする。
- (2) 大気中に放出され、室内に取り込まれた放射性物質による被ばく（2.1.2(1)c）の被ばく経路）については、放射性物質が室内の体積に等価な半球中に一様に分布するとし、その半球の中心に運転員等が居るものとする。
- (3) 入退域時の被ばく（2.1.2(2)a）及び2.1.2(2)b）の被ばく経路）については、入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定するか、又は、入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。

2.5.6 中央制御室運転員等の交替を考慮した被ばく

運転員等に対する評価については、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して、室内の滞在時間あるいは入退域での所要時間を計算し、7日間の積算線量を滞在時間あるいは入退域での所要時間の割合で配分するか、又は、事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。

2.5.7 放射線防護資機材の考慮

中央制御室運転員等に対する評価については、滞在時のマスクの着用を考慮してもよい。ただし、実施のための体制を整備する。

緊急時対策所対策要員に対する評価については、ブルーム通過時等に特別な防護措置を講ずる場合を除き、緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価する。

入退域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。

【附属書（規定）】

中央制御室運転員等の事故時被ばく評価方法
（重大事故編）

2.5.1.1	建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による室内滞在時の被ばく.....	II-附属書-27
2.5.1.2	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室内滞在時の被ばく.....	II-附属書-28
2.5.2	大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による室内滞在時の被ばく..	II-附属書-29
2.5.2.1	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく	II-附属書-29
2.5.2.2	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく	II-附属書-32
2.5.3	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく.....	II-附属書-34
2.5.3.1	当該建屋周辺の空気中の放射性物質濃度.....	II-附属書-35
2.5.3.2	室内の放射性物質濃度.....	II-附属書-35
2.5.3.3	室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による被ばく.....	II-附属書-35
2.5.3.4	室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく.....	II-附属書-38
2.5.4	建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく.....	II-附属書-40
2.5.4.1	建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく..	II-附属書-41
2.5.4.2	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入退域時の被ばく.....	II-附属書-42
2.5.5	大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく.....	II-附属書-43
2.5.5.1	大気中へ放出された放射性物質のうち、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく.....	II-附属書-45
2.5.5.2	大気中へ放出された放射性物質のうち、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域時の被ばく.....	II-附属書-46
2.5.5.3	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	II-附属書-48
2.6	文書化	II-附属書-50

【附属書（規定）解説集】中央制御室運転員等の事故時被ばく評価方法（重大事故編）

1. はじめに

本附属書（規定）は、規程本文では示されなかった制御室運転員及び緊急時対策所対策要員（以下、「運転員等」という。）の事故時被ばく評価の具体的方法に関する標準的な手順について示すものである。

本規定において、中央制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所に係る被ばく評価の概要を【附属書解説 1.1】にまとめる。

2. 制御室運転員及び緊急時対策所対策要員の事故時被ばく評価手法

2.1 評価の基本的要件

2.1.1 想定事故

中央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で想定する格納容器破損モードのうち、運転員等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。）とする。【附属書解説 2.1.1】

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を想定する。

格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器破損防止対策時に中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所に滞在する場合は、必要に応じて居住性評価を実施する。

2.1.2 被ばく経路と評価の流れ

(1) 被ばく経路

室内滞在時及び入退域時の被ばくは、次の被ばく経路について評価する。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。また、必要に応じて追加の被ばく経路を考慮する。特に、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについて、遮蔽効果が十分に見込めない場合に限って、その影響を考慮することがある。【附属書解説 2.1.2】

a) 室内滞在時の被ばく評価

1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による室内滞在時の被ばくを、次の2つの経路を対象にして計算する。

- 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（線量 H_{o1} ）
- 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（線量 H_{o2} ）

2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

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被ばくを、次の2つの経路を対象にして計算する。

- 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 H_{o3} ）
- 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 H_{o4} ）

- 3) 大気中に放出され、室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の 2 つの被ばく経路を対象にして計算する。

- 室内へ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 H_{i1})
- 室内へ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 H_{o5})

なお、被ばく低減対策として中央制御室に待避室を設置する場合には、加圧設備による効果も踏まえ、待避する前に待避室内に取り込まれた放射性物質による待避期間中の外部被ばく及び内部被ばくも適切に考慮する。

b) 入退域時の被ばく評価

- 1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の 2 つの経路を対象にして計算する。

- 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 (線量 H_{o6})
- 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 (線量 H_{o7})

特に、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについて、遮蔽効果が十分に見込めない場合に、その影響を考慮する。

- 2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の 3 つの被ばく経路を対象にして計算する。

- 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく (線量 H_{i2})
- 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 H_{o8})
- 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 H_{o9})

(2) 評価の流れ

- a) 放射性物質の大気中への放出量及び施設内存在量の計算

想定事故における大気中への放射性物質放出量を求める。また、放射性物質の施設内の存在量を求める。(「2.2 大気中への放出量の評価」)

- b) 原子炉施設敷地又は周辺の気象データを用いて、大気中へ放出された放射性物質の拡散を計算して相対濃度及び相対線量を求める。(「2.3 大気拡散の評価」)

- c) 放射性物質の施設内の存在量から建屋内の線源強度を計算する。(「2.4 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の評価」)

- d) 室内滞在時の運転員等の被ばくを計算する。

- 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(直接ガンマ線,スカイシャインガンマ線)による被ばくを計算する。(「2.5.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく」)

- 2) 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による被ばくを計算する。(「2.5.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による室内滞在時の被ばく」)

- 3) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を計算する。(「2.5.3 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく」)
- e) 入退域時の運転員等の被ばくを計算する。
 - 1) 前項 c) の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線)による被ばくを計算する。(「2.5.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」)
 - 2) 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による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を計算する。(「2.5.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」)

2.1.3 判断基準

「2.1.1 想定事故」に対して、「2.1.2(1) 被ばく経路」の a) 室内滞在時の被ばく評価及び b) 入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSv を超えない。

2.2 大気中への放出量の評価

大気中への放出量の評価においては、原子炉は十分長時間運転していたとする。【附属書解説 2.2.1】

2.2.1 中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件

2.2.1.1 ソースターム

- (1) 原子炉格納容器内への放出割合

原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、「2.1.1 想定事故」で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設定する。例えば、NUREG-1465 等の文献を基に原子炉格納容器内への放出割合を設定することができる。

希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類及び La 類を考慮する。

また、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。【附属書解説 2.2.2】

- (2) 原子炉格納容器内への放出率

原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、「2.1.1 想定事故」で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設定する。例えば、NUREG-1465 等の文献を基に原子炉格納容器内への放出率を設定することができる。【附属書解説 2.2.3】 【附属書解説 2.2.4】

2.2.1.2 非常用電源

非常用電源の作動については、「2.1.1 想定事故」で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

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。

2.2.1.3 沈着，除去等

(1) 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）

非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、「2.1.1 想定事故」で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。これら設備の作動により建屋等の負圧の効果を見込む場合は、シビアアクシデント条件下での負圧達成時間を考慮する。

(2) 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）フィルタ効率
よう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、よう素類の性状を適切に考慮する。

(3) 原子炉格納容器スプレイ

原子炉格納容器スプレイの作動については、「2.1.1 想定事故」で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。例えば、SRP6.5.2等の文献を基に原子炉格納容器スプレイの除去効果を設定することができる。【附属書解説2.2.5】

(4) 原子炉格納容器内の自然沈着

原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。なお、原子炉格納容器内のエアロゾルの自然沈着については、シビアアクシデント条件下でのエアロゾル粒径を考慮し適切なモデルを基に設定する。原子炉格納容器貫通部のエアロゾルの沈着を考慮する場合は、実験結果等を参考に適切に除去効果を設定する。【附属書解説2.2.6】【附属書解説2.2.7】

(5) 原子炉格納容器漏えい率

原子炉格納容器漏えい率は、「2.1.1 想定事故」で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。【附属書解説2.2.8】

(6) 中央制御室の非常用換気空調設備

中央制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。

よう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、よう素類の性状を適切に考慮する。

2.2.2 緊急時制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件

2.2.2.1 ソースターム

(1) 大気中への放出割合

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、以下に示す原子炉格納容器が破損したと考えられる東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定する。

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

(2) 放出開始時刻及び放出継続時間

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（東京電力株式会社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）。

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（東京電力株式会社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）。なお、希ガスのように格納容器機能喪失時に直ちに放出されやすい元素グループに対しては、想定する格納容器機能喪失モードに対応する実験結果等を参考に、放出継続時間を適切に設定してもよい。

2.2.1.2 非常用電源

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。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。

なお、空気ポンベにより室内を加圧し正圧化することで防護する場合の評価においては、この限りではない。

2.2.1.3 沈着、除去等

(1) 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備

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、2.2.1.2 の非常用電源によって作動すると仮定する。

よう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、よう素類の性状を適切に考慮する。

2.3 大気拡散の評価

2.3.1 放射性物質の大気拡散

2.3.1.1 大気拡散の計算式

放射性物質の大気拡散の計算式は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日原子力安全委員会) (以下、「気象指針」という。)に記載の計算式を適用する。同じ敷地に複数の原子炉施設が設置されている場合は、全原子炉について同時に事故が発生し、放射性物質が同時に放出されたものとして評価を行う。【附属書解説2.3.1】【附属書解説2.3.2】

(1) 建屋の影響がない場合の基本拡散式

a) ガウスプルームモデルの適用

1) ガウスプルームモデル

放射性物質の空気中濃度(χ)又は放出源における放出率で規格化した相対濃度(χ/Q)は、放出源の高さ、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、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。

なお、放射性物質の大気拡散評価においては、放射性物質の大気中への放出源を点とみなせることから、以降放出源を放出点とする。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \times \exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad \cdots (\text{附属書 2.3.1})$$

$\chi(x, y, z)$: 座標 (x, y, z) における放射性物質の空気中濃度	(Bq/m ³)
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
U	: 放出点を代表する風速	(m/s)
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)
H	: 放射性物質の放出点の高さ	(m)
z	: 評価点の高さ	(m)
σ_y	: 建屋及び地形の起伏のない平地での濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 建屋及び地形の起伏のない平地での濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)

拡散式の座標は、放出点直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。

2) 通常、放射性物質の放射性崩壊による減衰項は考慮しない。すなわち、(附属書2.3.1)式で、放射性崩壊による減衰項を次のとおりとする。

$$\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$$

3) 2)に示したように放射性崩壊による減衰項を1とすると、(附属書 2.3.1)式は(附属書 2.3.2)式のようになる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (附属書 2.3.2)$$

- b) σ_y 及び σ_z は、中央制御室等が設置されている建屋が、放出点から比較的近距离にあることを考慮して、「2.3.1.3 平地における濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y, σ_z 」のとおり計算する。
- c) 風向、風速、大気安定度等については、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のデータを拡散式に用いる。放出点の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。

なお、1年間の気象資料を用いる場合、その年が特に異常な年であるか否かを最寄りの気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、当該サイトの2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

- d) 建屋の影響の有無を判定する条件と具体的な計算の条件については、「2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件」に従う。

(2) 建屋の影響がある場合の基本拡散式

- a) 建屋の影響がある場合には、放射性物質の空气中濃度(χ)又は放出点における放出率で規格化した相対濃度(χ/Q)は、(附属書 2.3.1)式の平地における大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋の風下側での巻込みによる初期拡散パラメータ σ_{y0} 及び σ_{z0} を加えた総合的な拡散パラメータである Σ_y 及び Σ_z を適用して計算する。

1) 建屋の影響がある場合は、次の(附属書 2.3.3)式を基本拡散式とする。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (附属書 2.3.3)$$

$$\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$$

$$\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$$

$\chi(x, y, z)$: 座標 (x, y, z) における放射性物質の空气中濃度	(Bq/m ³)
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
U	: 放出点を代表する風速	(m/s)
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)
H	: 放射性物質の放出点の高さ	(m)
z	: 評価点の高さ	(m)
Σ_y	: 建屋の影響を加えた 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
Σ_z	: 建屋の影響を加えた 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_y	: 平地での濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 平地での濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_{y0}	: 建屋の風下側の巻込みの影響による y 方向の初期拡散パラメータ	(m)
σ_{z0}	: 建屋の風下側の巻込みの影響による z 方向の初期拡散パラメータ	(m)
A	: 風向に垂直な建屋の投影面積	(m ²)
c	: 形状係数	(-)

- 2) 通常、放射性物質の放射性崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(附属書 2.3.3)式で、放射性崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(附属書 2.3.1)式の場合と同じである。

$$\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$$

- 3) 2)に示したように放射性崩壊による減衰項を 1 とすると、(附属書 2.3.3)式は(附属書 2.3.4)式のようになる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \cdot \Sigma_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \cdots \cdots \text{(附属書 2.3.4)}$$

- 4) (附属書 2.3.4)式において、放出点と評価点での高度差による濃度の相違を考えないで、保守的に鉛直方向の最大濃度で計算する場合は、(附属書 2.3.5)式を用いる。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\}\right]$$

……(附属書 2.3.5)

(附属書 2.3.5)式は、(附属書 2.3.4)式で、 $z=H$ とすれば得られる。

- 5) 放出点の高さが地表面と比較して十分高い場合、地表面からの反射による濃度の寄与は小さくなるため、(附属書 2.3.5)式において地表面の反射効果を示す右辺の指数減衰項が 1 に比べて小さいことを確認できれば、無視してよい。【附属書解説 2.3.2】
- b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。これは Gifford により示された範囲 ($1/2 < c < 2$) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。
- c) 中央制御室等が設置されている建屋は、放射性物質の放出点及び放射性物質の巻き込みを生じる建屋から近距離にある。このため、総合的な拡散パラメータである Σ_y 、 Σ_z のうち、平地での拡散パラメータである σ_y 及び σ_z の値は小さく、建屋の影響によるパラメータである σ_{y0} 、 σ_{z0} が支配的となる。よって、(附属書 2.3.4)式の計算で、 $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、 σ_{y0} 、 σ_{z0} の値をそのまま適用してもよい。
- d) 風向、風速、大気安定度等については、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のデータを拡散式に用いる。建屋の影響は、放出点の高さから地表面の高さにわたる気象条件の影響を含むため、(附属書 2.3.4)式の代表的な風速として、比較的低風速の地上風(地上 10m 高さで測定)の気象データを採用するのは保守的である。実験、最新知見等によって妥当性が示されれば、建屋の影響がない場合と同様に、放出点の高さにおける風速を採用することは問題ない。
- なお、1 年間の気象資料を用いる場合、その年が特に異常な年であるか否かを最寄りの気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、当該サイトの 2 年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。
- e) 建屋の影響の有無を判定する条件と具体的な計算の条件については、「2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件」に従う。

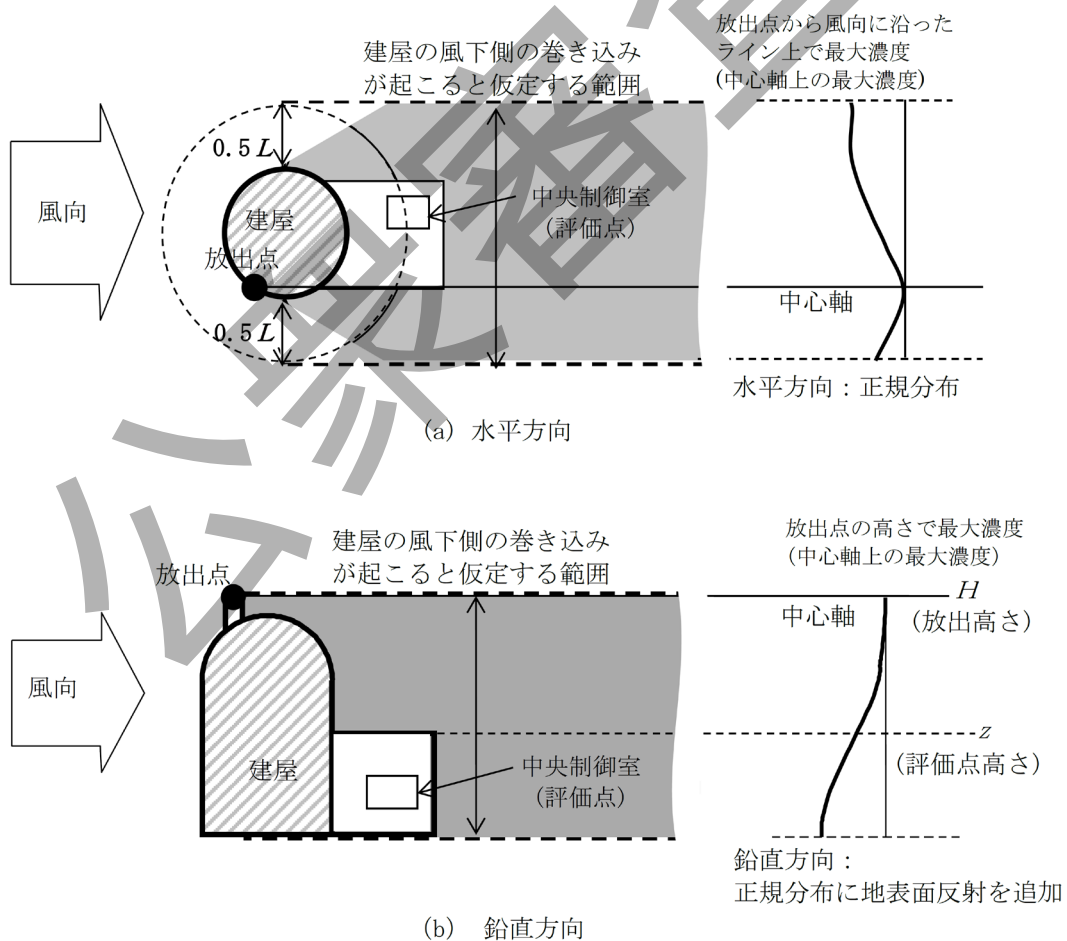
2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件

(1) 建屋の風下側での放射性物質の巻き込みがある場合とない場合での拡散の違い

建屋の影響がない場合の放射性物質のプルームは、風下方向に遠ざかるにつれ広がっていくが、評価点が比較的近距离では拡がりの幅は狭く、水平方向については、風向の1方位の幅(22.5°)に比べても狭い。また鉛直方向については放出点の高さから離れるにつれ、比較的急速に放射性物質の濃度は低下する。

建屋の影響がある場合には、建屋の風下側の風の巻き込みにより、放射性物質は建屋の投影形状に応じて決まる風下側の一定の領域で拡散される。この場合の拡散パラメータは、建屋の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。この正規分布は建屋の影響のない場合に仮定した分布よりも、ゆるやかな分布となる。(附属書図 2.3.1)

建屋の影響がある場合の放射性物質のプルームは、建屋の風下側で急激に拡がることから、放出点から比較的近距离では、プルームの水平方向の拡がりの幅は、風向の1方位の幅よりも拡がる。



附属書図 2.3.1 建屋の巻き込みの影響がある場合の建屋風下側の濃度分布

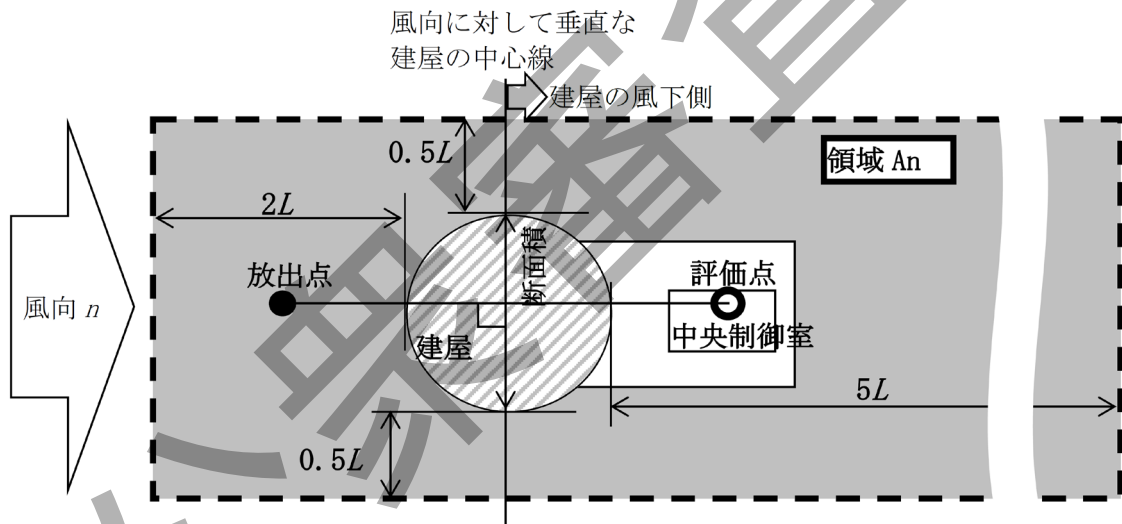
(2) 建屋の影響の有無の判定条件

建屋の風下側では、全ての風向に対して、風の巻き込み現象が生じる。

BWR型原子炉施設及びPWR型原子炉施設の中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

中央制御室等の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件全てに該当した場合、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。

- a) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合
- b) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(附属書図2.3.2の領域 A_n)の中にある場合
- c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合



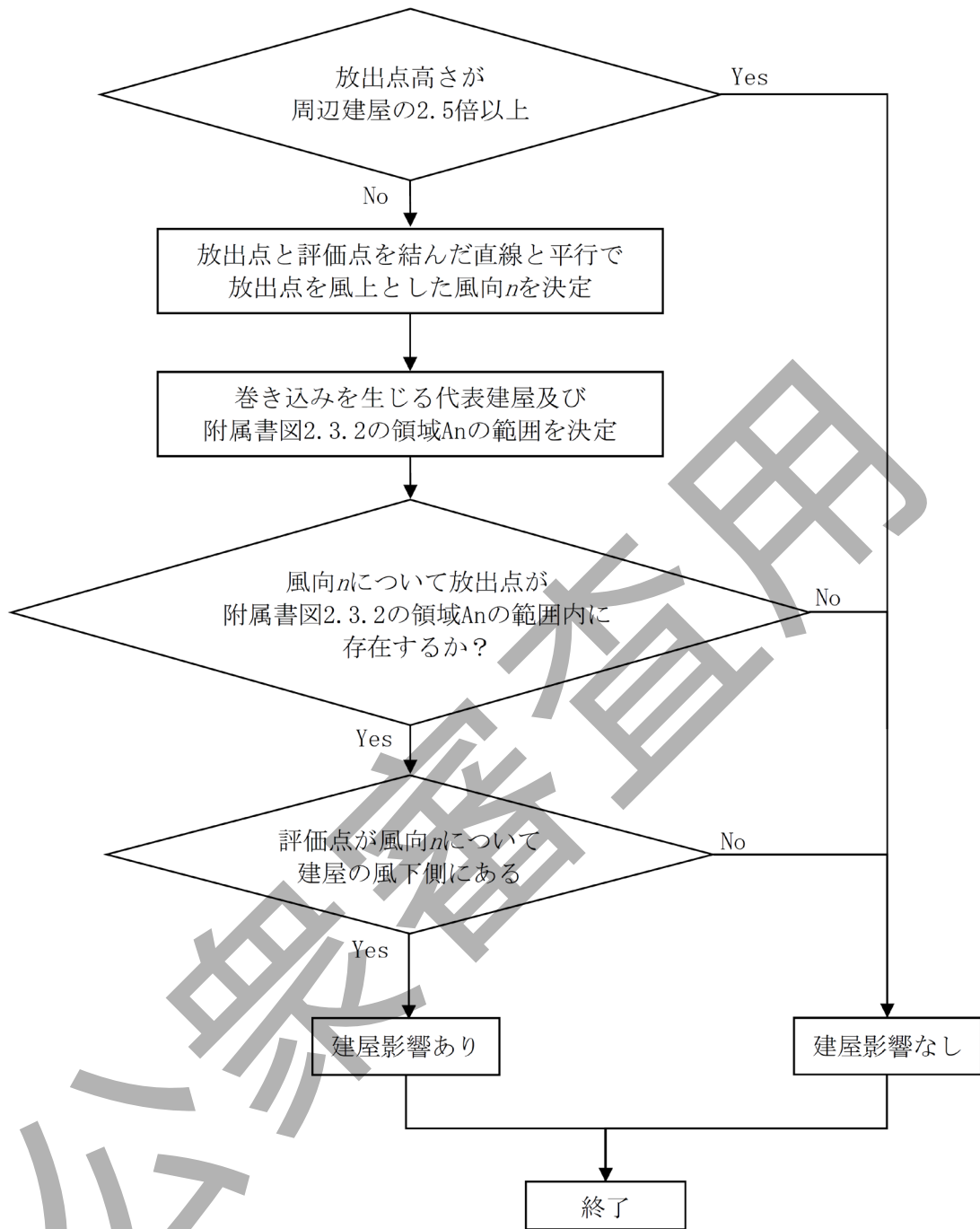
注：Lは風向に垂直な建屋又は建屋群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

附属書図 2.3.2 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれ評価点に到達する条件
(水平断面での位置関係)

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。

建屋の影響の有無の判断のフローを、附属書図 2.3.3 に示す。

今後の実験等により、新たな知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合は、必要に応じてその知見を利用することが望ましい。



附属書図 2.3.3 建屋影響の有無の判断フロー

(3) 建屋の影響がある場合の計算に必要な具体的な条件

a) 風下側で巻き込みを生じる建屋の選定

- 1) 原子炉施設の近辺では、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。
- 2) 事故時に放出される放射性物質の巻き込みを生じる建屋としては、原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建

屋, 制御建屋, 燃料取扱建屋等, 放出点の近隣に存在する建屋を対象とする。このうち, 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的な建屋(以下, 「代表建屋」という。)として選定し, 放射性物質の濃度を計算することは, 合理的である。

- 3) 放射性物質の巻き込みを生じる代表的な建屋の選定例を, 附属書表 2.3.1 に示す。

附属書表 2.3.1 放射性物質の巻き込みを生じる代表建屋の選定例

原子炉施設	建屋の種類
BWR 型原子炉施設	原子炉建屋*
PWR 型原子炉施設	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋

* BWR 型原子炉施設の原子炉冷却材喪失は建屋の影響がある場合

- b) 中央制御室等周辺の放射性物質濃度の評価点の選定

- 1) 評価点の選定の考え方

中央制御室等の室内には, 中央制御室等が設置されている建屋(以下, 「当該建屋」という。)の表面の放射性物質を含む空気を取り込まれる。このため, 当該建屋の表面において評価点を適切に選定して, 空気中の放射性物質濃度を計算する必要がある。

ここで当該建屋とは, 具体的には原子炉建屋, 原子炉補助建屋, あるいは制御建屋等が相当する。

- 2) 事故時に外気の取り入れを行う場合の評価点の選定

事故時に中央制御室等の換気空調設備により外気の取り入れを行う場合は, 主に外気取入口を介して放射性物質が取り込まれる。このため, 放射性物質の空気中の濃度の評価点は, 当該建屋の表面において外気取入口が設定されている点として特定することができる。

- 3) 事故時に外気の取り入れを遮断する場合の評価点の選定

事故時に中央制御室等の換気空調設備により外気の取り入れを遮断する場合は, 空気流入により放射性物質が取り込まれるため, 当該建屋のどこから取り込まれるか特定することが難しいため, 評価する建屋表面, 及びその建屋表面上に評価点を適切に選定する必要が生じる。

- i) 当該建屋の評価点(代表面)の選定

建屋の影響があると, 代表建屋の風下側での放射性物質の拡散が当該建屋を包み込むように広範囲に及ぶこととなり, このうち, 例えば, 放出点との高度差が最も小さい面として, 当該建屋の屋上面を評価の代表面として選定することは適切である。

また、放出点との高度差を保守的に無視して評価する場合には、屋上面に限らず、任意の表面を選定することは適切である。例えば、中央制御室等の設置位置が当該建屋内の最上階でない場合は、側面を代表面とすることは適切である。

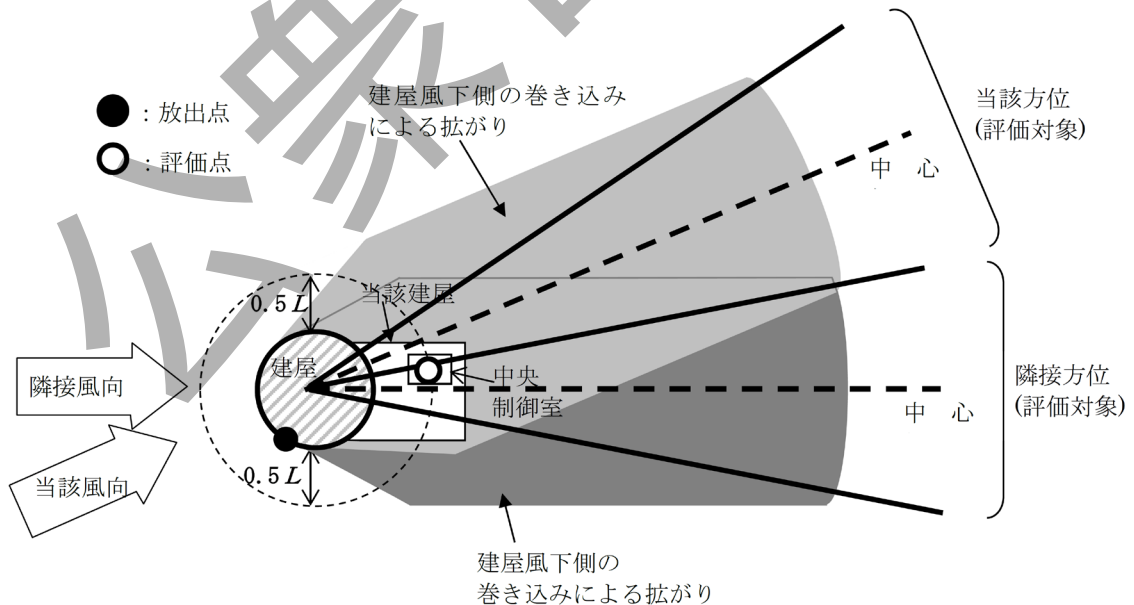
ii) 代表面における評価点の選定

- ① 建屋の影響がある場合には、放射性物質の濃度は風下距離に対してほぼ一様となるので、屋上面を代表とする場合、評価点は厳密に定める必要はなく、例えば中央制御室等の水平面での中心に相当する点を評価点とするのは妥当である。
- ② この場合の拡散パラメータは、放出点から評価点までの距離に相当する σ_y 及び σ_z を計算して求める。また、保守的に $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、 σ_{y0} 、 σ_{z0} のみを使用して拡散パラメータを計算してもよい。

屋上面以外の側面を代表面とする場合は、側面上で中央制御室等の中心点が位置する高さに対応する点を選定するのは妥当である。

c) 評価対象とする風向の方位

建屋の影響があると、代表建屋の風下側での放射性物質のプルームが当該建屋を包み込むように広範囲に及ぶこととなる。そのため、評価点における放射性物質の濃度を計算する場合は、放出点と評価点とを結ぶ風向が含まれる1方位のみを対象とするだけでは十分ではなく、附属書図 2.3.4 に示すように、それぞれの方位に対して代表建屋の風下側での巻き込みによる放射性物質が拡がりを持っているため、複数の風向の方位を対象とする必要がある。



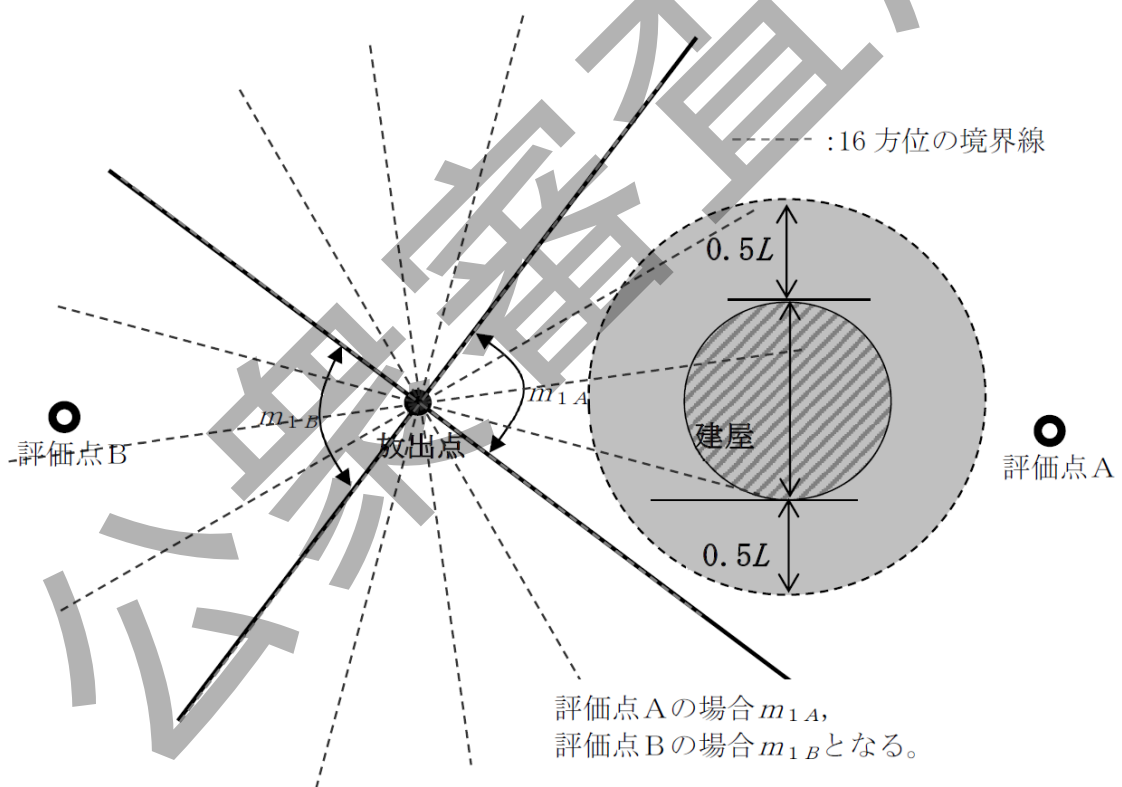
附属書図 2.3.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。

具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、全ての条件に該当する方位を評価対象とする。

- 1) 放出点が評価点の風上にあること
- 2) 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、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、附属書図 2.3.5 のような方法を用いることができる。附属書図 2.3.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A} 、 m_{1B} 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(附属書図 2.3.5 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。

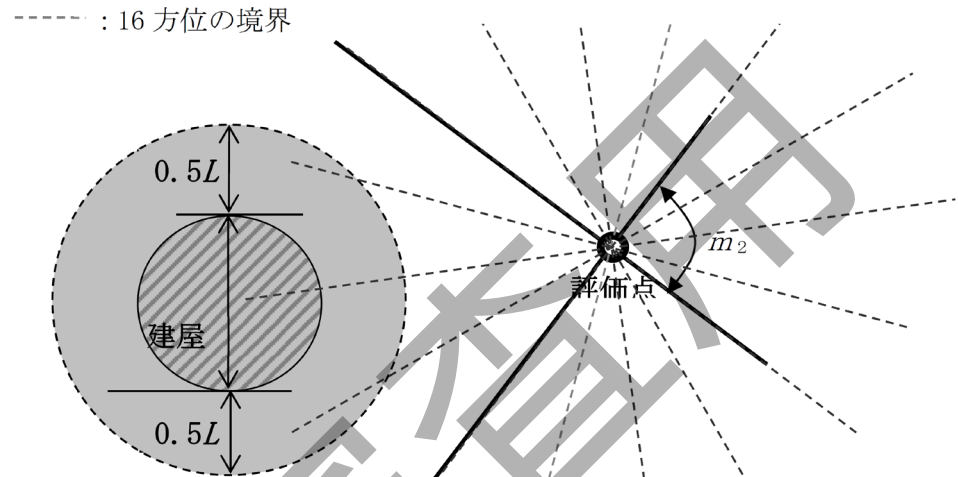


注： L は風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

附属書図 2.3.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法

3) 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 m_2 の選定には、附属書図 2.3.6 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(附属書図 2.3.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。

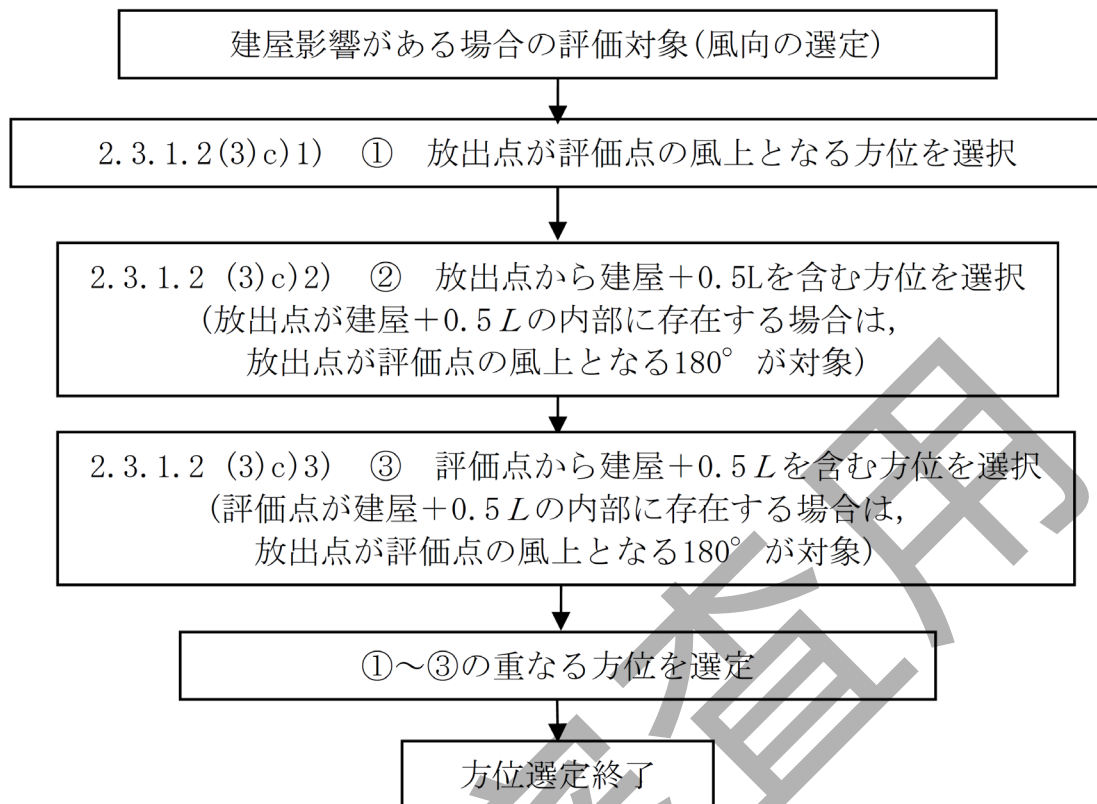


注： L は風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

附属書図 2.3.6 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_2 の選定方法（水平断面での位置関係）

附属書図 2.3.5 及び附属書図 2.3.6 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。

建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、附属書図 2.3.7 に示す。

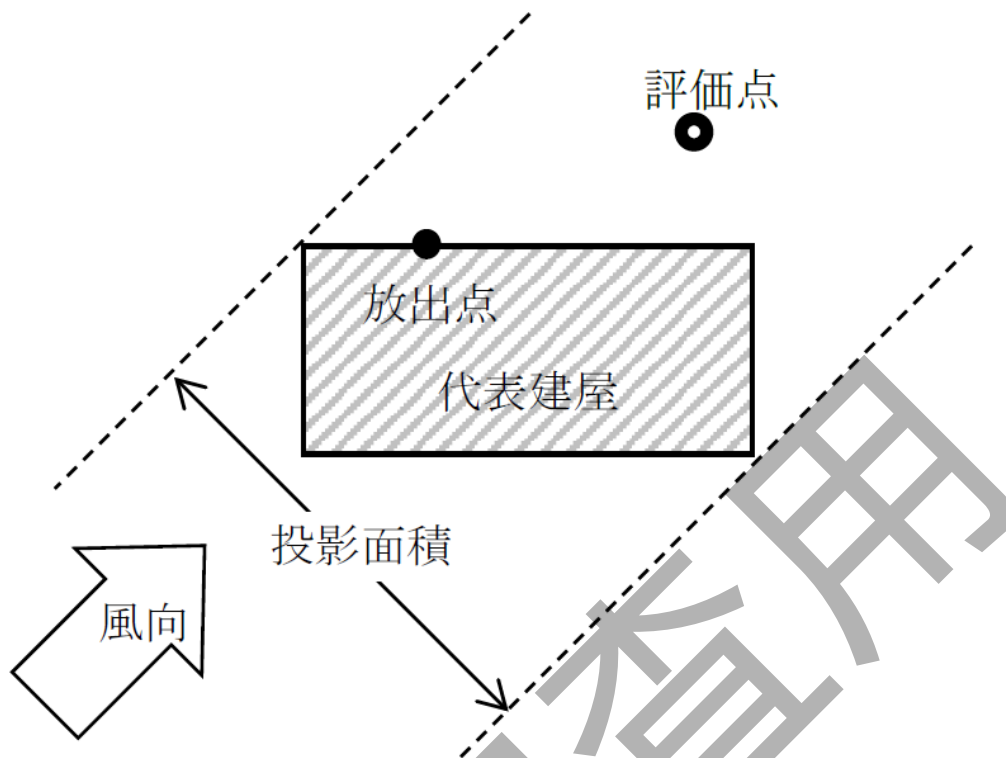


附属書図 2.3.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

なお、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り、評価すべき方位の数が増加することも考えられるが、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。

d) 建屋投影面積

- 1) 附属書図 2.3.8 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。
- 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、全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。
- 3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位により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、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる。



附属書図 2.3.8 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件

a) 放射性物質濃度の評価点の選定

建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは σ_y 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。

1) 事故時に外気の取り入れを行う場合

外気取入口の設置されている点を評価点とする。

2) 事故時に外気の取り入れを遮断する場合

当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。

① 風下距離：放出点から中央制御室等の最近接点までの距離

② 放出点との高度差が最小となる建屋面

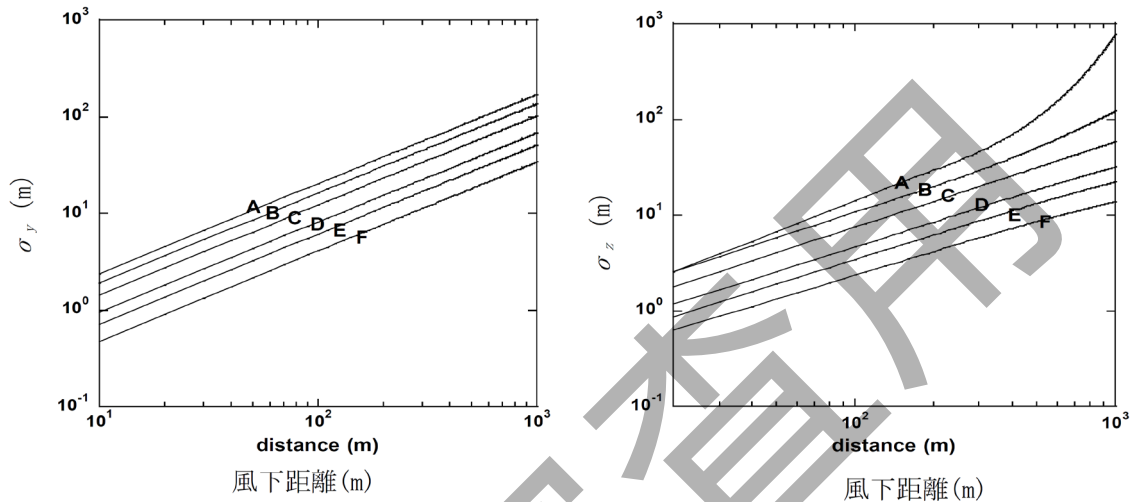
b) 風向の方位

建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。

2.3.1.3 平地における濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y , σ_z

(1) 平地における大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z は、風下距離及び大気安定度に応じて算出する。附属書図 2.3.9 から読み取るか、又はそれに対応する相関式によって求める。

建屋の影響がない場合には、 σ_y 及び σ_z がそのまま大気拡散の基本拡散式の入力となる。



附属書図 2.3.9 濃度の拡がりのパラメータ

(2) σ_y 及び σ_z の相関式は、以下のとおりである。

$$\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{ a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2 \} \log x \dots \dots \dots \text{(附属書 2.3.6)}$$

$$\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \dots \dots \dots \text{(附属書 2.3.7)}$$

- x : 風下距離 (km)
- σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)
- $\theta_{0.1}$: 0.1km における角度因子 (の値 (deg))
(角度因子 : 水平方向濃度が 1/10 になる幅を見込む角度)

- a) 角度因子 θ は、 $\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2$ とし、附属書図 2.3.9 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。 $\theta(0.1\text{km})$ の値を附属書表 2.3.2 に示す。
- b) (附属書 2.3.6) 式の σ_1 , a_1 , a_2 , a_3 の値を、附属書表 2.3.3 に示す。

附属書表 2.3.2 $\theta_{0.1}$: 0.1km における角度因子の値

大気安定度	A	B	C	D	E	F
$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10

単位：deg

附属書表 2.3.3 拡散のパラメータ σ_1 , a_1 , a_2 , a_3 の値

(a) 風下距離が 0.2km 未満

(a_2 , a_3 は 0 とする。)

大気安定度	σ_1	a_1
A	165	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

(b) 風下距離が 0.2km 以遠

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	31.7	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0

2.3.2 相対濃度 (λ/Q)

事故後に放射性物質の放出が継続している時間の気象条件の変化及び事故が 1 年間の任意の時間に発生することを考慮した相対濃度を用いる。

2.3.2.1 相対濃度の計算の考え方

被ばく評価で用いる相対濃度は、「気象指針」に基づき、次のとおり計算する。

- (1) 事故発生後、放射性物質の放出が継続している時間中に、毎時刻の気象データに基づき、評価点における毎時刻の放射性物質の濃度を計算する。
- (2) ここで、放射性物質の放出の継続時間は、放射性物質の放出率の時間的変化から定める実効的な放出継続時間(以下、「実効放出継続時間」という。)として定

める。実効放出継続時間は、評価対象核種グループに応じて定める。【附属書解説 2.3.3】

- (3) 毎時刻での放射性物質の濃度を加算し、実効放出継続時間で平均化する。
- (4) 事故発生時の気象データは、年間の観測データの任意のデータを先頭を選択する。
- (5) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度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%に当たる相対濃度とする。

2.3.2.2 相対濃度の計算方法

- (1) 相対濃度 χ/Q は、「気象指針」に基づき、(附属書 2.3.8)式によって計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.3.8)}$$

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)
- T : 実効放出継続時間 (h)
- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)
- δ_i^d : 時刻 i における風向が評価対象 d の場合 $\delta_i^d = 1$
時刻 i における風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$

この場合、 $(\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に基づく相対濃度であり、2.3.1.2 項で示す考え方で計算する。さらに、水平方向の一つの方位における風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。

なお、風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。

- (2) $(\chi/Q)_i$ の計算式

- a) 建屋の影響がない場合の計算式

建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の 1) 及び 2) のとおり、短時間放出、又は長時間放出に応じて計算する。なお、「気象指針」に基づき、実効放出継続時間が 8 時間を超える場合は長時間放出として取り扱う。

- 1) 短時間放出の場合

短時間放出の場合、 $(\chi/Q)_i$ の計算は、風向が方位内で一定であり、かつ放出点から評価点を結ぶライン上が水平方向の濃度分布の最大値となると仮定して(附属書 2.3.9)式によって計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sigma_{yi} \sigma_{zi} U_i} \times \left[\exp \left\{ -\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} + \exp \left\{ -\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} \right]$$

..... (附属書 2.3.9)

- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)
 H : 放出点の高さ (m)
 z : 評価点の高さ (m)
 U_i : 時刻 i における放出点を代表する風速 (m/s)
 σ_{yi} : 時刻 i における平地での濃度の水平方向の拡がりのパラメータ (m)
 σ_{zi} : 時刻 i における平地での濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ (m)

2) 長時間放出の場合

長時間放出の場合には、 $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内に一様に分布すると仮定して(附属書 2.3.10)式によって計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi} U_i x} \times \left[\exp \left\{ -\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} + \exp \left\{ -\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2} \right\} \right]$$

..... (附属書 2.3.10)

- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)
 H : 放出点の高さ (m)
 z : 評価点の高さ (m)
 x : 放出点から評価点までの距離 (m)
 U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
 σ_{zi} : 時刻 i における濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ (m)

b) 建屋の影響がある場合の計算式

「2.3.1.2 原子炉施設周辺の建屋の影響の有無による放射性物質の拡散の違いと具体的な計算条件」に示した考え方にに基づき、当該建屋の風下側では、放射性物質の濃度が建屋の投影面積に応じた拡がりをもって分布するものとして計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1)、又は 2) によって、水平方向の濃度分布を取り扱い、相対濃度を計算する。なお、「気象指針」に基づき、実効放出継続時間が 8 時間を超える場合は長時間放出として取り扱う。

1) 短時間放出の場合

建屋の影響がない場合と同様, 短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室等評価地点が存在し風向が一定であるものとして, (附属書 2. 3. 11) 式によって濃度分布の最大値を計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \times \left[\exp \left\{ -\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_{zi}^2} \right\} + \exp \left\{ -\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_{zi}^2} \right\} \right]$$

…………… (附属書 2. 3. 11)

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度	(s/m ³)
H	: 放出点の高さ	(m)
z	: 評価点の高さ	(m)
U_i	: 時刻 i における代表的風速	(m/s)
A	: 風向方向に垂直な建屋の投影面積	(m ²)
c	: 形状係数	(-)
Σ_{yi}	: 時刻 i における建屋の影響を加えた濃度の 水平方向の拡がりのパラメータ	(m)
Σ_{zi}	: 時刻 i における建屋の影響を加えた濃度の 鉛直方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_{yi}	: 時刻 i における平地での濃度の水平方向の拡がりの パラメータ	(m)
σ_{zi}	: 時刻 i における平地での濃度の鉛直方向の拡がりの パラメータ	(m)

ここで計算する $(\chi/Q)_i$ は, 簡素化した計算式で求めることができる。

2) 長時間放出の場合

- i) 長時間放出の場合には, 建屋の影響のない場合と同様に, 1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。
- ii) ただし, 建屋の影響による拡がりの幅が風向の 1 方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には, 建屋の影響がない場合の(附属書 2. 3. 10) 式を用いて放射性物質の拡がりの全量を計算し 1 方位の幅で平均すると, 短時間放出の(附属書 2. 3. 11) 式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある。
- iii) ii) の場合, 1 方位内に分布する放射性物質の量を求め, 1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。

iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。

2.3.3 相対線量 (D/Q)

- (1) 大気中に放出された放射性物質に起因するプルームからのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。
- (2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。
- (3) 評価地点 $(x, y, 0)$ における空気カーマ率は、(附属書 2.3.12)式によって計算する。

$$D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \text{(附属書 2.3.12)}$$

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

D : 評価地点 $(x, y, 0)$ における空気カーマ率 (μ Gy/s)

K_I : 空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_a : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

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

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (-)

$\chi(x', y', z')$: (x', y', z') の濃度 (Bq/m³)

α, β, γ : 定数 (-)

$\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は、0.5MeV のガンマ線に対する値を用いる。

- (4) 建屋影響がある場合は、 $\chi(x', y', z')$ の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。(「2.3.1.1(2) 建屋の影響がある場合の基本拡散式」を参照)
- (5) 建屋影響を受ける場合でも、評価点を放出点と同じ高さ(風下軸上)に設定し、 $\chi(x', y', z')$ を計算する際の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的でありかつ保守的である。ただし、その場合においても、風向の方位については、建屋影響を見込んだ複数方位を評価対象方位とする必要がある。(「2.3.1.2(3)c) 評価対象とする風向の方位」を参照)

2.4 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の評価

- (1) 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の計算は以下の流れに沿って行い、2.4.1から2.4.3に示す方法によって計算する。
 - a) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源となる建屋内線源強度の計算
 - b) 直接ガンマ線の計算
 - c) スカイシャインガンマ線の計算
- (2) 地形及び施設の構造上の理由によって、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量が当該事故による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。

2.4.1 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の評価

2.4.1.1 建屋内線源強度の計算

- (1) 「2.1.1 想定事故」で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、想定事故時に原子炉格納容器から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。
- (2) 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。PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型格納容器のように、アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在する場合は、アニュラス部内に漏えいした放射性物質についても計算する。BWRの場合、原子炉建屋内に移行した放射性物質については、原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出によって除去される効果を考慮してもよい。

2.4.1.2 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算

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、遮蔽構造及び地形条件から計算する。評価方法は設計基準事故編と同様である。

2.4.2 緊急時制御室及び緊急時対策所の居住性に係る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の評価

2.4.2.1 建屋内線源強度の計算

- (1) 東京電力株式会社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。
 - a) 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）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。

元素グループ	PWR	BWR
希ガス類	100%	100%
よう素類	66%	61%
Cs 類	66%	61%
Ba 類	31%	31%
Te 類	12%	12%
Ba 類	0.5%	0.5%
Ru 類	0.55%	0.55%
Ce 類	0.52%	0.52%

BWR については、MELCOR 解析結果（原子力災害対策本部、「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－」、平成 23 年 6 月）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。

- b) 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。

- (2) 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。

2.4.2.2 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算

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、遮蔽構造及び地形条件から計算する。評価方法は設計基準事故編と同様である。

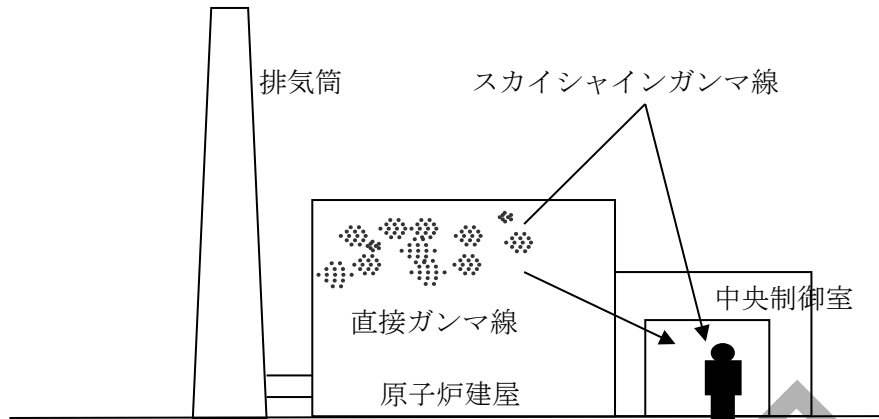
2.5 制御室運転員及び緊急時対策所対策要員の事故時被ばく評価

運転員等の事故時被ばくを、2.1.2(1)に示した被ばく経路（線量 $H_{o1} \sim H_{o9}$ 、 $H_{i1} \sim H_{i2}$ ）について、2.5.1 から 2.5.5 までに示す方法により計算する。

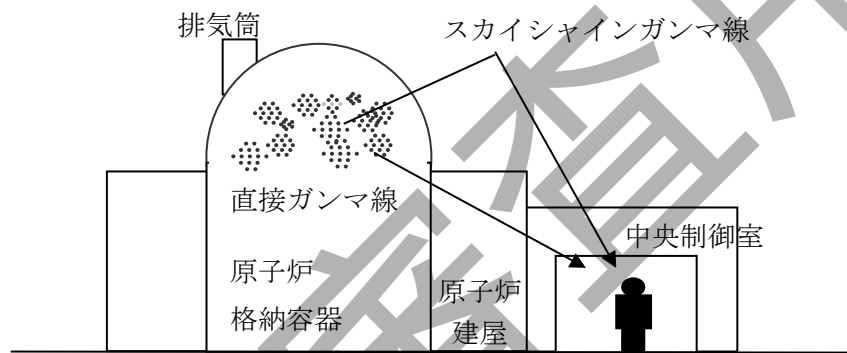
2.5.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく

- (1) 次の a) 及び b) の被ばく経路について、運転員等の被ばくを、2.5.1.1 から 2.5.1.2 までに示す方法により計算する。（附属書図 2.5.1）

- a) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による室内滞在時の被ばく（線量 H_{o1} ）
b) 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室内滞在時の被ばく（線量 H_{o2} ）



(a) BWR 型原子炉施設



(b) PWR 型原子炉施設

附属書図 2.5.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく経路

2.5.1.1 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による室内滞在時の被ばく

- (1) 事故発生後 7 日間、原子炉建屋(2 次格納施設) (BWR) 又は原子炉格納容器内及びアニュラス部内(PWR)に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、室内における積算線量を計算する。
- (2) 直接ガンマ線の線源強度は、「2.4.1.1 建屋内線源強度の計算」又は「2.4.2.1 建屋内線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- (3) 構造物の配置、形状及び組成に基づき、線源から中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所に至るまでの遮蔽効果を考慮して、線量を計算する。
- (4) 線量の評価点については、室内で線量が厳しくなると考えられる点として、室内の中心及び建屋内線源から最近接の点(遮蔽壁内側)を代表点として選定することは妥当である。また、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- (5) 室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、7 日間の積算線量を滞在時間の割合で配分するか、又は、仮定した事故

時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。

- (6) PWR においてアニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
- (7) 直接ガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。
(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{o1} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.1)}$$

H_{o1} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_d : 室内作業時直接ガンマ線積算線量 (Sv)
 W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o1} = \sum_n H_{dn} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.2)}$$

H_{o1} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_{dn} : 着目している運転員等が n 回目の勤務滞
 期間中に受ける室内作業時直接ガンマ線
 積算線量 (Sv)

2.5.1.2 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室内滞在時の被ばく

- (1) 事故発生後 7 日間、原子炉建屋(2 次格納施設) (BWR) 又は原子炉格納容器内及びアニュラス部内(PWR)に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、室内における積算線量を計算する。
- (2) 直接ガンマ線の線源強度は、「2.4.1.1 建屋内線源強度の計算」又は「2.4.2.1 建屋内線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- (3) 構造物の配置、形状及び組成に基づき、線源から中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所に至るまでの遮蔽効果を考慮して、線量を計算する。
- (4) 線量の評価点については、線量が厳しくなると考えられる点として、室内で、室内の中心及び建屋内線源から最近接の点(遮蔽壁内側)を代表点として選定することは妥当である。また、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- (5) 室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、7 日間の積算線量を滞在時間の割合で配分するか、又は、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。

- (6) PWR においてアニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
- (7) スカイシャインガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{o2} = H_s \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.3)}$$

H_{o2} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_s : 室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)

W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o2} = \sum_n H_{sn} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.4)}$$

H_{o2} : 外部被ばく線量 (Sv)

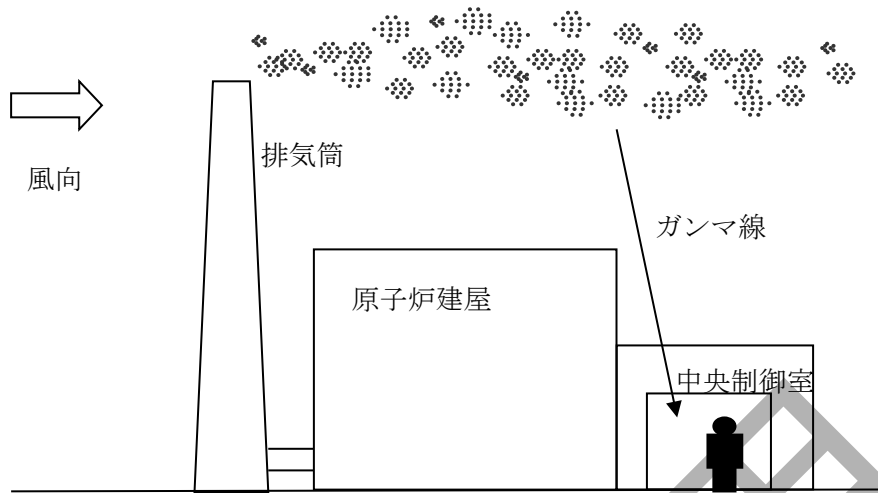
H_{sn} : 着目している運転員等が n 回目の勤務滞
期間中に受ける室内作業時スカイシャインガンマ線
積算線量 (Sv)

2.5.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による室内滞在時の被ばく

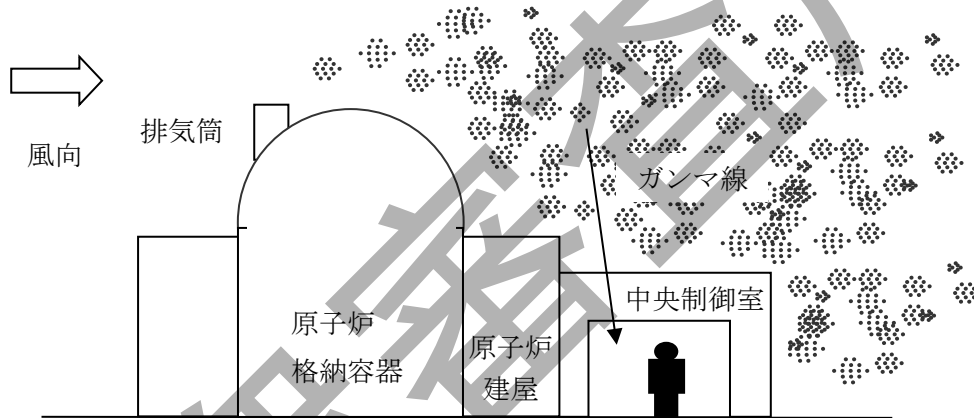
大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による室内にとどまる運転員等の被ばく(線量 H_{o3} 、線量 H_{o4})を、2.5.2.1及び2.5.2.2に示す方法により計算する。

2.5.2.1 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質のうち、放射性雲中の放射性物質から放射されるガンマ線による室内にとどまる運転員等の被ばく(線量 H_{o3})を、次の(2)から(6)によって計算する。(附属書図2.5.2.1)



(a) BWR 型原子炉施設



(b) PWR 型原子炉施設

附属書図 2.5.2.1 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく経路

- (2) 線量の評価点は、換気空調設備の外気取入口、室内の中心位置等を代表点とする。
- (3) 中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所の天井・側壁等によるガンマ線の遮蔽効果を計算する。
- (4) 室内の滞在時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、7 日間の積算線量を滞在時間の割合で配分するか、又は、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。
- (5) 大気中へ放出された放射性物質が当該建屋内に取り込まれ、線源になる場合はこれを考慮する。
- (6) ガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。
(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{o3} = H_c \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.5)}$$

- H_{o3} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_c : 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質のガンマ線による実効線量 (Sv)
 W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直}/\text{日} \times 7\text{日}/4) / (24\text{h}/\text{日} \times 7\text{日})$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o3} = \sum_n H_{cn} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.6)}$$

- H_{o3} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_{cn} : 着目している運転員等が n 回目の勤務滞在期間中に受ける大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質のガンマ線による実効線量 (Sv)

大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による室内滞在時の実効線量は、次に示す方法により計算する。

$$H_\gamma = \int_0^T K(D/Q) Q_\gamma(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.7)}$$

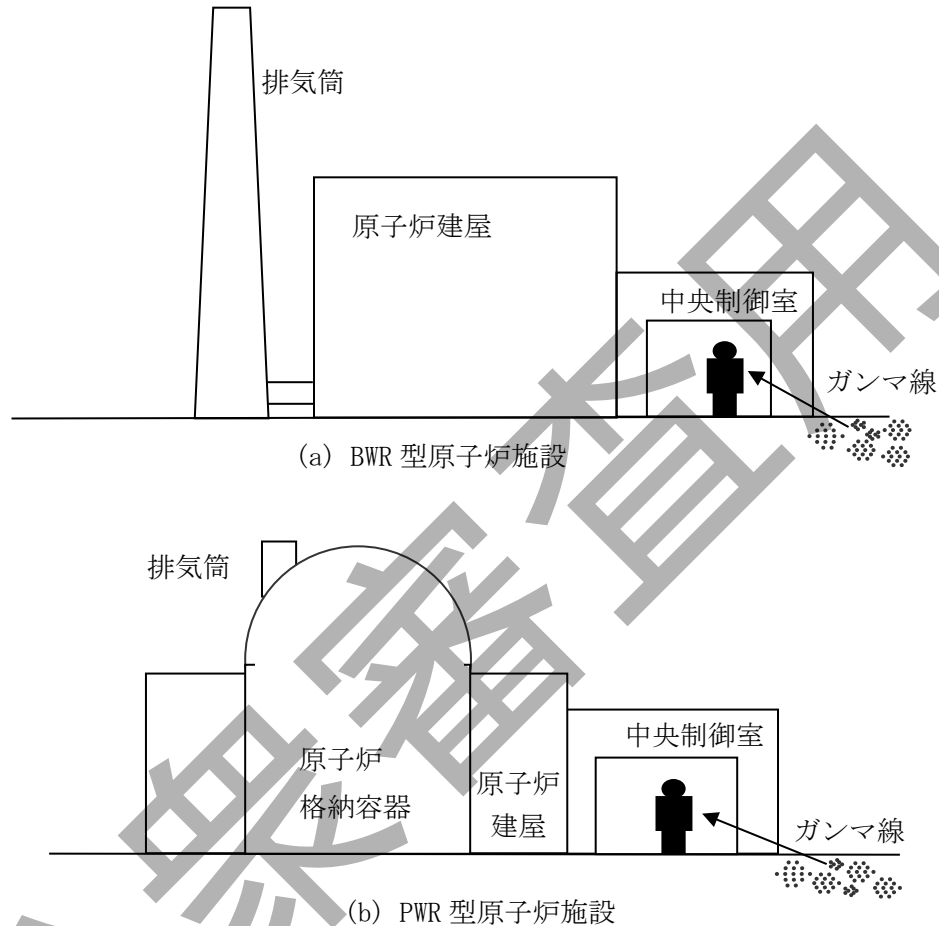
- H_γ : 大気中に放出された希ガスのガンマ線による実効線量 (Sv)
 K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)
 D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
 $Q_\gamma(t)$: 時刻 t における放射性物質の放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算) (Bq/s)
 B : ビルドアップ係数 (-)
 μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
 X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m)
 T : 計算対象期間(30日間) (s)

(注) 7日間連続滞在の場合の値である。

なお、上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu' X')$ は、テラ一型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。また、遮蔽計算コードにより求めても良い。

2.5.2.2 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質のうち、地表面に沈着した放射性物質から放射されるガンマ線による室内にとどまる運転員等の被ばく（線量 H_{o4} ）を、次の(2)から(8)によって計算する(附属書図 2.5.2.2)。面線源等を設定し、遮蔽計算コードにより線量を算出しても良い。



附属書図 2.5.2.2 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による室内滞在時の被ばく経路

- (2) 線量の評価点は、室内の中心位置等を代表点とする。
- (3) 中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所の天井・側壁等によるガンマ線の遮蔽効果を計算する。
- (4) 地表面に沈着した放射性物質の範囲は、周囲の施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を考慮し、適切に設定する。建屋屋上等に沈着した放射性物質の寄与も必要に応じて考慮する。
- (5) 沈着速度は、乾性沈着速度に降雨の影響を考慮する。なお、沈着速度を計算する場合は放射性物質の化学的性状を考慮し、沈着速度の値を使い分けても良い。

【附属書解説 2.5.1】 【附属書解説 2.5.2】 【附属書解説 2.5.3】

- (6) 室内の滞在時間を，通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し，7日間の積算線量を滞在時間の割合で配分するか，又は，仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし，交替を想定しない場合はこの限りではない。
- (7) 大気中へ放出された放射性物質が当該建屋内に取り込まれ，線源になる場合はこれを考慮する。
- (8) ガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。

(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{o4} = H_g \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.8)}$$

- H_{o4} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_g : 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実効線量 (Sv)
- W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o4} = \sum_n H_{gn} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.9)}$$

- H_{o4} : 外部被ばく線量 (Sv)
- H_{gn} : 着目している運転員等がn回目の勤務滞在期間中に受ける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実効線量 (Sv)

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室内滞在時の実効線量は，次に示す方法により計算する。

- a) 地表沈着量
地表沈着量は，次式にて算出する。

$$AG_k(t) = \frac{VG_k \cdot (\chi/Q) \cdot Q_k(t)}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k \cdot t)) \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.10)}$$

- $AG_k(t)$: 時刻t，核種kの放射性物質の地表沈着量 (Bq/m²)
- VG_k : 核種kの沈着速度 (m/s)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m³)
- $Q_k(t)$: 時刻t，核種kの放射性物質の放出率 (Bq/s)
- λ_k : 核種kの崩壊定数 (1/s)

- b) 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室内滞在時の実効線量

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室内滞在時の実効線量は、次式にて算出する。なお、実効線量の計算には遮蔽計算コードを用いてもよい。

$$H_g = \sum_k \int_{T_0}^{T_1} K_{gk} AG_k(t) B \exp(-\mu' X') dt \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.11})$$

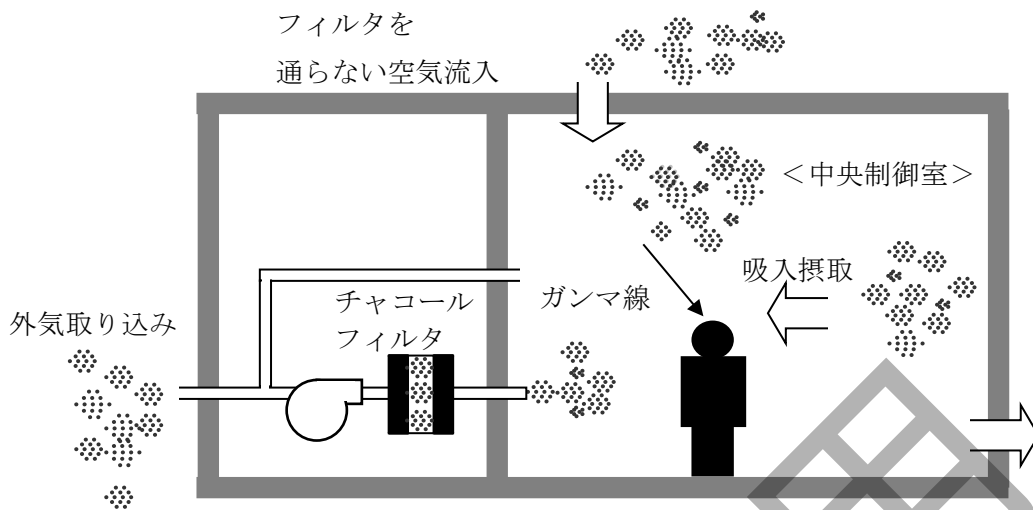
- H_g : 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による実効線量 (Sv)
- K_{gk} : 地表面に沈着した核種kからの実効線量率換算係数 (Sv/h)/(Bq/m²)
- $AG_k(t)$: 時刻t, 核種kの放射性物質の地表沈着量 (Bq/m²)
- B : ビルドアップ係数 (-)
- μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
- X' : 遮蔽コンクリート厚さ (m)
- T_0 : 線量評価の開始時間 (s)
- T_1 : 線量評価の終了時間 (s)

仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合は H_g を H_{gn} と読み替える。

なお、上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu' X')$ は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。また、遮蔽計算コードにより求めてもよい。

2.5.3 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

- (1) 次のa)及びb)について、2.5.3.1から2.5.3.2までに示す方法により計算する。
 - a) 当該建屋周辺の空気中の放射性物質濃度
 - b) 室内に取り込まれた放射性物質濃度
- (2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員等の被ばくを、2.5.3.3から2.5.3.4までに示す方法により計算する。(附属書図2.5.3)
 - a) 室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による被ばく (線量 H_{i1})
 - b) 室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく (線量 H_{o5})



附属書図 2.5.3 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく経路

2.5.3.1 当該建屋周辺の空気中の放射性物質濃度

- (1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出点付近の建屋の巻き込みの影響を受ける場合にはその効果を「2.3 大気拡散の評価」に基づき計算した上で、当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。当該建屋周辺の放射性物質濃度は、(附属書 2.5.12)式で計算する。(「2.3.1 放射性物質の大気拡散」「2.3.2 相対濃度 (χ/Q)」を参照)

$$S^k(t) = (\chi/Q) Q^k(t) \dots\dots\dots (附属書2.5.12)$$

$S^k(t)$: 時刻 t における評価点での放射性物質 k の濃度 (Bq/m³)
 χ/Q : 評価点の相対濃度 (s/m³)
 $Q^k(t)$: 時刻 t における放出点からの放射性物質 k の放出率 (Bq/s)

- a) 建屋の影響がない場合
 建屋の影響がない場合は、2.3.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の空気中の放射性物質の濃度分布の結果を用いる。
- b) 建屋の影響がある場合
 建屋の影響がある場合は、2.3.1.1(2)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる。

2.5.3.2 室内の放射性物質濃度

- (1) 当該建屋周辺の空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射性物質が取り込まれることを想定する。

- a) 換気空調設備によって室内に取り込まれる。
 b) 室内にフィルタを通らず直接取り込まれる。
- (2) 室内で、放射性物質は一様に分布すると仮定する。なお、室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊するものと仮定する。
- (3) 換気空調設備のフィルタ効率、設計値又は管理値を用いる。
- (4) 室内への放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における放射性物質 k の当該建屋の制御室等の外気取入口又は表面における空気中濃度を用いる。
- (5) 換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。なお、空気ポンベにより室内を加圧し正圧化することで防護する場合の評価においては、この限りではない。
- (6) 室内に浮遊する放射性物質の量は、次のとおり計算する。
- a) 室内へ取込まれた外気の放射性物質質量から室内の放射性物質濃度を求める。中央制御室内が複数の区画で表される場合、評価対象区画 i と隣接する区画 j の関係は下式のように表される。

i と隣接する区画 j の関係は下式のように表される。【附属書解説 2.5.4】

$$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{L=1}^N (1 - E_{iL}^k) \alpha_{iL} S_L^k(t) + \alpha_{iI} S_I^k(t) \quad \dots \quad (\text{附属書2.5.13})$$

$M_i^k(t)$: 時刻 t における区画 i の放射性物質 k の量	(Bq)
V_i	: 区画 i の体積	(m^3)
E_{ij}^k	: 区画 j から i の経路にあるチャコールフィルタの除去効率	(-)
G_{ij}	: 区画 j から i の体積流量	(m^3/s)
λ^k	: 放射性物質 k の崩壊定数	($1/\text{s}$)
$S_L^k(t)$: 時刻 t における外気取入口 L での放射性物質 k の濃度	(Bq/m^3)
α_{iL}	: 外気取入口 L から区画 i に取り込む体積流量	(m^3/s)
α_{iI}	: 外気取入口以外から区画 i への空気流入量	(m^3/s)
$S_I^k(t)$: 時刻 t における外気取入口以外から流入する放射性物質 k の濃度	(Bq/m^3)

- b) 中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所に相当する区画の体積は、バウンダリ内体積とする。

2.5.3.3 室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による被ばく

- (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員等の被ばく（線量 H_{i1} ）を，次の(2)から(4)までの方法により計算する。（附属書図 2.5.3）
- (2) 線量の計算に当たっては，通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して，室内の滞在時間を計算し，7 日間の積算線量を滞在時間の割合で配分するか，又は，仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし，交替を想定しない場合はこの限りではない。
- (3) 制御室の居住性評価において，被ばく低減方策として，例えば，防護マスク着用による放射性よう素及び放射性エアロゾルの吸入による内部被ばくの低減を評価に考慮する場合は，その効果及び運用条件を明確にする。【附属書解説 2.5.4】
- (4) 吸入摂取による運転員等の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。

（滞在時間の割合で配分する場合）

$$H_{i1} = H_I \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.14)}$$

H_s : 室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)

H_{i1} : 内部被ばく線量 (Sv)

H_I : 室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による
実効線量 (Sv)

W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直}/\text{日} \times 7\text{日}) / (24\text{h}/\text{日} \times 7\text{日})$

（仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合）

$$H_{i1} = \sum_n H_{In} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.15)}$$

H_{i1} : 内部被ばく線量 (Sv)

H_{In} : 着目している運転員等が n 回目の勤務滞在
期間中に受ける室内に取り込まれた放射性物質の
吸入摂取による実効線量 (Sv)

ここで，室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員等の実効線量は，（附属書2.5.16）式によって計算する。

$$H_I = \frac{1}{DF} \int_{T_0}^{T_1} R H_{k\infty} C_k(t) dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.16)}$$

H_I	: 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取の 内部被ばくによる実効線量	(Sv)
DF	: マスクの防護係数	(-)
R	: 呼吸率 (成人活動時)	(m^3/s)
$H_{k\infty}$: 核種kの吸入摂取時の成人の実効線量への 換算係数	(Sv/Bq)
$C_k(t)$: 時刻 t における室内の核種kの放射性物質濃度	(Bq/ m^3)
T_0	: 線量評価の開始時間	(s)
T_1	: 線量評価の終了時間	(s)

なお、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合は H_I を H_{In} と読み替える

2.5.3.4 室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく

- (1) 室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による運転員等の被ばく (線量 H_{05}) を、次の(2)から(5)までの方法により計算する。(附属書図 2.5.3)
- (2) 中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所の体積に等価な半球を仮定し、その半球の中心に運転員等が居るものとする。
- (3) 中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所の体積は、バウンダリ内体積とする。
 - a) ただし、中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所のエンベロープの一部が、ガンマ線を遮蔽できる躯体で区画され、運転員等がその区画内だけに留まる場合には、当該区画の体積を用いてもよい。
 - b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所と異なる階層部分の体積について、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所の体積から除外してもよい。
- (4) 線量の計算に当たっては、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して、室内の滞在時間を計算し、7日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。
- (5) ガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{05} = H_{\gamma} \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.17)}$$

H_{05}	: 外部被ばく線量	(Sv)
H_{γ}	: 室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による 実効線量	(Sv)
W_t	: 運転員等の交替による滞在時間割合*1	(-)

*1) 例: 4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 7\text{日})$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o5} = \sum_n H_{\gamma n} \dots\dots\dots (附属書 2.5.18)$$

- H_{o5} : 外部被ばく線量 (Sv)
- $H_{\gamma n}$: 着目している運転員等が n 回目の勤務滞在
受ける室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線
による実効線量 (Sv)

a) 室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員等の実効線量は、
(附属書2.5.19)式によって計算する。

$$H_{\gamma} = \int_{T_0}^{T_1} 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma}(1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \dots\dots\dots (附属書2.5.19)$$

- H_{γ} : 希ガス等のガンマ線の外部被ばくによる
実効線量 (Sv)
- E_{γ} : ガンマ線エネルギー(0.5MeV) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数(1/m)
- R : 室内半球換算時等価半径 (m)
- $C_{\gamma}(t)$: 時刻 t における中央制御室内の
放射性物質濃度 (Bq/m³)
(ガンマ線 0.5MeV 換算)
- T_0 : 線量評価の開始時間 (s)
- T_1 : 線量評価の終了時間 (s)

b) また、(附属書2.5.19)式以外に、(附属書2.5.20)式によって計算すること
も妥当である。

$$H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1-A}{2\mu'} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1)\mu' R)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2)\mu' R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \dots\dots\dots (附属書 2.5.20)$$

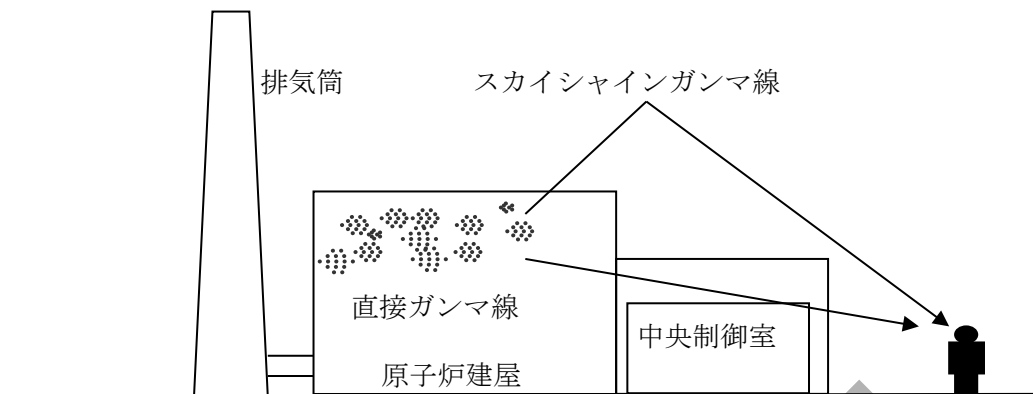
- H_{γ} : 希ガス等のガンマ線の外部被ばくによる
実効線量 (Sv)
- K : 線量率換算係数【附属書解説 2.5.7】 [Sv/(γ/m²)]

A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (–)
(空气中 0.5MeV ガンマ線)

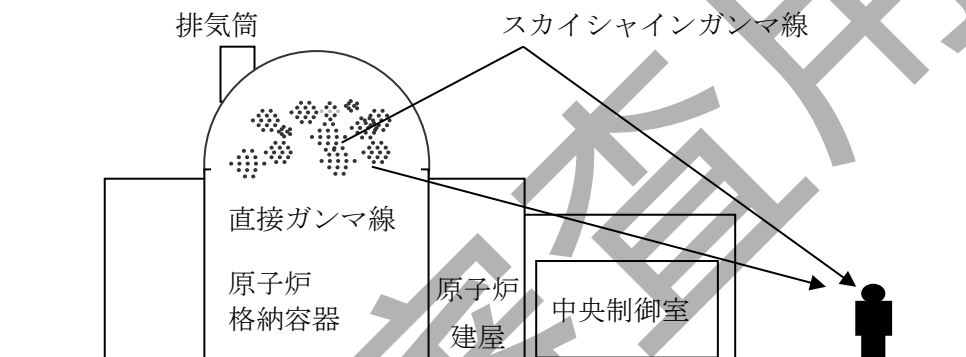
μ' : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

2.5.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく

- (1) 運転員等は, 入退域時に次の a) 及び b) により被ばくする。被ばく線量を, 2.5.4.1 から 2.5.4.2 までに示す方法により計算する。(附属書図 2.5.6)
 - a) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく (線量 H_{o6})
 - b) 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入退域時の被ばく (線量 H_{o7})
- (2) 被ばく低減方策として, 運用面の対策により放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばくの低減を評価に考慮する場合は, その効果及び運用条件を明確にする。



(a) BWR 型原子炉施設



(b) PWR 型原子炉施設

附属書図 2.5.6 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路

2.5.4.1 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく

- a) 事故発生後 7 日間，原子炉建屋（2 次格納施設）（BWR）又は原子炉格納容器内及びアニュラス部内（PWR）に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する。
- b) 直接ガンマ線の線源強度は，「2.4.1.1 建屋内線源強度の計算」又は「2.4.2.1 建屋内線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 線源から評価点至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。
- d) 入退域での所要時間を，通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し，7 日間の積算線量を所要時間の割合で配分するか，又は，仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし，交替を想定しない場合はこの限りではない。
- e) 計算に当たっては，次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。
 - 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし，保守的に 15 分間滞在し続けると仮定する。

- 2) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。
- f) PWRにおいて、アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
- g) 直接ガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{o6} = H_d \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.21)}$$

H_{o2} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_{o6} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_d : 入退域時評価点での直接ガンマ線積算線量 (Sv)

W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o6} = \sum_n H_{dn} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.22)}$$

H_{o6} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_{dn} : 着目している運転員等がn回目の
入退時に受ける入退域時評価点での直接ガンマ線
積算線量 (Sv)

2.5.4.2 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入退域時の被ばく

- a) 事故発生後7日間、原子炉建屋(2次格納施設)(BWR)又は原子炉格納容器内及びアニュラス部内(PWR)に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「2.4.1.1 建屋内線源強度の計算」又は「2.4.2.1 建屋内線源強度の計算」で計算した結果を用いる。
- c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。
- d) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、7日間の積算線量を所要時間の割合で配分するか、又は、仮定

した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。

- e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。
- 1) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に 15 分間滞在し続けると仮定する。
 - 2) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。
- f) PWR において、アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
- g) スカイシャインガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{o7} = H_s \times W_t \quad \dots\dots\dots (\text{附属書 2.5.23})$$

H_{o7} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_s : 入退域時評価点でのスカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)

W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o7} = \sum_n H_{sn} \quad \dots\dots\dots (\text{附属書 2.5.24})$$

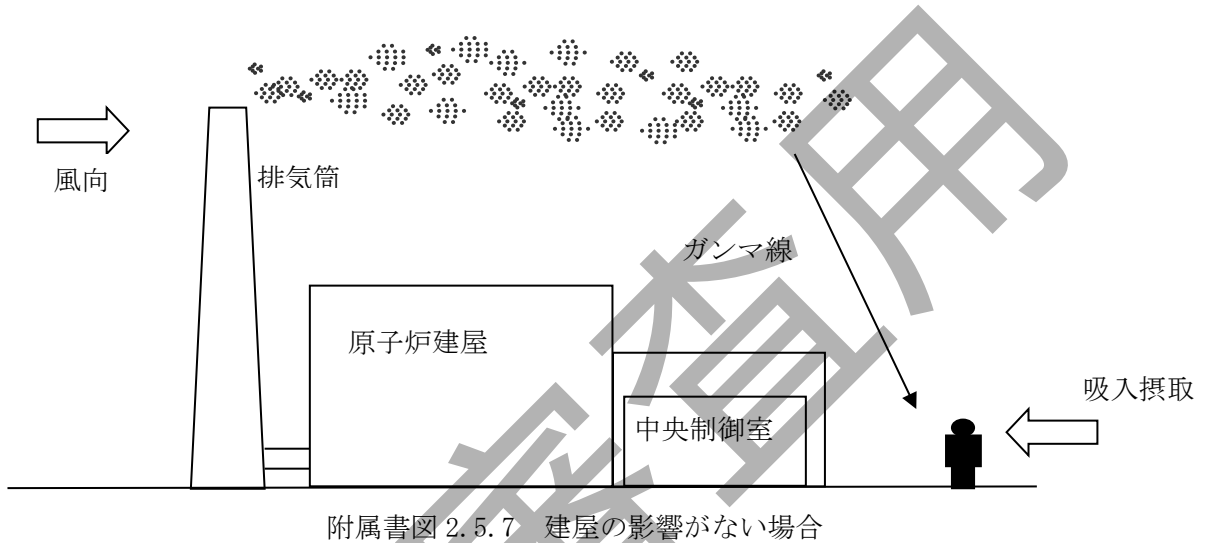
H_{o7} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_{sn} : 着目している運転員等が n 回目の入退時に受ける入退域時評価点でのスカイシャインガンマ線積算線量 (Sv)

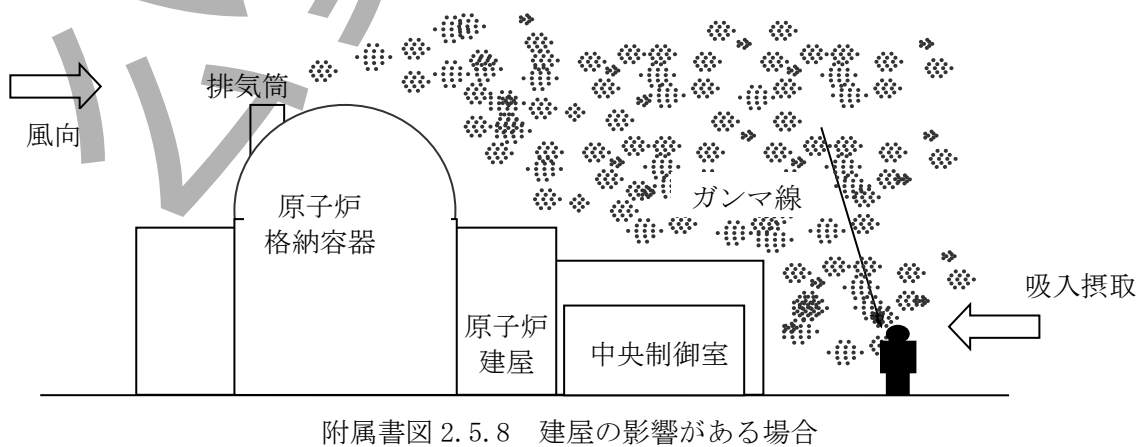
2.5.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく

- (1) 運転員は入退域時に、次の a)～c) により被ばくする。被ばく線量を、2.5.5.1 から 2.5.5.3 までに示す方法で計算する。
 - a) 大気中へ放出された放射性物質のうち、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (線量 H_{o8})
 - b) 大気中へ放出された放射性物質のうち、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域時の被ばく (線量 H_{o9})

- c) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく（線量 H_{i2} ）
- (2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出点付近の建屋の巻き込みの影響を受ける場合にはその効果を「2.3 大気拡散の評価」に基づき計算した上で、当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。
- a) 建屋影響がない場合
- 2.3.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の空気中の放射性物質の濃度分布の結果を用いる。(附属書図 2.5.7)



- b) 建屋影響がある場合
- 2.3.1.1(2)の方法で計算した建屋周辺の空気中の放射性物質の濃度分布の結果を用いる。(附属書図 2.5.8)



2.5.5.1 大気中へ放出された放射性物質のうち、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質のうち、放射性雲中の放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。
- (2) 入退域時の線量は評価点における相対線量 D/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。（「2.3.3 相対線量（ D/Q ）」を参照）
- (3) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、7日間の積算線量を所要時間の割合で配分するか、又は、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。
- (4) 被ばく低減方策として、運用面の対策により放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばくの低減を評価に考慮する場合は、その効果及び運用条件を明確にする。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
 - a) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - b) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。
- (6) ガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。
(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{o8} = H_c \times W_t \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.25})$$

H_{o8} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_c : 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質のガンマ線による実効線量 (Sv)
 W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合
 $0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{o8} = \sum_n H_{cn} \dots\dots\dots (\text{附属書 2.5.26})$$

H_{o8} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_{cn} : 着目している運転員等が n 回目の入退時に受ける大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質のガンマ線による実効線量 (Sv)

ここで、ガンマ線による運転員等の実効線量は、(附属書 2.5.27)式によって計算する。

$$H_c = \int_{T_0}^{T_1} K(D/Q)Q_\gamma(t)dt \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.27)}$$

- H_γ : 大気中に放出された希ガス等のガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_\gamma(t)$: 時刻 t における放射性物質の放出率 (Bq/s)
(ガンマ線 0.5MeV 換算)
- T_0 : 線量評価の開始時間 (s)
- T_1 : 線量評価の終了時間 (s)

なお、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合は H_c を H_{cn} と読み替える。

2.5.5.2 大気中へ放出された放射性物質のうち、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域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質のうち、地表面に沈着した放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。
- (2) 入退域時の線量は評価点における相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率及び沈着速度を乗じて地表沈着量を求める。「2.3.2 相対濃度 (χ/Q)」を参照
- (3) 地表面に沈着した放射性物質の範囲は、周囲の施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を考慮し、適切に設定する。
- (4) 沈着速度は、乾性沈着速度に降雨の影響を考慮する。なお、放出される放射性物質の化学的影響を考慮することができる。【附属書解説 2.5.1】 【附属書解説 2.5.2】 【附属書解説 2.5.3】
- (5) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、7日間の積算線量を所要時間の割合で配分するか、又は、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。
- (6) 被ばく低減方策として、運用面の対策により放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばくの低減を評価に考慮する場合は、その効果及び運用条件を明確にする。
- (7) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
 - a) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - b) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定す

る。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。

- (8) ガンマ線による運転員等の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{09} = H_g \times W_t \quad \dots\dots\dots \text{(附属書2.5.28)}$$

H_{09} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_g : 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実効線量 (Sv)

W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{09} = \sum_n H_{gn} \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.29)}$$

H_{09} : 外部被ばく線量 (Sv)

H_{gn} : 着目している運転員等が n 回目の入退時に受ける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実効線量 (Sv)

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入退域時の実効線量は、次に示す方法により計算する。

- a) 地表沈着量

地表沈着量は、次式にて算出する。

$$AG_k(t) = \frac{VG_k \cdot (\chi/Q) \cdot Q_k(t)}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k \cdot t)) \quad \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.30)}$$

$AG_k(t)$: 時刻 t, 核種 k の放射性物質の地表沈着量 (Bq/m²)

VG_k : 核種 k の沈着速度 (m/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

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

λ_k : 核種 k の崩壊定数 (1/s)

- b) 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入退域時の実効線量

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入退域時の実効線量は、次式にて算出する。なお、実効線量の計算には遮蔽計算コードを用いてもよい。

$$H_g = \sum_k \int_{T_0}^{T_1} K_{gk} AG_k(t) dt \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.31})$$

- H_g : 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実効線量 (Sv)
- K_{gk} : 地表面に沈着した核種kからの実効線量率換算係数 (Sv/h)/(Bq/m²)
- T_0 : 線量評価の開始時間 (s)
- T_1 : 線量評価の終了時間 (s)

なお、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合は H_g を H_{gn} と読み替える

2.5.5.3 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する。(附属書図 2.5.7, 附属書図 2.5.8)
- (2) 入退域時の線量は評価点における相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率、線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。(「2.3.1 放射性物質の大気拡散」, 「2.3.2 相対濃度 (χ/Q)」を参照)
- (3) 入退域での所要時間を、通常時の勤務形態を参考に事故時の勤務形態を仮定して計算し、7日間の積算線量を所要時間の割合で配分するか、又は、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮し評価を行う。ただし、交替を想定しない場合はこの限りではない。
- (4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素及び放射性エアロゾルの吸入による内部被ばくの低減を評価に考慮する場合は、その効果及び運用条件を明確にする。【附属書解説 2.5.4】
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
 - a) 入退域を管理する建屋の入口を代表評価点とし、保守的に15分間滞在し続けると仮定する。
 - b) 入退域のため移動する経路及び入退域に要する時間をプラントごとに実測又は計算により求め、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。
- (6) 吸入摂取による運転員等の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。(滞在時間の割合で配分する場合)

$$H_{i2} = H_1 \times W_t \dots\dots\dots (\text{附属書2.5.32})$$

- H_{i2} : 外部被ばく線量 (Sv)
 H_I : 室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による
 実効線量 (Sv)
 W_t : 運転員等の交替による滞在時間割合*1 (-)

*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h/回} \times 2\text{回/直} \times 3\text{直/日} \times 7\text{日} / 4) / (24\text{h/日} \times 7\text{日})$$

(仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合)

$$H_{i2} = \sum_n H_{\gamma n} \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.33)}$$

- H_{i2} : 外部被ばく線量 (Sv)
 $H_{\gamma n}$: 着目している運転員等が n 回目の勤務滞
 在受ける室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線

ここで、吸入摂取による運転員等の実効線量は、(附属書 2.5.34)式によって計算する。

$$H_I = \frac{1}{DF} \int_{T_0}^{T_1} R H_{k\infty} (\chi/Q) Q_k(t) dt \dots\dots\dots \text{(附属書 2.5.34)}$$

- H_I : 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取の
 内部被ばくによる実効線量 (Sv)
 DF : マスクの防護係数 (-)
 R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s)
 $H_{k\infty}$: 核種kの吸入摂取時の成人の実効線量
 への換算係数 (Sv/Bq)
 χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)
 $Q_k(t)$: 時刻 t における核種kの環境放出率 (Bq/s)
 T_0 : 線量評価の開始時間 (s)
 T_1 : 線量評価の終了時間 (s)

なお、仮定した事故時の勤務形態の交替順を考慮する場合は H_I を H_{In} と読み替える

2.6 文書化

運転員等の事故時被ばく評価に適用した手法，条件，データ，評価結果等を文書化する。

公開審査専用

【附属書（規定）解説集】

中央制御室運転員等の事故時被ばく評価方法
(重大事故編)

【附属書（規定）解説集】
中央制御室運転員等の事故時被ばく評価方法
(重大事故編)

目 次

【附属書解説 1. 1】	重大事故時の居住性に係る被ばく評価の概要	II-附属書解説-1
【附属書解説 2. 1. 1】	中央制御室の居住性に係る代表事故シーケンス 選定例	II-附属書解説-1
【附属書解説 2. 1. 2】	追加の被ばく経路の考慮例	II-附属書解説-2
【附属書解説 2. 2. 1】	初期炉心内蔵量の計算例	II-附属書解説-2
【附属書解説 2. 2. 2】	よう素の化学形態の設定例	II-附属書解説-3
【附属書解説 2. 2. 3】	NUREG-1465 を用いた場合の原子炉格納容器内への 放射性物質の放出割合の設定例	II-附属書解説-5
【附属書解説 2. 2. 4】	BWR プラントにおける中・低揮発性核種の 原子炉格納容器内の放出率の補正例	II-附属書解説-7
【附属書解説 2. 2. 5】	スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定例	...	II-附属書解説-9
【附属書解説 2. 2. 6】	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の 設定例	II-附属書解説-10
【附属書解説 2. 2. 7】	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果の 設定例	II-附属書解説-11
【附属書解説 2. 2. 8】	原子炉格納容器漏えい率の設定例	II-附属書解説-13
【附属書解説 2. 3. 1】	BWR のブローアウトパネルと放出点の設定例	II-附属書解説-16
【附属書解説 2. 3. 2】	緊急時対策所の評価における相対濃度の設定例	...	II-附属書解説-16
【附属書解説 2. 3. 3】	実効放出継続時間の設定例	II-附属書解説-17
【附属書解説 2. 5. 1】	エアロゾルの乾性沈着速度の設定例	II-附属書解説-17
【附属書解説 2. 5. 2】	有機よう素の乾性沈着速度の設定例	II-附属書解説-18
【附属書解説 2. 5. 3】	地表面への沈着速度の設定例	II-附属書解説-19
【附属書解説 2. 5. 4】	マスクによる防護係数の設定例	II-附属書解説-19

【附属書解説 1.1】 重大事故時の居住性に係る被ばく評価の概要

重大事故時の被ばく評価は、**实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(原規技発第 1306194 号(平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定))**第 53 条、第 74 条及び第 76 条に基づき実施される。当該規則による被ばく評価の対象とする施設の概要を次のとおりに示す。

項目	中央制御室	緊急時制御室	緊急時対策所
想定事故シナリオ	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、運転員等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	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	
要員の防護装備	マスク着用を考慮しても良い	同左	特別な防護措置を講じる場合以外はマスク着用の考慮しない
要員の交代考慮	考慮しても良い	同左	同左
要員の線量評価期間	7日間	同左	同左
要員 1 名当たりの被ばく線量	100mSv 以下	同左	同左

注) 格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器破損防止対策時に中央制御室、緊急時制御室又は緊急時対策所に滞在する場合は、必要に応じて居住性評価を実施する。

【附属書解説 2.1.1】 中央制御室の居住性に係る代表事故シーケンス選定例

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、評価事象として、重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち、運転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）を選定する必要がある。

(PWR の例)

被ばく評価の観点で厳しくなる条件としては、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、格納容器スプレイが失敗する場合及び原子炉格納容器の圧力が高く推移する場合である。

炉心損傷に至るまでの時間が短い場合では、アニュラス空気浄化設備の起動によりアニュラス空気浄化設備のフィルタを介して放射性物質の放出が大幅に低減する効果が期待できない時間がある。

格納容器スプレイが失敗する場合では、流量が少ない代替スプレイを用いることか

ら、原子炉格納容器内に放出されたヨウ素及びセシウム等の放射性物質を除去する効果が小さくなる。

原子炉格納容器圧力が高く推移する場合には、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなることから、放射性物質の放出量が多くなる。

炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、かつ、格納容器スプレイが失敗する場合、かつ、原子炉格納容器圧力が高く推移する場合である「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」を選定することが考えられる。

(BWR の例)

中央制御室の運転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として、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流電力電源喪失」したシーケンスが選定例として挙げられる。この場合、炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなるが、被ばく評価においては代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置を用いてサブプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合を評価対象とする。

また、被ばく評価上の代表事故シーケンスの選定にあたっては、運用面での対策（マスクの着用及び運転員の交替等）に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象についても検討する。そこで、重大事故等対策の有効性評価のうち、原子炉格納容器の破損防止のための対応が集約されている、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオと高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱シナリオについて、運用面での対策に期待せずに 7 日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施し、厳しくなる事象を選定することが考えられる。

【附属書解説 2.1.2】追加の被ばく経路の考慮例

審査ガイドに記載されている被ばく経路に追加して、プラントごとに評価の必要性を判断している被ばく経路として下記がある。下記については影響の大きさを考慮して要否判断する。

- a. 格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- b. 中央制御室内に待避室を設けるプラントについて、待避前に待避室内に取り込まれた放射性物質による待避期間中の外部被ばく及び内部被ばく（外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく評価に追加）
- c. 中央制御室空調換気系フィルタに蓄積された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

【附属書解説 2.2.1】初期炉心内蔵量の計算例

事故直前の炉心内蔵量は、原子炉は十分長時間運転していたとし、原子炉の運転状態（熱出力及び燃料組成等）を考慮して ORIGEN 等の燃焼計算コードにより算出した例がある。

【附属書解説 2.2.2】よう素の化学形態の設定例

pH 調整がない場合のよう素の化学形態に対する存在割合として R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いることができる。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態ごとの存在割合に関して pH<7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態ごとの設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って無機よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を附属書解説表 2.2.2-1、pH 調整がなされない場合の結果を附属書解説表 2.2.2-2 に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が無機よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。また、BWR である Grand Gulf の評価結果でも、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、半分弱が無機よう素となる。また、有機よう素についても、pH 調整されていない場合のほうがより多くなる結果が示されている。

附属書解説表 2.2.2-1 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

附属書解説表 2.2.2-2 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、炉心の著しい損傷が発生し pH 調整がなされていない場合の環境条件を考慮した場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry (PWR) の評価結果に無機よう素の存在割合が近いこと、また Grand Gulf (BWR) の評価結果でも無機よう素の割合が大きくなっていることから、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1.195 のよう素の化学形態ごとの存在割合（附属書解説表 2.2.2-3）を用いることができる。pH 調整がなされている場合は、NUREG-1465 のよう素の化学形態ごとの存在割合（附属書解説表 2.2.2-3 参照）を用いることができる。

附属書解説表 2. 2. 2-3 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態ごとの
存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
無機よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

【附属書解説 2. 2. 3】 NUREG-1465 を用いた場合の原子炉格納容器内への放射性物質の放出
割合の設定例

NUREG-1465 のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものである。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを附属書解説表 2. 2. 3-1 に示す。

附属書解説表 2. 2. 3-1 NUREG-1465 で対象としているシーケンス
NUREG-1465 Table3. 2

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems	
	SIDCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (½") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
	SBO	Station Blackout	LOCA
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について附属書解説表 2. 2. 3-2 のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。

附属書解説表 2.2.3-2 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合
(NUREG-1465 Table3.12, 3.13)

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

Table 3.13 PWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

• Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

• Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び一次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

【附属書解説 2.2.4】BWR プラントにおける中・低揮発性核種の原子炉格納容器内の放出率の補正例

重大事故時における被ばく評価では、核分裂生成物の放出割合の設定について、過酷事故解析コードである MAAP4 (以下 MAAP という) の解析結果を用いる例があるが、MAAP コードの特質として、BWR では中・低揮発性核種の放出割合が過大に評価されるという特徴がある。これは TMI 事故及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故での観測事実と比較して、中・低揮発性核種のほとんどが原子炉圧力容器内に保持されていることと整合していない。

MAAP コードの持つ保守性としては、炉心が再冠水し、溶融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していること、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。

なお、高揮発性核種 (希ガス、ヨウ素、セシウム) については炉心溶融初期にその多くが炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響を受けないと考えられる。

以上より、MAAP コードの解析結果をそのままソースタームとして適用すると、中・低揮発性核種について過度に保守的な評価となることから、中・低揮発性核種に対しては海外での規制等にも活用されている NUREG-1465 (米国 NRC で整備) の知見を利用して補正している。

各 MAAP 核種グループの放出割合の補正方法を以下に示す。

(1) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果から得られた放出割合をそのまま採用する。

なお、Cs の放出割合は CsI グループと CsOH グループの放出割合及び I 元素と Cs 元素の原子炉停止直後の炉心内内蔵重量より、以下の式を用いて評価する (MAAP の場合)。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times [F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)]$$

ここで、

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合	(-)
$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合	(-)
$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合	(-)
M_I	: 停止直後の I 元素の炉心内内蔵重量	(kg)
M_{Cs}	: 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量	(kg)
W_I	: I の原子量	
W_{Cs}	: Cs の原子量	

(2) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果から得られた放出割合をそのまま採用するのではなく、MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と、希ガスグループの放出割合及び NUREG-1465 の知見を用いて放出割合を評価する。

a. ベントラインへの流入割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一*1と仮定する。また、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は 168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいと仮定して、以下の式に基づき評価する。附属書解説表 2.2.4-1 に NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{NG}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{Cs}(168h)}{F_{NG}(168h)}$$

ここで、

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{NG}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する各種グループの原子炉格納容器内への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器内への放出割合

*1 : 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっている状態以外ではほとんど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考える。

ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出が無い希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考える。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとする。

b. 原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いは Cs と同一*2と仮定する。また、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は 168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいと仮定して、以下の式に基づき評価する。

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$$

ここで、

- $F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
 γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合
 γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

*2 : 中・低揮発性の核種グループは、原子炉格納容器で粒子状として振る舞い、沈着及び格納容器スプレイ等により気相部から除去されることが考えられる。また、事故発生後、原子炉格納容器からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

ここでは、中・低揮発性の核種グループ同様、原子炉格納容器内で粒子状物質として除去される Cs を代表として参照し、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を、「各時刻における Cs の漏えい割合」に比例するものとした。

附属書解説表 2.2.4-1 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合*
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

* : NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照

【附属書解説 2.2.5】スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定例

炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着及び拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。したがって、NUREG-1465 及び MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデルあるいは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、

SRP6. 5. 2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び「財団法人 原子力発電技術機構」(以下, 「NUPEC」と言う。)による実験結果に基づいたスプレイ効率を用いている。

米国 SRP6. 5. 2 では, スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は, 米国新設プラント (US-APWR, AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており, また, シビアアクシデント解析コードである MELCOR 及び MAAPE に組み込まれているものである。

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

λ_s	: スプレイ除去速度
h	: スプレイ液滴落下高さ
V_s	: スプレイ領域の体積
F	: スプレイ流量
E	: 捕集効率
D	: スプレイ液滴直径

また, 米国 R. G. 1. 195 でもエアロゾルのスプレイ効果として, 下記のとおり SRP6. 5. 2 が適用可能としている。

2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹

(Ref.A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of SRP.

【附属書解説 2. 2. 6】 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定例

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着率については, 財団法人 原子力発電技術機構 (以下, 「NUPEC」とする。)による検討「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) (以下, 「NUPEC 報告書」とする。)において, CSE A6 実験に基づく値が示されている。

自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は, 無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \rho(t)$$

$\rho(t)$: 原子炉格納容器内における無機よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

これを解くことで、自然沈着率は、時刻 t_0 、 t_1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log \left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)} \right)$$

なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載 (CSE A6 実験) より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」として、時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレーが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6. 5. 2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。ただし、1/200 以降も除去を見込んだとしても結果には大きな違いはないと考えられる。

【附属書解説 2. 2. 7】原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果の設定例

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、NUPEC による検討「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」において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈降速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/h)}$$

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

V_d : 重力沈降速度 (m/s)

A_f : 原子炉格納容器床面積 (m^2)

V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m^3)

ここで、 V_d の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

r_p	: エアロゾル半径	(m)
ρ_p	: エアロゾル密度	(kg/m ³)
ρ_g	: 気体の密度	(kg/m ³)
g	: 重力加速度	(m/s ²)
μ_g	: 気体の粘度	(Pa・s)

各パラメータの値を附属書解説表 2.2.7-1 にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されている値である。

附属書解説表 2.2.7-1 評価に用いるパラメータ例

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 1 μm のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

(参考)

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)」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス) 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$$
- ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m/s})$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 215^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$$
- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。

【附属書解説 2.2.8】原子炉格納容器漏えい率の設定例

原子炉格納容器からの漏えい率については、選定した事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定する。

(PWR の例)

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用することが考えられる。

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象にて使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t \cdot \rho_d}{\Delta P_d \cdot \rho_t}}$$

L : 漏えい率

L_d : 設計漏えい率

ΔP : 原子炉格納容器内外差圧

ρ : 原子炉格納容器内密度

d : 添え字 “ d ” は漏えい試験時の状態を表す

t : 添え字 “ t ” は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_d-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

- P : 原子炉格納容器内圧力
- P_{leak} : 漏えい口出口での圧力
- μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数
- k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比
- P_{atm} : 大気圧

$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \frac{P_{atm}}{P_t}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

$$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \frac{P_{atm}}{P_d}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$$

(BWR の例)

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器の圧力が 1Pd 以下の場合、1Pd～1.5Pd の場合及び 1.5Pd～2Pd の場合の 3 種類を(1)に示す AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率をもとに保守的な値を設定する。

(1) AEC の評価式

事故時の漏えい率は以下の評価式により求められる。

$$L = L_d \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{R_t}{R_d} \cdot \frac{T_t}{T_d}}$$

- L : 漏えい率
- L_d : 設計漏えい率
- ΔP : 原子炉格納容器内外差圧
- R : 原子炉格納容器内の気体定数
- T : 原子炉格納容器内の温度
- d : 添え字“ d ”は漏えい試験時の状態を表す
- t : 添え字“ t ”は事故時の状態を表す

(2) GE の式

事故時の漏えい率は以下の評価式により求められる。

$$L = L_d \sqrt{\frac{1 - [P_a/P_t]^2}{1 - [P_a/P_d]^2}}$$

- L : 漏えい率
- L_d : 設計漏えい率
- P_t : 事故時の原子炉格納容器内の圧力
- P_d : 原子炉格納容器の設計圧力
- P_a : 原子炉格納容器外の圧力

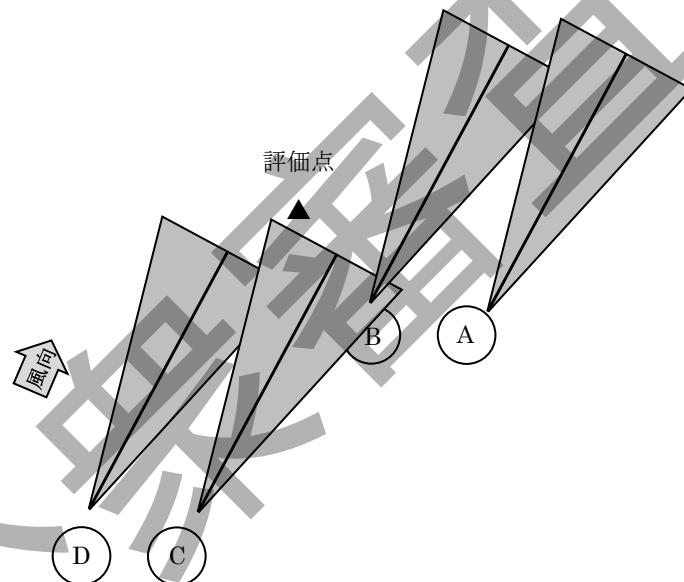
【附属書解説 2.3.1】BWR のブローアウトパネルと放出点の設定例

原子炉建屋のブローアウトパネルは、主蒸気管破断のように、プラント運転中に原子炉格納容器外配管に破断が生じ、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした高圧の蒸気による建屋内圧力の上昇から引き起こされる、建屋及び原子炉格納容器の破損防止のため設置されている。

冷却材喪失のように、ブローアウトパネルが開放するほどの圧力が生じない事故シナリオを選定した場合は、ブローアウトパネルの開放を考慮しない仮定とする。ただし、非常用ガス処理系が起動するまで原子炉建屋からの放出を想定する場合に、ブローアウトパネル位置を放射性物質の放出経路として選定する例もある。

【附属書解説 2.3.2】緊急時対策所の評価における相対濃度の設定例

評価点と複数プラントそれぞれの相対位置関係（方位、距離）を考慮し、それぞれのプラントからの見込み方位に評価点が含まれる場合に当該プラントの χ/Q を足し合わせる。附属書解説 2.3.2-1 図に複数プラントから評価点へのプルーム到達イメージを、附属書解説 2.3.2-1 表に χ/Q の合算のイメージを示す。



附属書解説2.3.2-1図 複数プラントから評価点へのプルーム到達のイメージ

附属書解説2.3.2-1表 χ/Q の合算処理のイメージ

No.	日時	χ/Q				合計
		Aからの 寄与	Bからの 寄与	Cからの 寄与	Dからの 寄与	
1	1月1日1:00	0	0	0	0	0
2	1月1日2:00	$\chi/Q(11)$	$\chi/Q(21)$	0	0	$\chi/Q(11)+\chi/Q(21)$
3	1月1日3:00	0	0	0	0	0
4	1月1日4:00	0	0	$\chi/Q(31)$	$\chi/Q(41)$	$\chi/Q(31)+\chi/Q(41)$
5	1月1日5:00	0	$\chi/Q(22)$	0	0	$\chi/Q(22)$
6	1月1日6:00	0	0	0	$\chi/Q(42)$	$\chi/Q(42)$
...
8760	12月31日24:00	$\chi/Q(1a)$	$\chi/Q(1b)$	0	0	$\chi/Q(1a)+\chi/Q(2b)$

【附属書解説 2.3.3】実効放出継続時間の設定例

実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

原子炉建屋からの放出の実効放出時間は選択した事象シーケンスに応じて変化すると考えられる。例として、非常用ガス処理系による場合は数十時間程度と想定されるが、保守的に1時間とする設定がある。

【附属書解説 2.5.1】エアロゾルの乾性沈着速度の設定例

乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551に基づき0.3cm/sと設定する。NUREG/CR-4551では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く、建屋屋上はコンクリートであるため、この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 μ m～5 μ mの粒径に対して検討されているが、原子炉格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は原子炉格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾル粒子は放出されにくく考えられる。

また、W.G.N. Slimmの検討によると、草及び水、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 μ m～5 μ mの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度（附属書図2.5.2-1）である。以上のことから、エアロゾル粒子の乾性の沈着速度として0.3m/sを適用できる。

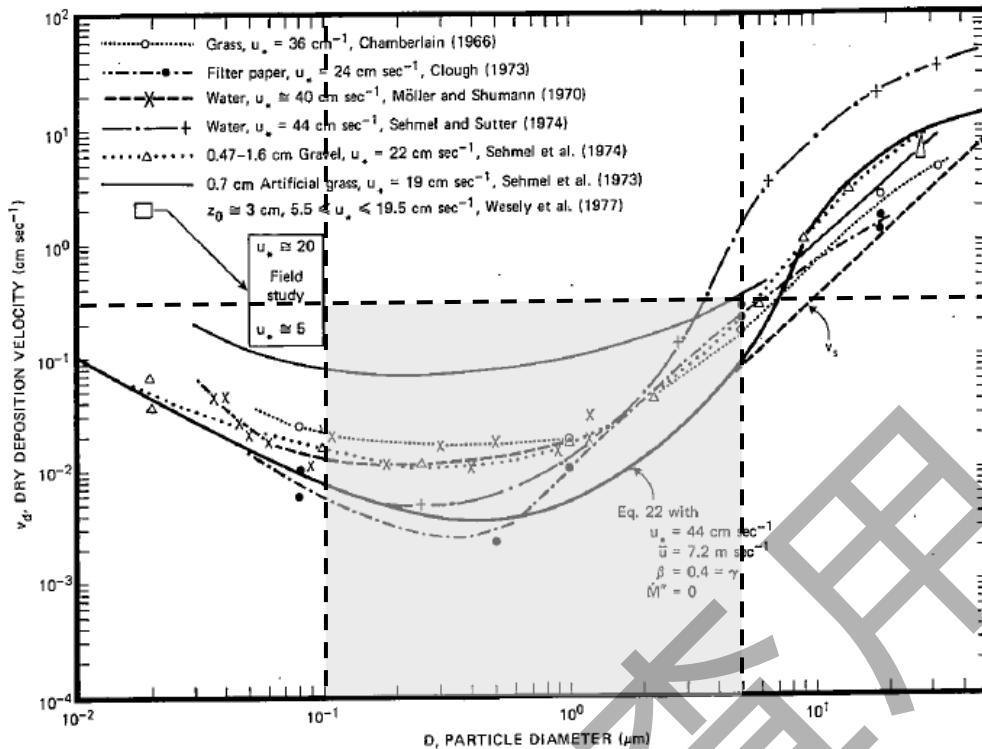


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1,9-12} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

附属書図 2.5.1-1 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19)

【附属書解説 2.5.2】有機よう素の乾性沈着速度の設定例

居住性に係る被ばく評価では、原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いることができる。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に、乾性沈着速度として、NRPB-R322を参照し 10^{-3} cm/sと設定することができる。以下にその根拠を示す。

(1)英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322※1) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- 植物に対する沈着速度の“best judgement”として 10^{-5} m/s (10^{-3} cm/s)を推奨

(2)日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で 10^{-4} ~ 10^{-2} cm/sの範囲である。
- ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾル粒子の乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

また、原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているが、エアロゾル粒子の沈着速度の実験結果（NUREG/CR-4551）によると、沈着速度が大きいのは芝生及び木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

※1 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

【附属書解説 2.5.3】 地表面への沈着速度の設定例

地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（粒子及び無機よう素：1.2cm/s、有機よう素： 4.0×10^{-3} cm/s）を用いることができる。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の4倍と設定する。

【附属書解説 2.5.4】 マスクによる防護係数の設定例

検討を踏まえ、全面マスクの防護係数として50又は1000を使用することができる。

1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発0412第1号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると、「200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：令和3年4月1日）抜粋

第三十八条 事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下、基発第0412第1号（平成25年4月12日）抜粋

キ 保護具（第38条関係）

- ① 第1項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。

	放射能濃度 200万Bq/kg 超	放射能濃度 50万Bq/kg 超 200万Bq/kg以下	放射能濃度 50万Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度10mg/m ³ 超の場所における作業）	捕集効率99.9%以上 （全面型）	捕集効率95%以上	捕集効率80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度10mg/m ³ 以下の場所における作業）	捕集効率95%以上	捕集効率80%以上	

- ② 防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2. 全面マスクの防護係数について

空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 別表第一 第四欄」の、例えば十分の一を超える場合、全面マスクを着用する運用とすることが考えられる。

防護係数の設定にあたっては、漏れ率を考慮したマスクの性能を、マスクメーカーにおける除染係数の検査結果等により確認したうえで、メーカー仕様値もしくは除染係数目標値を使用した例がある。除染係数の例として、50（全面マスク）又は1000（電動ファン付き全面マスク）がある。