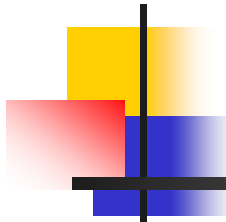


【関連質問への回答】

新規制基準適合性審査申請 ＜(9)事故対応の基盤整備＞ 制御室

令和元年8月30日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



1. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

【関連質問】

- 被ばく評価に関して、放射性物質の拡散条件(実効放出継続時間)や、インベントリ(内蔵量)のどの程度の割合が放出する事を想定しているのか等、放出量の根拠を詳しく説明して欲しい。(第17回)

- 中央制御室における運転員の被ばく評価では、炉心損傷に至る「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失したシーケンス」を評価対象事象としている。
- 本事故シーケンスにおける放射性物質の放出量は、炉内内蔵量と、時々刻々と変化する炉心、圧力容器、格納容器の状態を基に格納容器外への移行割合を評価し、これを元に環境中に放出される放射性物質の量を算出している。
- また、環境中に放出された放射性物質による評価点位置における濃度は、放出点の周囲にある建物と風による巻き込みの影響を考慮している。
- 以降に、放射性物質の移行プロセスの詳細について示す。

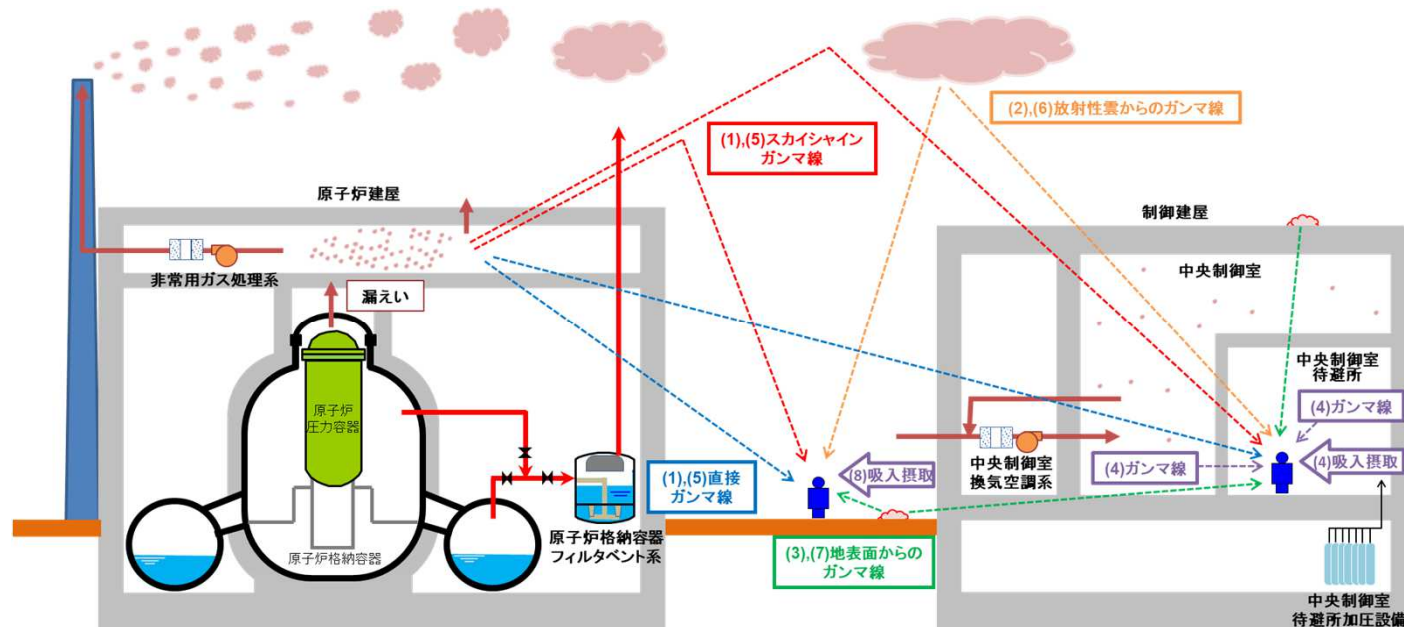


図1 運転員の被ばく経路イメージ（原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

放射性物質の放出および拡散に係る評価条件を以下に示す。

第17回資料に一部加筆

表1 運転員の被ばく評価における主な評価条件

項目		評価条件	項目		評価条件
環境への放射性物質の放出	評価号炉	女川2号炉	放射性物質の拡散	大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル※ ³
	評価事象	炉心の著しい損傷に至る事象のうち原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象収束するケース（原子炉冷却材喪失事故時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失）		気象資料	女川原子力発電所における1年間の気象データ（2012年1月～12月）
	評価対象核種	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（65核種）		実効放出継続時間	1時間
	運転時間※ ¹ （（）内は燃焼度）	1サイクル：10,000時間（約11GWd/t） 2サイクル：20,000時間（約22GWd/t） 3サイクル：30,000時間（約33GWd/t） 4サイクル：40,000時間（約44GWd/t） 5サイクル：50,000時間（約55GWd/t）	放出源及び放出源高さ	・原子炉格納容器フィルタベント：地上36m ・排気筒（非常用ガス処理系）：地上80m	
	燃料装荷割合※ ²	1～4サイクル：各々0.229 5サイクル：0.084	遮蔽	評価モデル	建屋の遮蔽壁をモデル化
	原子炉格納容器内での除去効果	以下の除去効果を考慮 ・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 ・格納容器からの漏えいに関する除去効果	運転員の防護措置	中央制御室換気空調系	【風量】 ・事故発生から0.5～168時間後：8000m ³ /h 【チャコールフィルタ除去能力】 ・無機よう素, 有機よう素：1/10 【高性能エアフィルタ除去能力】 ・粒子状放射性物質：1/1000
	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	設計漏えい率を基に、格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとして設定		中央制御室待避所加圧設備	ベント開始から10時間は、中央制御室待避所への放射性物質の取り込みが無いものとして評価
	非常用ガス処理系	事故発生後から70分後には建屋は負圧となり排気筒（非常用ガス処理系）から放出		マスクの着用	考慮する
	格納容器フィルタベント開始時間	事故発生から約45時間後		交代要員体制	5直3交替
	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去能力	希ガス：1 粒子状放射性物質：1/1000 無機よう素：1/500 有機よう素：1/50			

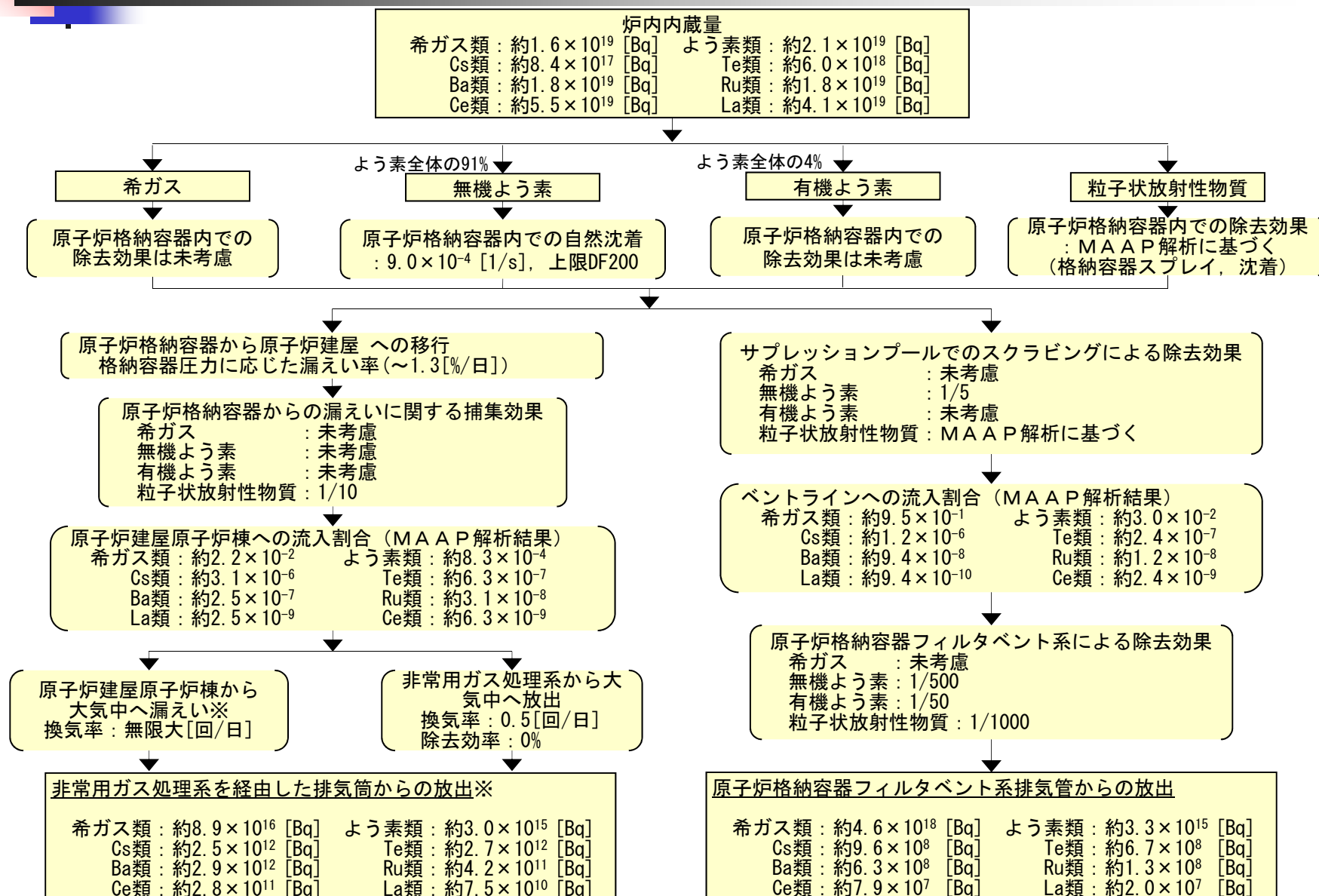
※¹ 1サイクル13ヶ月（395日）を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定

※² 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定

※³ 平常運転時及び事故時における放出放射能の大気拡散の評価方法が定められている「発電用原子炉の安全解析に関する気象指針」において適用しているモデル

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）



※ 非常用ガス処理系を起動し放出を開始する70分後までは原子炉建屋原子炉棟から放出されることを考慮

図2 放射性物質の大気放出過程

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

放射性物質の放出量について(炉内内蔵量と大気中への放出割合)

- 大気中へ放出される放射性物質の放出量を表2に示す。評価にあたっては、原子炉格納容器フィルタベント系から大気中への放出経路および原子炉建屋原子炉棟から非常用ガス処理系を通じた大気中への放出経路を考慮して評価した。(放出経路は図2参照)
- なお、参考までに福島第一事故における放出量との比較を記載する。

表2 大気中への放出放射能量

核種グループ	炉内内蔵量[Bq]	放出放射能量[Bq]		比率 (女川/福島第一)	差異の考察
		女川2号炉	(参考)福島第一事故(1～3号炉)の総放出量※		
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 4.7×10^{18}	約 3.1×10^{19}	約1/7	・フィルタベントを実施するまでに45時間閉じ込めることによる減衰効果
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 6.3×10^{15}	約 1.8×10^{18}	約1/300	・フィルタベントを実施するまでに45時間閉じ込めることによる減衰効果
Cs類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}	約 3.9×10^{16}	約1/10000	・原子炉格納容器フィルタベント系を用いることによるフィルタによる除去効果

※「拡散シミュレーションの試算結果(総点検版)」(原子力規制庁, 平成24年12月)より引用

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

放射性物質の放出継続時間について

- 前頁までの放出経路および放出割合を元に、時々刻々と放出される放射性物質の放出量（積算値）をプロットしたものを示す。（図3，図4）
- 大気拡散係数（相対濃度）を評価する際のパラメーターとして使用する実効放出継続時間は、格納容器フィルタベント実施時には放射性物質が短時間で全量放出される（図4参照）ことから、1時間として設定した。
- なお、運転員の被ばく評価では、運転員の交替時間と、時々刻々と変化する放出量を踏まえて評価を実施している。

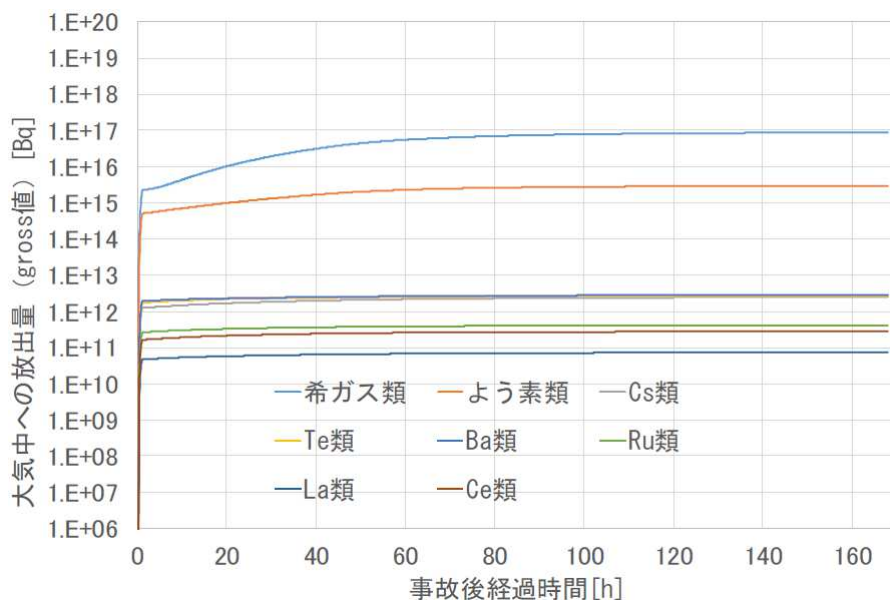


図3 非常用ガス処理系を經由した排気筒からの放出トレンド(積算値)

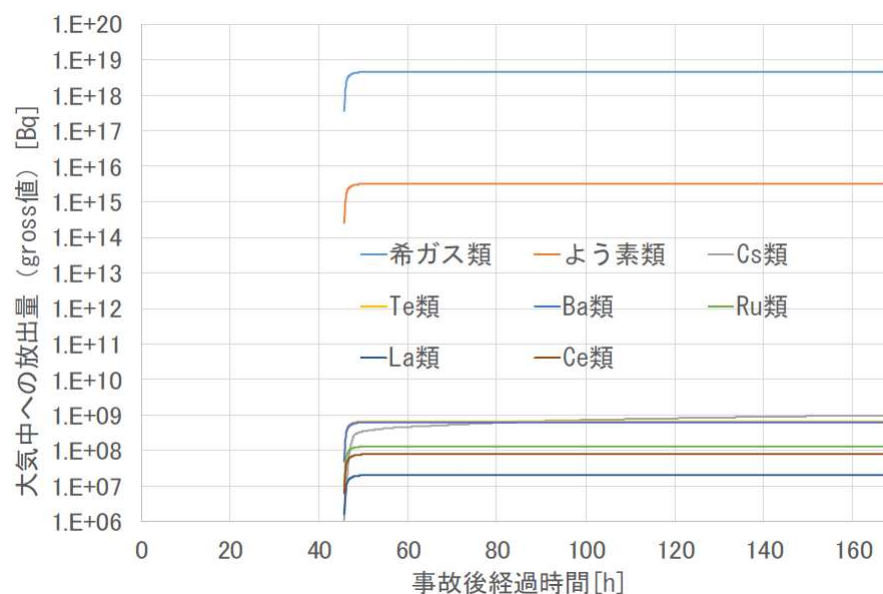


図4 原子炉格納容器フィルタベント系からの放出トレンド(積算値)

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

評価点における放射性物質の濃度と大気拡散係数について

- 評価点における放射性物質の濃度 $\chi(x, y, z)$ は、単位放出率当たりの風下濃度（相対濃度）に、時々刻々と放出される放射性物質の放出率を乗じて算出している。（(1)式参照）

$$\chi(x, y, z) = (\chi/Q) \times Q(t) \quad [\text{Bq/m}^3] \quad \dots(1)$$

(χ/Q) : 相対濃度 $[\text{s/m}^3]$

$Q(t)$: 時刻 t における放射性物質の放出率 $[\text{Bq/s}]$

- また、相対濃度は次の(2)式により計算される。

$$(\chi/Q) = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d \quad \dots(2)$$

T : 実効放出継続時間 $[\text{h}]$ ※

δ_i^d : 時刻 i において風向が当該方向 d にあるとき $\delta_i^d = 1$, 他の方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

※ ここで扱う実効放出継続時間は、相対濃度を計算するために、事故期間中の放射性物質の全放出量を最大放出率で除した値（前頁に示すとおり $T = 1[\text{h}]$ とした）

- ここで $(\chi/Q)_i$ は、建屋の影響を考慮した拡がりのパラメータ σ_y, σ_z に応じて基本拡散式（ガウスルームモデル）を元にした(3)式を元に計算される。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U_i}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_{yi}^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \dots(3)$$

U_i : 時刻 i における放出源高さを代表する風速 $[\text{m/s}]$

λ : 放射性物質の物理的崩壊定数 $[\text{1/s}]$ H : 放出源の高さ $[\text{m}]$

σ_{yi} : 時刻 i における建屋の影響を考慮した濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ $[\text{m}]$

σ_{zi} : 時刻 i における建屋の影響を考慮した濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ $[\text{m}]$

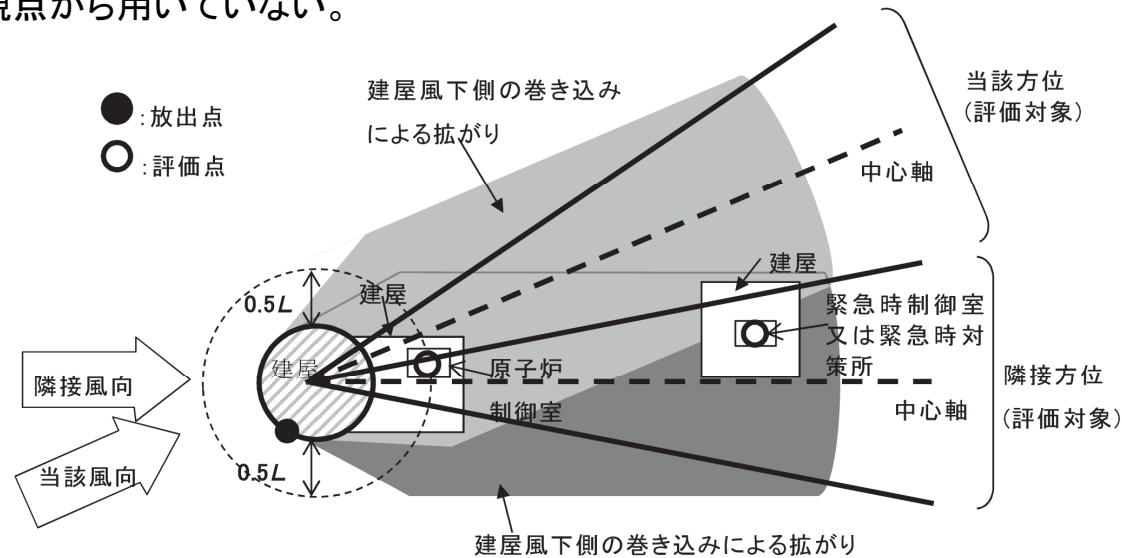
x, y, z : 放出源を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

大気拡散評価モデル(ガウスプルームモデル)について

- ガウスプルームモデルは、放射性物質の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モデルであり、放射性物質の濃度は中心線上が最も高くなる。そのため、評価点(中央制御室)の位置を正規分布の中心線上に取ることで、保守的な評価を与えることができる。また、評価点(中央制御室)に対して、風向、風速、大気安定度がすべて一様に定常で、厳しい評価条件を与えることで保守的な評価結果を与えることができるモデルである。なお、建屋による巻き込みについても考慮する手法が確立されており、建屋の影響を考慮した拡散パラメーターを用いて計算している。
- なお、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム(SPEEDI)等の三次元的な数値計算モデルは、複雑地形による気流の変化や風向、風速等の非定常性を評価することができるが、地形影響や時々刻々と変化する風向、風速等により、放射性物質の濃度が最も高い中心線の位置が時々刻々と変化するため、本評価では保守性の観点から用いていない。



※「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(原子力規制委員会, 平成25年6月)より引用

図5 ガウスプルームモデルの拡散イメージ(建屋の巻き込みを考慮する必要がある場合)

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

第17回資料に一部加筆

中央制御室の運転員の被ばく評価の結果、重大事故等時の実効線量は7日間で約51mSvであり、運転員の実効線量が100mSvを超えないことを確認した。

表3 運転員の被ばく評価結果

(単位:mSv)

被ばく経路		実効線量
中央制御室滞在時	(1)原子炉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での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	(2)放射性雲中の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	約 7.0×10^0
	(3)地表面に沈着し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	約 6.7×10^0
	(4)室内に外気から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	約 3.2×10^1
	小計((1)+(2)+(3)+(4))	約 4.5×10^1
入退域時	(5)原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	(6)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	約 1.6×10^{-2}
	(7)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	約 5.2×10^0
	(8)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	約 5.7×10^{-3}
	小計((5)+(6)+(7)+(8))	約 5.4×10^0
合計((1)+(2)+(3)+(4)+(5)+(6)+(7)+(8))		約51

※被ばく経路毎の評価方法は「2. 参考」を参照



2. 参考

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法（被ばく経路(1)および(5)）

- ・被ばく経路のうち，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（被ばく経路(1)および(5)）は，前述までの放射性物質の移行経路を考慮して，原子炉建屋内の放射性物質の濃度を評価し，建屋の遮蔽（次頁の図7参照）を考慮して運転員の被ばく線量を評価している。直接ガンマ線の評価はQADコード※1を，スカイシャインガンマ線の評価はANISNコード※2及びG33コード※3用いて評価した。
- ・運転員の被ばく線量の評価にあたっては，線源領域を原子炉建屋内に設定し，評価点を中央制御室内の最も線量の高い箇所に設定した。
- ・入退域時の被ばく線量は，制御建屋の入口と出入管理所を代表点として設定し，制御建屋による遮蔽効果を考慮せず，原子炉建屋による遮蔽効果のみを考慮して評価した。

※1 QADコード：直接ガンマ線の解析コードで，遮蔽設計をする際に世界的に広く使用されている。

※2 ANISNコード：中性子およびガンマ線の一次元輸送計算コードで，世界的に広く使用されている。G33コードと組み合わせてスカイシャインガンマ線の評価にも使用される。

※3 G33コード：ガンマ線の一回散乱を計算するための解析コードで，遮蔽設計をする際に世界的に広く使用されている。

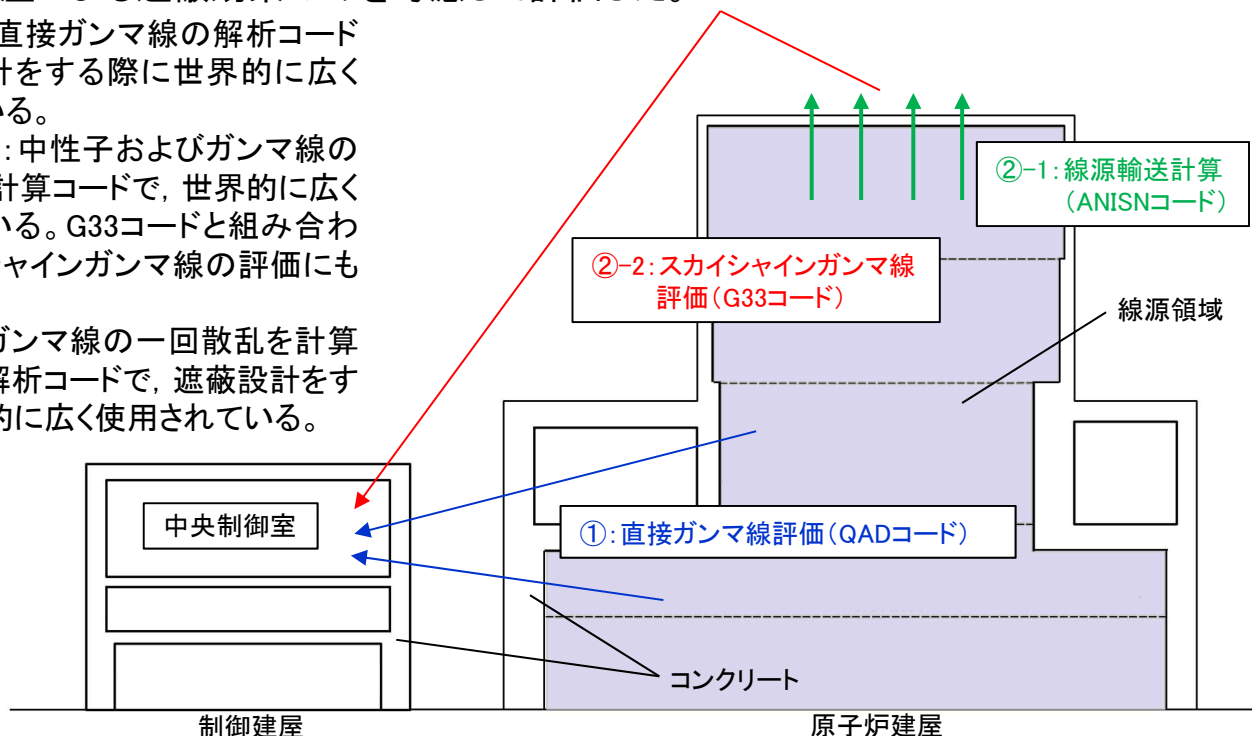


図6 直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線の評価イメージ

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

被ばく評価で考慮した遮蔽について

- 原子炉建屋内の放射性物質や、屋外に放出された放射性物質からの放射線に対しては、原子炉建屋や制御建屋のコンクリート壁による遮蔽の効果を見込んで評価している。(図7)

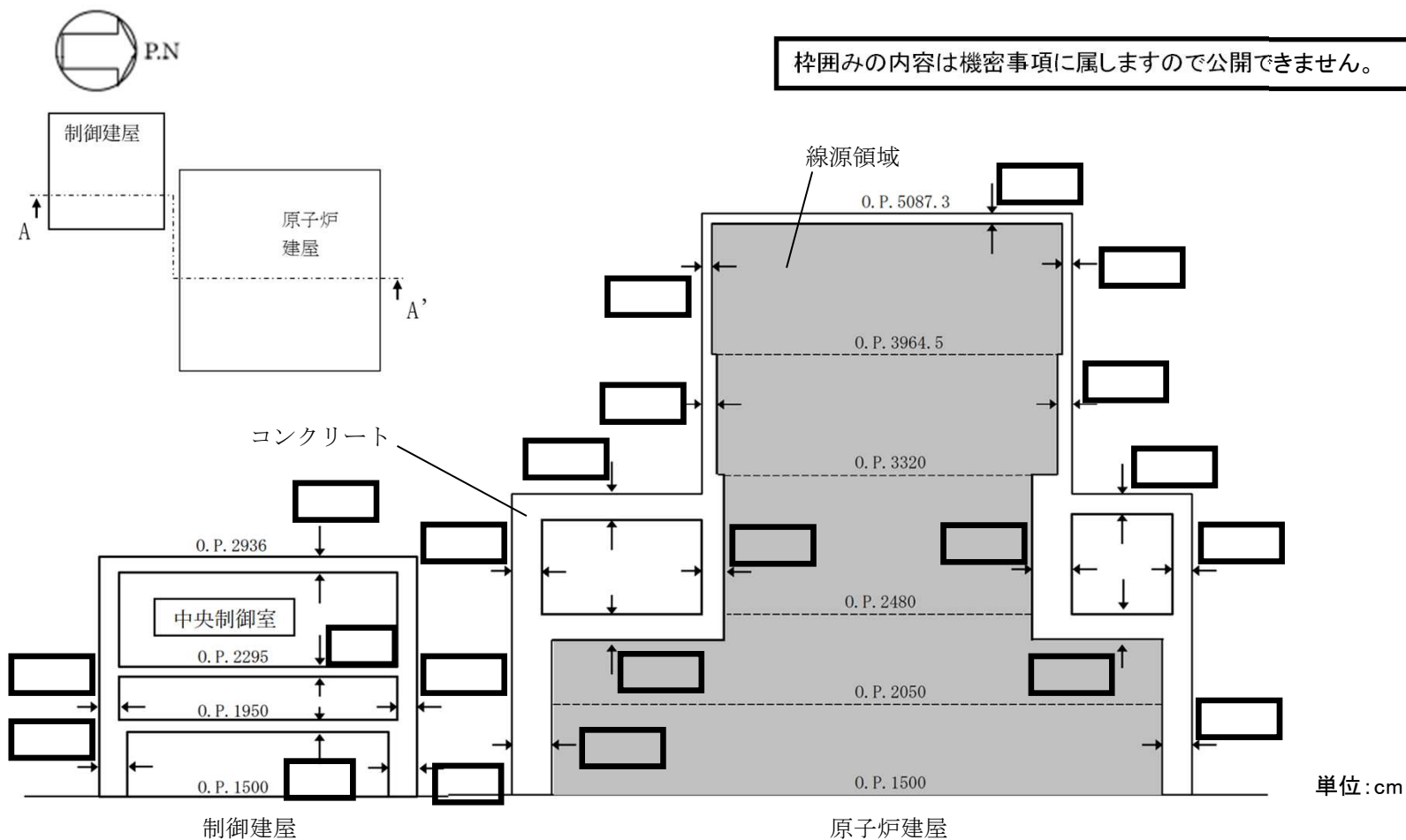


図7 運転員の被ばく評価に用いた遮蔽モデル

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

放射性雲（プルーム）中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（被ばく経路(2)および(6)）

- ・放射性雲中からのガンマ線の線源は建屋外に存在し、建屋内外の遮蔽壁により遮蔽される。（図8）
- ・遮蔽モデルについては、遮蔽壁のみを考慮し、それ以外の外壁及び内壁等による遮蔽効果には期待せず、かつガンマ線が屋外から室内まで至る経路のうち最も薄い遮蔽厚さを参照した保守的な遮蔽モデルとしている。なお、入退域時の評価では建屋による遮蔽効果を考慮せずに評価した。
- ・放射性雲中からのガンマ線による被ばく線量 H [Sv] は、以下に示す式を用いて評価した。

$$H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$$

K : 空気カーマから実効線量への換算係数(1) [Sv/Gy]

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率 [Bq/s] (0.5MeV換算)

$p_{k\gamma}$: 核種 k が放出する photon のうち、エネルギー γ の photon の割合 [-]

B_γ : エネルギー γ の photon におけるビルドアップ係数 [-]

μ_γ : エネルギー γ の photon における遮蔽体に対する線減衰係数 [1/m]

(D/Q) : 相対線量 [Gy/Bq]

T : 評価期間 [s]

X : 遮蔽体厚さ [m]

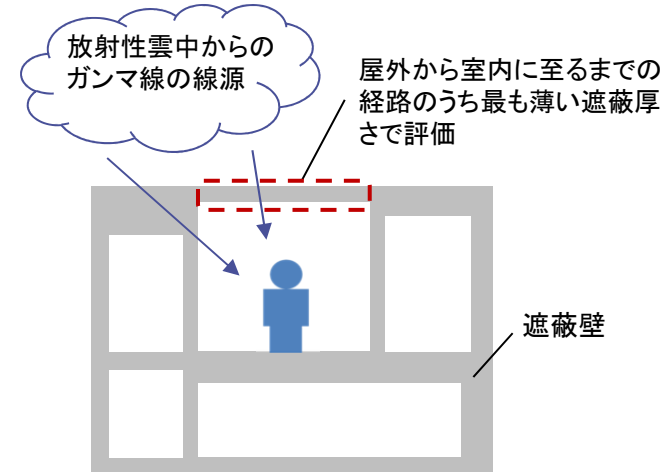


図8 放射性雲中からのガンマ線の評価イメージ

- ・また、相対線量 (D/Q) は基本拡散式から求められる空間濃度分布と γ 線線量計算モデルを組み合わせた空気カーマ率を計算する次式を用いて計算している。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{\exp(-\mu \cdot r)}{4\pi r^2} B(\mu \cdot r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

D : 計算地点 $(x, y, 0)$ における空気カーマ率 [μ Gy/h]

E : ガンマ線の実効エネルギー [MeV/dis]

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 [m^{-1}]

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 [-]

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 [$dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy \cdot MeV^{-1} \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$]

μ_{en} : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 [m^{-1}]

r : 放射性雲中の点 (x', y', z') から計算地点 $(x, y, 0)$ までの距離 [m]

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 [Bq/m^3]

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく(被ばく経路(3)および(7))

- ・地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばくは、中央制御室における放射性物質の濃度に、沈着速度を乗ずることで、地表面に沈着した放射性物質の濃度を評価した。
- ・運転員の被ばく評価にあたっては、原子炉建屋内の放射性物質のガンマ線による被ばく評価と同様に、QADコードを用いて評価した。
- ・線源領域は地表面からの影響が飽和する範囲※1とし保守的に制御建屋を中心とした2000m四方の範囲とした。

※1 地表面に沈着した放射性物質による線量が支配的な範囲として半径400m以内からの影響が約99%という知見を参照
（「汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討」日本原子力研究開発機構, JAEA-Technology 2011-026）

- ・沈着線源の位置は、制御建屋屋上以外は、制御建屋周辺の建物および地形を考慮し設定した。（中央制御室内の評価点と同じ高さとするすることで、線源から評価点までの距離が近くなるという観点で保守的なモデル）

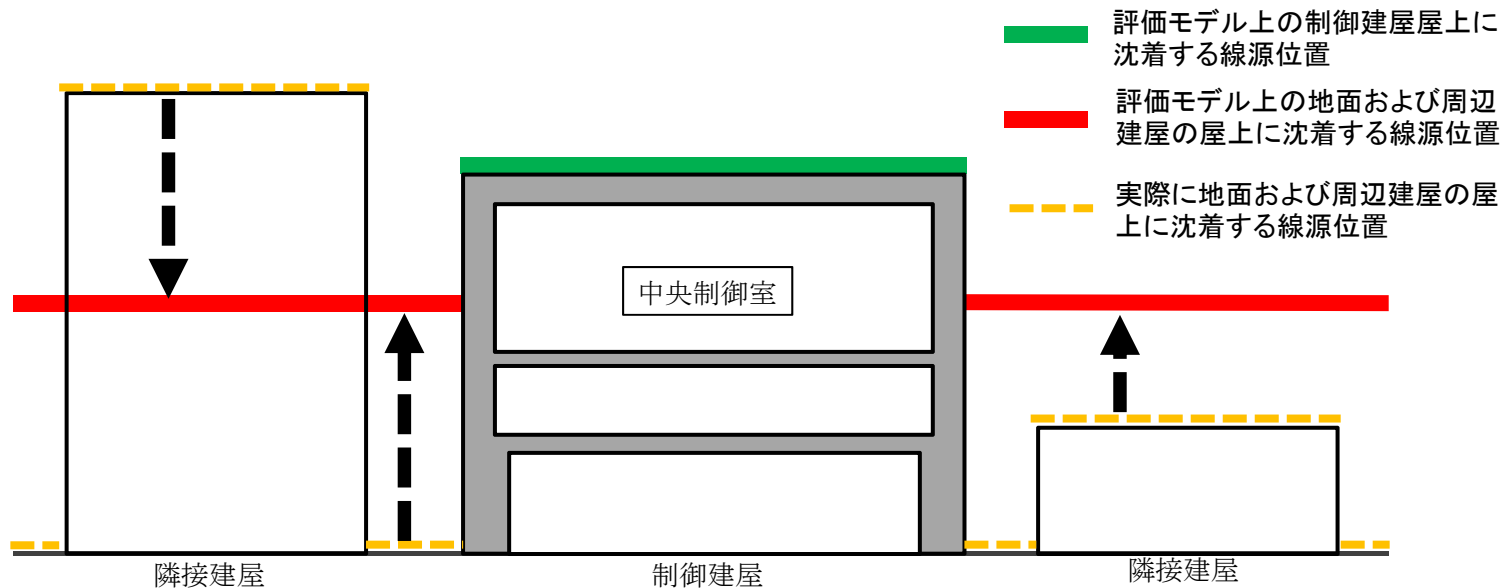


図9 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばくの評価イメージ

重大事故等対処施設

(9)事故対応の基盤整備－制御室（第17回関連質問への回答）

室内に外気から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(被ばく経路(4))
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(被ばく経路(8))

- ・中央制御室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては、室内と同じ容積を持つ半球状の線源から受ける外部被ばくとして、次式を用いて評価した。

【外部被ばく】

$$H = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot C_\gamma(t) dt$$

H :ガンマ線による外部被ばくの実効線量[Sv]

E_γ :ガンマ線の実効エネルギー(0.5)[MeV]

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 :室内容積と同じ容積をもつ半球の半径[m]

$C_\gamma(t)$:時刻 t における室内の放射能濃度[Bq/m³]

T :評価期間[s]

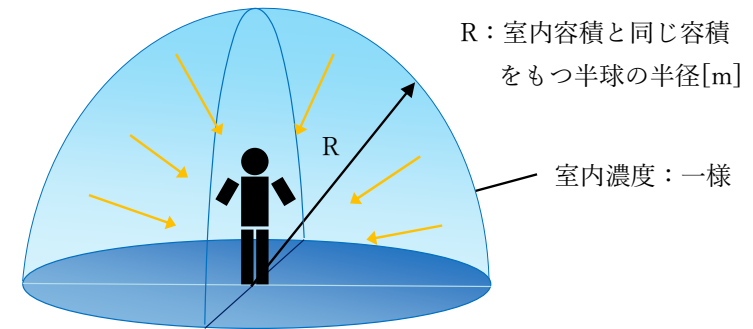


図10 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価イメージ

- ・中央制御室内および入退域時における吸入摂取による内部被ばくは、マスクによる防護を考慮し、次式を用いて評価した。

【吸入摂取による内部被ばく】

$$H = \frac{1}{PF} \cdot \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot C_k(t) dt$$

H :放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[Sv]

$H_{k\infty}$:核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数[Sv/Bq]

T :評価期間[s]

R :成人活動時の呼吸率[m³/s]

$C_k(t)$:時刻 t における核種 k の放射能濃度[Bq/m³]

PF :マスクの防護係数[-]