

本資料のうち、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。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

平成27年6月

東京電力株式会社

目 次

1. 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価について
 - 1.1 大気中への放出量の評価
 - 1.2 大気拡散の評価
 - 1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価
 - 1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価
 - 1.4.1 中央制御室内での被ばく
 - 1.4.1.1 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での被ばく（経路①）
 - 1.4.1.2 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での被ばく（経路②）
 - 1.4.1.3 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（経路③）
 - 1.4.2 入退域時の被ばく
 - 1.4.2.1 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④）
 - 1.4.2.2 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（経路⑤）
 - 1.5 評価結果のまとめ

2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について
 - 2.1 評価事象
 - 2.2 大気中への放出量の評価
 - 2.3 大気拡散の評価
 - 2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価
 - 2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価
 - 2.5.1 中央制御室内での被ばく
 - 2.5.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）
 - 2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）
 - 2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）
 - 2.5.2 入退域時の被ばく
 - 2.5.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）
 - 2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑥，⑦，⑧）
 - 2.6 評価結果のまとめ

添 付 資 料 目 次

添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

- 1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表
- 1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について
- 1-3 空気流入率試験結果について
- 1-4 運転員の交替について
- 1-5 中央制御室の相互接続について
- 1-6 内規^{※1}との整合性について

添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について

- 2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表
- 2-2 事象の選定の考え方について
- 2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について
- 2-4 無機よう素のスプレイによる除去効果について
- 2-5 中央制御室の居住性評価に用いる大気拡散評価について
- 2-6 地表面への沈着速度の設定について
- 2-7 エアロゾルの乾性沈着速度について
- 2-8 グランドシャイン線評価モデルについて
- 2-9 入退域時のよう素フィルタ内放射性物質からの被ばく評価モデルについて
- 2-10 運転員の勤務形態について
- 2-11 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響について
- 2-12 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい率の設定について
- 2-13 審査ガイド^{※2}への適合状況について

(※1) 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

(※2) 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

1. 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号 平成21年8月12日）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行った。

1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用した。

1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を図1-1に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。運転員の勤務形態は5直2交替とし、30日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 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での被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述1.3の方法で実効線量を評価した。

1.4.1.2 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での被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス（以下「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

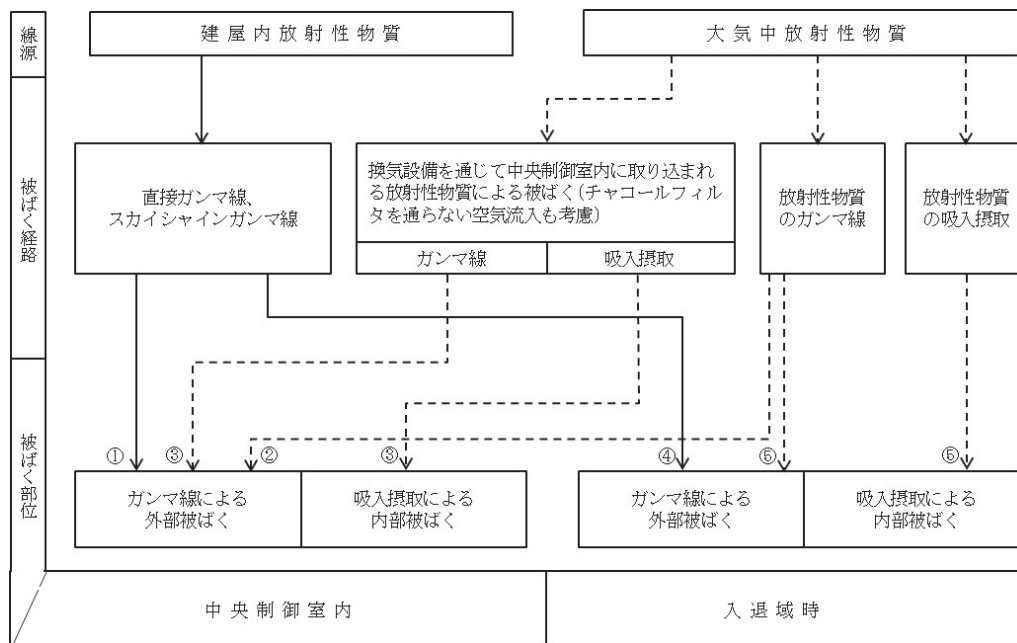


図1-1 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

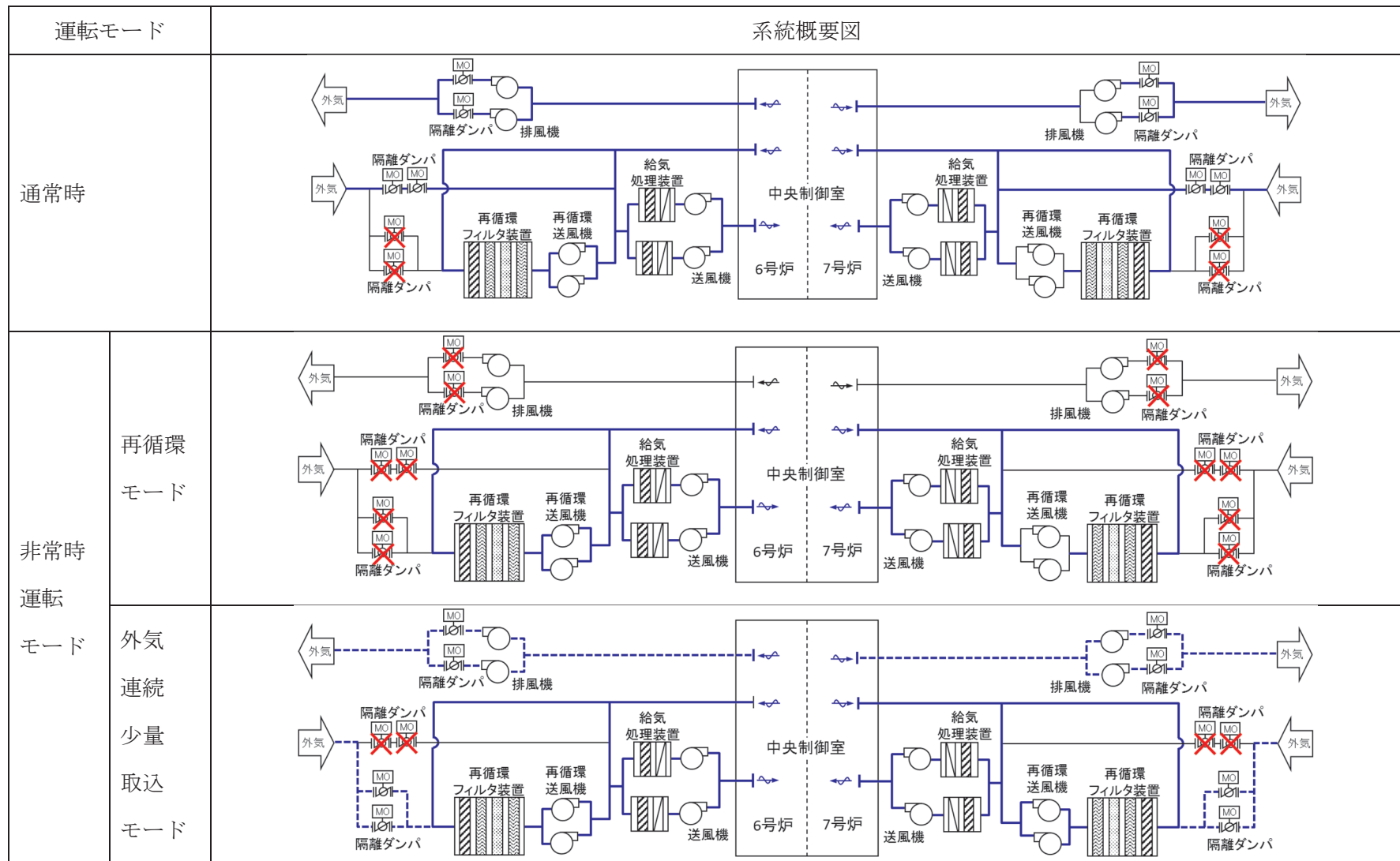


図1-2 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図

1.4.1.3 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（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。

(1) 非常時運転モード

中央制御室換気設備の非常時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させてよう素をチャコールフィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は図1-2に示すとおりである。なお、柏崎刈羽原子力発電所6号炉と7号炉の中央制御室は相互接続している。

(2) チャコールフィルタを通らない空気流入量

柏崎刈羽原子力発電所6号、7号炉中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 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④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 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での被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、サービス建屋入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。

1.4.2.2 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（経路⑤）

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は、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 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での被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定に同じ

である。

1.5 評価結果のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価を実施した結果、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断において被ばく評価手法（内規）の判断基準100mSvを超えないことを確認した。なお、評価結果を表1-1及び表1-2に、評価内訳を表1-3及び表1-4に示す。

表1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（6号炉）
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	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での被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.6×10^{-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での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 9.0×10^{-4}
	③ 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 1.1×10^1	約 3.9×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 1.2×10^1	約 3.9×10^{-1}
入 退 域 時	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	約1.0	約 5.5×10^{-4}
	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	約 4.8×10^{-1}	約 9.6×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約1.5	約 1.0×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約13	約0.40

表1-2 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（7号炉）
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	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での被ばく	約 3.8×10^{-3}	約 9.0×10^{-4}
	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での被ばく	約 3.1×10^{-1}	約 1.3×10^{-3}
	③ 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 2.0×10^1	約 5.7×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 2.1×10^1	約 5.7×10^{-1}
入 退 域 時	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	約1.4	約 5.6×10^{-4}
	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	約 4.8×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約1.8	約 1.3×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約22	約0.58

表1-3 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（6号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	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での被ばく	—	約 1.1×10^{-1}	約 1.1×10^{-1}	—	約 1.6×10^{-5}	約 1.6×10^{-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での被ばく	—	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	③ 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9.4	約1.9	約 1.1×10^1	約 3.8×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約9.4	約2.2	約 1.2×10^1	約 3.8×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
入退域時	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	—	約1.0	約1.0	—	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}
	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	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 9.1×10^{-3}	約 5.3×10^{-4}	約 9.6×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約1.2	約1.5	約 9.1×10^{-3}	約 1.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約9.8	約3.4	約13	約0.39	約0.014	約0.40

表1-4 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（7号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	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での被ばく	—	約 3.8×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	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での被ばく	—	約 3.1×10^{-1}	約 3.1×10^{-1}	—	約 1.3×10^{-3}	約 1.3×10^{-3}
	③ 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 1.7×10^1	約3.2	約 2.0×10^1	約 5.5×10^{-1}	約 1.8×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 1.7×10^1	約3.5	約 2.1×10^1	約 5.5×10^{-1}	約 2.1×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
入退域時	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	—	約1.4	約1.4	—	約 5.6×10^{-4}	約 5.6×10^{-4}
	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	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 5.3×10^{-4}	約 1.3×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約1.5	約1.8	約 1.2×10^{-2}	約 1.1×10^{-3}	約 1.3×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約17	約5.1	約22	約0.56	約0.022	約0.58

表1-5 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	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での被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく)
	③ 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 (吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	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 (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

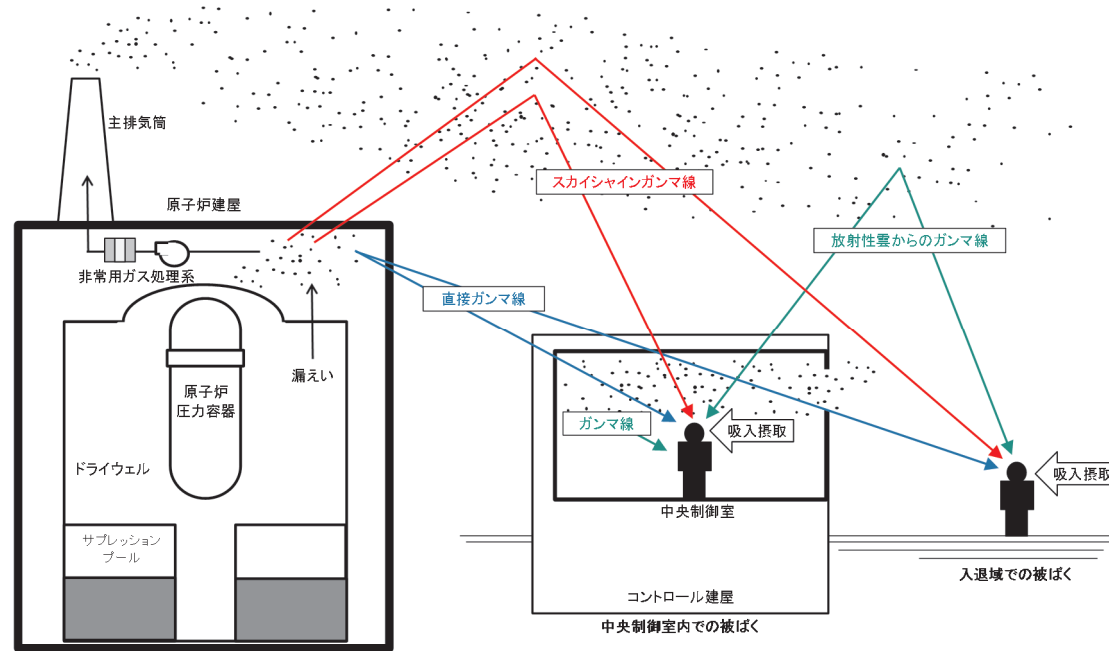
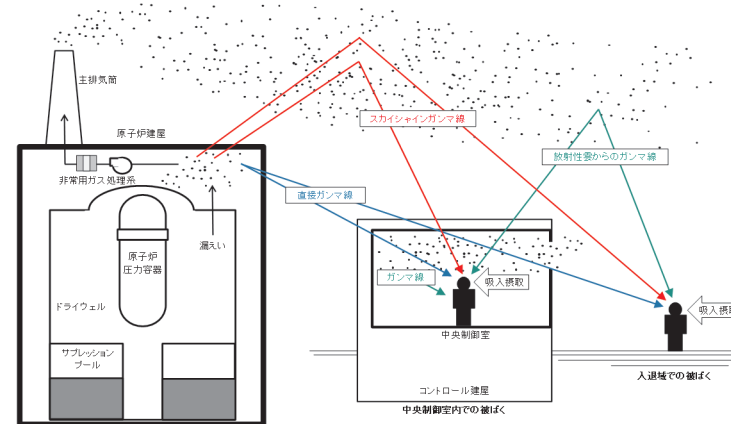


表1-6 中央制御室の居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%
	サプレッション・チェンバのプール水による無機よう素の気液分配係数	100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	事故後1時間まで：0.6%/日 1時間以降：0.3%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス：110時間 よう素：340時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	非常用ガス処理系よう素除去効率	99%
	非常用ガス処理系換気率	0.5回/日
	交代要員体制の考慮	5直2交替
	直接線、スカイシャイン線評価コード	直接線：QAD-CGGP2R スカイシャイン線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（原子炉冷却材喪失）

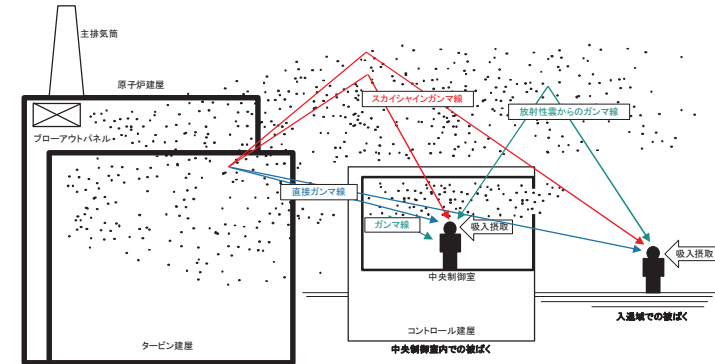
被ばく評価結果（原子炉冷却材喪失）

30日間の実効線量
6号炉：約 13mSv
7号炉：約 22mSv

表1-7 中央制御室の居住性（設計基準事故：主蒸気管破断）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはよう素の2倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	放出冷却材に含まれる量
	追加放出される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出	1%
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス・ハロゲン：1時間 よう素：20時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制の考慮	5直2交替
	直接線、スカイシャイン線評価コード	直接線：QAD-CGGP2R スカイシャイン線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（主蒸気管破断）

被ばく評価結果（主蒸気管破断）

30日間の実効線量
6号炉：約0.40mSv
7号炉：約0.58mSv

2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について

重大事故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、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈第59条より抜粋）

【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の解釈】第59条（原子炉制御室）第1項

- b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
- ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員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（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
 - ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
 - ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
 - ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

2.1 評価事象

評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、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、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA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したシーケンスを選定する。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。

2.2 大気中への放出量の評価

放射性物質については、上記2.1で示した事故シーケンスを想定し、格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量、及び、格納容器から原子炉建屋への漏えい量を、MAAP解析及びNUREG-1465の知見を用いて評価した。ただし、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素、及び有機よう素については、大気中の放出量評価条件

を設定し、放出量を評価している。

また評価に際しては、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉が同時に被災するものと想定している。

2.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、1985年10月～1986年9月の1年間におけるデータを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路(①～⑧)は、図2-1に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室の運転員に係る被ばく評価期間は事故発生後7日間とした。運転員の勤務形態としては、5直2交替とし、積算の被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務形態を考慮した。運転員の直交替サイクルを表2-1に、交替スケジュールを表2-2に示す。

表2-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8:30～21:25
2直	21:00～8:55
訓練直 ^{※1}	-

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表2-2 直交替スケジュール

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	1	1	2	2	明	休	休	49時間40分	8回
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0分	0回
C班	休	休	1	1	2	2	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1	1	2	37時間45分	6回
E班	2	2	明	休	休	休	1	36時間45分	6回

2.5.1 中央制御室内での被ばく

2.5.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述2.4の方法にて実効線量を評価した。また、よう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくも評価した。評価に当たってはMCNP5コード及びQAD-CGGP2Rコードを用いた。（経路①）

2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）

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外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁等によるガンマ線の遮へい効果を考慮して運転員の実効線量を評価した。（経路②）

また、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ついても考慮した。（経路③）

2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）

事故期間中に大気中に放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。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外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算は、(1)，(2)に示す大容量可搬型空調機の効果を考慮した。なお、大容量可搬型空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを有効性評価で設定した12

時間として評価とした^{※1}。また、運転員は中央制御室内ではマスクを着用しないものとして評価した。

更に運転員は、(3)に示す中央制御室内待避室内に滞在するとして評価した。

中央制御室内での対応のタイムチャートを図 2-2 に示す。

※1 大容量可搬型空調機の起動時間については、3 時間へ短縮予定

(1) SA 時加圧運転モード（大容量可搬型空調機）

大容量可搬型空調機による SA 時加圧運転モードは、設計基準対処設備である恒設の中央制御室換気空調系ファンを停止し、更に外気取り込みダンパを閉止したうえで、恒設の中央制御室換気空調系とは別の大容量可搬型空調機のチャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタ（以下「フィルタ」という）により放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリを陽圧化することで、フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設計としている。具体的な系統構成を図 2-3 に示す。

(2) フィルタを通らない外気流入量

大容量可搬型空調機を用いた SA 時加圧運転モードにおいては、空気流入率測定試験結果等を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉中央制御室へのフィルタを通らない外気流入量はないものとして評価した。

(3) 中央制御室内待避室

中央制御室バウンダリ内に中央制御室内待避室を設置している。中央制御室内待避室の設置場所を図 2-4 に示す。中央制御室内待避室は、空気ポンベにて陽圧化することで、外気の流入を防ぐことができる設計としており、陽圧化している間は中央制御室内待避室外からの空気流入がないものとして評価した。

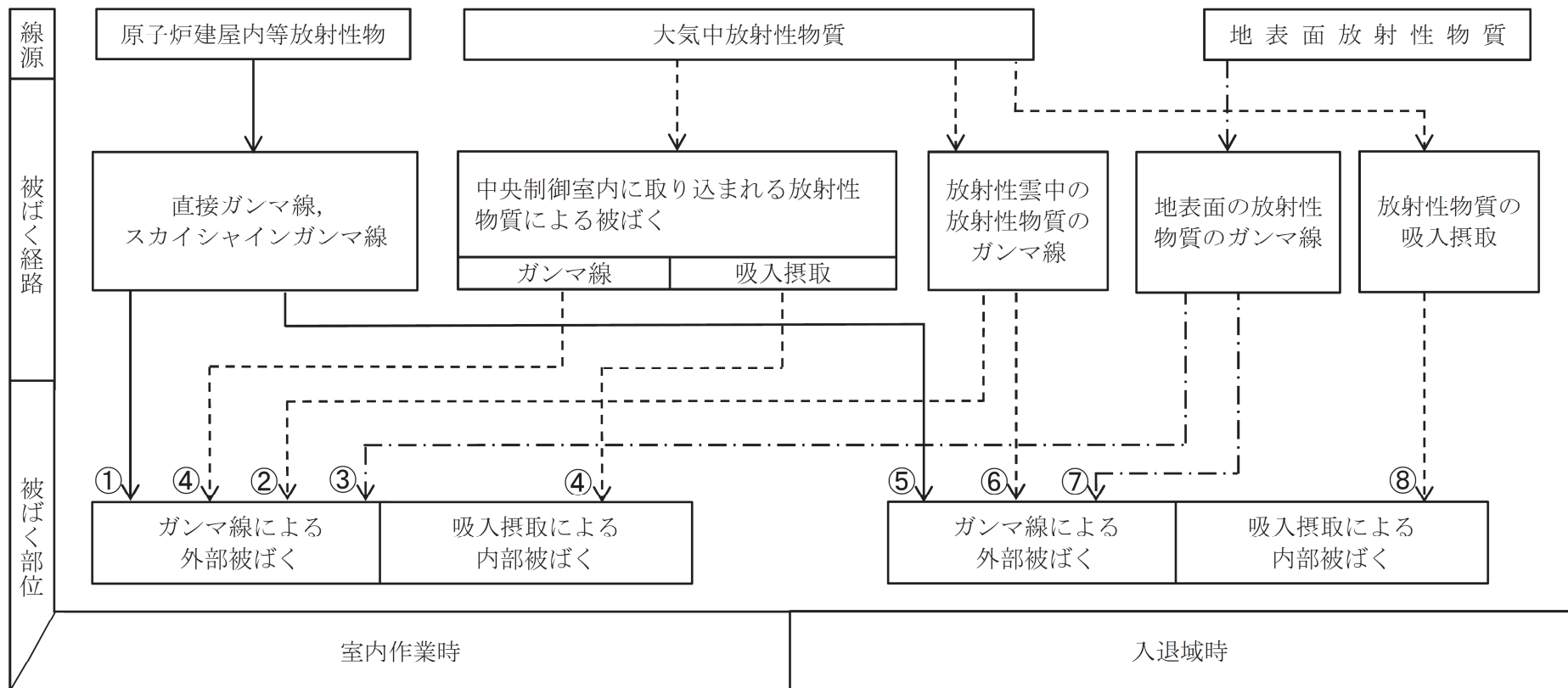
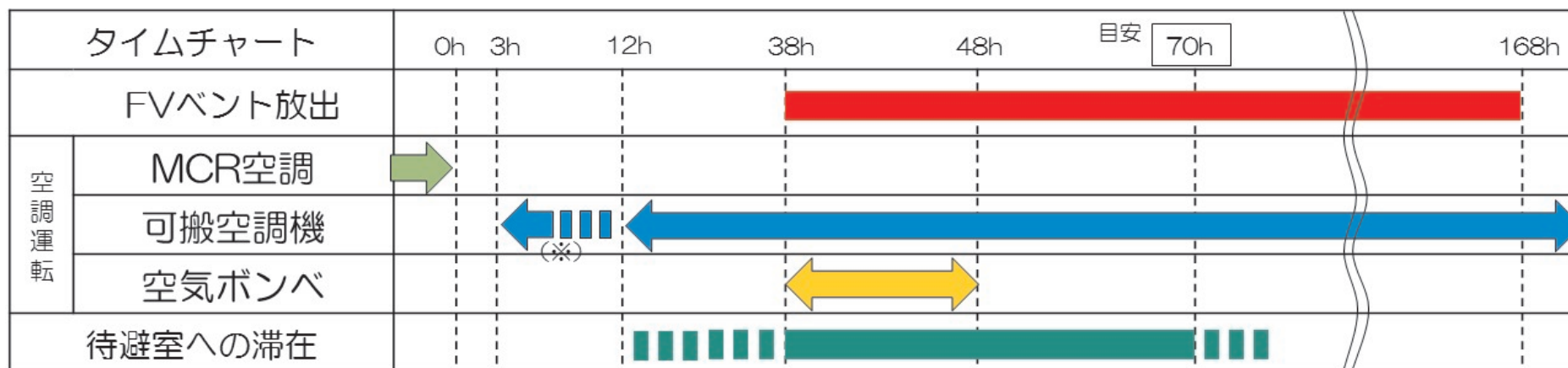


図2-1 重大事故に対する被ばく評価にて考慮する被ばく経路



(※) 可搬空調機の起動時間については12時間から3時間へ短縮予定

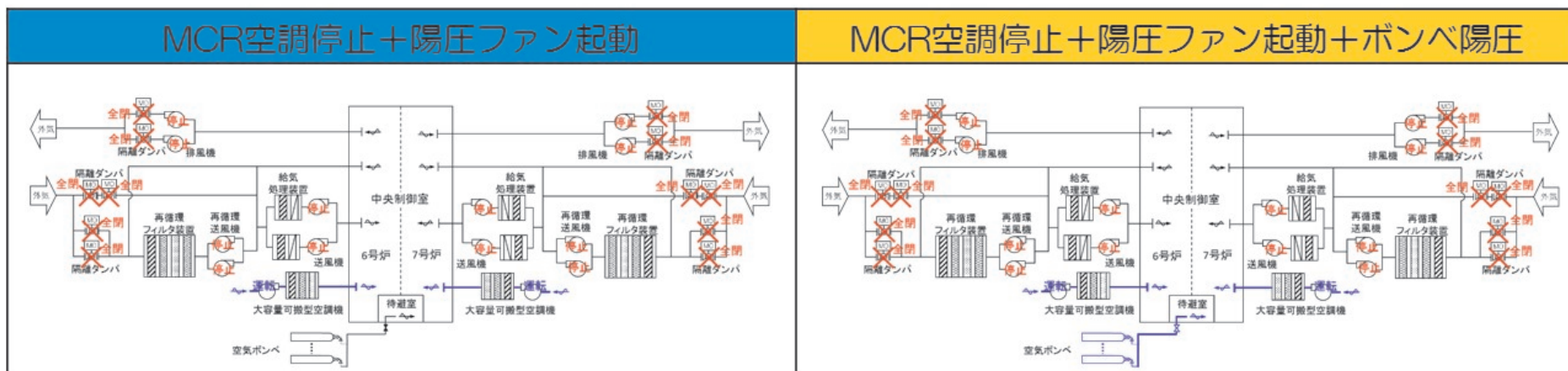


図 2-2 中央制御室内対応タイムチャート

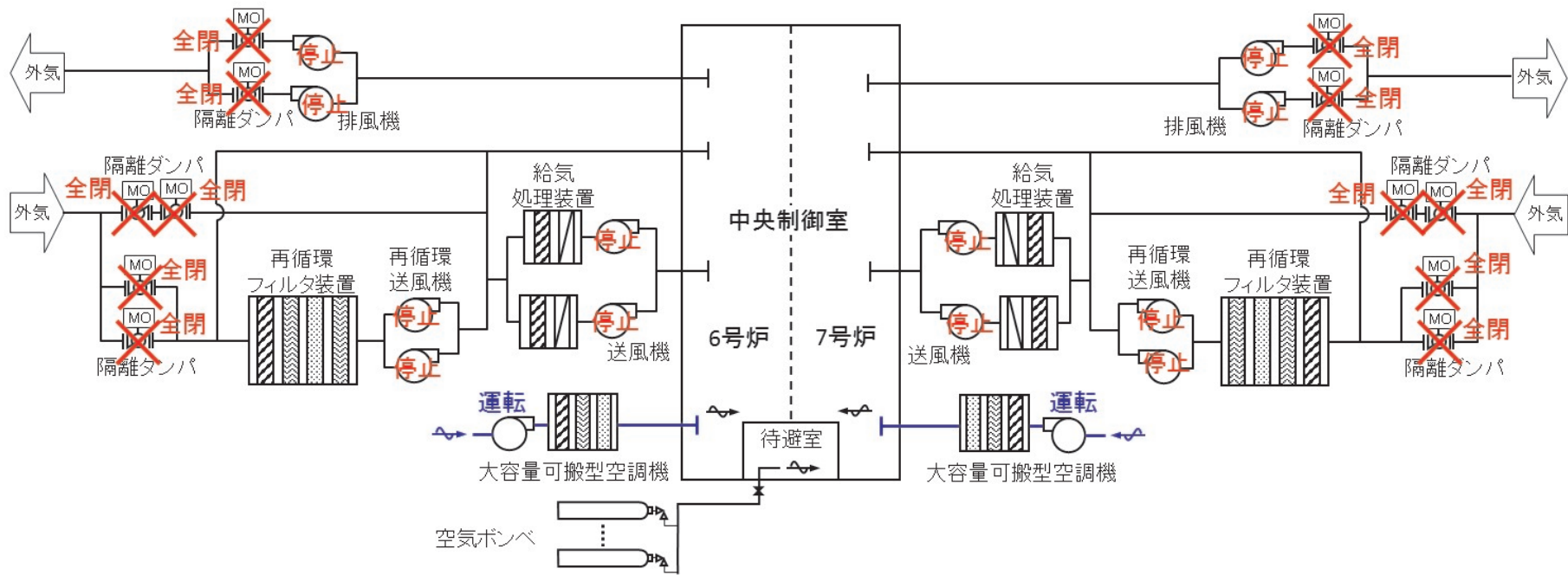


図2-3 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図（重大事故時）

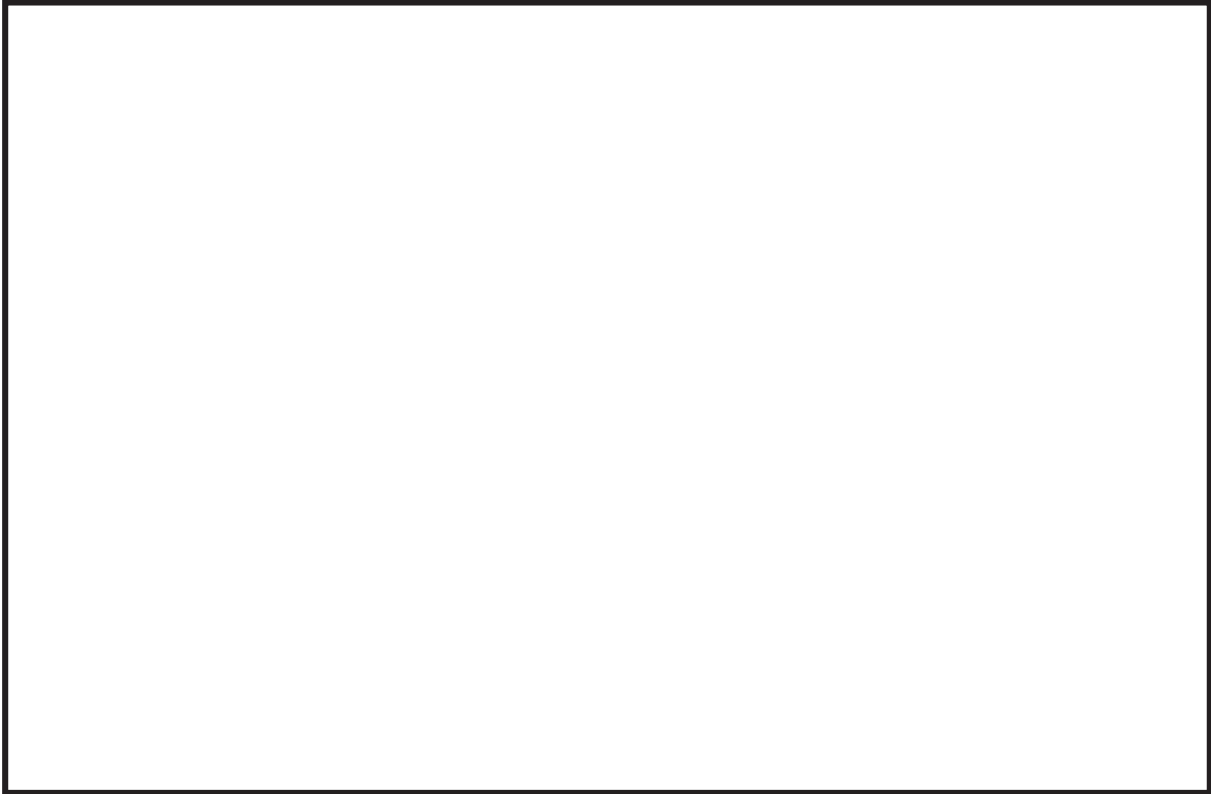


図 2-4 中央制御室内待避室の設置場所

2.5.2 入退域時の被ばく

2.5.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「2.5.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界からコントロール建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、代表評価点は、コントロール建屋入口とした。また、よう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくも評価した。評価に当たってはMCNP5コードを用いた。

2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑥，⑦，⑧）

大気中の放射性物質及び地表面へ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（経路⑥，⑦）は、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）」と同様な手法で、内部被ばくは大容量可搬型空調機及び中央制御室内待避室を期待しないこと、並びに、マスク着用による防護効果に期待すること以外は「2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）」と同様な手法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく（経路⑧）の和として運転員の実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記2.5.2.1の仮定に同じである。

2.6 評価結果のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉事故発生時の中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を第 2-1 表に示す。運転員の交替を考慮する場合、7 日間での実効線量は 6 号炉からの寄与は約 20mSv、7 号炉からの寄与は約 44mSv であり、6 号炉及び 7 号炉からの寄与の合算値は約 64mSv である。なお、運転員の交替を考慮しない場合、7 日間での実効線量は 6 号炉からの寄与は約 24mSv、7 号炉からの寄与は約 37mSv であり、6 号炉及び 7 号炉からの寄与の合算値は約 61mSv である。

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

表2-3 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
（運転員の交替を考慮する場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉	7号炉	合計
室内作業時	① 原子炉建屋内等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 6.7×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 1.0×10^0
	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での被ばく	約 8.6×10^{-2}	約 1.4×10^{-1}	約 2.3×10^{-1}
	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 4.7×10^{-4}	約 7.8×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
	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 1.4×10^1	約 2.3×10^1	約 3.7×10^1
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 1.3×10^0 ） （約 1.3×10^1 ）	（約 2.2×10^0 ） （約 2.1×10^1 ）	（約 3.6×10^0 ） （約 3.3×10^1 ）
	小計（①+②+③+④）	約 1.5×10^1	約 2.4×10^1	約 3.8×10^1
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 3.3×10^0	約 1.6×10^1	約 1.9×10^1
	⑥ 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	約 1.6×10^0	約 3.3×10^0	約 4.9×10^0
	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 2.2×10^{-2}	約 4.5×10^{-2}	約 6.6×10^{-2}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばく	約 6.7×10^{-1}	約 1.4×10^0	約 2.0×10^0
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 5.6×10^0	約 2.0×10^1	約 2.6×10^1
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約20	約44	約64

表2-4 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
（運転員の交替を考慮しない場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉	7号炉	合計
室内作業時	① 原子炉建屋内等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 2.3×10^0	約 1.1×10^0	約 3.5×10^0
	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での被ばく	約 2.6×10^0	約 4.3×10^0	約 6.9×10^0
	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 1.6×10^{-3}	約 2.7×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}
	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 1.9×10^1	約 3.2×10^1	約 5.1×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.1×10^0) (約 1.7×10^1)	(約 3.5×10^0) (約 2.8×10^1)	(約 5.5×10^0) (約 4.5×10^1)
	合計 (①+②+③+④)	約24	約37	約61

表2-5 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価イメージ

室内作業時	① 原子炉建屋内等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（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	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での被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	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（グラウンドシャインによる外部被ばく）
	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 （吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
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（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑥ 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（クラウドシャインによる外部被ばく）
	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（グラウンドシャインによる外部被ばく）
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

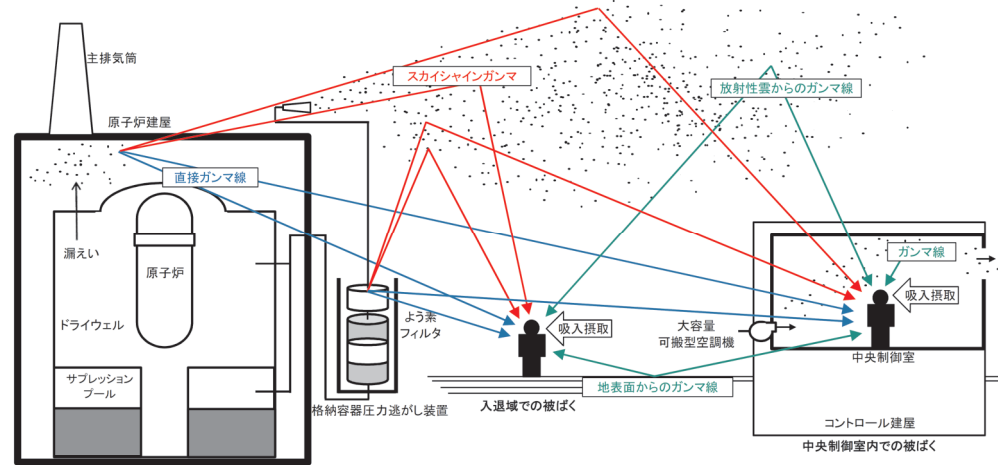


表2-6 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（1/2）

主な評価条件（環境への放出まで）

大項目	中項目	主要条件		
炉内内蔵量	炉心熱出力	3926MWt		
	原子炉運転時間	1サイクル：10,000h（416日） 2サイクル：20,000h 3サイクル：30,000h 4サイクル：40,000h 5サイクル：50,000h		
	取替炉心の燃料	1サイクル：0.229（200体） 2サイクル：0.229（200体） 3サイクル：0.229（200体） 4サイクル：0.229（200体） 5サイクル：0.084（72体）		
格納容器外への放出	格納容器から原子炉建屋への漏えい率	MAAP解析結果の格納容器圧力に対応した漏えい率		
	原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない		
	格納容器からベントラインへの流入割合	MAAP解析結果及びNUREG-1465の知見		
	格納容器内pH制御の効果	未考慮		
	無機よう素及び有機よう素の格納容器内での除去	沈着による無機よう素の除去係数	無機よう素：2	
		サブプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：10	
		ドライウェルスピーレイによる無機よう素の除去係数	無機よう素：100	
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故後約38時間		
	格納容器圧力逃がし装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：1,000 有機よう素：1		
	よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：50		

表2-6 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（2/2）

主な評価条件（大気拡散，運転員被ばく評価）

大項目	中項目	主要条件
大気拡散	気象資料	1985. 10～1986. 9の1年間の気象データ
	実効放出継続時間	1時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：8方位
運転員の被ばく評価	大容量可搬型空調機フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	(フィルタ効率) チャコールフィルタ効率：99.9 % 高性能粒子フィルタ効率：99.9 % (起動遅れ時間) 12時間* ※ 起動遅れ時間は3時間へ短縮予定
	中央制御室バウンダリ空気流入率	事故発生0～12時間：0.05回/h 事故発生12～168時間：0回/h
	マスク防護係数	交代時：50
	交替要員体制の考慮	考慮する
	直接線，スカイシャイン線評価コード	【原子炉建屋内の放射性物質からの寄与】 (直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード (スカイシャインガンマ線) ANISNコード，G33-GP2Rコード， 【よう素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 (直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線) MCNP5コード，QAD-CGGP2Rコード
	評価期間	7日間

添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.1(1) 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。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」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。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	同上	4.1.1(2)b) 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。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 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。
原子炉格納容器 等への無機（元 素状）よう素の 沈着効果	50%が瞬時に沈着	同上	4.1.1(2)d) 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の漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。
サブプレッション プール水の無機 よう素に対する 除去効果	分配係数：100	同上	4.1.1(2)e) 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は、この効果を見捨てる。

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内での放射性物質の自然減衰		考慮する	漏えいまでの自然減衰を考慮	—
原子炉格納容器からの漏えい率		0～1時間：0.6%/日 1時間～30日：0.3%/日	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)f) 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。
非常用ガス処理系	換気率	0.5回/日	同上	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。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。
	よう素用チャコール・フィルタ除去効率	99%	同上	
	起動遅れ時間	瞬時に起動	原子炉水位低、ドライウエル圧力高又は原子炉建屋原子炉区域放射能高の信号により瞬時に切り替えられるものとする。	
原子炉建屋内での放射性物質の自然減衰		考慮する	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
事故の評価期間		30日間	同上	【解説 3.2】評価期間は、事故発生後 30日間とする。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	主蒸気管破断 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.2(1) 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。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」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。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
冷却材流出量	蒸気：16ton 水：24ton	内規に示されたた おりの条件による 事故解析結果	4.1.2(2) 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。 (3) 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。 (4) 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。ただし、主蒸気隔離弁の部分において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。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃し安全弁の設定圧に保たれる。
事象発生前の 原子炉冷却材中 の放射性物質濃 度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ と し、それに応じ他のハロ ゲン等の組成を拡散組成 として考慮	同上	4.1.2(7)b) 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。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
燃料棒から追加放出される放射性物質の量	I-131を 7.4×10^{13} Bqとし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはよう素の2倍とする	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 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。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された放射性物質の量	追加放出された放射性物質の1%	同上	4.1.2(7)d) 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。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.2(7)f) 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、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が気相部に移行する割合	10%	同上	
有機よう素が分解したよう素、無機よう素、その他ハロゲンのキャリーオーバー割合	2%	同上	
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/日	同上	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。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。
主蒸気隔離弁からの漏えい期間	無限期間	同上	
原子炉圧力容器からサブプレッション・チェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の100倍/日	同上	4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。
タービン建屋内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	—
事故の評価期間	30日間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	【解説3.2】評価期間は、事故発生後30日間とする。

表1-1-3 放射性物質の大気中への放出量（30日間積算値）（6号及び7号炉共通）

評価事象	評価条件	放出量 (Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 1.6×10^{16}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 5.8×10^{13}
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 3.4×10^{13}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 7.4×10^{11}

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の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、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ σ_{y0} 、 σ_{z0} を加算した総合的な拡散パラメータ Σ_y 、 Σ_z を適用する。
気象条件	柏崎刈羽原子力発電所の1985.10~1986.9 1年間の気象データ	同上	5.1.1(2)d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。
放出源及び放出源高さ	(原子炉冷却材喪失) 主排気筒 (主蒸気管破断) 原子炉建屋ブローアウト パネル	同上	4.1.1(2)i) 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、排気筒を經由して環境に放出されるとする。 4.1.2(7)g) 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。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。
実効放出継続時間	(原子炉冷却材喪失) 希ガス：110時間 よう素：340時間 (主蒸気管破断) 希ガス・ハロゲン：1時間 よう素：20時間	同上	【解説5.13】(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。 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。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
累積出現頻度	小さい方から97%	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	5.2.1(2) 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。
建物の影響	考慮する	同上	5.1.2(1)a) 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。
巻き込みを生じる代表建屋	(原子炉冷却材喪失) 原子炉建屋 (主蒸気管破断) 原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法(内規)に示された選定例に基づき選定	5.1.2(3)a)2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散 評価地点	(原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口 (主蒸気管破断) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口	被ばく評価手法 (内規)に示され たとおり設定	5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。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。 7.3.2(5) 相対濃度 χ /Qの評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。 7.5.1(5)a), 7.5.2(5)a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。
着目方位	(原子炉冷却材喪失) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位 (主蒸気管破断) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位	同上	5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
建物の投影面積	(原子炉冷却材喪失) 1,931m ² (原子炉建屋, 短手方向) (主蒸気管破断) 1,931m ² (原子炉建屋, 短手方向)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
巻き込みを生じる代表建屋の形状係数	1/2	同上	5.1.1(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。

表1-1-5 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

		評価点	評価距離	評価方位	相対濃度/相対線量
原子炉冷却材喪失	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 中心 6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) 1.5×10^{-4} (希ガス) 1.8×10^{-4} 7号炉 (よう素) 2.7×10^{-4} (希ガス) 3.0×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	中央制御室 中心 6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 1.4×10^{-18} 7号炉 2.3×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	サービス 建屋入口 6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 7.6×10^{-5} 7号炉 7.7×10^{-5}
		D/Q (Gy/Bq)	サービス 建屋入口 6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 8.1×10^{-19} 7号炉 8.2×10^{-19}
主蒸気管破断	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 中心 6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) 5.0×10^{-4} (希ガス・ハロゲン) 1.0×10^{-3} 7号炉 (よう素) 8.3×10^{-4} (希ガス・ハロゲン) 1.7×10^{-3}
		D/Q (Gy/Bq)	中央制御室 中心 6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 3.8×10^{-18} 7号炉 6.0×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	サービス 建屋入口 6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 2.7×10^{-4} 7号炉 3.6×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	サービス 建屋入口 6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 2.4×10^{-18} 7号炉 2.4×10^{-18}

表1-1-6 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評価条件
(原子炉冷却材喪失)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-1に基づき、以下の通り評価する。			
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
計算モデル	原子炉建屋遮へい厚さ		同上
	中央制御室遮へい厚さ		同上
	評価点	(中央制御室内) 評価号炉側壁際 (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上
	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり
			6.1(1)c) 二次格納施設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する。 7.1.1(1)c) 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。 同上 7.1.1(1)d) 7.1.2(1)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。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。 6.2(4)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、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

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。

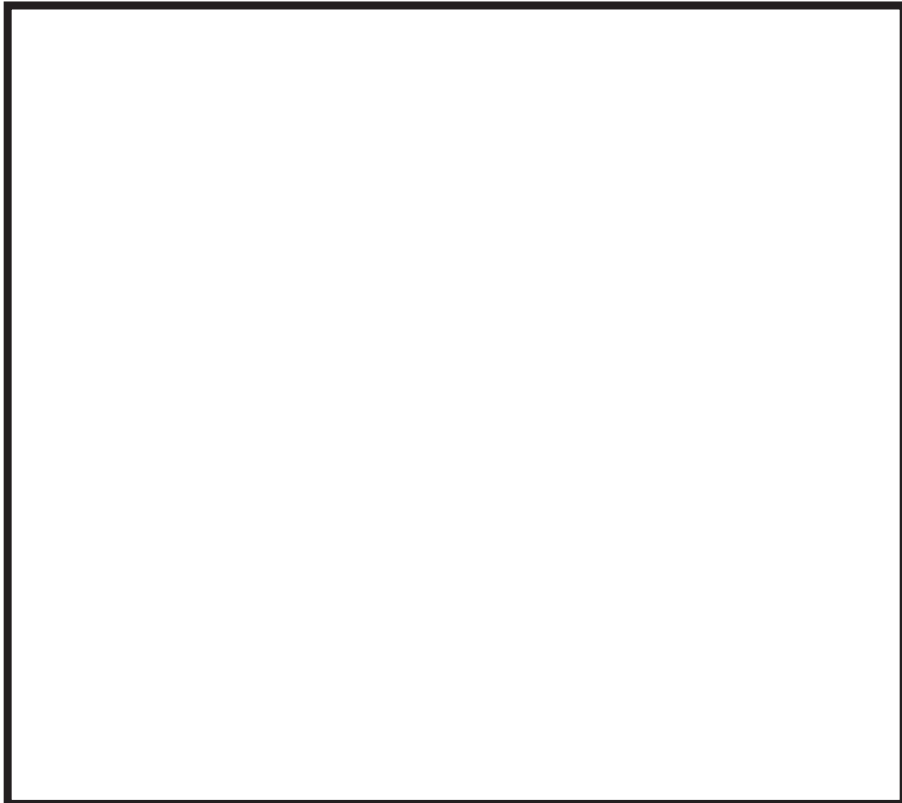


図1-1-1 6号炉原子炉建屋・中央制御室 遮へい厚さ

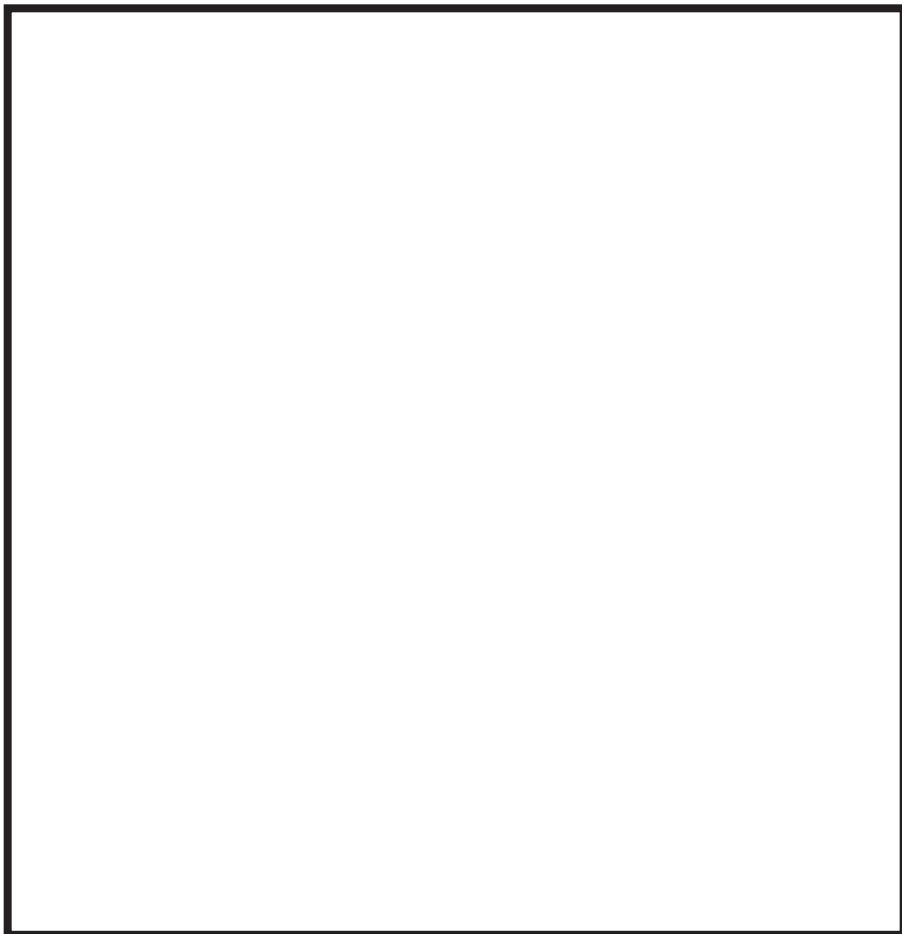


図1-1-2 7号炉原子炉建屋・中央制御室 遮へい厚さ

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。

表1-1-7 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評価条件
(主蒸気管破断) (1/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-2に基づき、以下の通り評価する。			
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	タービン建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
	タービン建屋遮へい厚さ		同上
	中央制御室遮へい厚さ		同上
計算モデル	タービン建屋遮へい厚さ		7.1.1(3)c) 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。
	中央制御室遮へい厚さ		同上
評価点	(中央制御室内) 評価号炉側壁際 (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上	7.1.1(3)d) 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。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。

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。

表1-1-7 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評価条件

(主蒸気管破断) (2/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-2に基づき、以下の通り評価する。			
計算モデル	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり
		6.2(4)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、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。	



図 1-1-3 6号炉タービン建屋・中央制御室 遮へい厚さ

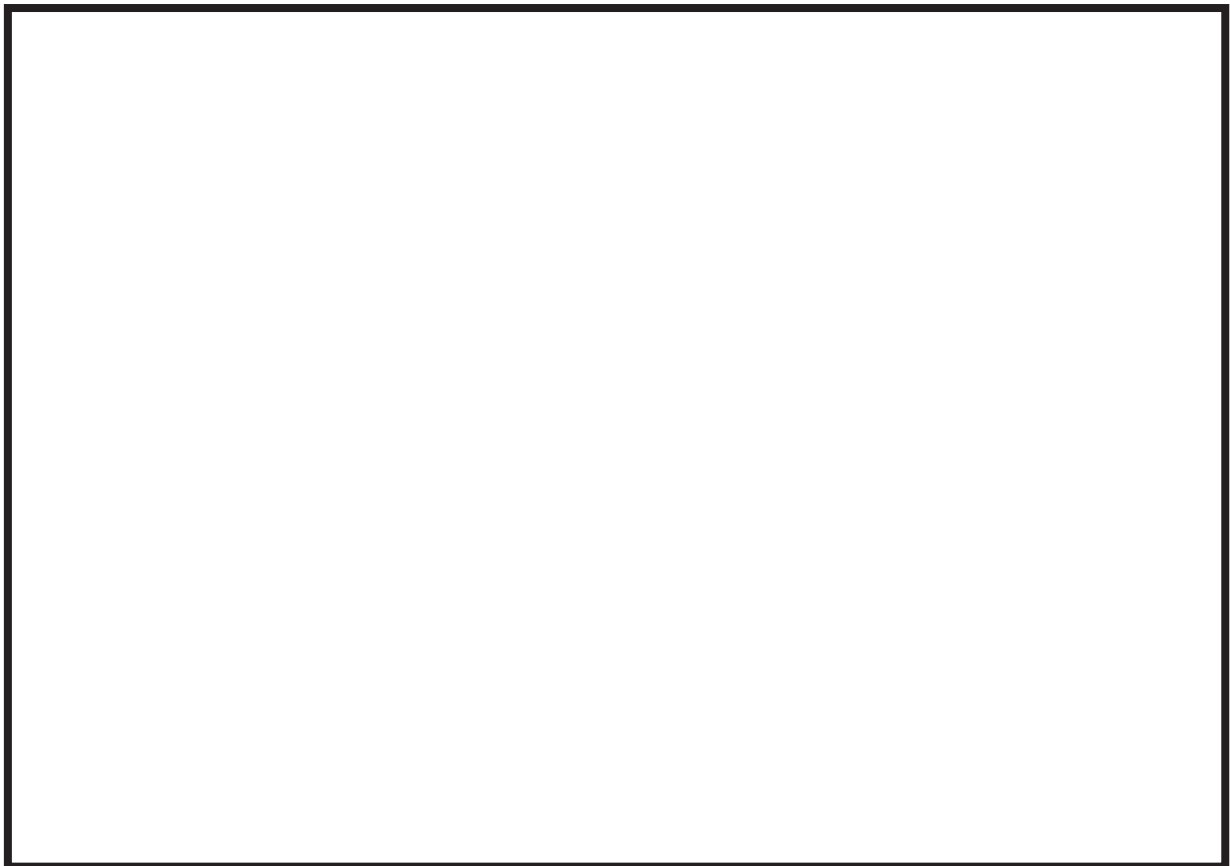


図 1-1-4 7号炉タービン建屋・中央制御室 遮へい厚さ

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。

表1-1-8 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度
(原子炉冷却材喪失) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	1.2×10^{17}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	6.0×10^{19}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	3.2×10^{15}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.2×10^{18}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	6.6×10^{17}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	1.2×10^{19}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	9.7×10^{14}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	3.0×10^{19}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.0×10^0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.1×10^{18}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.0×10^0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	3.0×10^{16}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.0×10^0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	0.0×10^0
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	7.9×10^{21}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	0.0×10^0
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	1.4×10^{18}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.0×10^0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	5.1×10^{19}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.0×10^0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	5.0×10^{20}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.0×10^0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	7.4×10^{20}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.0×10^0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	1.5×10^{19}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.0×10^0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	3.3×10^{19}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.0×10^0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	1.9×10^{18}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.0×10^0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	1.9×10^{20}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.0×10^0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	7.4×10^{20}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.0×10^0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	4.6×10^{20}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.0×10^0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	1.6×10^{20}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.0×10^0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	6.9×10^{19}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.0×10^0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	5.2×10^{16}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.0×10^0

表1-1-9 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度
(主蒸気管破断) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	1.5×10^{14}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	3.8×10^{15}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	1.3×10^{13}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.2×10^{15}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	6.0×10^{14}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	6.1×10^{15}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	1.5×10^{16}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	2.1×10^{16}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.0×10^0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.5×10^{15}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.0×10^0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	6.9×10^{13}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.0×10^0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	2.1×10^{13}
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	9.4×10^{17}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	7.8×10^{11}
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	2.4×10^{17}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.0×10^0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	2.5×10^{17}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.0×10^0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	2.0×10^{17}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.0×10^0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	3.8×10^{17}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.0×10^0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	8.3×10^{15}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.0×10^0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	2.4×10^{15}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.0×10^0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	1.1×10^{15}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.0×10^0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	6.5×10^{16}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.0×10^0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	4.6×10^{16}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.0×10^0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	4.8×10^{16}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.0×10^0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	2.0×10^{16}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.0×10^0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	2.0×10^{16}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.0×10^0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	8.5×10^{13}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.0×10^0

表1-1-10 防護措置の条件 (1/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
中央制御室空調系	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転 (15分～) 6号炉 外気少量 取込 7号炉 停止	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転 (15分～) 6号炉 停止 7号炉 外気少量 取込	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7.3.2(6) 中央制御室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隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離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10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
中央制御室空調系処理空間容積	20,800m ³		設計値を基に設定	7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。
中央制御室バウンダリへの空気流入量	10,400m ³ /h (空気流入率 0.5回/h)		試験結果（0.3回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定	2.定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積（容積）を乗じたものである。

表1-1-10 防護措置の条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
チャコール・フィルタの除去効率	90%		設計値を基に設定	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。
マスクによる防護係数	考慮しない		—	7.3.3(3) 被ばく低減方策として、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はかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
交代要員の考慮	5直2交替		被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。

1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに加え、参考として標高 20m の観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2004 年 04 月～2013 年 03 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 3 項目（風向：E, SSE, 風速階級：5.5～6.4m/s）であった。

棄却された 3 項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわずかに超えた程度であることから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 11 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに

より代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表 1-2-1 から表 1-2-4 に示す。

表 1-2-1 棄却檢定表（風向）

檢定年：敷地内C点（標高 85m，地上高 51m）1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点（標高 85m，地上高 75m）2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 値	檢定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 ×棄 却
												上限	下限	
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

表 1-2-2 棄却検定表（風速）

検定年：敷地内C点（標高 85m，地上高 51m）1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点（標高 85m，地上高 75m）2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 値	検定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 択 ×棄 却
												上限	下限	
0.0～0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5～1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5～2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5～3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5～4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5～5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5～6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5～7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5～8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5～9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5 以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

表 1-2-3 棄却檢定表 (風向)

檢定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 值	檢定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 ×棄 却
												上限	下限	
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×

表 1-2-4 棄却検定表（風速）

検定年：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均 値	検定 年 1985	棄却限界		判定 ○採 択 ×棄 却
												上限	下限	
0.0～0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5～1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5～2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5～3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5～4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5～5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5～6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5～7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5～8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5～9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5 以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値としている。また、着目方位は、図1-2-1～図1-2-8に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。



図1-2-1 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：6号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

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。



図1-2-2 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：6号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

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。



図1-2-3 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：7号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

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。

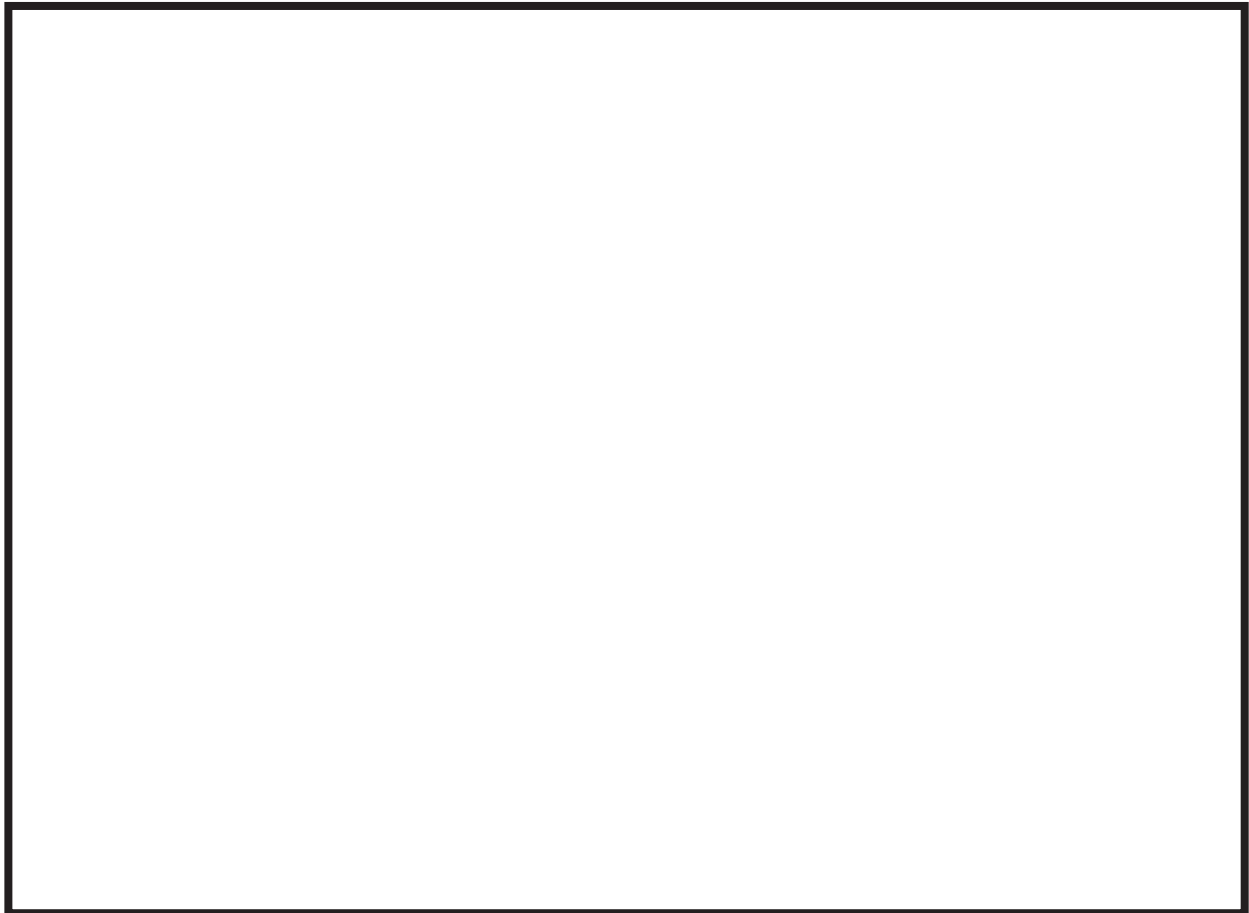


図1-2-4 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：7号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

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。



図1-2-5 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

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。

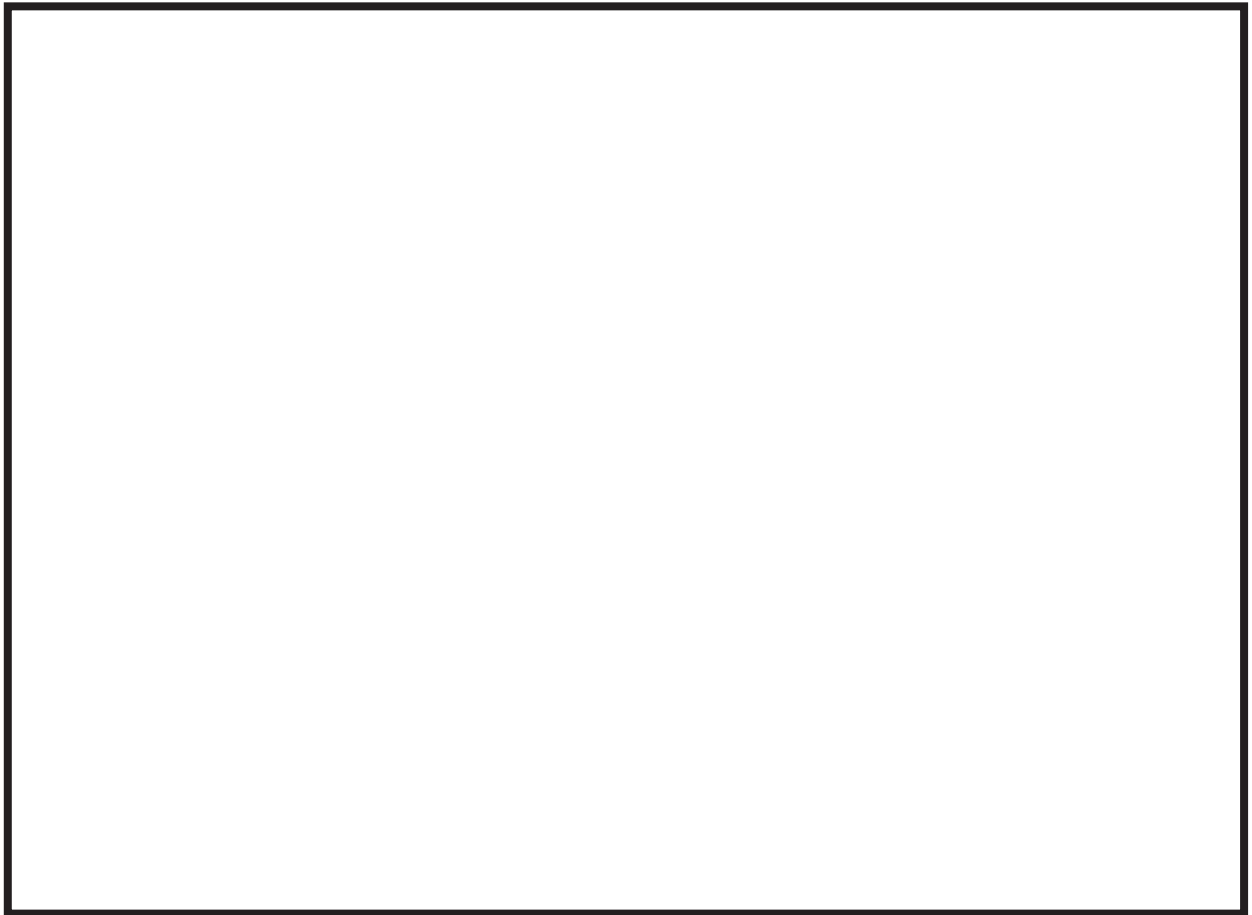


図1-2-6 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

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。



図1-2-7 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

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。

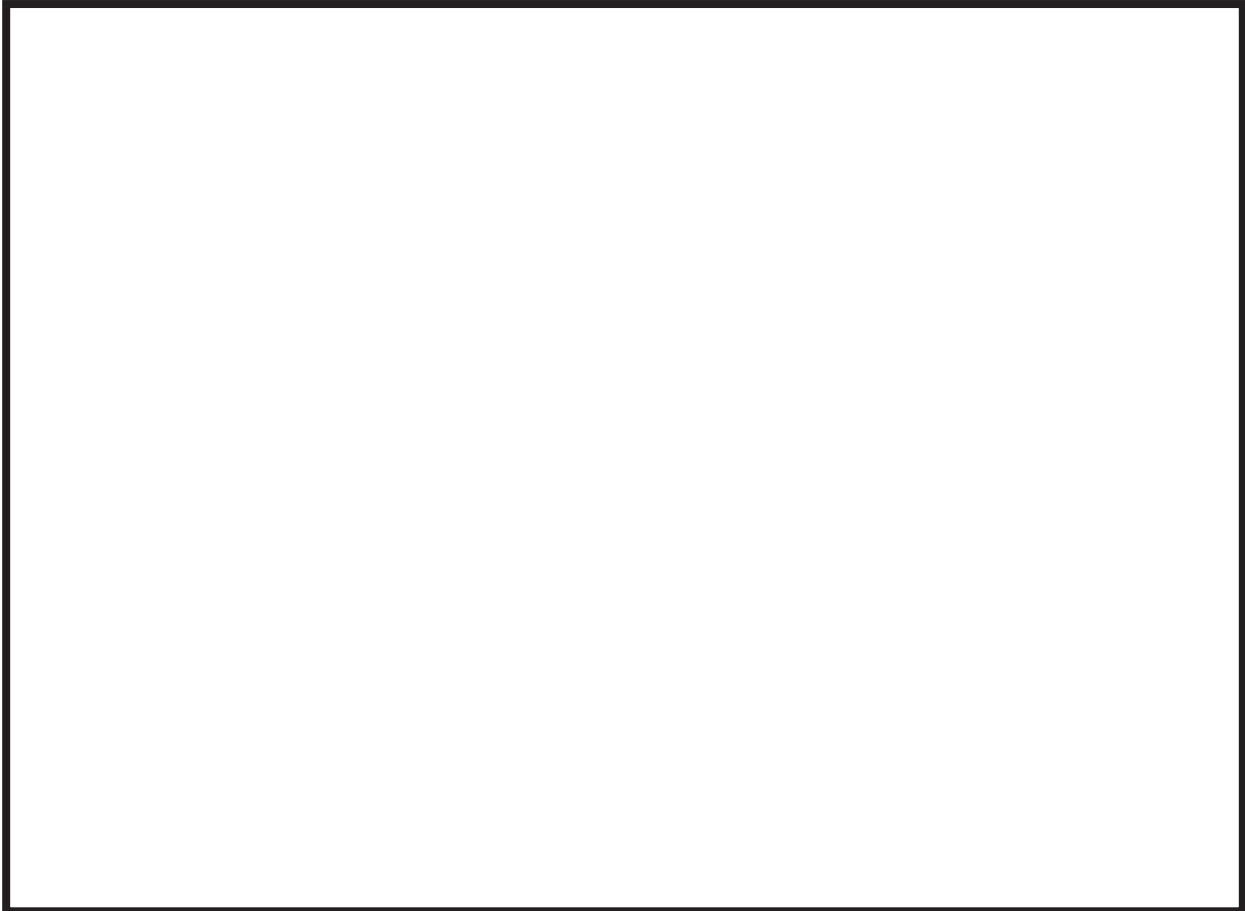


図1-2-8 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

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。

1-3 空気流入率試験結果について

被ばく評価手法（内規）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室について平成22年3月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.30回/h（±0.0063（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細を以下に示す。

表1-3-1 空気流入率試験結果

項目	内容		
試験日程	平成22年3月16日～平成22年3月17日（6号炉運転中，7号炉運転中）		
試験の特徴	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：（測定値－平均値）／平均値（％）	
	A系	-9.3～9.5%	
	B系	-9.7～9.6%	
試験手法	全サンプリング点による試験手法		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か	○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。	—	*均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。	—	※1
	②特異点の除外が，1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	*特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。	—	*特定の区画を除外せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している	
試験結果	系統	空気流入率（±以下は95%信頼限界値）	
	A系	0.30回/h（±0.0063）	
	B系	0.25回/h（±0.0057）	
特記事項	※1 下部中央制御室も中央制御室と見なした。		

1-4 運転員の交替について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、平常時の直交替である5直2交替を考慮した。直交替サイクルを表1-4-1に、評価期間30日間の直交替スケジュールを表1-4-2に示す。なお、表1-4-2においては、A班が訓練明けの1直に入った際に事故が発生したと仮定している。

表1-4-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25（12時間55分）
2直	21：00～8：55（11時間55分）

表1-4-2 直交替スケジュール（①：1直，②：2直）

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
A班	①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②			
B班											①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②	
C班			①	①	②	②															①	①	②	②						①	①
D班					①	①	②	②					①	①	②	②															
E班	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②				

A班の最初の入域もカウントし、30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の最大値を評価すると、A班の

中央制御室滞在時間：198時間40分（1直8回＋2直8回）

入退域滞在時間：8時間0分（入退域数32回，1回あたり15分）

が最大となる。

中央制御室の相互接続について

(1) 設備概要

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉中央制御室 (MS-1, 安全上特に重要な関連機能を有する施設) は, 図 1-5-1 及び図 1-5-2 の概略図の通り, 隣接した配置としている。

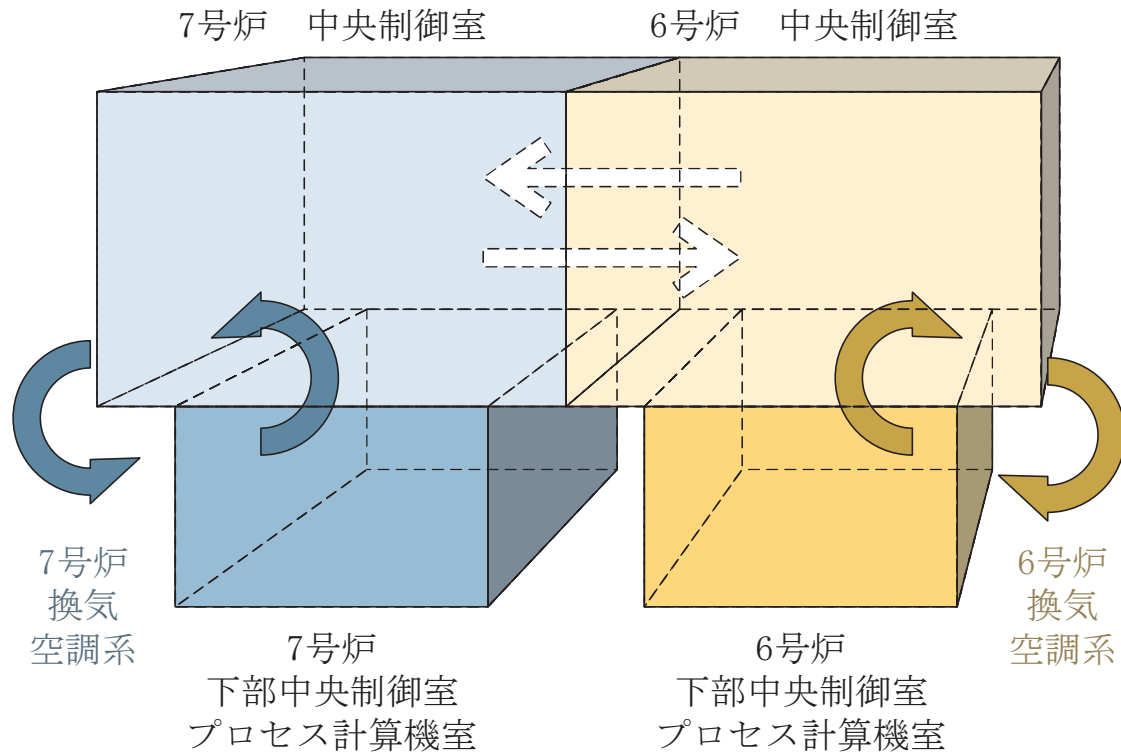


図 1-5-1 中央制御室 概略図 (立体)

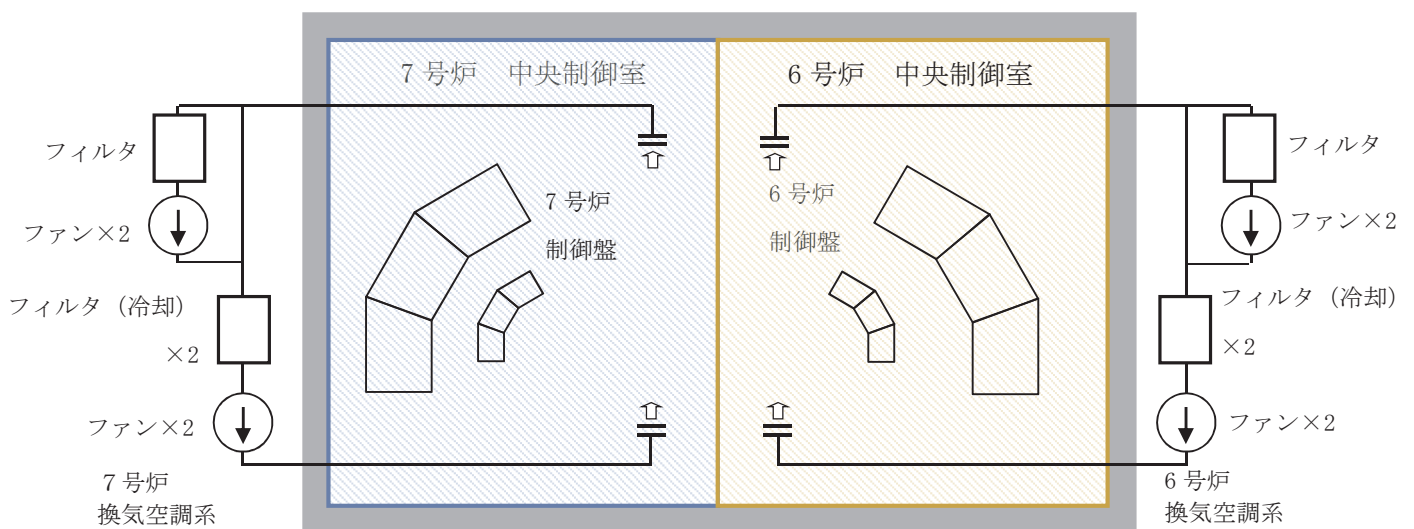


図 1-5-2 中央制御室 概略図 (平面)

各号炉の換気空調系はそれぞれの号炉の中央制御室及び下部中央制御室等の空間容量に基づき設計している。換気空調系の系統概略図を図 1-5-3 に示す。

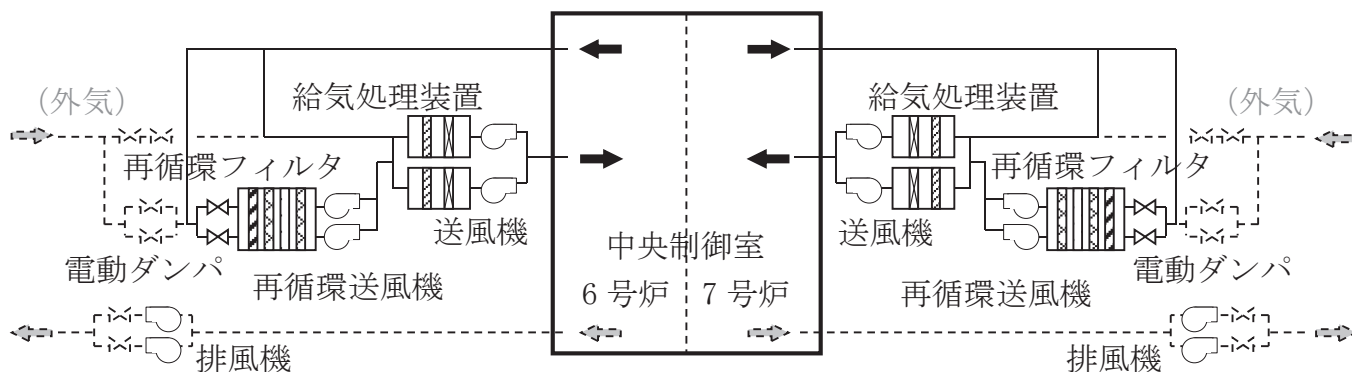


図 1-5-3 中央制御室 換気空調系 系統概略図

図 1-5-1 の点線白矢印の通り、中央制御室の隣接部分に仕切りはなく、個別に設計した 2 種の空間をこの部分で相互接続している。

(2) 空気流入率

中央制御室の空気流入率については、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下、「技術基準規則」という。）の解釈第 38 条に基づき、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））（以下、「被ばく評価手法（内規）」という。）別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」（以下、「空気流入率試験手法（内規）」という。）に従い、平成 22 年 3 月 16 日～17 日に測定を行った。

ここで、空気流入率とは、空気流入率試験手法（内規）1.4 用語の定義（4）に記載されている通り、

「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あたりの空気量と中央制御室バウンダリ内の体積の比」

である。

空気流入率の試験においては、空気流入率試験手法（内規）2.4.1 機器の状態に記載されている通り、以下の条件を満足する必要がある。

- ・事故時における中央制御室換気空調設備の作動状態及び中央制御室バウンダリ内に対して行うこと

- ・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、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

また、以下の条件を満足することが望ましい。

- ・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の試験を実施すること

これらの条件等を鑑み、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉中央制御室の空気流入率の試験においては、以下の条件で試験を実施した。

- ・6 号及び 7 号炉中央制御室間に仕切りを設置することは行わない
- ・両号炉の換気空調系を事故時の作動状態にする
- ・両号炉の外気取入口のダンパを閉止する

この結果、0.3[回/h]という測定結果が得られており、被ばく評価においては、この値に余裕をみて 0.5[回/h]の空気流入率を評価条件としている。すなわち、 $0.5[\text{回/h}] \times 6 \text{号及び} 7 \text{号炉合計空間容量 } 20,800[\text{m}^3] = 10,400[\text{m}^3/\text{h}]$ を空気流入量として被ばく評価を行っている。

なお、6 号及び 7 号炉中央制御室は相互接続をしているが、個別の空間容量に対する空気流入量は、合計の空気流入量に外気接触面積比を乗じることで求めることができる。これは、図 1-5-4 に示す通り、個別の空間容量を考えた場合でも外気と接触する面が増えることはないためである。

ただし、6 号及び 7 号炉はツインプラントであり、それぞれの中央制御室もほぼ同程度の空間容量を有している。従って、外気接触面積もほぼ同程度であり、個別の空間容量に対する空気流入量は、合計の空気流入量の概ね 2 分の 1 程度となる。

このことから、6 号及び 7 号炉の個別の空間容量に対する空気流入率は、合計の空間容量に対する空気流入率に空間容量比を乗じた値に概ね一致すると整理することができる。

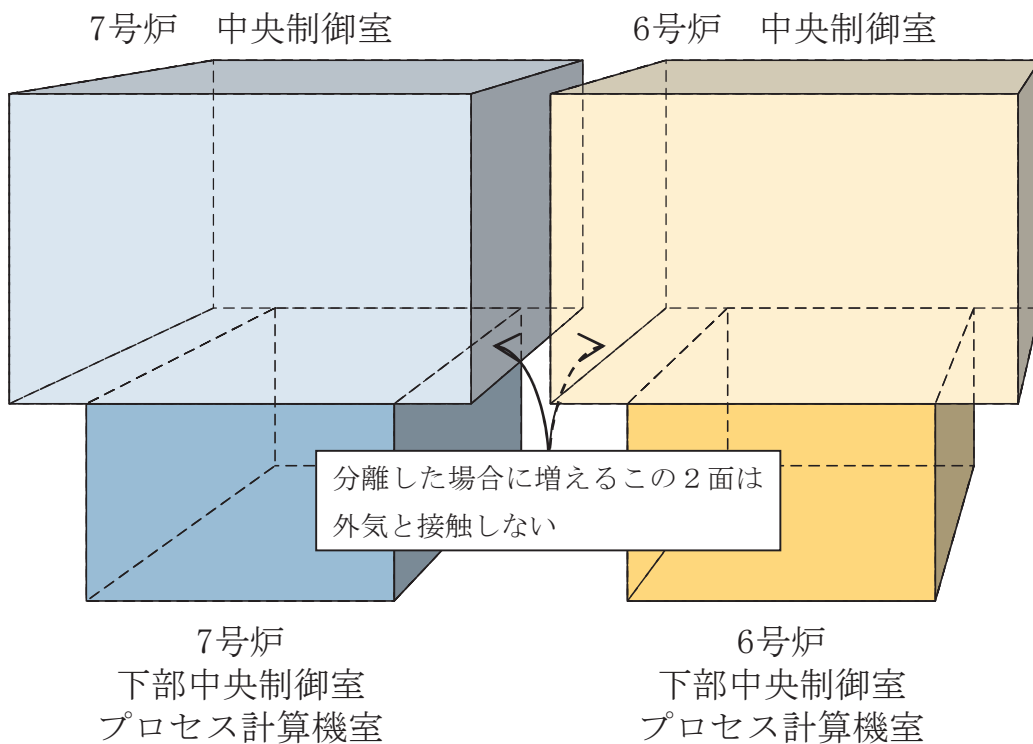


図 1-5-4 個別の空間容量を考えた場合の外気との接触面

(3) 被ばく評価条件（換気空調系）

被ばく評価手法（内規）に基づく被ばく評価においては，換気空調系の作動状態として，以下の①②を仮定している。

①事故発生～15分後

図 1-5-5 に示す通り，6号及び7号炉中央制御室換気空調系がいずれも通常の作動状態であると仮定している。

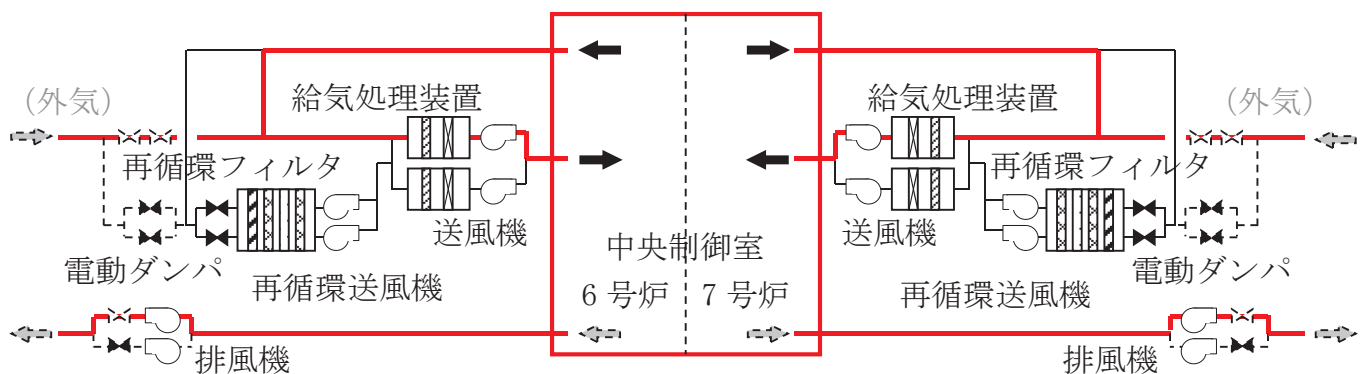


図 1-5-5 事故後 15 分までの換気空調系作動状態

これは、被ばく評価手法（内規）7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度（6）に記載されている通り、隔離のためには手動操作が必要なためであり、隔離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10分以上の時間的余裕を見込んで計算する必要があることから、合計15分を通常状態としているものである。

また、両号炉の換気空調系が作動している方が放射性物質を含む外気をより多く取り込むこととなり、保守的な評価となることから、両号炉の換気空調系が同時に作動していると仮定しており、空間容量は両号炉の中央制御室の合計としている。

②15分後以降

図1-5-6に示す通り、事故が発生した号炉の換気空調系が非常時運転モード（外気連続少量取込）で作動しており、事故が発生していない号炉の換気空調系は外気遮断のうえ停止していると仮定している。

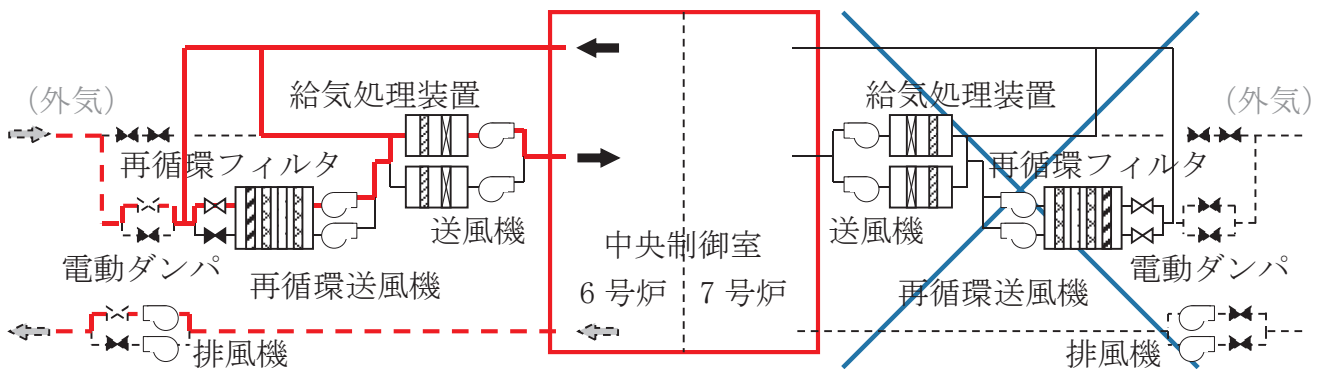


図1-5-6 事故後15分以降の換気空調系作動状態（6号炉事故時の例）

これは、各号炉で発生した事故に対して当該号炉の中央制御室換気空調系が事故時の原子炉制御室非常用換気空調機能を達成することを確認するためである。

また、空間容量は両号炉の中央制御室の合計としている。これは、(2)で示した通り、6号及び7号炉の個別の空間容量に対する空気流入率は、合計の空間容量に対する空気流入率に空間容量比を乗じた値に概ね一致するため、空気流入によって中央制御室内に取り込む放射性物質の量も空間容量にほぼ比例することとなり、個別の空間容量としても合計の空間容量としても空気流入に起因する放射性物質の濃度は同程度の値となるためである。

これにより、空間容量に対する再循環流量の比は小さくなり、再循環フィ

ルタによって除去される放射性物質の割合が小さくなることから、保守的な評価となる。

一方、外気連続少量取込によって中央制御室内に取り込む放射性物質の濃度は低くなるが、再循環フィルタを経由して取り込むものであり、かつ流量も空気流入量の約 1/5～1/20 であることから影響は少なく、評価全体として非保守的なものとするのではない。

なお、被ばく評価手法（内規）7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度（2）に記載されている通り、放射性物質は室内で一様混合すると仮定している。

(4) 被ばく評価手法

被ばく評価手法（内規）に基づく被ばく評価においては、

- ・中央制御室内での被ばく
- ・入退域での被ばく

の2種類を考慮するが、ここでは相互接続の影響を確認するため、中央制御室内での被ばくに着目する。

また、中央制御室内での被ばく評価では、

- ・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
- ・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
- ・外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく

の3種類を考慮するが、同様に相互接続の影響を確認するため、外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくに着目する。

外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく評価においては、内部被ばくと外部被ばくをそれぞれ評価する。

吸入摂取による内部被ばくについては、以下の被ばく評価手法（内規）(7.5)式及び(7.6)式（主蒸気管破断時に追加して使用）を用いて評価する。

$$H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$$

H_I	: よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量	(Sv)
R	: 呼吸率(成人活動時)	(m^3 / s)
H_{∞}	: よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への 換算係数	(Sv / Bq)
$C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量)	(Bq / m^3)
T	: 計算期間(30日間)	(s)

(注)30日間連続滞在の場合の値である。

$$H_I = \int_0^T RH_\infty C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$$

H_I	: よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量	(Sv)
R	: 呼吸率(成人活動時)	(m^3 / s)
H_∞	: よう素(I-131)吸入摂取時の成人の 実効線量への換算係数	(Sv / Bq)
$C_{IP}(t)$: 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能濃度 (I-131等価量)	(Bq / m^3)
T	: 計算期間(30日間)	(s)
(注)30日間連続滞在の場合の値である。		

この(7.5)式及び(7.6)式において、相互接続の影響が出る可能性のあるパラメータは

- $C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3)
- $C_{IP}(t)$: 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能濃度 (Bq/m^3)

であるが、(3)で示した通り、空間容量を両号炉の中央制御室の合計とすることで保守的な評価を行っている。

また、ガンマ線による外部被ばくについては、サブマージョンモデルを適用した以下の被ばく評価手法(内規)(7.7)式及び(7.9)式(主蒸気管破断時に追加して使用)を用いて評価する。

$$H_\gamma = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_\gamma (1 - e^{-\mu R}) C_\gamma(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

H_γ	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)
E_γ	: ガンマ線の実効エネルギー(0.5MeV)	(MeV / dis)
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能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算)	(Bq / m^3)
T	: 計算期間(30日)	(s)
(注)30日間連続滞在の場合の値である。		

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma P}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$$

H_{γ}	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)
E_{γ}	: ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV)	(MeV / dis)
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)
$C_{\gamma P}(t)$: 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能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算)	(Bq / m ³)
T	: 計算期間 (30日)	(s)

(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

この(7.7)式及び(7.9)式において、相互接続の影響が出る可能性のあるパラメータは

- 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能濃度 (Bq/m³)
- $C_{\gamma P}(t)$: 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能濃度 (Bq/m³)

であるが、空間容量を両号炉の中央制御室の合計とすることで R について保守的な評価を行っており、 $C_{\gamma}(t)$ 及び $C_{\gamma P}(t)$ についても、(3) で示した通り、保守的な評価を行っている。

以上の通り、相互接続を行っている 6 号及び 7 号炉中央制御室の居住性評価において、空間容量を両号炉の中央制御室の合計とすることは、保守的な評価結果を与えるものである。

(5) 安全機能

中央制御室は「安全上特に重要な関連機能」を有する安全重要度 MS-1 の施設であることから、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下、「設置許可基準規則」という。）第十二条第 6 項の「重要安全施設」に該当するものであり、発電用原子炉施設の安全性が向上する場合を除き、共用及び相互接続は禁止されている。

6 号及び 7 号炉中央制御室は、運転員の融通等により安全性が向上することから相互接続をしているが、これにより中央制御室に求められる MS-1 の機能が阻害されないことを以下に示す。

中央制御室に求められる機能は設置許可基準規則第二十六条に規定されているが、中央制御室に求められるMS-1の機能には該当しない制御室外の状況把握機能を要求している第1項第二号と制御室外からの停止機能を要求している第2項を除くと、以下の通りである。

第1項 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。

※うち、MS-1施設に関連するもの

三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。

第3項 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

第1項第一号及び第三号については、号炉毎に必要な設備を設けていることから、相互接続の影響を受けない。

第3項については、放射線防護措置に関しては、(4)で示した通り、相互接続を踏まえて保守的な評価を行い、問題がないことを確認している。換気設備の隔離に関しては、号炉毎に必要な設備を設けており、かつ号炉間の接続部は外気と接していないことから、問題がないことを確認している。

以上の通り、相互接続を行っている6号及び7号炉中央制御室において、各号炉の中央制御室に求められる機能が阻害されることはない。

(6) 中央制御室（共用）との比較

6号及び7号炉中央制御室は相互接続をしているが、共用の中央制御室とした場合との比較を表1-5-1に示す。

表 1-5-1 中央制御室 相互接続／共用 比較表

	相互接続	共用
運転員の配置	個別号炉に必要な人員を確保したうえで、融通を可能にする	合計の必要人員を確保する
パラメータ監視	個別号炉で必要な設備を設置したうえで、互いに確認することを可能にする	両号炉から得られるパラメータを監視できるように必要な設備を設置する
空調設計	個別号炉の空間容量に応じた換気空調系を号炉毎に設置する	合計の空間容量に応じた換気空調系を設置する
放射線防護	個別号炉の設計に応じた放射線防護措置を講じたうえで、両号炉の空間容量を用いた保守的な評価を実施する	共用設計に応じた放射線防護措置を講じたうえで、合計の空間容量を用いた評価を実施する
有毒ガス等侵入時の対応	外気遮断に失敗した場合は両号炉の機能を喪失する可能性もあるが、号炉毎に外気を遮断することで両号炉の機能を維持できるよう対応する	外気遮断に失敗した場合は両号炉の機能を喪失する可能性もあるが、外気を遮断することで両号炉の機能を維持できるよう対応する
中央制御室内火災発生時の対応	大規模火災時には両号炉の機能を喪失する可能性もあるが、人員融通も含めて迅速に対応することで片方の号炉の機能を維持できる可能性を有する	大規模火災時には両号炉の機能を喪失する可能性もあるが、火災の発生場所や対応の迅速さによっては片方の号炉の機能を維持できる可能性を有する

表 1-5-1 の通り、共用の中央制御室とした場合と比較して、有意な差はない。

(7) 結論

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉中央制御室は、個別に設計した 2 種の空間を相互接続しているが、設置許可基準規則及び技術基準規則に適した設計及び居住性評価を行っており、かつ共用の中央制御室とした場合との有意な差もないことから、両規則に適合することを確認した。

1-6 内規^{*1}との整合性について

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，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【解説3.1】。</p> <p>a) 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。</p> <p>b) 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。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>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での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 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 - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 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</p> <p>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，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>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，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 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 - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 	<p>3.1(1) →内規のとおり</p> <p>3.1(1)a) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉はBWR型原子炉施設なので，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して評価する。</p> <p>3.2 →内規のとおり</p> <p>3.2(1)a)1) 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中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)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中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p> <p>3.2(1)a)3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。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内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)4) 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入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 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、次の二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 - 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</p> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4.大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5.大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6.建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。 1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1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での被ばく」） 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。（「7.2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での被ばく」） 3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から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。（「7.3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」）</p> <p>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（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4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。（「7.5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」）</p> <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2)d)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。 3.2(2)d)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評価している。 3.2(2)d)3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から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）を評価している。</p> <p>3.2(2)e)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。 3.2(2)e)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）を評価している。</p> <p>3.2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2)g) 評価手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及びe)は、並列に進めている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

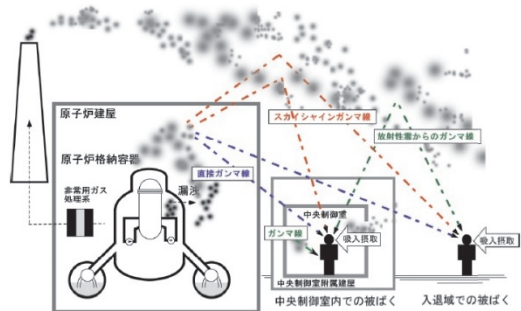
3.3 判断基準

「3.1想定事故」に対して、「3.2評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)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算値が、100mSvを超えない（参¹）【解説3.2】。

3.3 →内規のとおり

「1人あ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」ことを満足していることを確認している。



(a) BWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。

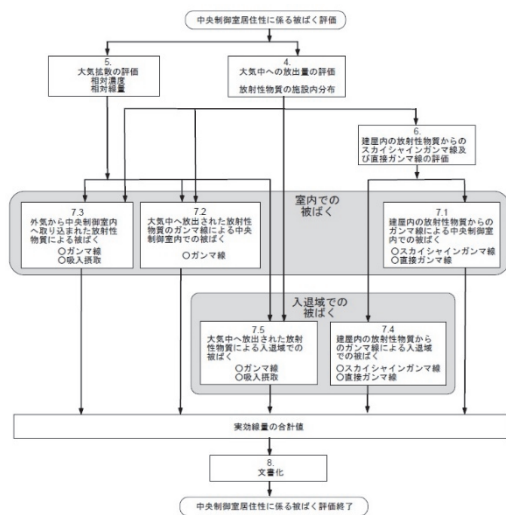


図3.2 評価の手順

→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 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【解説4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 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。</p> <p>c) 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。</p> <p>d) 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の漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>e) 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は、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。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。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) 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。</p> <p>i) 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、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>4.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 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%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 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%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 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の漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) 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として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。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して評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用ガス処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。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して評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッションプール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="622 231 1086 630" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="407 646 1097 678">図4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）</p> <div data-bbox="492 694 996 1284" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="407 1316 1097 1348">図4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR型原子炉施設）</p>	<p data-bbox="1310 231 2027 327">4.1.1(2)i) 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、非常用ガス処理系で処理された後、主排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p> <p data-bbox="1310 646 1780 678">→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p> <p data-bbox="1310 1316 1780 1348">→図4.2の放出経路でよう素を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 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【解説4.1】。</p> <p>(2) 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。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 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。ただし、主蒸気隔離弁の部分において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。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 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。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 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濃度は、液相の濃度の1/50とする。</p> <p>c) 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。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。</p> <p>d) 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。</p> <p>e) 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。</p> <p>f) 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、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 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。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。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。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。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2 →内規のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 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し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 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て評価している。</p> <p>4.1.2(4) 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し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 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として評価している。</p> <p>4.1.2(7)a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。</p> <p>4.1.2(7)b) 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して評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7)c) 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評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している。</p> <p>4.1.2(7)d) 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として評価している。</p> <p>4.1.2(7)e) 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として評価している。</p> <p>4.1.2(7)f) 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%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他の</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

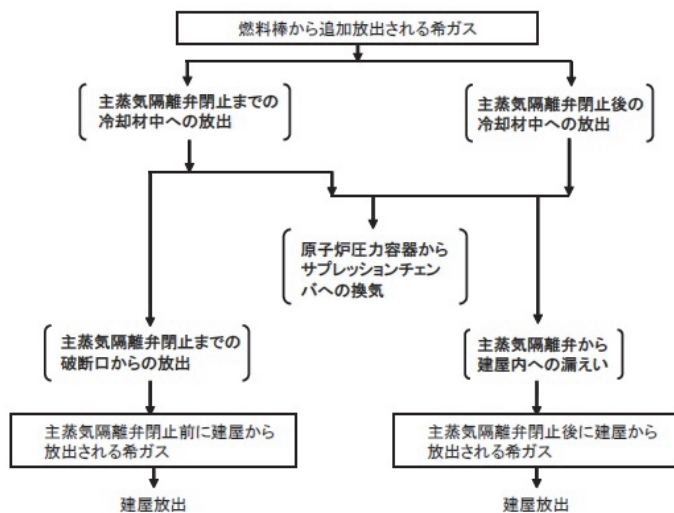


図4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR 型原子炉施設）

ハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。

4.1.2(7)g 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して評価している。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として評価している。

4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。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して評価している。

4.1.2(7)i 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するものとして評価している。

図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

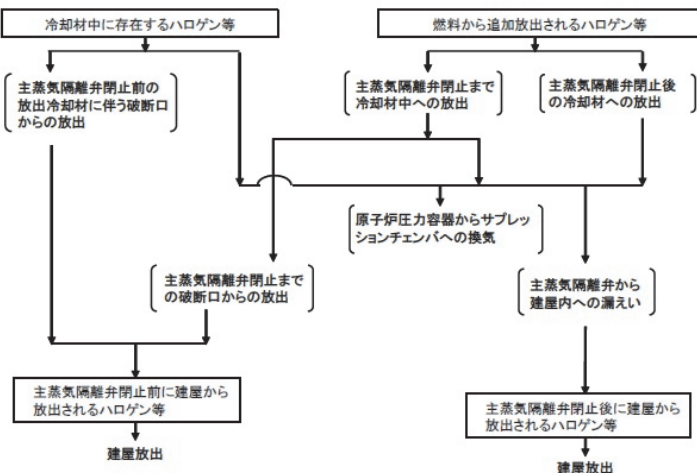


図4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR 型原子炉施設）

図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、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次のガウスプルームモデル^(参3)を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <table border="0"> <tr> <td>$\chi(x, y, z)$</td> <td>: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>λ</td> <td>: 放射性物質の崩壊定数</td> <td>(1/s)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_y</td> <td>: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_z</td> <td>: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>拡散式の座標は、放出源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。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) σ_y及びσ_zは、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3項に示す方法で計算する。</p>	$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)	z	: 評価点の高さ	(m)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	σ_y	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	σ_z	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1 →内規のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>
$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)																							
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																							
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																							
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)																							
z	: 評価点の高さ	(m)																							
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																							
σ_y	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																							
σ_z	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																							

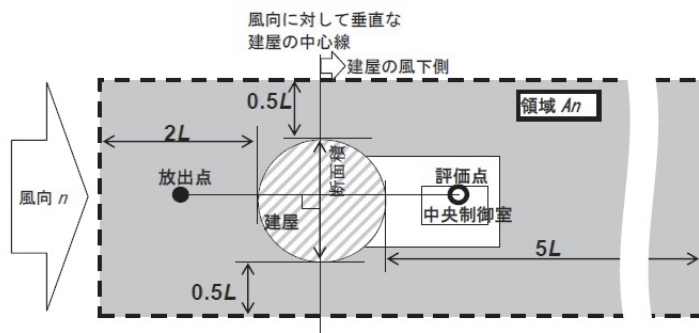
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>c) 気象データ 風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には，(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに，建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}，σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータΣ_y，Σ_zを適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は，次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s) z : 評価点の高さ (m) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) Σ_y : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) Σ_z : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_y : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_{y0} : 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m) σ_{z0} : 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m) A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m²) c : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a)1) 建屋の影響を受けるため，(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>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。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は σ_{y0}、σ_{z0} が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、$\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)、a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$) , (5.4) 式で濃度を求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <p>$\chi(x,y,z)$: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) \sum_y : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_z : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)</p>	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、1/2を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$) , (5.4)式で濃度を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0, H=0$），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x,y,0)$</td> <td>: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 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。</p> <p>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、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 2) 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5.1の領域An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>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^(参4)。</p> <p>ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。</p> <p>建屋の影響の有無の判断手順を、図5.2に示す。</p>	$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0, H=0$），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で評価している。</p> <p>5.1.2 →内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、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、示された条件すべてに該当するため、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して評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)														
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)														
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)														
\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)														
\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)														

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

b) 実験等によって、より具体的な最新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にはこの限りではない。

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

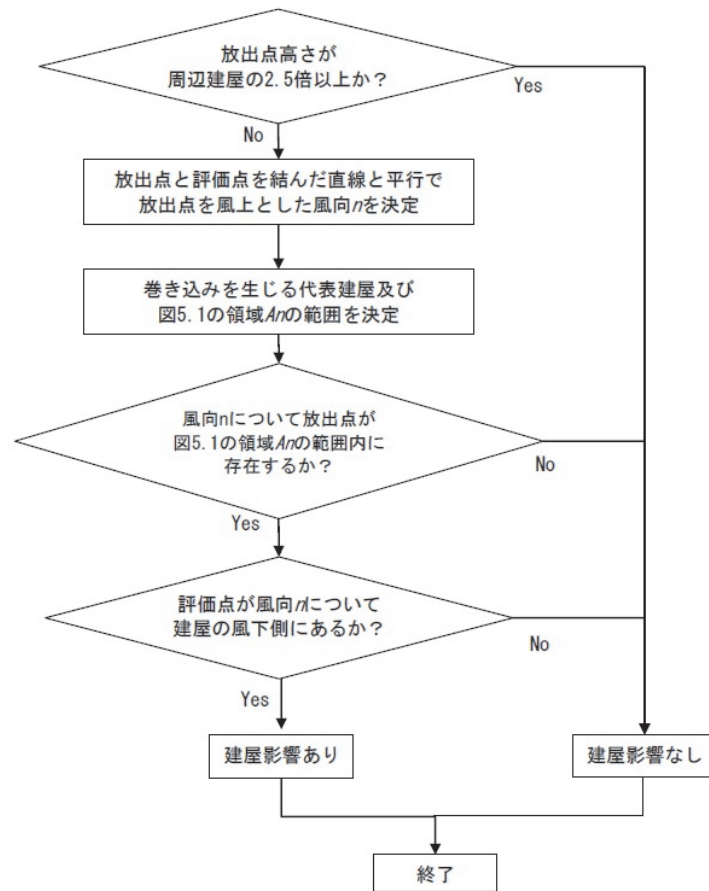


図5.2 建屋影響の有無の判断手順

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方

a) 「5.1.2原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、プルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。

b) この場合の拡散パラメータは、建屋等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。

建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図5.3)

5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。

5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等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して評価している。

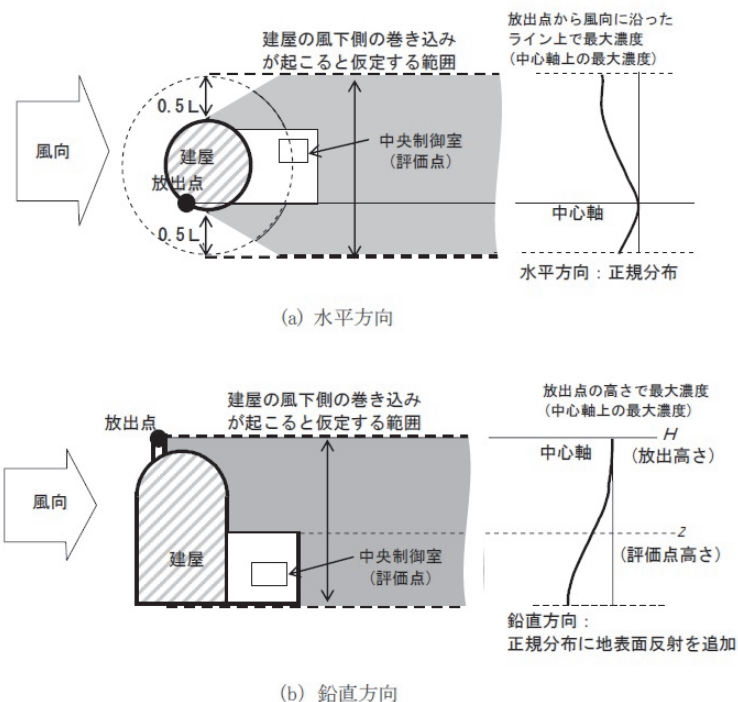


図5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <ol style="list-style-type: none"> 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ものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。 <div data-bbox="430 539 1093 802" style="text-align: center;"> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気を取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。 2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。 <ol style="list-style-type: none"> i) 評価期間中も給気口から外気を取入れられることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。 	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(建屋影響がある場合)	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	<p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、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として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b)1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に外気少量取込を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。</p> <p>5.1.2(3)b)2) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</p>
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(建屋影響がある場合)												
	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												

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面上における評価点</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。 iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$として、σ_{y0}、σ_{z0}の値を適用してもよい。 <p>c) 着目方位</p> <ul style="list-style-type: none"> 1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。 	<p>5.1.2(3)b)3) 中央制御室が属するコントロール建屋の屋上面を代表とし、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

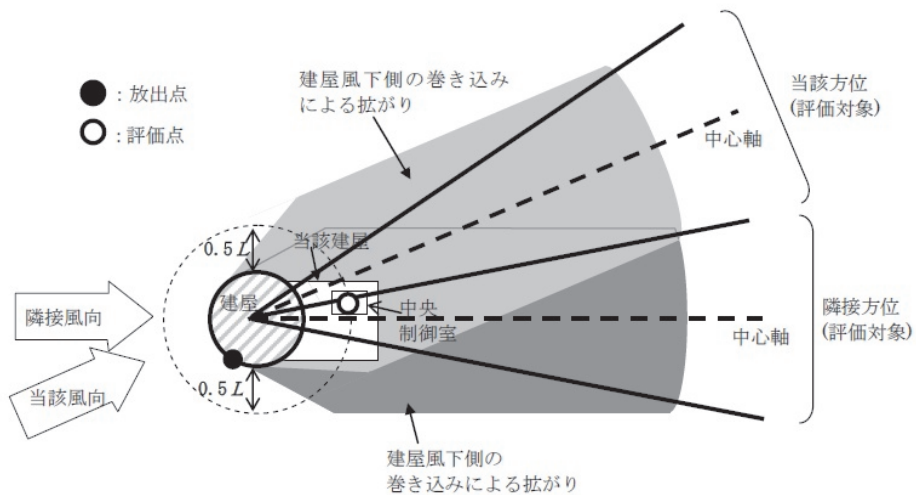


図5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

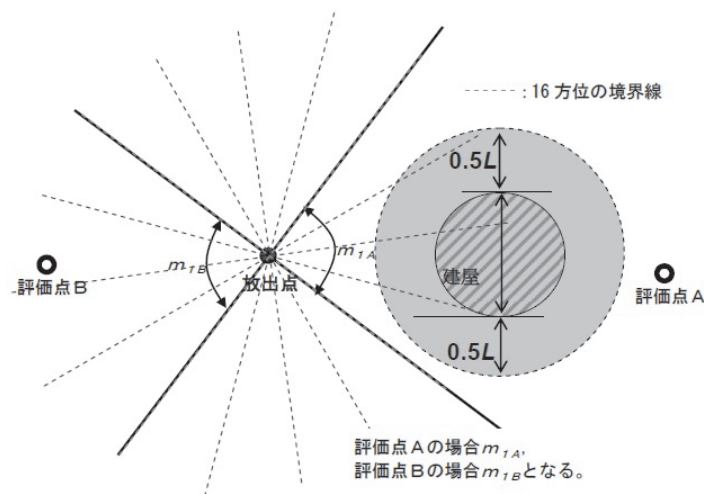
制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、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、図5.5のような方法を用いることができる。図5.5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(図5.5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【解説5.8】。

全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。

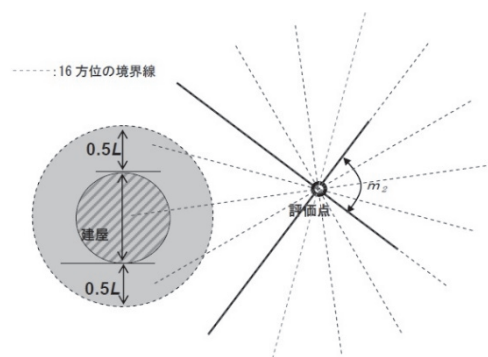


注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図5.5 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)

- iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図5.6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(図5.6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【解説5.8】。



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

図5.6 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)

図5.5及び図5.6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【解説5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図5.7に示す。

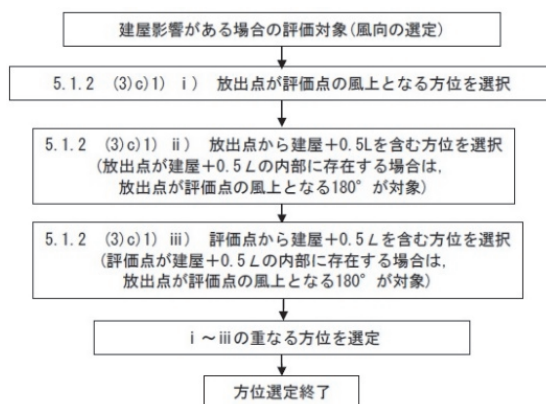


図5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順にしたがって、建屋の巻き込み評価をしている。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説5.10】。</p> <div data-bbox="591 389 920 655" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <p>1) 図5.9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【解説5.11】。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。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【解説5.12】。</p> <div data-bbox="591 1075 920 1342" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)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が、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>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。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取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。</p> <p>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</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>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。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータσ_y, σ_z</p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする^(参3)。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p>x : 風下距離 (km)</p> <p>σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>$\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)</p> <p>a) 角度因子θは、$\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2$とし、図5.10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。$\theta(0.1\text{km})$の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式のσ_1, a_1, a_2, a_3の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3 →内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

表 5.2 θ_{01} : 0.1kmにおける角度因子の値(deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
θ_{01}	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

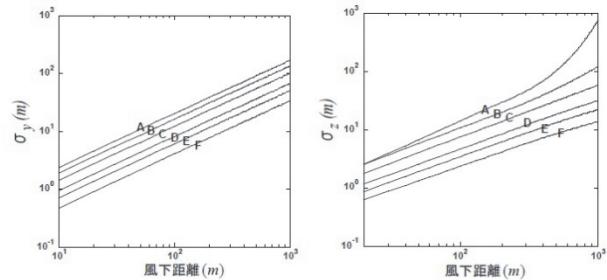
(a) 風下距離が0.2km未満
(a_2, a_3 は0とする)

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

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

(b) 風下距離が0.2km以上

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	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0



(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)

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直1/10 濃度幅h の図及び水平1/10 濃度幅を見込む角 θ の記述にほぼ忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。</p> <p>h 及び θ は、次のとおりである^(参3)。</p> $h = 2.15\sigma_z \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \dots\dots\dots (5.9)$ <p>h : 濃度が1/10 になる高さ (m) θ : 角度因子 (deg) x : 風下距離 (m)</p> <p>5.2 相対濃度 (χ/Q)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方 事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という）をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 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【解説5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 χ/Q は、(5.10)式^(参3)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <p>χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3) T : 実効放出継続時間 (h) $(\chi/Q)_i$: 時刻iの相対濃度 (s/m^3) δ_i^d : 時刻iで、風向が評価対象dの場合 $\delta_i^d = 1$ 時刻iで、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$</p> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって$(\chi/Q)_i$ の補正が必要となるときは、適切な補正を行う。</p>	<p>5.2.1 →内規のとおり</p> <p>5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。）をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5.2.1(2) 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して評価している。</p> <p>5.2.2 →内規のとおり</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 χ/Q は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) $(\chi/Q)_i$ は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 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。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) <i>z</i> : 評価点の高さ (m) <i>H</i> : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) <i>U_i</i> : 時刻<i>i</i>の風速 (m/s) σ_{yi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ (m) σ_{zi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ (m)</p> <p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が8 時間を超える場合には、$(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内の一様分布すると仮定して(5.12)式^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) <i>H</i> : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) <i>x</i> : 放出源から評価点までの距離 (m) <i>U_i</i> : 時刻<i>i</i>の風速 (m/s) σ_{zi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ (m)</p>	<p>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																				
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。</p> <p>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点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 70%;">(χ/Q)_i : 時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td style="text-align: right;">(s/m³)</td> </tr> <tr> <td>H : 放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>z : 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i : 時刻<i>i</i>の風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td>A : 建屋等の風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">(m²)</td> </tr> <tr> <td>c : 形状係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{yi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{zi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{yi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>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。</p>	(χ/Q) _i : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)	H : 放出源の高さ	(m)	z : 評価点の高さ	(m)	U _i : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)	c : 形状係数	(-)	\sum_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	\sum_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv)に基づき、実効放出継続時間によらず5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行うかわりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
(χ/Q) _i : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)																				
H : 放出源の高さ	(m)																				
z : 評価点の高さ	(m)																				
U _i : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																				
A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)																				
c : 形状係数	(-)																				
\sum_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
\sum_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>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(5.12)式のような、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(5.13)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【解説5.14】。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式^(参5)によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table border="0" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%;">D</td> <td style="width: 60%;">: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td style="width: 25%; text-align: right;">($\mu\text{Gy}/s$)</td> </tr> <tr> <td>K_I</td> <td>: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td style="text-align: right;">$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$</td> </tr> <tr> <td>$E$</td> <td>: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td style="text-align: right;">(MeV/dis)</td> </tr> <tr> <td>μ_a</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td> <td style="text-align: right;">($1/m$)</td> </tr> <tr> <td>μ</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td> <td style="text-align: right;">($1/m$)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>$B(\mu r)$</td> <td>: 空気に対するガンマ線の再生係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td>$\chi(x', y', z')$</td> <td>: (x', y', z')の濃度</td> <td style="text-align: right;">(Bq/m^3)</td> </tr> </table> <p>$\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$は、$0.5\text{MeV}$のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照)</p>	D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)	K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$	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/m^3)	<p>5.3 →内規のとおり</p> <p>5.3(1) 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を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(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として評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p> <p>5.3(4) 建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p>
D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)																							
K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$																							
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/m^3)																							

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x', y', z)$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 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</p> <p>(1) 次のa), b)及びc)を、6.1から6.3までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質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。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>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の漏えいによって原子炉建屋（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。</p> <p>c) 二次格納施設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する。</p> <p>d) 二次格納施設内の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計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、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、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の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%，よう素50%とする。</p> <p>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エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6 →内規のとおり</p> <p>6.(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。</p> <p>6.(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1) →内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)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の漏えいによって原子炉建屋（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スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設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評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の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計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、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。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びよう素の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%，よう素50%としている。</p> <p>6.1(1)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エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン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。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種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【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>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エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(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スカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての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。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>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、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせ用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式（<small>参6, 参7, 参8</small>）とする。</p>	<p>6.1(2) →内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン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している。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種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。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)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エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2 →内規のとおり</p> <p>6.2(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スカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての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として評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせ、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

$$D_s = \sum_E \sum_{\ell} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_m \mu_i' X_m\right) dV \dots\dots\dots (6.1)$$

- H_s : 実効線量 (Sv)
- T : 計算期間 (s)
- D_s : ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s)
- $\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束 ($\gamma/(m^2s)$)
- μ_i' : 散乱エネルギー E' に於ける物質 ℓ 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)

c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。
 i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 (参8)

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$$

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

- 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へい体の 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)
- μ_k : 線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m)
- X_n : 空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m)

6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合^(参6, 参7)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p> μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 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 : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian) $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 ($\gamma/m^2s \cdot weight$) $weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_c : 天井面積 (m^2) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)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。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式^(参6, 参7, 参9)とする。</p>	<p>6.3 →内規のとおり</p> <p>6.3(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して評価している。</p> <p>6.3(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として評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i R}}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> 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) V : 線源体積 (m^3) </p>	
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次のa) 及びb) のとおり、想定事故に対し、すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説7.1】。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び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停止までの放出など、事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては、入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1から7.5までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については、入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定している。</p>
<p>7.1 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での被ばく</p> <p>(1) 次のa) 及びb) の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算する（図7.1）。</p> <p>a) 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での被ばく</p> <p>b) 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での被ばく</p>	<p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 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での被ばく及び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での被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1から7.1.2までに示す方法によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="510 231 1052 574" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="649 606 918 638">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="324 646 1220 678">図 7.1 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での被ばく経路</p> <p data-bbox="235 710 1187 742">7.1.1 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での被ばく</p> <p data-bbox="235 742 851 774">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p data-bbox="246 774 1299 869">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（図 7.2）。</p> <p data-bbox="246 869 1299 933">b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="246 933 1299 1029">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="246 1029 1299 1093">d) 線量の評価点は，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。</p> <p data-bbox="246 1093 1299 1157">e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="246 1157 1299 1252">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。 外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p data-bbox="347 1252 1198 1284">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p data-bbox="1310 710 1568 742">7.1.1 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1310 774 2038 869">7.1.1(1)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評価している。</p> <p data-bbox="1310 869 2038 965">7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1310 965 2038 1029">7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1310 1029 2038 1093">7.1.1(1)d) 線量の評価点は，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いる。</p> <p data-bbox="1310 1093 2038 1189">7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1310 1189 2038 1252">7.1.1(1)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，示された計算式を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="481 247 1097 638" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="425 654 1086 726" data-label="Caption"> <p>図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="235 758 1299 1260" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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（図7.4）。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。 d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。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期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期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。 外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> </div>	<div data-bbox="1310 742 2038 1252" data-label="List-Group"> <p>7.1.1(3) →内規のとおり</p> <ul style="list-style-type: none"> 7.1.1(3)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し評価している。 7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。 7.1.1(3)d) 線量の評価点は、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いる。 7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.1(3)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、示された計算式を用いて評価している。 </div>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 236 1064 614" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="459 638 1064 710" data-label="Caption"> <p>図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <p data-bbox="235 758 1064 790">7.1.2 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での被ばく</p> <p data-bbox="235 790 1064 821">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p data-bbox="257 821 1288 885">a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋等（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（図7.5）。</p> <p data-bbox="257 885 1288 949">b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="257 949 1288 1045">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。</p> <p data-bbox="257 1045 1288 1109">d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。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。</p> <p data-bbox="257 1109 1288 1173">e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="257 1173 1288 1204">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。</p> <p data-bbox="347 1204 929 1252">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p data-bbox="347 1252 1198 1300">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p data-bbox="1321 742 1568 774">7.1.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1321 805 2038 901">7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋等（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評価している。</p> <p data-bbox="1321 901 2038 997">7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1321 997 2038 1061">7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1321 1061 2038 1125">7.1.2(1)d) 線量の評価点は、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いる。</p> <p data-bbox="1321 1125 2038 1220">7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1321 1220 2038 1284">7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 247 1097 654" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="510 678 1057 742" data-label="Caption"> <p>図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="235 782 1299 1284" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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（図7.7）。 b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。 d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。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期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期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。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直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＝(8h/直×3直×30日/4) / (24h×30日) </div>	<div data-bbox="1317 805 2038 1284" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> 7.1.2(3)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直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。 7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、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いる。 7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。 </div>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

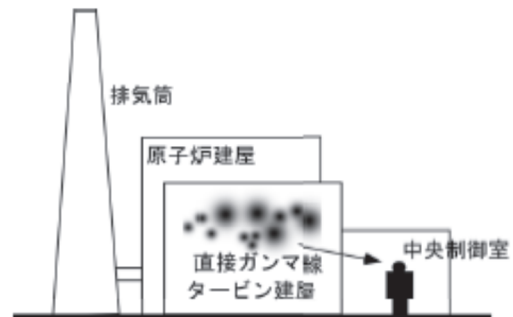
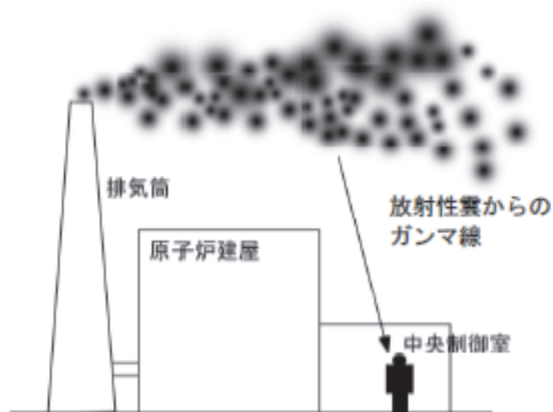


図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

7.2 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での被ばく

(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運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する（図7.8）。



(a) BWR型原子炉施設

図7.8 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経路

(2) 建屋から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作業時の運転員の被ばく線量を計算する。

7.2 →内規のとおり

7.2(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運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。

7.2(2) 建屋から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作業時の運転員の被ばく線量を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。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。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮へい効果を計算する。</p> <p>(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。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> <p>a) 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。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 +（半球状雲による線量）</p> <p>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)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu'X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>H_γ</td> <td>: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td>K</td> <td>: 空気カーマから実効線量への換算係数</td> <td>(Sv/Gy, $K=1$)</td> </tr> <tr> <td>D/Q</td> <td>: 相対線量</td> <td>(Gy/Bq)</td> </tr> <tr> <td>$Q_\gamma(t)$</td> <td>: 時刻 t における核種の環境放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算)</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>: ビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>μ'</td> <td>: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数</td> <td>(1/m)</td> </tr> <tr> <td>X'</td> <td>: 中央制御室コンクリート厚さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 計算対象期間(30日間)</td> <td>(s)</td> </tr> </table> <p>(注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>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。</p>	H_γ	: 希ガス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, $K=1$)	D/Q	: 相対線量	(Gy/Bq)	$Q_\gamma(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (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)	<p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮へい効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 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して評価している。</p> <p>7.2(5)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、示された方法によって評価している。</p>
H_γ	: 希ガス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, $K=1$)																							
D/Q	: 相対線量	(Gy/Bq)																							
$Q_\gamma(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (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)																							

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots\dots (7.2)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q_{γ} : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線 0.5MeV換算) (Bq) V : 半球雲体積 (m³) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) 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 : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (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) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい, 放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots (7.3)$ <p> H_{γ} : 希ガス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, K=1) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) (γ線 0.5MeV換算) 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。 </p> <p>7.3 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</p> <p>(1) 次のa)及びb)について, 7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 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の放射性物質濃度</p> <p>なお, 中央制御室の空気流入率については, 「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを, 7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3 →内規のとおり</p> <p>7.3(1) 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については, 7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては, 7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

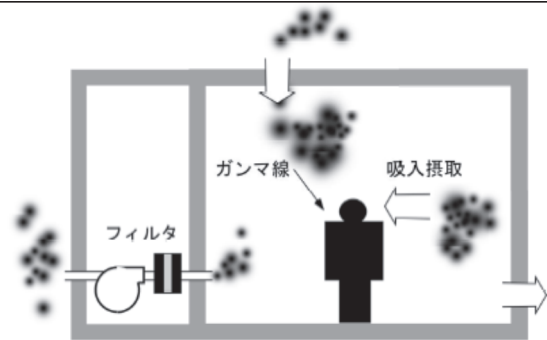


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度

(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。

a) 建屋影響を考慮しない場合

建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。

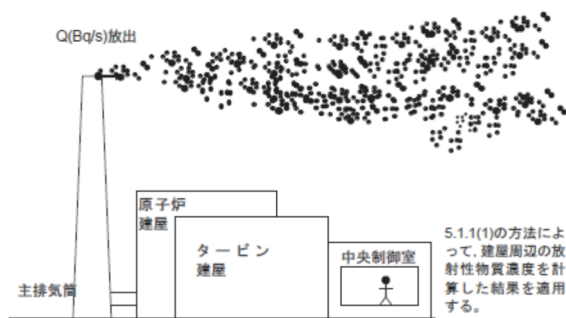


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

b) 建屋影響を考慮する場合

建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。

7.3.1 →内規のとおり

7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。

7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p data-bbox="403 247 548 271">1) BWR の場合</p> <div data-bbox="436 239 1108 486"> </div> <p data-bbox="481 502 1041 526">図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p data-bbox="235 566 638 590">7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p data-bbox="235 598 1288 654">(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p data-bbox="246 662 907 718">a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p data-bbox="235 726 1008 750">(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定する。</p> <p data-bbox="235 758 985 782">(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。</p> <p data-bbox="235 790 1276 845">(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いる。</p> <p data-bbox="235 853 1288 933">(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</p> <p data-bbox="235 941 1288 1029">(6) 中央制御室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隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離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10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p data-bbox="235 1037 1198 1061">(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p data-bbox="246 1069 1288 1125">a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p>	<p data-bbox="1321 550 1556 574">7.3.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1321 582 2027 678">7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室の非常用換気空調及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p data-bbox="1321 710 2027 774">7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。</p> <p data-bbox="1321 774 2027 837">7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1321 837 2027 933">7.3.2(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1321 933 2027 997">7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。</p> <p data-bbox="1321 997 2027 1093">7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離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10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p data-bbox="1321 1093 2027 1157">7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p data-bbox="1321 1157 2027 1252">7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1-E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^N (1-E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$$

$$S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$$

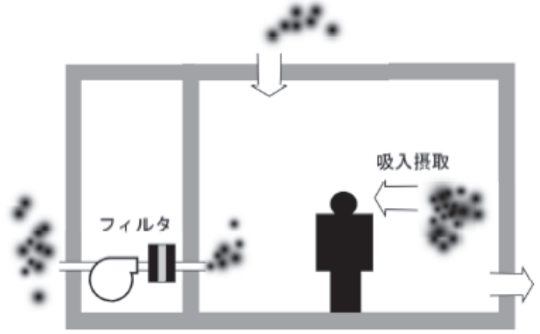
$$S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$$

..... (7.4)

- $M_i^k(t)$: 時刻 t における区画 i の核種 k の放射性物質の量 (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 : 核種 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 での核種 k の濃度 (Bq/m^3)
- α_l : 外気取入口 l からの外気取入量 (m^3/s)
- $(\chi/Q)_l$: 評価点 l の相対濃度 (s/m^3)
- $Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s)
- α_l : 空気流入量 (m^3/s)
空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積)
- $S_l^k(t)$: 空気流入を計算する核種 k の濃度 (Bq/m^3)
- $(\chi/Q)_l$: 空気流入に対する評価点 l の相対濃度 (s/m^3)

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

7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には，その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(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。 内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日) / (24\text{h} \times 30日)$ ここで，外気から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，(7.5)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_a C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <p>H_I : 放射性物質の吸入摂取による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_a : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_I(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (Bq/m^3) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>  <p>図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく</p>	<p>7.3.3 →内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，示されたとおり計算する。</p> <p>外気から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，(7.5)式によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項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寄与を加算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_w C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_I : 放射性物質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_w : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻<i>t</i>における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内だけに立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>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エンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(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。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="padding-left: 80px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <p>a) 外気から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、(7.7)式^(参5)によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項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寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4 →内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
 - 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能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m^3)
 - T : 計算期間(30日) (s)
- (注)30日間連続滞在の場合の値である。

b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式^(参5)によって計算することも妥当である。

$$H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)$$

- H_{γ} : 希ガス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 ($Sv/(y/m^2)$)
- 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)

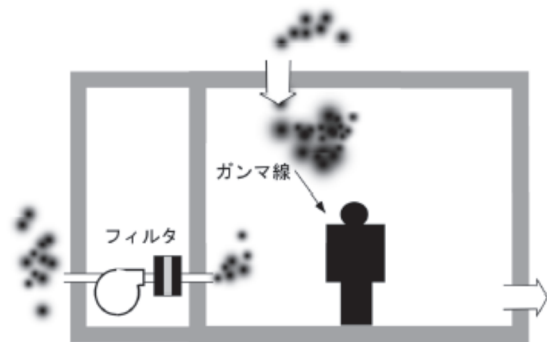
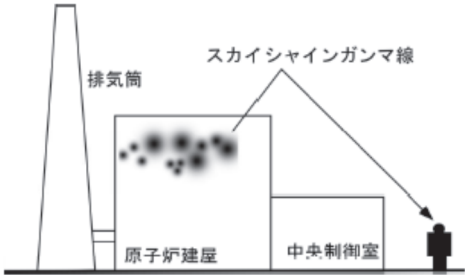
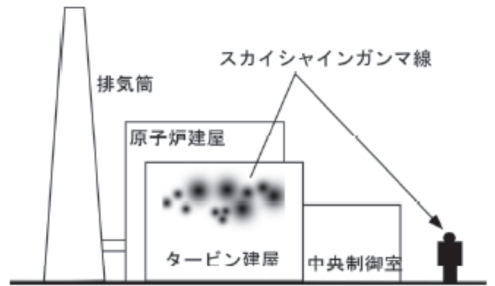
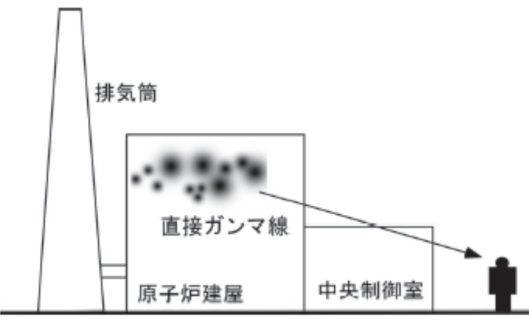


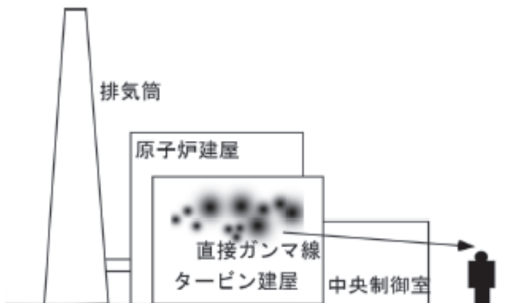
図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)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。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から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×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(参5)によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{sp}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) 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) $C_{sp}(t)$: 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能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.4 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</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する（図7.14）。</p> <p>a) 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</p> <p>b) 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</p> <div data-bbox="560 917 985 1220" data-label="Diagram"> </div> <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図7.14 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</p>	<p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)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して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4 →内規のとおり</p> <p>7.4(1) 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入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 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</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>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、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>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。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 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計算し、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。【解説7.5】</p> <p>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。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の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（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.1 →内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)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、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)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、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>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、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>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。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 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計算し、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【解説7.5】。</p> <p>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。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.17 主蒸気管破断時の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(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(3)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、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)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、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 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</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>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（図7.18）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>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。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 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計算し、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【解説7.5】。</p> <p>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。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の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（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.2 →内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)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している。</p> <p>7.4.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

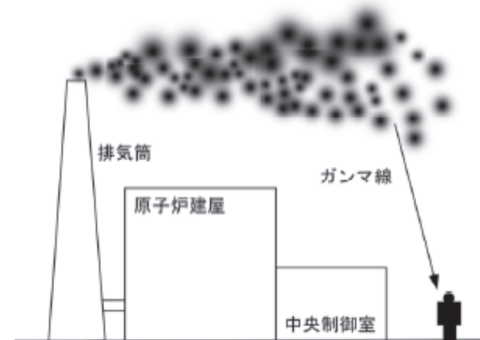
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.20）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>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。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 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計算し、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【解説7.5】。</p> <p>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。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.20 主蒸気管破断時の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(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)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している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 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</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.22）。</p> <div data-bbox="548 670 1008 981" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="492 1021 1041 1316" data-label="Diagram"> </div>	<p>7.5 →内規のとおり</p> <p>7.5(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及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1から7.5.2までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 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</p> <p>(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（図7.23）。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断時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて求める。</p> <p>(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p> <p>b) 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計算し、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。【解説7.5】</p> <p>(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。 外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_y = \int_0^T K(D/Q)Q_r(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p>H_y : 希ガス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, $K=1$) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_r(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.5.1 →内規のとおり</p> <p>7.5.1(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している。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）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.1(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR型原子炉施設

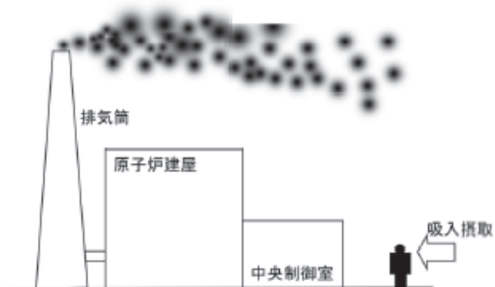
図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による
入退域時の被ばく

7.5.2 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（図7.24）。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2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。
- (2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。
- (3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、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元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
 - a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。
 - b) 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計算し、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【解説7.5】。

7.5.2 →内規のとおり

- 7.5.2(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している。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）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。
- 7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。
- 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。
- 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。
- 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。
 - 7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(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。 内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_m (\chi/Q) Q_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p> H_i : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_m : 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) χ/Q : 相対濃度 (s/m^3) $Q_i(t)$: 時刻<i>t</i>におけるよう素環境放出率 (I-131等価量) (Bq/s) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>  <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による 入退域時の被ばく</p>	<p>7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	大破断 LOCA 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	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価 ^(参2) で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3,926MWt	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10,000h（416 日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	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	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	格納容器漏えい： 事象発生直後 格納容器ベント： 約 38 時間後	MAAP 解析に基づく	4.3(4)a.放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a 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。
格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない	—
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	R.G.1.195 に基づき設定	4.3(1)a.原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	以下のとおり，開口面積を格納容器圧力に応じ設定。 MAAP 解析上で，格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下:0.9Pd で 0.4%/day, 1~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/day に相当する開口面積	格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.4%/day) 及び，AEC 式に基づき設定	4.3(3)e.原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a 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。
原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない	格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮するため，原子炉建屋空間部が過度に加圧されることはないと考えられる。また，原子炉建屋の換気空調系を停止しているため，外気との空気のやり取りがないものと想定した。原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響は 2-11 のとおり。	—
格納容器からベントラインへの流入割合	炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.4×10^{-1} よう素類：約 3.1×10^{-2} Cs 類：約 8.8×10^{-7} Te 類：約 1.8×10^{-7} Ba 類：約 7.1×10^{-8} Ru 類：約 8.8×10^{-9} La 類：約 7.1×10^{-10} Ce 類：約 1.8×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定。 よう素類については，よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1 (2) a 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。

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器内でのエアロゾルの除去効果	MAAP 解析に基づく	MAAP 解析で評価	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1 (2) a 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。 4.3(3)d.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。
格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	—
格納容器内での無機よう素の沈着による除去係数	無機よう素：2	「発電用軽水型原子炉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) を参照	4.3(3)d.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。
サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：10	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定	—
ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数	無機よう素：100	CSE 試験に基づき設定	4.3(3)c.原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a 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。

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器ベント開始時間	事故発生から約 38 時間後	MAAP 解析結果	4.3(4)a.放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a 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。
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：1 無機よう素：1,000	—	—
	粒子状放射性物質：1,000	設計値	
よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	—	—
	有機よう素：50	設計値	
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示されたとおり設定	3.判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

表 2-1-2 放射性物質の大気中への放出量（7日間積算値）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能量 (Bq) (gross 値)
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.7×10^{18}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.4×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 1.2×10^9
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 8.2×10^8
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 7.8×10^8
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 1.3×10^8
La 類	約 6.5×10^{19}	約 2.2×10^7
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 1.0×10^8

表 2-1-3 放射性物質の大気拡散評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象データ(1985年10月～1986年9月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 審査ガイドに示された通り、発電所において観測された1年間の気象データを使用	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	1時間	保守的に1時間と設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	<p>【6号炉】 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上40.3m</p> <p>【7号炉】 7号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上39.7m</p>	審査ガイドに示されたとおり設定。 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮。	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。 4.1(2)a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、放出エネルギーを考慮してもよい。

表 2-1-3 大気拡散評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドに 示されたとお り設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近 距離の建屋の 影響を受ける ため、建屋に よる巻き込み 現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	6 号炉原子炉建屋 及び 7 号炉原子炉建屋	放出源であ り、巻き込み の影響が最も 大きい建屋と して設定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内滞在時】 中央制御室中心 【入退域時】 コントロール建屋入口	審査ガイドに 示されたとお り設定	4.2(2)b. 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

表 2-1-3 大気拡散評価条件 (3/3)

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室内滞在時	6号炉：6方位 (SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 7号炉：8方位 (WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a.原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	6号炉：5方位 (SSE,S,SSW,SW,WSW) 7号炉：9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)		
建屋投影面積	1931m ²		審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2(2)b.1)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。 4.2(2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
形状係数	1/2		内規に示された通り設定	4.2(2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(参1)による。

表2-1-4 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

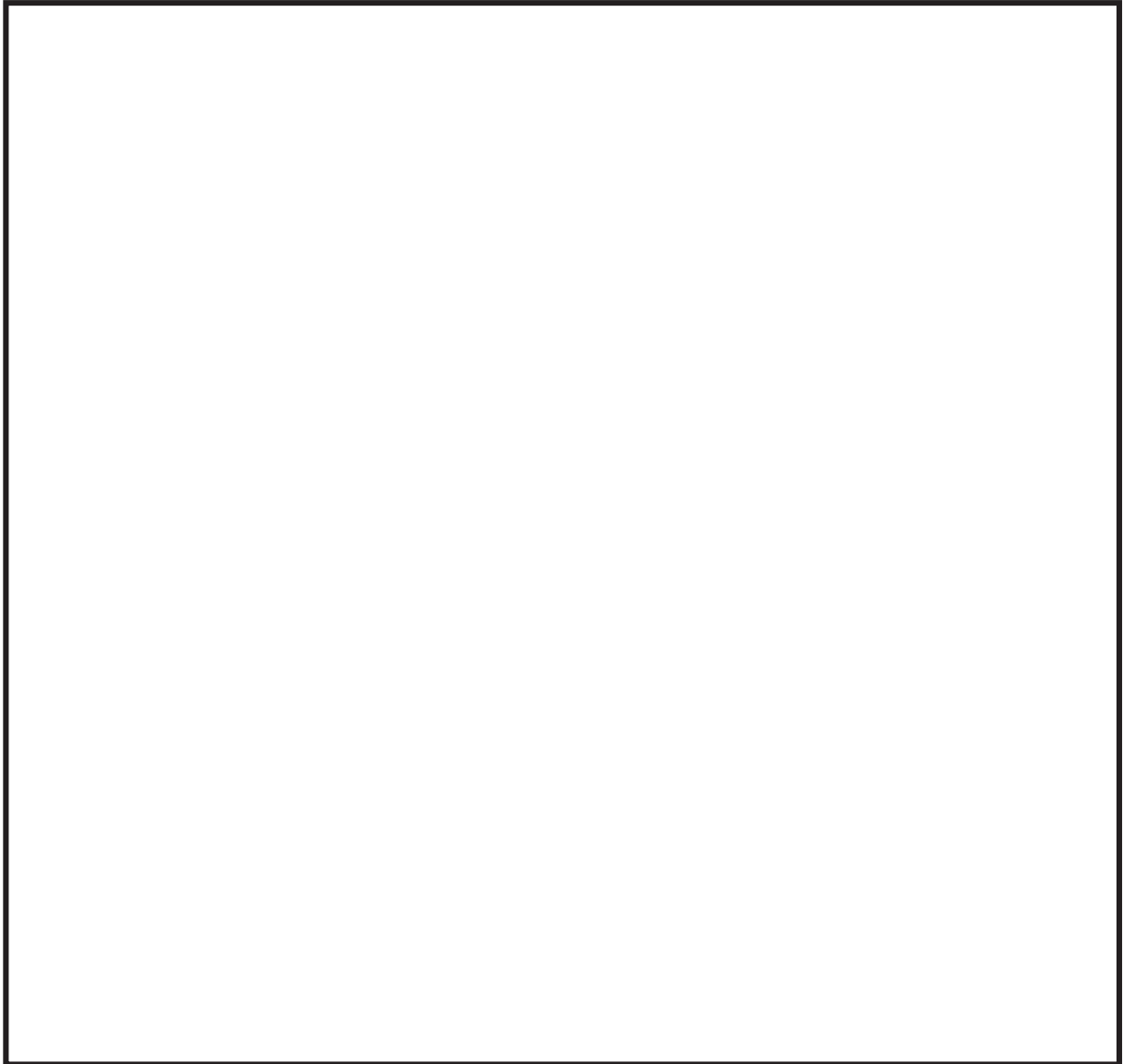
放出点	評価点	放出点から 評価点まで の距離[km]	相対濃度 χ/Q [s/m ³]	相対線量 D/Q[Gy/Bq]
6号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	中央制御室中心	0.058	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	0.085	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	中央制御室中心	0.075	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	0.065	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}

表 2-1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源強度	原子炉建屋（二次格納施設）内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後 1 日毎の積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する
	事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	遮へい厚さ	図 2-1-1 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	<p>【原子炉建屋内の放射性物質からの寄与】 （直接ガンマ線） QAD-CGGP2R コード</p> <p>（スカイシャインガンマ線） ANISN コード、 G33-GP2R コード</p> <p>【よう素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 （直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線） MCNP5 コード、 QAD-CGGP2R コード</p>	<p>直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN は一次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる G33-GP2R 及び MCNP5 は三次元形状を扱う遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は、線源条件、遮へい体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R, ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。</p>	4.1②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。	

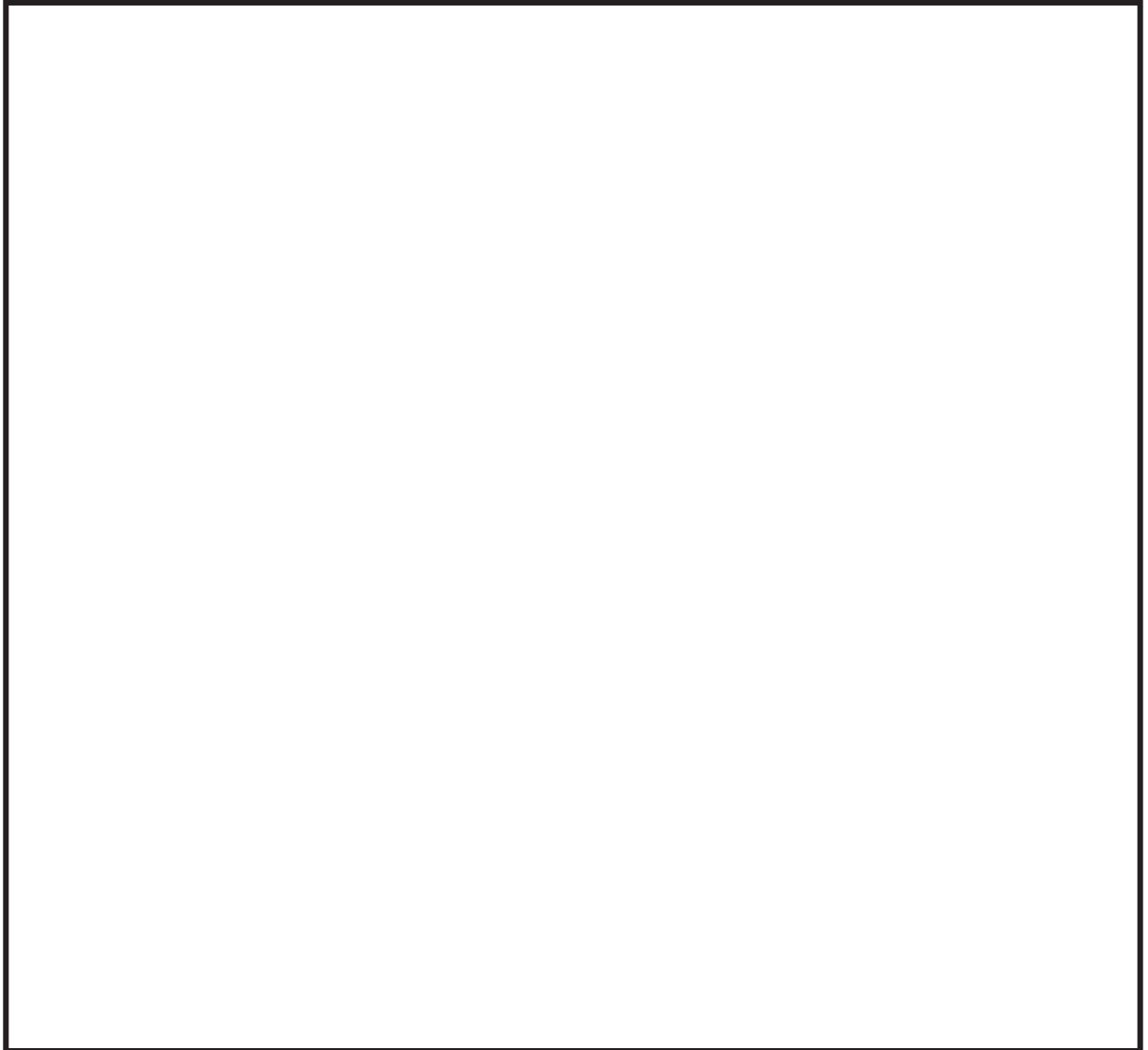
表2-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度

エネルギー(MeV)		積算線源強度 (6号炉及び7号炉で同一) (photons)						
下限	上限 (代表エネルギー)	24時間後 時点	48時間後 時点	72時間後 時点	96時間後 時点	120時間後 時点	144時間 後時点	168時間 後時点
—	1.00×10 ⁻²	9.4×10 ⁺¹⁸	5.9×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺²⁰	1.7×10 ⁺²⁰	2.1×10 ⁺²⁰	2.5×10 ⁺²⁰	2.8×10 ⁺²⁰
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	9.4×10 ⁺¹⁸	5.9×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺²⁰	1.7×10 ⁺²⁰	2.1×10 ⁺²⁰	2.5×10 ⁺²⁰	2.8×10 ⁺²⁰
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	6.3×10 ⁺¹⁸	2.3×10 ⁺¹⁹	4.0×10 ⁺¹⁹	5.4×10 ⁺¹⁹	6.5×10 ⁺¹⁹	7.4×10 ⁺¹⁹	8.2×10 ⁺¹⁹
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	1.3×10 ⁺²⁰	1.3×10 ⁺²¹	2.8×10 ⁺²¹	4.1×10 ⁺²¹	5.2×10 ⁺²¹	6.1×10 ⁺²¹	7.0×10 ⁺²¹
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	8.1×10 ⁺¹⁷	2.5×10 ⁺¹⁸	3.9×10 ⁺¹⁸	5.1×10 ⁺¹⁸	6.0×10 ⁺¹⁸	6.9×10 ⁺¹⁸	7.7×10 ⁺¹⁸
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	5.4×10 ⁺¹⁷	1.7×10 ⁺¹⁸	2.6×10 ⁺¹⁸	3.4×10 ⁺¹⁸	4.0×10 ⁺¹⁸	4.6×10 ⁺¹⁸	5.1×10 ⁺¹⁸
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	2.0×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺²⁰	4.2×10 ⁺²⁰	6.1×10 ⁺²⁰	7.7×10 ⁺²⁰	9.2×10 ⁺²⁰	1.0×10 ⁺²¹
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	1.0×10 ⁺²⁰	9.9×10 ⁺²⁰	2.1×10 ⁺²¹	3.0×10 ⁺²¹	3.9×10 ⁺²¹	4.6×10 ⁺²¹	5.3×10 ⁺²¹
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	7.3×10 ⁺¹⁷	1.4×10 ⁺¹⁸	1.9×10 ⁺¹⁸	2.3×10 ⁺¹⁸	2.6×10 ⁺¹⁸	2.8×10 ⁺¹⁸	3.1×10 ⁺¹⁸
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	3.0×10 ⁺¹⁹	1.4×10 ⁺²⁰	1.7×10 ⁺²⁰	1.8×10 ⁺²⁰	1.8×10 ⁺²⁰	1.8×10 ⁺²⁰	1.9×10 ⁺²⁰
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	6.0×10 ⁺¹⁹	2.8×10 ⁺²⁰	3.4×10 ⁺²⁰	3.6×10 ⁺²⁰	3.7×10 ⁺²⁰	3.7×10 ⁺²⁰	3.7×10 ⁺²⁰
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	5.0×10 ⁺¹⁹	9.7×10 ⁺¹⁹	1.4×10 ⁺²⁰	1.8×10 ⁺²⁰	2.1×10 ⁺²⁰	2.4×10 ⁺²⁰	2.7×10 ⁺²⁰
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	2.5×10 ⁺¹⁹	4.8×10 ⁺¹⁹	6.9×10 ⁺¹⁹	8.8×10 ⁺¹⁹	1.1×10 ⁺²⁰	1.2×10 ⁺²⁰	1.4×10 ⁺²⁰
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	3.6×10 ⁺¹⁹	5.2×10 ⁺¹⁹	6.0×10 ⁺¹⁹	6.4×10 ⁺¹⁹	6.7×10 ⁺¹⁹	6.8×10 ⁺¹⁹	7.0×10 ⁺¹⁹
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	1.2×10 ⁺¹⁸	1.7×10 ⁺¹⁸	2.0×10 ⁺¹⁸	2.1×10 ⁺¹⁸	2.2×10 ⁺¹⁸	2.3×10 ⁺¹⁸	2.3×10 ⁺¹⁸
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	5.2×10 ⁺¹⁹	7.6×10 ⁺¹⁹	8.8×10 ⁺¹⁹	9.4×10 ⁺¹⁹	9.7×10 ⁺¹⁹	1.0×10 ⁺²⁰	1.0×10 ⁺²⁰
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	5.9×10 ⁺¹⁹	8.7×10 ⁺¹⁹	1.0×10 ⁺²⁰	1.1×10 ⁺²⁰	1.1×10 ⁺²⁰	1.1×10 ⁺²⁰	1.2×10 ⁺²⁰
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	1.5×10 ⁺¹⁹	1.7×10 ⁺¹⁹	1.8×10 ⁺¹⁹	1.9×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁺⁰	3.0×10 ⁺¹⁹	3.5×10 ⁺¹⁹	3.7×10 ⁺¹⁹	3.8×10 ⁺¹⁹	3.9×10 ⁺¹⁹	4.0×10 ⁺¹⁹	4.1×10 ⁺¹⁹
1.00×10 ⁺⁰	1.33×10 ⁺⁰	3.5×10 ⁺¹⁹	3.9×10 ⁺¹⁹	4.0×10 ⁺¹⁹	4.1×10 ⁺¹⁹	4.1×10 ⁺¹⁹	4.1×10 ⁺¹⁹	4.1×10 ⁺¹⁹
1.33×10 ⁺⁰	1.34×10 ⁺⁰	1.1×10 ⁺¹⁸	1.2×10 ⁺¹⁸	1.2×10 ⁺¹⁸	1.2×10 ⁺¹⁸	1.2×10 ⁺¹⁸	1.2×10 ⁺¹⁸	1.2×10 ⁺¹⁸
1.34×10 ⁺⁰	1.50×10 ⁺⁰	1.7×10 ⁺¹⁹	1.9×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹	2.0×10 ⁺¹⁹
1.50×10 ⁺⁰	1.66×10 ⁺⁰	5.0×10 ⁺¹⁸	5.4×10 ⁺¹⁸	5.5×10 ⁺¹⁸	5.5×10 ⁺¹⁸	5.5×10 ⁺¹⁸	5.5×10 ⁺¹⁸	5.5×10 ⁺¹⁸
1.66×10 ⁺⁰	2.00×10 ⁺⁰	1.1×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺¹⁹	1.2×10 ⁺¹⁹
2.00×10 ⁺⁰	2.50×10 ⁺⁰	8.6×10 ⁺¹⁸	8.9×10 ⁺¹⁸	8.9×10 ⁺¹⁸	8.9×10 ⁺¹⁸	8.9×10 ⁺¹⁸	8.9×10 ⁺¹⁸	8.9×10 ⁺¹⁸
2.50×10 ⁺⁰	3.00×10 ⁺⁰	3.5×10 ⁺¹⁷	3.6×10 ⁺¹⁷	3.6×10 ⁺¹⁷	3.6×10 ⁺¹⁷	3.6×10 ⁺¹⁷	3.6×10 ⁺¹⁷	3.6×10 ⁺¹⁷
3.00×10 ⁺⁰	3.50×10 ⁺⁰	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵
3.50×10 ⁺⁰	4.00×10 ⁺⁰	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵	5.0×10 ⁺¹⁵
4.00×10 ⁺⁰	4.50×10 ⁺⁰	3.3×10 ⁺²	3.5×10 ⁺³	7.7×10 ⁺³	1.2×10 ⁺⁴	1.6×10 ⁺⁴	2.1×10 ⁺⁴	2.5×10 ⁺⁴
4.50×10 ⁺⁰	5.00×10 ⁺⁰	3.3×10 ⁺²	3.5×10 ⁺³	7.7×10 ⁺³	1.2×10 ⁺⁴	1.6×10 ⁺⁴	2.1×10 ⁺⁴	2.5×10 ⁺⁴
5.00×10 ⁺⁰	5.50×10 ⁺⁰	3.3×10 ⁺²	3.5×10 ⁺³	7.7×10 ⁺³	1.2×10 ⁺⁴	1.6×10 ⁺⁴	2.1×10 ⁺⁴	2.5×10 ⁺⁴
5.50×10 ⁺⁰	6.00×10 ⁺⁰	3.3×10 ⁺²	3.5×10 ⁺³	7.7×10 ⁺³	1.2×10 ⁺⁴	1.6×10 ⁺⁴	2.1×10 ⁺⁴	2.5×10 ⁺⁴
6.00×10 ⁺⁰	6.50×10 ⁺⁰	3.7×10 ⁺¹	4.0×10 ⁺²	8.9×10 ⁺²	1.4×10 ⁺³	1.9×10 ⁺³	2.4×10 ⁺³	2.8×10 ⁺³
6.50×10 ⁺⁰	7.00×10 ⁺⁰	3.7×10 ⁺¹	4.0×10 ⁺²	8.9×10 ⁺²	1.4×10 ⁺³	1.9×10 ⁺³	2.4×10 ⁺³	2.8×10 ⁺³
7.00×10 ⁺⁰	7.50×10 ⁺⁰	3.7×10 ⁺¹	4.0×10 ⁺²	8.9×10 ⁺²	1.4×10 ⁺³	1.9×10 ⁺³	2.4×10 ⁺³	2.8×10 ⁺³
7.50×10 ⁺⁰	8.00×10 ⁺⁰	3.7×10 ⁺¹	4.0×10 ⁺²	8.9×10 ⁺²	1.4×10 ⁺³	1.9×10 ⁺³	2.4×10 ⁺³	2.8×10 ⁺³
8.00×10 ⁺⁰	1.00×10 ⁺¹	1.1×10 ⁺¹	1.2×10 ⁺²	2.7×10 ⁺²	4.2×10 ⁺²	5.7×10 ⁺²	7.2×10 ⁺²	8.7×10 ⁺²
1.00×10 ⁺¹	1.20×10 ⁺¹	5.7×10 ⁺⁰	6.1×10 ⁺¹	1.4×10 ⁺²	2.1×10 ⁺²	2.9×10 ⁺²	3.6×10 ⁺²	4.4×10 ⁺²
1.20×10 ⁺¹	1.40×10 ⁺¹	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰
1.40×10 ⁺¹	2.00×10 ⁺¹	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰
2.00×10 ⁺¹	3.00×10 ⁺¹	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰
3.00×10 ⁺¹	5.00×10 ⁺¹	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰	0.0×10 ⁺⁰



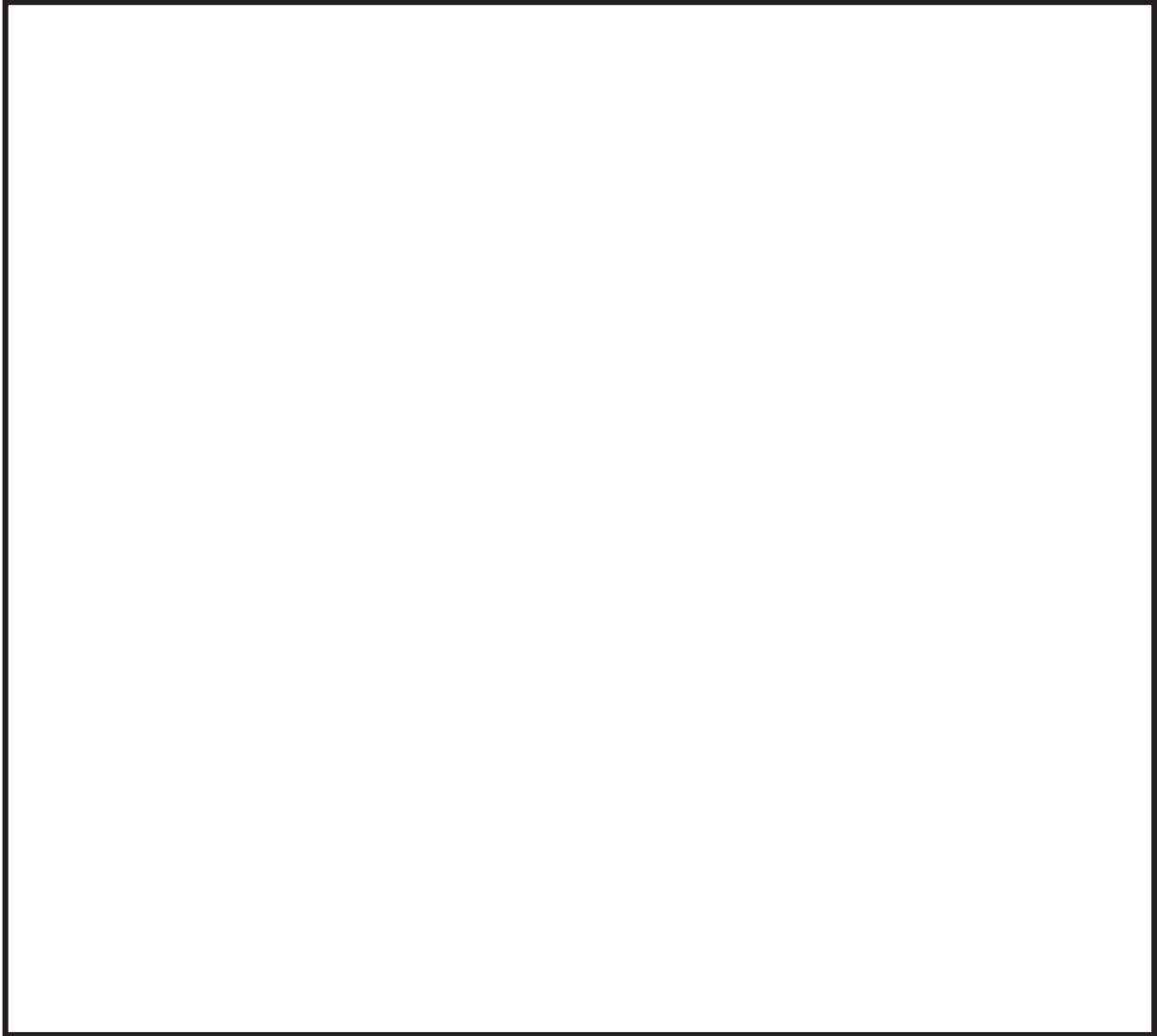
柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉原子炉建屋及びコントロール建屋

図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (1/3)



柏崎刈羽原子力発電所 7号炉原子炉建屋及びコントロール建屋

図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/3)



平面図

図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (3/3)

表 2-1-7 防護装置の設備条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系 (中央制御室送風機, 中央制御室排風機, 中央制御室再循環送風機)	0~168h : 0m ³ /h (給排気隔離ダンパ閉止)	重大事故時には恒設の中央制御室換気空調系を停止する運用とする。	4.2(2)e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室換気空調系 (大容量可搬型空調機)	0~12h : 0m ³ /h 12 ^{*1} ~168h : 6,000m ³ /h ※1 大容量可搬型空調機の起動時間については、3時間へ短縮予定	重大事故時には大容量可搬型空調機のチャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリを陽圧化する運用とする。	同上
中央制御室換気空調系 (大容量可搬型空調機) 高性能粒子フィルタの除去効率	99.9%	設計値	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気空調系 (大容量可搬型空調機) チャコール・フィルタの除去効率	99.9%	設計値	同上
中央制御室バウンダリへの空気流入率	0~12h : 0.05 回/h 12 ^{*2} ~168h : 0 回/h ※2 大容量可搬型空調機の起動時間については、3時間へ短縮予定	重大事故時には恒設の中央制御室換気空調系を停止し、大容量可搬型空調機のチャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリを陽圧化することで、フィルタを経由しない外気流入を防止できる設計としている。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 2-1-7 防護装置の設備条件 (2/2)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積		中央制御室バウンダリ : 20,800 m ³ 中央制御室内待避室 : 100 m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室内待避室	陽圧化時間	10 時間 (事故発生 38 時間後から、空気ボンベにより陽圧化)	ボンベ本数に基づき保守的に設定した値	—
	遮へい厚さ	壁及び天井 鉛 30mm 相当の遮へいを追設	設計値	—
マスクによる除染係数		中央制御室滞在時 : 考慮しない 入退域時 : 50	中央制御室滞在時は、保守的に考慮しないものとした	3. 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。

表 2-1-8 運転員交替考慮時の考慮条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在時間		49 時間 40 分	運転員の勤務形態として 5 直 2 交替とし、中央制御室内待避室の空気ポンベによる陽圧化終了と同時に中央制御室に入域する班の滞在時間を設定	3. 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
入退域	回数	8 回 ベント前：0 回 ベント後：8 回	運転員の勤務形態として 5 直 2 交替とし、中央制御室内待避室の空気ポンベによる陽圧化終了と同時に中央制御室に入域する班の入退域回数を設定	同上
	滞在時間	入退域 1 回に当たり、 ・コントロール建屋入口に 15 分留まるものとする。 ・よう素フィルタからの寄与を評価する際は、アクセスルート上に 3 分間留まるものとする。	実測値に余裕を持たせ設定	—

表 2-1-9 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数 使用(主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく	ICRP Publication71 等に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉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)の第2表の成人活動時の呼吸率を設定	—
地表への沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着無し 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2*1 より設定	4.2.(2)d.放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

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

2-2 事象の選定の考え方について

重大事故時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定する。

(1) 事象の概要

- a. 大破断 LOCA が発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- b. 更に非常用炉心冷却系 (ECCS) 喪失、全交流動力電源喪失 (SBO) を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。2 時間後に低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- c. その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 38 時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

(2) 想定事故シナリオ選定のフロー

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

a. 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象 (地震、津波、その他自然現象) をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象 (起因事象) について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化 (外部電源喪失等) および設計基準事故 (原子炉冷却材喪失等) を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波、及び、地震・津波以外の自然現象の約 40 事象から、地域性等を考慮して 6 事象 (強風、竜巻、火山、落雷、積雪、低温) を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象 (起因事象) を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表 2-2-1 のとおりグループ別に分類する。

表 2-2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る 事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らない。

一方、LOCA 時注水機能喪失については、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられず、炉心損傷後の格納容器ベントの実施が必要となる。

以上より、LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チェンバの排気ラインを使用したベントを実施した場合を想定するものとする。

2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について

重大事故時における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の格納容器外への放出割合を、MAAPコードとNUREG-1465の知見を利用し評価している。

大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオ (W/W ベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果 (事故発生から 168 時間後時点) を表 2-3-1 に示す。ただし、以下に示す通り、表 2-3-1 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 2-3-1 によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合 (10^{-7} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい (10^{-4} オーダー) という結果となっている。

一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。

表 2-3-2 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量の内半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

また、表 2-3-3 は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

表 2-3-1 の評価結果は、これらの観測事実と整合が取れていない。これは、大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔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熔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や、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。MAAP コードの開発元である EPRI から、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の報告がなされている。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については、炉心熔融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けないものと考えられる。

以上のことから、大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による放出量の評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な評価を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、重大事故時における中央制御室の居住性を評価する際は、MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465 (米国の原子力規制委員会 (NRC) で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている) の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(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 解析の結果得られた放出割合を採用する。

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。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

ここで、

F_{Cs} : 時刻 T におけるセシウムの放出割合

F_{CsOH} : 時刻 T における CsOH グループの放出割合

F_{CsI} : 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

M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量

W_I : I の分子量 W_{Cs} : Cs の分子量

(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 解析の結果得られた放出割合は採用せず、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 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで、放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一（※1）とし、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して、以下の評価式に基づき評価した。表 2-3-4 に、NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gas}}(T) \times (\gamma_i / \gamma_{Cs}) \times F_{Cs}(168h) / F_{\text{noble gas}}(168h)$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gas}}(T)$: 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核種グループの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格納容器への放出割合

※ 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とき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に格納容器内に放出され、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られる。

格納容器ベントに伴い低揮発性核種は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ない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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」に比例するものとした。

表 2-3-1 MAAP 解析による放出割合の評価結果
(重大事故時における中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.4×10^{-1}
CsI	約 9.8×10^{-7}
TeO ₂	約 3.4×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-4}
MoO ₂	約 5.5×10^{-7}
CsOH	約 8.8×10^{-7}
BaO	約 2.6×10^{-6}
La ₂ O ₃	約 2.4×10^{-4}
CeO ₂	約 2.3×10^{-4}
Sb	約 1.6×10^{-6}

表 2-3-2 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量

(単位: %)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³⁰ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水, 気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため, ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって, ここに保持された I のインベントリーは Cs と同等であると考ええる。

出典: TMI-2 号機の調査研究成果 (渡会 偵祐, 井上 康, 榎田 藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4(1990))

表 2-3-3 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グランド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機サセビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	日本分析センター*3	日本分析センター*3	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約68時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
Tc-99m(約68時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	
Ba-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	

出典: 東京電力 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表 2-3-4 NUREG-1465 での格納容器内への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合 ※ 1
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

※ 1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照

2-4 無機よう素のスプレイによる除去効果について

米国NRCのS. R. P6. 5. 2によれば、格納容器スプレイによるよう素の除去効果は以下の式①で計算できると示されている

$$\lambda_s = \frac{6K_gTF}{VD} \quad \dots \dots \textcircled{1}$$

λ_s : スプレイによる除去定数 [1/min]

K_g : 気相から水滴への移行定数

T : 水滴落下時間 [s]

F : スプレイ流量 [m³/min]

D : 水滴直径 [m]

V : 容器の空間容積 [m³]

ここでは、表2-4-1に示すCSE試験結果と、7号炉の実機パラメータに基づき、式①を用いて7号炉の格納容器スプレイ作動時の無機よう素の除去効果を評価する。

表2-4-1のCSE試験の数値及び式①により、気相への移行定数： K_g を評価できる。また、表2-4-1の7号炉の数値、 K_g 、式①より、7号炉におけるスプレイによる除去定数： λ_s を評価すると、 λ_s =約0.23[1/min]となる。(6号炉においても同様)

このことから、格納容器スプレイを10分間運転すれば格納容器気相部の無機よう素濃度は約1/10、20分で約1/100まで除去できると考えられる。格納容器スプレイを継続した場合、格納容器気相部の無機よう素濃度はさらに低減されることが考えられるが、中央制御室居住性評価においては、格納容器スプレイによる除去効果としてDF=100まで期待するものとした。

表2-4-1 CSE試験と7号炉のパラメータ

	CSE試験	7号炉
λ_s :スプレイによる除去定数	0.35[1/min] ($T_{1/2}$ =2.0[min])	-
T:水滴落下時間 (落下高さ/終端速度)	1.47[s]	1.19[s]
スプレイ落下高さ	10.3[m]	8.3[m]
水滴落下終端速度 (D=1mmの水滴落下速度)	7[m/s]	7[m/s]
F:スプレイ流量	0.185[m ³ /min] (49[gpm])	2.16[m ³ /min] (36kg/s)
D:水滴直径	1.2×10^{-3} [m]	1.2×10^{-3} [m] (CSE試験と同じとする)
V:容器の容積	595[m ³]	8600[m ³]

2-5 中央制御室の居住性評価に用いる大気拡散評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位と評価結果を表 2-5-1 に示す。

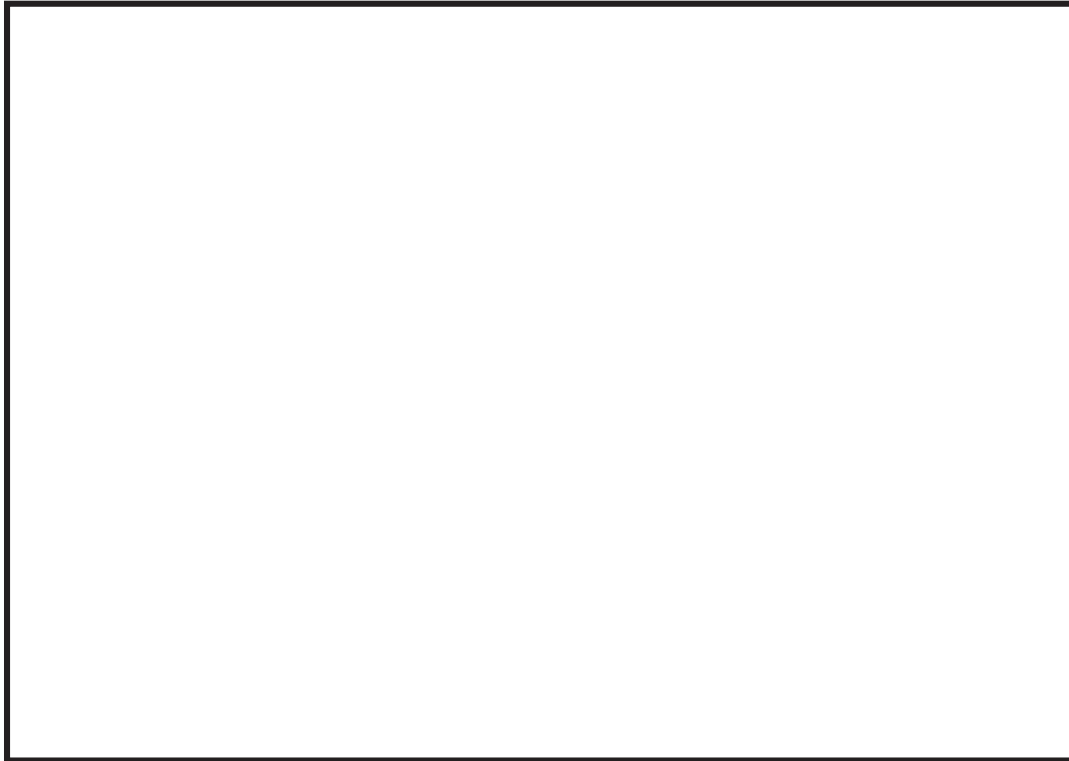


図 2-5-1 評価対象方位
(放出点：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)



図 2-5-2 評価対象方位
(放出点：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

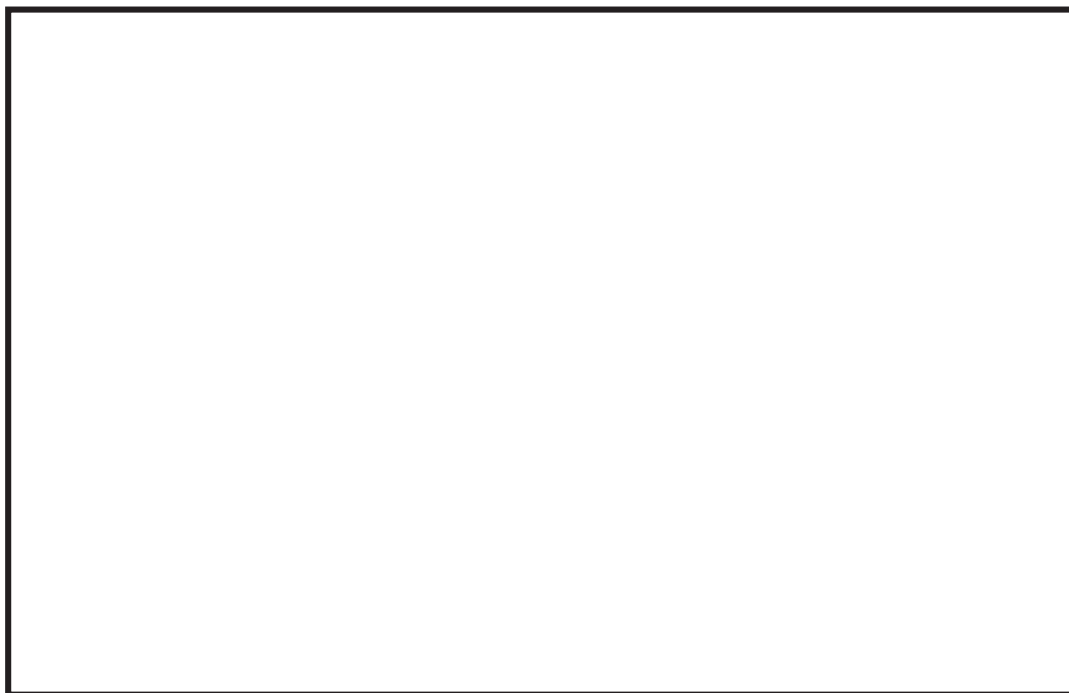


図 2-5-3 評価対象方位
(放出点：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

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。



図 2-5-4 評価対象方位

(放出点：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

表 2-5-1 各評価点における相対濃度及び相対線量

放出点	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対濃度 [Gy/Bq]
6号炉格納 容器圧力逃 がし装置配 管	中央制御室中 心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納 容器圧力逃 がし装置配 管	中央制御室中 心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表2-5-2～表2-5-5に示す。

表 2-5-2 相対濃度及び相対線量の値（6号炉起因，中央制御室中心）

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	中央制御室中心
		97.16	5.3×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
	

表 2-5-3 相対濃度及び相対線量の値（7号炉起因，中央制御室中心）

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
7号炉格納容器圧力逃がし装置配管	中央制御室中心
		98.84	9.6×10^{-4}	97.32	6.5×10^{-18}
		97.32	8.5×10^{-4}	97.12	6.4×10^{-18}
		96.94	8.0×10^{-4}	96.75	6.2×10^{-18}
	

表 2-5-4 相対濃度及び相対線量の値（6号炉起因，コントロール建屋入口）

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	コントロール建屋入口
		97.34	5.0×10^{-4}	97.27	3.9×10^{-18}
		97.23	4.7×10^{-4}	97.16	3.7×10^{-18}
		96.99	4.6×10^{-4}	96.92	3.6×10^{-18}
	

表 2-5-5 相対濃度及び相対線量の値（7号炉起因，コントロール建屋入口）

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
7号炉格納容器圧力逃がし装置配管	コントロール建屋入口
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		98.41	9.7×10^{-4}	98.41	7.4×10^{-18}
		96.47	8.5×10^{-4}	96.47	6.7×10^{-18}
	

2-6 地表面への沈着速度の設定について

中央制御室の居住性評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着速度 0.3cm/sの4倍である1.2cm/sを用いている。

「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」（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倍と設定した。

以下では、湿性沈着を考慮した沈着速度を、乾性沈着速度の4倍として設定した妥当性を検討した。

1. 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比が4倍を超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下、学会標準）解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは内規【解説5.3】①に従い、居住性評価を保守的に評価するために放出点高さの相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \dots \dots \dots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]
 V_d : 沈着速度[m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2より)

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $(\chi/Q)_w(x,y)_i$ は「学会標準」解説4.11より以下のように表される。

$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \dots \dots \dots \textcircled{2}$$

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻*i*での湿性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻*i*での地表面高さでの相対濃度[s/m³]
 Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-6} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻*i*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値

$$\frac{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値}}{(V_d \cdot \chi / Q(x, y, z))_{97\%}} \dots \dots \dots \textcircled{3}$$

2. 検討結果

表2-6-1に中央制御室内滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.0~1.3程度となった。

以上より、湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の4倍と設定することは保守的であるといえる。

表2-6-1 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 (s/m ³)	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
中央制御 室中心	6号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	5.1×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	1.3
	7号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	8.5×10 ⁻⁴	2.5×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	1.2
コントロ ール建屋 入口	6号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	4.7×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁶	1.9×10 ⁻⁶	1.3
	7号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	9.7×10 ⁻⁴	2.9×10 ⁻⁶	3.1×10 ⁻⁶	1.0

2-7 エアロゾルの乾性沈着速度について

エアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s は NUREG/CR-4551^{※1}に基づいて設定している。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/CR4551では $0.5\mu\text{m} \sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが、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は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の放出はされにくいと考えられる。

また、W.G.N.Slinnの検討^{※2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1\mu\text{m} \sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度である。以上のことから、中央制御室の居住性評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

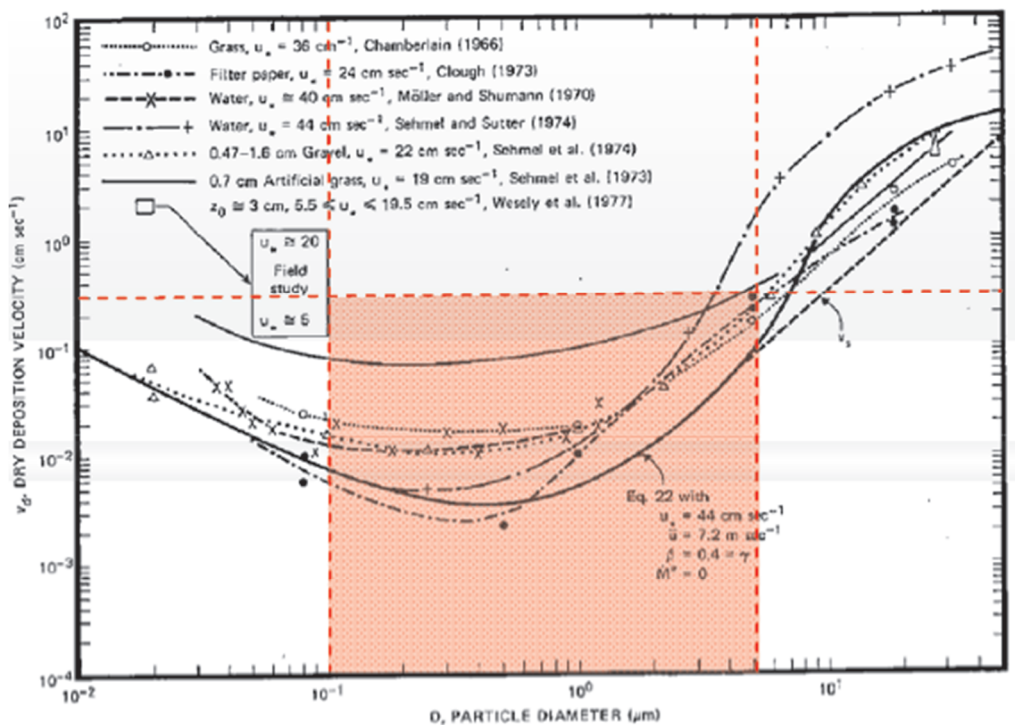


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 2-7 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{※2})

※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

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

2-8 グランドシャイン線評価モデルについて

中央制御室の居住性に影響するグランドシャイン線の評価モデルを以下に示す。

(1) 線源領域

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉コントロール建屋周辺の地形を図2-8-1に示す。コントロール建屋周辺の地形は平坦で、200m以上離れた場所に斜面があり、その先は標高が高くなっている。

斜面に沈着した放射性物質に起因するグランドシャインは、コントロール建屋周辺の建屋によって遮へいされ、寄与は無視できると考えられる。そこで、グランドシャインの評価に当たっては、放射性物質が平坦な土壌に一樣に沈着したものとし、図2-8-1に示したコントロール建屋中心から半径500m以内を線源領域とした。また、この範囲に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と見なした。

コントロール建屋屋上については、コントロール建屋の屋上面に放射性物質が均一に沈着するものとした。

(2) 遮へい

グランドシャイン線による影響の評価に当たって、遮へい物はコントロール建屋の外壁・2階床・天井のコンクリートのみを考慮した。遮へい物の厚さは薄い部分で代表し、東側の外壁の厚さは□□□□，それ以外は全て□□□□とした。また、コンクリートの組成は普通コンクリート（密度 2.15g/cm^3 ）とした。

なお、中央制御室内待避室では、鉛カーテン等の追加遮へいを設けるが、グランドシャイン線による影響の評価に当たっては、簡単のため追加遮へいの効果を見込まないものとした。

(3) 評価点

地表面に沈着した放射性物質に起因する被ばくの評価点は、外壁及び2階床による遮へい効果が最も小さくなる位置とし、コントロール建屋の西側角を選定した。コントロール建屋の屋上に沈着した放射性物質に起因する被ばくの評価点は、コントロール建屋の中央とした。評価点高さはいずれも2階床面から1.5mとした。

(4) 評価コード

評価コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いた。



図2-8-1 コントロール建屋周辺地形（赤線内は線源とした領域；半径500m）

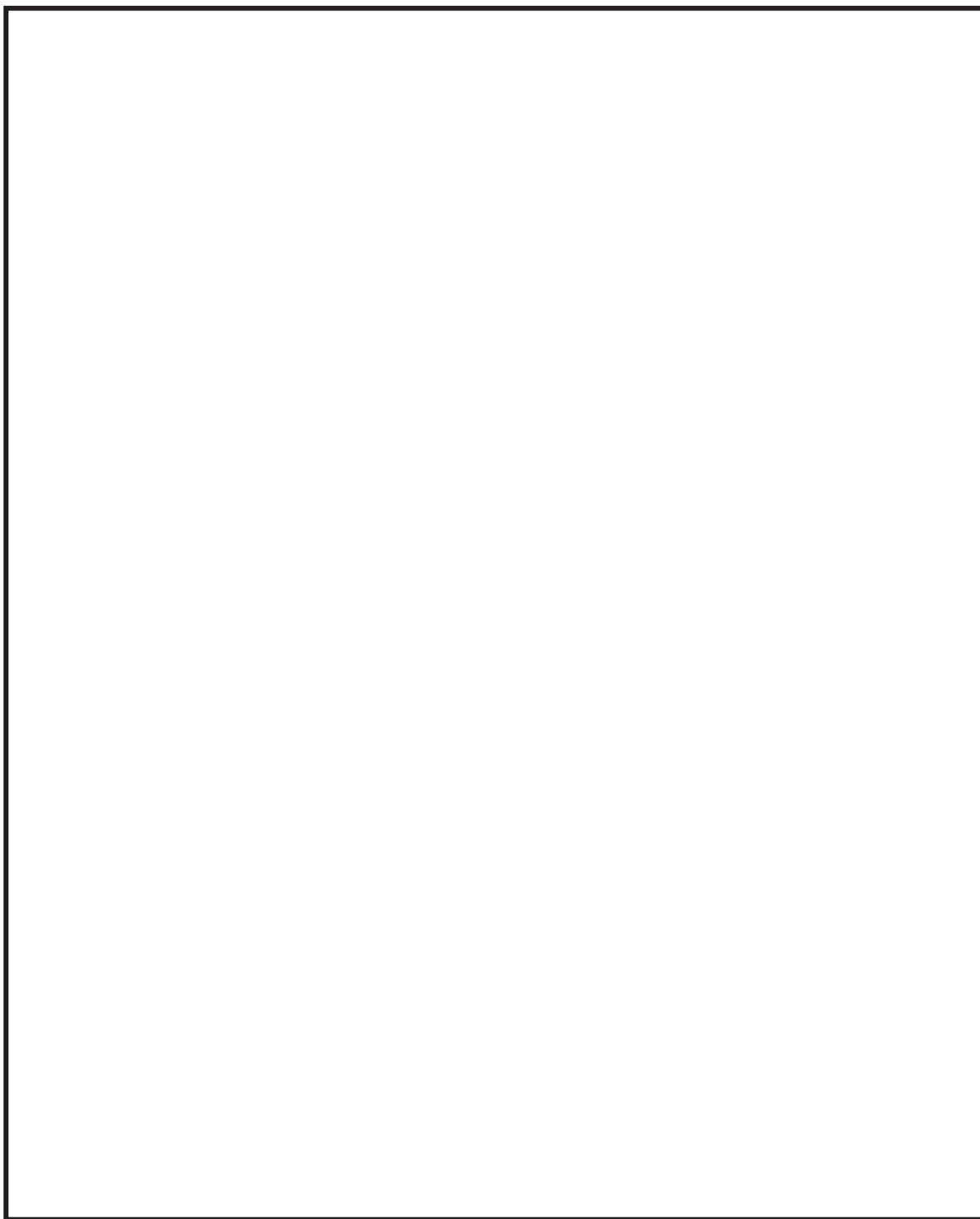


図2-8-2 コントロール建屋断面図

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。



図2-8-3 コントロール建屋平面図及び評価点

2-9 入退域時のよう素フィルタ内放射性物質からの被ばく評価モデルについて

運転員の中央制御室へのアクセスルート上には、よう素フィルタの設置場所に近づくエリアがあるため、フィルタ内に付着した放射性物質からのガンマ線に起因する被ばく量を評価した。

(1) 考慮する線源

格納容器ベント実施に伴い、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、及びよう素フィルタ内には放射性物質が取り込まれる。格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質の放出割合（炉内内蔵量に対する割合）は表2-9-1のとおりであり、希ガス類及びよう素類の放出割合が大きい。

流入する放射性物質のうち、希ガス類はフィルタ装置及びよう素フィルタ内に取り込まれないため線源とならない。よう素類のうち大部分は有機よう素の形態であり、有機よう素はよう素フィルタ内に取り込まれ線源となる。粒子状よう素、無機よう素、及びその他の核種はフィルタ装置に取り込まれ線源となる。これらのうち、よう素フィルタ内に取り込まれた有機よう素が支配的な線源となる。

また、フィルタ装置内に取り込まれた放射性物質に起因するガンマ線は、よう素フィルタやフィルタまわりの遮へい壁等により遮へいされるため影響は小さいものと考えられる。

これらのことから、よう素フィルタ内のよう素に起因する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による影響を評価した。

なお、よう素フィルタに流入する有機よう素は、その全量がフィルタ内に取り込まれるものとし、よう素はフィルタ内に一様に分布するものとした。

表2-9-1 放射性物質の流入割合

	格納容器圧力逃がし装置への流入割合 (炉内内蔵量に対する割合) [-]
希ガス類	約 9.4×10^{-1}
よう素類	約 3.1×10^{-2}
Cs類	約 8.8×10^{-7}
Te類	約 1.8×10^{-7}
Ba類	約 7.1×10^{-8}
Ru類	約 8.8×10^{-9}
La類	約 7.1×10^{-10}
Ce類	約 1.8×10^{-9}

(2) 遮へい

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による影響の評価に当たっては、フィルタまわりの遮へい壁、及び原子炉建屋やコントロール建屋等の建屋を考慮した。

(3) 評価点

保守的にアクセスルートよりも線源に近い点を評価点として選定した。線源との位置関係を図2-9-1に示す。

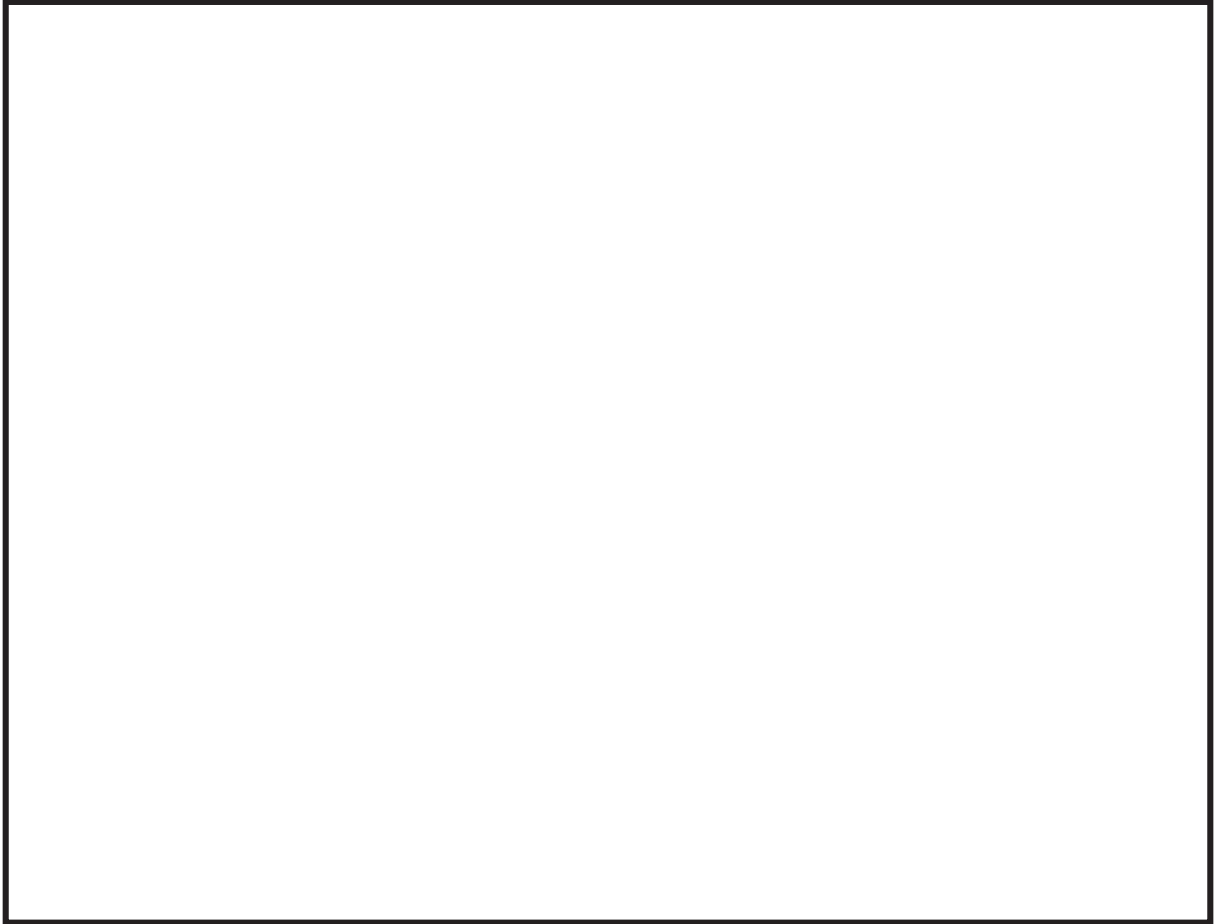


図2-9-1 評価点と線源の位置関係

(4) 評価コード

評価コードは、MCNP5 コードを用いた。

(5) 評価結果

評価結果を表 2-9-1 に示す。

表 2-9-2 よう素フィルタ内のよう素に起因する被ばく (mSv/h) (1/2)

	ベント開始後経過時間[h]						
	0	1	2	3	6	10	12
6号炉	$4.6 \times 10^{+1}$	$3.7 \times 10^{+1}$	$3.0 \times 10^{+1}$	$2.5 \times 10^{+1}$	$1.6 \times 10^{+1}$	$1.1 \times 10^{+1}$	9.6×10^0
7号炉	$2.3 \times 10^{+2}$	$1.9 \times 10^{+2}$	$1.5 \times 10^{+2}$	$1.2 \times 10^{+2}$	$7.8 \times 10^{+1}$	$5.4 \times 10^{+1}$	$4.8 \times 10^{+1}$
合計	$2.8 \times 10^{+2}$	$2.2 \times 10^{+2}$	$1.8 \times 10^{+2}$	$1.5 \times 10^{+2}$	$9.3 \times 10^{+1}$	$6.5 \times 10^{+1}$	$5.8 \times 10^{+1}$

表 2-9-2 よう素フィルタ内のよう素に起因する被ばく (mSv/h) (2/2)

	ベント開始後経過時間[h]						
	24	34	48	58	82	106	130
6号炉	7.2×10^0	6.2×10^0	5.3×10^0	4.9×10^0	4.1×10^0	3.6×10^0	3.2×10^0
7号炉	$3.6 \times 10^{+1}$	$3.1 \times 10^{+1}$	$2.7 \times 10^{+1}$	$2.4 \times 10^{+1}$	$2.1 \times 10^{+1}$	$1.8 \times 10^{+1}$	$1.6 \times 10^{+1}$
合計	$4.3 \times 10^{+1}$	$3.7 \times 10^{+1}$	$3.2 \times 10^{+1}$	$2.9 \times 10^{+1}$	$2.5 \times 10^{+1}$	$2.2 \times 10^{+1}$	$1.9 \times 10^{+1}$

2-10 運転員の勤務形態について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性を評価するに当たっては、通常運転時の交替体制である5直2交替を考慮した。運転員の直交替サイクルを表2-10-1に示す。また、評価期間7日間の直交替スケジュールを表2-10-2に示す。

表2-10-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25
2直	21：00～8：55
訓練直（※1）	—

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表2-10-2 直交替スケジュール

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	1	1	2	2	明	休	休	49時間40分	8回
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0分	0回
C班	休	休	1	1	2	2	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1	1	2	37時間45分	6回
E班	2	2	明	休	休	休	1	36時間45分	6回

2-11 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響について

重大事故時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定している。

この事故シナリオにおいては格納容器は健全であるため、格納容器から漏えいする水蒸気は原子炉建屋内で凝縮し、原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しており、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。

さらに、格納容器内から原子炉建屋に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い原子炉建屋内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、格納容器が健全である場合は、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

ここでは、上述に係わらず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを無条件に仮定した場合に、当該放射性物質が中央制御室居住性に与える影響を評価した。

1. 評価条件

(1) 放射性物質の放出量

ここでは、原子炉建屋から大気中に放出された放射性物質の影響を保守的に見積もるために、原子炉建屋の換気空調系停止時の原子炉建屋からの放射性物質の大気中への漏えい率を 32%/日（一定）と設定した。

なお、原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮するが、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しないものとした。

原子炉建屋からの放射性物質の大気中への漏えい率を 32%/日と設定した場合の放出量は表 2-11-1 のとおり。

表 2-11-1 放射性物質の大気中への放出量

(7日間積算値, 原子炉建屋からの漏えい率を32%/日と想定した場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能量 (Bq) (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを經由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.7×10^{18}	約 4.0×10^{16}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.4×10^{15}	約 2.7×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 1.2×10^9	約 8.0×10^{10}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 8.2×10^8	約 4.1×10^{10}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 7.8×10^8	約 4.8×10^{10}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 1.3×10^8	約 7.1×10^9
La 類	約 6.5×10^{19}	約 2.2×10^7	約 1.3×10^9
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 1.0×10^8	約 5.1×10^9

(2) 大気拡散評価

原子炉建屋から大気中への放射性物質の放出について, 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を表 2-11-2 に示す。また, 評価条件を表 2-11-3 に示す。表 2-11-3 に記載のない評価条件は表 2-1-3 と同じ。

表 2-11-2 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

放出点	評価点	放出点から評価点までの距離[km]	相対濃度 χ/Q [s/m ³]	相対線量 D/Q [Gy/Bq]
6号炉原子炉建屋中心	中央制御室中心	0.079	6.1×10^{-4}	1.6×10^{-18}
	コントロール建屋入口	0.101	4.3×10^{-4}	1.4×10^{-18}
7号炉原子炉建屋中心	中央制御室中心	0.054	1.4×10^{-3}	2.5×10^{-18}
	コントロール建屋入口	0.037	2.2×10^{-3}	2.6×10^{-18}

表 2-11-3 大気拡散評価条件

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドでの記載
放出源及び放出源高さ	<p>【6号炉】 6号炉原子炉建屋中心： 地上0m</p> <p>【7号炉】 7号炉原子炉建屋中心： 地上0m</p>		審査ガイドに示されたとおり設定。ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮。	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a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、放出エネルギーを考慮してもよい。
実効放出継続時間	原子炉建屋からの放出：61時間		大気中への積算放出割合を、最大の放出率で除した数字を基に設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
着目方位	中央制御室内滞在時	<p>6号炉原子炉建屋：6方位 (SE,SSE,S,SSW,SW,WSW)</p> <p>7号炉原子炉建屋：9方位 (WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E,ESE)</p>	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る披ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	<p>6号炉原子炉建屋：5方位 (SSE,S,SSW,SW,WSW)</p> <p>7号炉原子炉建屋：9方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)</p>		

(3) その他の評価条件

大容量可搬型空調機の起動遅れ時間の設定を、起動遅れ時間短縮の目標値である3時間とした。その他の評価条件は、原子炉建屋からの放射性物質の放出を考慮しない場合の評価条件と同じとした。

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出されると仮定した場合の、運転員の勤務サイクル毎の被ばく量の評価結果を表 2-11-4 に示す。ただし、ここでは事故直後に勤務している A 班の被ばく量が大きくなることから、2 日目以降は A 班の代わりに、訓練直である B 班が中央制御室に滞在するものとして評価した。最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の合計は、約 87mSv となる。

したがって、原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出されると仮定しても、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足する。

表 2-11-4 各勤務サイクルでの被ばく量

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	約 80	-	-	-	-	-	-	約 80
B 班	-	約 12 ^{※1}	約 18 ^{※1}	約 12 ^{※1}	-	-	-	約 43
C 班	-	-	約 54	約 15	約 9.7	約 8.0	-	約 87
D 班	-	-	-	-	約 11	約 9.3	約 4.1	約 25
E 班	約 16	約 30	-	-	-	-	約 11	約 57

※1 B 班が A 班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

2-12 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい率の設定について

原子炉建屋は、事故時には非常用ガス処理系によって負圧に保ち、0.5回/日で換気する。一方、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価においては、非常用ガス処理系が停止していることから、原子炉建屋からの漏えい率を別途設定する必要がある。

ここでは、建屋周辺の風速によって原子炉建屋内と建屋外とに差圧が生じ、放射性物質を含む原子炉建屋内の気体が建屋外へ漏えいすると仮定した場合の漏えい率を評価する。

(1)式に建屋周辺の風速と建屋差圧（風荷重）の関係を示す。

$$\Delta P = -C \times \rho \times v^2 / 2 \dots (1)$$

ΔP : 風荷重 (kg/m²)

C : 風力係数 (-0.4)

ρ : 空気密度 (0.125kgs²/m⁴ : 大気圧 101kPa, 大気温 15°C)

v : 風速 (10.2m/s)

(敷地内で観測した 1985 年 10 月～1986 年 9 月の地上高 10m 風速観測結果から、累積出現頻度が 97%にあたる風速 10.2m/s を選定)

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

次に、差圧と流量の一般の相関式を(2)式に示す。

$$Q \propto \sqrt{\Delta P} \dots (2)$$

Q : 流量 (m/s)

ΔP : 差圧 (mmH₂O)

なお、1mmH₂O=1kg/m²

原子炉建屋は、建屋負圧 6.4mmH₂O で漏えい率が 0.5 回/日以下になるように設計されているため、実風速による建屋差圧と漏えい率の関係は(3)式のようなになる。

$$f_1 = f_0 \times \sqrt{(\Delta P_1 / \Delta P_0)} \dots (3)$$

f_1 : 実風速時の漏えい率 (回/日)

f_0 : 原子炉建屋の設計漏えい率 (0.5 回/日)

ΔP_1 : 実風速時の建屋差圧 (2.6mmH₂O)

ΔP_0 : 原子炉建屋の設計建屋差圧 (6.4mmH₂O)

以上より、建屋周辺の風速によって生じる原子炉建屋からの漏えい率は 0.32 回/日となる。

2-13 審査ガイド※2への適合状況について

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>(解釈より抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>第74条（原子炉制御室）</p> <p>1 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員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（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> </div> <p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p>	<p>1 b) → 審査ガイド通り</p> <p>① 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員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、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA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したシーケンスを選定する。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>② 中央制御室滞在時は保守的にマスクの着用を考慮しないものとした。入退域時はマスクの着用を考慮した。</p> <p>③ 運転員の勤務形態（5直2交替）を考慮して評価している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p> <p>4.1 → 審査ガイド通り</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p>	<p>4.1(1) → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑧の経路に対して評価している。</p> <p>4.1(1)① → 審査ガイド通り</p> <p>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での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>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での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)② → 審査ガイド通り</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 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</p> <p>大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p>	<p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。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外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 審査ガイド通り</p> <p>建屋内等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外部被ばく線量を評価している。</p> <p>建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ⑤ → 審査ガイド通り</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「4. 1 (1) ②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室の居住性に係る被 <p>評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参 2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及 	<p>4. 1 (2) a. → 審査ガイド通り</p> <p>評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員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、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 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したシーケンスを選定した。格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量、及び、格納容器から原子炉建屋への漏えい量を、MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素、及び有機よう素については、大気中の放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>4. 1 (2) b. → 審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、1985 年 10 月～1986 年 9 月の 1 年間における気象データを使用している。</p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4. 1 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>前項 c の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>び吸入摂取による内部被ばく)を計算する。</p> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p> <p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率 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。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 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。 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(※3)における相関式を用 	<p>4. 1 (2) e. → 審査ガイド通り 前項 d で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足していることを確認している。</p> <p>4. 2 (1) a. → 審査ガイド通り 高性能粒子フィルタ及びチャコール・フィルタの除去効率として、設計値である99.9%を仮定して評価している。</p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイド通り 中央制御室内を陽圧化している間は、空気の流入は考慮しない。 中央制御室内を陽圧化していない間は、空気流入率を0.05回/hとした。</p> <p>4. 2 (2) a. → 審査ガイド通り 放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。</p> <p>柏崎刈羽発電所内で観測して得られた1985年10月1日から1986年9月30日の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用している。 水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>いて計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 <p>一 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 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 4 の領域 An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>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（参 4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参 1）による。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近 	<p>放出点(格納容器圧力逃がし装置配管)から近距離の建屋(原子炉建屋)の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）と建屋の高さがほぼ同じであるため、2.5 倍に満たない。</p> <p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）の位置は、図 4 の領域 An の中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位（6 号炉事故時は 6 方位(中央制御室)及び 5 方位(入退域)、7 号炉事故時は 8 方位(中央制御室)及び 9 方位(入退域)）を対象としている。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイド通り 建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源(格納容器圧力逃がし装置配管)から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質濃度の評価点 1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。 <ul style="list-style-type: none"> i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入 2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。 <ul style="list-style-type: none"> i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。 3) 代表面における評価点 <ul style="list-style-type: none"> i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。 	<p>建屋による巻き込みの影響を考慮しており、事故時には外気を取入れにより中央制御室を陽圧化し、室内への流入を遮断するとして評価しているため、給気口が設置されている建屋の屋上面を選定するが、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心としている。 また、放出点と評価点間の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲 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(図6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。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。</p>	<p>直線距離の評価に当たっては、保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定した。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(6号炉事故時は6方位(中央制御室)及び5方位(入退域)、7号炉事故時は8方位(中央制御室)及び9方位(入退域))を対象としている。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。 放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる 180° を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(6号炉事故時は6方位(中央制御室)及び5方位(入退域)、7号炉事故時は8方位(中央制御室)及び9方位(入退域))を評価方位として選定としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>図 6 及び図 7 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋投影面積 <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・ 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・ 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・ 相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参 1）による。 <p>d. 地表面への沈着</p>	<p>「着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>すべての方位について、原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイド通り</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間（保守的に 1 時間とする）を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所パウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>（3）線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 	<p>地表面物質への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。沈着速度(1.2cm/s)については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定している。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 より設定している。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室は外気の取入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室は外気の取入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。直接流入量の評価に当たっては、バウンダリ容積を用いて計算している。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイド通り</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮へい効果を考慮している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。 <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈 	<p>4. 2 (3) b → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室におけるグラウンドシャインについては、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。中央制御室内の運転員については建屋による遮へい効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) c → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した単位時間当たりの被ばく線量を積算して計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクの着用を考慮しない。</p> <p>4. 2 (3) d → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e → 審査ガイド通り</p> <p>入退域でのクラウドシャイン線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) f → 審査ガイド通り</p> <p>入退域でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 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。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 <p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a 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。 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。 なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a 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。 <p>(2) 非常用電源</p>	<p>4. 2 (3) g → 審査ガイド通り</p> <p>入退域での内部被ばくについては空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した単位時間当たりの被ばく量を積算して計算している。</p> <p>入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) h. → 審査ガイド通り</p> <p>6号炉、7号炉それぞれ個別に評価し、その結果を合算している。</p> <p>4. 3 (1) → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>4. 3 (1) a → 審査ガイド通り</p> <p>4. 1 (2) a 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している。</p> <p>希ガス類、よう素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については、R.G.1.195 を参照している。</p> <p>4. 3 (1) b → 審査ガイド通り</p> <p>4. 1 (2) a 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している。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a 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。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 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、4.1 (2) a 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。</p> <p>b. 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 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 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、4.1 (2) a 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。</p> <p>d. 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。</p>	<p>4. 1 (2) a 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している。</p> <p>4. 3 (3) a. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4. 3 (3) b. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4. 3 (3) c. → 審査ガイド通り ドライウェルスプレイの作動については、4. 1 (2) a 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している。</p> <p>4. 3 (3) d. → 審査ガイド通り 原子炉格納容器内のエアロゾルの除去については、MAAP 解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内への沈着による除去係数は、「発電用軽水型原子炉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) を参照し 2 と設定している。 無機よう素のサプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan6.5.5 に基づき 10 と設定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1 (2) a 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。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉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。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 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及び放出継続時間は、4.1 (2) a 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。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1 (2) a 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、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく ・4.1 (2) a 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。 ・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</p>	<p>ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数は、CSE 試験に基づき 100 と設定している。</p> <p>4. 3 (3) e. → 審査ガイド通り 4. 1 (2) a 選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。</p> <p>4. 3 (3) f. → 審査ガイド通り 大容量可搬型空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを有効性評価で設定した 12 時間 (※1) として評価した。 ※1 大容量可搬型空調機の起動時間については、3 時間へ短縮予定</p> <p>4. 3 (4) a. → 審査ガイド通り 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4. 1 (2) a 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している。実効放出継続時間は保守的に 1 時間としている。</p> <p>4. 3 (4) b. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは、格納容器圧力逃がし装置配管高さを仮定している。 放出エネルギーによる影響は考慮していない。</p> <p>4. 3 (5) a. → 審査ガイド通り 4. 1 (2) a で選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後 1 日毎の積算</p>

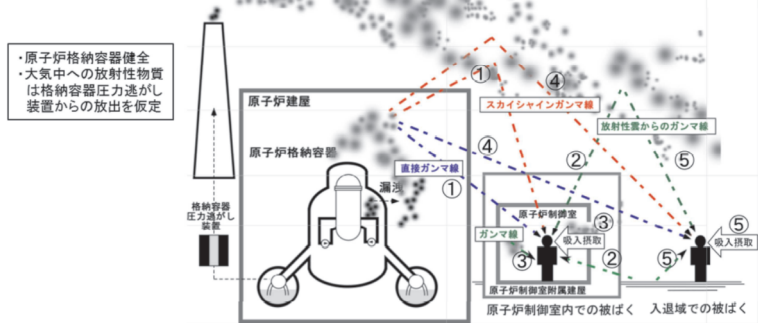
<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>後 7 日間の積算線源強度を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・ 積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。 	<p>線源強度を 7 日目まで計算している。</p> <p>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・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮へい構造（原子炉建屋外部遮へい構造、中央制御室遮へい構造）から計算している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を ANISN コード及び G33-GP2R コードで計算している。また、よう素フィルタ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も評価している。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 QAD-CGGP2R コード及び MCNP5 コードで計算している。</p> <p>4. 3 (5) b. → 審査ガイド通り</p> <p>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入退域時の外部被ばく線量は、4. 3 (5) a と同様の条件で計算している。</p> <p>また、よう素フィルタ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入退域時の外部被ばく線量も評価している。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 MCNP5 コードで計算している。</p>

実用発電用原子炉に係る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

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路

原子炉制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく) ③外気から原子炉制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく(直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) 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での被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく) 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(グランドシャインによる外部被ばく) 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(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域時	⑤ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく(直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑥ 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(クラウドシャインによる外部被ばく) 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(グランドシャインによる外部被ばく) ⑧ 大気中へ放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばく(吸入摂取による内部被ばく)

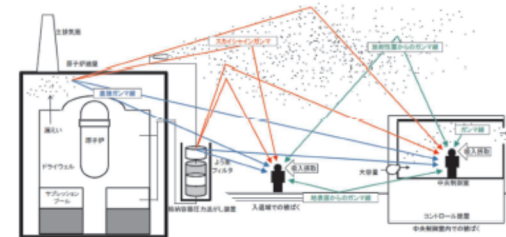


図1 → 審査ガイド通り

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

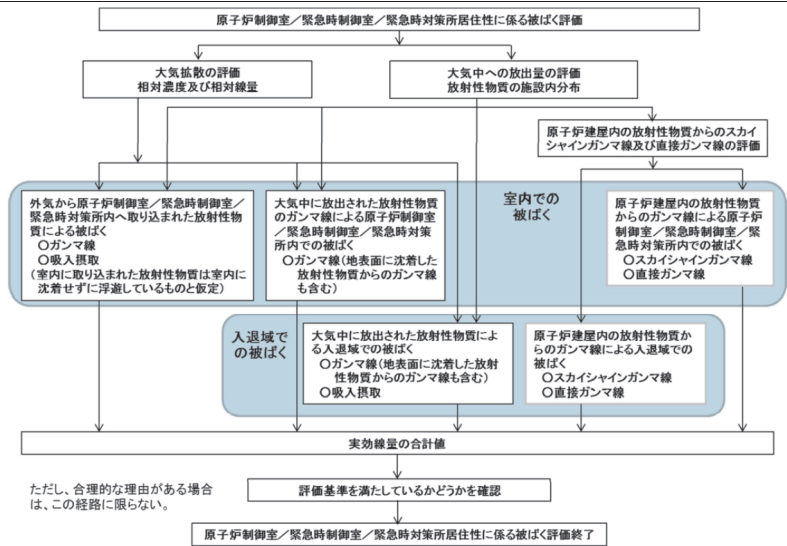


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

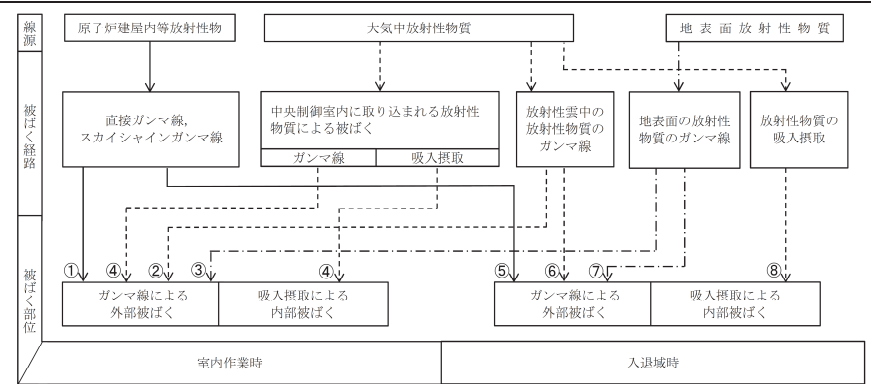
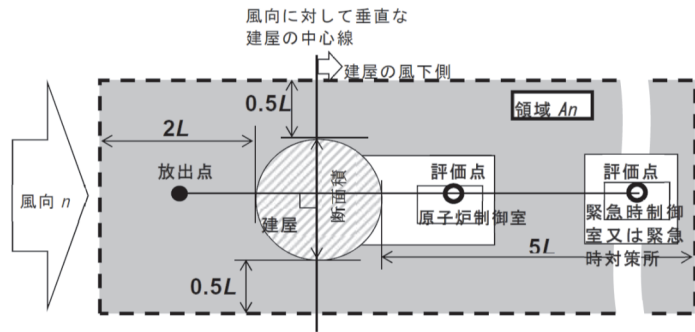


図3 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る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

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

(6号側)



実用発電用原子炉に係る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	中央制御室に係る被ばく評価の適合状況
	<p>(7号側)</p> <div data-bbox="1099 288 1827 778" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1099 820 1827 1310" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div>

実用発電用原子炉に係る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

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

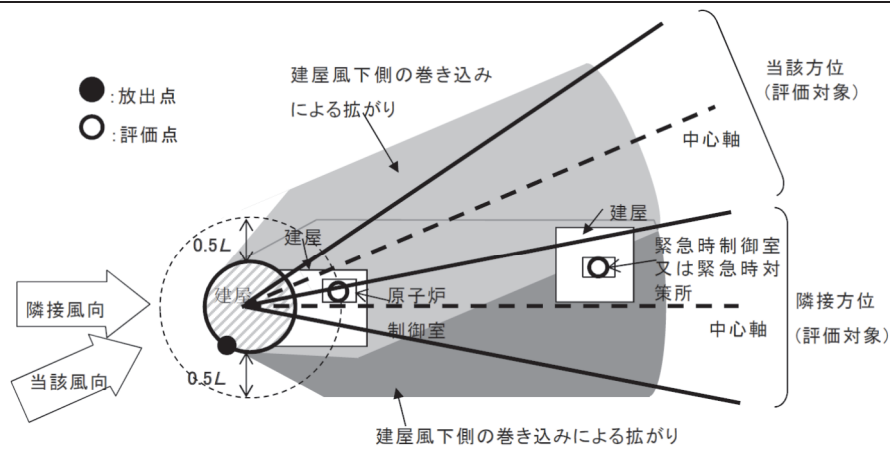
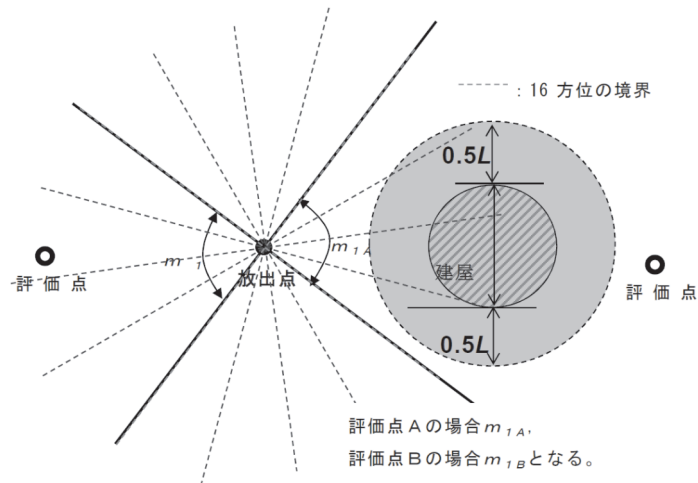
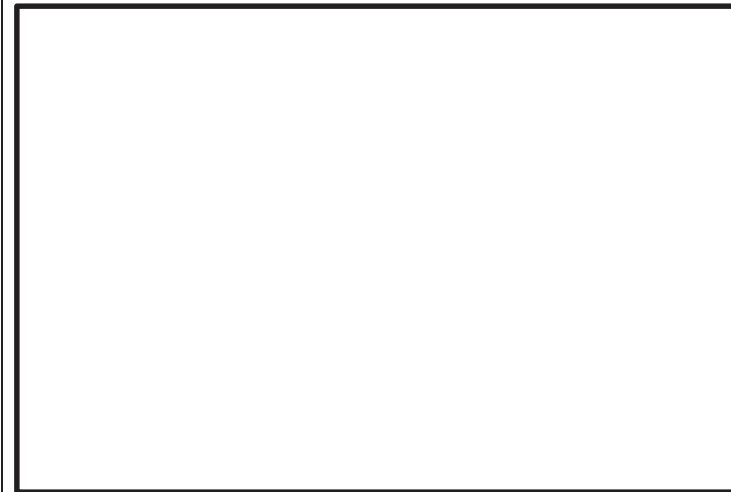
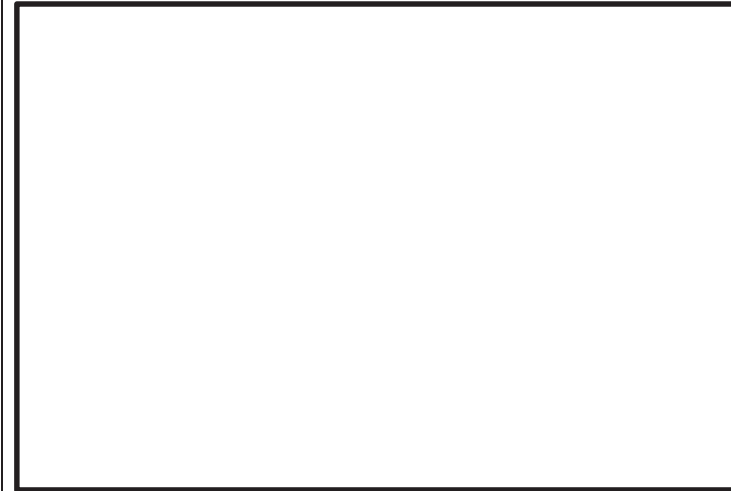


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図4 → 審査ガイド通り
(6号側)



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方

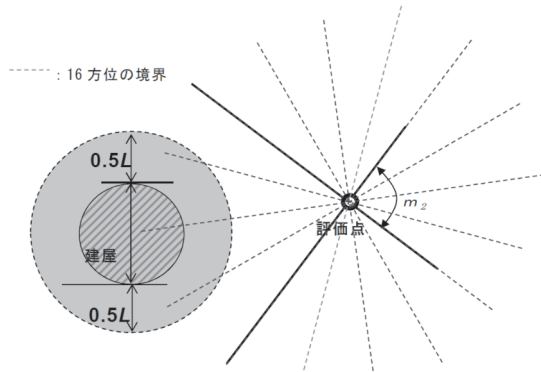
図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法

(水平断面での位置関係)

実用発電用原子炉に係る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

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

(7号側)



建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)

i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択

ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択
(放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択
(評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

i ~ iiiの重なる方位を選定

方位選定終了

図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

実用発電用原子炉に係る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

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

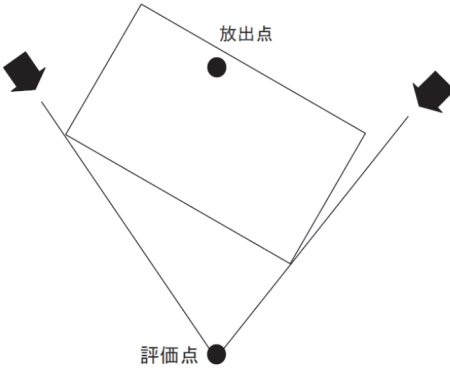


図9 評価対象方位の設定

図5, 6, 7, 8 → 審査ガイド通り

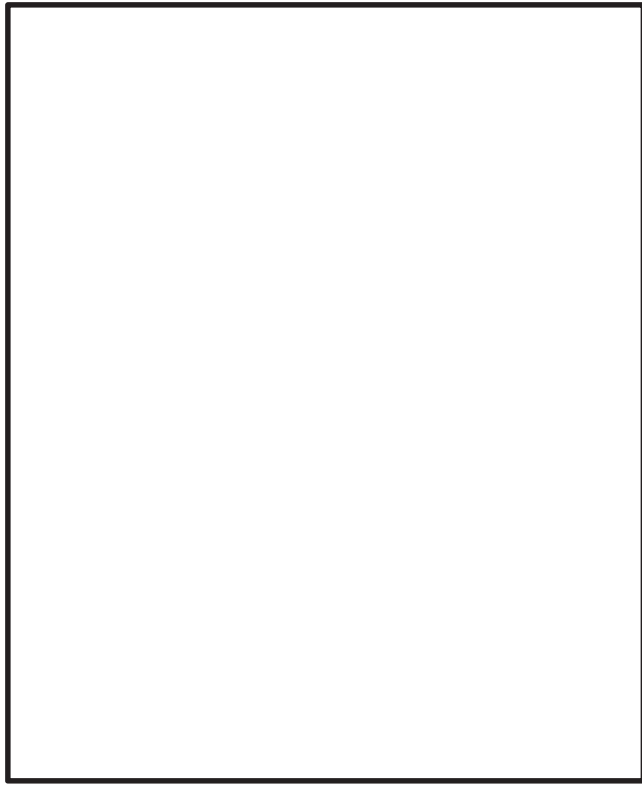
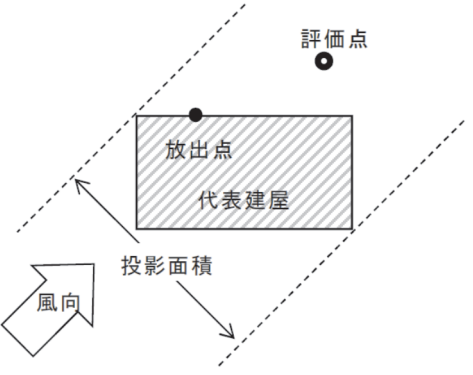


図10 → 審査ガイド通り

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。

<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
 <p>図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	