

女川原子力発電所 2 号炉

原子炉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 11 日

東北電力株式会社

目 次

頁

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

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 10

補足説明資料 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

補足説明資料 1-1 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価条件

補足説明資料 1-2 被ばく評価に用いた気象条件の代表性

補足説明資料 1-3 線量評価に用いる大気拡散評価

補足説明資料 1-4 空気流入率試験結果について

補足説明資料 1-5 直交代の考え方について

補足説明資料 1-6 内規^{*1}との整合性について

補足説明資料 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

補足説明資料 2-1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る評価条件

補足説明資料 2-2 事故シーケンス選定の考え方について

補足説明資料 2-3 核分裂生成物の放出割合について

補足説明資料 2-4 よう素の化学形態の設定について

補足説明資料 2-5 原子炉格納容器への元素状よう素の沈着効果について

補足説明資料 2-6 原子炉格納容器漏えい率の設定について

補足説明資料 2-7 大気中への放出放射エネルギーの推移グラフについて

補足説明資料 2-8 中央制御室の直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線の評価方法について

補足説明資料 2-9 中央制御室換気空調系のフィルタの保持・吸着容量

補足説明資料 2-10 マスクによる防護係数について

補足説明資料 2-11 中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について

補足説明資料 2-12 地表面への沈着評価

補足説明資料 2-13 グランドシャイン線量の評価方法について

補足説明資料 2-14 待避所における線量評価について

補足説明資料 2-15 審査ガイド^{*2}との適合性について

※ 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

 = DB

 = SA

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、2012 年 1 月～2012 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

なお、今回、新たに採用した気象データについては、至近 10 年間の気象観測結果による検定を行い、代表性の確認を行っている。

1.3 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。直接ガンマ線は点減衰核積分コード QAD-CGGP2R、スカイシャインガンマ線は一次元輸送計算コード ANISN 及び 1 回散乱計算コード G33-GP2R 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平常時の直交替である 5 直 3 交替とし、30 日間の評価期間において最も中央制御室における滞在期間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、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。

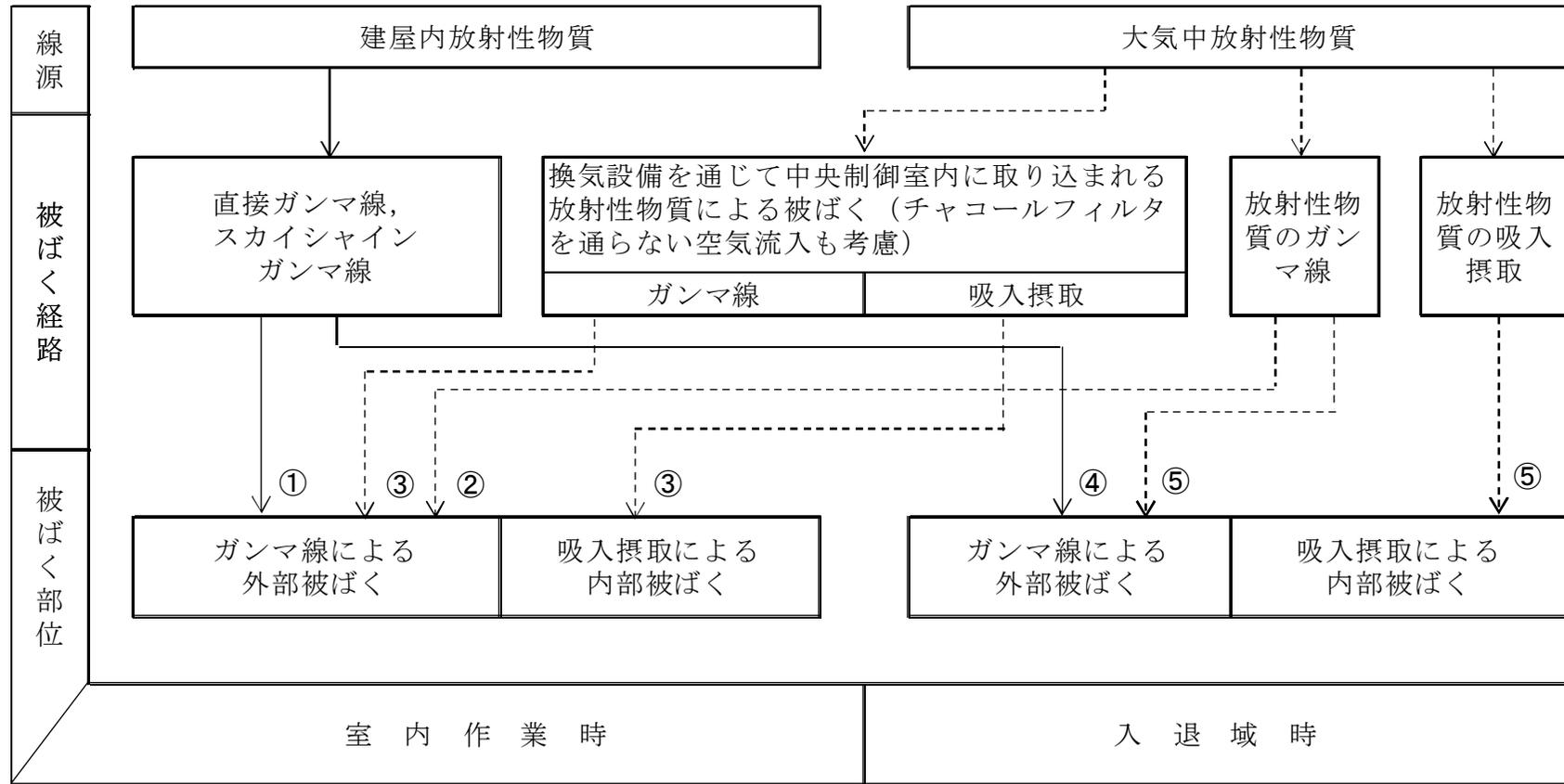


図 1-1 事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路

1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による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によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

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あたっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気空調系の効果を考慮した。

(1) 事故時運転モード

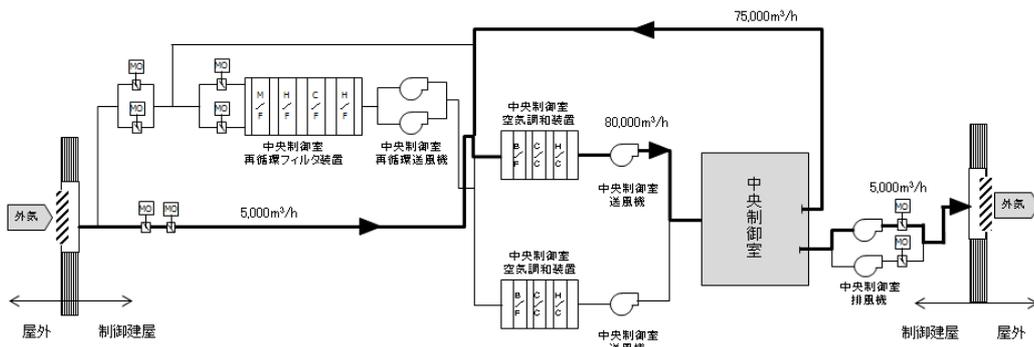
中央制御室換気空調系の事故時運転モードは、通常開いている外気取り入れダンパを閉止し再循環させて、よう素をチャコールフィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は図1-2に示すとおりである。

中央制御室内の放射性物質濃度は非常時外気取入モードで評価している。

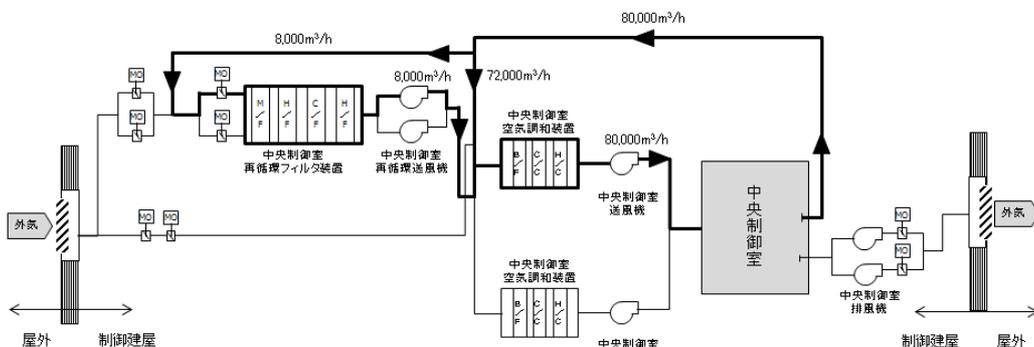
(2) チャコールフィルタを通らない空気流入量

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1回/hを仮定して評価した。

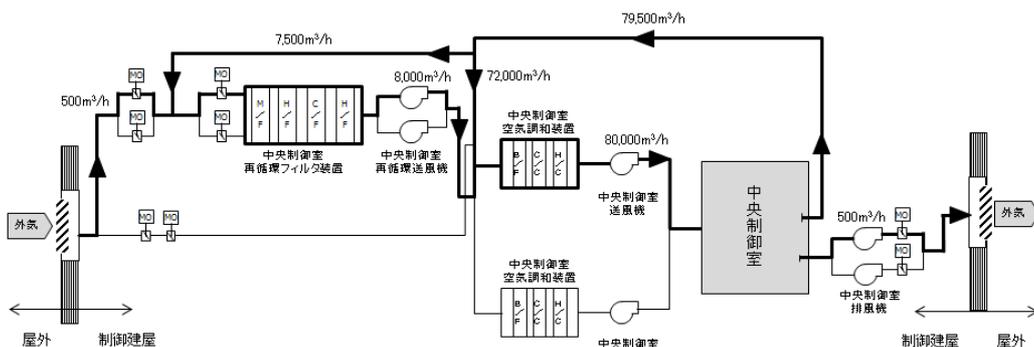
= DB



通常運転時



事故時運転モード時（隔離運転モード）



事故時運転モード時（非常時外気取入モード）

記号表

記号	名称
M/F	中央制御室再循環フィルタ装置
H/F	中央制御室再循環送風機
C/F	中央制御室送風機
EH	中央制御室排風機
CC	中央制御室空気調和装置
HC	中央制御室

図 1-2 中央制御室換気空調系の概要図（女川原子力発電所 2号炉）

= DB

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（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、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 建屋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中央制御室までの運転員の移動経路を対象としており、評価点は出入管理所及び1号炉制御建屋出入口として評価した。

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、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽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

女川原子力発電所2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結果は、表1-1に示すとおり、実効線量で原子炉冷却材喪失において約1.2mSv、主蒸気管破断において約1.4mSvであり、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSvを下回っている。

なお、評価結果の内訳を表1-2に示す。

 =DB

表 1-1 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価結果

(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)
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.7×10^{-2}	約 6.1×10^{-3}
	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 4.2×10^{-2}	約 8.7×10^{-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 5.5×10^{-1}	約 1.3
	小計 (①+②+③)	約 6.5×10^{-1}	約 1.3
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 5.4×10^{-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 4.5×10^{-2}	約 4.2×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 5.0×10^{-1}	約 4.3×10^{-2}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.2	約 1.4

※ 数値は有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

= DB

表 1-2 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価結果内訳

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計値	外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計値
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.7×10^{-2}	—	約 5.7×10^{-2}	約 6.1×10^{-3}	—	約 6.1×10^{-3}
	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 4.2×10^{-2}	—	約 4.2×10^{-2}	約 8.7×10^{-3}	—	約 8.7×10^{-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 1.4×10^{-2}	約 5.3×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 2.1×10^{-2}	約 1.3	約 1.3
	小計（①+②+③）	約 1.2×10^{-1}	約 5.3×10^{-1}	約 6.5×10^{-1}	約 3.5×10^{-2}	約 1.3	約 1.3
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.5×10^{-1}	—	約 4.5×10^{-1}	約 5.4×10^{-4}	—	約 5.4×10^{-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 1.3×10^{-2}	約 3.3×10^{-2}	約 4.5×10^{-2}	約 1.2×10^{-3}	約 4.1×10^{-2}	約 4.2×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約 4.6×10^{-1}	約 3.3×10^{-2}	約 5.0×10^{-1}	約 1.7×10^{-3}	約 4.1×10^{-2}	約 4.3×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.8×10^{-1}	約 5.7×10^{-1}	約 1.2	約 3.7×10^{-2}	約 1.4	約 1.4

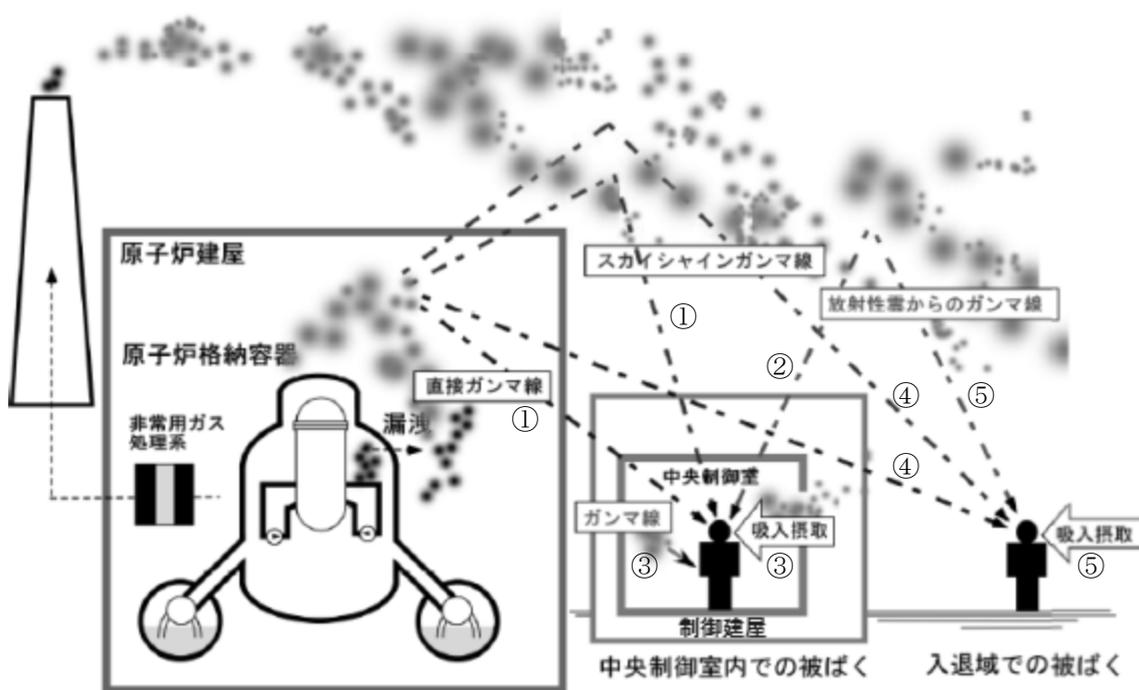
※ 数値は有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

= DB

(参考1) 中央制御室の居住性(設計基準)に係る経路イメージ

中央制御室の居住性(設計基準: 原子炉冷却材喪失)に係る被ばく経路イメージ

中央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被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
	③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 (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)
	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, 吸入摂取による内部被ばく)



= DB

(参考2) 中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の主要条件
 中央制御室の居住性 (設計基準: 原子炉冷却材喪失) に係る被ばく評価の主要条件

主要な評価条件表

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	2,540MWt (定格熱出力の105%)
	原子炉運転時間	2,000日(48,000時間)
	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割合	50%
	原子炉格納容器スプレイ等による無機よう素に対する除去効果	気液分配係数:100
環境への放出	非常用ガス処理系による換気率	50%/day
	非常用ガス処理系よう素除去効率	95%
大気拡散	気象データ	2012年1月～ 2012年12月
	実効放出継続時間	24時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位(滞在時)	1方位
運転員の被ばく評価	中央制御室換気空調系非常用再循環フィルタよう素除去効率	90%
	中央制御室の空気流入率	1.0回/h
	交替要員体制の考慮	200時間40分,40回 (運転員の勤務形態を考慮して滞在時間及び入退域回数を設定)
	直接ガンマ線,スカイシャインガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30日間

被ばく評価結果 (原子炉冷却材喪失)

30日間の実効線量
約1.2mSv

= DB

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

（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、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）

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 本規定第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、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」を想定し、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ECCS喪失及び全交流動力電源喪失の事故シーケンスとする。

2.2 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気中への放出量は、炉内内蔵量を設定したうえで、MAAPコードをもとに、格納容器から漏えいする放射性物質と格納容器圧力逃がし装置を介した放出量を評価する。

放射性物質の放出低減に寄与する格納容器スプレイや格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングについては、有効性評価で説明した手順に合わせて設定

し評価している。

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、2012 年 1 月～2012 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

なお、今回、新たに採用した気象データについては、至近 10 年間の気象観測結果による検定を行い、代表性の確認を行っている。

2.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による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。直接ガンマ線は点減衰核積分コード QAD-CGGP2R、スカイシャインガンマ線は一次元輸送計算コードANISN及び1回散乱計算コードG33-GP2Rを用いて評価した。

2.5 中央制御室居住性に係る被ばく評価

被ばく評価にあたって考慮している被ばく経路(①～⑤)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を以下に示す。

中央制御室の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後 7 日間とした。運転員の勤務形態は平常時の直交替である 5 直 3 交替とし、7 日間の評価期間において最も中央制御室における滞在期間が長く、入退域回数が多い運転員を対象として、7 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することで、実効線量を評価した。

また、ベント後 10 時間は、運転員は中央制御室内に設置する待避所内に留まることとしているため、評価対象の運転員は、待避所における滞在時間も加算して実効線量を評価した。

2.5.1 中央制御室内での被ばく

2.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく(経路①)

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、上記 2.4 の方法で実効線量を評価した。

 = SA

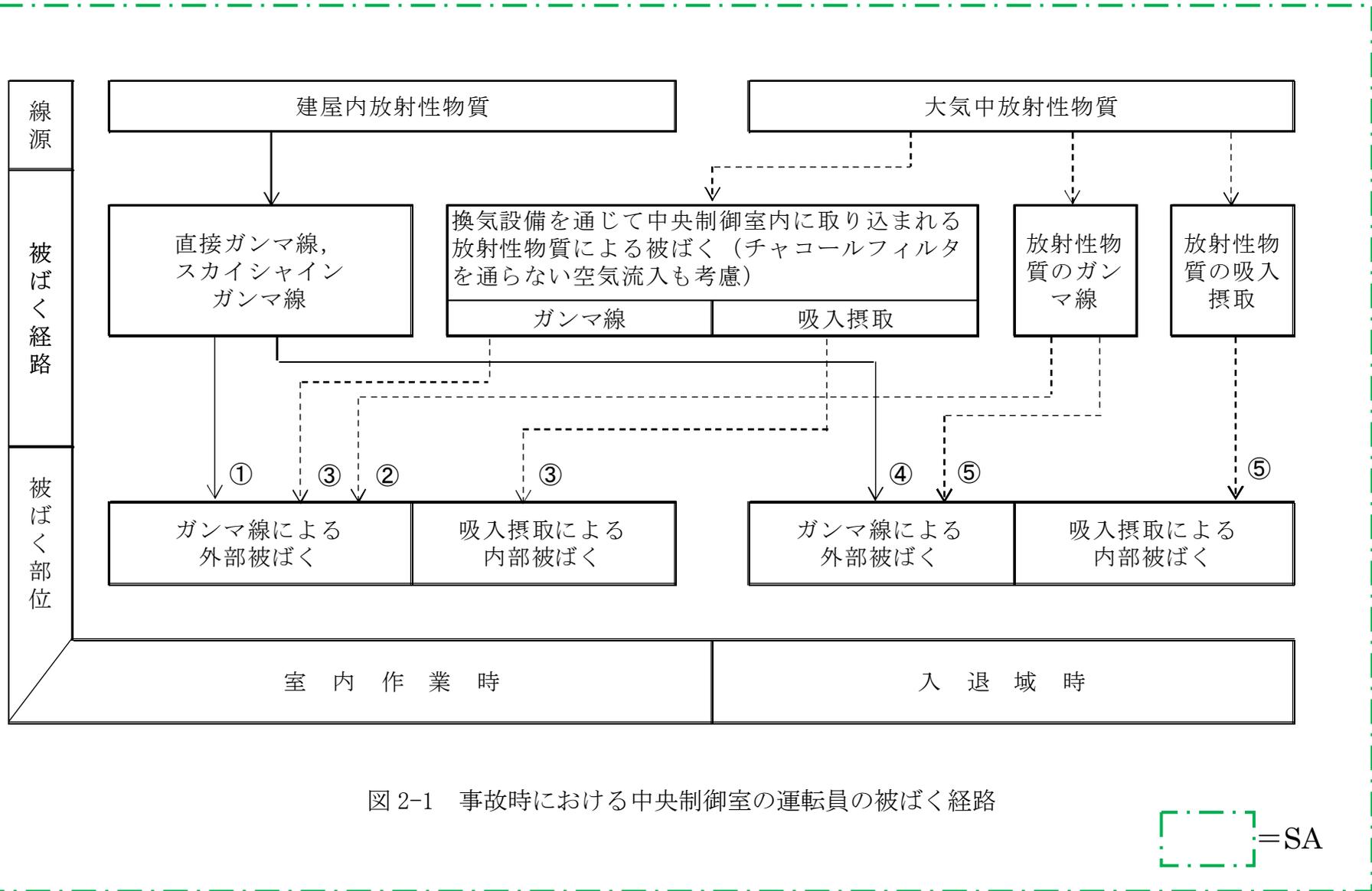


図 2-1 事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路

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）

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蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。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た。

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ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算にあたっては、運転員はマスクを着用しているとして評価した。また、(1)、(2)に示す中央制御室換気空調系の効果及び(3)に示す空気ポンベによる加圧の効果を考慮した。

なお、中央制御室換気空調系の起動時間については、全交流動力電源喪失を想定し、起動遅れを考慮している。

(1) 事故時運転モード

中央制御室換気空調系の事故時運転モードは、通常開いている外気取り入れダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードで、具体的な系統構成は図 2-2 に示すとおりである。

中央制御室内の放射性物質濃度は非常時外気取入モードで評価している。

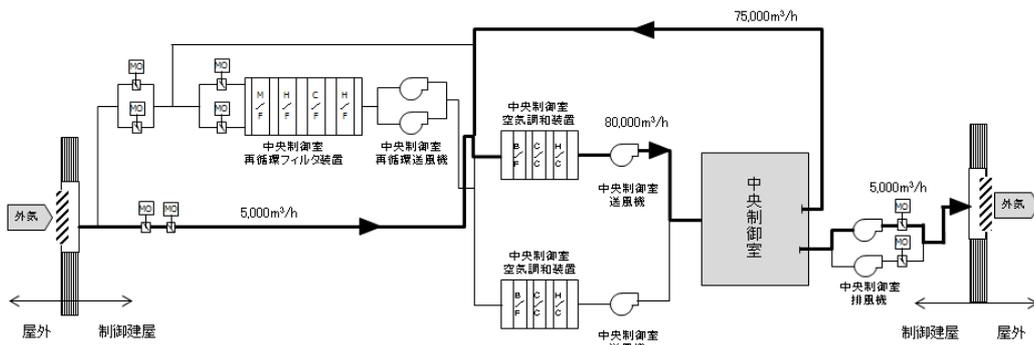
(2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室への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。

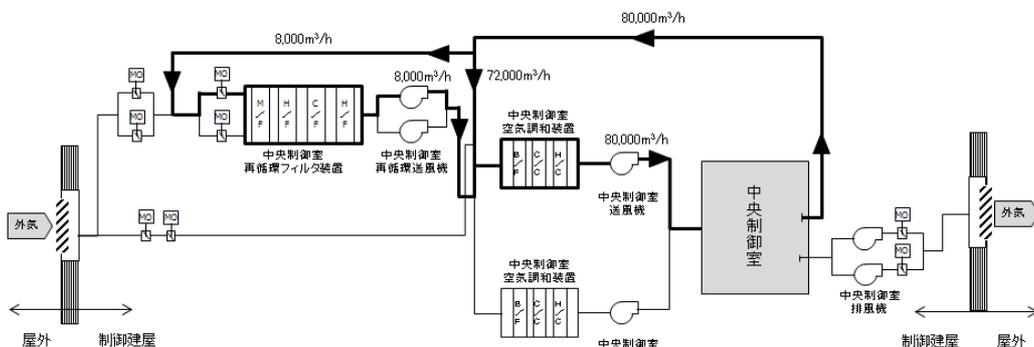
(3) 空気ポンベによる加圧

ベント後 10 時間は、運転員は待避所内に留まることとしており、待避所内は空気ポンベにより加圧することから、待避所内への空気流入率を 0 回/h とし評価している。

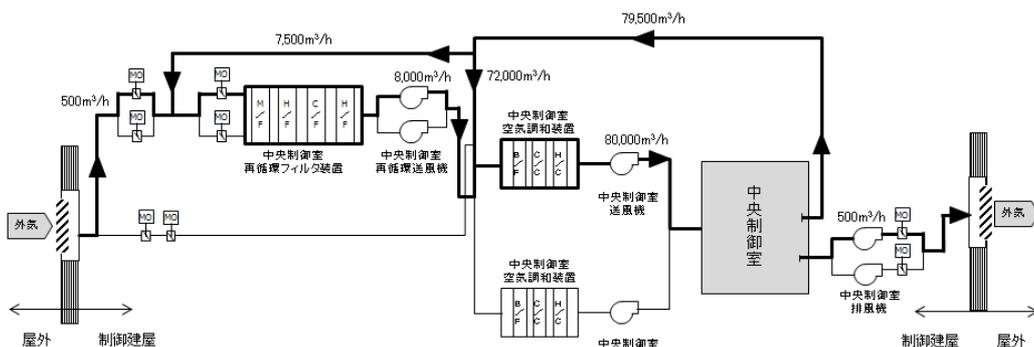
 = SA



通常運転時



事故時運転モード時 (隔離運転モード)



事故時運転モード時 (非常時外気取入モード)

記号表

記号	名称
M/F	中央制御室再循環送風機
H/F	中央制御室再循環フィルタ装置
C/F	中央制御室空気調和装置
EH	中央制御室排風機
CC	中央制御室
HPC	屋外

図 2-2 中央制御室換気空調系の概要図 (女川原子力発電所 2 号炉)

SA

2.5.2 入退域時の被ばく

2.5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（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、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「2.5.1.1 建屋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中央制御室までの運転員の移動経路を対象としており、評価点は出入管理所及び1号炉制御建屋出入口として評価した。

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について、外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽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）」と同様な手法で、内部被ばくは、換気空調系等の効果を期待しないこと以外は「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③）」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の和として運転員の実効線量を評価した。ただし、ベント後10時間は、運転員は待避所内に留まることとしており、入退域は実施しないものとして実効線量を評価している。

また、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

女川原子力発電所2号炉の中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、表2-1に示すとおり、実効線量が7日間で約32mSv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。評価結果の内訳を表2-2示す。

なお、マスク着用を考慮しない場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、実効線量が7日間で約840mSvである。評価結果の内訳を2-3に示す。

 = SA

表 2-1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
 (単位：mSv)

被ばく経路		7日間の実効線量
室内作業時	①建屋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^{-2}
	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 1.5
	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 2.4×10^1
	小計 (①+②+③)	約 2.5×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{-1}
	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 7.1
	小計 (④+⑤)	約 7.3
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 3.2×10^1

※ 数値は有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

 =SA

表 2-2 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果内訳
 (単位：mSv)

被ばく経路		7日間の実効線量		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内 作業時	①建屋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^{-2}	—	約 3.8×10^{-2}
	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 1.5	—	約 1.5
	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 8.1	約 1.6×10^1	約 2.4×10^1
	小計 (①+②+③)	約 9.5	約 1.6×10^1	約 2.5×10^1
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{-1}	—	約 2.2×10^{-1}
	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 6.0	約 1.1	約 7.1
	小計 (④+⑤)	約 6.2	約 1.1	約 7.3
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.6×10^1	約 1.7×10^1	約 3.2×10^1

※ 数値は有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

 = SA

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内訳
（マスクなし）

（単位：mSv）

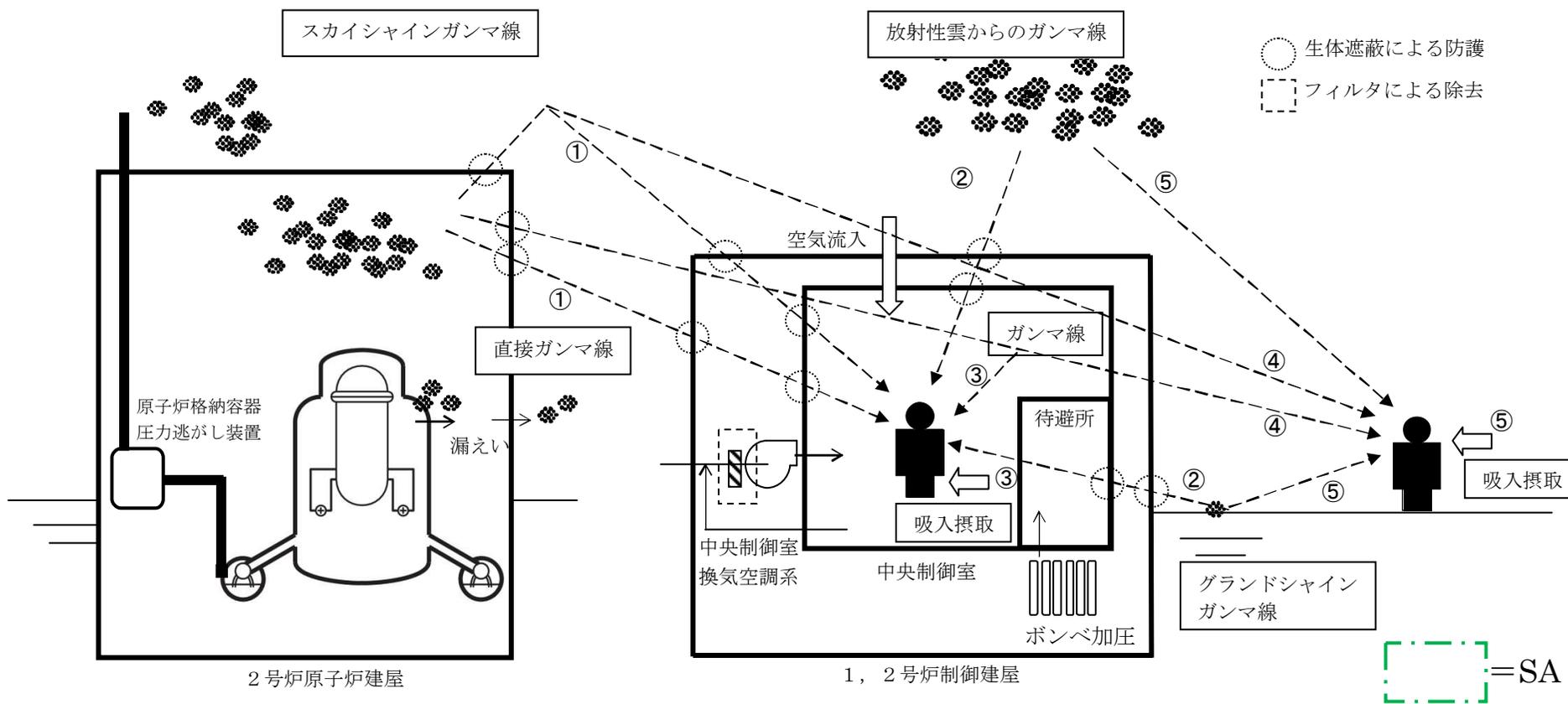
被ばく経路		7日間の実効線量		
		外部被ばくによる 実効線量	内部被ばくによる 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}	—	約 3.8×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5	—	約 1.5
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 8.1	約 7.7×10^2	約 7.7×10^2
	小計（①+②+③）	約 9.5	約 7.7×10^2	約 7.8×10^2
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{-1}	—	約 2.2×10^{-1}
	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 6.0	約 5.5×10^1	約 6.1×10^1
	小計（④+⑤）	約 6.2	約 5.5×10^1	約 6.2×10^1
合計（①+②+③+④+⑤）		約 1.6×10^1	約 8.2×10^2	約 8.4×10^2

※ 数値は有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

 = SA

(参考1) 中央制御室居住性(重大事故)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被ばく (クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室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)
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)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャイン及び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)



(参考2) 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)

主要な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
核分裂生成物量の炉心内蔵量	炉心熱出力	2,436MWt (定格熱出力)
	原子炉運転時間	1 サイクル燃料当たり 10,000 時間(416d)
	取替炉心の燃料装荷割合	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
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	9.0×10^{-4} (1/s) (最大 DF200 まで)
	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	MAAP 解析に基づく
環境への放出	非常用ガス処理系	考慮しない
	原子炉建屋からの漏えい	0.2 回/day
	格納容器圧力逃がし装置	PCV 圧力 2Pd で使用
大気拡散	気象データ	2012 年 1 月～ 2012 年 12 月
	実効放出継続時間	原子炉建屋から漏えい 70 時間 ベント放出 1 時間
	累積出現頻度	小さいほうから 97%
	着目方位（中央制御室滞在時）	5 方位
運転員の被ばく評価	中央制御室換気空調系の運転状態	事故時運転モード (非常時外気取入モード)
	中央制御室換気空調系非常用再循環フィルタよう素除去効率	90%
	中央制御室の空気流入率	0.5 回/h
	交替要員体制の考慮	59 時間 40 分, 10 回 (運転員の勤務形態を考慮して滞在時間及び入退域回数を設定)
	直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線 評価コード	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	7 日間

被ばく評価結果（重大事故）

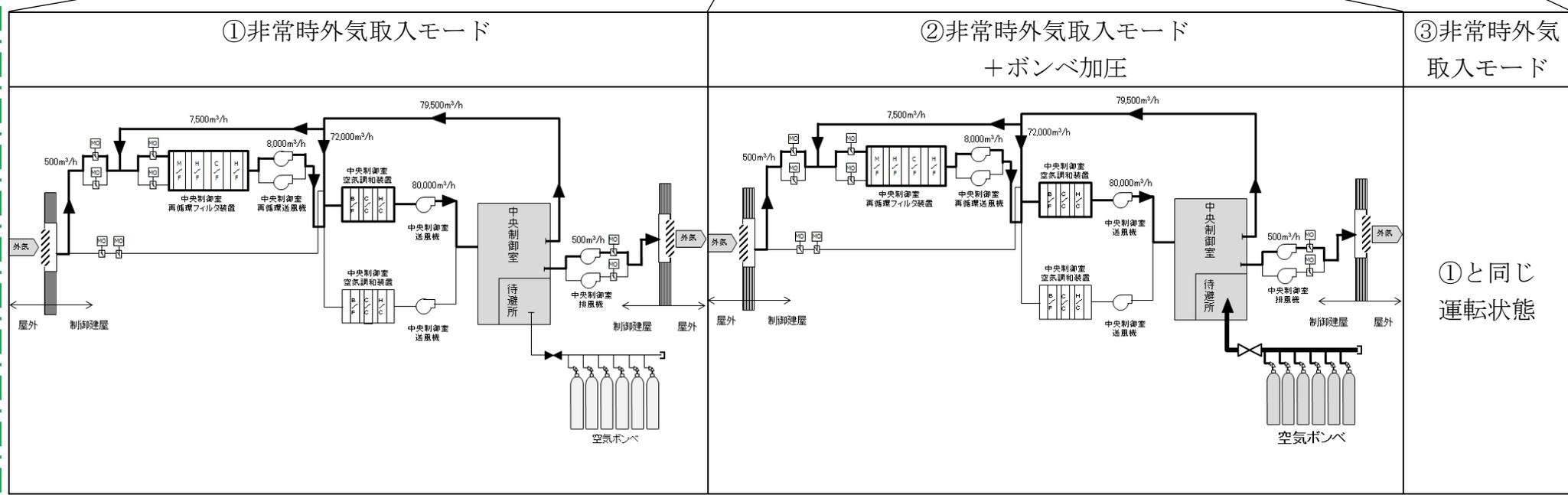
7 日間の実効線量
約 32m S v

(参考2) 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)

 = SA

		0	0.5	80	90	168 (h)
放出経路	原子炉建屋からの漏えい	[0h - 168h]				
	格納容器フィルタベント放出	[80h - 168h]				
中央制御室内待避所の滞在		[80h - 90h] 待避中				
中央制御室換気空調系の運転状態		空調停止	①非常時外気取入モード	②非常時外気取入モード + ボンベ加圧	③非常時外気取入モード	

21



中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価条件

表 1-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（原子炉冷却材喪失）（1/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 (仮想事故相当)	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	2,540MWt	定格熱出力の 105%	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。
運転時間	2,000 日	内規に示されたとおり 設定	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%	内規に示されたとおり 設定	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%	内規に示されたとおり 設定	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よう素の沈着効果	50%	内規に示されたとおり 設定	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、この効果を無視する。

表 1-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（原子炉冷却材喪失）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	内規での記載
サプレッションプール水に溶解する無機よう素	分配係数：100	内規に示されたとおり設定	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、この効果を見込んだ値とする。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day	内規に示されたとおり設定	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。
非常用ガス処理系起動時間	事象発生後直ちに	LOCA信号により瞬時に起動する設計となっている	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。
非常用ガス処理系換気率	50%/day	設計値として設定	同上
非常用ガス処理系よう素除去フィルタによる除去効率	95%	内規に示されたとおり設定	同上
原子炉建屋内での放射性物質の除去効果	自然減衰のみ考慮	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	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 1-1-2 大気中への放出放射エネルギー評価条件（主蒸気管破断）（1/3）

項目	評価条件	選定理由	内規での記載
評価事象	主蒸気管破断 (仮想事故相当)	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	2,540MWt	定格熱出力の 105%	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。
運転時間	2,000 日	内規に示されたとおり 設定	同上
冷却材流出量	蒸気： 1.1×10^4 kg 水： 2.0×10^4 kg	内規に示されたとおり 仮定し設定	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。

表 1-1-2 大気中への放出放射エネルギー評価条件（主蒸気管破断）（2/3）

項目	評価条件	選定理由	内規での記載
事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のよう素の組成を拡散組成として設定。ハロゲンは、液相の濃度の 1/50 が気相中に放出すると設定。	内規に示されたとおり設定	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。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。
燃料棒から追加放出される放射性物質質量	I-131 を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のハロゲン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。	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の放射性物質質量	1 %	内規に示されたとおり設定	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 %	内規に示されたとおり設定	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。
有機よう素が気相部に移行する割合	10 %	内規に示されたとおり設定	4.1.2(7) f) 有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。
無機よう素, その他のハロゲンのキャリーオーバー割合	2 %	内規に示されたとおり設定	4.1.2(7) f) 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。

表 1-1-2 大気中への放出放射エネルギー評価条件（主蒸気管破断）（3/3）

項目	評価条件	選定理由	内規での記載
主蒸気隔離弁隔離弁漏えい率	120%/day（一定）	内規に示されたとおり設定	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。
主蒸気隔離弁漏えい時間	無限時間	内規に示されたとおり設定	同上
逃がし安全弁の設定圧力	79.4kg/cm ² ・g	最低設定圧力により移行するとして設定	4.1.2(6) 事象が発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。
事故の評価期間	30日間	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 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (30 日積算)

評価項目		評価結果
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 1.7×10^{16} Bq
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))	約 3.1×10^{14} Bq
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 3.5×10^{13} Bq
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))	約 7.5×10^{11} Bq

表 1-1-4 大気拡散条件(1/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	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	内規に示されたとおり 設定	5. 1. 1(1) a) 1) 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を適用して計算する。
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月)	内規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 (補足説明資料 1-2 参照)	5. 1. 1(1) c) 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。
実効放出継続時間	【原子炉冷却材喪失】 24時間 【主蒸気管破断】 1時間	内規に示されたとおり 設定	【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。
放出源及び 放出高さ	【原子炉冷却材喪失】 排気筒：地上160m 【主蒸気管破断】 原子炉建屋ブローアウトパネル及びタービン建屋ブローアウトパネル：地上0m	内規に示されたとおり 設定	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、排気筒を経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。

表 1-1-4 大気拡散条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	内規での記載
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	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。
建屋巻き込み	【原子炉冷却材喪失】 考慮しない 【主蒸気管破断】 考慮する	主蒸気管破断に関しては、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	5.1.2(1)a)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	【主蒸気管破断】 原子炉建屋 または タービン建屋 (放出箇所となる建屋自身を代表建屋として設定)	内規に示されたとおり設定	5.1.2(3)a)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。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室】 室内:中央制御室換気空調系の給気口 屋外:中央制御室中心 【入退域時】 出入管理所 制御建屋出入口	【中央制御室内】 内規に示されたとおり設定 なお、室内取込による被ばくを評価する際は給気口を、クラウドシャイン線による被ばくを評価する際は中央制御室中心を評価点として設定 【入退域時】 内規に示されたとおり設定	【中央制御室内】 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。 【入退域時】 7.5.1(5)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。

表 1-1-4 大気拡散条件(3/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
着目方位	<p>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>【中央制御室】 室内：1 方位 屋外：1 方位</p> <p>【入退域時】 出入管理所：1 方位 制御建屋入口：1 方位</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>【中央制御室】 室内：5～7 方位 屋外：5～7 方位</p> <p>【入退域時】 出入管理所：2～4 方位 制御建屋出入口：4～6 方位</p>	<p>内規に示された評価方法に基づき設定 (補足説明資 1-3 参照)</p>	<p>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。</p>
建屋投影面積	<p>【原子炉建屋】 約 2,050m²</p> <p>【タービン建屋】 約 1,630m²</p>	<p>内規に示されたとおり設定</p>	<p>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。</p>
形状係数	<p>1 / 2</p>	<p>内規に示されたとおり設定</p>	<p>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。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>

表 1-1-5 相対濃度及び相対線量 (設計基準)

評価対象	放出点	評価点	評価距離	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
中央制御室	排気筒	中央制御室 換気空調系給気口	256m	1	E S E	1.4×10^{-6}	—
		中央制御室中心	231m	1	E S E	—	5.7×10^{-20}
	原子炉建屋ブローアウトパネル	中央制御室 換気空調系給気口	92m	5	S E, S S E, S, S S W, S W	1.3×10^{-3}	—
		中央制御室中心	76m	5	S E, S S E, S, S S W, S W	—	5.0×10^{-18}
	タービン建屋ブローアウトパネル	中央制御室 換気空調系給気口	89m	7	S S E, S, S S W, S W, W S W, W, W N W	2.0×10^{-3}	—
		中央制御室中心	80m	7	S, S S W, S W, W S W, W, W N W, N W	—	7.8×10^{-18}
入退域時	排気筒	出入管理所	120m	1	S E	1.4×10^{-6}	7.5×10^{-20}
		制御建屋出入口	198m	1	E S E	1.4×10^{-6}	5.7×10^{-20}
	原子炉建屋ブローアウトパネル	出入管理所	181m	4	S S W, S W, W S W, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
		制御建屋出入口	87m	6	S S E, S, S S W, S W, W S W, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	タービン建屋ブローアウトパネル	出入管理所	200m	2	W S W, W	8.7×10^{-4}	4.0×10^{-18}
		制御建屋出入口	101m	4	S W, W S W, W, W N W	1.5×10^{-3}	5.9×10^{-18}

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

表 1-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（原子炉冷却材喪失）

項 目		評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
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 事故後 30 日間の積算線源強度を計算	内規に示されたとおり設定	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。
	事故の評価期間	30 日	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。
計 算 モ デ ル	遮蔽厚さ		設計値	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。
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード		直接ガンマ線の線量評価：QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線の線量評価：ANISN, G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を扱う点減衰核積分コード、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元輸送計算コード、三次元形状を扱う一回散乱計算コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 なお、QAD-CGGP2R, ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	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て用いる。 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。

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、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の評価条件（主蒸気管破断）

項 目		評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
線 源 強 度	タービン建屋内 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 事故後 30 日間の積算線 源強度を計算	内規に示されたとおり設 定	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 布するものとする。
	事故の評価期間	30 日	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。
計 算 モ デ ル	遮蔽厚さ		設計値	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 等の構造壁や天井対して、 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。
直接ガンマ線・スカイ シャインガンマ線評 価コード		直接ガンマ線の線量評 価：QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ 線の線量評価： ANISN, G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価 に用いる QAD-CGGP2R は 三次元形状を扱う点減衰 核積分コード、スカイシ ャインガンマ線の線量評 価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次 元輸送計算コード、三次 元形状を扱う一回散乱計 算コードであり、ガンマ 線の線量を計算すること ができる。 なお、QAD-CGGP2R, ANISN 及び G33-GP2R はそれぞ れ許認可での使用実績が ある。	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 わせて用いる。 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。

表 1-1-8 原子炉冷却材喪失時の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 (1/2)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
1.00E-03	1.00E-02	9.67E+16
1.00E-02	2.00E-02	1.72E+15
2.00E-02	3.00E-02	5.72E+17
3.00E-02	4.50E-02	7.78E+14
4.50E-02	6.00E-02	0.00E+00
6.00E-02	7.00E-02	0.00E+00
7.00E-02	7.50E-02	0.00E+00
7.50E-02	1.00E-01	8.21E+21
1.00E-01	1.50E-01	1.48E+18
1.50E-01	2.00E-01	4.92E+19
2.00E-01	3.00E-01	5.02E+20
3.00E-01	4.00E-01	7.93E+20
4.00E-01	4.50E-01	1.50E+19
4.50E-01	5.10E-01	3.54E+19
5.10E-01	5.12E-01	2.03E+18
5.12E-01	6.00E-01	2.05E+20
6.00E-01	7.00E-01	7.86E+20
7.00E-01	8.00E-01	4.91E+20
8.00E-01	1.00E+00	1.74E+20
1.00E+00	1.33E+00	7.22E+19
1.33E+00	1.34E+00	4.02E+16

表 1-1-8 原子炉冷却材喪失時の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 (2/2)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
1.34E+00	1.50E+00	6.43E+19
1.50E+00	1.66E+00	4.60E+18
1.66E+00	2.00E+00	1.25E+19
2.00E+00	2.50E+00	2.77E+19
2.50E+00	3.00E+00	8.24E+17
3.00E+00	3.50E+00	2.23E+16
3.50E+00	4.00E+00	0.00E+00
4.00E+00	4.50E+00	0.00E+00
4.50E+00	5.00E+00	0.00E+00
5.00E+00	5.50E+00	0.00E+00
5.50E+00	6.00E+00	0.00E+00
6.00E+00	6.50E+00	0.00E+00
6.50E+00	7.00E+00	0.00E+00
7.00E+00	7.50E+00	0.00E+00
7.50E+00	8.00E+00	0.00E+00
8.00E+00	1.00E+01	0.00E+00
1.00E+01	1.20E+01	0.00E+00
1.20E+01	1.40E+01	0.00E+00
1.40E+01	2.00E+01	0.00E+00
2.00E+01	3.00E+01	0.00E+00
3.00E+01	5.00E+01	0.00E+00

表 1-1-9 主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の
評価に用いるタービン建屋内の積算線源強度 (1/2)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
1.00E-03	1.00E-02	1.50E+14
1.00E-02	2.00E-02	1.33E+13
2.00E-02	3.00E-02	5.99E+14
3.00E-02	4.50E-02	1.42E+16
4.50E-02	6.00E-02	0.00E+00
6.00E-02	7.00E-02	0.00E+00
7.00E-02	7.50E-02	0.00E+00
7.50E-02	1.00E-01	9.27E+17
1.00E-01	1.50E-01	2.36E+17
1.50E-01	2.00E-01	2.46E+17
2.00E-01	3.00E-01	1.94E+17
3.00E-01	4.00E-01	3.76E+17
4.00E-01	4.50E-01	8.34E+15
4.50E-01	5.10E-01	2.40E+15
5.10E-01	5.12E-01	1.15E+15
5.12E-01	6.00E-01	6.65E+16
6.00E-01	7.00E-01	4.70E+16
7.00E-01	8.00E-01	4.73E+16
8.00E-01	1.00E+00	2.08E+16
1.00E+00	1.33E+00	2.11E+16
1.33E+00	1.34E+00	8.54E+13

表 1-1-9 主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の
評価に用いるタービン建屋内の積算線源強度 (2/2)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons)
下 限	上限 (代表エネルギー)	
1.34E+00	1.50E+00	3.99E+15
1.50E+00	1.66E+00	5.20E+15
1.66E+00	2.00E+00	6.33E+15
2.00E+00	2.50E+00	2.10E+16
2.50E+00	3.00E+00	1.49E+15
3.00E+00	3.50E+00	7.08E+13
3.50E+00	4.00E+00	2.31E+13
4.00E+00	4.50E+00	8.63E+11
4.50E+00	5.00E+00	0.00E+00
5.00E+00	5.50E+00	0.00E+00
5.50E+00	6.00E+00	0.00E+00
6.00E+00	6.50E+00	0.00E+00
6.50E+00	7.00E+00	0.00E+00
7.00E+00	7.50E+00	0.00E+00
7.50E+00	8.00E+00	0.00E+00
8.00E+00	1.00E+01	0.00E+00
1.00E+01	1.20E+01	0.00E+00
1.20E+01	1.40E+01	0.00E+00
1.40E+01	2.00E+01	0.00E+00
2.00E+01	3.00E+01	0.00E+00
3.00E+01	5.00E+01	0.00E+00

表 1-1-10 中央制御室換気設備条件(1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
事故時における 外気取り込み	0～20分： 通常運転 5,000 m ³ /h 20分～30日： 非常時外気取入モード 500 m ³ /h	内規に示されたとお り設定	7.3.2(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。
中央制御室 バウンダリ体積	14,000m ³	1, 2号炉中央制御室 バウンダリの合算値	7.3.4(3) 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。
外部ガンマ線による 全身に対する 線量評価時の自由体積	14,000m ³	バウンダリ体積から 設定	7.3.4(3)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。
中央制御室換気空調系 非常用再循環運転の 起動遅れ時間	20分	内規に示されたとお り設定	7.3.2(6) 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。
中央制御室換気空調系 再循環ファン流量	0～20分： 0 m ³ /h 20分～30日： 8,000 m ³ /h	設計値	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 能濃度を求める
中央制御室換気空調系 再循環フィルタによる よう素除去効率	0～20分：0% 20分～30日：90%	設計値	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。

表 1-1-10 中央制御室換気設備条件 (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
中央制御室の 空気流入率	1.0回/h	試験結果 (0.21回/h) から保守的に設定 (補足説明資料 1-4 参 照)	7.3(1)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率 測定試験手法」に従うこ と。
運転員の交代	考慮	実運用に合わせて運 転員の交代を考慮し ている。	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,事故時マニユ アル等に当該の運用を記 載することが前提であ る。

表 1-1-11 運転員交代考慮条件

項 目		評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
中央制御室滞在期間		200 時間 40 分	運転員の勤務形態として 5 直 3 交替とし、評価期間中に最も長く滞在する班の滞在時間として設定	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する。
入退域	回数	40 回	運転員の勤務形態として 5 直 3 交替とし、評価期間中に最も交替の多い班の入退域回数として設定	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する。
	滞在時間	入退域 1 回あたり、入退域の経路に沿って、 ・ 出入管理所に 7 分 ・ 制御建屋出入口に 5 分	発電所正門から中央制御室までを評価対象とし、正門から出入管理所までは車での移動を、出入管理所から中央制御室までは徒歩での移動を考慮して設定した。また、出入管理所から中央制御室までの経路は、遮蔽が期待できない屋外において、中央制御室に最も近い制御建屋入口を代表点としている。	7.4.1(1) 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。

表 1-1-12 線量換算係数及び呼吸率の条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	内規での記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 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	ICRP Pub.71 に示される線量換算係数のうち、よう素については最も保守的な元素状よう素の換算係数から設定	—
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	ICRP Publication 71 に基づき、成人活動時の呼吸率を設定	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T R H_a C_I(t) dt$ R : 呼吸率 (成人活動時)

被ばく評価に用いた気象条件の代表性

今回、設置許可基準規則の適合性を評価するにあたり、安全解析に用いる気象条件について、その妥当性を確認した。この結果、表 2-1～表 2-5 に示す通り、これまで、安全解析に用いてきた 1991 年 11 月から 1992 年 10 月までの 1 年間の気象条件は、至近 10 年間の気象観測結果による検定の結果、棄却数が多くなっていることから、今回の申請に合わせ、安全解析に用いる気象条件の見直しを行った。

今回、新たに採用した 2012 年 1 月から 2012 年 12 月まで 1 年間の気象条件については、至近 10 年間の気象観測結果による検定を行い、敷地内の代表性の確認を行っている。この結果について表 2-1 及び表 2-6～表 2-9 に示す。

(1) 検定方法

a. 検定に用いた観測記録

本居住性評価では、保守的に地上風（地上高 10m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、地上高 10m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測記録を用いて検定を行った。

b. データ統計期間

統計年 : 2002 年 1 月～2011 年 12 月 (10 年間)
検定年 (従来) : 1991 年 11 月～1992 年 10 月 (1 年間)
検定年 (今回) : 2012 年 1 月～2012 年 12 月 (1 年間)

c. 検定方法

F 分布検定

(2) 検定結果

表 2-2～表 2-5 に従来 of 気象条件の検定結果を、表 2-6～表 2-9 に今回用いた気象条件の検定結果を示す。

従来、安全解析に用いた気象条件については、地上高 10m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5% で棄却された項目が 17 個であり、地上高 71m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5% で棄却された項目が 5 個であった。

一方、今回新たに安全解析に用いた気象条件については、地上高 10m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5% で棄却された項目が 1 個であり、地上高 71m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5% で棄却された項目は無かったことから、検定年が十分長期間の気象状

態を代表していると判断される。

表 2-1 異常年検定結果

検定年	観測点	観測項目	検定結果
1991年11月～ 1992年10月	地上高 10m	風向出現頻度	棄却数 9
		風速出現頻度	棄却数 8
	地上高 71m	風向出現頻度	棄却数 5
		風速出現頻度	棄却なし
2012年1月～ 2012年12月	地上高 10m	風向出現頻度	棄却数 1
		風速出現頻度	棄却なし
	地上高 71m	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし

表 2-2 棄却検定表（風向）（地上高 10m）

観測場所：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：1991 年 11 月～1992 年 10 月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	3.32	9.19	3.58	×
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	3.97	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	7.22	5.29	1.84	×
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	3.61	7.67	3.81	×
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	2.94	7.67	3.98	×
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	4.02	3.56	1.59	×
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	5.76	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	3.34	2.41	1.46	×
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	4.62	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	6.55	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	7.61	17.60	9.14	×
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.23	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	12.67	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	18.84	17.44	6.52	×
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	4.11	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	3.20	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○

表 2-3 棄却検定表（風速）（地上高 10m）

観測場所：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：1991 年 11 月～1992 年 10 月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	25.93	43.16	29.25	×
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	29.84	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	16.85	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	9.94	9.89	5.95	×
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	5.79	5.23	1.47	×
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	3.58	2.31	0.41	×
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	2.35	0.97	-0.05	×
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	1.03	0.43	-0.11	×
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.48	0.17	-0.07	×
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.23	0.07	-0.03	×

表 2-4 棄却検定表（風向）（地上高 71m）

観測場所：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：1991 年 11 月～1992 年 10 月
 (%)

統計年 風向	統計年											検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値		上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.41	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.45	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	6.98	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	4.28	8.16	4.95	×
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	4.90	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	2.33	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	4.27	3.87	1.57	×
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	3.90	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	4.26	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	8.97	6.49	3.64	×
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	6.67	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	7.01	6.92	3.77	×
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.83	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	18.58	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	9.44	17.59	12.58	×
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	2.89	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○

表 2-5 棄却検定表（風速）（地上高 71m）

観測場所：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：1991 年 11 月～1992 年 10 月
 (%)

統計年 風速(m/s)	統計年											検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値		上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	7.71	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	12.48	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.76	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	13.48	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.97	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	9.28	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	6.77	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.35	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.51	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.87	16.22	10.13	○

表 2-6 棄却検定表（風向）（地上高 10m）

観測場所：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：2012 年 1 月～2012 年 12 月
 (%)

統計年 風向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	6.73	9.19	3.58	○
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	2.50	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	3.24	5.29	1.84	○
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	6.13	7.67	3.81	○
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	6.23	7.67	3.98	○
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	2.41	3.56	1.59	○
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	6.49	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	2.19	2.41	1.46	○
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	5.18	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	7.45	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	10.95	17.60	9.14	○
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.00	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	11.42	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	9.27	17.44	6.52	○
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	7.52	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	2.43	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○

表 2-7 棄却検定表（風速）（地上高 10m）

観測場所：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：2012 年 1 月～2012 年 12 月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	38.52	43.16	29.25	○
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	30.05	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	15.76	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	6.46	9.89	5.95	○
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	2.30	5.23	1.47	○
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	0.71	2.31	0.41	○
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	0.21	0.97	-0.05	○
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	0.10	0.43	-0.11	○
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.03	0.17	-0.07	○
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.00	0.07	-0.03	○

表 2-8 棄却検定表（風向）（地上高 71m）

観測場所：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：2012 年 1 月～2012 年 12 月
 (%)

風向 統計年	統計年											検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値		上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.68	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.03	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	7.41	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	6.66	8.16	4.95	○
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	5.99	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	3.32	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	2.99	3.87	1.57	○
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	4.28	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	3.83	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	5.65	6.49	3.64	○
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	7.46	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	4.34	6.92	3.77	○
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.21	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	14.76	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	15.14	17.59	12.58	○
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	3.66	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○

表 2-9 棄却検定表（風速）（地上高 71m）

観測場所：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002 年 1 月～2011 年 12 月
 検定年：2012 年 1 月～2012 年 12 月
 (%)

風速(m/s) 統計年	統計年											検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値		上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	9.22	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	13.84	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.48	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	12.56	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.28	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	8.39	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	7.07	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.89	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.23	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.43	16.22	10.13	○

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 1-3-1～図 1-3-16 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。

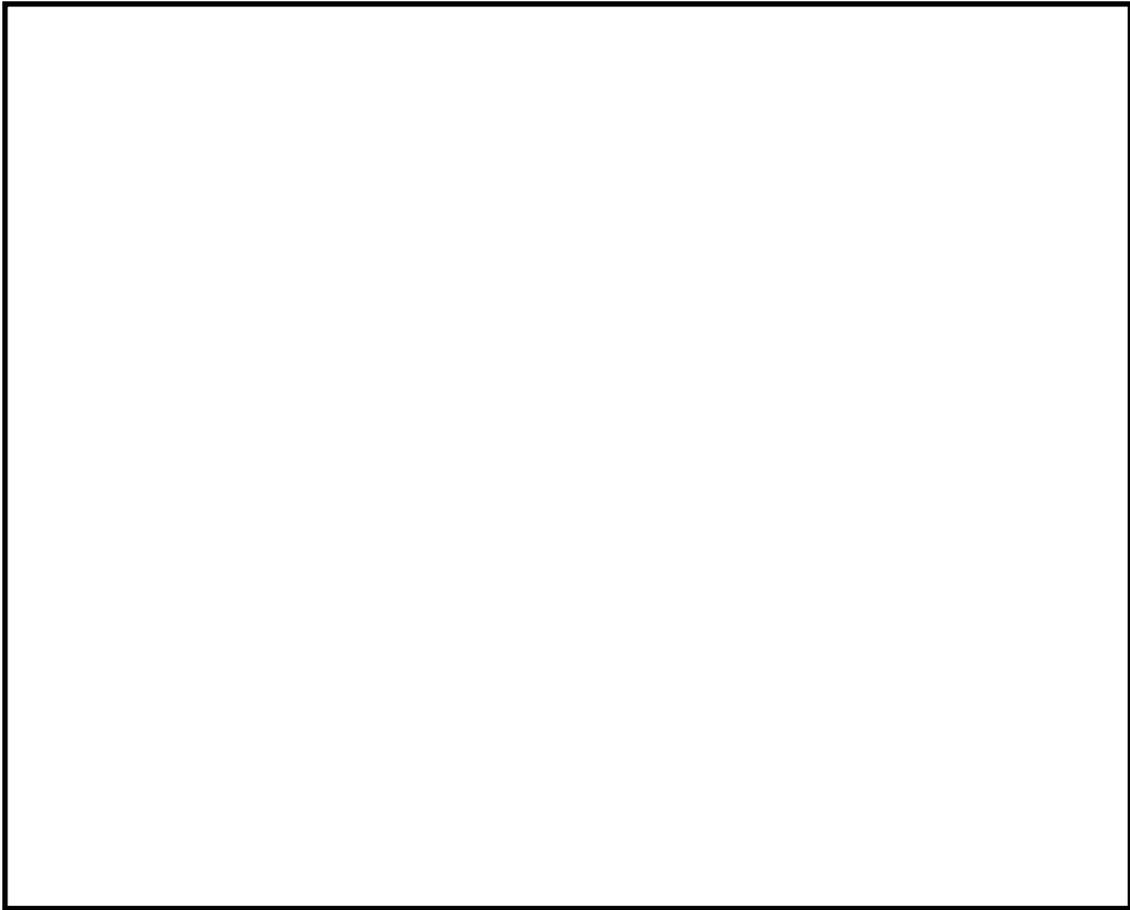


図 1-3-1 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

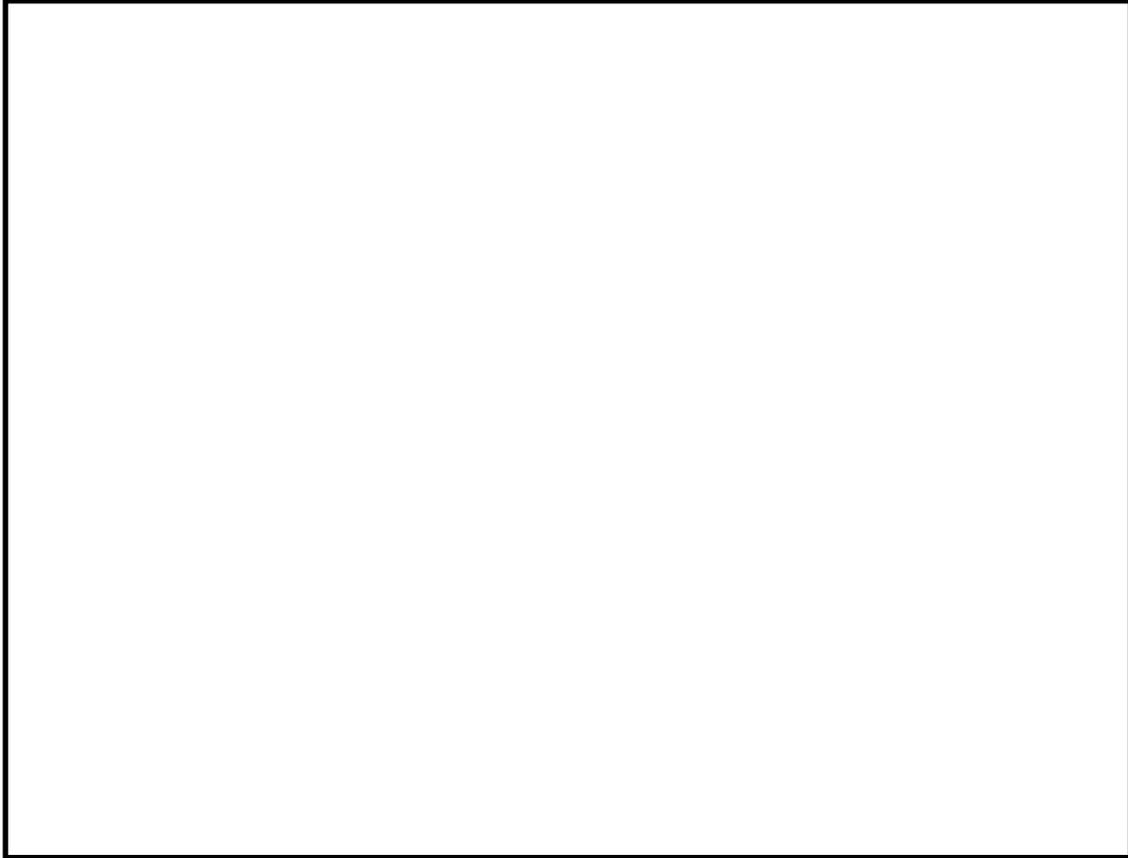


図 1-3-2 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室給気口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

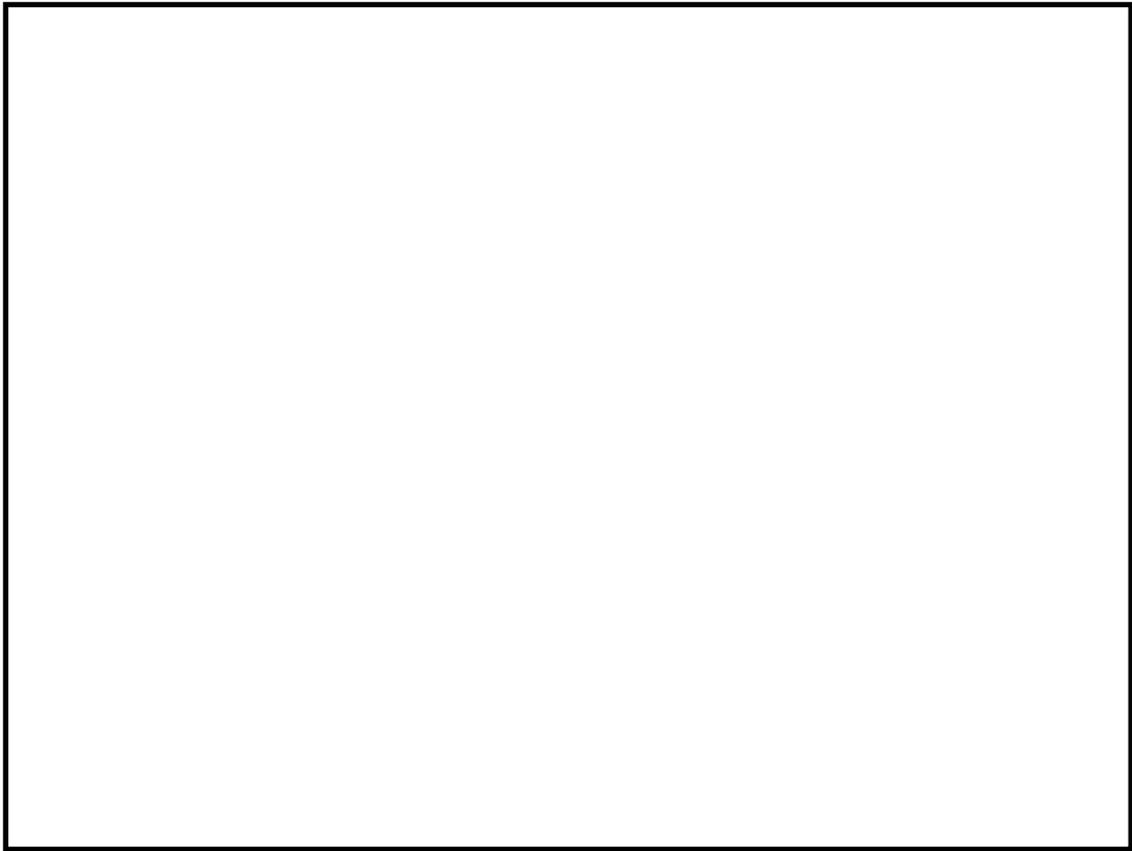


図 1-3-3 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

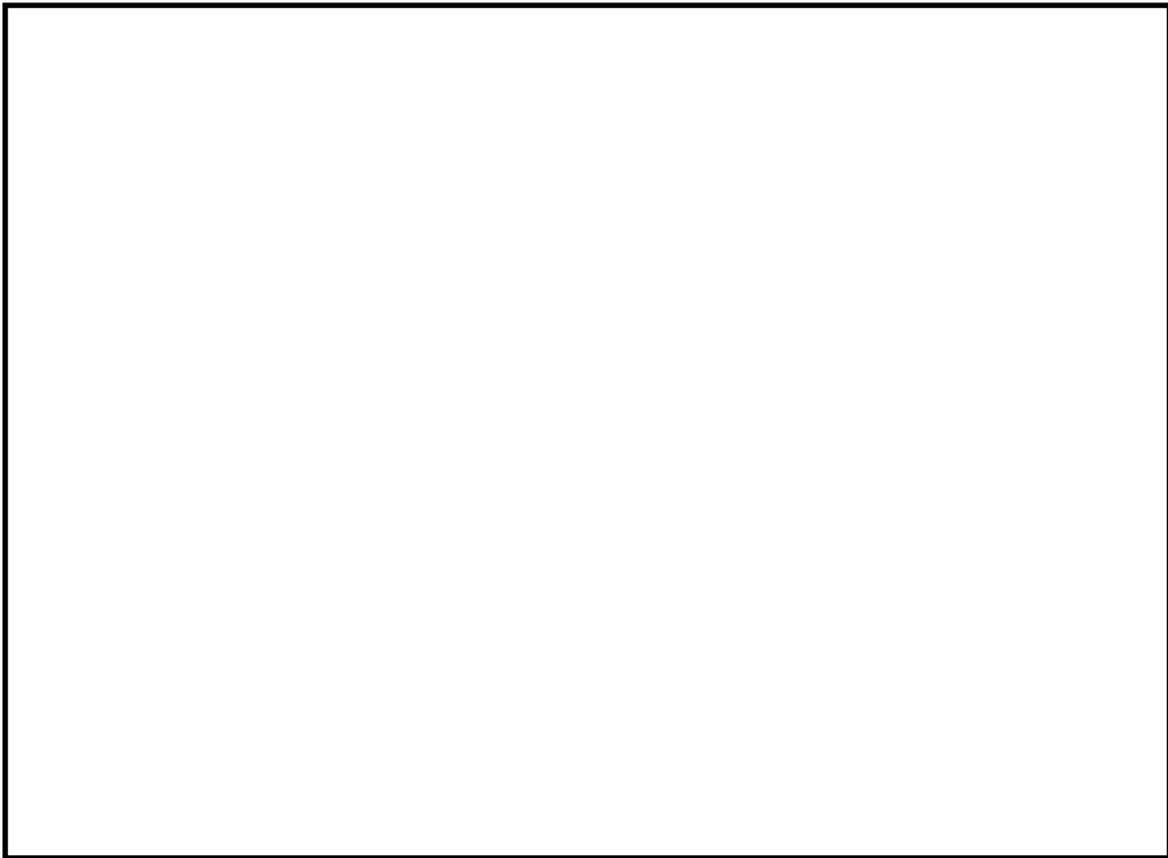


図 1-3-4 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

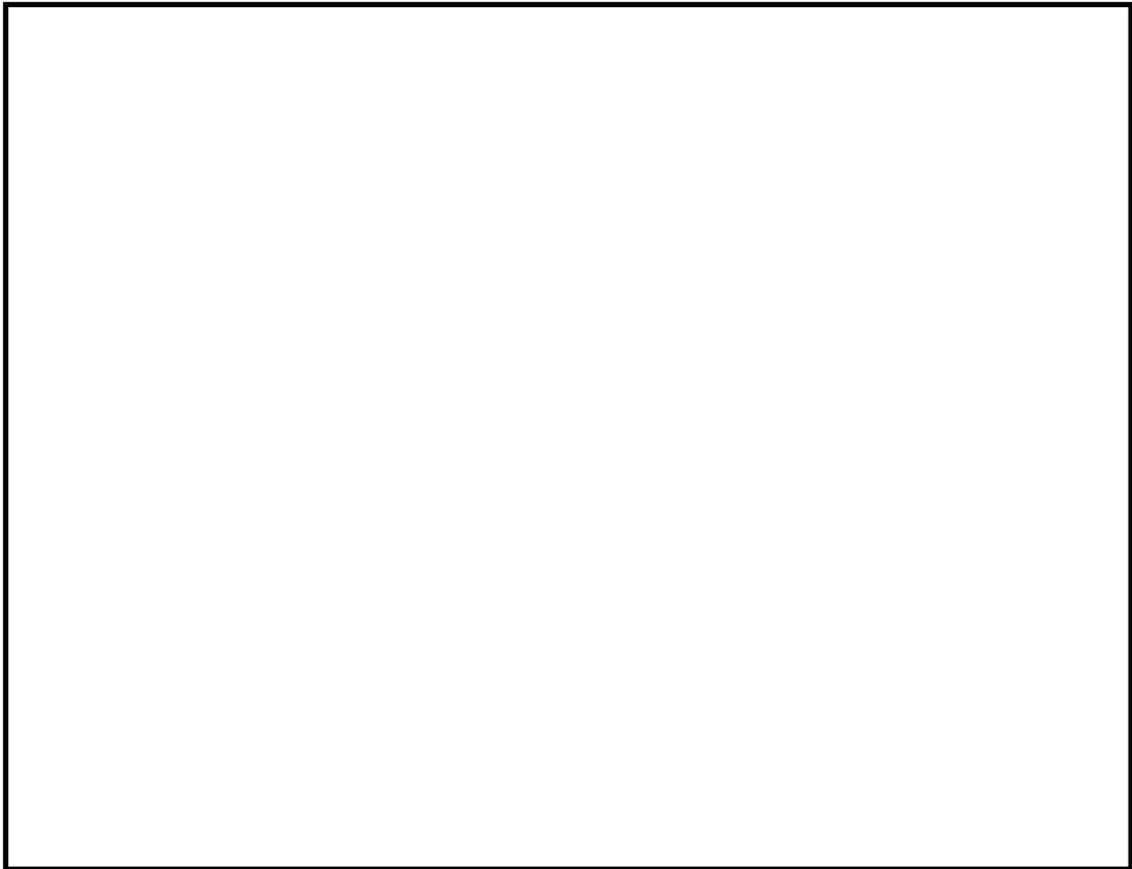


図 1-3-5 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

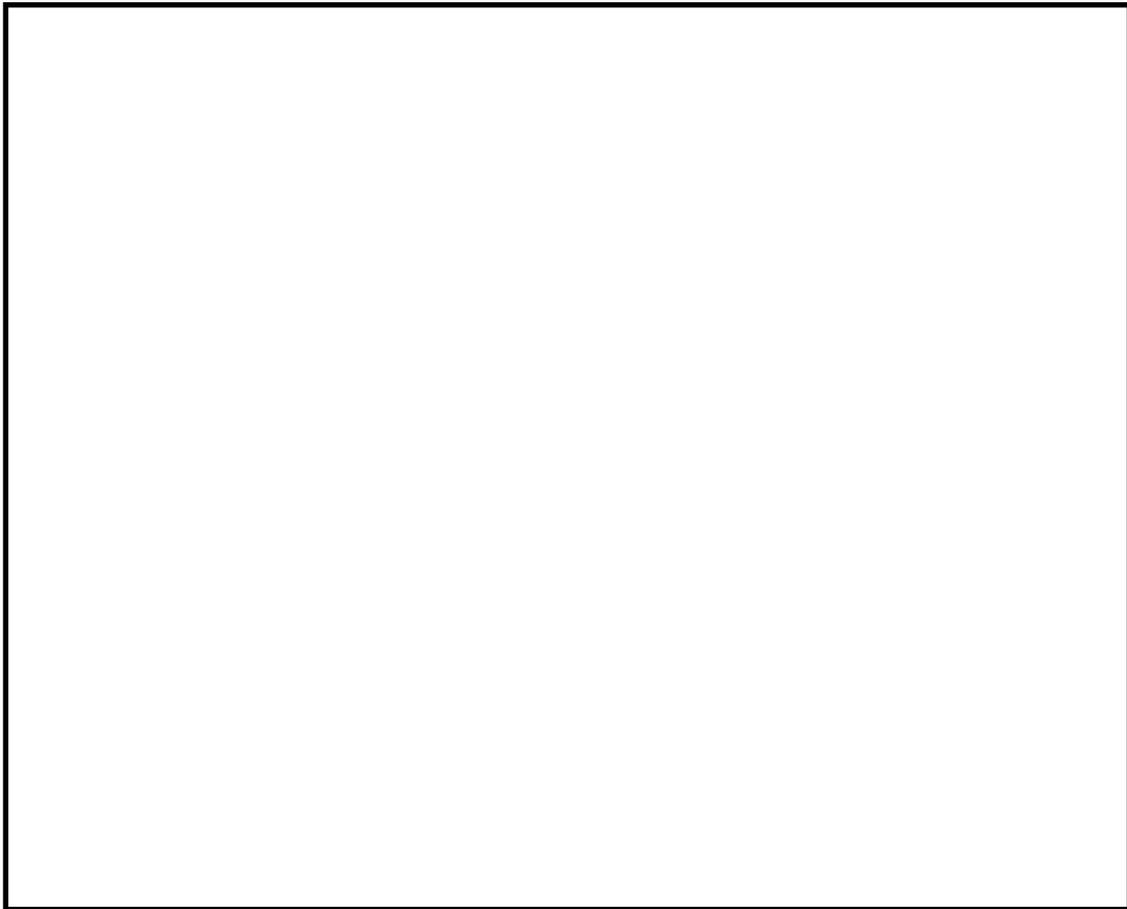


図 1-3-6 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室給気口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

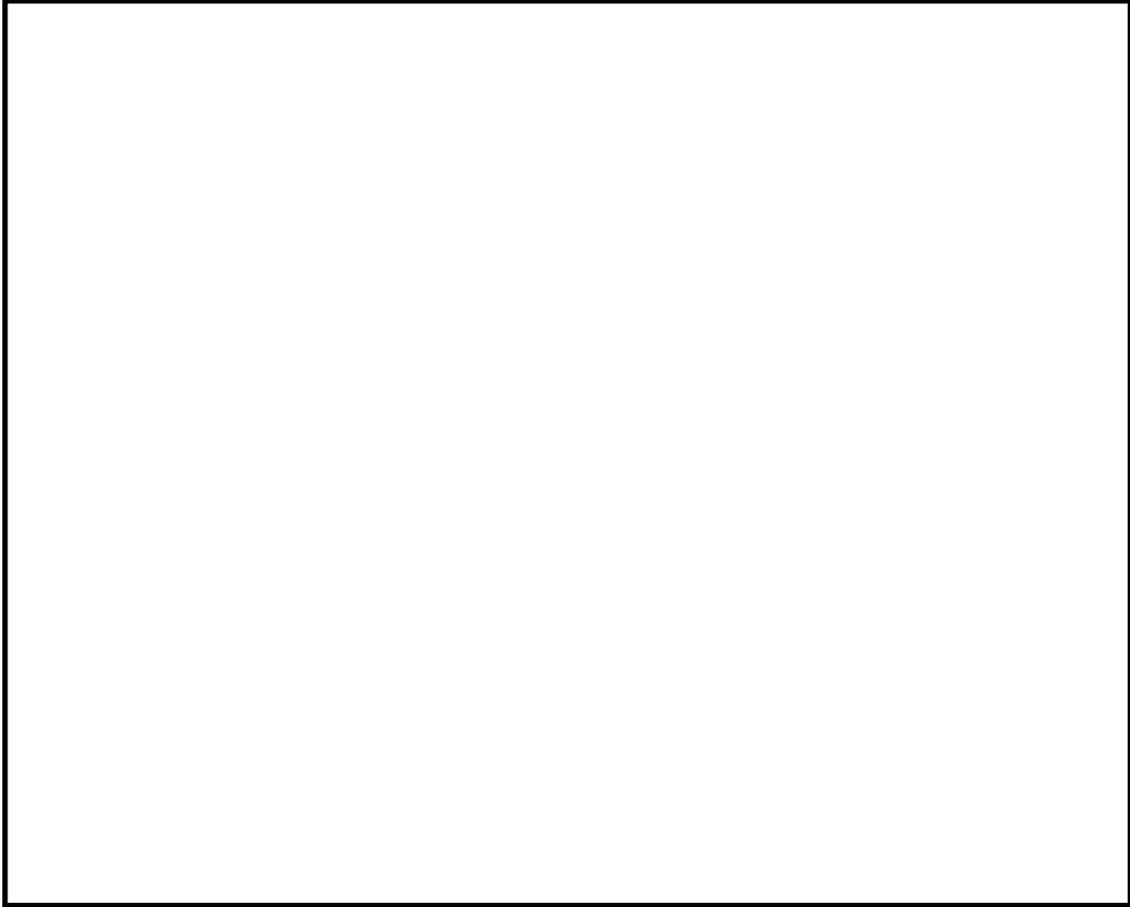


図 1-3-7 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

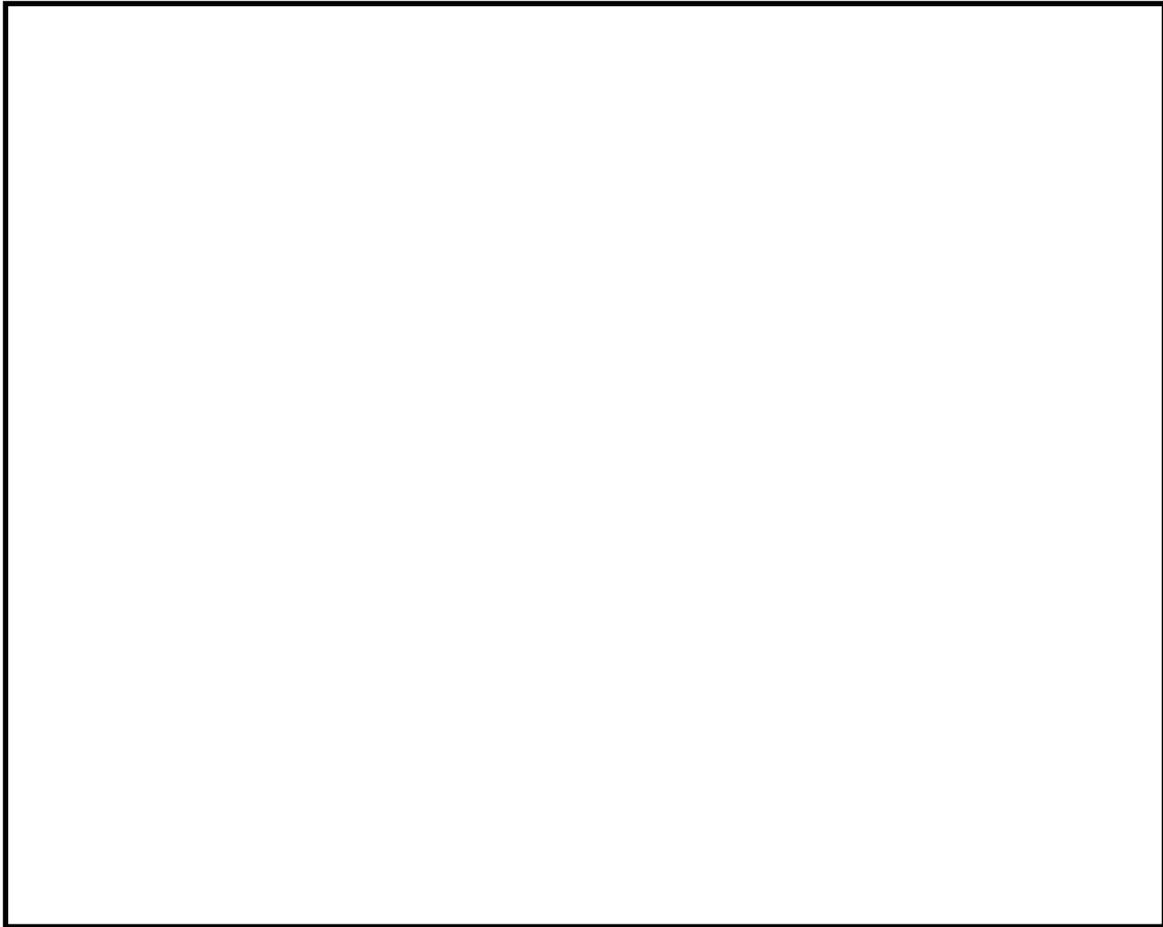


図 1-3-8 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

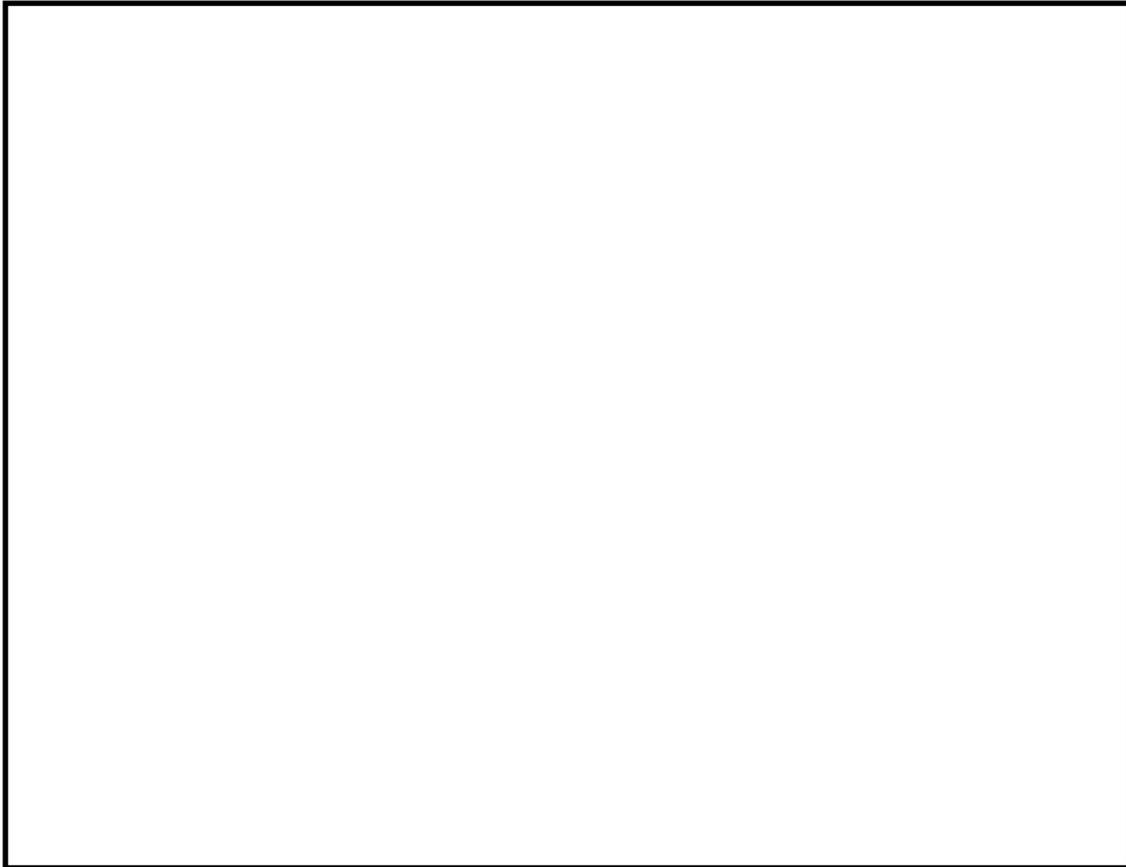


図 1-3-9 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

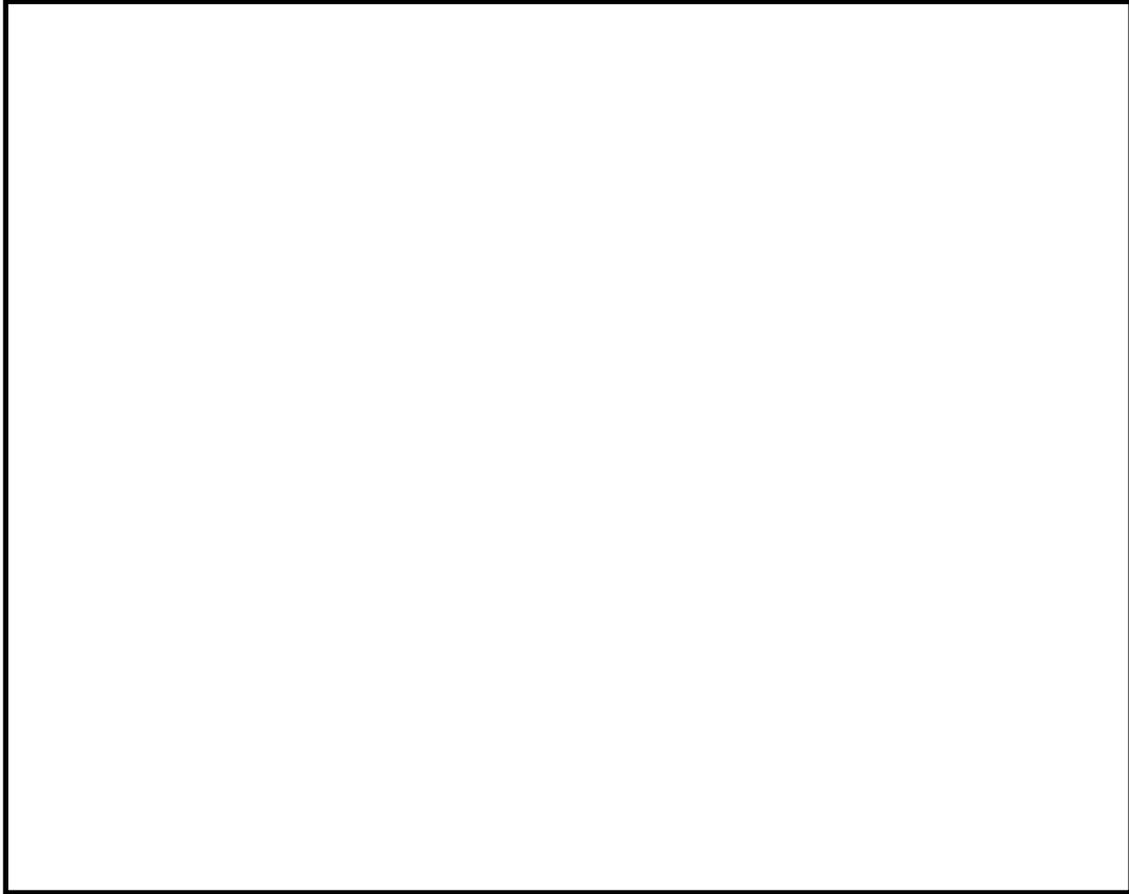


図 1-3-10 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室給気口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

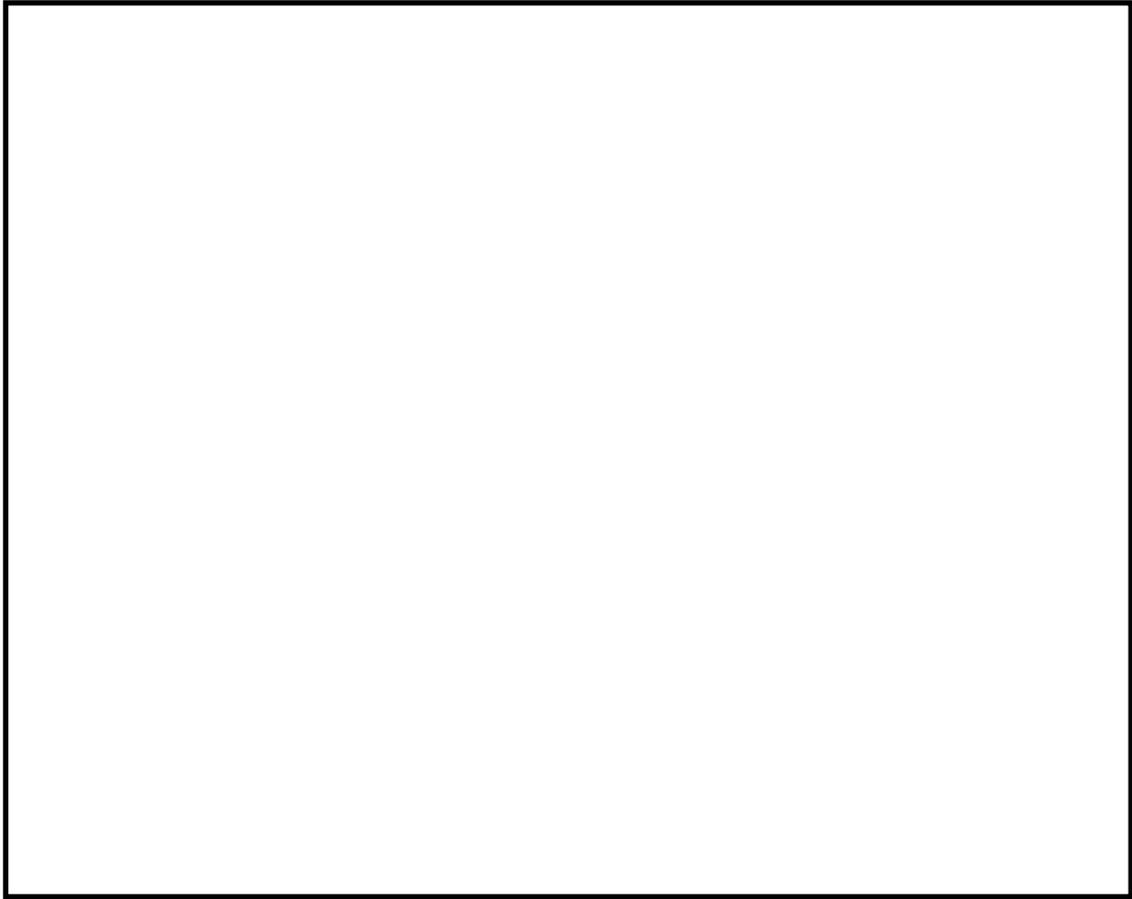


図 1-3-11 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

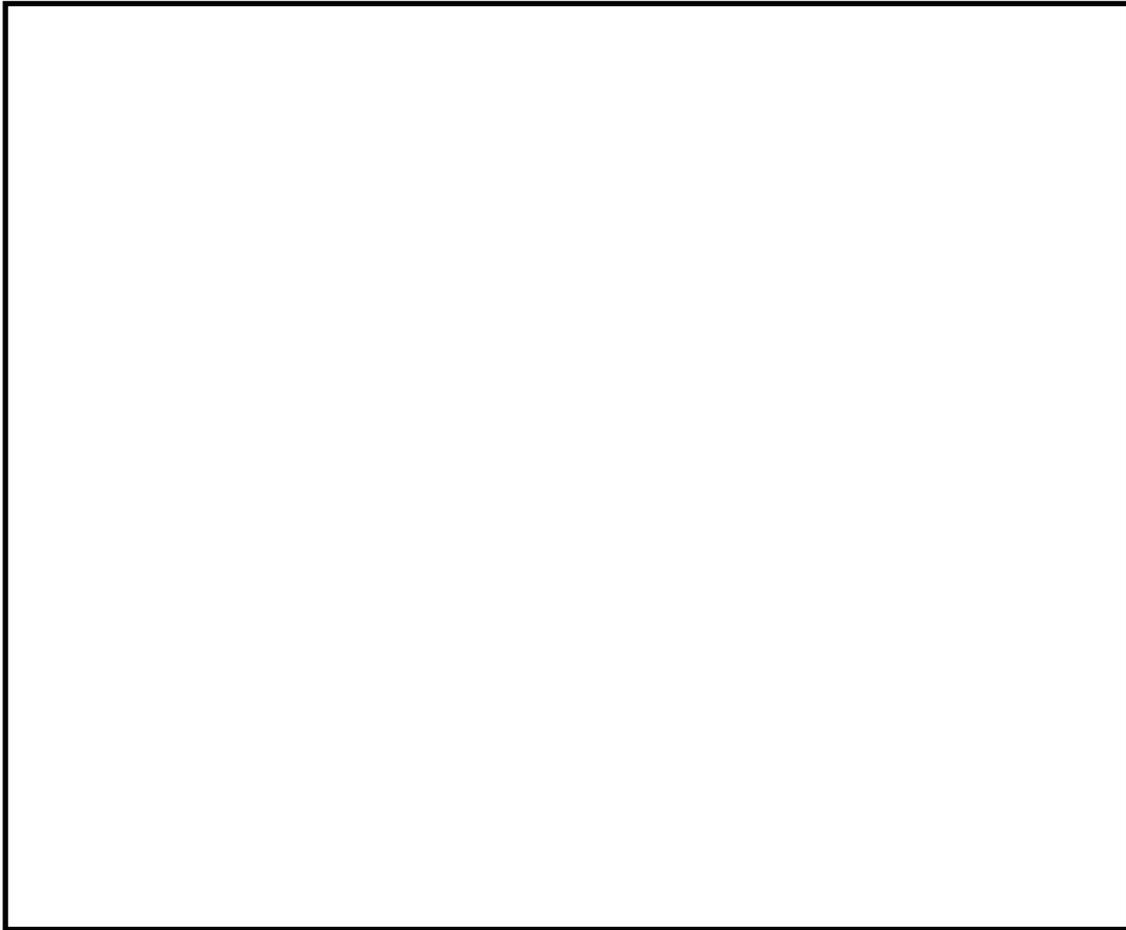


図 1-3-12 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

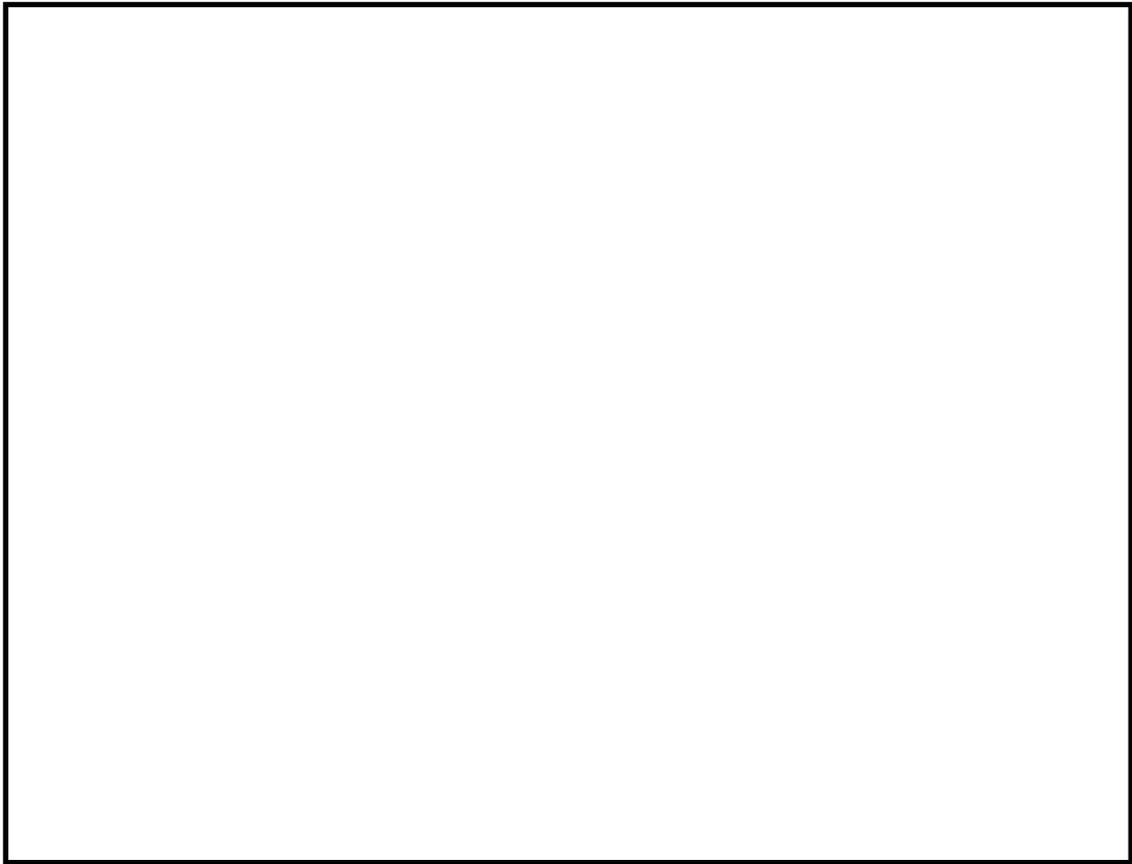


図 1-3-13 重大事故時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，フィルタベント排気口，
評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

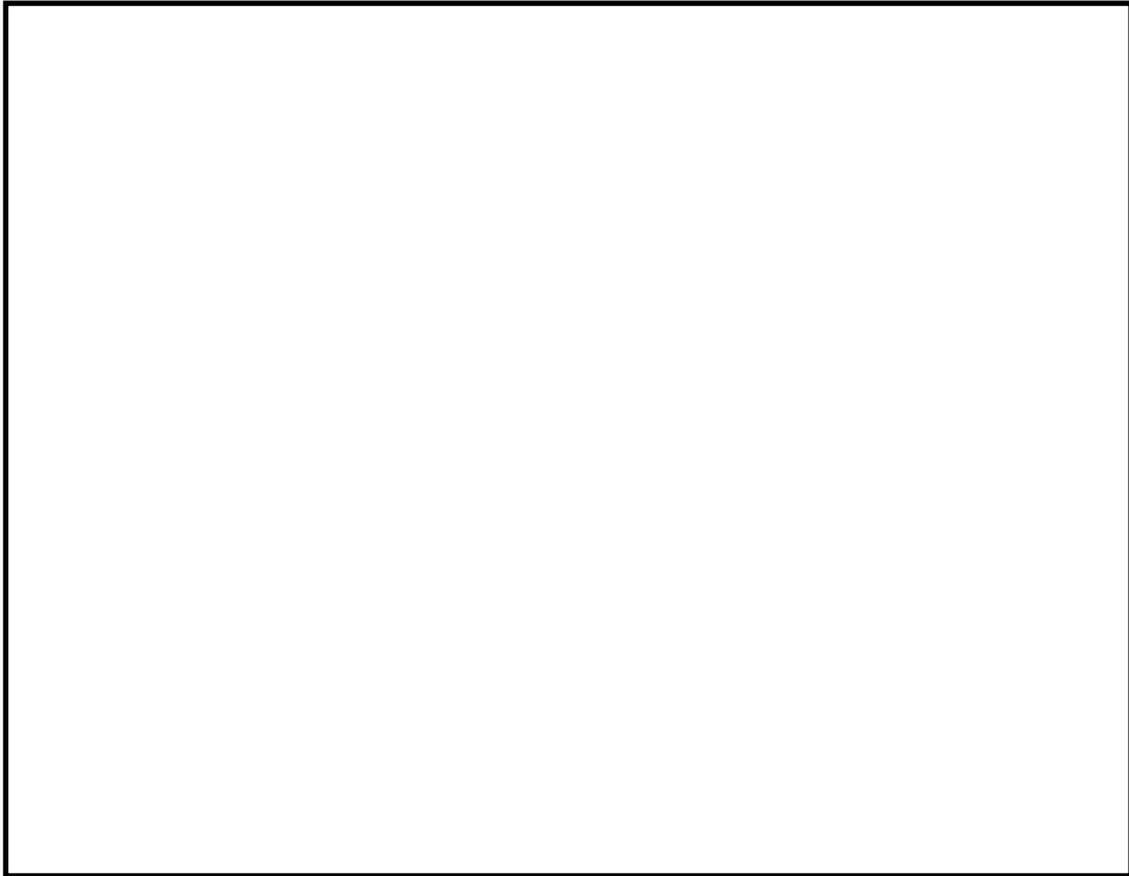


図 1-3-14 重大事故時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，フィルタベント排気口，
評価点：中央制御室給気口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため，公開できません。

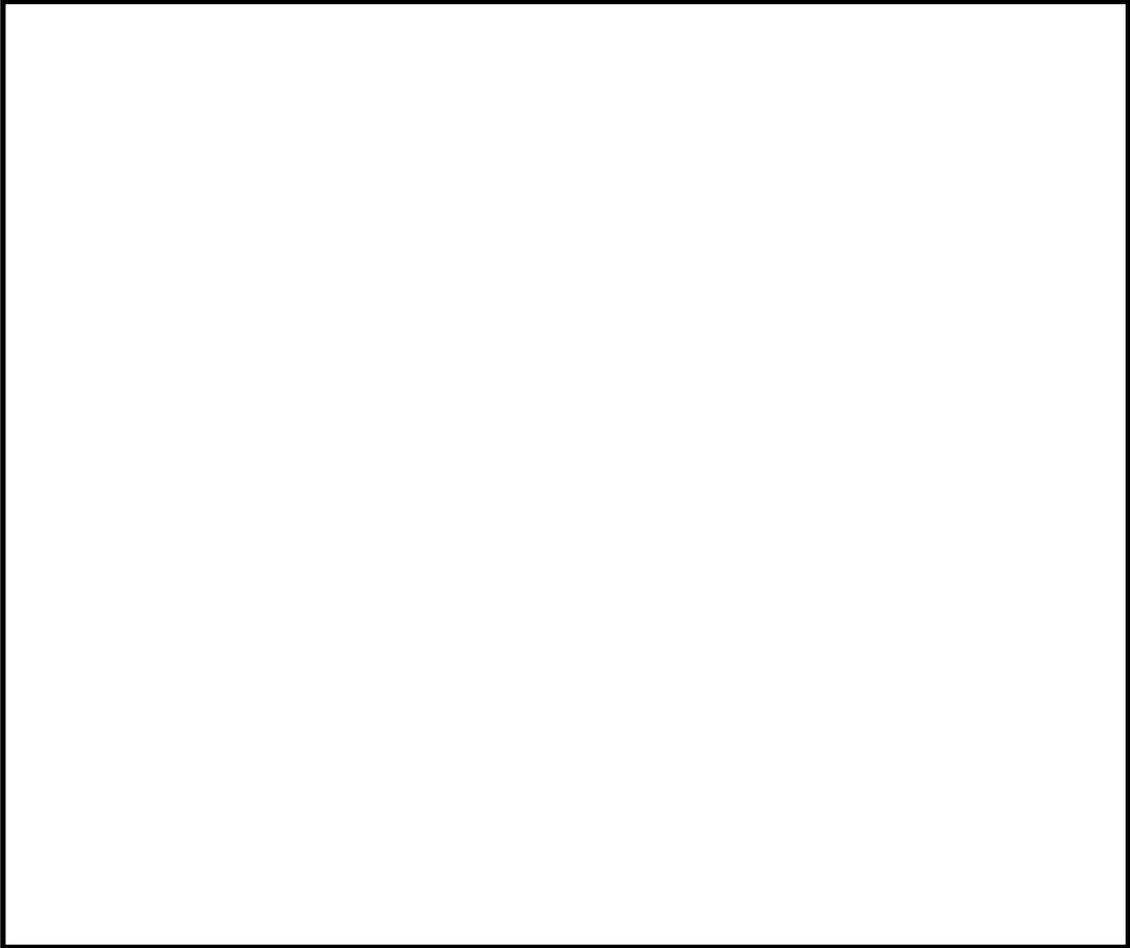


図 1-3-15 重大事故時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，フィルタベント排気口，
評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

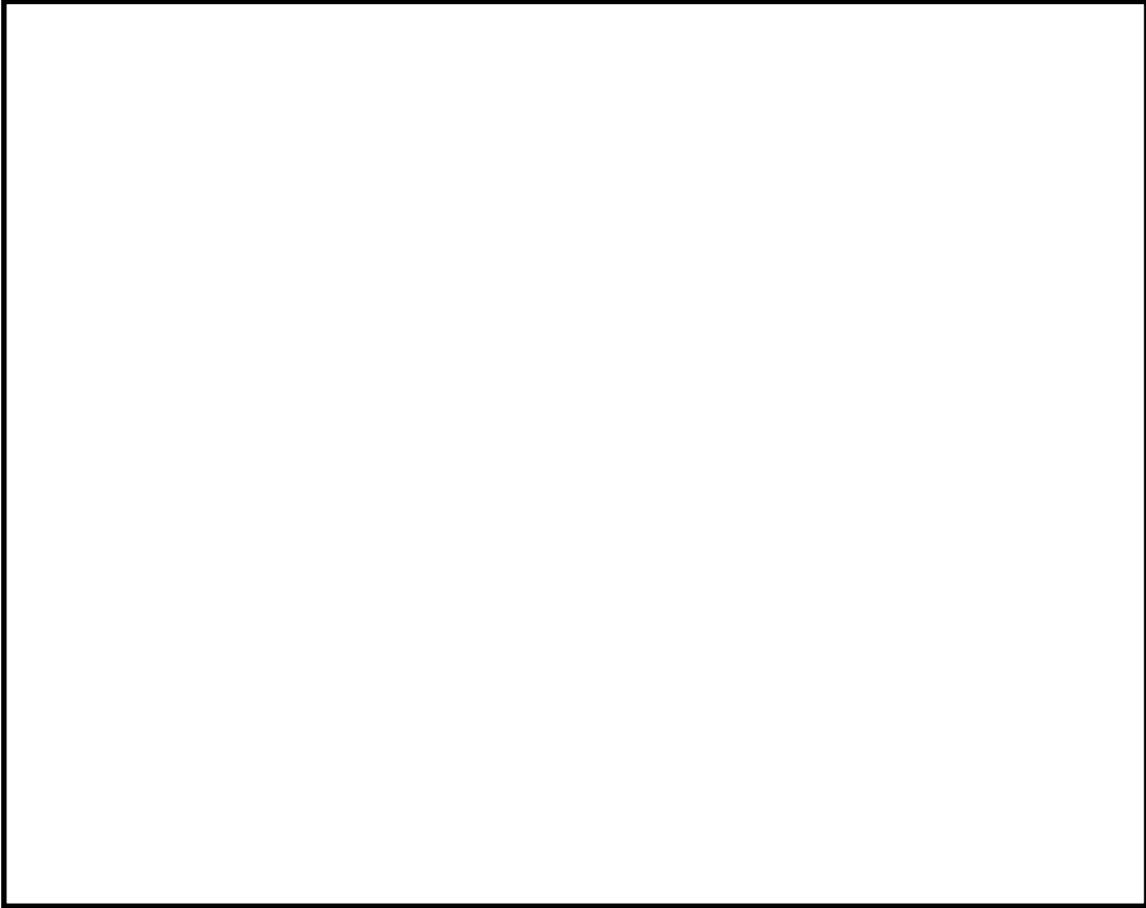


図 1-3-16 重大事故時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，フィルタベント排気口，
評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

空気流入率試験結果について

被ばく評価手法（内規）に基づき、女川原子力発電所 2 号炉の中央制御室について平成 20 年 2 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.21 回/h（±0.0054（95%信頼限界値））である。試験結果を表 1-4-1 に示す。

表 1-4-1 中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内 容		
試験日程	平成 20 年 2 月 23 日～平成 20 年 2 月 25 日 (試験時のプラント状態： 1 号機定検中, 2 号機運転中)		
試験の特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2 プラント 1 中央制御室 ・ 1 区画 		
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	- 11.0 ~ 11.4 %	
	B 系	- 9.6 ~ 8.0 %	
試験手法	原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法のうち 基本的な試験手法 / <u>全サンプリング点による試験手法</u> にて実施。		
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。	○	
	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 区画で構成されている
	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)	決定係数 R ²
	A 系	0.21 回/h (±0.0054)	0.98
	B 系	0.16 回/h (±0.0049)	0.97
特記事項			

直交代の考え方について

1. 直交代の考え方（設計基準）について

中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、通常時同様の直交代である5直3交代を考慮して、30日間の中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる運転員を対象に被ばく評価を行った。

運転員の直交代スケジュールについて、表1-5-1に示す。この表より中央制御室滞在期間200時間40分、入退域回数40回を選定した。

表 1-5-1 直交代スケジュール（設計基準）

	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	滞在時間	入退域回数
A班	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	200:40	40回
B班	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	178:50	36回
C班	日勤											休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	114:20	24回
D班	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	日勤											休	2	23	3	/	100:20	20回			
E班	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	日勤				150:30	30回	

※ 1 : 1直, 2 : 2直, 3 : 3直, 23 : 2・3直, 休 : 休日, 日勤 : 事務所勤務日

2. 直交代の考え方（重大事故）について

（1）運転員の勤務形態について

通常時の運転員の勤務形態として、5直3交代制を採用しており、具体的には、表 1-5-2 に示すとおり「1直」、「2直」、「3直」、「2・3直」の4つの勤務がある。

表 1-5-2 運転員の勤務形態

勤務	勤務時間	
	1直	21時30分～9時00分
2直	8時40分～16時50分	8時間10分
3直	16時30分～21時50分	5時間20分
2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分

（2）中央制御室居住性に係る被ばく評価（重大事故）における運転員の中央制御室滞在時間及び入退域回数の設定について

重大事故発生時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることはないよう、通常時と同様の直交代の勤務形態を継続することとしている。

そこで、評価にあたって、運転員の勤務形態に基づき、中央制御室滞在時間、入退域回数が最大となるケース（表 1-5-3 参照）から、中央制御室滞在期間 49 時間 40 分、入退域回数 10 回を選定した。また、フィルタベント実施時には、運転員は待避所内に滞在することから、選定したケースに待避時間である 10 時間を加算した時間を評価条件として設定した。

表 1-5-3 運転員の勤務形態（重大事故）

	1	2	3	4	5	6	7	滞在時間	入退域回数
A班	休	2	23	3	/	1	1	49:40	10回
B班	23	3	/	1	1	休	休	41:30	8回
C班	日勤							0:00	0回
D班	/	1	1	休	休	2	23	44:20	8回
E班	1	休	休	2	23	3	/	38:10	8回

※ 1：1直， 2：2直， 3：3直， 23：2・3直，
休：休日， 日勤：事務所勤務日

内規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）	中央制御室の居住性（設計基準）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>3.1(1) →内規のとおり</p> <p>3.1a) 女川発電所2号炉はBWR型原子炉施設であることから，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している。</p> <p>3.2 →内規のとおり</p> <p>3.2(1) a) 中央制御室内での被ばく評価</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蔽効果を踏まえて運転員の外部被ば</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の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 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>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 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>(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>くを評価している。</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) 入退域時の被ばく評価</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> <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>

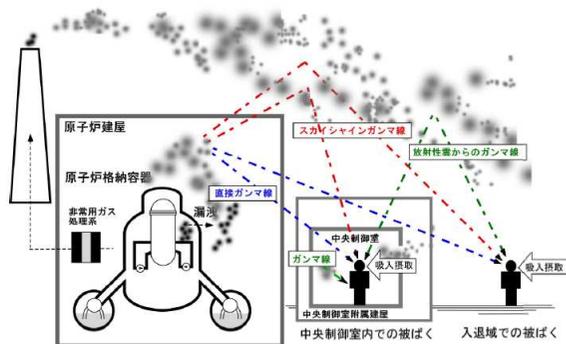
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <p>1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、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」）</p> <p>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。</p> <p>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」）</p> <p>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>3.3 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</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。</p> <p>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。</p> <p>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の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。</p> <p>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> <p>3.3 →内規のとおり</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）

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】。



(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

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。

→図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

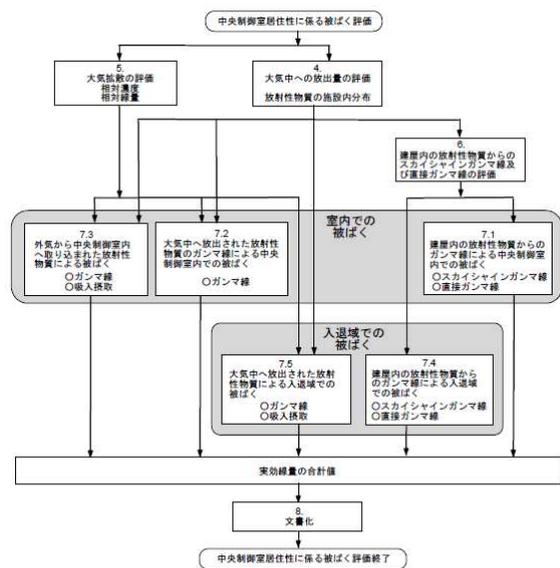


図 3.2 評価の手順

→図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

4. 大気中への放出量の評価

4.1 BWR 型原子炉施設

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。

4.1.1 原子炉冷却材喪失

(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】。

(2) 大気中への放出量の計算

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。

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

4.1 →内規のとおり

原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象として評価している。

4.1.1 →内規のとおり

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。

4.1.1(2) 大気中への放出量の計算

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。

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

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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，この効果を無視する。</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，この効果を無視する。</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</p>	<p>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，この効果を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，この効果を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，LOCA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> <p>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，排気筒を経由して環境に放出される</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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

る。

として評価している。

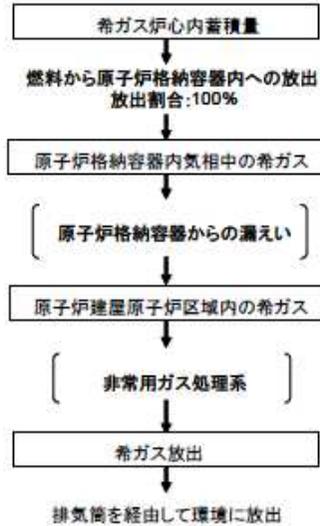


図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)

→図 4.1 の放出経路で希ガスを評価している。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

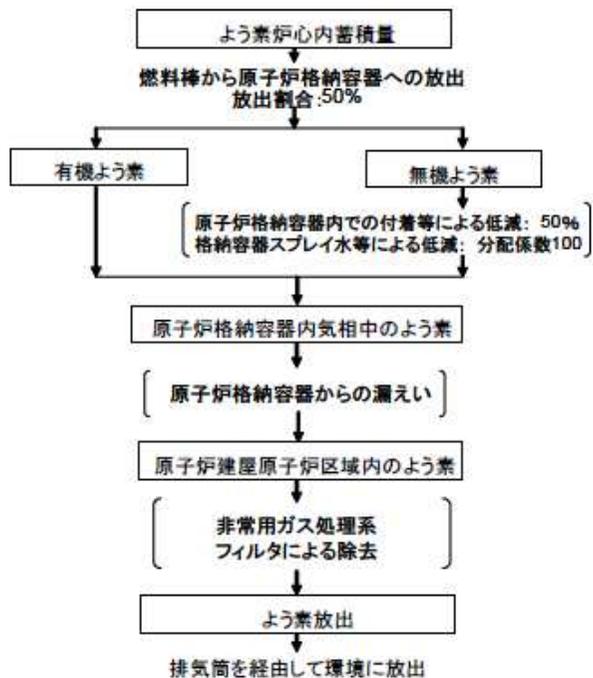


図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路(BWR 型原子炉施設)

→図 4.2 の放出経路でよう素を評価している。

4.1.2 主蒸気管破断

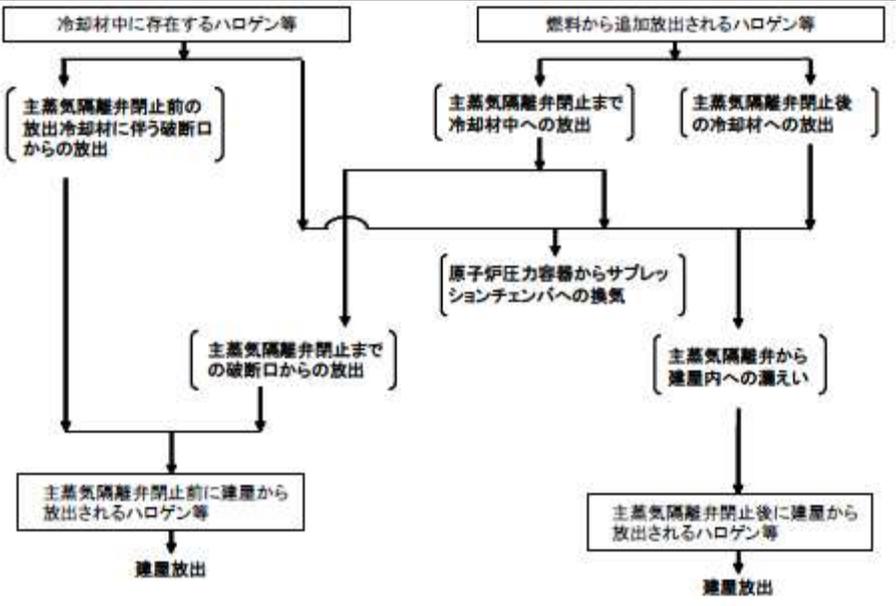
- (1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。
- (2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。
- (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。
- (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、

4.1.2 →内規のとおり

- 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の評価対象炉心としている。
- 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。
- 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。
- 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

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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</p>	<p>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している。</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評価している。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。</p> <p>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</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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。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、サブレーションプールに移行する。</p> <div data-bbox="235 571 1003 1157" data-label="Diagram"> <pre> graph TD A[燃料棒から追加放出される希ガス] --> B["主蒸気隔離弁閉止までの冷却材中への放出"] A --> C["主蒸気隔離弁閉止後の冷却材中への放出"] B --> D["主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出"] B --> E["原子炉圧力容器からサブレーションチェンバへの換気"] C --> F["主蒸気隔離弁から建屋内への漏えい"] D --> G["主蒸気隔離弁閉止前に建屋から放出される希ガス"] F --> H["主蒸気隔離弁閉止後に建屋から放出される希ガス"] G --> I[建屋放出] H --> J[建屋放出] </pre> </div> <p>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)</p>	<p>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。</p> <p>4.1.2(7) h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとす、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。</p> <p>4.1.2(7) i) 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等をとおして、崩壊熱相当の蒸気が、サブレーションプールに移行するものとして評価している。</p> <p>→図 4.3 の放出経路で希ガスを評価している。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
 <p>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)</p> <p>5. 大気拡散の評価 5.1 放射性物質の大気拡散 5.1.1 大気拡散の計算式 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。 (1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】 a) ガウスプルームモデルの適用 1) ガウスプルームモデル 放射性物質の空気中濃度は、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</p>	<p>→図 4.4 の放出経路でハロゲン等を評価している。</p> <p>5.1.1 →内規のとおり 中央制御室は、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している。</p> <p>5.1.1(1) a) 1) 放射性物質の空気中濃度は、示されたガウスプルームモデルにて評価している。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>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> <p>c) 気象データ</p> <p>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离の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式</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(1)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(1)b) 5.1.3 項に示された方法で評価している。</p> <p>5.1.1(1)c) 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データを拡散式に用いて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距离の建屋の影響を受ける場合には、</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																																																						
<p>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、建屋による巻き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> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right) \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <table style="width: 100%; border: none;"> <tr> <td style="width: 15%;">$\chi(x,y,z)$</td> <td style="width: 60%;">: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度</td> <td style="width: 25%; text-align: right;">(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td style="text-align: right;">(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td>λ</td> <td>: 放射性物質の崩壊定数</td> <td style="text-align: right;">(1/s)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>Σ_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>Σ_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(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 style="text-align: right;">(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 style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{y0}</td> <td>: 建屋による巻き込み現象による</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>y 方向の初期拡散パラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{z0}</td> <td>: 建屋による巻き込み現象による</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>z 方向の初期拡散パラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>A</td> <td>: 建屋などの風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">(m²)</td> </tr> <tr> <td>c</td> <td>: 形状係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> </table>	$\chi(x,y,z)$: 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	: 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}	: 建屋による巻き込み現象による			y 方向の初期拡散パラメータ	(m)	σ_{z0}	: 建屋による巻き込み現象による			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	(m ²)	c	: 形状係数	(-)	<p>建屋による巻き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場合には、(5.3) 式の基本拡散式を用いて評価している。</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	: 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}	: 建屋による巻き込み現象による																																																						
	y 方向の初期拡散パラメータ	(m)																																																					
σ_{z0}	: 建屋による巻き込み現象による																																																						
	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	(m ²)																																																					
c	: 形状係数	(-)																																																					

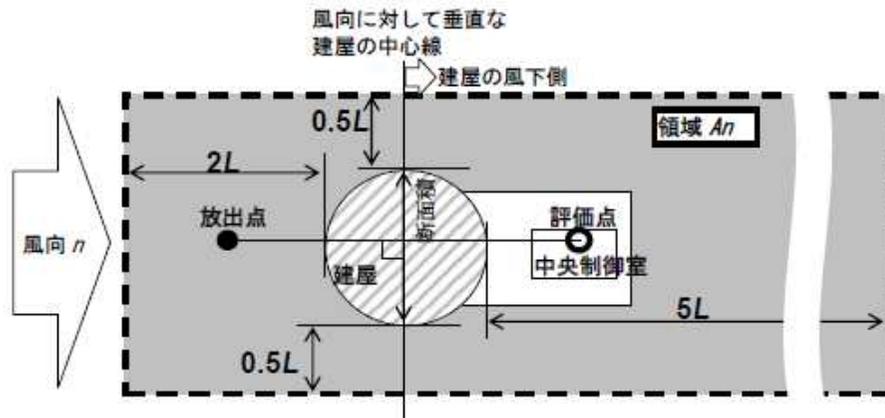
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。これは、Gifford により示された範囲 (1/2 < c < 2) において保守的に最も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_{yo}, σ_{zo} 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_{yo}, σ_{zo} 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>	<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) 拡散パラメータである σ_{yo}, σ_{zo} は、示された評価式に基づき計算している。</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」に従って評価している。</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有る場合には、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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <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>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> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p> $\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)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) \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(3) b) 2) 右辺の指数減衰項は無視せずに、示された評価式に基づき計算している。</p> <p>5. 1. 1(3) c) 放出源及び評価点が地上面に有る場合 (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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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。建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>	<p>5.1.2 →内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 主蒸気管破断時の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、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> <p>原子炉冷却材喪失においては、放出点高さが建屋高さの2.5倍以上のため、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を実施している。</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）

中央制御室の居住性（設計基準）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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

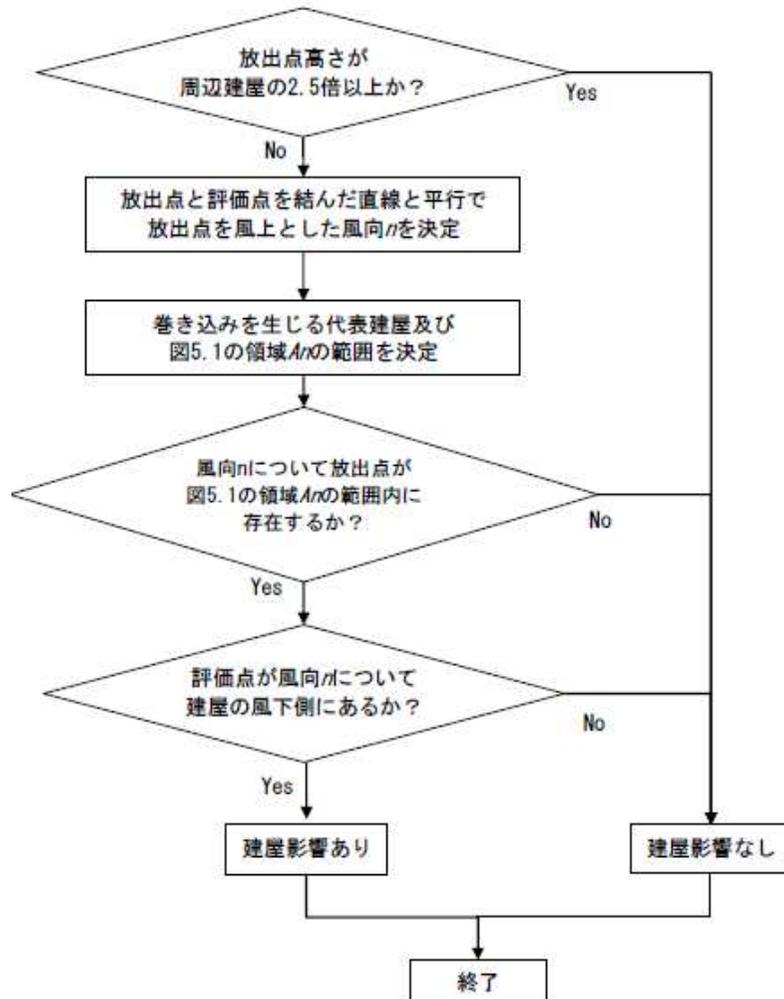


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

補 1-6-18

(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

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、

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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)</p>	<p>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。</p> <p>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。</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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

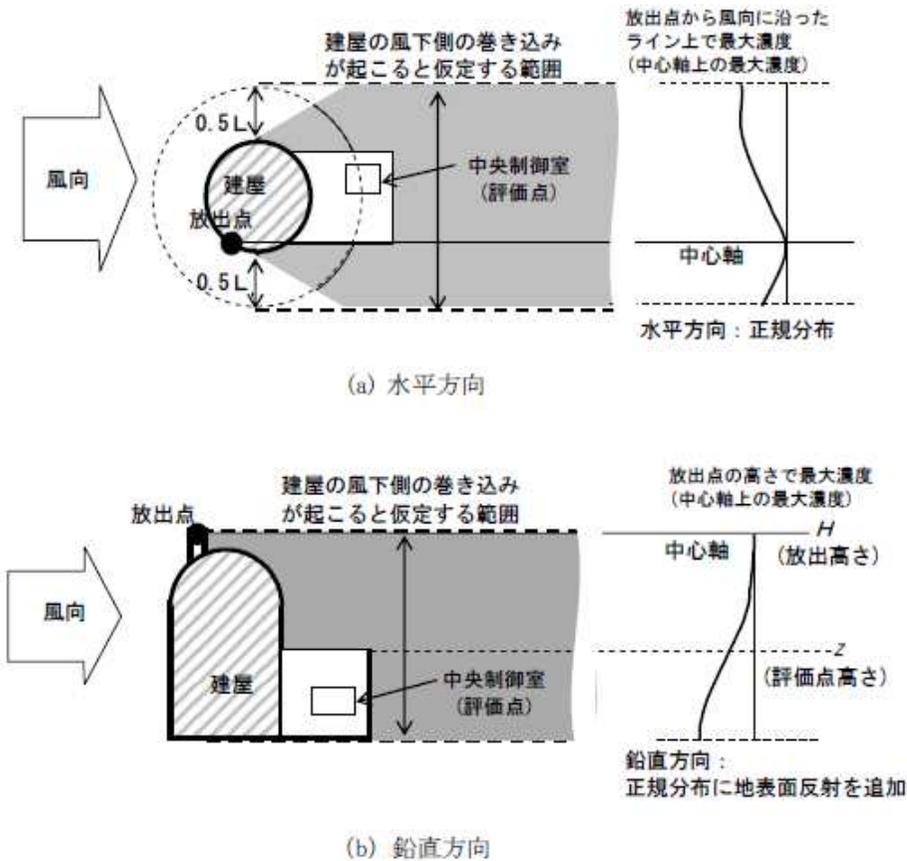


図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

(3) 建屋による巻き込みの評価条件

a) 巻き込みを生じる代表建屋

- 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

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、原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい方で代表している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況													
<p>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】。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">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" data-bbox="190 561 1052 869"> <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> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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当該建屋の表面とする。</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	<p>5.1.2(3)b)1) 事故時に外気取入を行うため，中央制御室内には，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) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提としているため，給気口が設置されている制御建屋の表面の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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

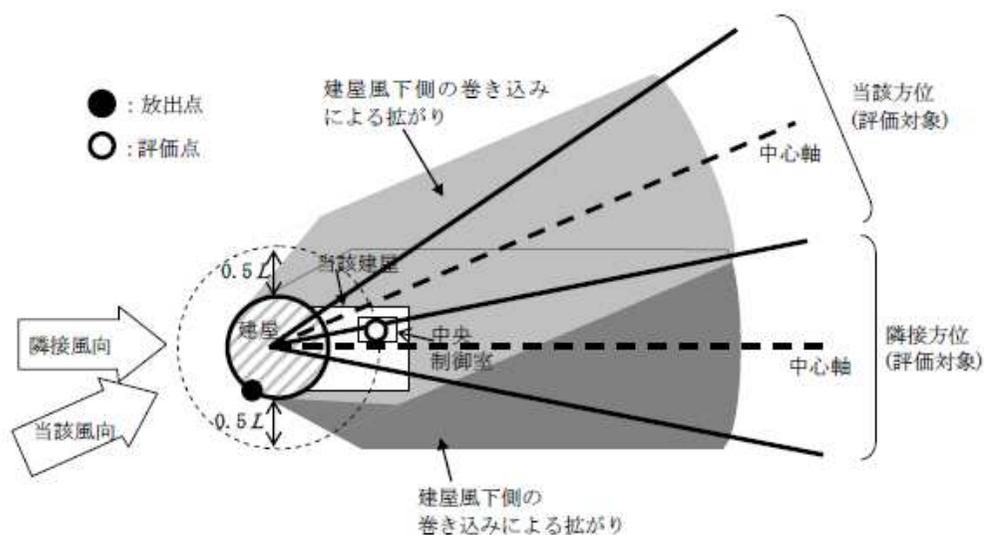


図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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。

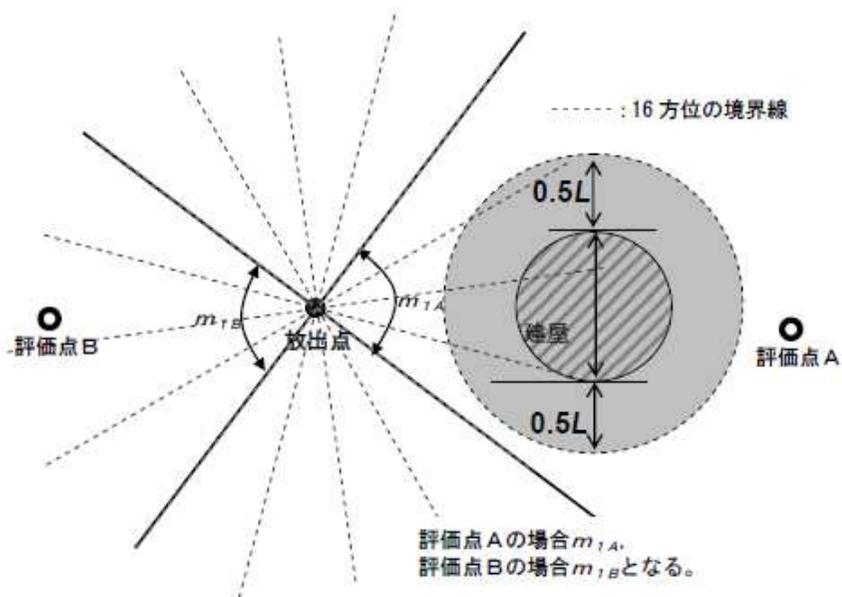
放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域（図 5.5 のハッチング部分）の内部

全 16 方位について次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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

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】。

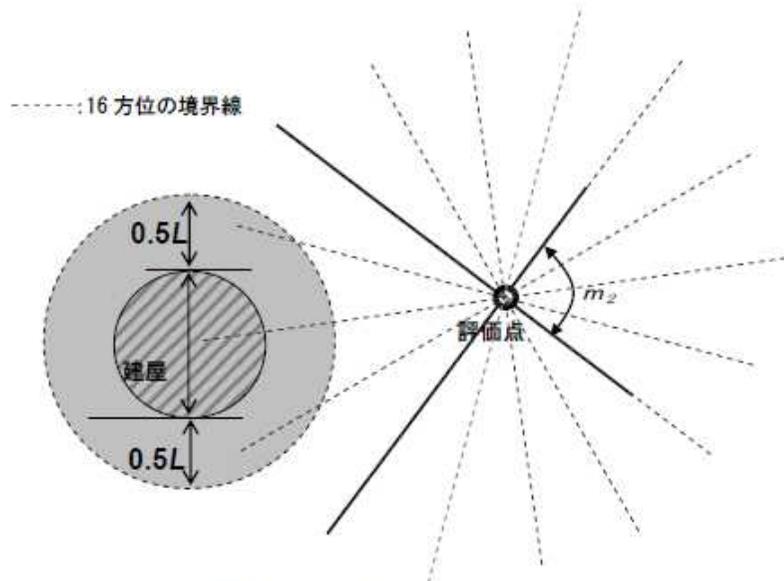


注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

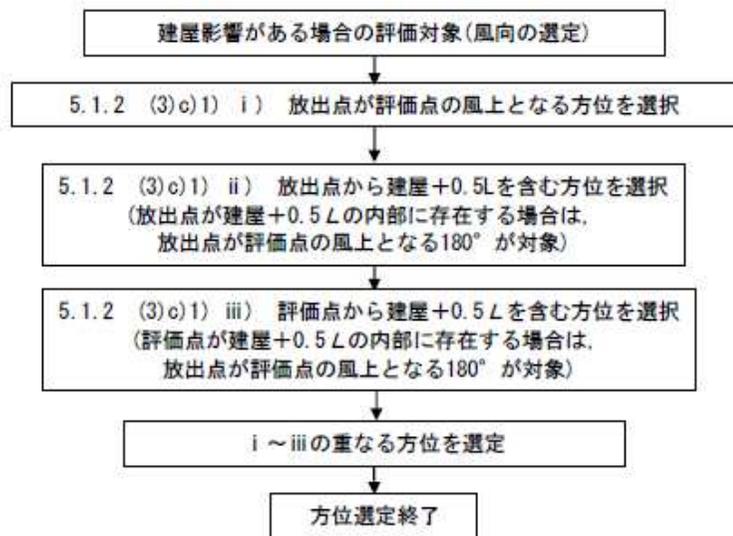


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

→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。

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】。

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。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

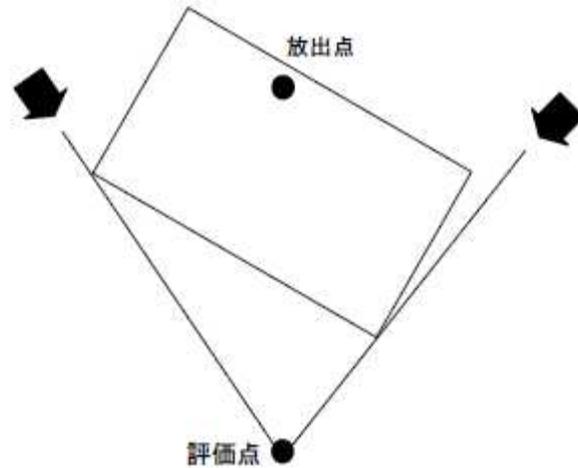


図 5.8 評価対象方位の設定

d) 建屋投影面積

- 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】。
- 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。
- 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】。

- 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。
- 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又はタービン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。
- 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又はタービン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。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

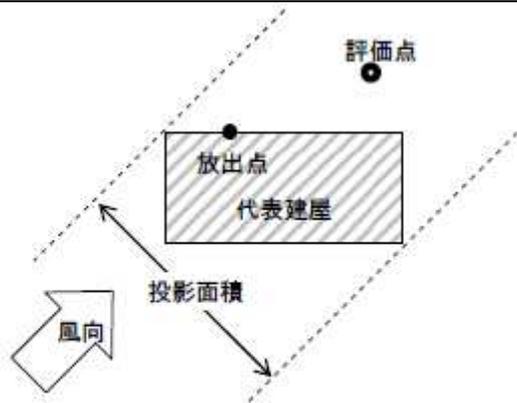


図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

附 1-6-28

(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件

a) 放射性物質濃度の評価点の選定

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

1) 非常時に外気を取入れを行う場合

外気取入口の設置されている点を評価点とする。

2) 非常時に外気を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。

① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離

② 放出点との高度差が最小となる建屋面

b) 風向の方位

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

5.1.2(4) →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、1)のとおり、外気取入口の設置されている点を評価点とし、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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況														
<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 style="margin-left: 40px;"> x : 風下距離 (km) σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg) </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 style="text-align: center;">表 5.2 $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">大気安定度</th> <th style="width: 10%;">A</th> <th style="width: 10%;">B</th> <th style="width: 10%;">C</th> <th style="width: 10%;">D</th> <th style="width: 10%;">E</th> <th style="width: 10%;">F</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>$\theta_{0.1}$</td> <td>50</td> <td>40</td> <td>30</td> <td>20</td> <td>15</td> <td>10</td> </tr> </tbody> </table>	大気安定度	A	B	C	D	E	F	$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10	<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>
大気安定度	A	B	C	D	E	F									
$\theta_{0.1}$	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

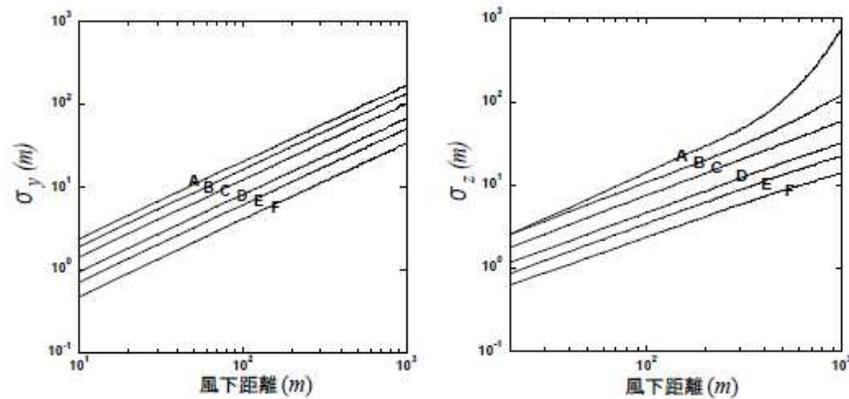
(a) 風下距離が0.2km未満
(a_2, a_3 は0とする)

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）	中央制御室の居住性（設計基準）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</p> <p>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变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>	<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变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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況															
<p data-bbox="197 228 1041 292"> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ </p> <table data-bbox="286 331 974 515"> <tr> <td>χ/Q</td> <td>: 実効放出継続時間中の相対濃度</td> <td>(g/m^3)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 実効放出継続時間</td> <td>(h)</td> </tr> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>: 時刻 i の相対濃度</td> <td>(g/m^3)</td> </tr> <tr> <td>δ_i^d</td> <td>: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合</td> <td>$\delta_i^d = 1$</td> </tr> <tr> <td></td> <td>時刻 i で、風向が評価対象外の場合</td> <td>$\delta_i^d = 0$</td> </tr> </table> <p data-bbox="152 571 1115 699"> 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えて、次項に示すとおり計算する。 </p> <p data-bbox="152 715 1115 794"> b) 風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。 </p> <p data-bbox="129 858 409 890">(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p data-bbox="141 906 633 938">a) 建屋の影響を受けない場合の計算式</p> <p data-bbox="141 954 1115 1034"> 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 data-bbox="152 1050 421 1082">1) 短時間放出の場合</p> <p data-bbox="152 1098 1115 1177"> 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>	χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(g/m^3)	T	: 実効放出継続時間	(h)	$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(g/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 data-bbox="1137 571 2134 699"> 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えて、次項に示すとおり計算している。 </p> <p data-bbox="1137 715 1529 746"> 5.2.2(1)b) 補正は不要である。 </p> <p data-bbox="1137 906 2134 986"> 5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失の場合は、建屋の巻き込みによる影響を受けないため、相対濃度は次の 2) の長時間放出に応じて計算している。 </p>
χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(g/m^3)														
T	: 実効放出継続時間	(h)														
$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(g/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	$\delta_i^d = 0$														

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_i} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$$

- $(\chi/Q)_i$: 時刻*i*の相対濃度 (s/m³)
- z* : 評価点の高さ (m)
- H* : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)
- U_i* : 時刻*i*の風速 (m/s)
- σ_y : 時刻*i*で、濃度の水平方向の
拡がりパラメータ (m)
- σ_z : 時刻*i*で、濃度の鉛直方向の
拡がりパラメータ (m)

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内のみに一様分布すると仮定して(5.12)式^(参 3)によって計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_z U_i x} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$$

- $(\chi/Q)_i$: 時刻*i*の相対濃度 (s/m³)
- H* : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)
- x* : 放出源から評価点までの距離 (m)
- U_i* : 時刻*i*の風速 (m/s)
- σ_z : 時刻*i*で、濃度の鉛直方向の
拡がりパラメータ (m)

b) 建屋の影響を受ける場合の計算式

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。

1) 短時間放出の場合

5.2.2(2)b) 主蒸気管破断の場合は、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、実効放出継続時間に応じて、次の 1) によって、相対濃度を計算して評価している。

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の

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																				
<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対応する拡がりの中で、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^(参 3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{y'} \cdot \sum_{z'} \cdot U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{z'}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{z'}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{y'} = \sqrt{\sigma_{y'}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{z'} = \sqrt{\sigma_{z'}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 50%;">(χ/Q)_i : 時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td style="width: 50%; 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>∑_{y'} : 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>∑_{z'} : 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_{y'} : 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_{z'} : 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 style="margin-left: 20px;">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</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	(-)	∑ _{y'} : 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)	∑ _{z'} : 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 _{y'} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	σ _{z'} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	<p>幅と高さに対応する拡がりの中で、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。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)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 建屋の影響を受け、長時間放出となるケースはない。</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	(-)																				
∑ _{y'} : 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)																				
∑ _{z'} : 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 _{y'} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ _{z'} : 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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>均した濃度として求めてもよい。</p> <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>	<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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$D = K_i E \mu_a \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <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) $\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は, 0.5MeV 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> <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 (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。 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エネルギー線</p>	<p>5.3(4) 相対線量の計算においても、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計算している。</p> <p>5.3(5) (4) のとおり建屋影響の効果を取入れて計算している。</p> <p>6 → 内規のとおり 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エネルギー線の計算、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</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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气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>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%として評価している。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）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>(3) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮へいのドーム部と円筒部の遮へい厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6. 2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</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を用いて評価している。</p> <p>6. 2 (3) BWR のため考慮していない。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																																							
<p>さらに、アニュラスの構造壁の遮へい効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</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て用いる。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（参6, 参7, 参8）とする。</p> $H_s = \int_0^T D_s dt$ $D_s = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l X_m\right) dV$ <p style="text-align: right;">..... (6.1)</p> <table style="width: 100%; border: none;"> <tr> <td style="width: 15%;">H_s</td> <td style="width: 60%;">:実効線量</td> <td style="width: 25%; text-align: right;">(Sv)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>:計算期間</td> <td style="text-align: right;">(s)</td> </tr> <tr> <td>D_s</td> <td>:ガンマ線の空気カーマ率</td> <td style="text-align: right;">(Gy/s)</td> </tr> <tr> <td>$\Phi(E, x)$</td> <td>:散乱点に於けるガンマ線束</td> <td style="text-align: right;">($\gamma/(m^2s)$)</td> </tr> <tr> <td>μ_l</td> <td>:散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数</td> <td style="text-align: right;">(1/m)</td> </tr> <tr> <td>$K(E)$</td> <td>:散乱エネルギー E の線量率換算係数</td> <td style="text-align: right;">(Gy/(γ/m^2))</td> </tr> <tr> <td>$B(E', b)$</td> <td>: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</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td>X_m</td> <td>:領域 m の透過距離</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>:散乱点から計算点までの距離</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>:散乱体積</td> <td style="text-align: right;">(m^3)</td> </tr> <tr> <td>N</td> <td>:空気中の電子数密度</td> <td style="text-align: right;">(electrons/m^3)</td> </tr> <tr> <td>$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$</td> <td>: Klein-Nishina の微分散乱断面積</td> <td style="text-align: right;">($m^2 / steradian$)</td> </tr> <tr> <td>θ</td> <td>:散乱角</td> <td style="text-align: right;">(radian)</td> </tr> </table> <p>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。</p>	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_l	: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)	<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て、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> <p>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。</p>
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_l	: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)																																						

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

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)

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

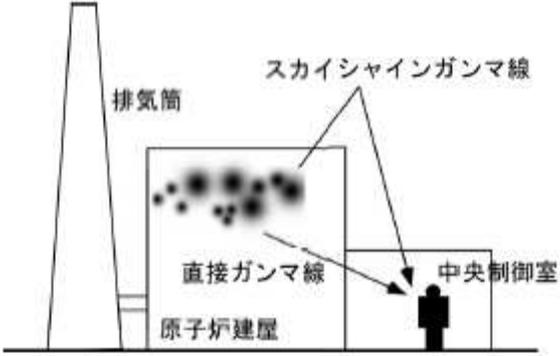
$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

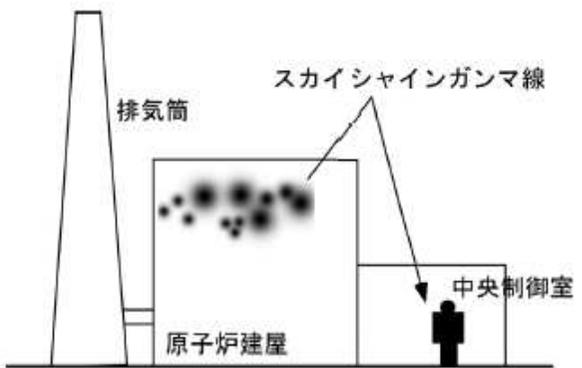
- μ_i : 線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 (1/m)
- $S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s)
- $B(E, b^0)$: 線源エネルギー E のガンマ線の線源点から
散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に
対するビルドアップ係数 (-)
- X_j : 領域 j の透過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- μ_k : 線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m)
- X_n : 空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m)

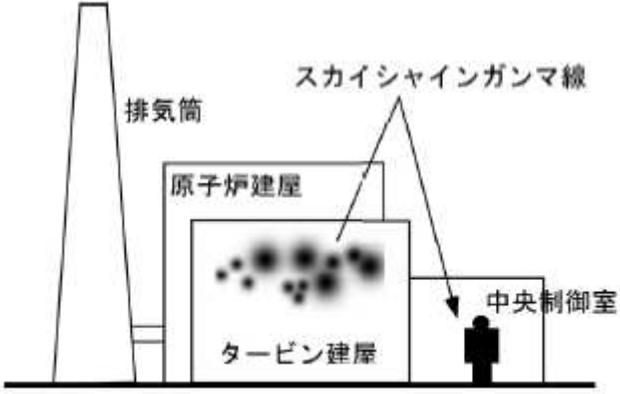
ii) 遮へいの影響を，輸送計算で求める場合^(参6, 参7)

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ </p> <p> $S_p(E) = \Phi(\theta) A_s \cos\theta$ </p> <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 (γ/m²s·weight) $\text{weight} = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_s : 天井面積 (m²) </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を用いて評価している。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <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/m²)) $S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m³) $B(E, b)$: 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 (m³) </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</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>

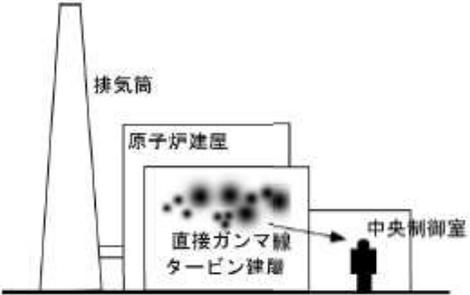
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する（図 7.1）。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>  <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> <p>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>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>(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、中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.2）。</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>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> <p>7.1.1 →内規のとおり</p> <p>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>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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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>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>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>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="text-align: center;">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>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.2 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>	<p>7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>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>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>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>
<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，中央制御室内における積算線量を計算</p>	<p>7.1.1(3) →内規のとおり</p> <p>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</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>する（図 7.4）。</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。</p> <p>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>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>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＝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>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日}/4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.4 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>	<p>計算し評価している。</p> <p>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。</p> <p>7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

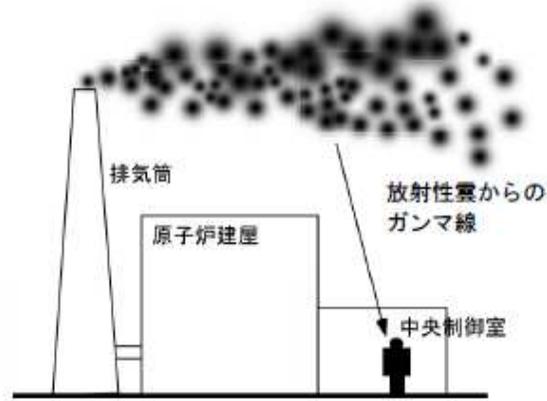
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.5）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</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>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>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>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: 40px;">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>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>7.1.2 →内規のとおり</p> <p>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>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>7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>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>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>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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="280 247 952 678" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="336 702 907 774" 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="123 853 1120 1468" 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> <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，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.7）。</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>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>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> </div>	<div data-bbox="1131 901 2139 1468" data-label="List-Group"> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>7.1.2(3) c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> </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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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: 40px;">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>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  <p>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)</p> </div> <p>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</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）。</p>	<p>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。</p> <p>7.2 →内規のとおり</p> <p>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。</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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況



(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。
- (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。
- (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。
- (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。

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

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$

- 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。

- 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。
- 7.2 (3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室の中心を代表点としている。
- 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) の遮蔽効果を考慮して計算している。
- 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。
- 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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																														
<p style="text-align: center;">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> $H_y = \int_0^T K(D/Q) Q_\gamma(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <table style="margin-left: 20px; border: none;"> <tr> <td style="padding-right: 10px;">H_y</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 style="margin-left: 20px;">(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> <p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_y = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_\gamma}{V} E_\gamma \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots\dots\dots (7.2)$ <table style="margin-left: 20px; border: none;"> <tr> <td style="padding-right: 10px;">H_y</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>Q_γ</td> <td>: 半球雲中の放射性物質質量 (γ線 0.5MeV 換算)</td> <td>(Bq)</td> </tr> </table>	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)	$Q_\gamma(t)$: 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)	H_y	: 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)	<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_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)																													
$Q_\gamma(t)$: 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)																													
H_y	: 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)																													

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p> 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> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu'X) dt \quad \dots\dots\dots (7.3)$ <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 →内規のとおり</p> <p>7.3(1) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度及び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 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率測定試験手法」に従うこと。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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(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>
<div data-bbox="250 513 999 979" data-label="Diagram"> <p>The diagram illustrates the exposure pathway for radioactive substances in a central control room. It shows a room with a person standing inside. On the left, there is a filter (フィルタ) that allows air to enter the room. From the top, an arrow indicates the entry of radioactive particles into the room. These particles are shown as small black dots. One arrow points from these particles towards the person, labeled '吸入摂取' (Inhalation/Ingestion). Another arrow points from the particles towards the person, labeled 'ガンマ線' (Gamma rays). On the right, an arrow indicates the exit of air from the room.</p> </div> <p>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</p> <p>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</p> <p>(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。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合</p> <p>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）。</p>	<p>7.3.1 →内規のとおり</p> <p>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。</p> <p>7.3.1(1) a) 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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

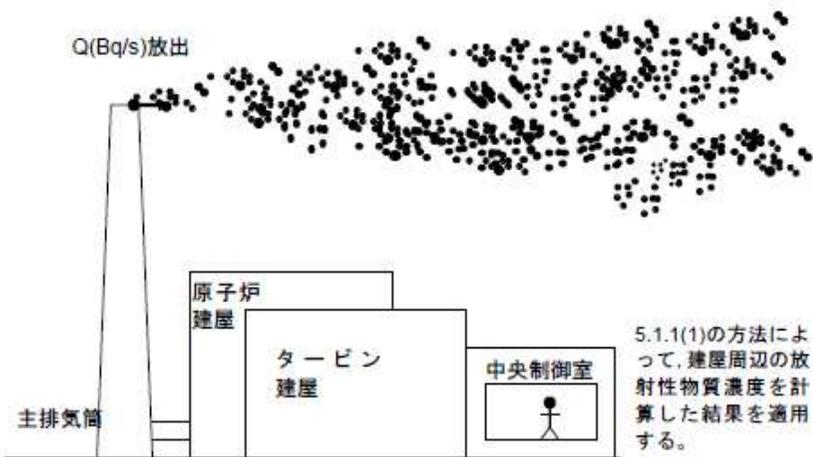


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

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）。

1) BWRの場合

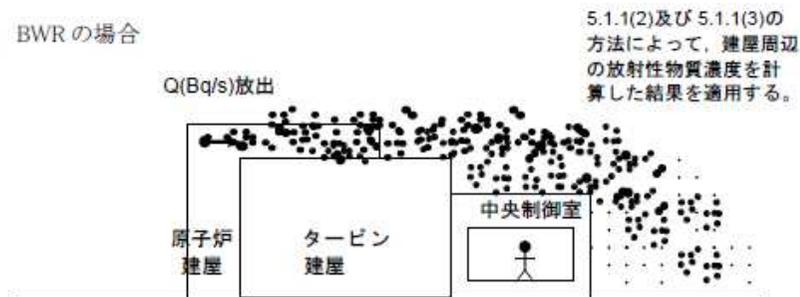


図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

7.3.1(1)b) 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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(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>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(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>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(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>(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>(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>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>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>7.3.2 →内規のとおり</p> <p>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>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>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値を用いて評価している。</p> <p>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>7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行うため中央制御室の外気取入口としている。</p> <p>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>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量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^n (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_i S_i^k(t)$ $S_i^k(t) = (\chi/Q)_i Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> $M_i^k(t)$: 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_i : 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) $S_i^k(t)$: 空気流入を計算する核種 k の濃度 (Bq/m^3) $(\chi/Q)_i$: 空気流入に対する評価点 i の相対濃度 (s/m^3) </p>	
<p>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。</p>	<p>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。</p>
<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>7.3.3 →内規のとおり</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</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)</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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。</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。</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*1</p> <p style="padding-left: 80px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <p>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> $H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <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_{∞} :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 (Bq/m^3) (I-131等価量) T :計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞Inの場合の値である。</p>	<p>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している。</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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

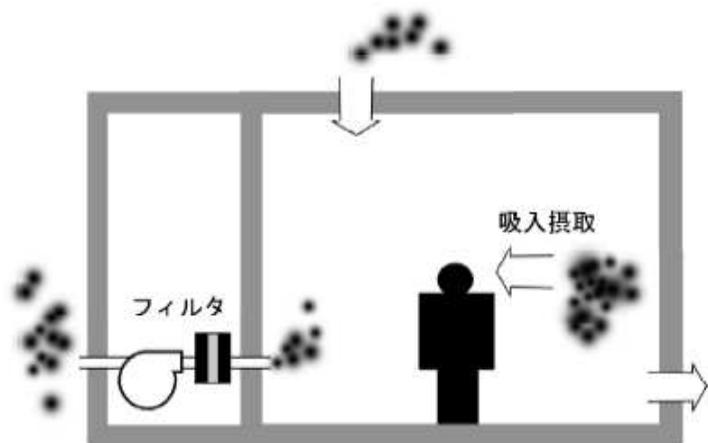


図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

(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。

$$\begin{aligned} \text{内部被ばく線量} &= \text{室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量} \\ &\quad \times \text{直交替による滞在時間割合} \\ &\quad + (\text{半球状雲による線量}) \end{aligned}$$

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。

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。

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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$H_I = \int_0^T RH_{\Sigma} C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p> 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_{Σ} : 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 t 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のみに入立る場合には、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>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</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p style="text-align: center;">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>*1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日/4) / (24h×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> $H_y = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_\gamma (1 - e^{-\mu R}) C_\gamma(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$ <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) 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 (Bq/m³) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞Inの場合の値である。 </p> <p>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。</p> $H_y = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu R)\} \right] \frac{E_\gamma}{0.5} C_\gamma(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)$ <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 : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m²)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-) μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) </p>	<p>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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

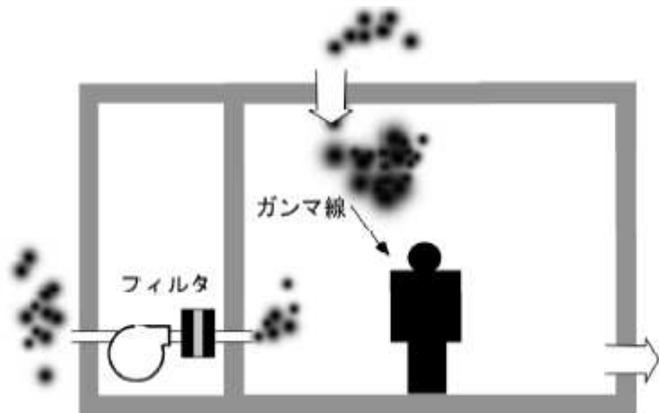


図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

(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。

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。

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）

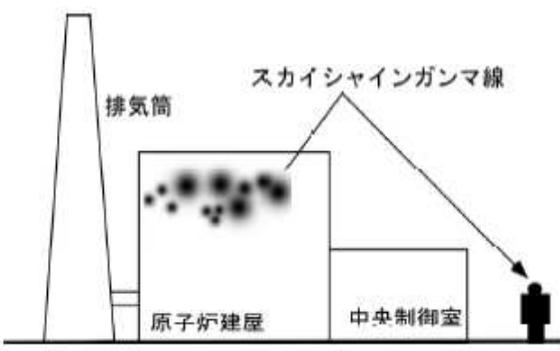
ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式(参5)によって計算する。

半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算している。

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

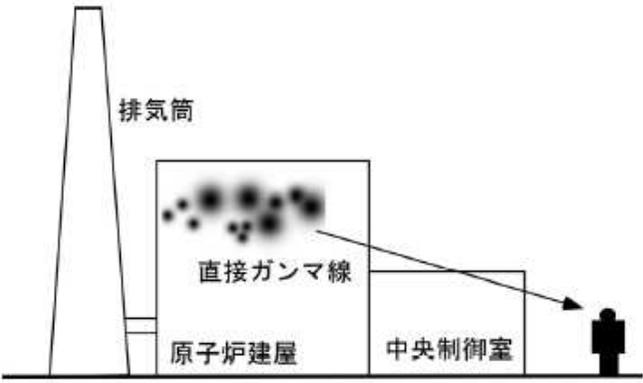
- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー(0.5MeV) (MeV/dis)
 - μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
 - R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
 - $C_{sp}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³)
 - T : 計算期間(30日) (s)
- (注)30日間連続滞在の場合の値である。

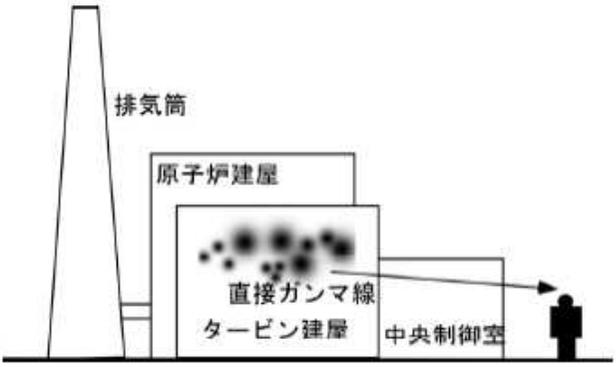
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを, 7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算する (図 7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <div data-bbox="369 566 896 885" style="text-align: center;"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <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>7.4 →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>
<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</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) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$  <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>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，2) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また，入退域時の評価点は，出入管理所，制御建屋出入口の 2 箇所を設定し評価している。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）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: 40px;">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> <p style="padding-left: 80px;">$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<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蔽効果を、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、2) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は、出入管理所、制御建屋出入口の 2 箇所を設定し評価している。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="286 231 896 598" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="268 622 985 686" data-label="Caption"> <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> </div> <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</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蔽効果を，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，2) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7. 4. 2(1) e) 2) 入退域時の評価点は，出入管理所，制御建屋出入口として評価し</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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。 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>  <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>(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>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> <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蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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: 40px;">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;">  <p>The diagram illustrates the layout of a BWR nuclear power plant. From left to right, it shows a tall chimney labeled '排気筒' (Exhaust stack), a building labeled '原子炉建屋' (Reactor building), a building labeled 'タービン建屋' (Turbine building) containing '直接ガンマ線' (Direct gamma rays) represented by dots, and a building labeled '中央制御室' (Central control room). A silhouette of a worker is shown in the control room, with an arrow pointing from the turbine building towards them, indicating the path of direct gamma radiation.</p> </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)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、2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)2) 入退域時の評価点は、出入管理所、制御建屋出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>

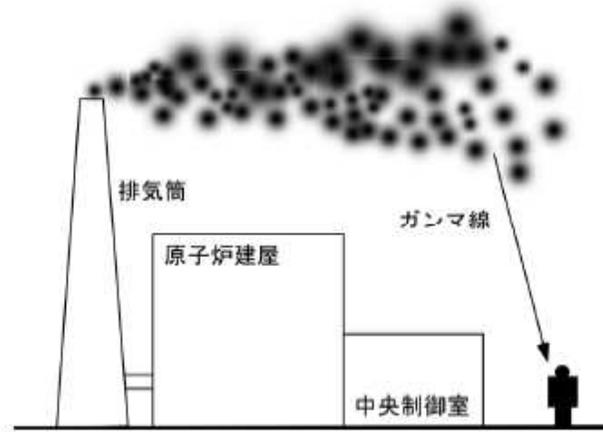
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を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="291 909 940 1324" style="text-align: center;"> </div> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p>	<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て評価している。</p> <p>7.5(2) b) 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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="286 295 974 598" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="481 622 795 646" data-label="Caption"> <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div> <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】。</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。 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>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、b)の仮定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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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。</p> <p style="padding-left: 40px;">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</p> <p style="padding-left: 80px;">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> $H_y = \int_0^T K(D/Q)Q_y(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p style="margin-left: 40px;"> 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) $Q_y(t)$: 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Inの場合の値である。 </p>	<p>7.5.1(5) b) 入退域時の評価点は、出入管理所、制御建屋出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）

中央制御室の居住性（設計基準）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よう素の吸入

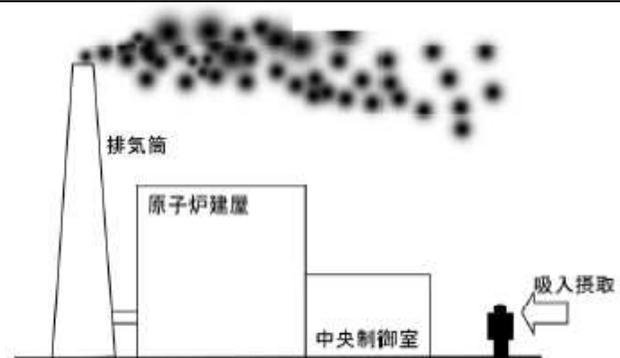
7.5.2 →内規のとおり

- 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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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>(5) 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) 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。</p> <p style="padding-left: 40px;">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</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ <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> $H_i = \int_0^T RH_{\Sigma} (\chi/Q) Q_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p style="margin-left: 40px;"> <i>H_i</i> : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) <i>R</i> : 呼吸率(成人活動時) (m³/s) <i>H_Σ</i> : 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/m³) <i>Q_i(t)</i> : 時刻<i>t</i>におけるよう素環境放出率 (Bq/s) (I-131等価量) <i>T</i> : 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>7.5.2(5)入退域時の計算に当たっては、b)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.2(5)b) 入退域時の評価点は、出入管理所、制御建屋出入口として評価している。</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>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR型原子炉施設
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

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価条件

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LOCA+ECCS機能喪失+全交流動力電源喪失	格納容器破損モードの中で、格納容器内の圧力が高く維持される事象であることから、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスとして選定(補足説明資料 2-2 参照)	4.3(1)a. 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. (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)のソースターム解析結果を基に設定する。
全交流動力電源喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定	同上
最終ヒートシンク喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定	同上
炉心熱出力	2,436MWt	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10,000h (416d) 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 2 サイクル：0.229 3 サイクル：0.229 4 サイクル：0.229 5 サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

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
原子炉格納容器から原子炉建屋へ放出される放射性物質の割合	希ガス類： 5.70×10^{-2} よう素類（粒子状） ： 1.09×10^{-4} Cs類： 4.71×10^{-5} Te類： 9.43×10^{-6} Ba類： 3.77×10^{-6} Ru類： 4.71×10^{-7} Ce類： 9.43×10^{-8} La類： 3.77×10^{-8}	MAAP 解析に基づく （補足説明資料 2-3 参照）	4.3(1)a. 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。
ベント時に格納容器圧力逃がし装置へ放出される放射性物質の割合	希ガス類： 9.03×10^{-1} よう素類（粒子状） ： 9.37×10^{-8} Cs類： 1.35×10^{-7} Te類： 2.70×10^{-8} Ba類： 1.08×10^{-8} Ru類： 1.35×10^{-9} Ce類： 2.70×10^{-10} La類： 1.08×10^{-10}	MAAP 解析に基づく （補足説明資料 2-3 参照）	4.3(1)a. 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。
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%	pHに依らず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G.1.195のよう素割合に基づき設定 （補足説明資料 2-4 参照）	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。
放出開始時間	PCV 漏えい：事象発生直後 格納容器ベント：80 時間後	選定した事故シーケンスの MAAP 解析結果の数値を設定	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。
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	9.0×10^{-4} (1/s) (DF200 まで)	CSE 実験に基づき設定 （補足説明資料 2-5 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。

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
サプレッションプール水のスクラビングによる元素状（無機）よう素の除去効果	<p>【原子炉建屋（格納容器）からの漏えい】 除去効果考慮せず</p> <p>【格納容器ベント】 除染係数：5</p>	プール水を通過せずに格納容器から漏えいするパスを考慮し、ベント放出にのみ SRP6.5.5 ^{※1} に基づく除去効果を設定	—
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	MAAP 解析に基づく	MAAP 解析で評価	—
原子炉格納容器からの漏えい率	<p>【無機・有機よう素】 ～1.0Pd：0.9%/day 1.0～1.5Pd：1.1%/day 1.5～2.0Pd：1.3%/day</p> <p>【希ガス・エアロゾル】 MAAP 解析上で以下の圧力範囲に沿った PCV 開口面積を設定 ～1.0Pd： 1.0Pd で 0.9%/day 1.0～1.5Pd： 1.5Pd で 1.1%/day 1.5～2.0Pd： 2.0Pd で 1.3%/day</p>	1.0Pd, 1.5Pd, 2.0Pd における漏えい量を AEC モデルに基づき設定。MAAP 解析では、PCV に開口を設定し、開口部面積は AEC モデルに基づいた漏えい量となる面積を設定。 (補足説明資料 2-6 参照)	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。
原子炉建屋の漏えい率	0.2回/day	代表性のある 2012 年の敷地内気象データと設計値から保守的に設定	—
格納容器圧力逃がし装置による除染係数	エアロゾル：1000 無機よう素：500 有機よう素：50	設計値	—

※1 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev. 1, 3/2007

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
二次格納施設体積	115,000m ³	設計値	—
非常用ガス処理系	考慮しない	事故シーケンスの事故進展解析において、非常用ガス処理系に期待しないため、運転を考慮しない	4.3(3)a. 非常用ガス処理系の作動については、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。
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり評価期間を設定	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 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日間積算）

放出経路	評価項目		評価結果※1
原子炉建屋からの漏えい	希ガス	Gross 値	約 1.28×10^{17} Bq
		ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値	約 1.32×10^{16} Bq
	ヨウ素	Gross 値	約 2.15×10^{15} Bq
		I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 1.67×10^{15} Bq
	セシウム	Gross 値	約 2.87×10^{13} Bq
	上記以外の核種	Gross 値	約 3.01×10^{13} Bq
原子炉格納容器ベント	希ガス	Gross 値	約 3.49×10^{18} Bq
		ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値	約 3.19×10^{17} Bq
	ヨウ素	Gross 値	約 1.38×10^{15} Bq
		I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 1.21×10^{15} Bq
	セシウム	Gross 値	約 1.09×10^8 Bq
	上記以外の核種	Gross 値	約 1.45×10^8 Bq

※1 放出放射エネルギーの推移グラフは補足説明資料 2-7 に示すとおりである。

表 2-1-3 大気拡散条件(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通り設定	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	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12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 (補足説明資料 1-2 参照)	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	【原子炉建屋からの漏えい】 70時間 【格納容器ベント】 1時間	被ばく経路毎に、大気中への積算放出量を最大の放出率で除した数値を基に設定	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。
放出源及び放出高さ	【原子炉建屋からの漏えい】 ブローアウトパネル: 地上高 0m 【格納容器ベント】 格納容器圧力逃がし装置排気管: 地上高 36m	放出経路毎に、放出源と放出高さを設定	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	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。

表 2-1-3 大気拡散条件(3/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の 評価点	<p>【中央制御室】 室内:中央制御室換気 空調系の給気口 屋外:中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理所 制御建屋出入口</p>	<p>【中央制御室内】 審査ガイドに示され たとおり設定 なお、室内取込による 被ばくを評価する際 は給気口を、クラウド シャイン線による被 ばくを評価する際は 中央制御室中心を評 価点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路 に従った適切な評価 点を設定</p>	<p>【中央制御室内】 4.2.(2)b. 評価期間中も 給気口から外気を取入れ ることを前提とする場合 は、給気口が設置されて いる原子炉制御室が属す る建屋の表面とする。 4.2.(2)b. 屋上面を代表 とする場合、例えば原子 炉制御室の中心点を評価 点とするのは妥当であ る。</p> <p>【入退域時】 入退域時の評価点につい て、記載なし。</p>
着目方位	<p>【中央制御室】 室内：5方位 屋外：5方位</p> <p>【入退域時】 出入管理所：4方位 制御建屋出入口：6方位</p>	<p>審査ガイドに示され た評価方法に基づき 設定 (補足説明資料1-3参 照)</p>	<p>4.2(2)a. 原子炉制御室 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、放射源と評価点 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。</p>
建屋投影面積	2,050m ²	審査ガイドに示され た通り設定	4.2(2)b. 風向に垂直な 代表建屋の投影面積を求 め、放射性物質の濃度を 求めるために大気拡散式 の入力とする。
形状係数	1 / 2	Giffordにより示さ れた範囲 ($1/2 < c < 2$) において最も大きな 濃度を与える係数	—

表 2-1-4 相対濃度及び相対線量（重大事故時）

評価対象	放出点	評価点	評価距離	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
中央制御室	原子炉建屋ブローアウトパネル	中央制御室 換気空調系給気口	92m	5	SE, SSE, S, SSW, SW	3.8×10^{-4}	1.5×10^{-18}
		中央制御室中心	76m	5	SE, SSE, S, SSW, SW	3.9×10^{-4}	1.5×10^{-18}
	格納容器圧力逃がし装置排気管	中央制御室 換気空調系給気口	111m	5	SE, SSE, S, SSW, SW	5.9×10^{-4}	4.7×10^{-18}
		中央制御室中心	86m	5	SE, SSE, S, SSW, SW	6.3×10^{-4}	4.8×10^{-18}
入退域時	原子炉建屋ブローアウトパネル	出入管理所	181m	4	SSW, SW, WSW, W	2.8×10^{-4}	1.6×10^{-18}
		制御建屋出入口	87m	6	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	5.7×10^{-4}	2.3×10^{-18}
	格納容器圧力逃がし装置排気管	出入管理所	151m	4	SSW, SW, WSW, W	5.1×10^{-4}	4.5×10^{-18}
		制御建屋出入口	78m	6	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.5×10^{-4}	5.8×10^{-18}

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

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 事故後 7 日間の積算線源強度を計算	審査ガイドに示された通り設定 (補足説明資料 2-8 参照)	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	同上	同上
計 算 モ デ ル	遮蔽厚さ		建屋間配置，建屋及び中央制御室周辺の躯体厚さを考慮 (補足説明資料 2-8 参照)	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		直接ガンマ線の線量評価：QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線の線量評価：ANISN, G33-GP2R	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 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元，三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R, ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	4.1② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。

表 2-1-6 中央制御室換気設備条件(1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドとの関連性
事故時における 外気取り込み	非常時外気取入モード (500m ³ /h)	審査ガイドに従って 非常用換気空調系か ら室内に取り入れる ことを考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室 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。 一 原子炉制御室の非常 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）
中央制御室 バウンダリ体積	14,000m ³	審査ガイドに基づき 設計値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室 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 御室バウンダリ体積（容 積）を用いて計算する。
外部ガンマ線による 全身に対する 線量評価時の自由体積	14,000m ³	審査ガイドに基づき 設計値を設定	同上
中央制御室換気空調系 非常用再循環運転の 起動遅れ時間	30分	選定した事故シーケ ンスに基づき、非常用 電源の復旧を見込ん だ作動時間	4.3(3)f. 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。
中央制御室換気空調系 再循環ファン流量	0～30分： 0 m ³ /h 30分～168時間： 8,000 m ³ /h	設計上期待できる値 を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室 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 再循環フィルタによる 除去効率	0～30分： エアロゾル：0% 有機よう素：0% 無機よう素：0% 30分～168時間： エアロゾル：99.9% 有機よう素：90% 無機よう素：90%	同上 (補足説明資料 2-9 参 照)	4.2(1)a. ヨウ素類及び エアロゾルのフィルタ 効率は、使用条件での設 計値を基に設定する。な お、フィルタ効率の設定 に際し、ヨウ素類の性状 を適切に考慮する。

表 2-1-6 中央制御室換気設備条件 (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドとの関連性
中央制御室の 空気流入率	0.5回/h	試験結果 (0.21回/h) から保守的に設定 (<u>補足説明資料 1-4 参 照</u>)	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。
待避所における ポンベ加圧時間	10 時間	ベント開始に伴い待 避所内をポンベによ り 10 時間加圧する	—
待避所の 空気流入率	0 回/h	待避所内は空気ポン ベにより加圧する設 計としており、空気流 入はない	4.2(1)b. 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。)
マスクによる防護係数	50 (評価期間中マスク着用)	性能上期待できる値 (<u>補足説明資料 2-10、 2-11 参照</u>)	4.2(3)c. 原子炉制御室 内でマスク着用を考慮 する。
運転員の交代	考慮	実運用に合わせて運 転員の交代を考慮	3. 交代要員体制、安定 ヨウ素剤の服用、仮設設 備等を考慮してもよい。 ただしその場合は、実施 のための体制を整備す ること。

表 2-1-7 運転員交替考慮条件

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		59時間40分 〔ベント前：21時間20分〕 〔ベント中：10時間00分〕 〔ベント後：28時間20分〕	運転員の勤務形態として5直3交替とし、7日間の滞在時間最も長く、ベント後の滞在時間も長い班の滞在時間を設定。さらにベント中は交代できないものとして、待避所での滞在時間10時間を加算。 (補足説明資料 1-5 参照)	—
入退城	回数	10回 ベント前：3回 ベント後：7回	運転員の勤務形態として5直3交替とし、ベント後に最も交替の多い班の入退城回数として設定	—
	滞在時間	入退城1回あたり、入退城の経路に沿って、 ・ 出入管理所に7分 ・ 制御建屋出入口に5分 留まるものとする。	発電所正門から中央制御室までを評価対象とし、正門から出入管理所までは車での移動を、出入管理所から中央制御室までは徒歩での移動を考慮して設定した。また、出入管理所から中央制御室までの経路は、遮蔽が期待できない屋外において、中央制御室に最も近い制御建屋出入口を代表点として設定	—

表 2-1-8 線量換算係数, 呼吸率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を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Pub. 71 等 (Pub. 71 に記載の無い核種は Pub. 72) に示される線量 換算係数のうち, よう素 については最も保守的な 元素状よう素の換算係数 を, その他の核種に関し ては, エアロゾルの中で 最も保守的評価になる換 算係数を設定	—
呼吸率	1.2 m ³ /h	ICRP Publication 71 に 基づき, 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 : 1.2 cm/s 無機よう素 : 1.2 cm/s 有機よう素 : 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	線量目標値評価指針を参 考に, 湿性沈着を考慮し て乾性沈着速度の 4 倍を 設定 (エアロゾル及び無 機よう素 : 0.3cm/s, 有機 よう素 : 1.0×10^{-3} cm/s)。 エアロゾル及び無機よう 素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol. 2 ^{*1} の推奨値から, 有機よう 素の乾性沈着速度は NRPB-R322 ^{*2} より設定 (補足説明資料 2-12, 2-13 参照)	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 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

事故シーケンス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に係る被ばく評価において、評価事象は、有効性評価で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を選定する。

中央制御室の被ばく線量は、放出された放射性物質からの線量が支配的であることから、炉心が損傷し、原子炉格納容器内への大規模な放射性物質の放出を伴うシーケンスとして、「大破断 LOCA 時注水機能喪失 (RPV 健全)」、「高圧・低圧注水機能喪失 (RPV 破損)」が選定される。

被ばく評価の観点で厳しくなる選定条件としては、被ばくの線量の主な線源となる希ガス・よう素が炉心損傷により格納容器内へ放出される割合が大きく、格納容器破損防止のための格納容器ベントのタイミングが早いこと等により、原子炉格納容器からの漏えいによる放出割合や格納容器ベントによる放出割合が大きいことが選定条件となる。したがって上記事象のうち被ばくが最も厳しい事故シーケンスを選定するため、放射性物質の放出量について比較評価を実施した。(表 2-2-1 参照)

なお、比較評価を実施するに当たっては、被ばく評価を厳しく見積もる観点から、AEC の評価式に基づき原子炉格納容器からの漏えいを想定している。

格納容器ベントのタイミングは「高圧・低圧注水機能喪失 (RPV 破損)」の方が早い結果となっているが、どちらのケースについても事象発生から十分時間が経過した後ベントしているため、放射性物質の減衰効果により、希ガスについては、大きな差は無いと考えられる。

一方、格納容器内に放出されたよう素の割合は「大破断 LOCA 時注水機能喪失 (RPV 健全)」の方が 10%程度上回る結果となっており、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするよう素の割合については、「大破断 LOCA 時注水機能喪失 (RPV 健全)」の方が約 2 倍になっているため、被ばく評価の観点では「大破断 LOCA 時注水機能喪失 (RPV 健全)」が厳しいと考えられる。

以上のことから、「大破断 LOCA 時注水機能喪失 (RPV 健全)」を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シーケンスとして選定した。

表 2-2-1 事故シーケンスの比較

		大破断 LOCA 時注水機能喪失 (RPV 健全)	高圧・低圧注水機能喪失 (RPV 破損)
起因事象		大 LOCA	全給水喪失
主要なマネジメント		1 時間～ 原子炉注水 1. 5Pd～ 代替 PCV スプレー (外部注水制限到達で停止) 2 Pd 格納容器ベント	ペDESTAL 事前水張り 13 時間～ 代替 PCV スプレー (外部注水制限到達で停止) 2 Pd 格納容器ベント
炉心溶融開始		約 0.5 時間	約 0.9 時間
原子炉圧力容器破損		—	約 3.5 時間
代替 PCV スプレー開始		約 30 時間	約 13 時間
ベントタイミング*		約 80 時間	約 77 時間
よう素の格納容器内放出割合		0.84	0.74
原子炉格納容器から原子炉建屋へ放出される割合 (7 日間積算値)	希ガス	5.7×10^{-2}	7.5×10^{-2}
	よう素	1.1×10^{-4}	5.5×10^{-5}
	セシウム	4.7×10^{-5}	1.3×10^{-5}
ベント時に格納容器圧力逃がし装置へ放出される割合 (7 日間積算値)	希ガス	9.0×10^{-1}	9.3×10^{-1}
	よう素	9.4×10^{-8}	2.1×10^{-6}
	セシウム	1.4×10^{-7}	1.6×10^{-6}

*：有効性評価で示した値と異なっているのは、原子炉格納容器からの漏えいを想定したことにより、事象進展に違いが現れたためである。

核分裂生成物の放出割合について

重大事故時における居住性に係る被ばく評価では、核分裂生成物の放出割合の設定について、過酷事故解析コードである MAAP の評価結果を用いることとしているが、MAAP コードの特質として、中・低揮発性核種の放出割合が過大に評価されるという特徴がある。これは TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実と比較して、中・低揮発性核種のほとんどが原子炉压力容器内に保持されていることと整合していない。

表 2-3-1 に MAAP 解析による原子炉格納容器圧力逃がし装置への放出割合の評価結果を示す。MAAP 解析によると、高揮発性核種 (CsI, CsOH) の放出割合が 10^{-8} ~ 10^{-7} オーダーであるのに対し、中・低揮発性核種の放出割合が最大 10^{-5} オーダーとなっている。

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、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質はよう素やセシウム等の高揮発性核種であり、中・低揮発性核種の放出量は高揮発性核種と比較して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ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウム, よう素) が原子炉压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压力容器内に保持されているという結果となっている。

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物質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, 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。これらのことから、表 2-3-1 に示した MAAP による評価結果が観測事実と整合していないことが分かる。

この理由として、MAAP コード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进行评估していること、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。

なお、高揮発性核種 (希ガス, よう素, セシウム) については炉心熔融初期にその多くが炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響を受けないものとする。

以上より、MAAP コードの評価結果をそのままソースタームとして適用すると、中・低揮発性核種について過度に保守的な評価となることから、中・低揮発性核種に対しては海外での規制等にも活用されている NUREG-1465 (米国 NRC で整

備)の知見を利用するものとした。

各 MAAP 核種グループの放出割合の評価方法は以下に示すとおりである。

(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。

尚, 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。

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

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 解析の結果から得られた放出割合をそのまま採用するのではなく, MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と, 希ガスグループの放出割合, 及び NUREG-1465 の知見を用いて放出割合を評価する。

ここで, 放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一^{*1}と仮定する。また, Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は 168 時間経過時点において, NUREG-1465 で得られた比率に等しいと仮定して, 以下の式に基づき評価した。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。

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{Y_i}{Y_{Cs}} \times \frac{F_{N2}(T)}{F_{N2}(168h)}$$

ここで,

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

$F_{Ng}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合
 γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの格納容器内への放出割合
 γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器内への放出割合

*1 : 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっている状態以外ではほとんど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に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。

ベントに伴い中・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、即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無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 解析による格納容器圧力逃がし装置への
放出割合の評価結果

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置へ 放出される割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.03×10^{-1}
CsI	約 9.37×10^{-8}
CsOH	約 1.39×10^{-7}
TeO ₂	約 1.16×10^{-10}
SrO	約 5.38×10^{-5}
MoO ₂	約 5.34×10^{-6}
BaO	約 4.37×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 8.41×10^{-6}
CeO ₂	約 8.47×10^{-6}

表 2-3-2 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(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	¹²⁹ 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った。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られる。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果(渡会偵祐, 井上康, 梶田藤夫 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壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野鳥の森 (西約500m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機サービ 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	
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	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	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	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
	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66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6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
	Be-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(株)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	格納容器内への放出割合
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

よう素の化学形態の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。(放出よう素のうち元素状よう素は 5 % を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の 3 % (0.15%) を超えない (95% が粒子状))。

本評価で想定するシーケンスのように、pH 管理をしない場合においては、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は原子炉格納容器内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について、以下のとおり検討し、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して、 $\text{pH} < 7$ の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合について、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見が示されており、pH 管理が実施されている場合と pH 管理が実施されていない場合それぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して複数のプラントに対するよう素の発生量の評価を行っている。pH 管理が実施されている場合の結果を表 2-4-1 に、pH 管理が実施されていない場合の結果を表 2-4-2 に示す。

BWR プラント (Grand Gulf, Peach Bottom) では、重大事故時において、pH 管理の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は 1 % 以下となっている。

したがって、有機よう素の生成割合に、R.G. 1.195 (表 2-4-3 参照) に示される 4 % を仮定することで、有機よう素の発生量は保守性を有するものとなり、中央制御室の居住性に係る被ばく評価に R.G. 1.195 を用いることは妥当である。

表 2-4-1 重大事故時に pH 管理を実施した場合のよう素の化学形態

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

表 2-4-2 重大事故時に pH 管理を実施しない場合のよう素の化学形態

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

表 2-4-3 NUREG-1465 と Regulatory Guide 1.195 における
よう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
元素状よう素	4.85%	91%
有機よう素	0.15%	4%
粒子状よう素	95%	5%

原子炉格納容器への元素状よう素の沈着効果について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成9年度 NUREG-1456 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE（Containment Systems Experiment）A-6 実験に基づく値が示されている。

沈着効果の値の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$$

- ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)
 λ_d : 元素状よう素の自然沈着率(1/s)

これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状のよう素の沈着速度 λ_d は、時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \ln\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiments” の記載（CSE A-6 実験）より「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ で、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ である。」この値を上述の式に代入し、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s)を算出している。これは事故初期でよう素浮遊量が多く、スプレーが使用されていない状況下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では、原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200までは除去が見込まれるとしている。

原子炉格納容器に放出され浮遊している放射性物質質量が放出された質量の数100分の1程度に低下するまでは自然沈着速度が概ね一定であることがわかっている。原子炉格納容器内の元素状よう素は概ねその大部分が事故初期の自然

沈着速度によって除去される。よって、女川2号炉の評価においては、事故初期の自然沈着速度を適用している。

NUPEC 報告書に示されている CSE A-6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内の元素状よう素の時間変化を以下に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、女川2号炉の原子炉格納容器内に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and PARTICLES from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

BNWL-1244

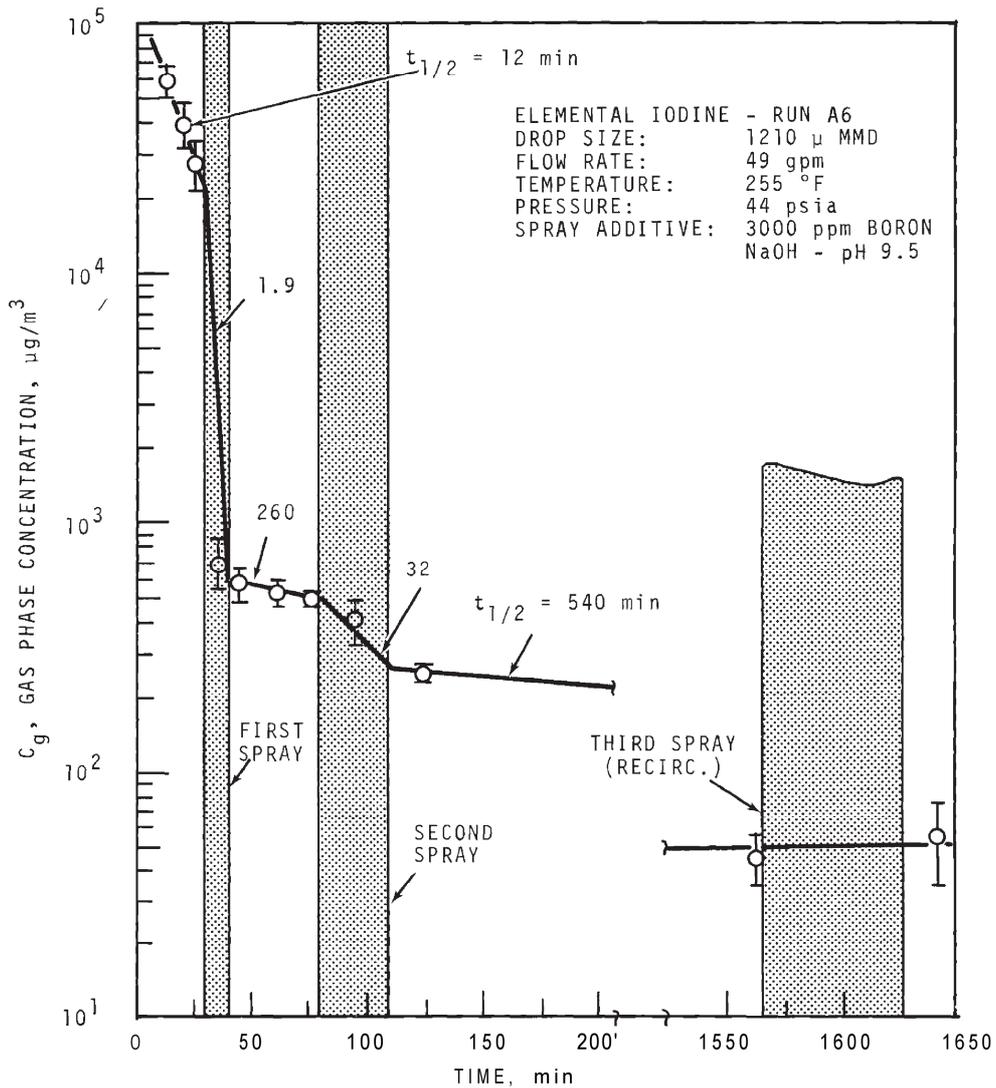


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

注：本実験では、スプレー添加物としてホウ酸とアルカリ (NaOH) が用いられているが、沈着速度算出においては、スプレーが使用される前の濃度を用いているため、スプレー添加物の影響を受けることはない。

(添付)

CSE 実験の適用について

CSE 実験と女川 2 号炉で想定している LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA）による炉心損傷ケースにおける MAAP 解析による格納容器内の条件の比較について表 2-5-1 に示す。

なお、NUPEC 報告書においては、スプレーが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており、女川 2 号炉の事故シーケンスでの条件と同じである。

表 2-5-1 CSE 実験と女川 2 号炉の条件の比較

	CSE 実験の Run No.			女川 2 号炉
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.29
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 170
スプレー	間欠*1	なし	なし	あり (元素状よう素 は自然沈着のみ 考慮)

(1) R. K. Hilliard, A. K. Postma, J. D. McCormack and L. F. Coleman, “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment”, Nucl. Technol., Vol. 10, 499-519, 1971

(2) R. K. Hilliard, L. F. Coleman, C. E. Linderoth, J. D. McCormack and A. K. Postma, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays- Containment System Experiment Interim Report”, BNWL-1244, 1970

(3) R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiment”, BNWL-1457, 1970

*1：自然沈着速度の算出には 1 回目のスプレーが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

CSE実験でスプレイを使用しないA-5及びA-11における元素状ヨウ素の格納容器気相部濃度の時間変化を図2-5-1に示す。初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については、A-6の場合と大きな差は認められず、初期濃度より数100分の1以上低下した後、沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

BNWL-1457

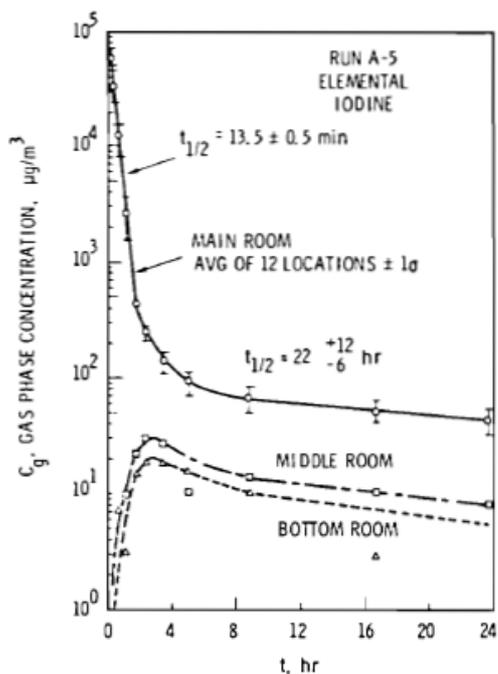


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

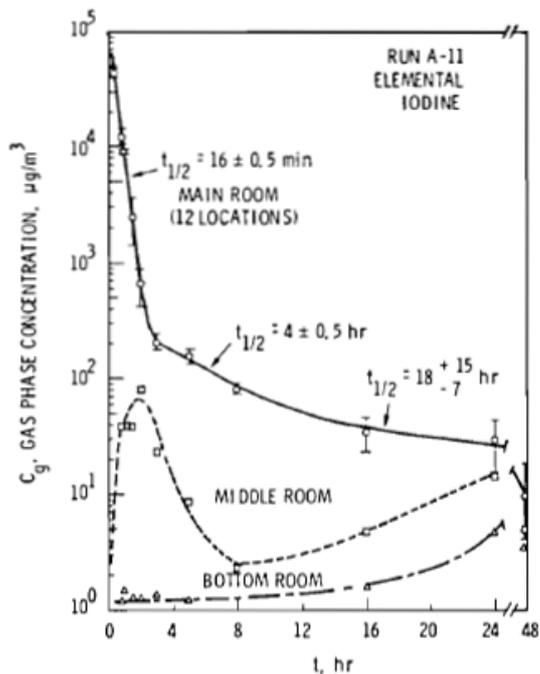


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

図2-5-1 CSE実験 A-5及びA-11における
元素状ヨウ素の格納容器気内相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考える。

そこで、CSE 実験における体系と女川 2 号炉の比表面積について、表 2-5-2 に示す。表 2-5-2 に示す通り、CSE 実験と女川 2 号炉の比表面積は同等となっている。ゆえに CSE 実験で得られた自然沈着速度を用いることは問題ないと考える。

表 2-5-2 CSE 実験と女川 2 号炉の比表面積の比較

	CSE 実験体系	女川 2 号炉
体積 (m ³)	約 600	約 13000
表面積 (m ²)	約 570	約 12000
比表面積 (m ⁻¹)	約 0.96	約 0.93

原子炉格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力、空気で原子炉格納容器内空間部の容積の 0.5%/d 以下である。

重大事故時の居住性評価に係る被ばく評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定については、有効性評価で想定する原子炉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シーケンスである「LOCA 時注水機能喪失(大破断 LOCA)」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率の設定にあたっては、米国 A E C (Atomic Energy Commission 現米国 NRC) により示されている式により算出している。

$$L = L_0 \times \sqrt{\frac{(P_t - P_d) \times R_t \times T_t}{(P_a - P_d) \times R_d \times T_d}}$$

L	:	格納容器漏えい率
L_0	:	設計漏えい率 (圧力 P_d に対して)
P_t	:	事故時の格納容器圧力
P_d	:	格納容器の設計圧力
P_a	:	格納容器外の圧力
R_t	:	事故時の気体定数
R_d	:	空気の気体定数
T_t	:	事故時の格納容器内温度
T_d	:	格納容器内の設計温度

この式に基づき、中央制御室居住性に係る被ばく評価においては、原子炉格納容器漏えい率を以下の通り設定している。

原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器漏えい率
～ 1.0 P_d	0.9 %/d
1.0 P_d ～ 1.5 P_d	1.1 %/d
1.5 P_d ～ 2.0 P_d	1.3 %/d

大気中への放出放射エネルギーの推移グラフについて

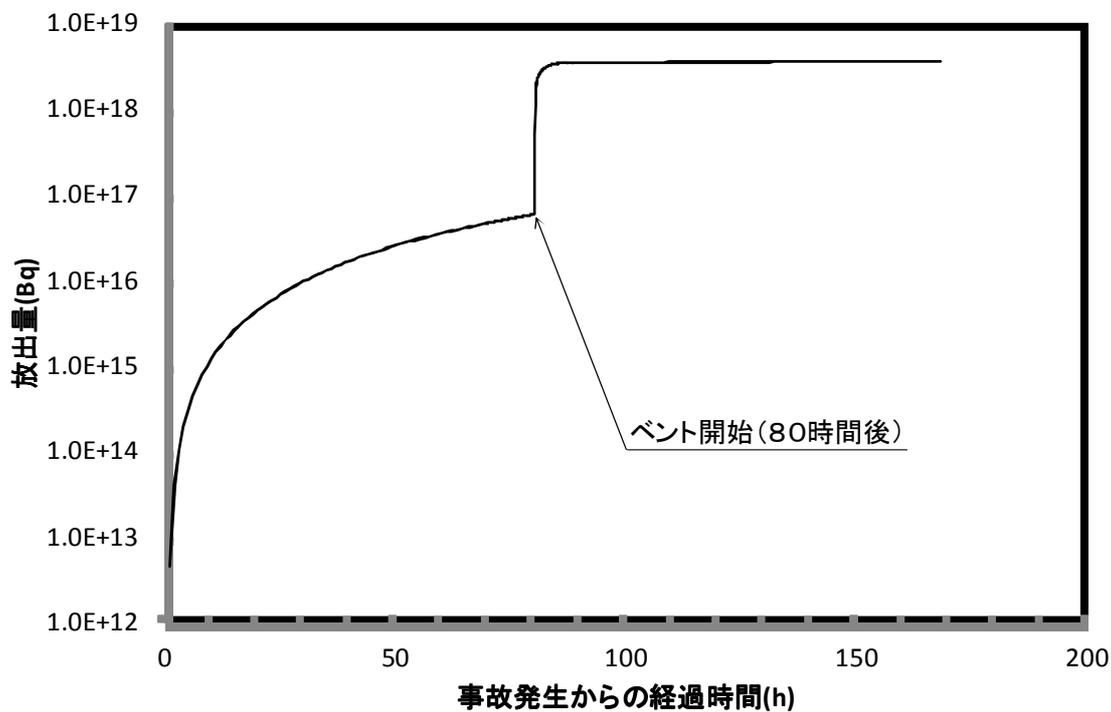


図 2-7-1 希ガスの積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間 (168 時間))

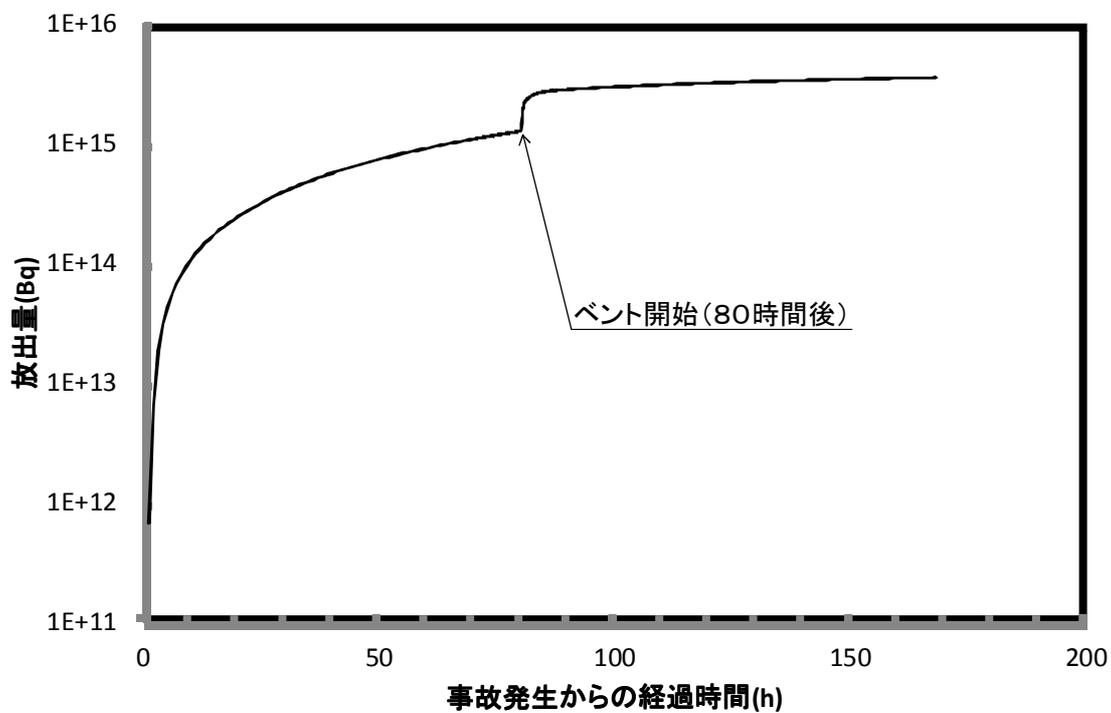


図 2-7-2 よう素の積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間 (168 時間))

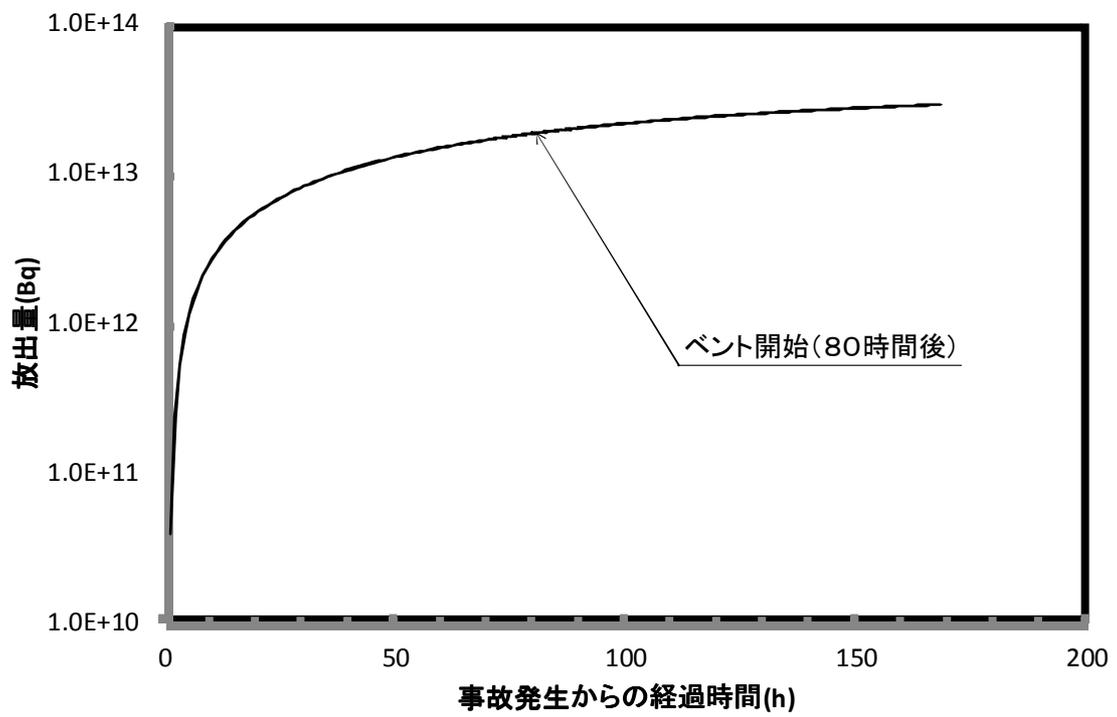


図 2-7-3 セシウムの積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間 (168 時間))

中央制御室の直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線の評価方法について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において，原子炉格納容器からの直接ガンマ線，スカイシャイン線ガンマ評価では，重大事故時等に原子炉格納容器から漏えいし，二次格納施設内に放出された核分裂生成物を線源としている。

このため，二次格納施設からの直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線の評価では，以下のとおりモデル化を行っている。

(1) 原子炉建屋及び二次格納施設のモデル化

原子炉建屋の遮蔽は，二次格納施設の外壁・天井等による遮蔽と，原子炉建屋の外壁・天井による遮蔽を考慮してモデル化している。また，原子炉建屋内は二次格納施設との境界部分の床スラブを除き，床スラブによる遮蔽は考慮しないモデルとなっている。

なお，原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は，原子炉建屋（二次格納施設）内に均一に分布しているものとして計算している。

評価コードは，直接ガンマ線は QAD-CGGP2R，スカイシャインガンマ線は ANISN，G33-GP2R を用い評価する。

図 2-8-1 に原子炉建屋のモデルの概要図を，表 2-8-1 に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積算線源強度を示す。

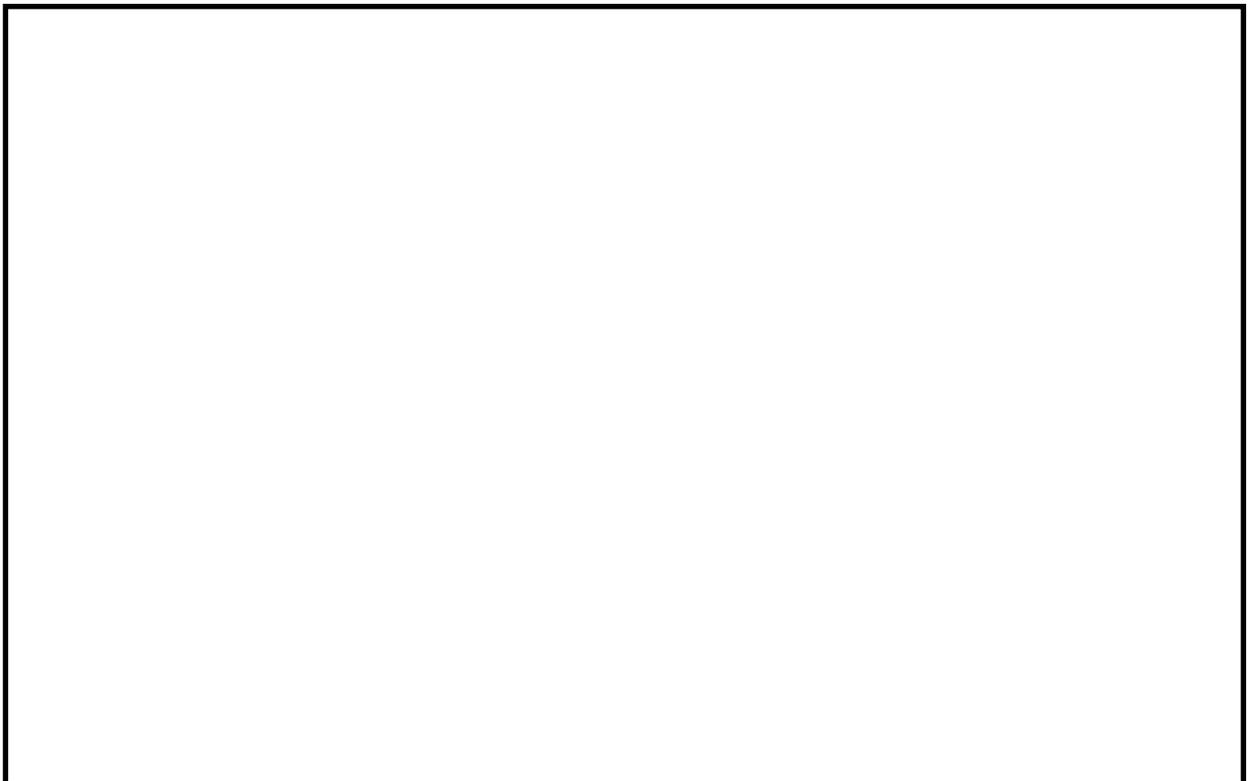


図 2-8-1 原子炉建屋のモデル概要

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため，公開できません。

表 2-8-1 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 (1/2)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
1.00E-03	1.00E-02	2.34E+21
1.00E-02	2.00E-02	2.60E+21
2.00E-02	3.00E-02	1.42E+21
3.00E-02	4.50E-02	2.15E+22
4.50E-02	6.00E-02	2.58E+20
6.00E-02	7.00E-02	1.72E+20
7.00E-02	7.50E-02	3.18E+21
7.50E-02	1.00E-01	1.59E+22
1.00E-01	1.50E-01	8.52E+19
1.50E-01	2.00E-01	6.07E+20
2.00E-01	3.00E-01	1.21E+21
3.00E-01	4.00E-01	3.83E+20
4.00E-01	4.50E-01	1.91E+20
4.50E-01	5.10E-01	7.94E+19
5.10E-01	5.12E-01	2.65E+18
5.12E-01	6.00E-01	1.16E+20
6.00E-01	7.00E-01	1.32E+20
7.00E-01	8.00E-01	2.05E+19
8.00E-01	1.00E+00	4.10E+19
1.00E+00	1.33E+00	2.62E+19
1.33E+00	1.34E+00	7.93E+17

表 2-8-1 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 (2/2)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
1.34E+00	1.50E+00	1.27E+19
1.50E+00	1.66E+00	5.23E+18
1.66E+00	2.00E+00	1.11E+19
2.00E+00	2.50E+00	2.70E+19
2.50E+00	3.00E+00	1.12E+18
3.00E+00	3.50E+00	1.37E+16
3.50E+00	4.00E+00	1.37E+16
4.00E+00	4.50E+00	6.08E+06
4.50E+00	5.00E+00	6.08E+06
5.00E+00	5.50E+00	6.08E+06
5.50E+00	6.00E+00	6.08E+06
6.00E+00	6.50E+00	6.99E+05
6.50E+00	7.00E+00	6.99E+05
7.00E+00	7.50E+00	6.99E+05
7.50E+00	8.00E+00	6.99E+05
8.00E+00	1.00E+01	2.15E+05
1.00E+01	1.20E+01	1.07E+05
1.20E+01	1.40E+01	0.00E+00
1.40E+01	2.00E+01	0.00E+00
2.00E+01	3.00E+01	0.00E+00
3.00E+01	5.00E+01	0.00E+00

(2) 中央制御室のモデル化

中央制御室は、原子炉建屋に隣接する制御建屋内に位置し、その外側には補助遮蔽、建屋外壁等があるが、モデル化にあたっては、中央制御室内等の複雑な形状の壁等は考慮せず、遮蔽としての効果が見込める外壁、床スラブ、天井を考慮した。

また、中央制御室内にはベント時の被ばく低減のため、待避所を設置することとしており、待避所についてもモデル化を実施している。

評価コードは、直接ガンマ線は QAD-CGGP2R、スカイシャインガンマ線は ANISN、G33-GP2R を用い評価する。

図 2-8-2 に、中央制御室のモデルの概要図を示す。

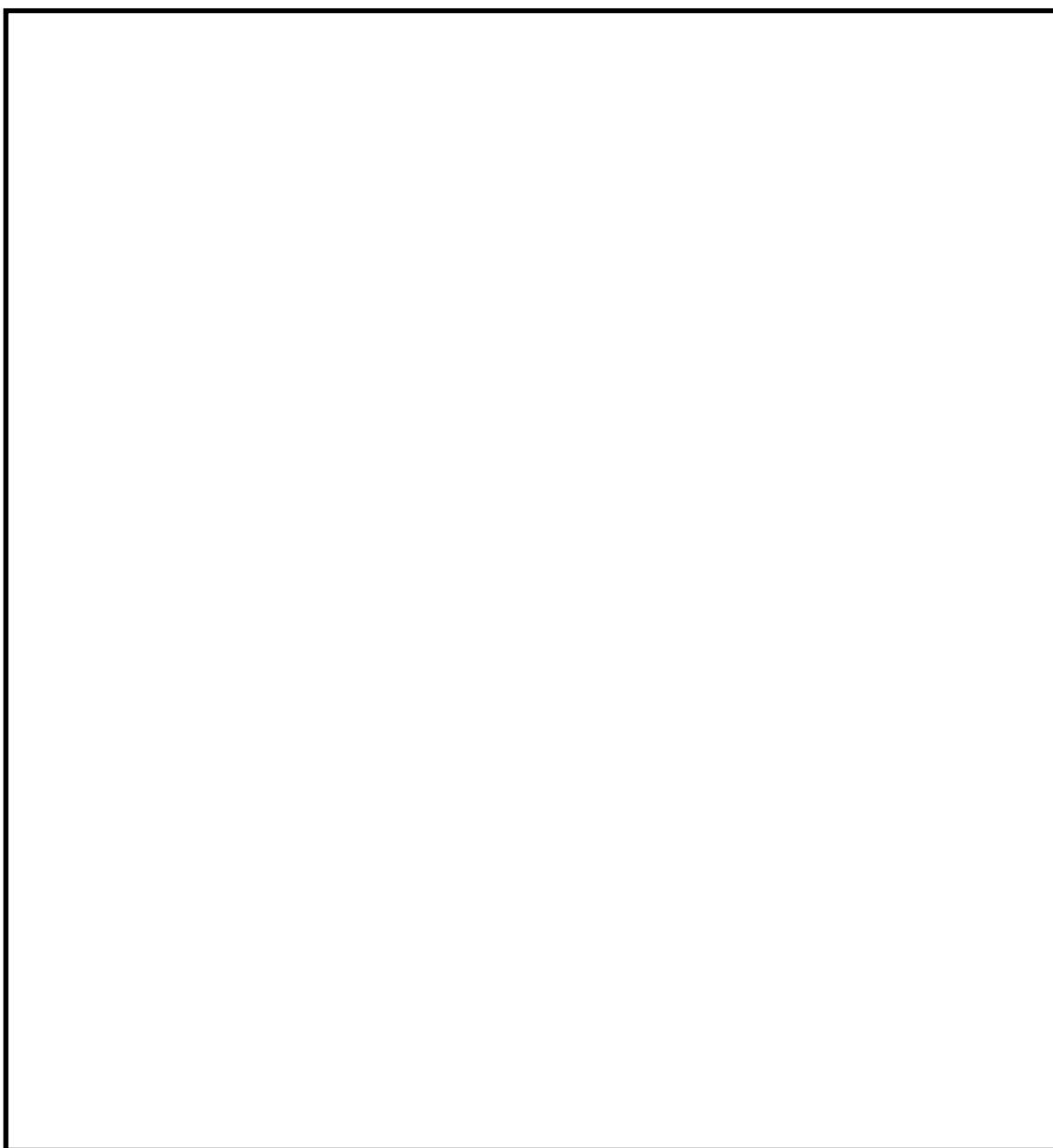


図 2-8-2 中央制御室のモデル概要 (1 / 3)
(直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線)

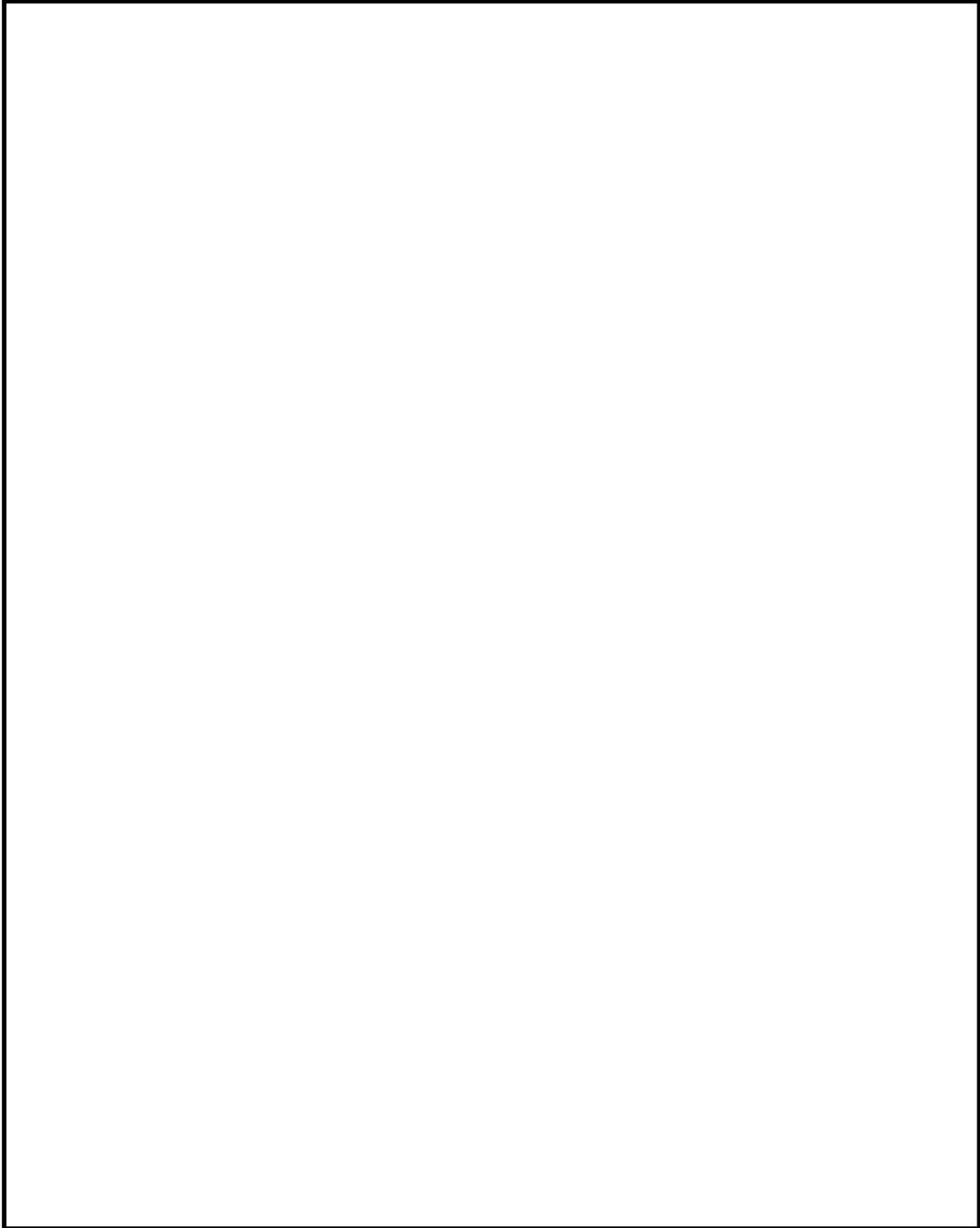


図 2-8-2 中央制御室のモデル概要 (2 / 3)
(直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

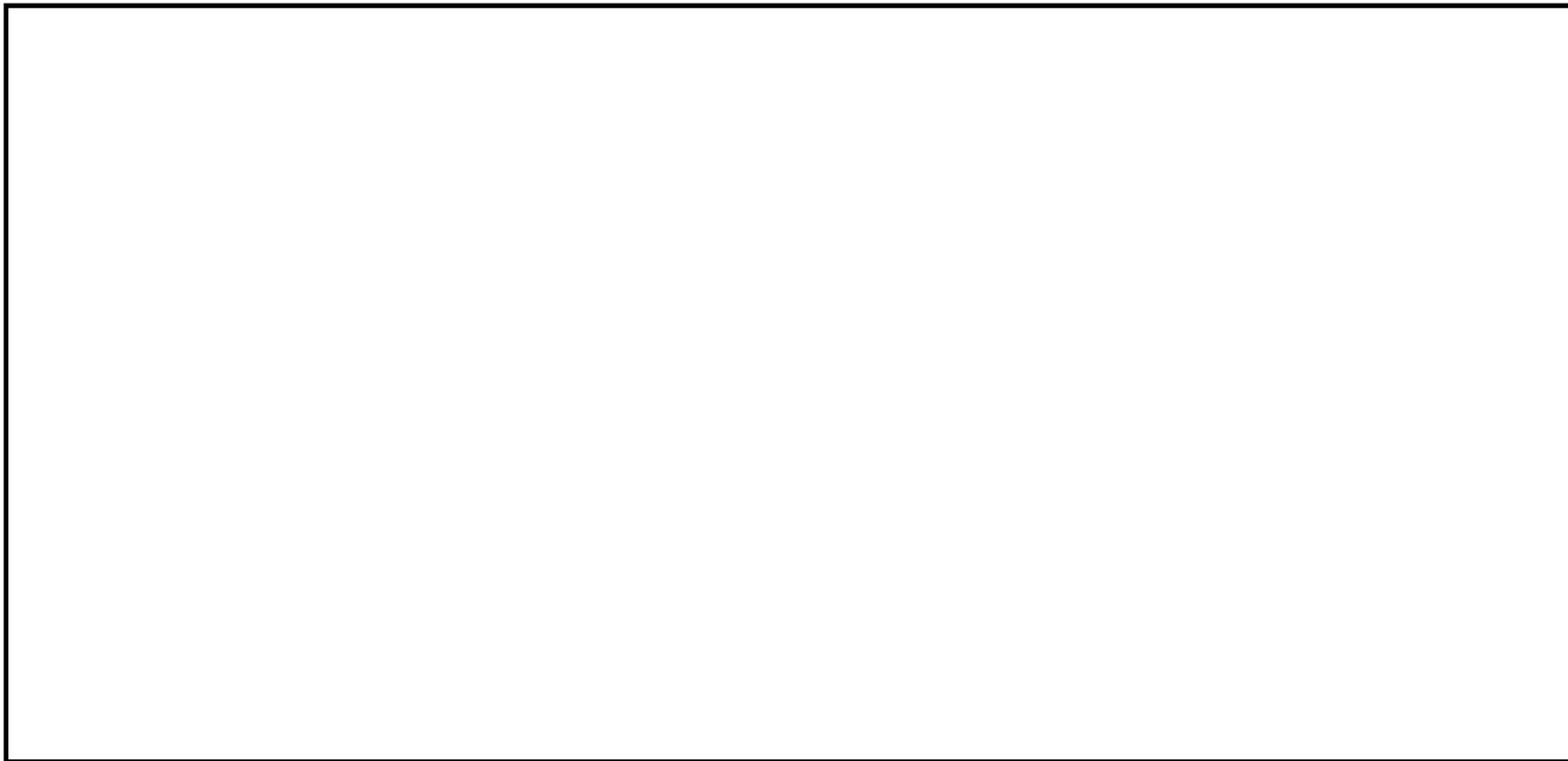


図 2-8-2 中央制御室のモデル概要 (3 / 3)
(直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線)

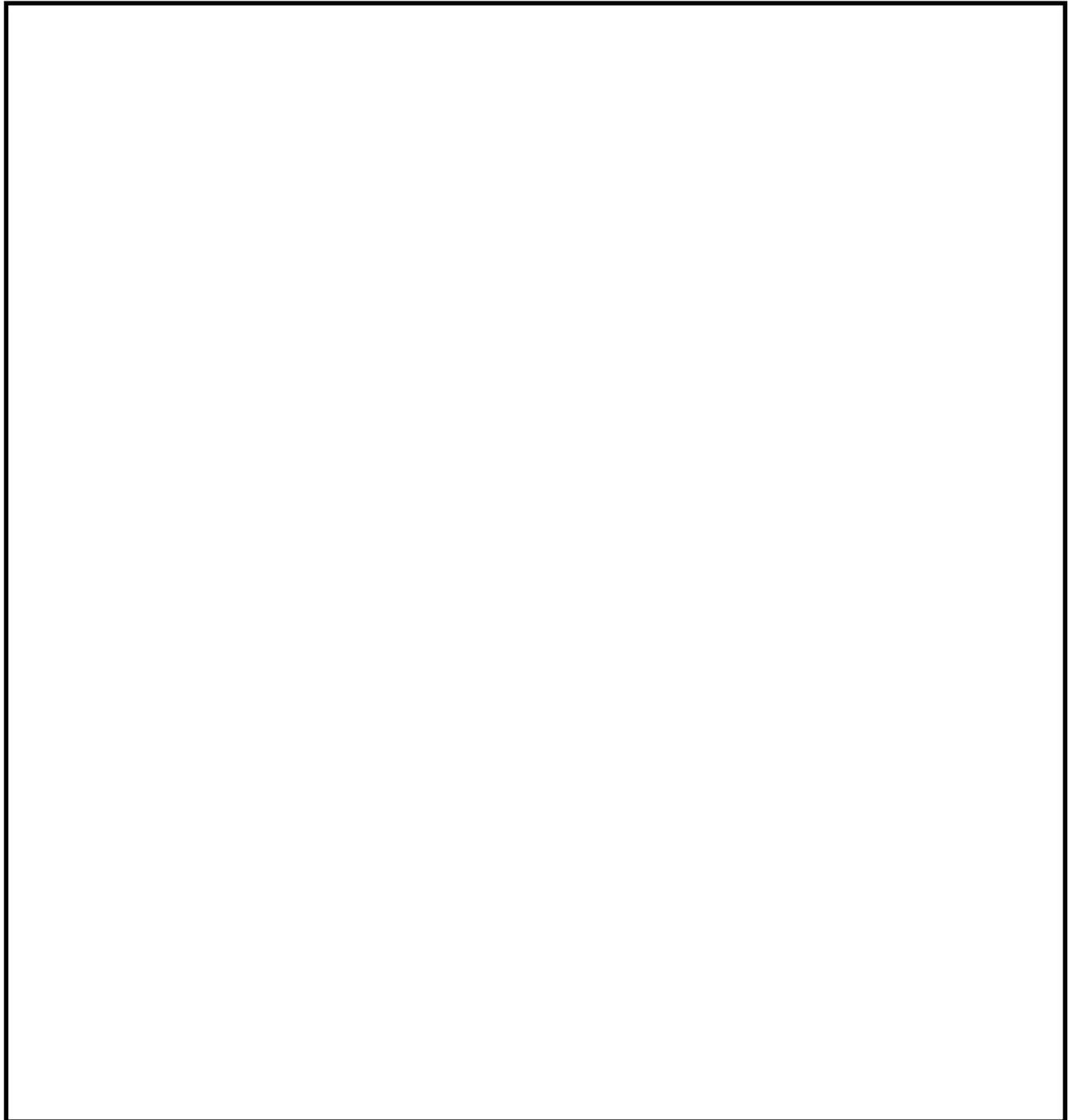
枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

(3) 中央制御室内の評価点の選定について

評価点の選定には、中央制御室内の遮蔽壁の薄い箇所（⑪，⑭，⑯）や原子炉建屋側の外壁付近（①，②，③，④，⑦，⑱，⑳）を中心に、室内全体の線量サーベイを実施している。図 2-8-3 に中央制御室内のサーベイ位置を、表 2-8-2 及び表 2-8-3 にサーベイ結果を示す。

なお、中央制御室内のグランドシャインガンマ線の評価点は、人の胸部から腹部の高さを考慮し、床上 1.2m の高さとしている。

評価の結果、中央制御室内及び待避所の両室内で最も線量が大きくなる箇所を選定し、それぞれの室内における線量評価点として選定した。



遮蔽壁薄さの観点から選定した箇所	⑪, ⑭, ⑯
原子炉建屋間距離の観点で選定した箇所	①, ②, ③, ④, ⑦, ⑱, ⑳
万遍なくサーベイする観点で選定した箇所	⑤, ⑥, ⑧, ⑨, ⑩, ⑫, ⑬, ⑮, ⑰, ⑲

中央制御室内の最大地点	⑪
待避所内の最大地点	⑳

図 2-8-3 直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線のサーベイ位置

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

表 2-8-2 中央制御室（待避所を除く）における
直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線のサーベイ結果

評価点	直接ガンマ線， スカイシャインガンマ線 (mSv/7 日間)	
中央制御室 (待避所を除く)	①	約 1.9×10^{-2}
	②	約 3.6×10^{-2}
	③	約 6.7×10^{-2}
	④	約 1.2×10^{-2}
	⑤	約 4.3×10^{-3}
	⑥	約 9.7×10^{-3}
	⑦	約 3.3×10^{-3}
	⑧	約 1.6×10^{-3}
	⑨	約 3.1×10^{-3}
	⑩	約 1.3×10^{-3}
	⑪	約 1.2×10^{-1}
	⑫	約 1.3×10^{-2}
	⑬	約 1.6×10^{-3}
	⑭	約 8.7×10^{-2}
	⑮	約 2.5×10^{-3}
	⑯	約 5.5×10^{-2}

※ 中央制御室内（待避所除く）の評価点：⑪
 ※ 数値は有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

表 2-8-3 待避所における直接ガンマ線，
スカイシャインガンマ線のサーベイ結果

評価点	直接ガンマ線， スカイシャインガンマ線 (mSv/10 時間)	
待避所	⑰	約 1.9×10^{-6}
	⑱	約 9.1×10^{-4}
	⑲	約 2.4×10^{-4}
	⑳	約 2.3×10^{-3}

※ 待避所内の評価点：⑳
 ※ 数値は有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

中央制御室換気空調系のフィルタの保持・吸着容量

非常時に中央制御室内の空気を浄化するために使用する，中央制御室換気空調系は高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを有しており，設計上，その性能を期待している。以下にフィルタの保持・吸着容量について，十分であることを示す。

(1) 高性能エアフィルタについて

中央制御室の居住性評価において，高性能エアフィルタによるエアロゾルの除去効率の評価条件として，中央制御室換気空調系には 99.9%（設計値）を用いている。

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

フィルタの保持容量は，中央制御室換気空調系が約 $2.50 \times 10^3 \text{g}$ である。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において，原子炉建屋から放出され，大気拡散されたエアロゾルがフィルタによって捕集される量は約 $1.14 \times 10^{-2} \text{g}$ である。（表 2-9-1 参照）

これは，安定核種も踏まえて，格納容器から漏えいしたエアロゾルとベントによって放出されたエアロゾルを考慮して評価したものである。また，漏えい及びベントにより放出されたエアロゾルは，放出箇所から中央制御室までの大気拡散（希釈効果）を考慮し，中央制御室内に浸入した全量が，フィルタに捕集されるものとして評価した。なお，よう素は全て粒子状のよう素としている。（安定核種も考慮）

したがって，中央制御室換気空調系の高性能エアフィルタには，浮遊してきたエアロゾルを十分に捕集できる容量があるので，高性能エアフィルタの設計上の除去効率は確保できる。

表 2-9-1 中央制御室換気空調系の高性能エアフィルタ保持・吸着容量

高性能エアフィルタ	保持・吸着容量 (g)
フィルタに捕集される エアロゾルの質量	約 1.14×10^{-2}
中央制御室換気空調系 フィルタ保持・吸着容量	約 2.50×10^3

(2) チャコールエアフィルタについて

中央制御室の居住性評価において、チャコールエアフィルタによる、よう素の除去効率の評価条件として、中央制御室換気空調系には90%（設計値）を用いている。

なお、有機よう素及び無機よう素の除去効率ともに設計値を使用している。

女川2号炉の中央制御室換気空調系のチャコールエアフィルタの吸着容量は、約 6.49×10^2 gである。（充てん量約259.5kg、活性炭1gあたりのよう素吸着能力2.5mg（米国R.G.1.52より））

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において、原子炉建屋から放出され、大気拡散されたよう素がフィルタによって捕集される量は約 3.70×10^{-2} gである。これは、「(1) 高性能エアフィルタについて」と同様の手法で評価したものである。（安定核種も考慮）（表2-9-2参照）

したがって、中央制御室換気空調系のチャコールエアフィルタには、中央制御室に浮遊してきたよう素を十分に吸着できる容量があるので、チャコールエアフィルタの設計上の除去効率は確保できる。

表2-9-2 中央制御室換気空調系のチャコールエアフィルタ保持・吸着容量

チャコールエアフィルタ	保持・吸着容量 (g)
フィルタに捕集される よう素量	約 3.70×10^{-2}
中央制御室換気空調系 フィルタ保持・吸着容量	約 6.49×10^2

マスクによる防護係数について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクの防護係数として 50 を使用している。

1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 0412 第 1 号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると、「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：平成 25 年 7 月 8 日）抜粋
 第三十八条 事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下、基発 0412 第 1 号（平成 25 年 4 月 12 日）抜粋
 キ 保護具（第 38 条関係）

① 第 1 項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 超の場所における作業）	捕集効率 99.9%以上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 以下の場所における作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	捕集効率 80%以上

② 防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2. マスクメーカーによる除染係数検査結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて実施した、放射性ヨウ化メチルを用いた全面マスク（ヨウ素用吸収缶）の通気試験結果より、捕集効率 $\geq 99.917\%$ （フィルタ透過率 $\leq 0.083\%$ ）、また、除染係数（DF） $\geq 1,210$ を有することを確認した。（表2-10-1）

表2-10-1 マスクメーカーによる放射性ヨウ化メチル通気試験結果

	入口濃度 (Bq/cm ³)	4時間後		10時間後		試験条件
		出口濃度 (Bq/cm ³)	DF 値	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF 値	
試験A	9.45E-02	4.17E-07	227,000	8.33E-07	113,000	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
試験B	7.59E-05	6.25E-08	1,210	2.78E-08	2,730	

また、同じくマスクメーカーにおいて実施したNaClマンテスト装置による試験結果より、漏れ率は最大で0.01%であることを確認した。

この漏れ率とフィルタ透過率から計算される防護係数は約1075であり、基発0412第1号の「50以上の防護係数を期待できる」全面マスクであることを確認した。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率}(\%) + \text{フィルタ透過率}(\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1075 \end{aligned}$$

3. マスク着用に関する教育・訓練について

発電所においては、放射線業務従事者指定時及び定期的実施する放射線防護に関する教育・訓練並びに管理区域内作業においてマスクを着用する機会があるため、基本的にマスク着用に習熟している。

また、前述の教育の一環として、漏れ率を簡易的に測定するフィッティングテスターを使用した実技訓練も実施しており、講師の指導の下、マスク着用時の漏れ率を測定し、正しく着用されていること（目安として漏れ率1%未満）を確認している。

中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について

運転員は直交替により順次入れ替わるため、事故発生時に中央制御室内の放射性物質濃度が高い場合は、中央制御室内で飲食せず、直交替によって退城した際又は緊急時対策所に移動して飲食することが可能であるが、仮に、運転員が中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について評価を実施した。

評価においては、事象発生から7日間において中央制御室に滞在する時間が最も長い班を対象とする。

対象となる運転班が、飲食等のためマスクを外す時間を1時間と仮定すると、吸入による内部被ばくの影響は約13mSvとなるため、仮に運転員が飲食等のためにマスクを外したとしても、100mSvを下回ることを確認している。

表 2-11-1 吸入による内部被ばく線量

吸入による内部被ばく線量 (中央制御室内)	線量
a. 7日間マスク無しの場合	約 7.7×10^2 mSv
b. 7日間マスクありの場合	約 1.6×10^1 mSv
c. 1時間マスクを外した場合の影響	約 1.3×10^1 mSv
d. 7日間の内1時間だけマスクを外した場合 (b. + c.)	約 2.8×10^1 mSv

※ 数値は有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

地表面への沈着評価

重大事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、審査ガイドに従い地表面への沈着を評価する際、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評価している。

「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)における解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮する際に、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とを踏まえ、本評価では降水時における沈着率を乾燥時の3倍と設定し、その結果、湿性沈着を考慮した地表面沈着量は乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着の4倍と設定した。

以下に、湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。また、有機よう素については、他のエアロゾルに比べ沈着速度が小さいため、乾性沈着速度を別途定めている。

なお、放射性核種の沈着量は乾性沈着及び降雨による湿性沈着の合計で求めることから、乾性沈着(率)と湿性沈着(率)のそれぞれに分けて以下に示す。

・乾性沈着

乾性沈着による地表面沈着濃度の評価は、以下に示す日本原子力学会標準レベル3 PSA 解説 4.7^{*}の式で表される。

$$\chi_D(x, y) = V_d \cdot \chi(x, y, 0) \quad \dots\dots\dots (1)$$

$\chi_D(x, y)$: 地表面濃度 [Bq/m²]
 $\chi(x, y, 0)$: 地表面高さ付近での空气中時間積分濃度 [Bq・s/m³]
 V_d : 沈着速度 [m/s]

・湿性沈着

湿性沈着による地表面沈着濃度の評価は、日本原子力学会標準レベル3 PSA 解説 4.11^{*}の式より以下の通り表される。

$$\chi_D(x, y) = \chi(x, y, 0) \cdot \Lambda \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sigma_z(x) \exp\left[+\frac{h^2}{2\sigma_z^2(x)}\right] \quad \dots\dots\dots (2)$$

σ_z : 放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m]
 h : 放出高さ [m] (地上放出の場合 h=0)
 Λ : ウォッシュアウト係数 [1/s]

以上の沈着率を基に、地表沈着量を求める。ここでは放射性崩壊による減衰効果については式に含んでいないが、別途考慮するものとする。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとする。

(1)式と(2)式から、乾性沈着と湿性沈着の合計した地表面沈着濃度は、以下に示す日本原子力学会標準レベル3 PSA 解説 4.11*の式で表される。

$$\chi_D(x, y) = \chi(x, y, 0) \left\{ V_d + \Lambda \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sigma_z(x) \exp \left[+ \frac{h^2}{2\sigma_z^2(x)} \right] \right\} \dots\dots\dots (3)$$

地表面沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率（すなわち χ/Q の97%積算値×沈着速度）との比を(4)式のようにとると、表2-12-1の通り、最大で約1.3倍であった。

$$\frac{\text{地表面沈着率(乾性+湿性)}}{\text{地表面沈着率(乾性)}} = \frac{(V_d \cdot (\chi/Q)_i + \Lambda \cdot (\chi/Q)_i \cdot \sqrt{\pi/2} \cdot \sigma_z)_{97\%}}{V_d \cdot (\chi/Q)_{i97\%}} \dots\dots (4)$$

- ()_{97%} : 年間の小さい方から累積して出現頻度97%に当たる値
- (χ/Q)_i : 時刻 i の相対濃度 [s/m³]
- σ_z : 放射性雲の鉛直方向の拡散パラメータ [m]

表 2-12-1 女川2号炉における湿性沈着量評価（中央制御室）

		相対濃度 χ/Q (s/m ³)	乾性沈着率 (1/m) ①	地表面沈着率 (乾性+湿性) (1/m) ² ②	降雨時と 非降雨時の比 ②/①
格納容器 漏えい分	中央制御室中心	約 3.9×10 ⁻⁴	約 1.2×10 ⁻⁶	約 1.6×10 ⁻⁶	約 1.3
	出入管理所	約 2.8×10 ⁻⁴	約 8.4×10 ⁻⁷	約 9.2×10 ⁻⁷	約 1.1
	制御建屋出入口	約 5.7×10 ⁻⁴	約 1.7×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.2
格納容器 ベント分	中央制御室中心	約 6.3×10 ⁻⁴	約 1.9×10 ⁻⁶	約 2.2×10 ⁻⁶	約 1.2
	出入管理所	約 5.1×10 ⁻⁴	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.9×10 ⁻⁶	約 1.3
	制御建屋出入口	約 7.5×10 ⁻⁴	約 2.3×10 ⁻⁶	約 2.7×10 ⁻⁶	約 1.2

累積出現頻度 97%以下の地表面沈着率については、湿性沈着を考慮した場合でも、乾性沈着のみを考慮した場合の 4 倍を超えない。

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 α/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4 倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着量を乾性沈着の 4 倍とすることは保守的な評価であると判断している。

評価に使用したパラメータを表 2-12-2 に示す。

表 2-12-2 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 Vd	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol. 2
建屋の影響を考慮した鉛直方向拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1 時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2050 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 放射性雲の鉛直方向の拡散パラメータ (m)
ウォッシュアウト係数 Λ	$\Lambda = 9.5 \times 10^{-5} \times Pr^{0.8} (s^{-1})$ Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル 3PSA 編) : 2008」 (NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	2012 年データ	2012 年 1 月 1 日～2012 年 12 月 31 日の 1 時間ごとの風向、風速、降水量を使用

※社団法人 日本原子力学会，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 3 P S A 編) : 2008

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、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所構内は舗装面が多く、建屋屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時に格納容器内に浮遊する放射性物質を含むエアロゾル粒径の検討（参考資料参照）から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討^{*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。（図 2-12-1）

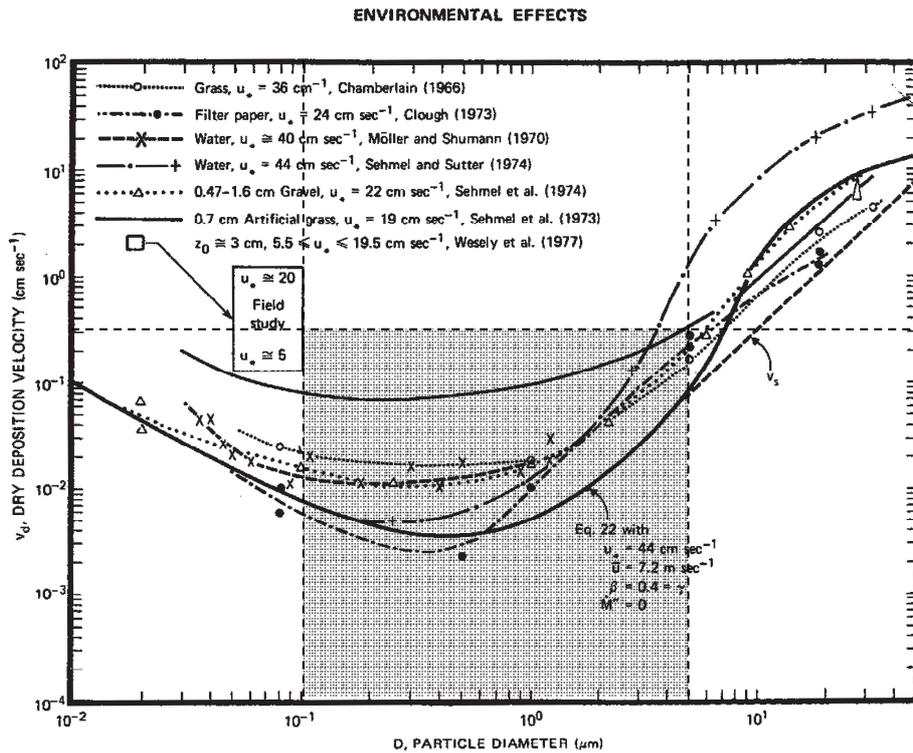


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_a and that Eq. 22 does not contain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

図 2-12-1 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{*2})

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。

なお、中央制御室の居住性評価では、湿性沈着を考慮した沈着速度として、保守的に乾性沈着の4倍の1.2cm/sを使用している。

- ※1 J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: 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

参考資料. シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内に浮遊する放射性物質を含むエアロゾル粒径の範囲として、本評価で想定している $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ は、シビアアクシデント時のエアロゾル挙動に関する既往研究の知見を参考に設定している。

シビアアクシデント時の格納容器内の放射性物質を含むエアロゾルの発生としては、炉心損傷時に1次系から放出されるエアロゾルやMCCI発生時に格納容器内に直接放出されるエアロゾル等が想定され、これら発生エアロゾル粒子が格納容器内で凝集・沈着の過程を経ることで、格納容器内に浮遊するエアロゾル粒径が時間とともに変化する。

これら各フェーズのエアロゾル挙動に着目した既往研究の調査結果から、エアロゾル粒径に関する知見について整理した結果を表2-12-3に示す。

表 2-12-3 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径に関する知見

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	AECL が実施した試験 ^{※1}	0.1~3.0 (添付-1)	・CANDU 炉のジルカロイ被覆管燃料を使用した1次系内核分裂生成物挙動に関する小規模試験
②	PBF-SFD ^{※1}	0.29~0.56 (添付-1)	・米国アイダホ国立工学研究所にて実施された炉心損傷時の燃料棒及び炉心の振る舞い、核分裂生成物及び水素の放出挙動を調べた大規模総合試験 ・粒径データはフィルタサンプルのSEM分析による幾何平均直径
③	PHEBUS-FP ^{※1}	0.1~0.5 (添付-1)	・仏国カダラッシュ原子力研究センターのPHEBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べた大規模総合試験 ・粒径データは1次系内フィルタサンプルのSEM分析による凝集物を構成する粒子径
④	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (添付-2)	・MCCI 時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビング DF モデル(相関式)を開発したレポート ・粒径データは、MCCI 時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲
⑤	LACE LA2 ^{※3}	約 0.5~約 5	・米国ハンフォード国立研究所 (HEDL) にて実施された、格納容器内エアロゾル沈着挙動に関する大規模模擬試験 ・粒径データは、LA2 試験の事前解析として実施された、各種エアロゾル挙動解析コードによるエアロゾル空気力学的直径の時間変化における最小値と最大値(図 2-12-2 参照)
⑥	PHEBUS-FP ^{※1}	2.4~4.0 (添付-1)	・粒径データは、PHEBUS-FP 模擬格納容器内で測定されたエアロゾル空気力学的直径の範囲

表 2-12-3 において、炉心損傷時の 1 次系内エアロゾルについては①、②及び③、MCCI 時の発生エアロゾルについては④、さらに、格納容器内エアロゾル粒径に関しては⑤及び⑥に整理している。

この表に整理した試験結果等は、想定するエアロゾル発生源や挙動範囲（1 次系、格納容器）に違いはあるものの、エアロゾル粒子はサブ μm から数 μm までの範囲にあり、格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている粒径範囲を包絡する値として、 $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

- ※ 1 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5
- ※ 2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※ 3 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL
A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

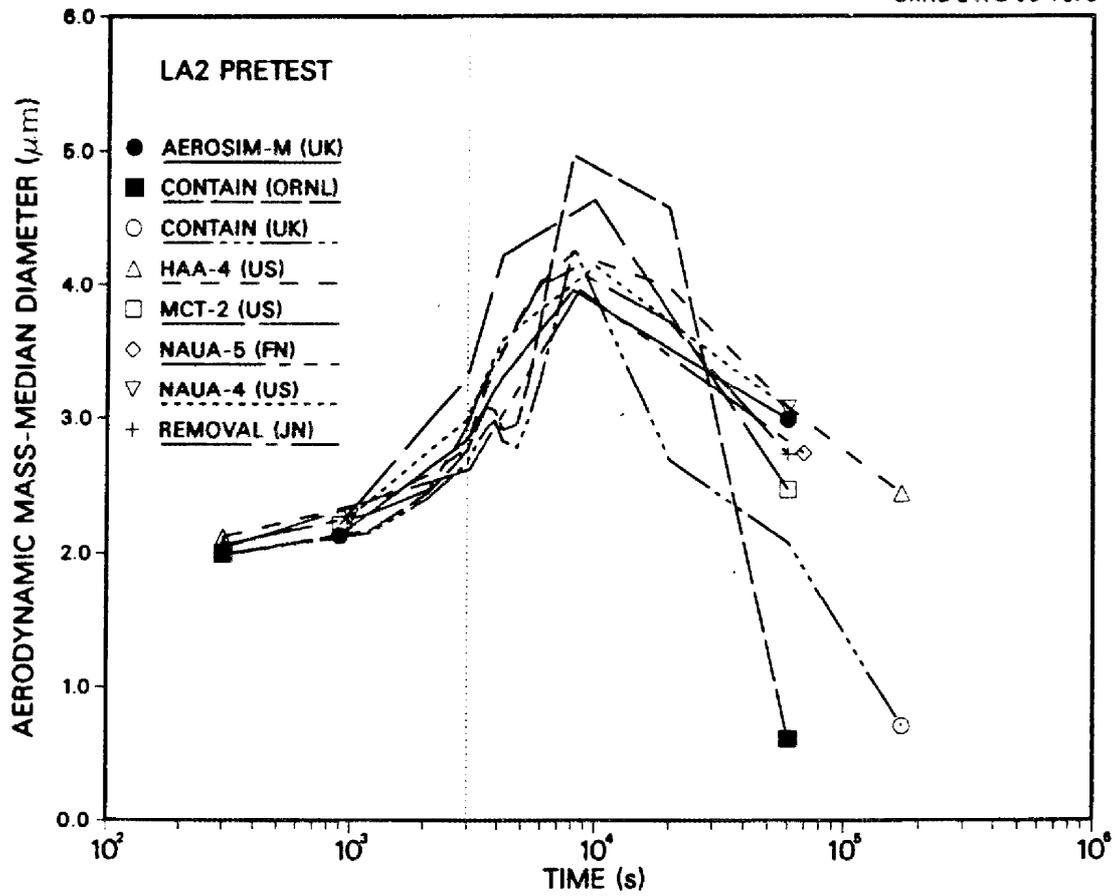


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

図 2-12-2 LACE LA2 試験に対する各種エアロゾル挙動解析コードによる
エアロゾル粒径変化の予測結果

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

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

9.2.1.2 PBF-SFD

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

9.2.1.3 PHÉBUS FP

Concerning particle size, impactors were used to take samples at both 700 °C and 150 °C. These samples are, of course, punctual and may only be indicative of a particular phase of the transient. The results indicate an aerosol population at 150 °C that is fairly lognormal with an AMMD around 3 μm with a standard deviation of about 2. The population at 700 °C is less clearly lognormal and somewhat smaller in mean size. However, these results must be treated with some caution as the impactor plates were heavily overloaded and sampling flow was not steady: the impactors were not always functioning in their range of calibration. Furthermore, in the opinion of the author, this size information is incompatible with the absence of enhanced deposition by impaction in bends indicating particles with a rather smaller mean size. SEM analyses of the impactor plates for FPT0 and FPT1 as well as of filter samples show particles to comprise agglomerates of particles in the size range 0.1-0.5 μm – see Fig. 9.2-1.

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

III. UNCERTAINTY ANALYSIS

A. Approach and the Uncertain Quantities

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about $0.1 \mu\text{m}$ in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected. Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

よう素の乾性沈着速度について

今回の評価では、原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

(1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322) ※に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下の通り報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の“best judgement”として 10^{-5} m/s (10^{-3} cm/s) を推奨

(2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル3 PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験では 10^{-4} ~ 10^{-2} cm/s の範囲である
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる

以上のことから、有機よう素の沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

また、原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているが、エアロゾルへの沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると、沈着速度が大きいのは芝生や木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって、有機よう素の乾性沈着速度として、NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である 10^{-3} cm/s を用いるのは妥当と判断した。

※ NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al.*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1} . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

グランドシャイン線量の評価方法について

1. 入退域時のグランドシャイン線量評価について

中央制御室入退域時の運転員のグランドシャインガンマ線は、表 2-13-1 に示す評価点に対して評価を実施している。線源範囲は各々の評価点を中心とした 2,000m 四方とし、十分な広さの領域を設定している。

なお、入退域時のグランドシャインガンマ線の評価点は、人の胸部から腹部の高さを考慮し、地表面より 1.2m の高さとしている。

評価コードは、QAD-CGGP2R コードを用い評価している。

表 2-13-2 及び表 2-13-3 に線源強度を、図 2-13-1 に入退域時の評価モデルを示す。

表 2-13-1 入退域時の評価点

放出経路	評価点	放出点からの距離 (m)	相対濃度 (s/m ³)
原子炉建屋からの漏えい	出入管理所	181	2.8×10^{-4}
	制御建屋出入口	87	5.7×10^{-4}
ベント放出	出入管理所	151	5.1×10^{-4}
	制御建屋出入口	78	7.5×10^{-4}

表 2-13-2 グランドシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度
(原子炉建屋からの漏えい分)

エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/m ²)	エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/m ²)
1.00E-02	9.02E+16	1.50E+00	1.23E+16
2.00E-02	1.00E+17	1.66E+00	8.27E+15
3.00E-02	9.98E+16	2.00E+00	1.76E+16
4.50E-02	3.92E+16	2.50E+00	1.01E+15
6.00E-02	2.08E+16	3.00E+00	8.55E+14
7.00E-02	1.39E+16	3.50E+00	3.47E+12
7.50E-02	6.76E+15	4.00E+00	3.47E+12
1.00E-01	3.38E+16	4.50E+00	4.46E+04
1.50E-01	1.31E+16	5.00E+00	4.46E+04
2.00E-01	3.82E+16	5.50E+00	4.46E+04
3.00E-01	7.63E+16	6.00E+00	4.46E+04
4.00E-01	5.10E+17	6.50E+00	5.13E+03
4.50E-01	2.55E+17	7.00E+00	5.13E+03
5.10E-01	9.71E+16	7.50E+00	5.13E+03
5.12E-01	3.24E+15	8.00E+00	5.13E+03
6.00E-01	1.42E+17	1.00E+01	1.57E+03
7.00E-01	1.62E+17	1.20E+01	7.87E+02
8.00E-01	4.51E+16	1.40E+01	0.00E+00
1.00E+00	9.01E+16	2.00E+01	0.00E+00
1.33E+00	2.54E+16	3.00E+01	0.00E+00
1.34E+00	7.71E+14	5.00E+01	0.00E+00

* 1 : 事故発生後, 0時間~168時間の積算値

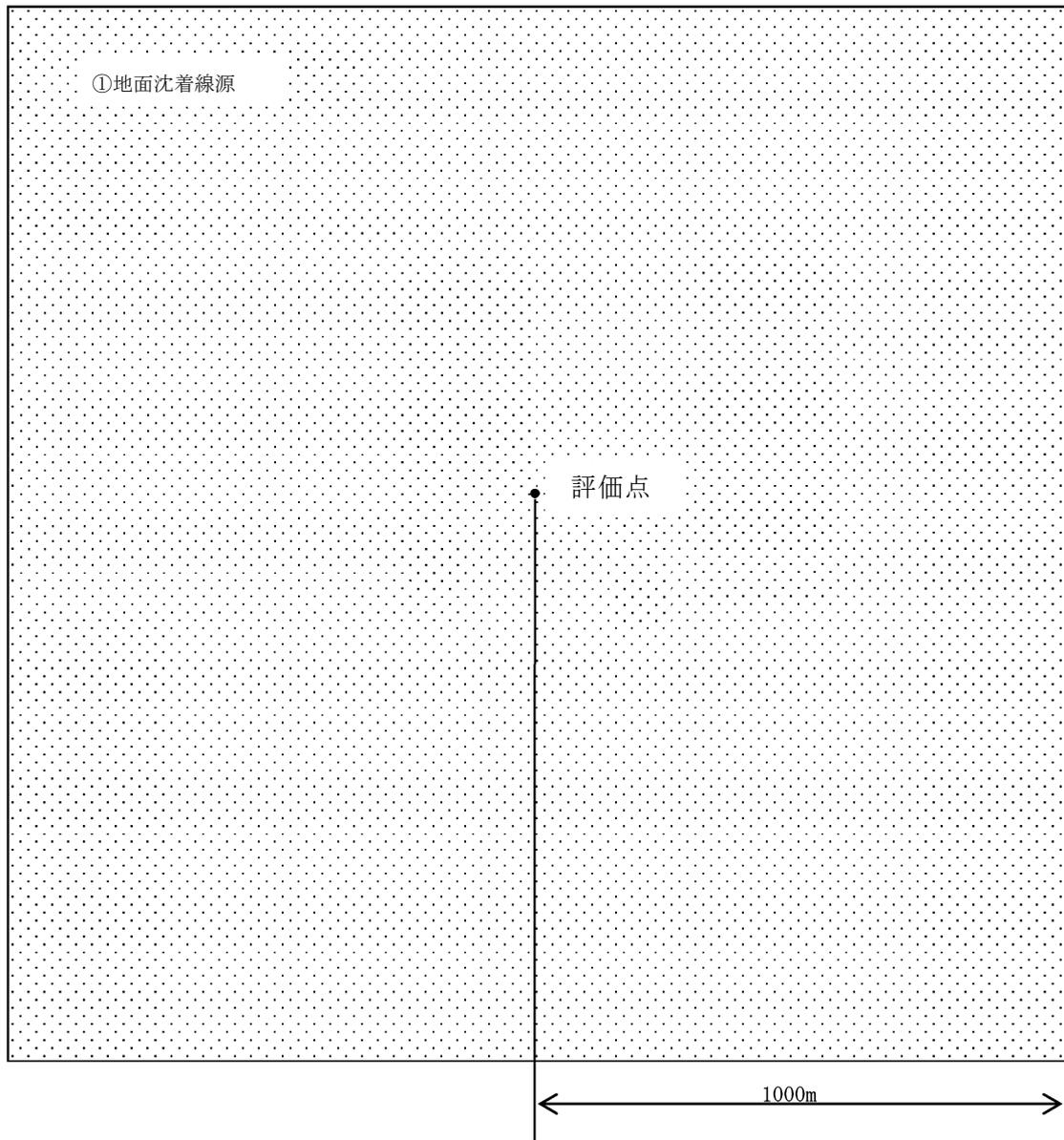
* 2 : 積算沈着密度: 相対濃度を 1 s/m³に規格化した数値

表 2-13-3 グランドシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度
(原子炉格納容器圧力逃がし装置からのベント放出分)

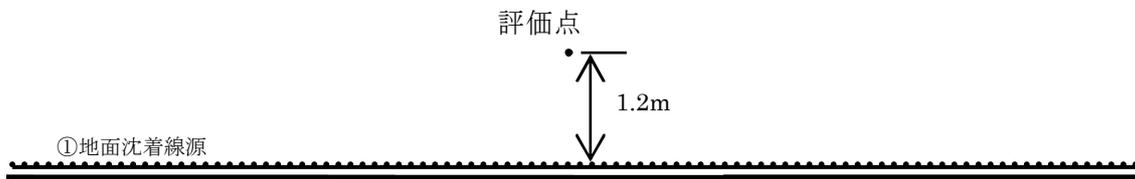
エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/m ²)	エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/m ²)
1.00E-02	1.25E+15	1.50E+00	2.29E+13
2.00E-02	1.39E+15	1.66E+00	1.65E+11
3.00E-02	1.47E+15	2.00E+00	3.50E+11
4.50E-02	4.76E+14	2.50E+00	4.32E+10
6.00E-02	2.39E+14	3.00E+00	4.57E+09
7.00E-02	1.60E+14	3.50E+00	1.84E+07
7.50E-02	1.21E+14	4.00E+00	1.84E+07
1.00E-01	6.05E+14	4.50E+00	2.39E-01
1.50E-01	1.12E+14	5.00E+00	2.39E-01
2.00E-01	5.92E+14	5.50E+00	2.39E-01
3.00E-01	1.18E+15	6.00E+00	2.39E-01
4.00E-01	1.11E+16	6.50E+00	2.75E-02
4.50E-01	5.57E+15	7.00E+00	2.75E-02
5.10E-01	7.35E+14	7.50E+00	2.75E-02
5.12E-01	2.45E+13	8.00E+00	2.75E-02
6.00E-01	1.08E+15	1.00E+01	8.43E-03
7.00E-01	1.22E+15	1.20E+01	4.22E-03
8.00E-01	1.48E+14	1.40E+01	0.00E+00
1.00E+00	2.95E+14	2.00E+01	0.00E+00
1.33E+00	4.73E+13	3.00E+01	0.00E+00
1.34E+00	1.43E+12	5.00E+01	0.00E+00

* 1 : 事故発生後, 0時間~168時間の積算値

* 2 : 積算沈着密度: 相対濃度を 1 s/m³に規格化した数値



【平面図】



【断面図】

図 2-13-1 入退域時のグランドシャインガンマ線評価モデル
(評価点及び線源付着範囲)

2. 中央制御室内及び待避所でのグランドシャイン線量評価について

中央制御室は2号炉制御建屋の3階に位置しており、1号炉中央制御室と居室を共有している。中央制御室内に影響する可能性のあるグランドシャインガンマ線は、1号炉制御建屋及び2号炉制御建屋の屋上や周辺の地表面に沈着した放射性物質によるものと考えられ、建屋内構造壁・床・天井及び建屋外壁・屋上の遮蔽効果が得られる。このため、グランドシャインガンマ線の評価では、線量影響の大きい位置について評価を実施している。

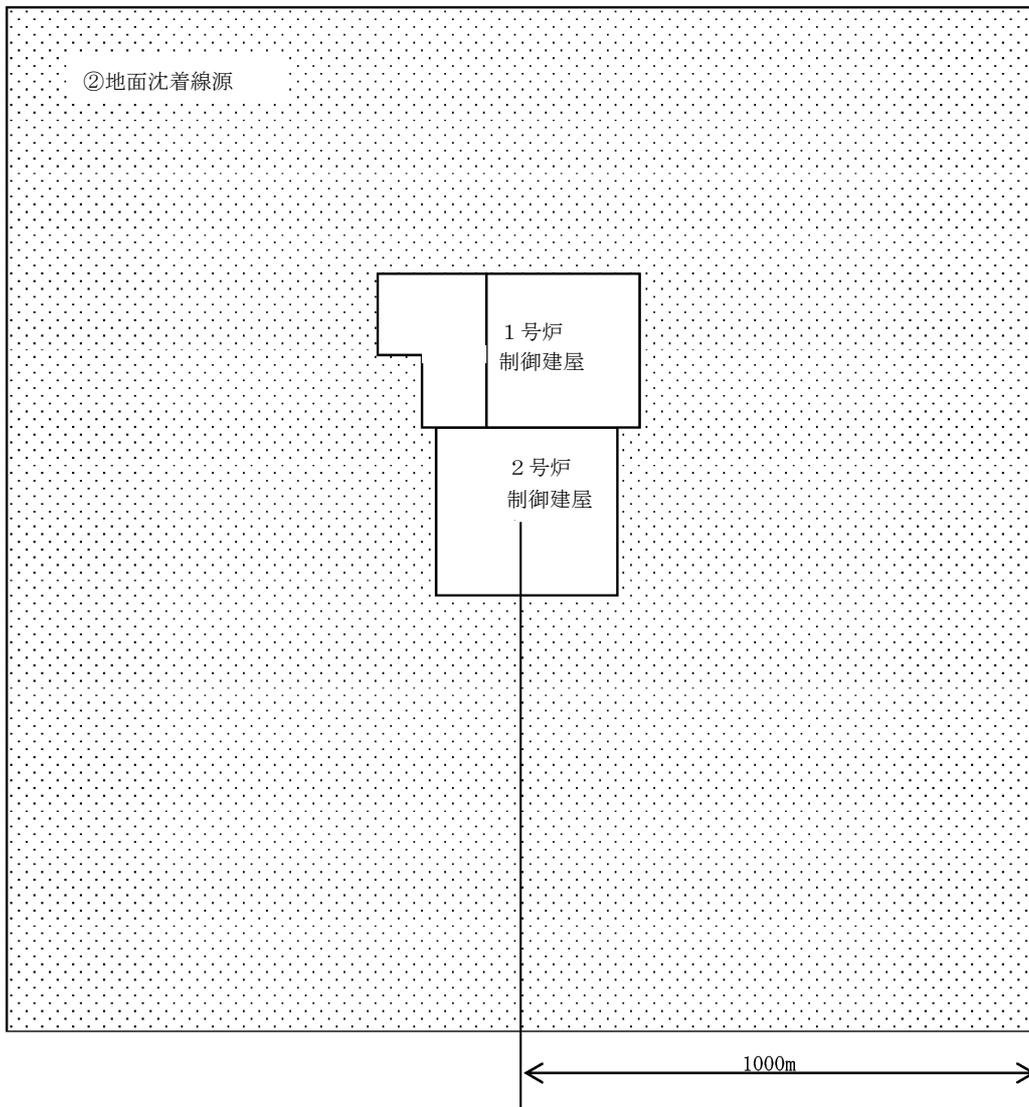
線源範囲は、中央制御室を中心とした2,000m四方とし、十分な広さの領域を設定する。評価にあたっては、1号炉制御建屋及び2号炉制御建屋の屋上面に沈着した線源範囲と、屋外の地表面に沈着した線源範囲を考慮して評価している。

評価コードは、QAD-CGGP2Rコードを用い評価している。

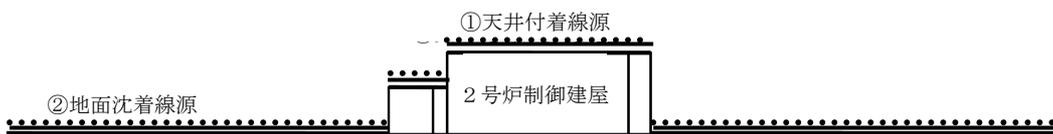
図2-13-2及び図2-13-3に中央制御室の評価モデルを示す。なお、線源強度は表2-13-2及び表2-13-3と同じである。

評価点の選定には、中央制御室内の遮蔽壁の薄い箇所(⑩, ⑪, ⑬, ⑭, ⑮, ⑯)や1号炉制御建屋の2階天井に付着した線源付近(⑧, ⑩, ⑬, ⑮)を中心に、室内全体の線量サーベイを実施している。図2-13-4に中央制御室内のサーベイ位置を、表2-13-4及び表2-13-5にサーベイ結果を示す。なお、中央制御室内のグランドシャインガンマ線の評価点は、人の胸部から腹部の高さを考慮し、床上1.2mの高さとしている。

評価の結果、中央制御室内及び待避所の両室内で最も線量が大きくなる箇所を選定し、それぞれの室内における線量評価点として選定した。



【平面図】



【断面図】

図 2-13-2 グランドシャインガンマ線の評価モデル（線源付着範囲）

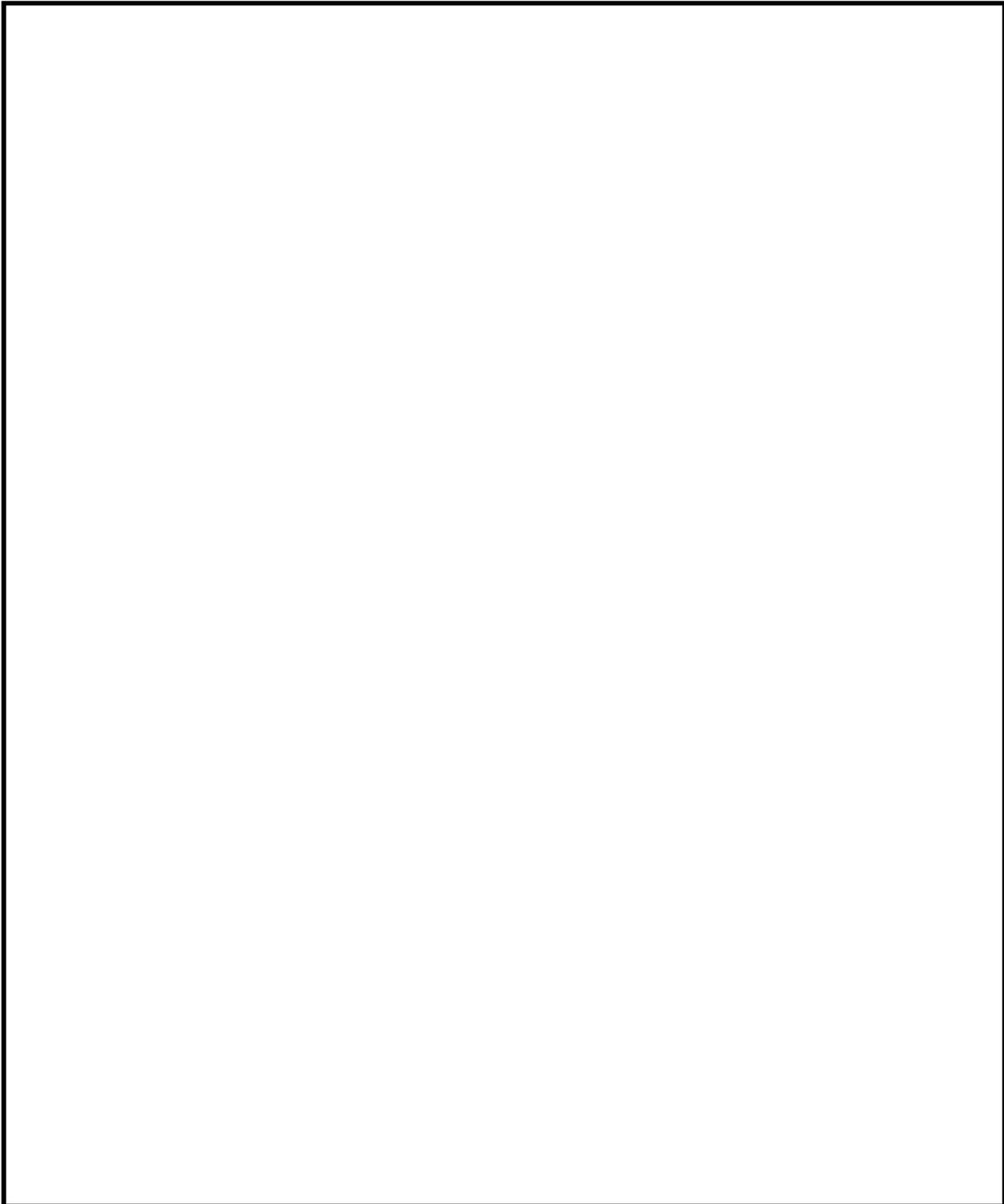


図 2-13-3 グランドシャインガンマ線の評価モデル（建屋モデル）（1/3）

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

補 2-13-8

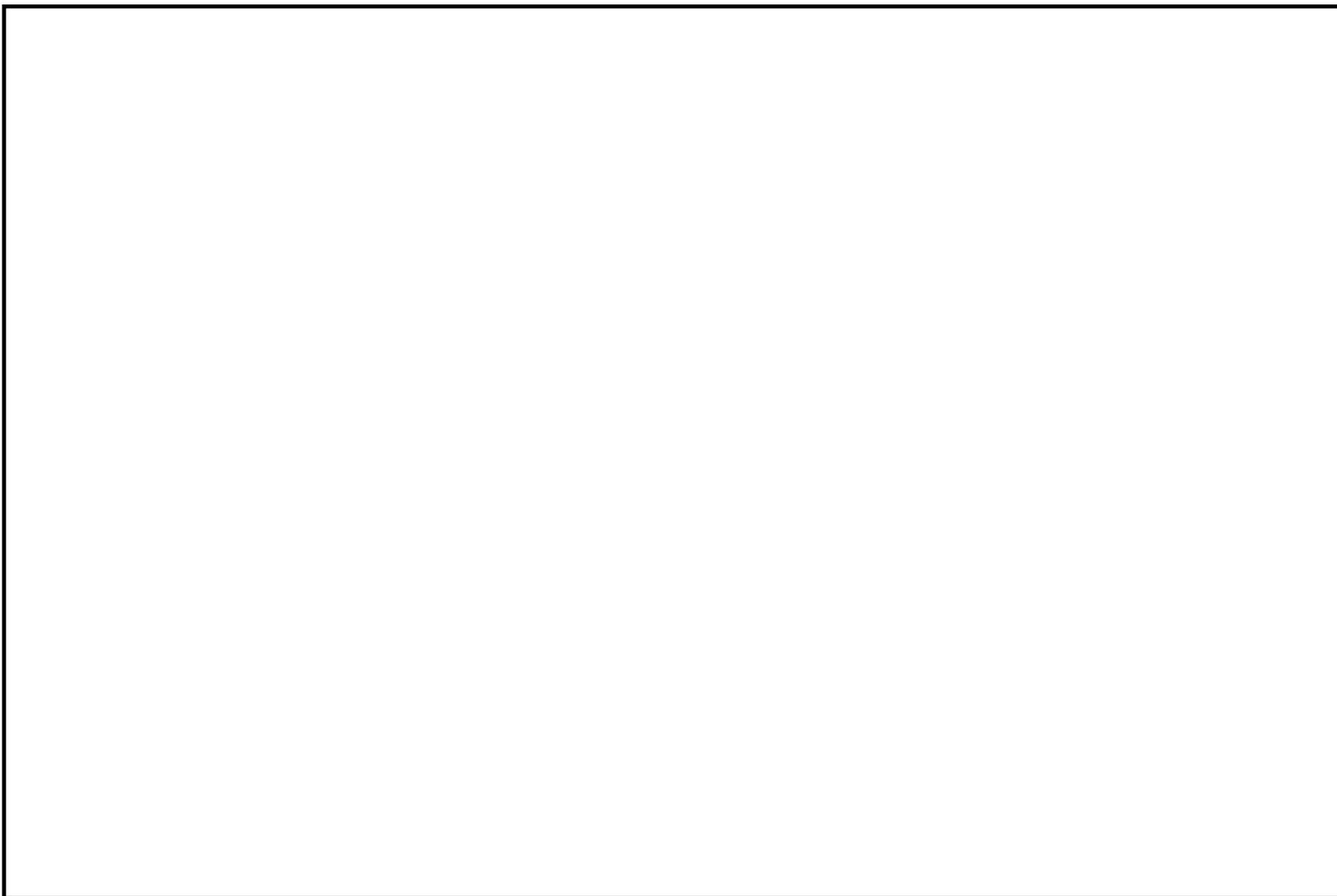


図 2-13-3 グランドシャインガンマ線の評価モデル (建屋モデル) (2/3)

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

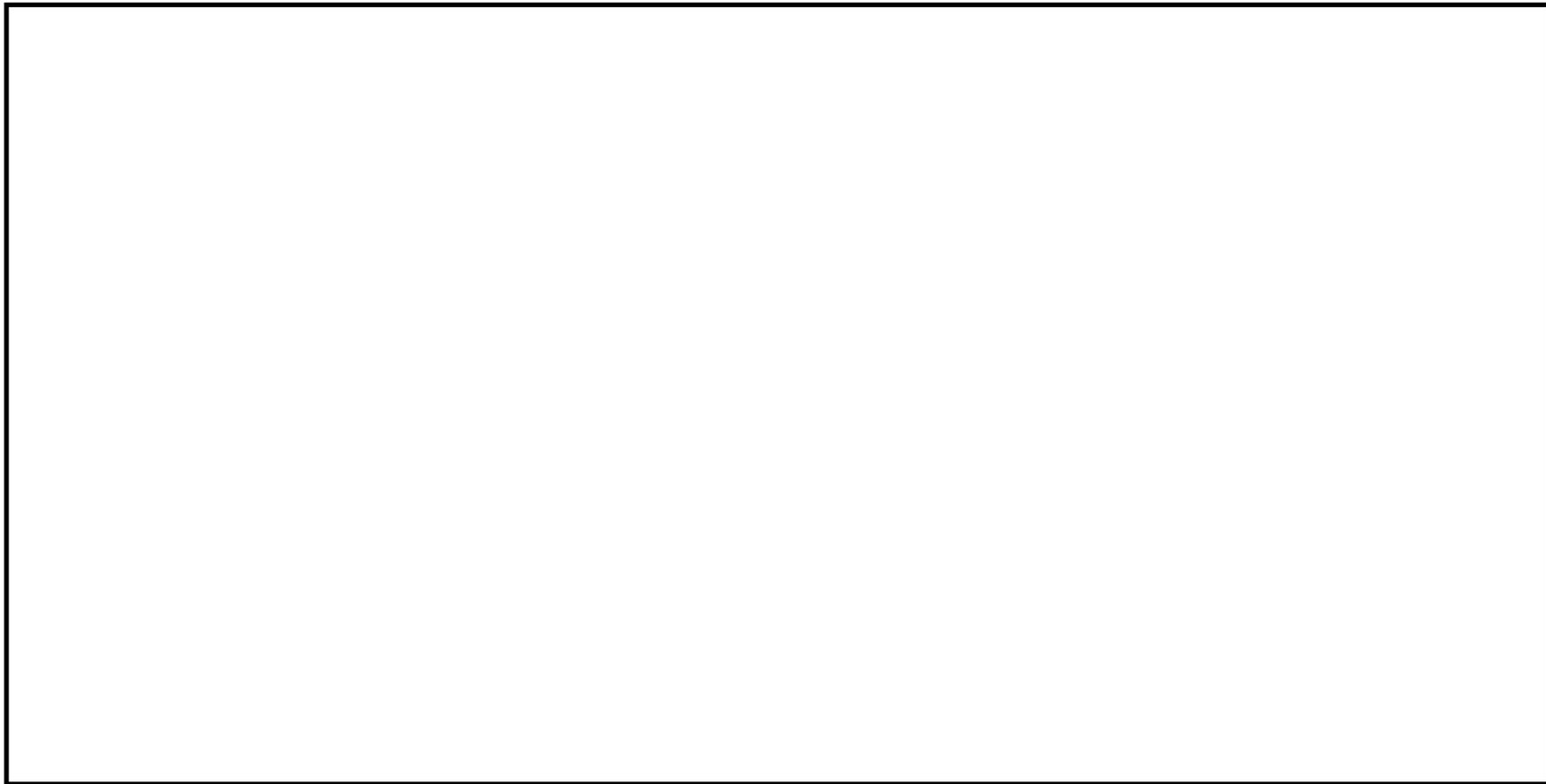
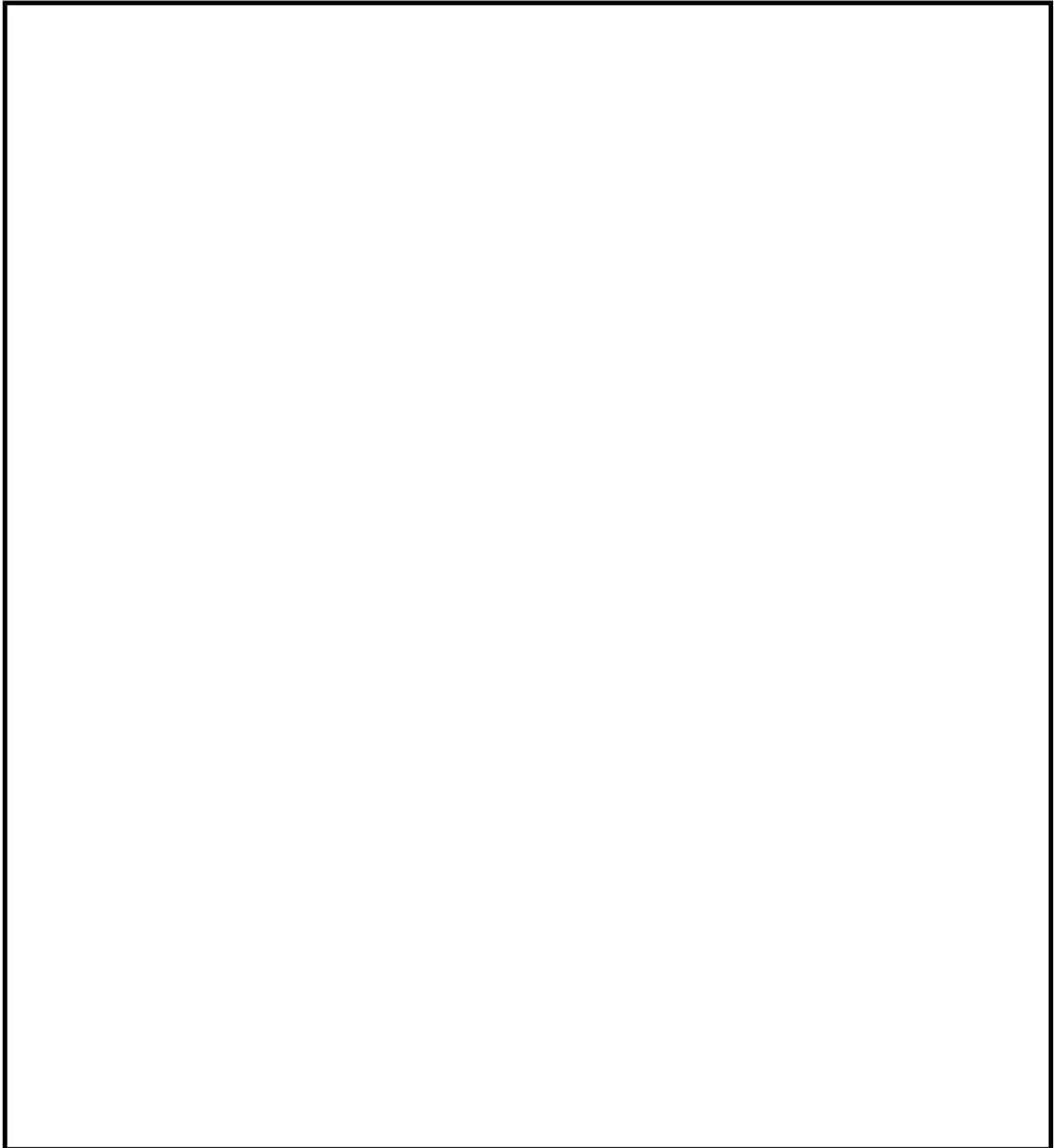


図 2-13-3 グランドシャインガンマ線の評価モデル（建屋モデル）（3/3）

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。



遮蔽壁薄さの観点から選定した箇所	⑪, ⑭, ⑯
1号制御建屋の2階天井に付着した線源付近	⑧
上記両方の観点から選定した箇所	⑩, ⑬, ⑮
万遍なくサーベイする観点で選定した箇所	①, ②, ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦, ⑨, ⑫, ⑰, ⑱, ⑳

中央制御室内の最大地点	⑮
待避所内の最大地点	⑱

図 2-13-4 グランドシャインガンマ線のサーベイ位置

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

表 2-13-4 中央制御室（待避所を除く）における
グランドシャインガンマ線のサーベイ結果

評価点		グランドシャイン ガンマ線 (mSv/7 日間)	
		原子炉建屋からの 漏えい分	ベント放出分
中央制御室 (待避所を除く)	①	約 2.2	約 2.2×10^{-2}
	②	約 2.0	約 2.1×10^{-2}
	③	約 2.0	約 2.1×10^{-2}
	④	約 2.2	約 2.2×10^{-2}
	⑤	約 2.0	約 2.1×10^{-2}
	⑥	約 1.8	約 1.9×10^{-2}
	⑦	約 1.9	約 2.0×10^{-2}
	⑧	約 2.1	約 2.2×10^{-2}
	⑨	約 1.6	約 1.7×10^{-2}
	⑩	約 2.7	約 3.1×10^{-2}
	⑪	約 2.2	約 2.4×10^{-2}
	⑫	約 2.1	約 2.2×10^{-2}
	⑬	約 2.9	約 3.3×10^{-2}
	⑭	約 2.3	約 2.5×10^{-2}
	⑮	約 <u>3.1</u>	約 <u>3.4×10^{-2}</u>
	⑯	約 2.3	約 2.4×10^{-2}

※ 中央制御室内（待避所除く）の評価点：⑮
 ※ 数値は有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

表 2-13-5 待避所におけるグランドシャインガンマ線のサーベイ結果

評価点		グランドシャイン ガンマ線 (mSv/10 時間)	
		原子炉建屋からの 漏えい分	ベント放出分
待避所	⑰	約 1.1×10^{-2}	約 1.5×10^{-4}
	⑱	約 <u>3.3×10^{-2}</u>	約 <u>4.7×10^{-4}</u>
	⑲	約 1.4×10^{-2}	約 2.0×10^{-4}
	⑳	約 1.7×10^{-2}	約 2.4×10^{-4}

※ 待避所内の評価点：⑱
 ※ 数値は有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

待避所における線量評価について

中央制御室内待避所（以下、待避所という）は、格納容器ベントの実施に伴い放出される放射性物質から、運転員の被ばくを低減するため、2号炉中央制御室内に設置することとしている。待避所内は、空気ボンベによる加圧設備を設けることで、放射性物質の侵入を防止し、十分な厚さの遮蔽によって、中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線を低減することができる。

中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による線量を評価するにあたって、線源範囲は、待避所を除外する1、2号炉制御建屋3階部の中央制御室空調バウンダリ内外に、各々様に分布しているとする。

評価コードは、QAD-CGGP2R コードを用い評価している。

図 2-14-1 に待避所の線量評価モデルを、表 2-14-1 及び表 2-14-2 にベント時の中央制御室バウンダリ内外の線源強度を示す。

評価点の選定には、待避所内の中央制御室側の壁面（①、③）を中心に、室内全体の線量サーベイを実施している。図 2-14-2 に待避所内のサーベイ位置を、表 2-14-3 及び表 2-14-4 にサーベイ結果を示す。

評価の結果、待避所内で最も線量が大きくなる箇所を選定し、室内における線量評価点として選定した。

表 2-14-1(1) 待避中（ベント実施時）の線量評価に用いる積算線源強度
（中央制御室空調バウンダリ内，原子炉建屋からの漏えい分）

エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)	エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)
1.00E-02	5.09E+15	1.50E+00	1.36E+13
2.00E-02	5.65E+15	1.66E+00	5.24E+12
3.00E-02	3.08E+15	2.00E+00	1.11E+13
4.50E-02	4.78E+16	2.50E+00	4.18E+13
6.00E-02	5.49E+14	3.00E+00	1.27E+12
7.00E-02	3.66E+14	3.50E+00	1.50E+10
7.50E-02	7.06E+15	4.00E+00	1.50E+10
1.00E-01	3.53E+16	4.50E+00	6.54E+00
1.50E-01	1.75E+14	5.00E+00	6.54E+00
2.00E-01	1.19E+15	5.50E+00	6.54E+00
3.00E-01	2.39E+15	6.00E+00	6.54E+00
4.00E-01	4.47E+14	6.50E+00	7.53E-01
4.50E-01	2.24E+14	7.00E+00	7.53E-01
5.10E-01	9.49E+13	7.50E+00	7.53E-01
5.12E-01	3.16E+12	8.00E+00	7.53E-01
6.00E-01	1.39E+14	1.00E+01	2.31E-01
7.00E-01	1.58E+14	1.20E+01	1.16E-01
8.00E-01	2.12E+13	1.40E+01	0.00E+00
1.00E+00	4.25E+13	2.00E+01	0.00E+00
1.33E+00	2.80E+13	3.00E+01	0.00E+00
1.34E+00	8.47E+11	5.00E+01	0.00E+00

* 1 : 事故発生後，0時間～168時間の積算値

* 2 : 相対濃度を 1 s/m³に規格化した数値

表 2-14-1(2) 待避中（ベント実施時）の線量評価に用いる積算線源強度
（中央制御室空調バウンダリ内，ベント放出分）

エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)	エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)
1.00E-02	1.32E+17	1.50E+00	1.88E+12
2.00E-02	1.47E+17	1.66E+00	2.30E+10
3.00E-02	8.32E+16	2.00E+00	4.88E+10
4.50E-02	1.32E+18	2.50E+00	9.59E+09
6.00E-02	1.35E+16	3.00E+00	2.76E+07
7.00E-02	8.96E+15	3.50E+00	2.77E+01
7.50E-02	1.95E+17	4.00E+00	2.77E+01
1.00E-01	9.73E+17	4.50E+00	2.98E-05
1.50E-01	3.89E+15	5.00E+00	2.98E-05
2.00E-01	1.04E+16	5.50E+00	2.98E-05
3.00E-01	2.09E+16	6.00E+00	2.98E-05
4.00E-01	5.92E+14	6.50E+00	3.43E-06
4.50E-01	2.96E+14	7.00E+00	3.43E-06
5.10E-01	2.25E+14	7.50E+00	3.43E-06
5.12E-01	7.49E+12	8.00E+00	3.43E-06
6.00E-01	3.30E+14	1.00E+01	1.05E-06
7.00E-01	3.75E+14	1.20E+01	5.26E-07
8.00E-01	1.36E+13	1.40E+01	0.00E+00
1.00E+00	2.72E+13	2.00E+01	0.00E+00
1.33E+00	3.87E+12	3.00E+01	0.00E+00
1.34E+00	1.17E+11	5.00E+01	0.00E+00

* 1 : ベント開始から 10 時間の積算値

* 2 : 相対濃度を 1 s/m³に規格化した数値

表 2-14-2(1) 待避中（ベント実施時）の線量評価に用いる積算線源強度
（中央制御室空調バウンダリ外，原子炉建屋からの漏えい分）

エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)	エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)
1.00E-02	5.29E+15	1.50E+00	2.86E+13
2.00E-02	5.88E+15	1.66E+00	9.65E+12
3.00E-02	3.23E+15	2.00E+00	2.05E+13
4.50E-02	4.86E+16	2.50E+00	6.20E+13
6.00E-02	5.84E+14	3.00E+00	2.29E+12
7.00E-02	3.89E+14	3.50E+00	3.03E+10
7.50E-02	7.19E+15	4.00E+00	3.03E+10
1.00E-01	3.59E+16	4.50E+00	1.41E+01
1.50E-01	1.92E+14	5.00E+00	1.41E+01
2.00E-01	1.38E+15	5.50E+00	1.41E+01
3.00E-01	2.76E+15	6.00E+00	1.41E+01
4.00E-01	8.85E+14	6.50E+00	1.62E+00
4.50E-01	4.42E+14	7.00E+00	1.62E+00
5.10E-01	1.77E+14	7.50E+00	1.62E+00
5.12E-01	5.89E+12	8.00E+00	1.62E+00
6.00E-01	2.59E+14	1.00E+01	4.97E-01
7.00E-01	2.95E+14	1.20E+01	2.48E-01
8.00E-01	4.28E+13	1.40E+01	0.00E+00
1.00E+00	8.56E+13	2.00E+01	0.00E+00
1.33E+00	5.91E+13	3.00E+01	0.00E+00
1.34E+00	1.79E+12	5.00E+01	0.00E+00

* 1 : 事故発生後，0時間～168時間の積算値

* 2 : 相対濃度を 1 s/m³に規格化した数値

表 2-14-2(2) 待避中（ベント実施時）の線量評価に用いる積算線源強度
（中央制御室空調バウンダリ外，ベント放出分）

エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)	エネルギー (MeV)	線源強度*1*2 (photons/m ³)
1.00E-02	1.35E+17	1.50E+00	3.71E+12
2.00E-02	1.50E+17	1.66E+00	5.08E+10
3.00E-02	8.56E+16	2.00E+00	1.08E+11
4.50E-02	1.34E+18	2.50E+00	1.97E+10
6.00E-02	1.38E+16	3.00E+00	4.21E+07
7.00E-02	9.19E+15	3.50E+00	6.01E+01
7.50E-02	1.99E+17	4.00E+00	6.01E+01
1.00E-01	9.94E+17	4.50E+00	6.37E-05
1.50E-01	4.00E+15	5.00E+00	6.37E-05
2.00E-01	1.16E+16	5.50E+00	6.37E-05
3.00E-01	2.31E+16	6.00E+00	6.37E-05
4.00E-01	9.25E+14	6.50E+00	7.33E-06
4.50E-01	4.62E+14	7.00E+00	7.33E-06
5.10E-01	3.04E+14	7.50E+00	7.33E-06
5.12E-01	1.01E+13	8.00E+00	7.33E-06
6.00E-01	4.45E+14	1.00E+01	2.25E-06
7.00E-01	5.06E+14	1.20E+01	1.13E-06
8.00E-01	2.08E+13	1.40E+01	0.00E+00
1.00E+00	4.16E+13	2.00E+01	0.00E+00
1.33E+00	7.66E+12	3.00E+01	0.00E+00
1.34E+00	2.32E+11	5.00E+01	0.00E+00

* 1 : ベント開始から 10 時間の積算値

* 2 : 相対濃度を 1 s/m³に規格化した数値

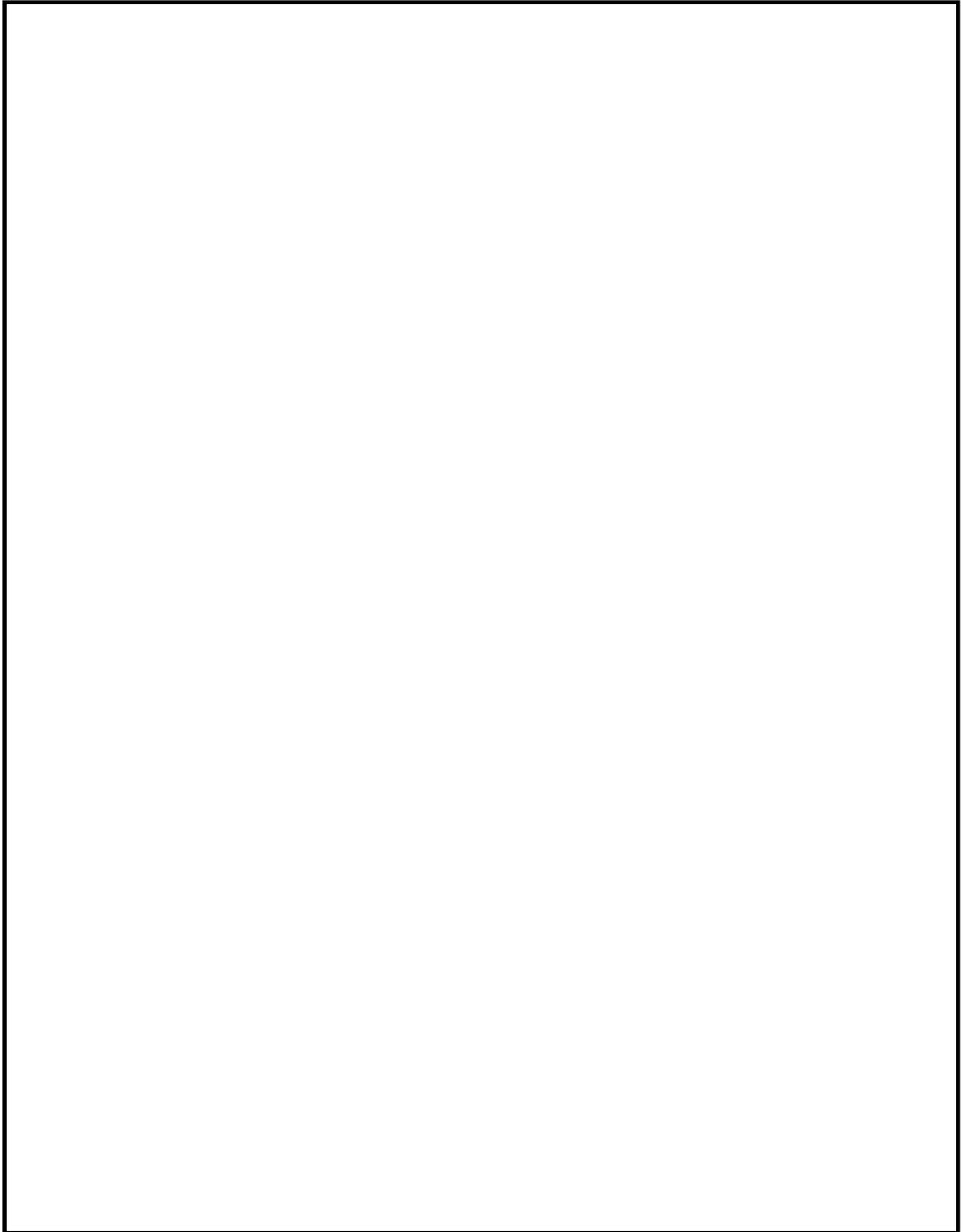
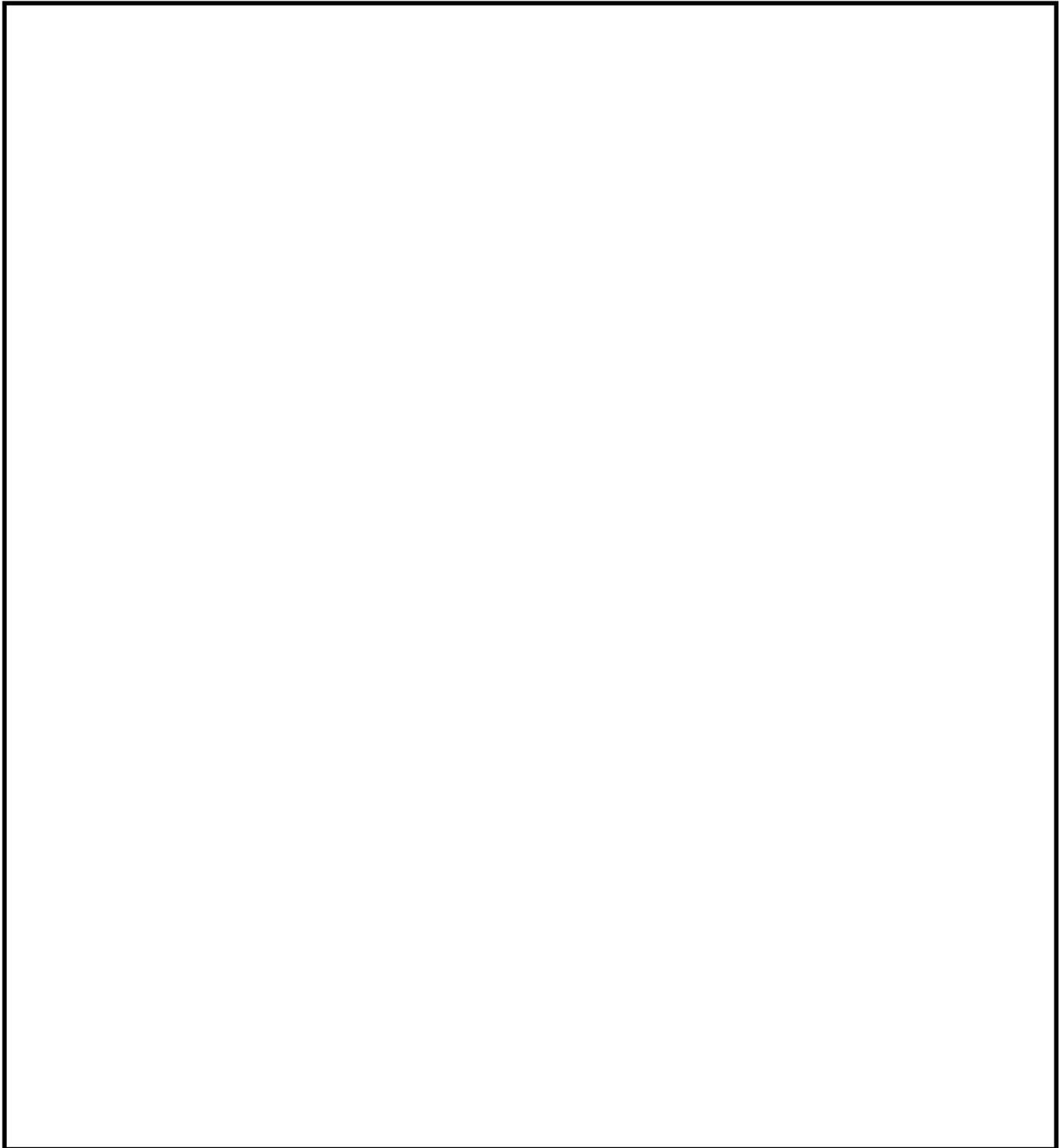


図 2-14-1 ベント中の線量評価に用いる中央制御室のモデル概要

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。



中央制御室に近い壁面	①, ③
万遍なくサーベイする観点で選定した箇所	②, ④

バウンダリ内線源の待避所内の最大地点	①
バウンダリ外線源の待避所内の最大地点	③

図 2-14-2 ベント中の線量評価に係る待避所のサーベイ位置

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

表 2-14-3 ベント中における待避所のサーベイ結果
 (中央制御室空調バウンダリ内に取り込まれた放射性物質からの外部被ばく)

評価点		直接ガンマ線 (mSv/10 時間)	
		原子炉格建屋からの 漏えい分	ベント放出分
待避所	①	約 5.1×10^{-3}	約 5.2×10^{-1}
	②	約 3.5×10^{-3}	約 3.7×10^{-1}
	③	約 3.5×10^{-3}	約 3.7×10^{-1}
	④	約 1.4×10^{-3}	約 1.4×10^{-1}

※ 待避所内の評価点：①

※ 数値は有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

表 2-14-4 ベント中における待避所のサーベイ結果
 (中央制御室空調バウンダリ外に取り込まれた放射性物質からの外部被ばく)

評価点		直接ガンマ線 (mSv/10 時間)	
		原子炉建屋からの 漏えい分	ベント放出分
待避所	①	約 2.6×10^{-4}	約 9.9×10^{-3}
	②	約 5.5×10^{-4}	約 2.6×10^{-2}
	③	約 7.7×10^{-4}	約 3.3×10^{-2}
	④	約 1.9×10^{-4}	約 7.6×10^{-3}

※ 待避所内の評価点：③

※ 数値は有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

審査ガイドとの適合性について

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	中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>(解釈より抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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) 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</p>	<p>1 b) → 審査ガイド通り</p> <p>① 評価事象については、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、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 ECCS 喪失及び全交流動力電源喪失の事故シーケンスを評価対象としている。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮して評価しており、実施のための体制を整備している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態（5直3交替）を考慮して評価しており、実施のための体制を整備している。</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>① 最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>② 実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (1) → 審査ガイド通り</p> <p>制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。 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 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 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（グランドシャイン）</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 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p>	<p>4. 1 (1) ① → 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>原子炉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蔽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（グランドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</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 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 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 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p>	<p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室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及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 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による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉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蔽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」及び「4.1(1)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」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 中央制御室の居住性に係る被ばく評価は図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 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>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 	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価における放射性物質の大気中への放出量は、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、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 ECCS 喪失及び全交流動力電源喪失の事故シーケンスを解析することにより設定している。</p> <p>4. 1 (2) b. → 審査ガイド通り 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、2012 年 1 月 1 日から 2012 年 12 月 31 日の 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 原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉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 上記 c の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。 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している。 上記 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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>マ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。</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 (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 ・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^(参3)における相関式を用いて計算する。 ・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、</p>	<p>いる。</p> <p>4. 1 (2) e. → 審査ガイド通り 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準（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 中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、ヨウ素フィルタ除去効率は90%、微粒子フィルタ除去効率は99.9%と仮定して評価している。 運転員のマスク着用（マスクの防護係数：50）を考慮している。</p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイド通り 空気流入率は、空気流入率測定試験結果0.21回/hに余裕を見込んで、0.5回/hと設定している。</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>女川発電所内で観測して得られた2012年1月1日から2012年12月31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。 放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器圧力逃がし装置排気管）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>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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> <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 A_n）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"> 1) 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。 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。 	<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（原子炉建屋及び原子炉格納容器圧力逃がし装置排気管）と建屋の高さがほぼ同じであるため、建屋高さの 2.5 倍に満たない。 放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器圧力逃がし装置排気管）の位置は、図 4 の領域 A_n 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を考慮している。 放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイド通り</p> <p>建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（原子炉建屋及び原子炉格納容器圧力逃がし装置排気管）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重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・放射性物質濃度の評価点</p> <p>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。</p> <p style="padding-left: 40px;">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</p> <p style="padding-left: 40px;">ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>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。</p> <p style="padding-left: 40px;">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。</p> <p style="padding-left: 40px;">ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p style="padding-left: 40px;">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</p>	<p style="text-align: center;">事故時に外気を取入れる運転としているため、給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入として評価している。</p> <p style="text-align: center;">評価期間中は給気口から外気を取入れることを前提としているため、給気口が設置されている中央制御室が属する建屋の表面を選定している。具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。 また、クラウドシャインの評価には、室内への取込ではないため、中央制御室が属する建屋の屋上面を選定している。具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p style="text-align: center;">屋上面を代表面としており、評価点は中央制御室中心としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</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、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性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>中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心とし、保守的に放出点と評価点と同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p> <p>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を対象としている。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、「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）」に基づき複数方位を対象として評価している。</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。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</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>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ずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>	<p>風向の方位m_1の選定には、図6に示す方法を用いて選定している。</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を評価方位として選定している。</p> <p>「着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。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>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</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>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。 <p>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</p>	<p>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上面の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイドの趣旨に基づいて評価</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を基に、短時間放出又は長時間放出に応じ、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%相当に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着速度を計算している。</p> <p>沈着速度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の4倍を設定。乾性沈着速度はエアロゾル及び無機よう素はNUREG/CR-4551 Vol.2より、有機よう素はNRPB-R322より設定。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイドの主旨に基づいて評価</p> <p>評価期間中は外気を取り入れることを前提としているため、一の経路（外気取入）及び二の経路（空気流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>設備によって室内に取り入れること（外気取入）</p> <p>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）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、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／緊急時対策所バウンダリ体積（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。 ・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>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</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評価している。</p> <p>空気流入量は空気流入率及び中央制御室バウンダリ体積を用いて計算している。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイド通り 外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。 中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b. → 審査ガイド通り グラウンドシャインによる被ばくは、中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮し、地表面沈着濃度を用い、QAD-CGGP2R を用いて評価している。</p> <p>4. 2 (3) c. → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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、室内の空気中時間積分濃度、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。 ・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。 <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。 <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>	<p>中央制御室における内部被ばく線量については、空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積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>マスクを着用しない場合についても評価している。</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算して計算している。なお、中央制御室及び待避所のバウンダリ外からのガンマ線による外部被ばく線量については、QAD-CGGP2R を用いて評価している。</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、地表面沈着濃度を用い、QAD-CGGP2R を用いて評価している。</p> <p>4. 2 (3) g. → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、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。</p> <p>・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> <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>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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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>入退域での内部被ばくについては空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>入退域での放射線防護（マスク着用）による被ばく低減を考慮している。</p> <p>4. 3 (1) → 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（MAAP 解析結果）を用いている。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>全交流電源喪失を仮定した評価条件としているため、電源はガスタービン発電機から供給とすることを仮定している。具体的にはガスタービン発電機を受電や中央制御室換気空調系の起動までに要する操作時間に余裕を見込んでいる。</p> <p>4. 3 (3) a. → 審査ガイド通り</p> <p>非常用ガス処理系については、作動を考慮しない。</p> <p>4. 3 (3) b. → 審査ガイド通り</p> <p>非常用ガス処理系については、作動を考慮しない。</p>

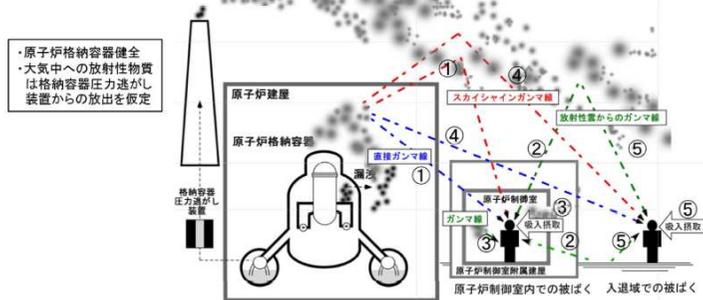
<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c. 原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p> <p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。</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。</p>	<p>4.3(3)c. → 審査ガイド通り 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 無機よう素の自然沈着率は、CSE 実験に基づく 9.0×10^{-4} (1/s) と仮定している。エアロゾルの自然沈着率は、MAAP 解析で評価している。</p> <p>4.3(3)e. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定 4.1(2)aで設定した事故シーケンスの事故進展解析結果から原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率を基に設定している。</p> <p>4.3(3)f. → 審査ガイド通り 中央制御室換気設備の作動時間については、全交流動力電源喪失を想定した起動遅れ(30分)を考慮した評価としている。起動遅れ時間30分はガスタービン発電機による電源回復及び手動による中央制御室換気空調系起動操作を想定。</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(MAAP 解析結果)に基づいている。実効放出継続時間は、原子炉建屋からの漏えい分については、放射性物質の総放出量から最大の放出率で除した時間とし(70時間)、ベント分については保守的に1時間としている。</p> <p>4.3(4)b. → 審査ガイド通り 放出源高さは、ベント放出の場合は格納容器圧力逃がし装置排気管高さ、原子炉建屋漏えい分は地上高さを仮定している。</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。</p> <p>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しているものとして計算して</p>

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

- 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。
 - 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
- b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく
- スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。
 - 積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。

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

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況

いる。
原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記で評価した積算線源強度、施設の位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮蔽構造（原子炉建屋遮蔽構造、制御建屋遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接線量を QAD-CGGP2R、スカイシャイン線量を ANISN, G33-GP2R で計算している。

4. 3 (5) b. → 審査ガイド通り

原子炉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。

図 1 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況

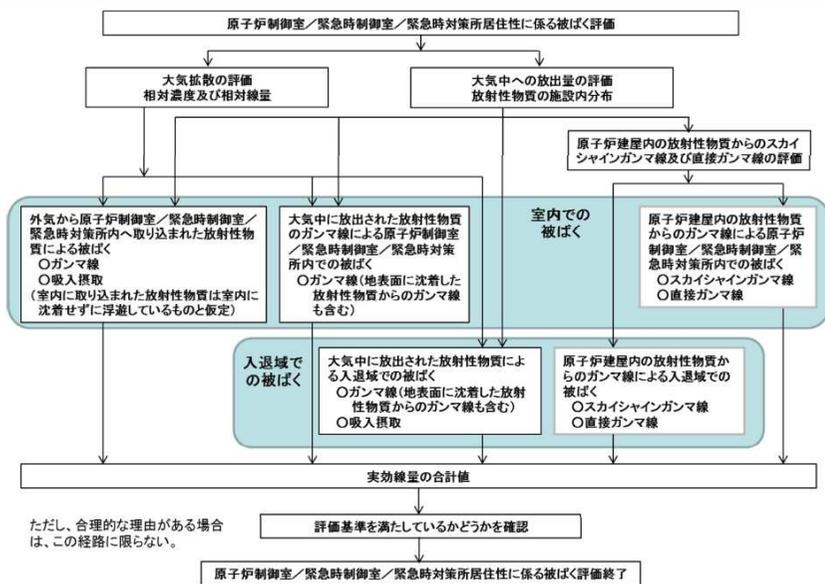
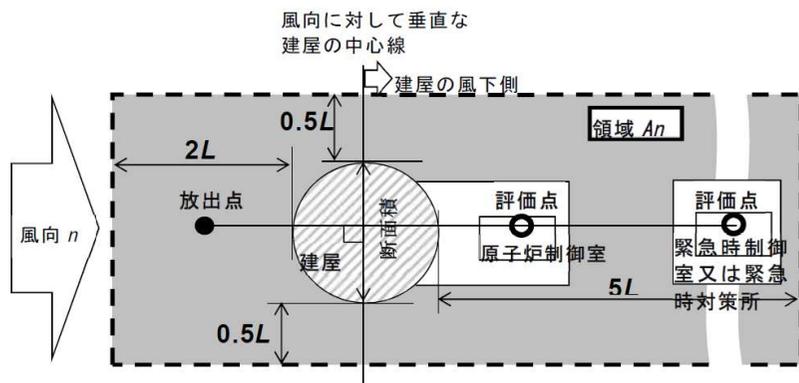


図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価手順

図3 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性（重大事故）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）

図4 → 審査ガイド通り

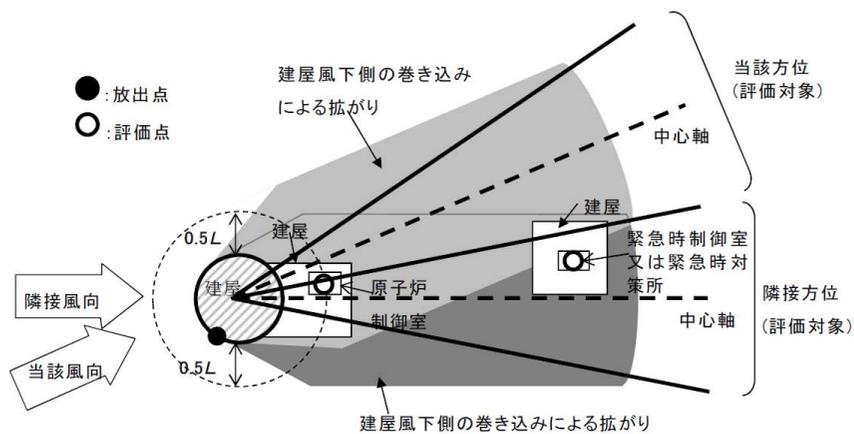
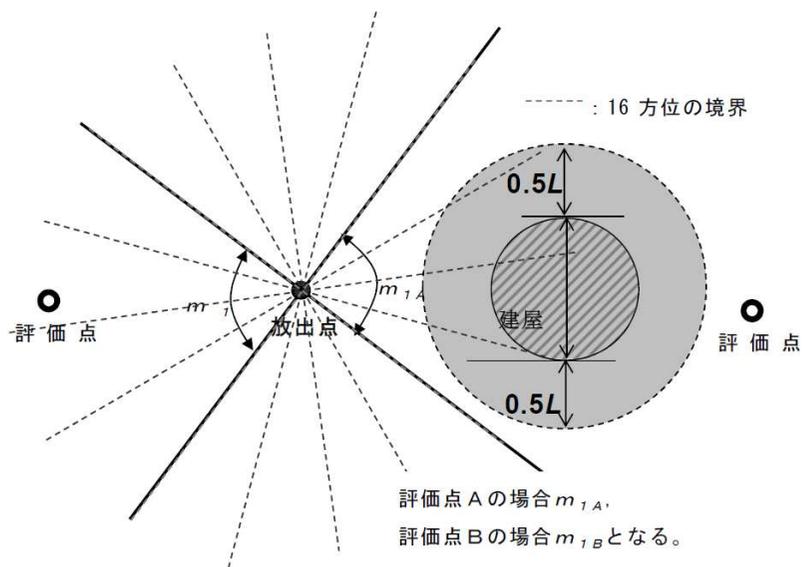


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況



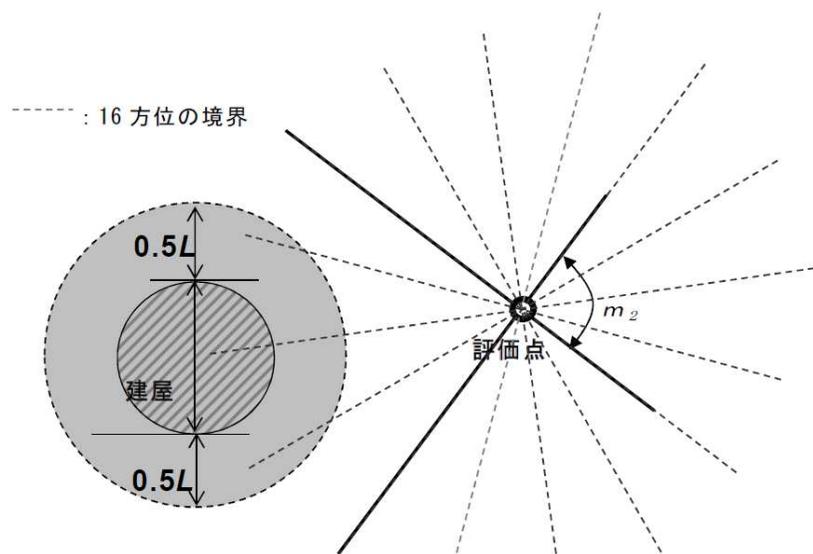
注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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)

図6 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況



注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する
風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

図7 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況

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

図8 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の適合状況

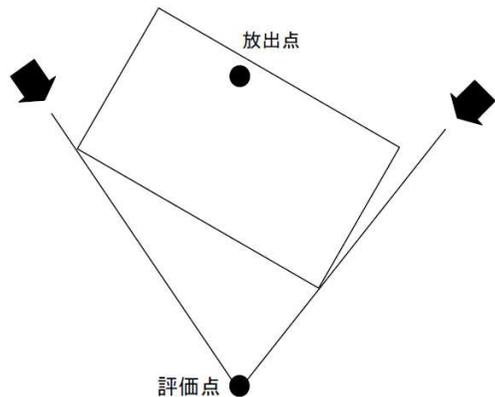


図9 評価対象方位の設定

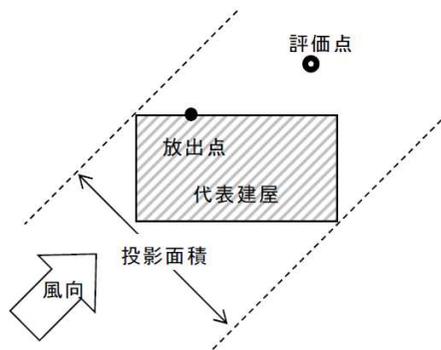


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図9,10 → 審査ガイド通り