

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 30 年 7 月
東北電力株式会社

目次

- 39 条 地震による損傷の防止
- 41 条 火災による損傷の防止
- 共通 重大事故等対処設備
- 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- 57 条 電源設備
- 58 条 計装設備
- 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- 60 条 監視測定設備
- 61 条 緊急時対策所
- 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

59 条 原子炉制御室

目次

- 59-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-9 原子炉制御室の居住性にかかる被ばく評価について
- 59-10 非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について
- 59-11 非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について
- 59-12 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置について

下線部：今回説明範囲

59-9

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

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	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）	26 条-別添 2-1-4
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）	26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ	26 条-別添 2-1-5

2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-9-2-1
2.1 評価事象	59-9-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-9-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-9-2-3
2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価	59-9-2-4
2.4.1 中央制御室内での被ばく	59-9-2-5
2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	59-9-2-5
2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）	59-9-2-5
2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）	59-9-2-5
2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）	59-9-2-5

2.4.2 入退域時の被ばく	59-9-2-6
2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）	59-9-2-6
2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）	59-9-2-6
2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）	59-9-2-6
2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）	59-9-2-6
2.5 評価結果のまとめ	59-9-2-7

添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 運転員の交替について	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 内規 ^{*1} との整合性について	26 条-別添 2-添 1-4-1

添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-9-添 2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表	59-9-添 2-1-1
2-2 事象選定の考え方について	59-9-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の放出割合について	59-9-添 2-3-1
2-4 放射性物質の大気放出過程について	59-9-添 2-4-1
2-5 原子炉格納容器への無機よう素の沈着効果について	59-9-添 2-5-1
2-6 原子炉建屋の負圧達成時間について	59-9-添 2-6-1
2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	59-9-添 2-7-1
2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	59-9-添 2-8-1
2-9 地表面への沈着速度の設定について	59-9-添 2-9-1
2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	59-9-添 2-10-1
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について	59-9-添 2-11-1
2-12 マスクによる防護係数について	59-9-添 2-12-1
2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-9-添 2-13-1

2-14	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの 評価方法について	59-9-添 2-14-1
2-15	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ば くの評価方法について	59-9-添 2-15-1
2-16	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの 評価方法について	59-9-添 2-16-1
2-17	大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取に よる被ばくの評価方法について	59-9-添 2-17-1
2-18	原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質 からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-9-添 2-18-1
2-19	原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出 力とした場合の影響について	59-9-添 2-19-1
2-20	格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について	59-9-添 2-20-1
2-21	格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる 影響について	59-9-添 2-21-1
2-22	格納容器漏えい率の設定について	59-9-添 2-22-1
2-23	制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの 影響について	59-9-添 2-23-1
2-24	原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕 集係数について	59-9-添 2-24-1
2-25	原子炉建屋の換気率について	59-9-添 2-25-1
2-26	審査ガイド ^{※2} への適合状況	59-9-添 2-26-1

(※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

2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は、「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。）に基づき行った。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第74条抜粋）

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 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
- ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

評価の結果、7日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約67mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約66mSvとなった。なお、この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

2.1 評価事象

女川原子力発電所2号炉においては、「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」である「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。しかしながら、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用した場合のみならず、前述の「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失したシーケンス」において、原子炉格納容器フィルタベント系を経由した格納容器ベントを実施した場合も想定する。

2.2 大気中への放出量の評価

大気中へ放出される放射性物質の量は、上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し評価した。なお、原子炉格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への流入量および格納容器から原子炉建屋への漏えい量を MAAP 解析および NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素および有機よう素については、大気中の放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。評価に用いた放出放射エネルギーを表 1 及び表 2 に示す。

表 1 大気中への放出放射エネルギー（7 日間積算）
（代替循環冷却系によ事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
		原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.8×10^{13}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.8×10^{13}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.4×10^{12}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.9×10^{12}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.9×10^{11}

表 2 大気中への放出放射エネルギー（7 日間積算）
（格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種グループ	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
	原子炉格納容器フィルタベント系を 経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 4.3×10^{18}	約 1.1×10^{17}
よう素類	約 3.0×10^{15}	約 3.4×10^{15}
Cs 類	約 8.2×10^8	約 2.6×10^{13}
Te 類	約 5.4×10^8	約 2.7×10^{13}
Ba 類	約 5.3×10^8	約 2.9×10^{13}
Ru 類	約 1.1×10^8	約 4.2×10^{12}
Ce 類	約 6.3×10^7	約 2.8×10^{12}
La 類	約 1.7×10^7	約 7.5×10^{11}

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て整理し、累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、女川原子力発電所敷地内において観測した 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。

相対濃度及び相対線量の評価結果を表 3 に示す。

表 3 相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブロー アウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	SE	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後7日間とし、運転員が交替（5直3交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを表4に、交替スケジュール例を表5に示す。また、評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。なお、本評価においては、1直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図1及び図2に示す。また、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表9に、被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図3に示す。

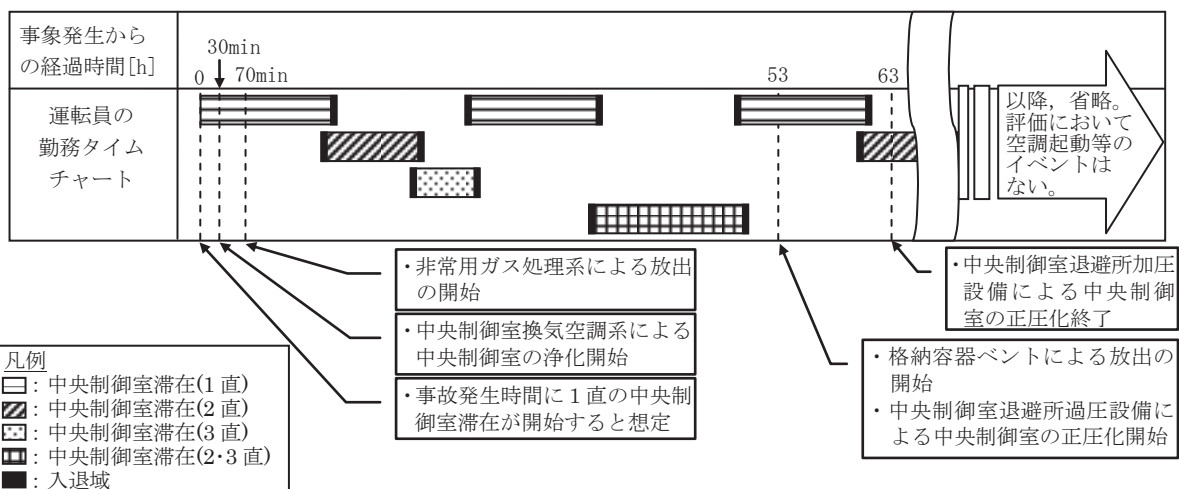
表4 直交替サイクル

勤務	勤務時間	
1直	21時30分～9時00分	11時間30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

表5 直交替スケジュール例

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	2	23	3	/	1	1	休	49:40	10回
B班	3	/	1	1	休	休	2	36:30	8回
C班	日勤							0:00	0回
D班	1	1	休	休	2	23	3	49:40	10回
E班	休	休	2	23	3	/	1	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



2.4.1 中央制御室内での被ばく

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

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等を踏まえて評価した。なお、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置は、原子炉建屋内に設置しているため、原子炉建屋の躯体により遮蔽されるため影響はない。

原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線については、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については ANISN コード及び G33-GP2R コードを用いて評価した。

2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）

地表面に沈着し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、大気拡散評価、地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）

外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは、中央制御室内の放射性物質濃度を基に、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。なお、内部被ばくの評価に当たっては、マスクの着用による防護効果を考慮した。また、格納容器ベントの際には運転員は図4に示す中央制御室待避室内に滞在するとして評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算は、以下の（1）から（3）に示す効果を考慮した。被ばく評価で想定する空調運用等のタイムチャートを図5に示す。

（1）事故時運転モード（少量外気取入）：中央制御室換気空調系

中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）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し、フィルタを通した外気を少量取入れる運転モードで、具体的な系統構成は図3に示すとおりである。

中央制御室内の放射性物質濃度は事故時運転モード（少量外気取入）で評価している。

なお、中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）への切り

換え時間については、運転操作や全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し、有効性評価で設定した 30 分を起動遅れ時間として考慮した。

(2) 中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧

中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（以下、「加圧設備」という。）により正圧を維持することで、外気の流入を防止する効果を考慮した。

(3) 中央制御室への外気の直接流入率

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、保守的に換気率換算で 1.0 回/h を仮定して評価した。

2.4.2 入退域時の被ばく

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制御建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は出入管理所と制御建屋出入口の 2 箇所とし、入退域ごとに各々の評価点に 7 分間及び 5 分間滞在するとして評価した。なお、原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの影響についても、上記と同様の評価点及び滞在時間として評価した。

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

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイラインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、評価点を屋外とすること以外は「2.4.1.1 原子炉建屋内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。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）

入退域時の内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮した。

2.5 評価結果のまとめ

代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表 6-1-1 及び表 6-1-2 に示す。また、格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表 6-2-1 及び表 6-2-2 に示す。さらに、各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表 7-1-1 から表 7-2-2 に、被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表 8-1-1 から表 8-2-2 に示す。

評価の結果、7 日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 67mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約 66mSv となった。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

このことから、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

表 6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 8.7※4	<small>23直</small> 約 5.2	<small>3直</small> 約 3.0	-	<small>1直</small> 約 3.1	<small>1直</small> 約 2.8	-	約 23
B班	<small>3直</small> 約 7.5※4	-	<small>1直</small> 約 4.0	<small>1直</small> 約 3.5	-	-	<small>2直</small> 約 2.2	約 17
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 55 ※4	<small>1直</small> 約 5.3	-	-	<small>2直</small> 約 2.6	<small>23直</small> 約 3.0	<small>3直</small> 約 1.2※5	約 67
E班	-	-	<small>2直</small> 約 3.4	<small>23直</small> 約 3.6	<small>3直</small> 約 2.3	-	<small>1直</small> 約 3.3※5	約 13

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
- ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※4 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
- ※5 本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目3直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班 (本評価では7日目1直の班と同じ班を想定) が入域を終了した時点で評価期間終了 (事象発生から168時間後) となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目3直の被ばく線量は、7日目3直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している。

表 6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 9.7※3	<small>23直</small> 約 7.3	<small>3直</small> 約 3.9	-	<small>1直</small> 約 5.0	<small>1直</small> 約 4.6	-	約 31
B班	<small>3直</small> 約 8.3※3	-	<small>1直</small> 約 6.0	<small>1直</small> 約 5.4	-	-	<small>2直</small> 約 3.4	約 23
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 640 ※3	<small>1直</small> 約 7.0	-	-	<small>2直</small> 約 4.0	<small>23直</small> 約 4.9	<small>3直</small> 約 1.9※4	約 660
E班	-	-	<small>2直</small> 約 4.8	<small>23直</small> 約 5.8	<small>3直</small> 約 3.1	-	<small>1直</small> 約 5.0※4	約 19

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※3 入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮
- ※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※5を参照)

表 6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 8.7※4	<small>23直</small> 約 5.3	<small>3直</small> 約 3.1	-	<small>1直</small> 約 2.9	<small>1直</small> 約 2.5	-	約 23
B班	<small>3直</small> 約 7.5※4	-	<small>1直</small> 約 17	<small>1直</small> 約 3.4	-	-	<small>2直</small> 約 2.0	約 29
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 55 ※4	<small>1直</small> 約 5.4	-	-	<small>2直</small> 約 2.5	<small>23直</small> 約 2.6	<small>3直</small> 約 1.1※4	約 66
E班	-	-	<small>2直</small> 約 3.3	<small>23直</small> 約 3.4	<small>3直</small> 約 2.2	-	<small>1直</small> 約 3.0※4	約 12

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
- ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※4 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
- ※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※5を参照)

表 6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 9.7※3	<small>23直</small> 約 7.9	<small>3直</small> 約 3.9	-	<small>1直</small> 約 3.7	<small>1直</small> 約 3.0	-	約 28
B班	<small>3直</small> 約 8.3※3	-	<small>1直</small> 約 20	<small>1直</small> 約 4.9	-	-	<small>2直</small> 約 2.1	約 35
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 640 ※3	<small>1直</small> 約 7.2	-	-	<small>2直</small> 約 2.9	<small>23直</small> 約 3.0	<small>3直</small> 約 1.2※4	約 660
E班	-	-	<small>2直</small> 約 4.5	<small>23直</small> 約 4.7	<small>3直</small> 約 2.4	-	<small>1直</small> 約 3.2※4	約 15

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※3 入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮
- ※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※5を参照)

表 7-1-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.3×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.7×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.6×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 67

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-1-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.3×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.3×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.5×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.6×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 660

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-2-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.2×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.6×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.7×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 6.4×10^{-3}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 66

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-2-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.3×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.2×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.5×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.7×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 6.4×10^{-3}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 660

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-1-1 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.9×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.7×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.2×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.5×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.0×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.1×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 55

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-1-2 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位 : mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.9×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.2×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.2×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.4×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.5×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.0×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.1×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 640

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-2-1 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.9×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.7×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.2×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.5×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.0×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.1×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 55

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-2-2 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.9×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.2×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.2×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.4×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.5×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.0×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.1×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 640

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/4）

項目		評価条件
停止時炉内内蔵量	発災プラント	2号炉
	評価事象	大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び 低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失
	炉心熱出力	2,436MWt
	原子炉運転時間	1 サイクル：10,000h（約 416 日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h
	取替炉心の 燃料装荷割合	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
大気拡散	気象資料	女川原子力発電所における1年間の気象データ (2012年1月～2012年12月) (地上約10m, 地上約71m)
	実効放出継続時間	全放出源：1時間
	建屋巻き込み	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 考慮する 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 考慮する 【排気筒】 巻き込みの影響はないため考慮しない
	累積出現頻度	小さい方から累積して97%
	放出源及び 放出源高さ	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 地上36m 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 地上0m 【排気筒】 地上80m ^{※1}
	着目方位	中央制御室 滞在時
入退域時		【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4方位 制御建屋出入口：6方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4方位 制御建屋出入口：6方位 【排気筒】 出入管理所：1方位 制御建屋出入口：1方位

※1 排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/4）

項目	評価条件	
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後（なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約5分後から漏えい）
	原子炉格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下 :1.0Pd で 0.9%/日 1~1.5Pd :1.5Pd で 1.1%/日 1.5~2Pd :2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積
	原子炉圧力容器から原子炉格納容器に 放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%
	原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮
	原子炉格納容器の 漏えい孔における捕集効果	未考慮
	原子炉格納容器内での 有機よう素の除去効果	未考慮
	原子炉格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレーによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サブプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価
	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]（上限 DF=200）
	サブプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：5
	原子炉格納容器から ベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.0×10^{-6} Te 類：約 2.0×10^{-7} Ba 類：約 8.1×10^{-8} Ru 類：約 1.0×10^{-8} La 類：約 8.1×10^{-10} Ce 類：約 2.0×10^{-9}

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/4）

項目		評価条件
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器から 原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.7×10^{-2} よう素類：約 1.0×10^{-3} Cs類：約 3.1×10^{-5} Te類：約 6.3×10^{-6} Ba類：約 2.5×10^{-6} Ru類：約 3.1×10^{-7} La類：約 2.5×10^{-8} Ce類：約 6.3×10^{-8}
		代替循環冷却系を用いて事象を収束することを 想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs類：約 3.6×10^{-5} Te類：約 7.2×10^{-6} Ba類：約 2.9×10^{-6} Ru類：約 3.6×10^{-7} La類：約 2.9×10^{-8} Ce類：約 7.2×10^{-8}
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 53 時間後
	原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：500 有機よう素：50
	原子炉建屋からの漏えい開始時刻	事故発生直後
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後
	非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h
	原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から 70 分後
	原子炉建屋の換気率	・事故発生から 70 分後～168 時間後： 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出) ・上記以外の期間： 無限大[回/日] (原子炉建屋からの漏えい)
	非常用ガス処理系の フィルタ装置の除去効果	未考慮

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（4/4）

	項目	主要条件
運転員の被ばく評価	中央制御室換気空調系再循環送風機及び再循環フィルタ装置 (風量, フィルタ除去効率及び起動遅れ時間)	【風量】 事故発生から0～0.5時間後：0m ³ /h 事故発生から0.5～168時間後：8,000m ³ /h (外気取込500m ³ /hを含む) 【チャコールフィルタ除去効率】 希ガス, 粒子状放射性物質：0% 無機よう素, 有機よう素：90% 【高性能エアフィルタ除去効率】 希ガス, 無機よう素, 有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9% 【起動遅れ時間】 0.5時間
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	1.0回/h
	中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から0～53時間後：0m ³ /h 事故発生から53～63時間後：30m ³ /h ^{*1} 事故発生から63～168時間後：0m ³ /h
	マスク防護係数	入退域時：50（1日目のみ1,000） 中央制御室滞在時：50（1日目のみ1,000）
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交代要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	【原子炉建屋内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2Rコード ・スカイシャインガンマ線：ANISNコード, G33-GP2Rコード 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2Rコード
	地表面への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着なし
	評価期間	7日間

※1 代替循環冷却系により事象収束する場合は加圧設備の効果を考慮しない

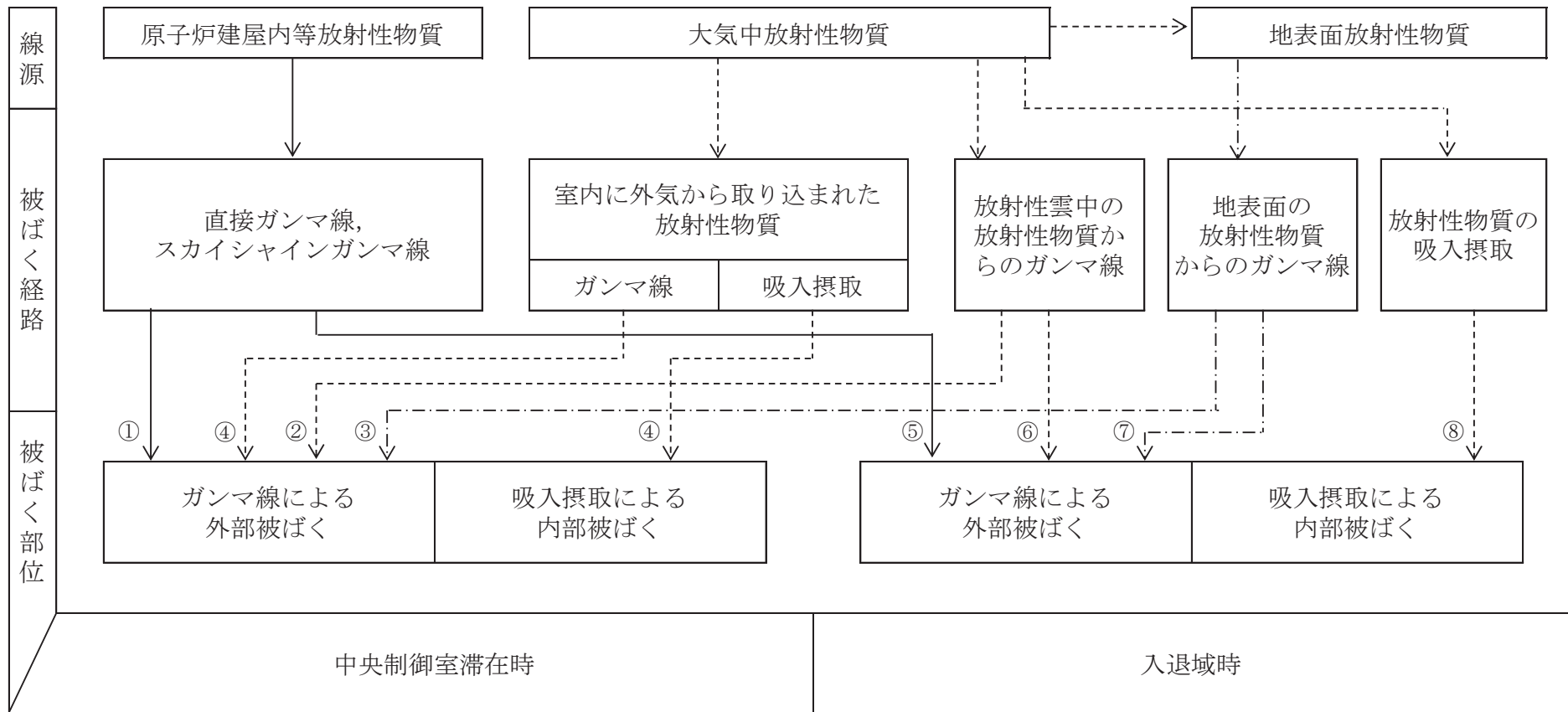


図1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

中央制御室内	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（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からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（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	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑥大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

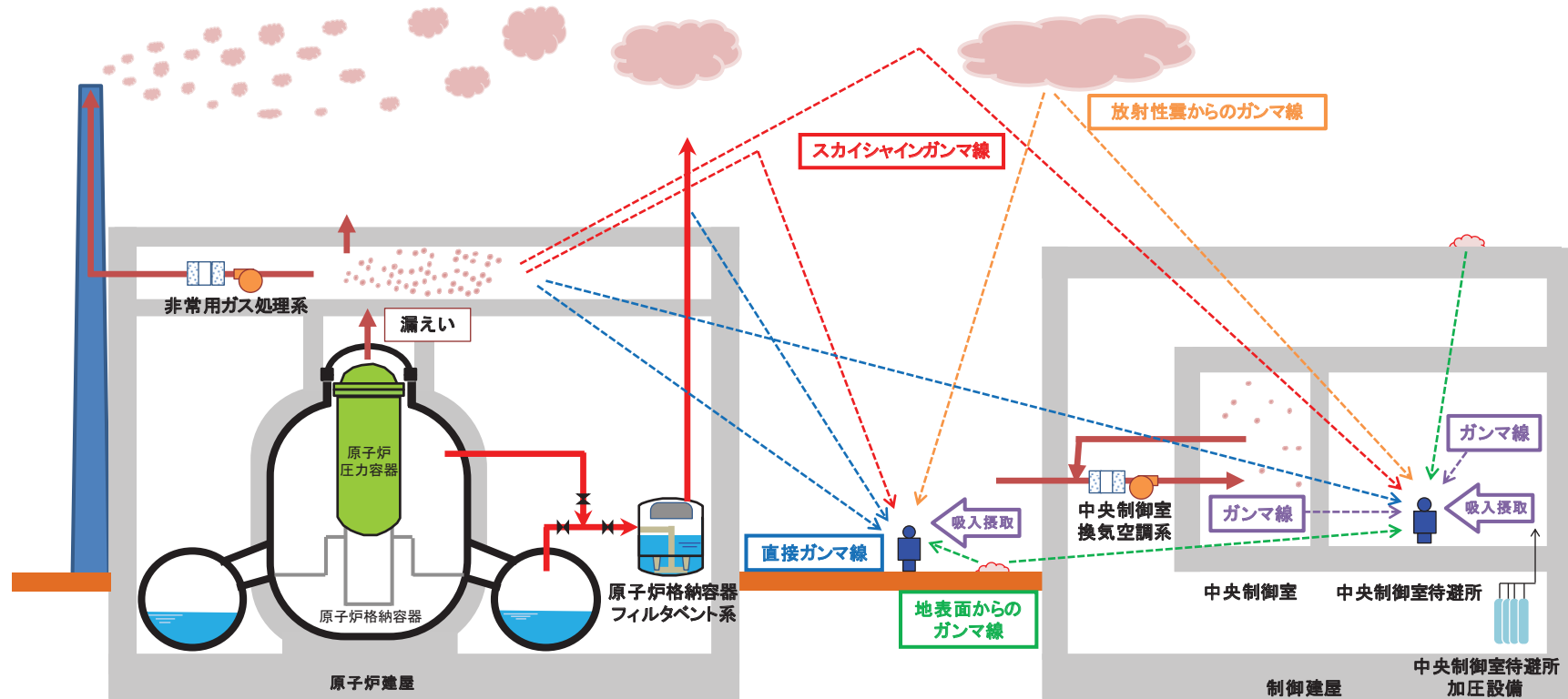


図2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

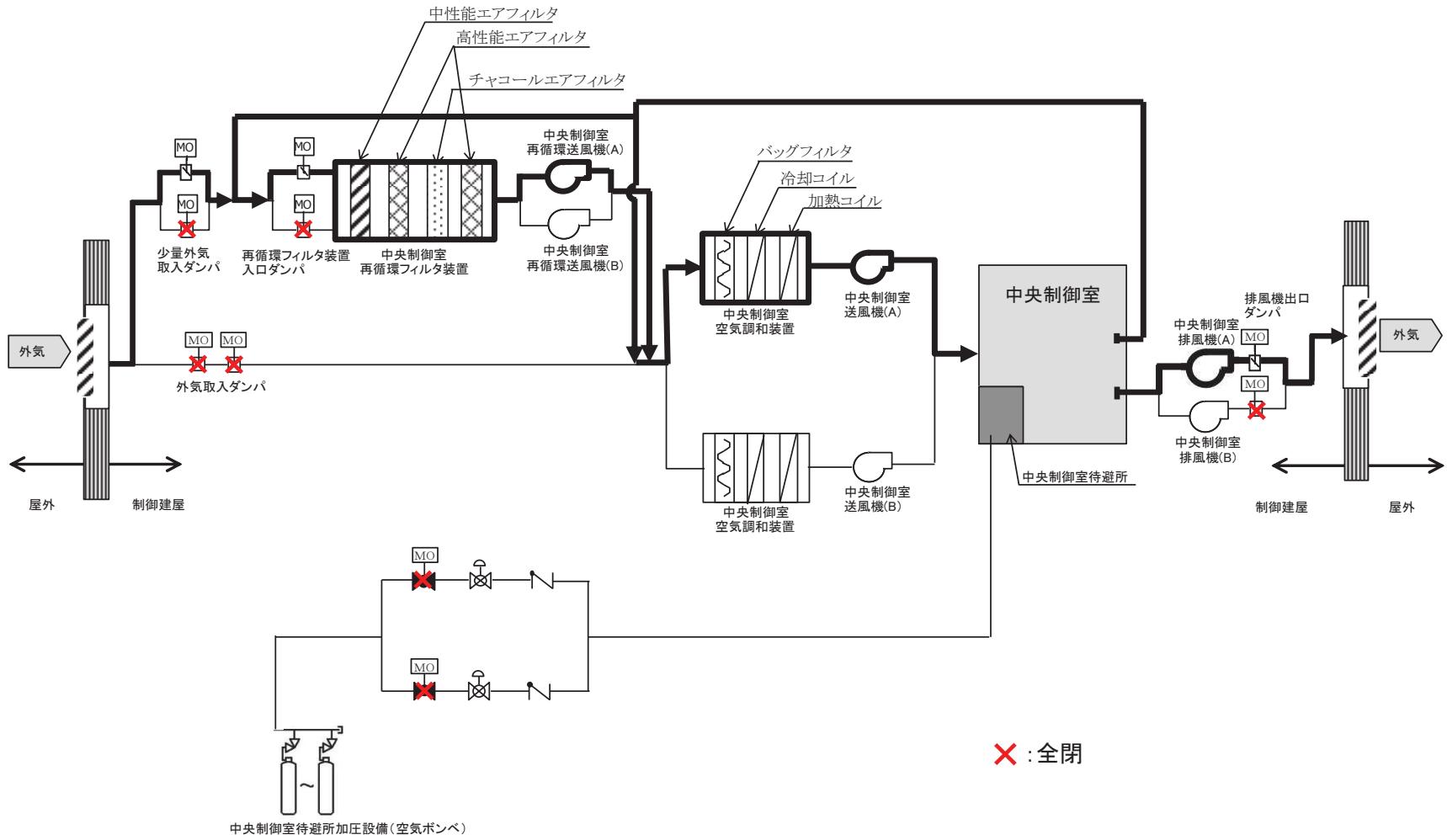


図3 中央制御室換気空調系(事故時運転モード(少量外気取入))の概要図

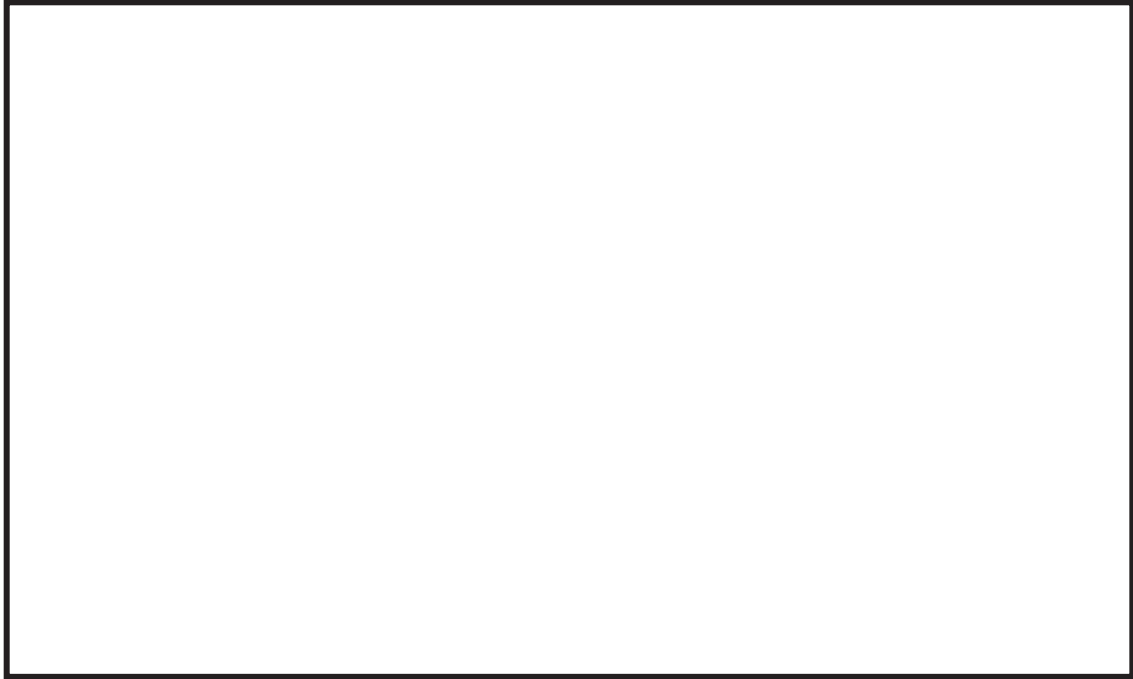
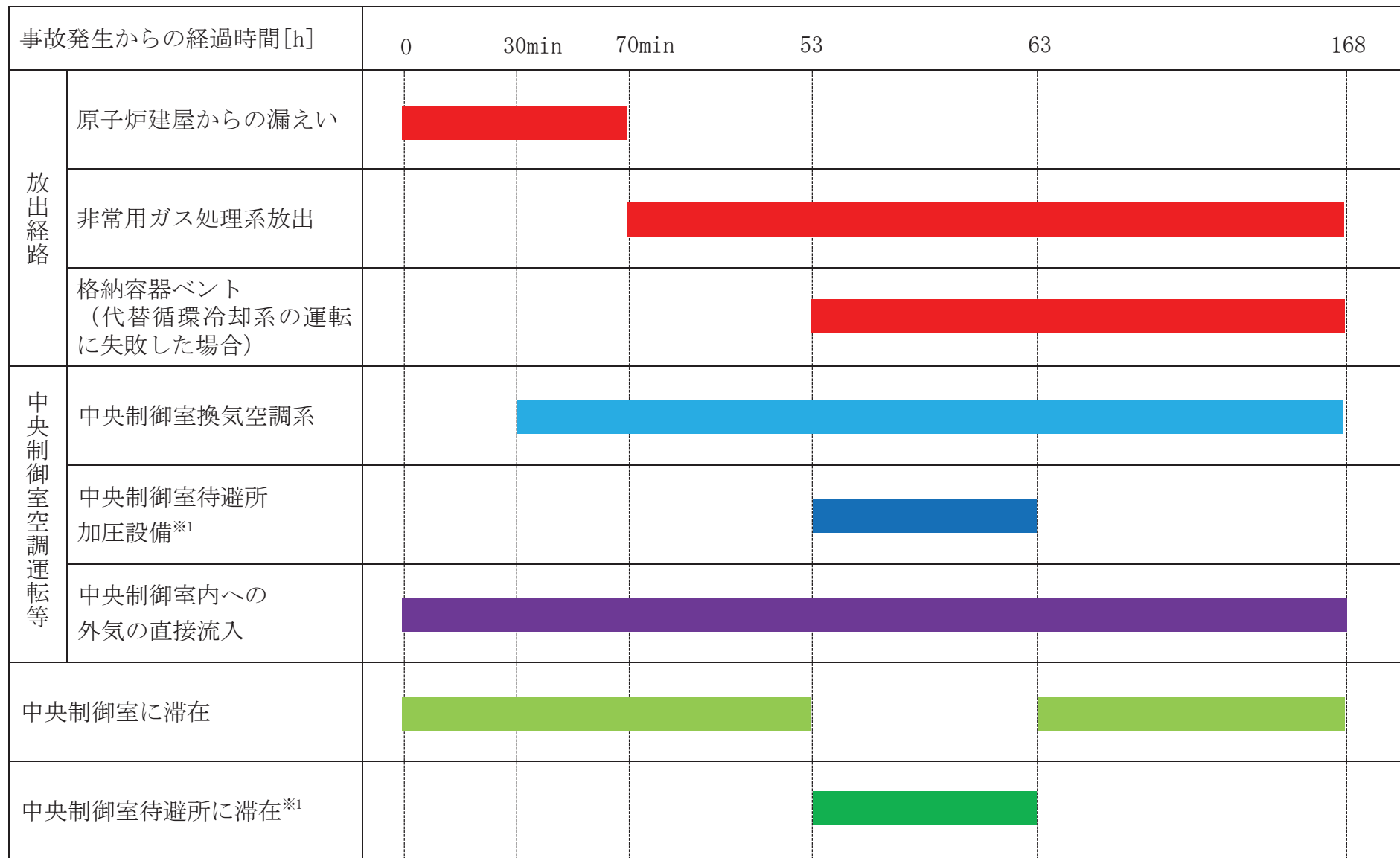


図 4 中央制御室待避所の設置場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合は考慮しない

図5 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	2号炉	運転号炉を想定	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失	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（添付資料 2-2, 2-20 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MWt	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル: 10,000h(約 416 日) 2 サイクル: 20,000h 3 サイクル: 30,000h 4 サイクル: 40,000h 5 サイクル: 50,000h	1 サイクル 13 ヶ月(395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル: 0.229 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 (2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	<p>原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい）</p> <p>格納容器ベント： 事故発生から約 53 時間後</p> <p>原子炉建屋漏えい： 事故発生直後</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 70 分後</p>	<p>原子炉格納容器漏えい： MAAP 解析に基づく</p> <p>格納容器ベント： MAAP 解析に基づく</p> <p>原子炉建屋漏えい： 原子炉建屋の負圧が解消している期間</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 原子炉建屋の負圧達成時間を参照（添付資料 2 2-6 参照）</p>	<p>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。</p>
格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない	—
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	<p>粒子状よう素：5%</p> <p>無機よう素：91%</p> <p>有機よう素：4%</p>	格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R. G. 1. 195 に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	<p>開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。</p> <p>【開口面積】 1Pd 以下：1.0Pd で 0.9%/日 1～1.5Pd：1.5Pd で 1.1%/日 1.5～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積</p>	AEC 式に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイによる除去効果 ・ 自然沈着による除去効果 ・ サプレッションチェンバのプール水による除去効果 上記を MAAP 解析で評価	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	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの動作については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4} (1/s) (上限 DF=200)	CSE 実験に基づき設定 (添付資料 2-2-5 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。
サプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素 : 5	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス : 1	—	—
	エアロゾル : 1,000 無機よう素 : 500 有機よう素 : 50	設計値	

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件(4/5)

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ベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.0×10^{-6} Te 類：約 2.0×10^{-7} Ba 類：約 8.1×10^{-8} Ru 類：約 1.0×10^{-8} La 類：約 8.1×10^{-10} Ce 類：約 2.0×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定（添付資料 2 2-3 参照） よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.7×10^{-2} よう素類：約 1.0×10^{-3} Cs 類：約 3.1×10^{-5} Te 類：約 6.3×10^{-6} Ba 類：約 2.5×10^{-6} Ru 類：約 3.1×10^{-7} La 類：約 2.5×10^{-8} Ce 類：約 6.3×10^{-8} 代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs 類：約 3.6×10^{-5} Te 類：約 7.2×10^{-6} Ba 類：約 2.9×10^{-6} Ru 類：約 3.6×10^{-7} La 類：約 2.9×10^{-8} Ce 類：約 7.2×10^{-8}	同上	同上

表 2-1-1 大気中への放出放射線評価条件 (5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋の換気率	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋負圧維持期間以外：無限大[回/日] 原子炉建屋負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[回/日]により屋外に放出 	<p>非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋内に放射性物質が保持されないものとした。</p> <p>非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定</p>	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h	非常用ガス処理系の設計値を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から 70 分後	非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 2-2-6 を参照）	—
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 (7日間積算値)
 (代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出	
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}	
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}	
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.8×10^{13}	
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.8×10^{13}	
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 3.0×10^{13}	
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.4×10^{12}	
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.9×10^{12}	
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.9×10^{11}	

表 2-1-3 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (格納容器ベントの実施を想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 4.3×10^{18}	約 1.1×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.0×10^{15}	約 3.4×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 8.2×10^8	約 2.6×10^{13}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 5.4×10^8	約 2.7×10^{13}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 5.3×10^8	約 2.9×10^{13}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 1.1×10^8	約 4.2×10^{12}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 6.3×10^7	約 2.8×10^{12}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 1.7×10^7	約 7.5×10^{11}

表 2-1-4 放射性物質の大気拡散評価条件(1/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> <p>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）（地上約10m）</p> <p>【排気筒】</p> <p>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）（地上71m）</p>	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> <p>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</p> <p>【排気筒】</p> <p>排気筒と同じ高さの高所風(地上約71m)の気象データを使用</p> <p>また、審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象データを使用 (添付資料22-7を参照)</p>	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出 継続時間	全放出源：1時間	保守的に1時間と設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上36m ・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上0m ・排気筒：地上80m 	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮 なお、建屋巻込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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 2-1-4 大気拡散条件(2/4)

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 (添付資料 2 2-8 を参照)	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	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する 原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する 排気筒：考慮しない 	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。 排気筒については高さが周囲の建屋の 2.5 倍以上あるため巻き込みの影響を受けない。	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	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	4.2 (2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室滞在時】</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系の給気口 中央制御室中心 <p>【入退域時】</p> <ul style="list-style-type: none"> 出入管理所 制御建屋出入口 	審査ガイドに示されたとおり設定。	4.2. (2)b. 2) 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が属する建屋の表面とする。 4.2. (2)b. 2) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

表 2-1-4 大気拡散条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	<p>中央制御室滞在時</p> <p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系 給気口：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>【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：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6 方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>【排気筒】 中央制御室換気空調系 給気口：1 方位 (ESE) 中央制御室中心：1 方位 (ESE)</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付資料 2-8 を参照)</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。</p>
	<p>入退域時</p> <p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>【排気筒】 出入管理所：1 方位 (SE) 制御建屋出入口：1 方位 (ESE)</p>		

表 2-1-4 大気拡散条件(4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	2,050m ²	審査ガイドに示された とおり設定 風向に垂直な投影面積 のうち最も小さいもの	4.2 (2)b.1) 風向に垂直 な代表建屋の投影面積を 求め、放射性物質の濃度 を求めるために大気拡散 式の入力とする。 4.2 (2)b.2) 建屋の影響 がある場合の多くは複数 の風向を対象に計算する 必要があるため、風向の 方位ごとに垂直な投影面 積を求める。ただし、対 象となる複数の方位の投 影面積の中で、最小面積 を、すべての方位の計算 の入力として共通に適用 することは、合理的であ り保守的である。
形状係数	1 / 2	「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)」に示されたと おり設定	4.2 (2)a. 放射性物質の 大気拡散の詳細は、「原 子力発電所中央制御室の 居住性に係る被ばく評価 手法について(内規)」 による。

表 2-1-5 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

放出源及び 放出源高さ*	評価点	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
原子炉格納容器フイ ルタベント系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブローア ウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-1-6 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	原子炉建屋内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、運転員の交替ごとの積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	4.3 (5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり (評価点高さ) 床面上 1.2m	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定(コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定)	4.3 (5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮蔽厚さ			
	評価点	中央制御室及び中央制御室待避所において、最も線量の高い箇所を選定	—	
評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード, G33-GP2R コード (参考) 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード		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。	—

表2-1-7 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) (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

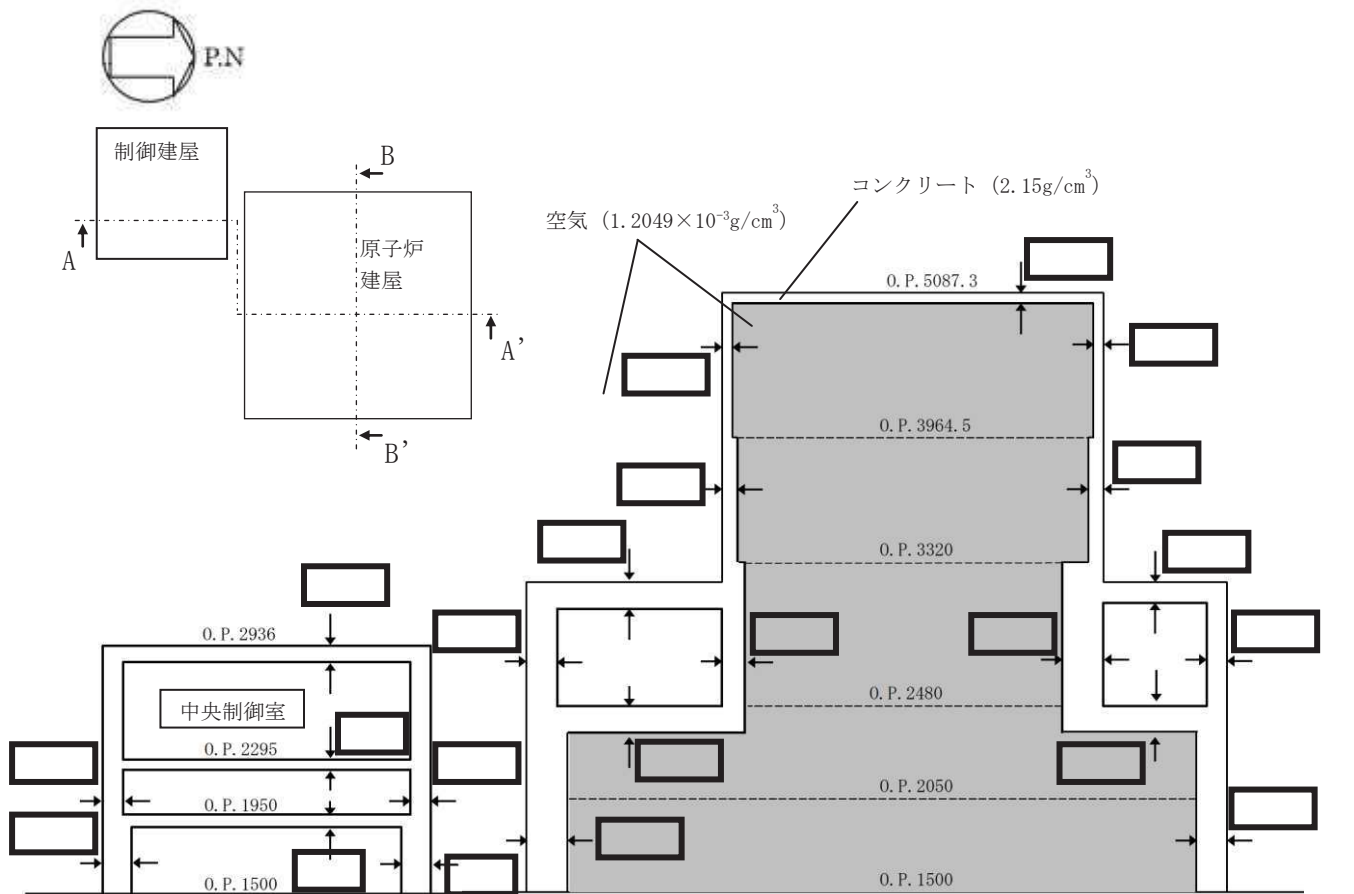
エネルギー (MeV)		線源強度 (photons) ※1						
下限	上限 (代表エネルギー)	24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間 後時点	144 時間 後時点	168 時間 後時点
—	1.00×10^{-2}	約 1.2×10^{20}	約 3.2×10^{20}	約 5.1×10^{20}	約 7.0×10^{20}	約 8.7×10^{20}	約 1.0×10^{21}	約 1.2×10^{21}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 1.3×10^{20}	約 3.5×10^{20}	約 5.7×10^{20}	約 7.7×10^{20}	約 9.7×10^{20}	約 1.2×10^{21}	約 1.3×10^{21}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 7.2×10^{19}	約 2.0×10^{20}	約 3.2×10^{20}	約 4.4×10^{20}	約 5.5×10^{20}	約 6.4×10^{20}	約 7.2×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 6.7×10^{20}	約 2.2×10^{21}	約 4.0×10^{21}	約 5.8×10^{21}	約 7.5×10^{21}	約 9.1×10^{21}	約 1.1×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.8×10^{19}	約 4.3×10^{19}	約 6.4×10^{19}	約 8.4×10^{19}	約 1.0×10^{20}	約 1.2×10^{20}	約 1.3×10^{20}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.2×10^{19}	約 2.8×10^{19}	約 4.3×10^{19}	約 5.6×10^{19}	約 6.8×10^{19}	約 7.9×10^{19}	約 8.9×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 9.6×10^{19}	約 3.2×10^{20}	約 5.9×10^{20}	約 8.6×10^{20}	約 1.1×10^{21}	約 1.3×10^{21}	約 1.6×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 4.8×10^{20}	約 1.6×10^{21}	約 2.9×10^{21}	約 4.3×10^{21}	約 5.6×10^{21}	約 6.7×10^{21}	約 7.8×10^{21}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 9.0×10^{18}	約 1.8×10^{19}	約 2.6×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 3.7×10^{19}	約 4.2×10^{19}	約 4.6×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.5×10^{20}	約 2.9×10^{20}	約 3.3×10^{20}	約 3.4×10^{20}	約 3.5×10^{20}	約 3.6×10^{20}	約 3.6×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.0×10^{20}	約 5.7×10^{20}	約 6.6×10^{20}	約 6.9×10^{20}	約 7.1×10^{20}	約 7.2×10^{20}	約 7.3×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.9×10^{19}	約 6.9×10^{19}	約 1.1×10^{20}	約 1.6×10^{20}	約 2.0×10^{20}	約 2.4×10^{20}	約 2.7×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.4×10^{19}	約 3.5×10^{19}	約 5.6×10^{19}	約 7.8×10^{19}	約 9.9×10^{19}	約 1.2×10^{20}	約 1.4×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 2.2×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 5.1×10^{19}	約 5.8×10^{19}	約 6.3×10^{19}	約 6.6×10^{19}	約 6.9×10^{19}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 7.2×10^{17}	約 1.3×10^{18}	約 1.7×10^{18}	約 1.9×10^{18}	約 2.1×10^{18}	約 2.2×10^{18}	約 2.3×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 3.2×10^{19}	約 5.9×10^{19}	約 7.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 9.2×10^{19}	約 9.7×10^{19}	約 1.0×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.6×10^{19}	約 6.7×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 9.7×10^{19}	約 1.0×10^{20}	約 1.1×10^{20}	約 1.2×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.0×10^{19}	約 1.6×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.6×10^{19}	約 2.8×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.1×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 3.9×10^{19}	約 4.5×10^{19}	約 4.9×10^{19}	約 5.3×10^{19}	約 5.5×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 1.6×10^{19}	約 2.1×10^{19}	約 2.3×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.6×10^{19}	約 2.6×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 4.7×10^{17}	約 6.3×10^{17}	約 6.9×10^{17}	約 7.3×10^{17}	約 7.6×10^{17}	約 7.8×10^{17}	約 7.9×10^{17}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 7.5×10^{18}	約 1.0×10^{19}	約 1.1×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.3×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 3.2×10^{18}	約 3.7×10^{18}	約 3.9×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.1×10^{18}	約 4.1×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 6.8×10^{18}	約 7.9×10^{18}	約 8.2×10^{18}	約 8.4×10^{18}	約 8.5×10^{18}	約 8.6×10^{18}	約 8.7×10^{18}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.1×10^{19}	約 2.1×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.5×10^{17}	約 7.8×10^{17}	約 7.9×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.1×10^{17}	約 8.1×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}
3.50×10^0	4.00×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}
4.00×10^0	4.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
4.50×10^0	5.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
5.00×10^0	5.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
5.50×10^0	6.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
6.00×10^0	6.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
6.50×10^0	7.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
7.00×10^0	7.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
7.50×10^0	8.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
8.00×10^0	1.00×10^1	約 3.4×10^4	約 5.6×10^4	約 7.0×10^4	約 8.0×10^4	約 8.6×10^4	約 9.1×10^4	約 9.5×10^4
1.00×10^1	1.20×10^1	約 1.7×10^4	約 2.8×10^4	約 3.5×10^4	約 4.0×10^4	約 4.3×10^4	約 4.6×10^4	約 4.8×10^4
1.20×10^1	1.40×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0

※1 有効数字3桁目を四捨五入した値

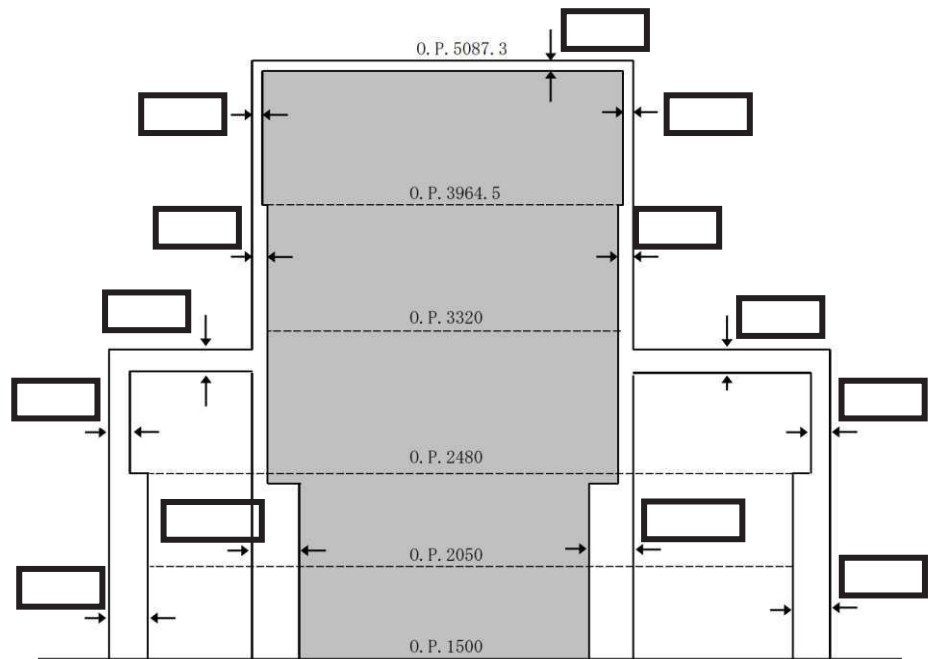
表2-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度(2/2) (格納容器ベントの実施を想定する場合)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons) ※1						
下限	上限 (代表エネルギー)	24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間 後時点	144 時間 後時点	168 時間 後時点
—	1.00×10^{-2}	約 1.2×10^{20}	約 3.5×10^{20}	約 5.8×10^{20}	約 7.0×10^{20}	約 7.7×10^{20}	約 8.0×10^{20}	約 8.2×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 1.3×10^{20}	約 3.9×10^{20}	約 6.5×10^{20}	約 7.8×10^{20}	約 8.5×10^{20}	約 8.9×10^{20}	約 9.1×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 7.2×10^{19}	約 2.2×10^{20}	約 3.7×10^{20}	約 4.5×10^{20}	約 4.8×10^{20}	約 5.0×10^{20}	約 5.1×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 6.7×10^{20}	約 2.5×10^{21}	約 4.7×10^{21}	約 5.8×10^{21}	約 6.4×10^{21}	約 6.8×10^{21}	約 6.9×10^{21}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.8×10^{19}	約 4.7×10^{19}	約 7.3×10^{19}	約 8.6×10^{19}	約 9.2×10^{19}	約 9.6×10^{19}	約 9.7×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.2×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 4.9×10^{19}	約 5.7×10^{19}	約 6.1×10^{19}	約 6.4×10^{19}	約 6.5×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 9.6×10^{19}	約 3.7×10^{20}	約 6.8×10^{20}	約 8.5×10^{20}	約 9.5×10^{20}	約 9.9×10^{20}	約 1.0×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 4.8×10^{20}	約 1.8×10^{21}	約 3.4×10^{21}	約 4.3×10^{21}	約 4.7×10^{21}	約 5.0×10^{21}	約 5.1×10^{21}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 9.0×10^{18}	約 2.0×10^{19}	約 2.9×10^{19}	約 3.3×10^{19}	約 3.4×10^{19}	約 3.6×10^{19}	約 3.6×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.5×10^{20}	約 3.1×10^{20}	約 3.7×10^{20}	約 3.8×10^{20}	約 3.8×10^{20}	約 3.8×10^{20}	約 3.8×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.0×10^{20}	約 6.3×10^{20}	約 7.4×10^{20}	約 7.6×10^{20}	約 7.6×10^{20}	約 7.6×10^{20}	約 7.7×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.9×10^{19}	約 7.6×10^{19}	約 1.3×10^{20}	約 1.5×10^{20}	約 1.7×10^{20}	約 1.8×10^{20}	約 1.8×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.4×10^{19}	約 3.8×10^{19}	約 6.3×10^{19}	約 7.7×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.9×10^{19}	約 9.1×10^{19}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 2.2×10^{19}	約 4.4×10^{19}	約 5.6×10^{19}	約 5.9×10^{19}	約 6.0×10^{19}	約 6.1×10^{19}	約 6.1×10^{19}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 7.2×10^{17}	約 1.5×10^{18}	約 1.9×10^{18}	約 2.0×10^{18}	約 2.0×10^{18}	約 2.0×10^{18}	約 2.0×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 3.2×10^{19}	約 6.4×10^{19}	約 8.2×10^{19}	約 8.7×10^{19}	約 8.8×10^{19}	約 8.9×10^{19}	約 9.0×10^{19}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.6×10^{19}	約 7.3×10^{19}	約 9.3×10^{19}	約 9.8×10^{19}	約 1.0×10^{20}	約 1.0×10^{20}	約 1.0×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.0×10^{19}	約 1.7×10^{19}	約 2.1×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.2×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.1×10^{19}	約 3.5×10^{19}	約 4.2×10^{19}	約 4.3×10^{19}	約 4.4×10^{19}	約 4.4×10^{19}	約 4.4×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 1.5×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 4.7×10^{17}	約 6.5×10^{17}	約 7.2×10^{17}	約 7.3×10^{17}	約 7.3×10^{17}	約 7.4×10^{17}	約 7.4×10^{17}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 7.5×10^{18}	約 1.0×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 3.2×10^{18}	約 3.8×10^{18}	約 3.9×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 6.8×10^{18}	約 8.0×10^{18}	約 8.3×10^{18}	約 8.4×10^{18}	約 8.5×10^{18}	約 8.5×10^{18}	約 8.5×10^{18}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.5×10^{17}	約 7.8×10^{17}	約 7.9×10^{17}	約 7.9×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.0×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}
3.50×10^0	4.00×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}
4.00×10^0	4.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
4.50×10^0	5.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
5.00×10^0	5.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
5.50×10^0	6.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
6.00×10^0	6.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
6.50×10^0	7.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
7.00×10^0	7.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
7.50×10^0	8.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
8.00×10^0	1.00×10^1	約 3.4×10^4	約 5.6×10^4	約 7.0×10^4	約 7.8×10^4	約 8.3×10^4	約 8.6×10^4	約 8.8×10^4
1.00×10^1	1.20×10^1	約 1.7×10^4	約 2.8×10^4	約 3.5×10^4	約 3.9×10^4	約 4.1×10^4	約 4.3×10^4	約 4.4×10^4
1.20×10^1	1.40×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0

※1 有効数字3桁目を四捨五入した値



A-A' 断面図



B-B' 断面図

※ 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

単位：cm

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

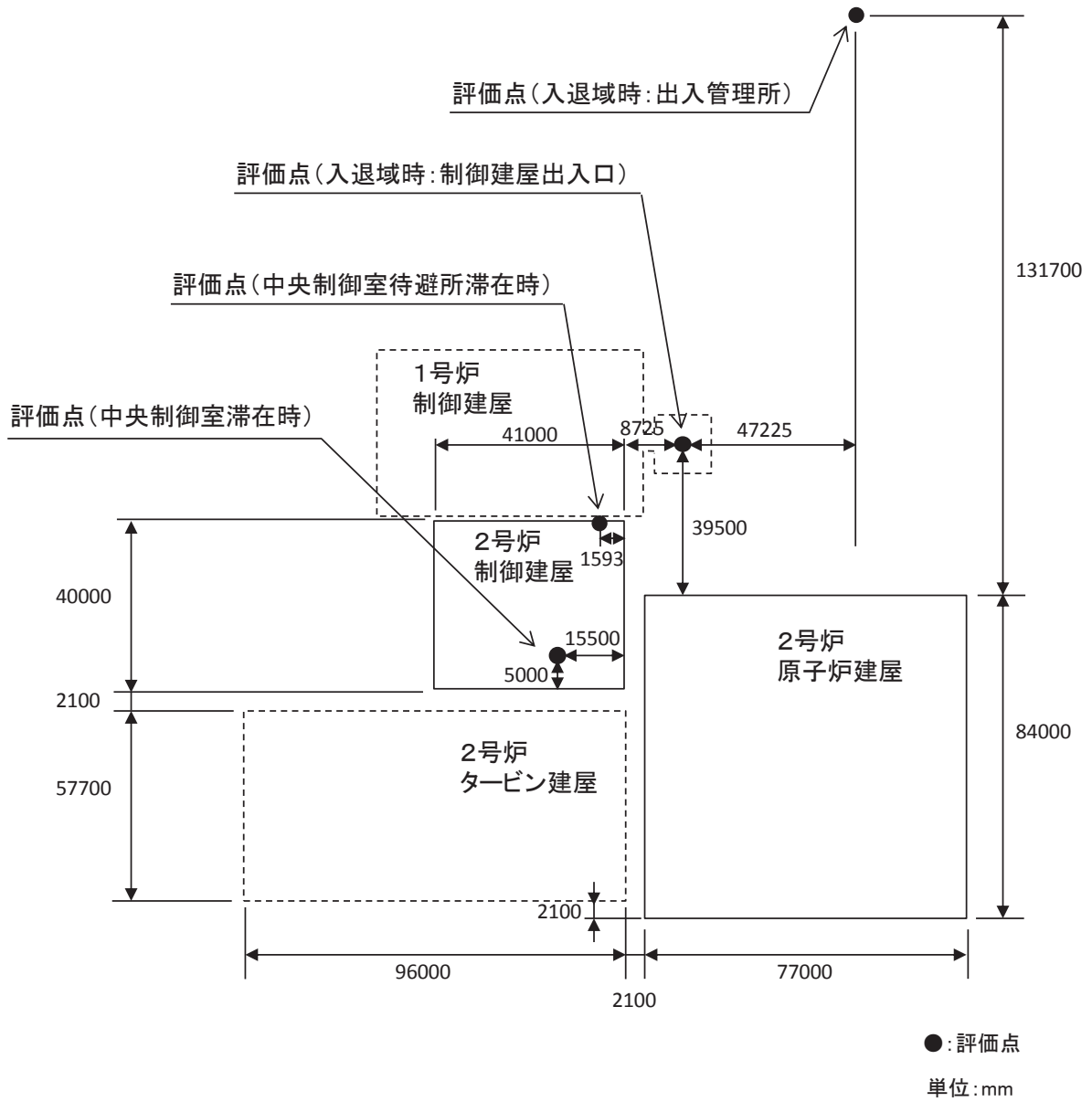


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/2)

表 2-1-8 防護装置の設備条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環ファン流量	事故発生から 0分～30分：0m ³ /h 30分～168時間：8,000m ³ /h	炉心の著しい損傷が発生した場合には恒設の中央制御室換気空調系のチャコールフィルタ及び高性能エアフィルタにより放射性物質を低減	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。
事故時における外気取り込み	事故時運転モード（少量外気取入）： 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）
中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から0～53時間後：0m ³ /h 事故発生から53～63時間後：30m ³ /h ^{※1} 事故発生から63～168時間後：0m ³ /h ※1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（数時間（添付資料 2 2-4 図 2-4-5 参照））に余裕を持たせ、加圧設備による正圧化時間を10時間と設定		

表 2-1-8 防護装置の設備条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：0% 有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9%	設計値を基に設定	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置チャコールフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：90% 有機よう素：90% 粒子状放射性物質：0%	同上	同上
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	1.0 回/h	「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、1,2号炉の中央制御室（空間容積：14,000m ³ ）について空気流入率試験を実施した結果、最大で0.21回/hであり、空気流入量換算では2,940m ³ /hであった。仮に2号炉中央制御室（空間容積：8,900m ³ ）のみへの空気流入量を2,940m ³ /hと仮定すると、換気率換算で0.33回/hとなるため、被ばく評価においては保守的に1.0回/hとして設定した。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 2-1-8 防護装置の設備条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	中央制御室バウンダリ： 8,900m ³ 中央制御室内待避所： 148m ³	設計値を基に設定	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。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室バウンダリ： 8,900m ³ 中央制御室内待避所： 148m ³	同上	同上
マスクの防護係数	入退域時：50 (1日目のみ1,000) 中央制御室滞在時：50 (1日目のみ1,000)	性能上期待できる値(添付資料22-12参照)。入退域時及び中央制御室滞在中ともにマスクの着用を考慮した。	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。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交替	考慮する	運用を基に設定	③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
入退域に要する時間	入域及び退域でそれぞれ1回当たり、 ・出入管理所に7分とどまるものとする ・制御建屋出入口に5分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	—

表 2-1-9 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—
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	エアロゾル粒子 : 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 (降 水時における沈着率は乾 燥時の 2~3 倍大きい) を参考に、湿性沈着を考 慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の 4 倍を設 定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※1} 及び NRPB-R322 より設 定。(添付資料 2 2-9, 2-10, 2-11 を参照)	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"

2-2 事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、評価事象として、重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。

女川原子力発電所2号炉においては、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。

なお、女川原子力発電所2号炉においては、炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

1. 事象の概要（格納容器ベント実施時）

- (1) 大破断LOCA が発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- (2) 更に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- (3) その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約53時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

2. 想定事故シナリオ選定

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

(1) 起因事象の選定

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

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

プラント外部で発生する事象については、地震、津波、及び、地震・津波以外の自然現象の55事象から、地域性等を考慮して11事象（洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地すべり、火山、生物学的事象、森林火災）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プ

ラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(2) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

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

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

表2-2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

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

(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(2) で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失）に加えて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計5つを想定している^{※1}。

これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA時注水機能喪失とDCHに集約されているため、LOCA時注水機能喪失とDCHのうち、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を確認した結果、LOCA時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。

以上より、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。

なお、前述のとおり、炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一には代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。

※1 格納容器破損モード「DCH」、 「FCI」及び「MCCI」は、重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが、「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37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。

2-3 核分裂生成物の放出割合について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価にあたっては、放射性物質の格納容器外への放出割合をMAAPコードとNUREG-1465の知見を利用し評価している。

大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失するシナリオ (W/W ベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果 (事故発生から 168 時間後時点) を表 2-3-3 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 2-3-3 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 2-3-3 によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合 (10^{-6} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が大きい (10^{-5} オーダー) という結果となっている。

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

表 2-3-4 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 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、表 2-3-5 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壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{※1}、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件 (酸化条件 or 還元条件) に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究 (JAEA-Review 2013-034, 2013 年 12 月)」

表 2-3-3 の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これ

は、大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後も、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI から、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及び Mo) の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

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

以上のことから、大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

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

なお、事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展 (炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない) と NUREG-1465 の想定と比較は表 2-3-1 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 2-3-6 に示す。

表 2-3-1 MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップからの放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器を破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 30 分 ^{※1}	約 30 分～約 3.0 時間 ^{※2}
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2500K）

※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価方法は以下に示すとおり。

1. 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合ともに MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は CsI グループと CsOH グループの放出割合^{※1※2} 及び I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する。

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

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I : 停止直後の I 元素の炉心内内蔵重量

M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量

W_I : I の原子量

W_{Cs} : Cs の原子量

※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

- ① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。
- ② ①の評価をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。
- ③ ②の結果を MAAP コードにインプットし、MAAP コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。
- ④ 各化合物は表 2-3-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。
核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内

蔵量の和として評価している。

表 2-3-2 各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む)
希ガス	Xe, Kr	
CsI	CsI, RbI	
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂	
SrO	SrO	
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TcO ₂ , RhO ₂	
CsOH	CsOH, RbOH	
BaO	BaO	
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃ , ZrO ₂ , NbO ₂ , AmO ₂ , CmO ₂	
CeO ₂	CeO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂	
Sb	Sb	
UO ₂	UO ₂	

※表中に示す Te₂ の炉内内蔵量[kg]は、停止時に炉内に存在する Te 元素の全量が Te₂ の形態で存在する場合の値に相当する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず，MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合，希ガスグループの放出割合及び NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一^{※1}とし，Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が，168 時間経過時点において NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。表 2-3-7 及び表 2-3-8 に NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

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

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
$F_{\text{noble gass}}(T)$: 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とき以外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，格納容器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。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は，「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

(2) 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いは Cs と同一※2 とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168 時間経過時点において NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$$

$F(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
γ_i	: NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの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

※2 中・低揮発性の核種グループは原子炉格納容器内で粒子状物質として振る舞い、沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されることが考えられる。また、事故発生後、原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

本評価では、中・低揮発性の核種グループ同様、原子炉格納容器内で粒子状物質として除去される Cs を代表として参照し、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を、「各時刻における Cs の漏えい割合」に比例するものとした。

表 2-3-3 MAAP 解析による放出割合の評価結果
 (炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.5×10^{-1}
CsI	約 1.5×10^{-6}
TeO ₂	約 2.6×10^{-7}
SrO	約 3.9×10^{-5}
MoO ₂	約 1.4×10^{-7}
CsOH	約 9.9×10^{-7}
BaO	約 1.6×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 3.9×10^{-5}
CeO ₂	約 3.9×10^{-5}
Sb	約 2.7×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs ^{※1}	約 1.1×10^{-6}

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価 (評価式は参考 1 を参照)

表 2-3-4 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	¹³⁵ 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ふ。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る。

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

表 2-3-5 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 グラント (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5.6号機サーベ スビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫12棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
試料採取日														
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	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	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	*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 2-3-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
(炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.5×10^{-1}
CsI	約 1.5×10^{-6}
TeO ₂	約 2.1×10^{-7}
SrO	約 8.2×10^{-8}
MoO ₂	約 1.1×10^{-8}
CsOH	約 9.9×10^{-7}
BaO	約 8.2×10^{-8}
La ₂ O ₃	約 8.2×10^{-10}
CeO ₂	約 2.1×10^{-9}
Sb	約 2.1×10^{-7}
Te ₂	0 ^{※2}
UO ₂	0 ^{※2}
Cs ^{※1}	約 1.1×10^{-6}

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は参考 1 を参照）

※2 本評価において「Te₂グループ」及び「UO₂グループ」の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであるため、NUREG-1465 の知見を用いた補正の対象外とした。

表 2-3-7 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※ ¹
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※1 NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照 (NUREG-1465 では、「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。)

表 2-3-8 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

セシウムの放出割合の評価方法

1. セシウムの放出割合

(1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\text{CsI の初期重量[kg]} = M_I + M_I/W_I \times W_{Cs}$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs}$$

セシウム元素初期重量[kg] : M_{Cs}

よう素元素初期重量[kg] : M_I

セシウム原子量[-] : W_{Cs}

よう素原子量[-] : W_I

(2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]} &= M_{Cs} - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} \\ &= M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs} \end{aligned}$$

(3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$$

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

(4) セシウムの放出割合

1. (3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価

$$\begin{aligned} \text{セシウムの放出割合} &= \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量} \\ &= M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y \\ &= Y + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I (X - Y) \end{aligned}$$

以上

2-4 放射性物質の大気放出過程について

原子炉格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質は、原子炉格納容器フィルタベント系を經由し大気中に放出される。

また、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を經由して、又は直接大気中に放出される。

大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式^{※1}を以下に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 2-4-1 から図 2-4-4 に示し、大気中への放出トレンドを図 2-4-5 から図 2-4-7 に示す。

※1 各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。

1. 原子炉格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow FCIS}(t) \times \frac{1}{DF_1 \cdot DF_2}$$

$q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合 [1/s]

$q_{PCV \rightarrow FCIS}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの流入割合 [1/s]

(格納容器からサブプレッションチェンバの排気ライン)

DF_1 : 原子炉格納容器フィルタベント系の除去係数 [-]^{※1}

DF_2 : よう素フィルタの除去係数 [-]^{※1}

※1 除去係数は添付資料 2 2-1 を参照

2. 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質

① 事故発生から原子炉建屋の負圧達成まで（事故発生 70 分後^{※1}まで）

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow R/B}(t) \quad (t < T_1)^{\text{※2}}$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの
原子炉建屋からの大気中への放出割合 [1/s]

$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 [1/s]

T_1 : 原子炉建屋の負圧達成時間（事故発生 70 分後） [s]

※1 SGTS 起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 2 2-6 を参照）

※2 この期間では原子炉建屋の負圧が達成されていないことから、放射性物質は原子炉

建屋から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては、原子炉建屋の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

②原子炉建屋負圧達成後

(事故発生 70 分後から 168 時間後 (評価期間 (7 日間) 中で SGTS は停止しないことを想定)

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (t \geq T_1)^{\ast 1}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{\ast 2} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの
原子炉建屋から大気中への放出割合 [1/s]

$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 [1/s]

$Q_{R/B}(t)$: 時刻 t における原子炉建屋内での存在割合 [-]

λ : 原子炉建屋の換気率 [1/s]
(原子炉建屋の設計気密度を基に設定^{※3})

T_1 : 原子炉建屋の負圧達成時間 (事故発生 70 分後) [s]

※1 この期間では原子炉建屋の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されず、SGTS を経由して大気中へ放出される。

※2 原子炉建屋の負圧達成時間 (T_1) における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建屋内での存在割合は、保守的に時刻 T_1 までに原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋内に存在するものとして評価した。

※3 原子炉建屋の換気率は、SGTS を用いる場合の原子炉建屋の設計換気率 (0.5 回/日) を採用している。

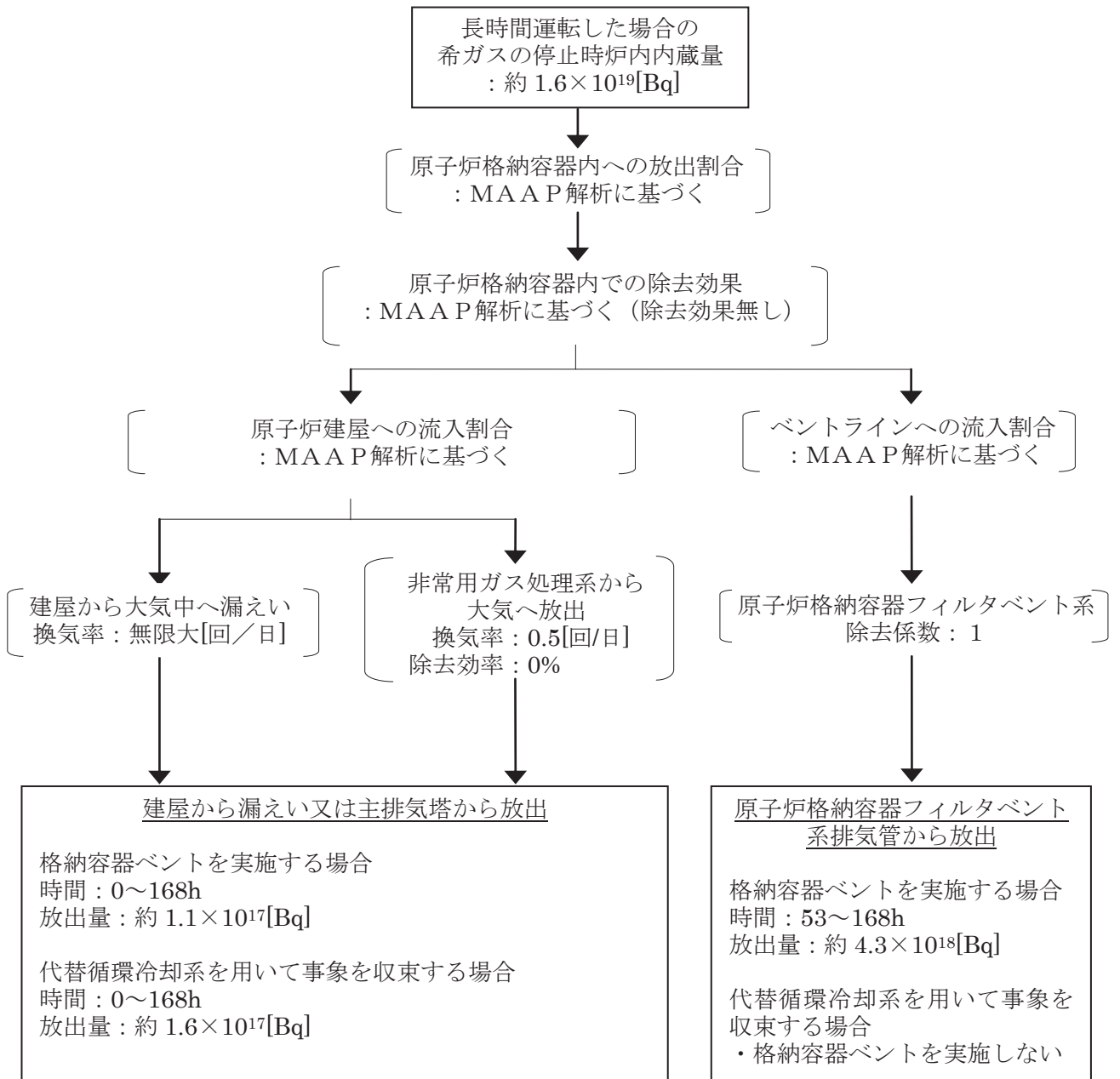


図 2-4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

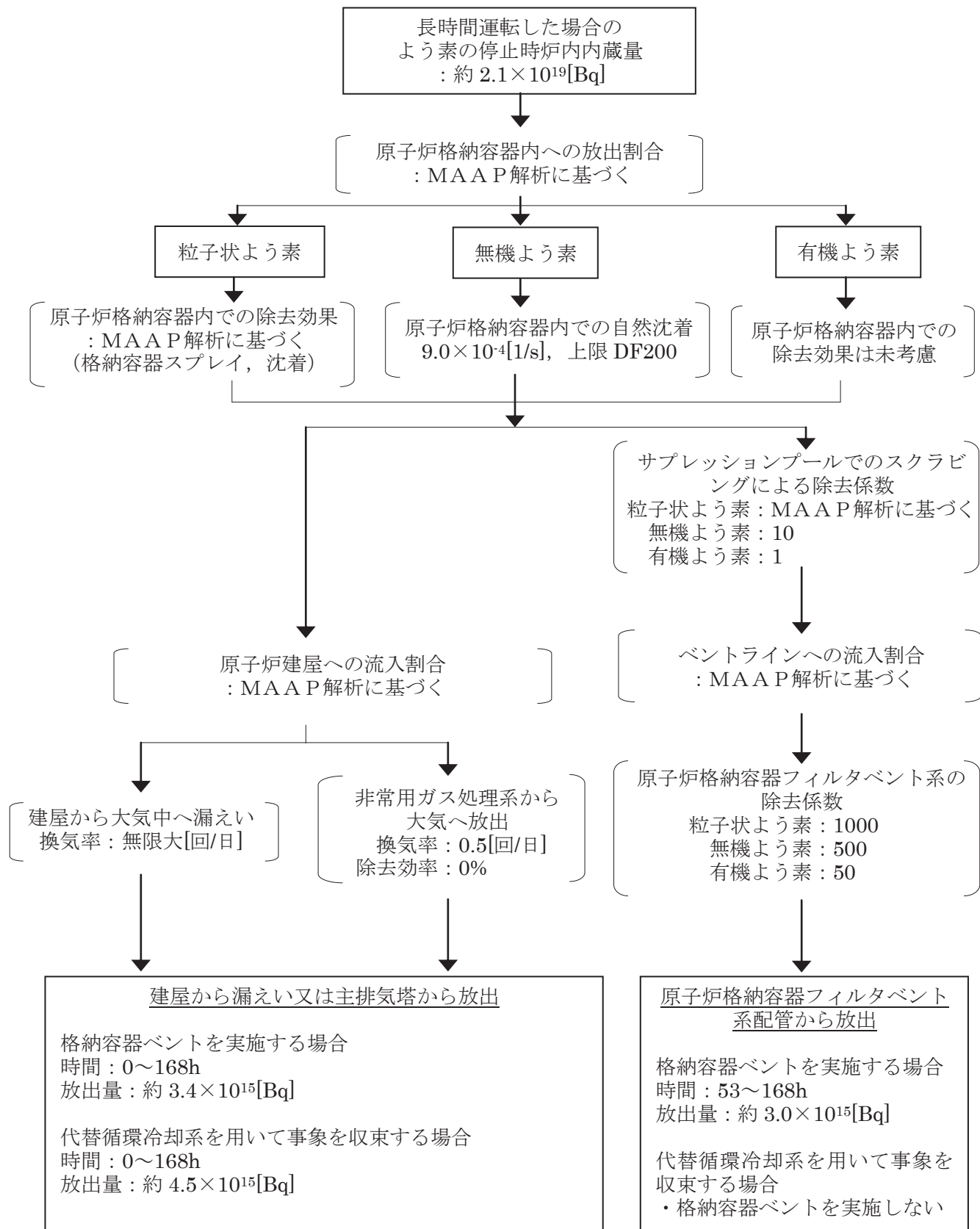


図 2-4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

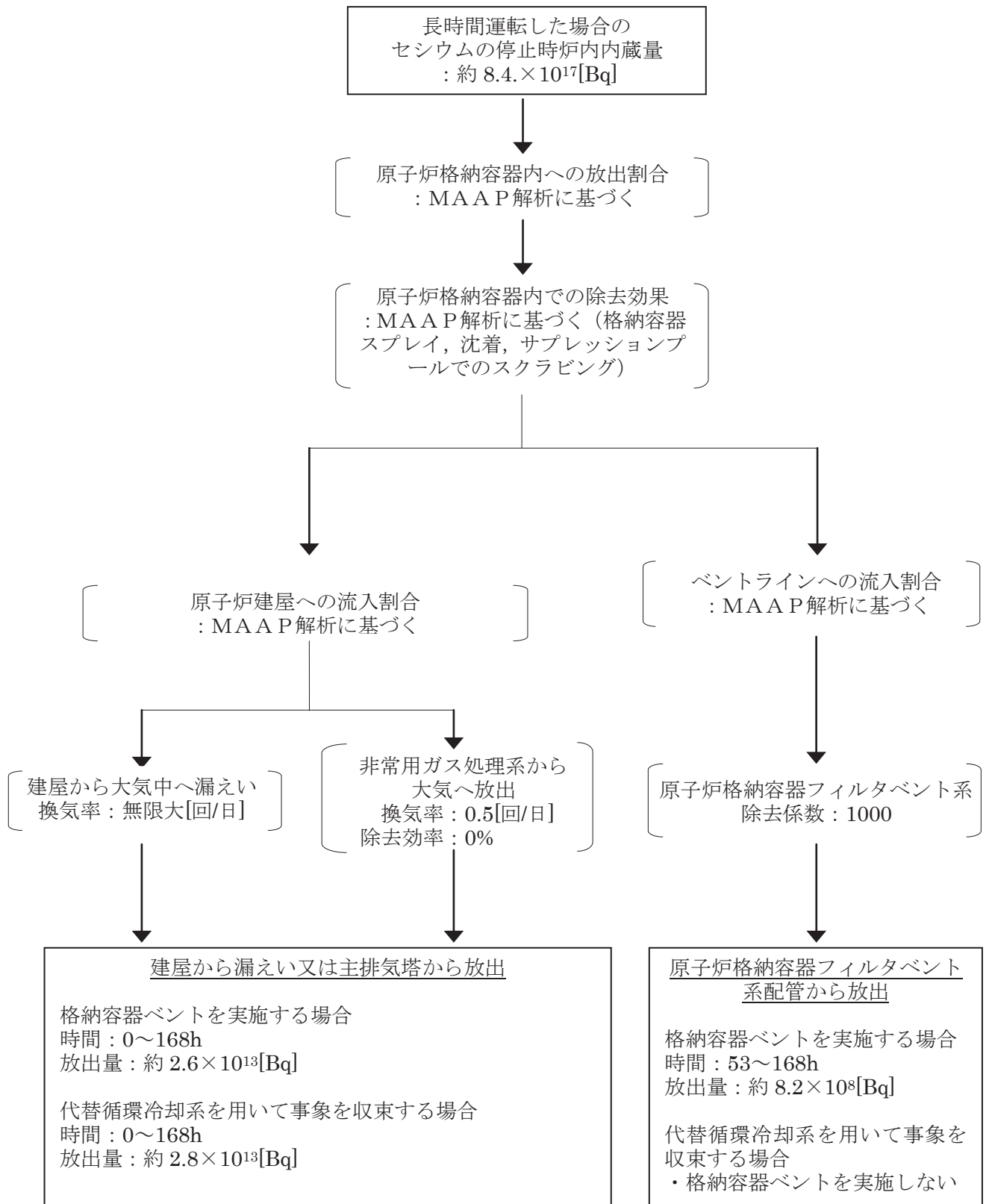


図 2-4-3 炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウムの大気放出過程

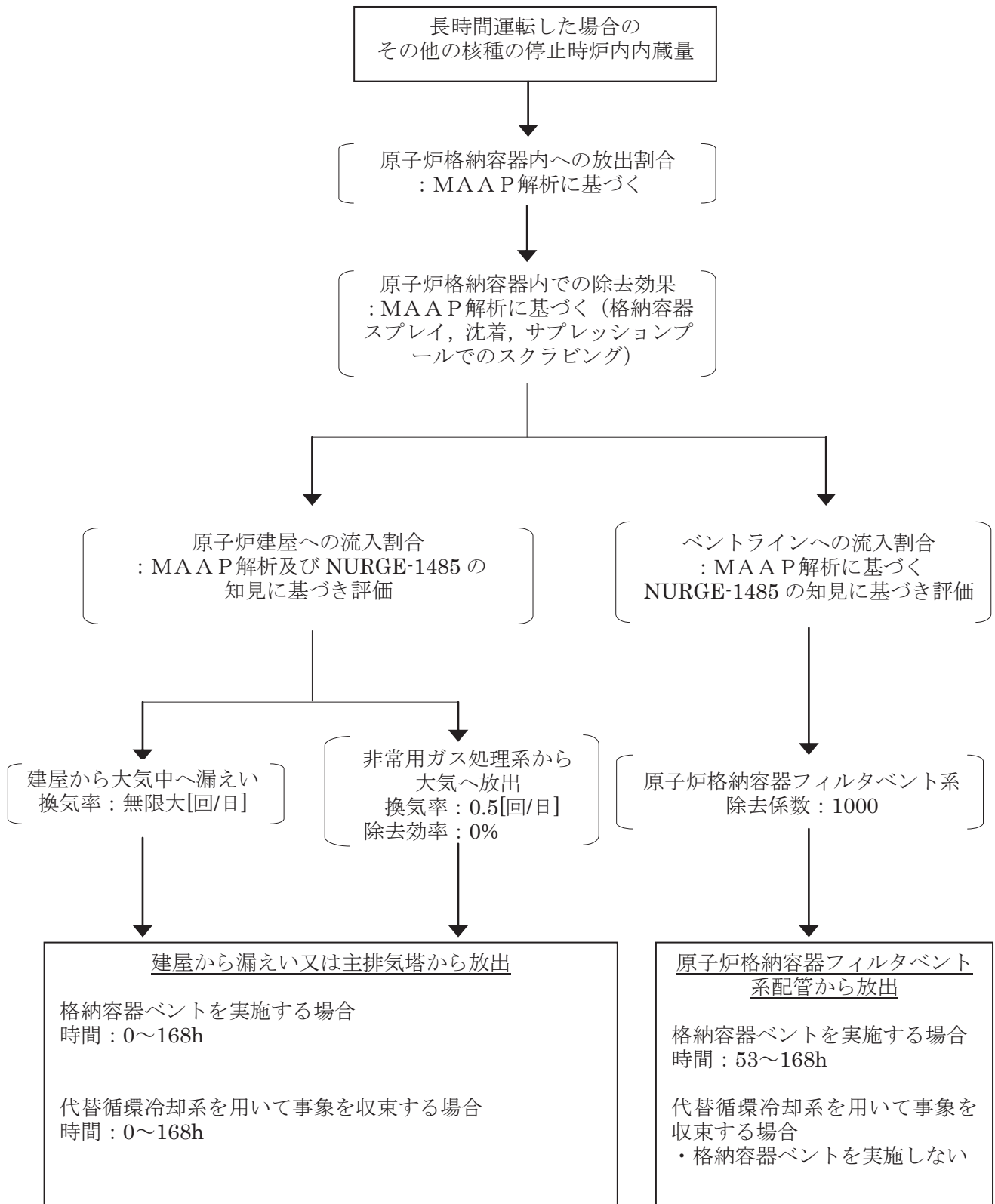


図 2-4-4 炉心の著しい損傷が発生した場合のその他核種の大気放出過程

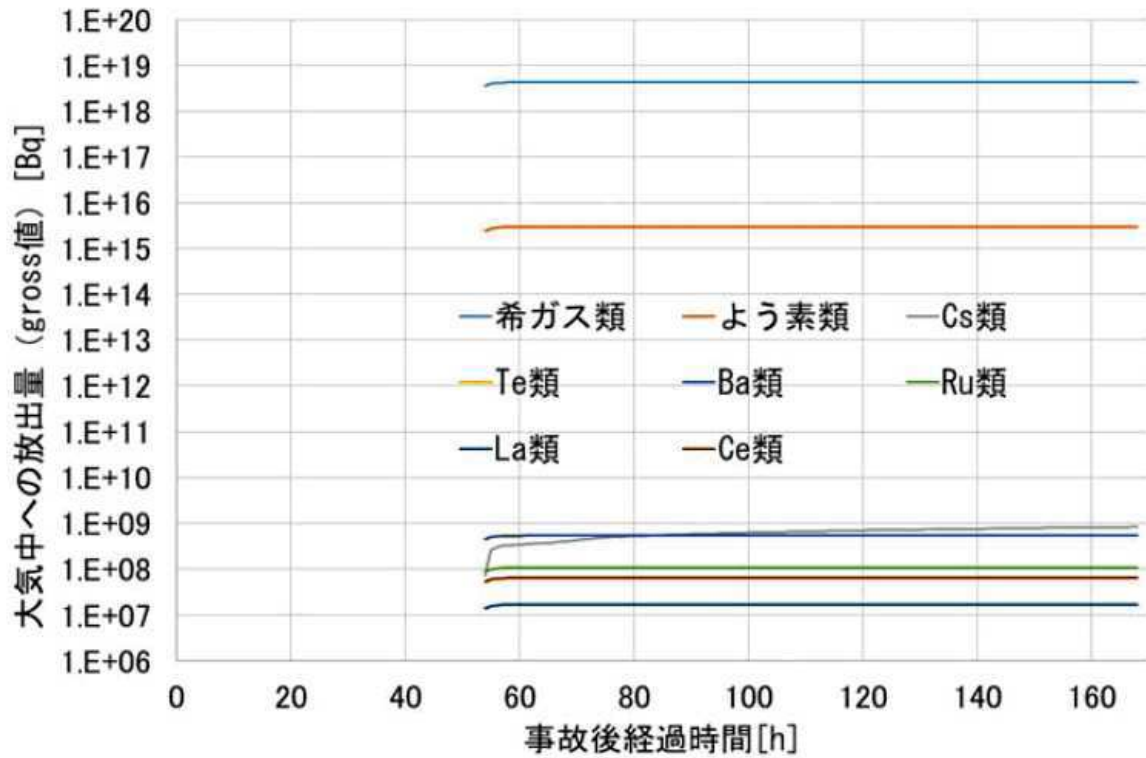


図 2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

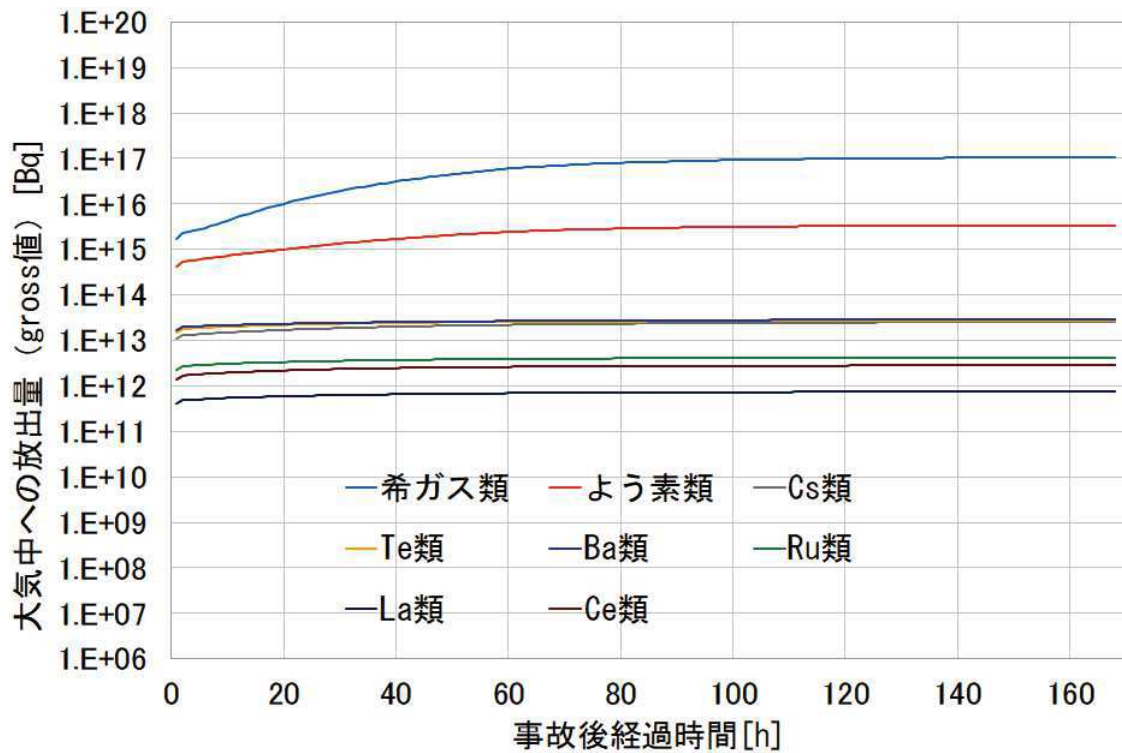


図 2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

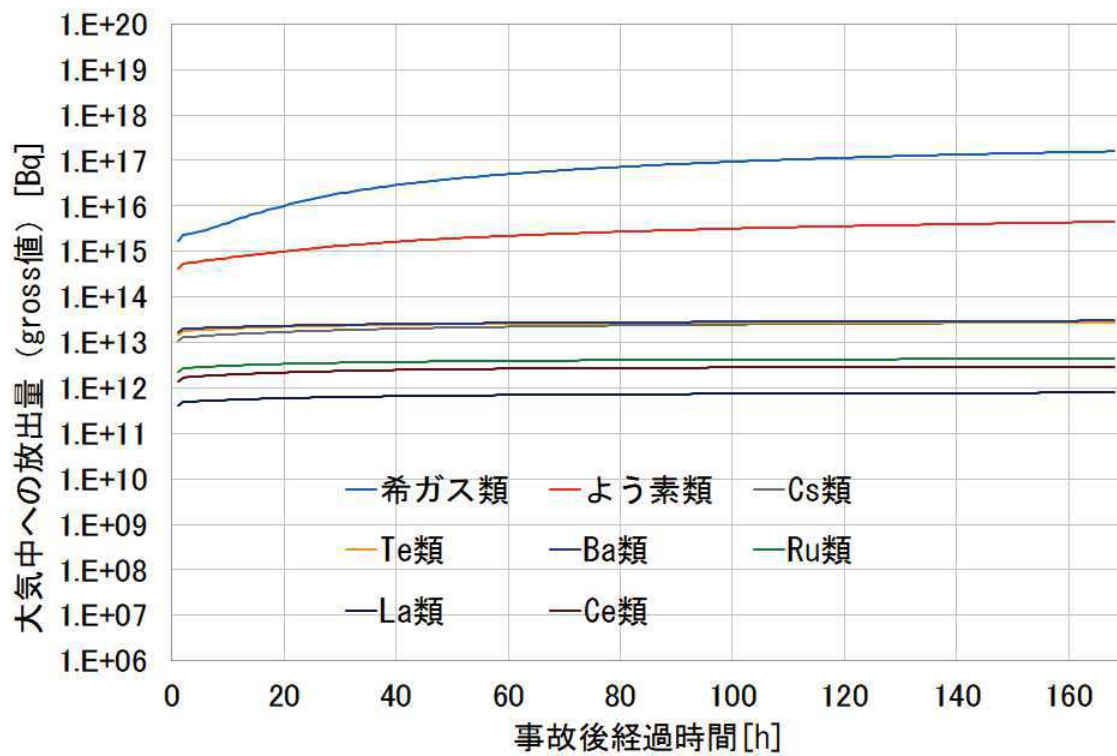


図 2-4-7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の
原子炉建屋経由の放出トレンド

2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着率については、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は、無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$$

$\rho(t)$: 時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度 [$\mu \text{ g/m}^3$]

λ_d : 自然沈着率 [1/s]

これを解くことで、自然沈着率は、時刻 t_0 , t_1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \log\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$$

NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu \text{ g/m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu \text{ g/m}^3$ となる。」として、時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} [1/s] を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

CSE A6 実験等から、原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が、放出された放射性物質質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり、原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。そこで、原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては、自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率 (9.0×10^{-4} [1/s]) を代表として適用し、また、自然沈着による上限 DF（除去効率）を 200 とした。

CSE A6 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における無機よう素の時間変化を図 2-5-1 に示す。

BNWL-1244

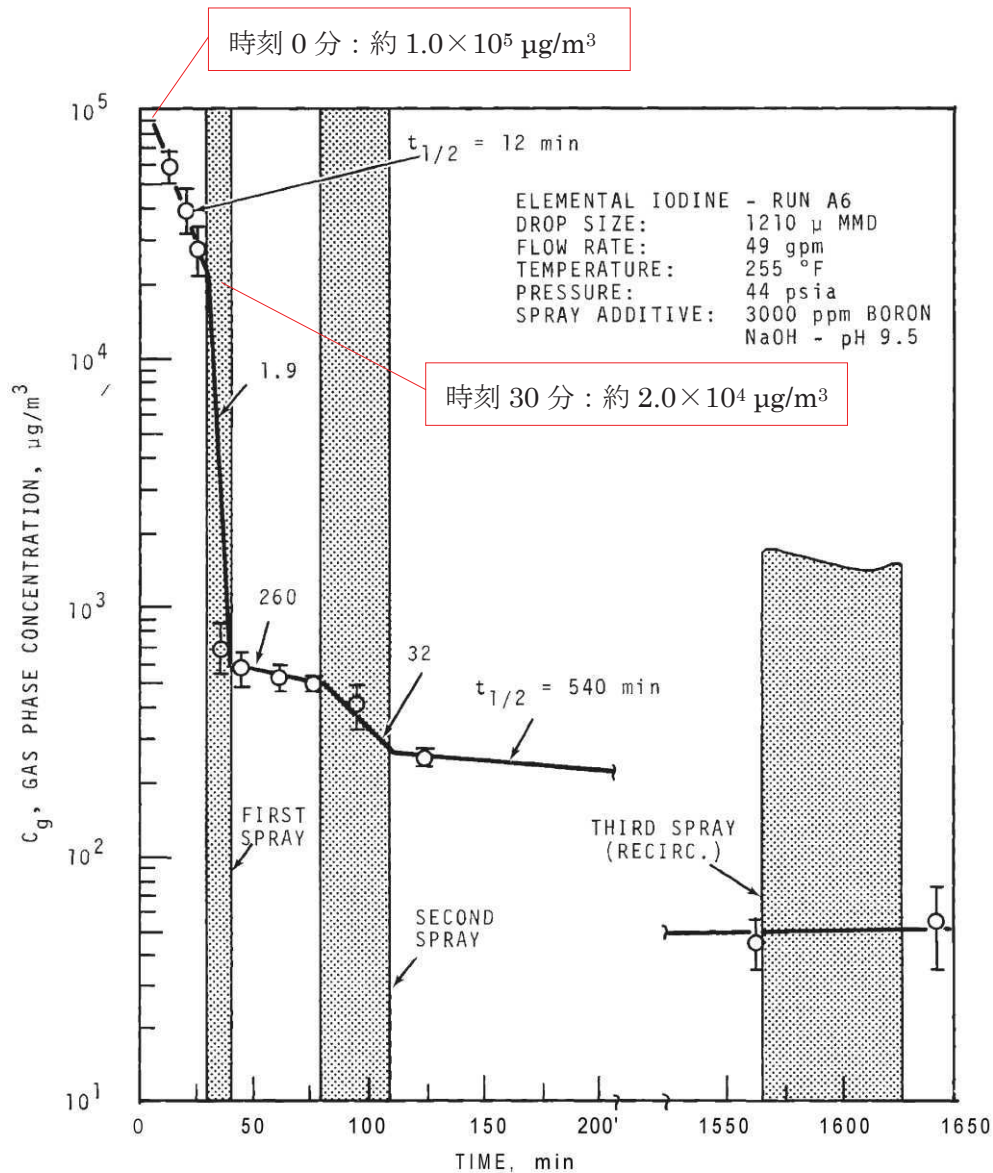


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 2-5-1 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

出典：BNWL-1244, “Removal of Iodine and PARTICLES from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

CSE 実験の適応性について

CSE 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」における MAAP 解析結果による格納容器内の条件を表 1 で比較する。

なお、NUPEC 報告書においては、スプレイ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、実験条件は女川原子力発電所 2 号炉の事故シーケンスに対する MAAP 解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表 1 CSE 実験条件と女川 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	蒸気+窒素 (+水素)
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.31 ^[2]
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 170 ^[2]
スプレイ	間欠 ^[1]	なし	なし	あり (無機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 回目のスプレイが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

[2] 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」において、炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値

CSE 実験 でスプレイを使用しない A-5 及び A-11 における無機よう素の格納容器気相部濃度の時間変化を図 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

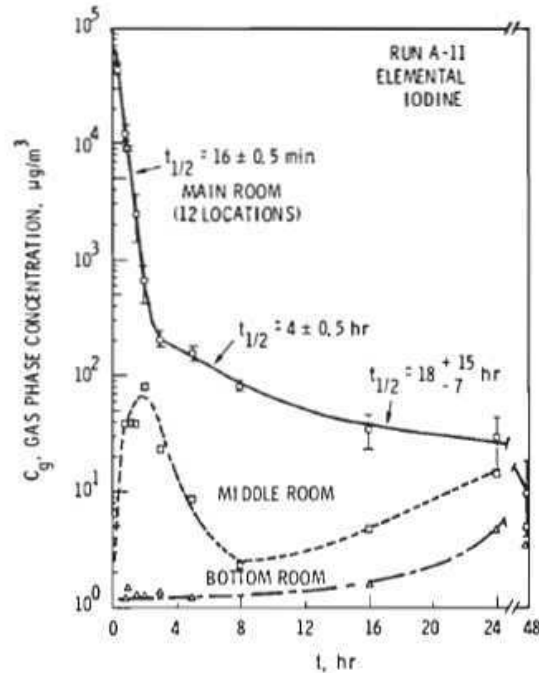
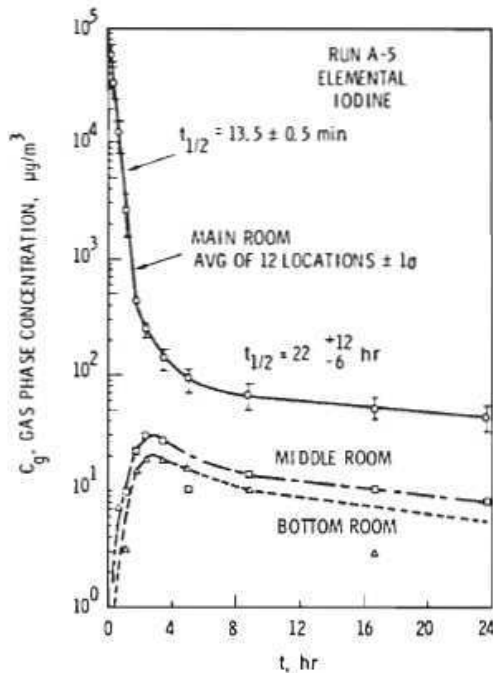


FIGURE B-5.

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

FIGURE B-6.

Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

図 1 CSE A-5 及び A-11 実験による無機よう素の格納容器内気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られる。

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 に示す。CSE 実験と女川 2 号炉の比表面積は同程度となっており、CSE 実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

表 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 13,000
表面積(m ²)	約 570	約 12,000
比表面積(m ⁻¹)	約 0.96	約 0.93

2-6 原子炉建屋の負圧達成時間について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建屋の負圧達成時間 70 分 (=非常用ガス処理系 (以下「SGTS」という。) 排風機起動 60 分+排風機起動から原子炉建屋負圧達成時間 10 分) は, 表 2-6-1 に示すとおり設定している。なお, 排風機起動から負圧達成までの時間については, 原子炉格納容器から原子炉区域への漏えい量, 原子炉区域外からのインリーク量を考慮して算出している (別紙参照)。

表 2-6-1 2 号炉の原子炉建屋負圧達成時間について

		2 号炉
原子炉建屋自由空間体積		
SGTS 排風機流量		2,500
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生～SGTS 排風機起動	60 分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	<約 10 分
		<約 70 分
評価において使用する原子炉建屋負圧達成時間		70 分

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

原子炉建屋負圧達成時間の算出について

原子炉建屋を SGTS 排風機で排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉建屋の圧力評価モデルを図 1 に示す。

原子炉建屋圧力は、SGTS 排風機による排気と、原子炉区域インリーク及び原子炉格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

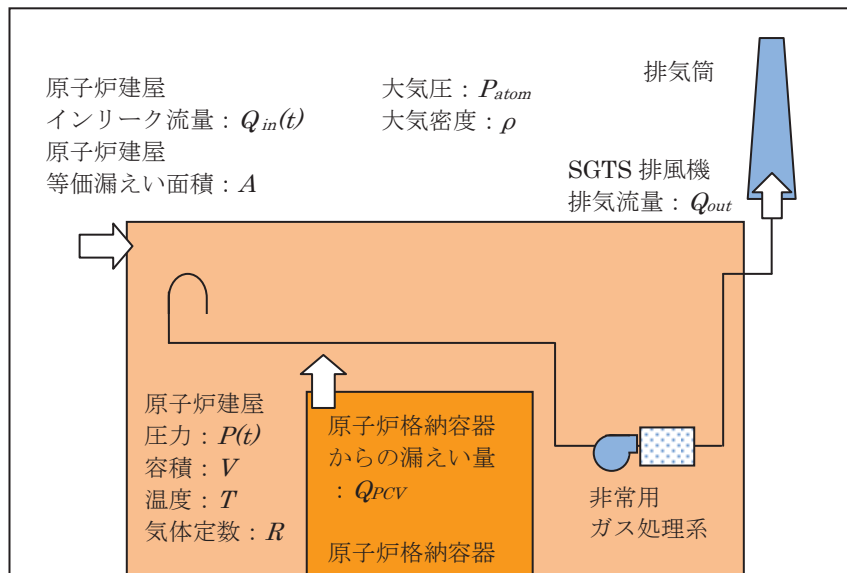


図 1 原子炉建屋の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉建屋の圧力変化率は、気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

$$\frac{dp}{dt} = \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \quad \dots (1)$$

したがって、原子炉建屋の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

$$\begin{aligned} p(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{p(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} \{ (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \} \quad \dots (2) \end{aligned}$$

Q_{out} : S G T S 排風機流量[m³/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉建屋インリーク流量[m³/s]

$Q_{PCV}(t)$: 格納容器からの漏えい流量[m³/s]

原子炉建屋インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建屋の圧力の差により流量が変化し、その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} \quad \dots (3)$$

A : 原子炉建屋等価漏えい面積[m²]

原子炉建屋等価漏えい面積 A は、原子炉建屋の設計気密度に基づき、式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は、原子炉格納容器内のガスが原子炉建屋に漏えいし、体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず、理想気体として存在すると仮定すると、その流量は次式のとおりとなる。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \quad \dots (4)$$

γ_{PCV} : 格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉建屋の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} \left(-Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \right)$$

3. 評価条件

原子炉建屋負圧達成時間の評価に用いる条件を表1に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAqとする。

表1 原子炉建屋負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	P_{atom}	Pa (abs) (kPa (abs))	101,325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温 40℃の密度を設定
原子炉建屋圧力	$P(t)$	Pa (abs)	-	事故発生後、原子炉建屋圧力は大気圧まで戻ると想定し、初期圧力には大気圧を設定
原子炉建屋容積	V	m ³		設計値
原子炉建屋温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建屋等価漏えい面積	A	m ²		原子炉建屋の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出 ^{※1}
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.694 (2500)	設計値 (定格流量)
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa (gage) (kPa (gage))	384×10^3 (384)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m ³	13,100	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建屋と同じ温度を仮定
原子炉格納容器設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1 原子炉区域の設計気密度は、「6.4mmAq の負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が1日につき内部空間容積の50%以下」である。ここでは、保守的に50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 評価結果

原子炉建屋圧力の時間変化を図 2 に示す。

SGTS 排風機起動後、原子炉建屋圧力は単調に低下し、約 520 秒後に負圧達成と判断する基準値 (-6.4mmAq) を下回る。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として、約 520 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

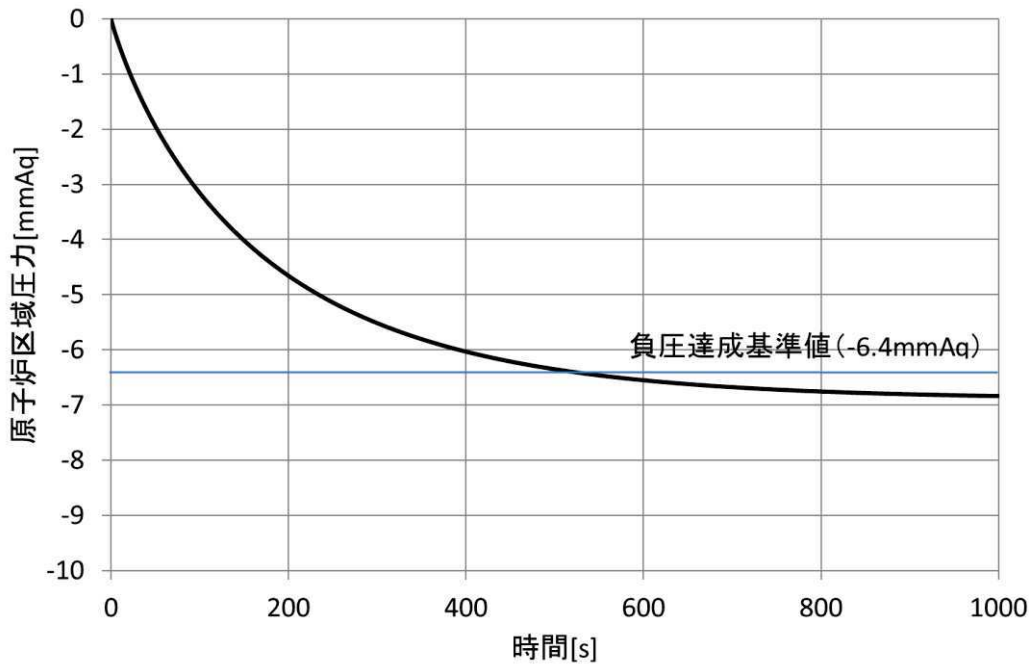


図 2 原子炉建屋圧力の時間変化

2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

女川原子力発電所敷地内において観測した 2012 年 1 月から 2012 年 12 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うにあたり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するにあたっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測データに加え、参考として地上高 10m の観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2002 年 1 月～2011 年 12 月

検定年：2012 年 1 月～2012 年 12 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測データについては、有意水準 5%で棄却された項目が 0 項目であり、地上高 10m の観測データについては 1 項目であったことから、棄却数が少なく検定年が長期間の気象状態を代表していると判断した。

検定結果を表 2-7-1 から表 2-7-4 に示す。

表 2-7-1 棄却検定表（風向）（地上高 71m）

検定年：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2002 年 1 月～2011 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	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 2-7-2 棄却検定表（風速）（地上高 71m）

検定年：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2002 年 1 月～2011 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	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	○

表 2-7-3 棄却検定表（風向）（地上高 10m）

検定年：敷地内 A 点（標高 70m, 地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点（標高 70m, 地上高 10m）2002 年 1 月～2011 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 2-7-4 棄却検定表（風速）（地上高 10m）

検定年：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2002 年 1 月～2011 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	○

2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位を図 2-8-1 から図 2-8-12, 評価結果を表 2-8-1 に示す。

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて 1 時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表 2-8-2 から表 2-8-5 に示す。

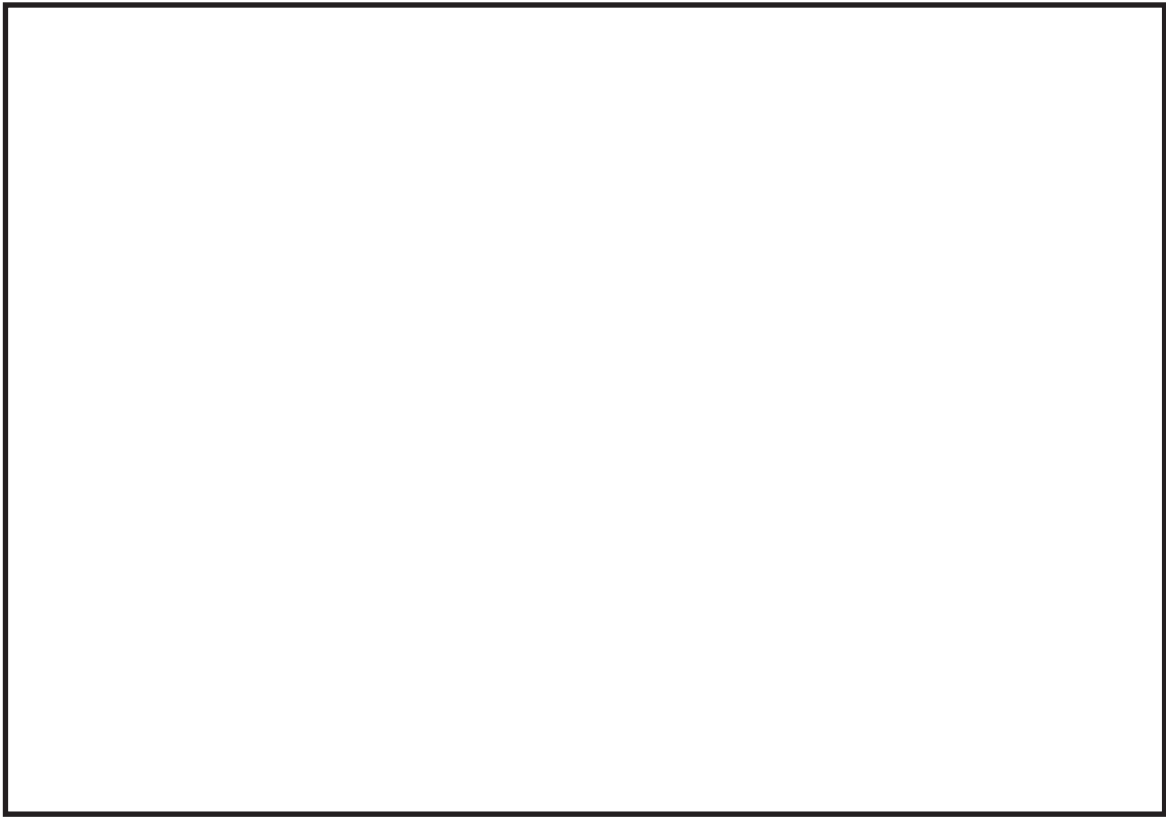


図 2-8-1 着目方位

(放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室給気口)

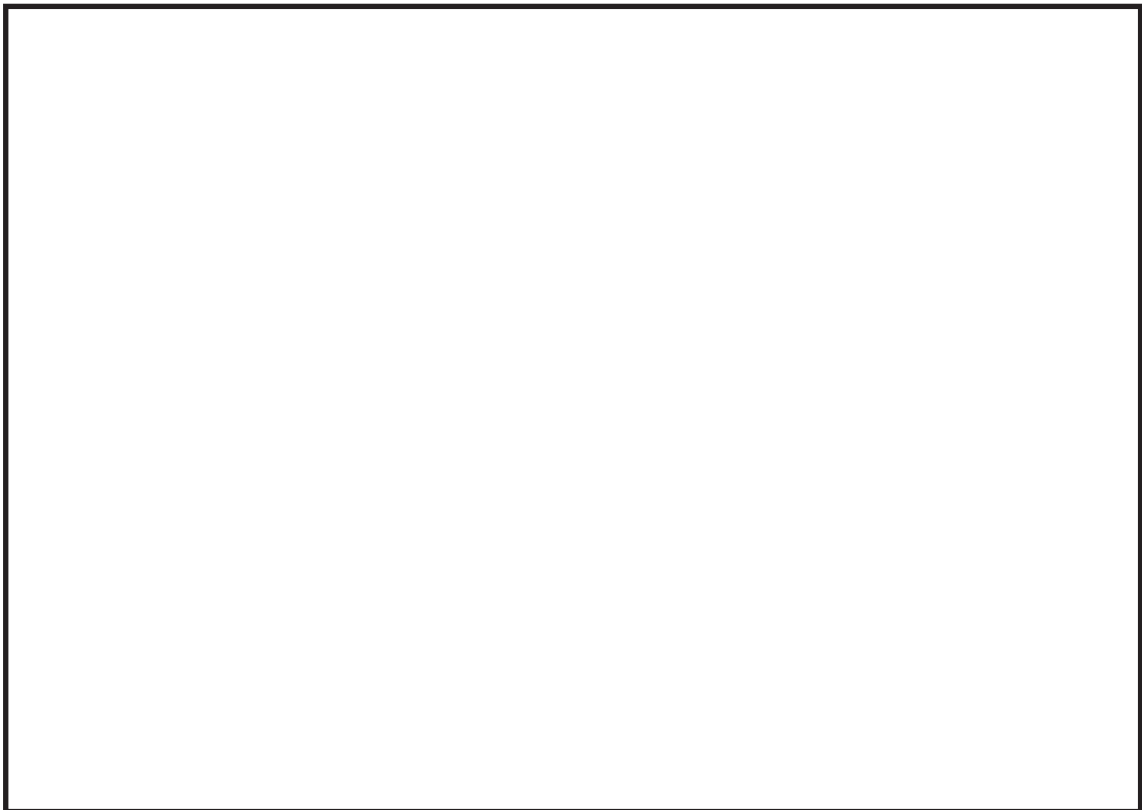


図 2-8-2 着目方位

(放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-2

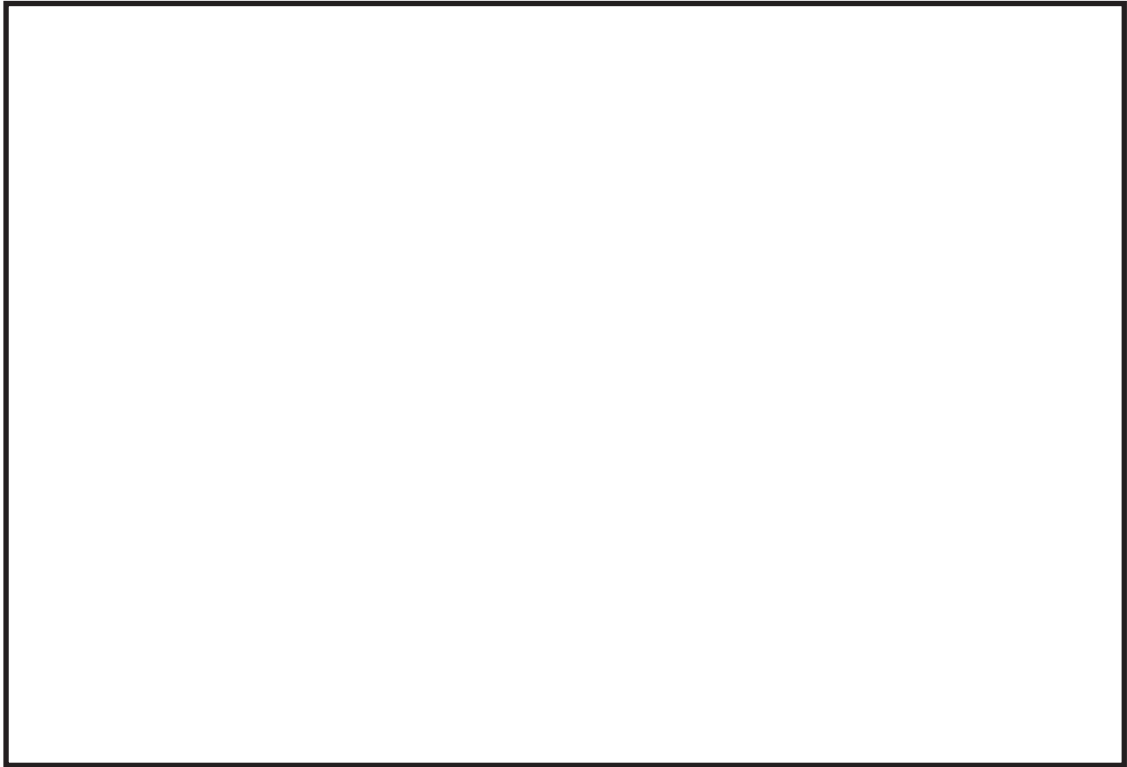


図 2-8-3 着目方位

(放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：出入管理所)

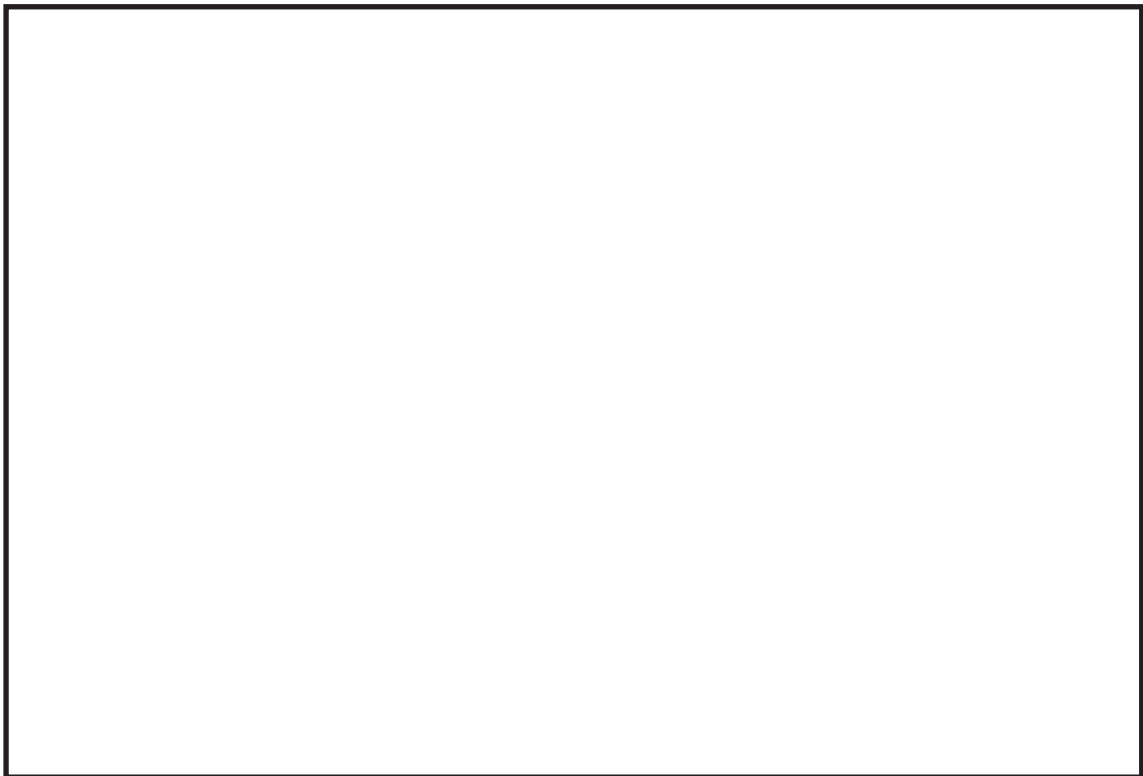


図 2-8-4 着目方位

(放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-3

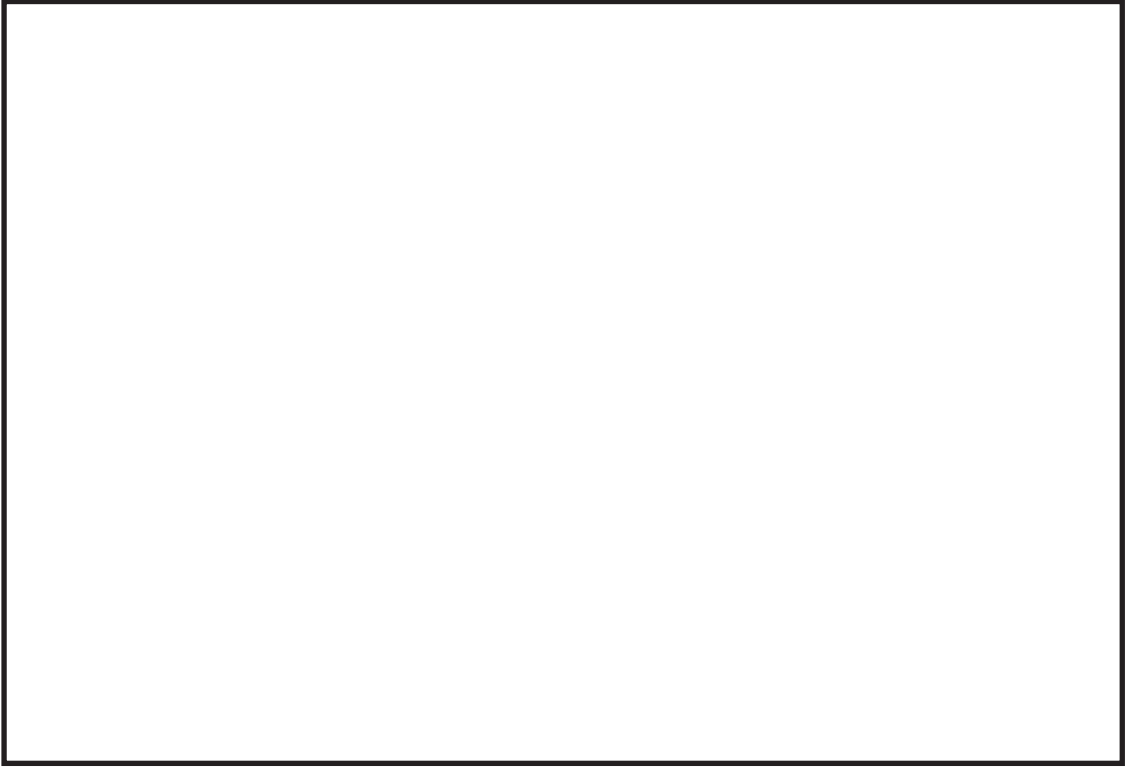


図 2-8-5 着目方位

(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)

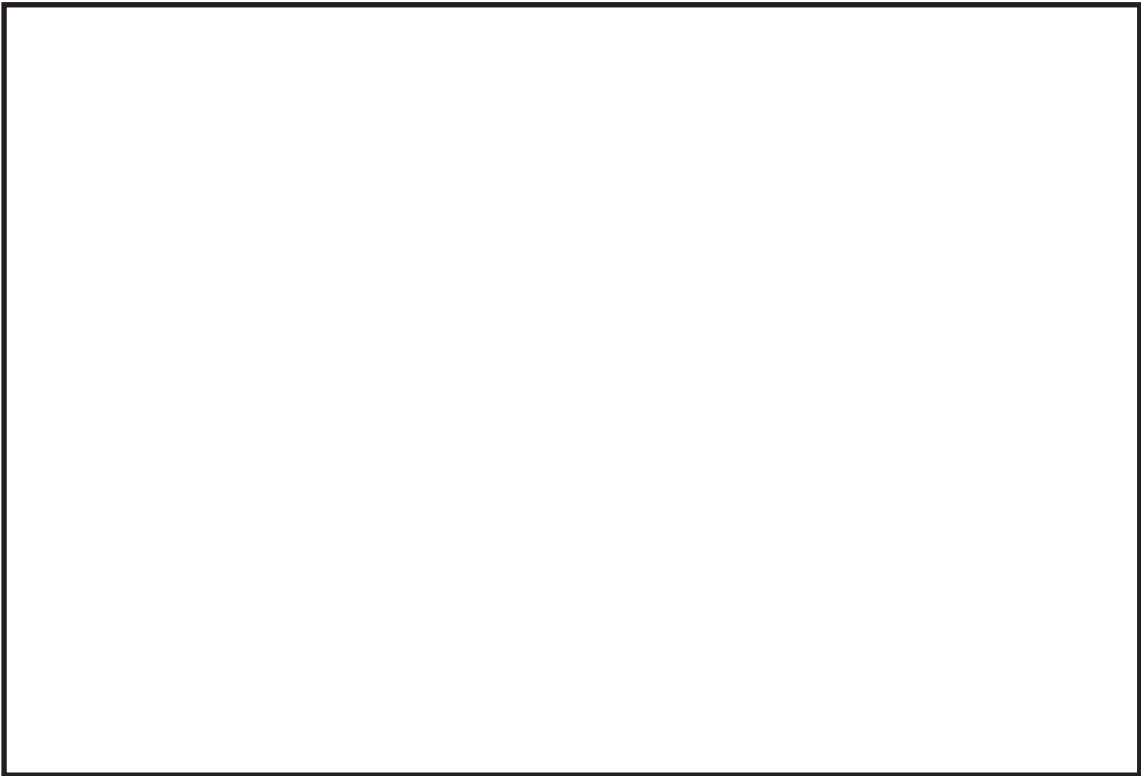


図 2-8-6 着目方位

(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)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-4

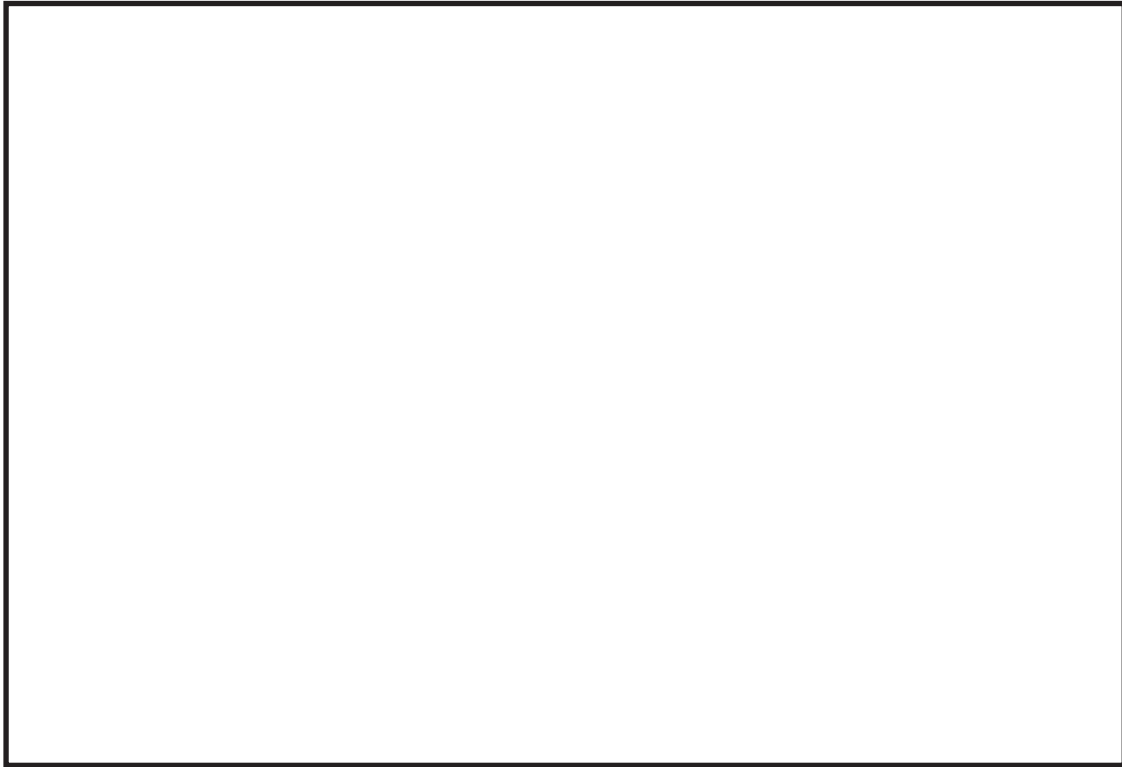


図 2-8-7 着目方位

(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)

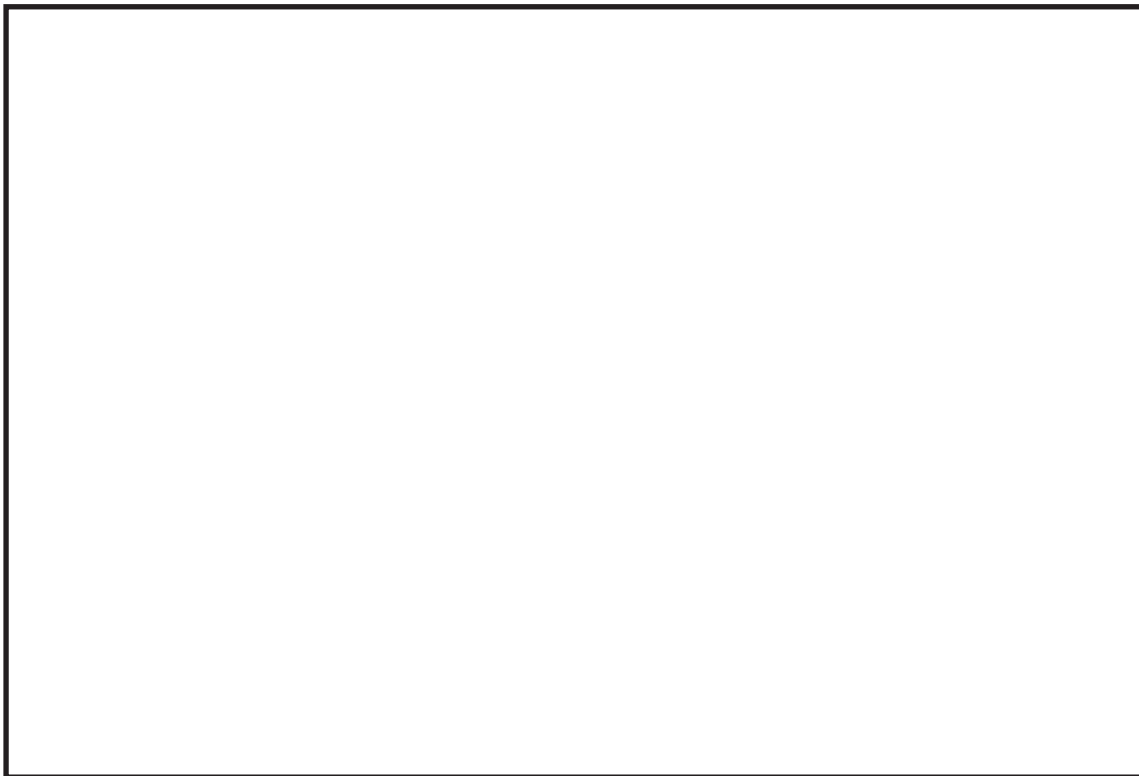


図 2-8-8 着目方位

(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)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-5

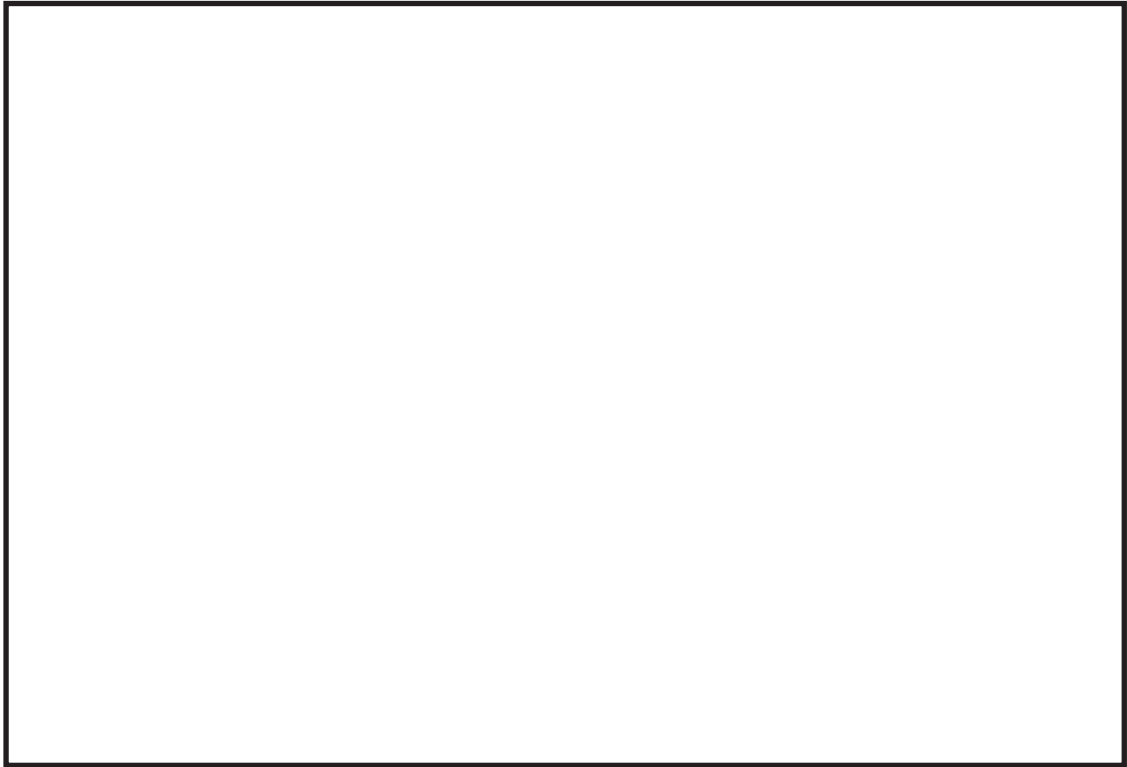


図 2-8-9 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室給気口)

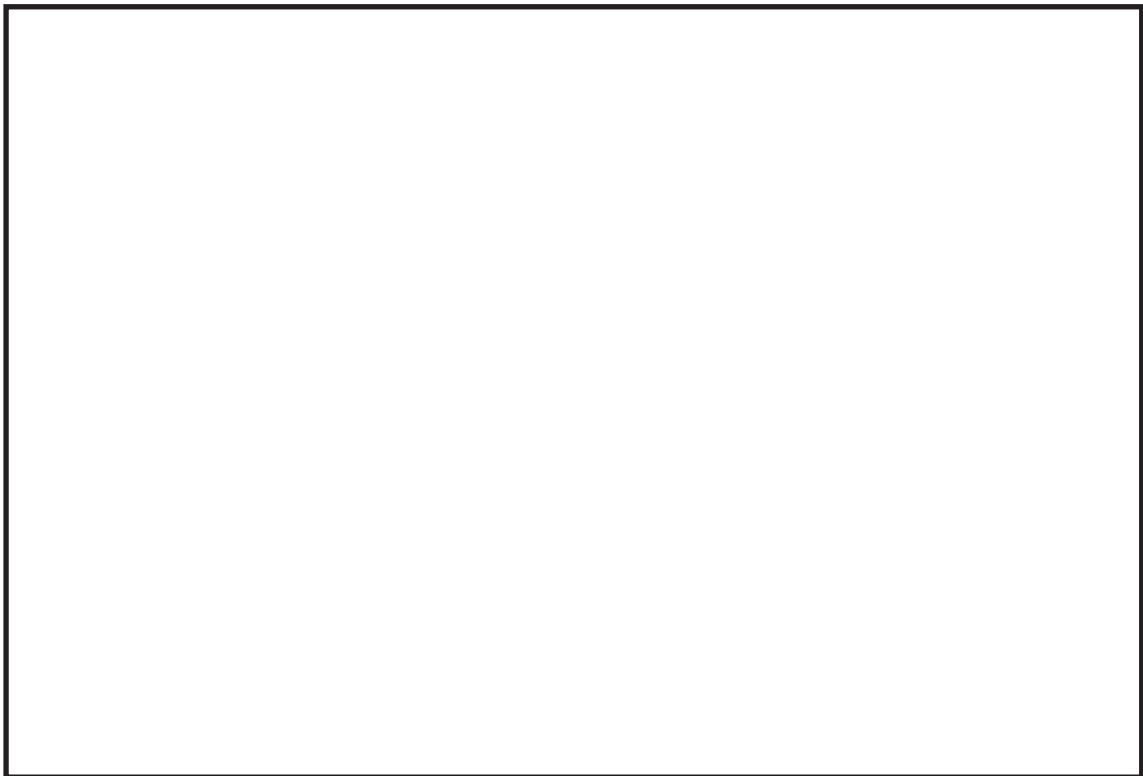


図 2-8-10 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-6

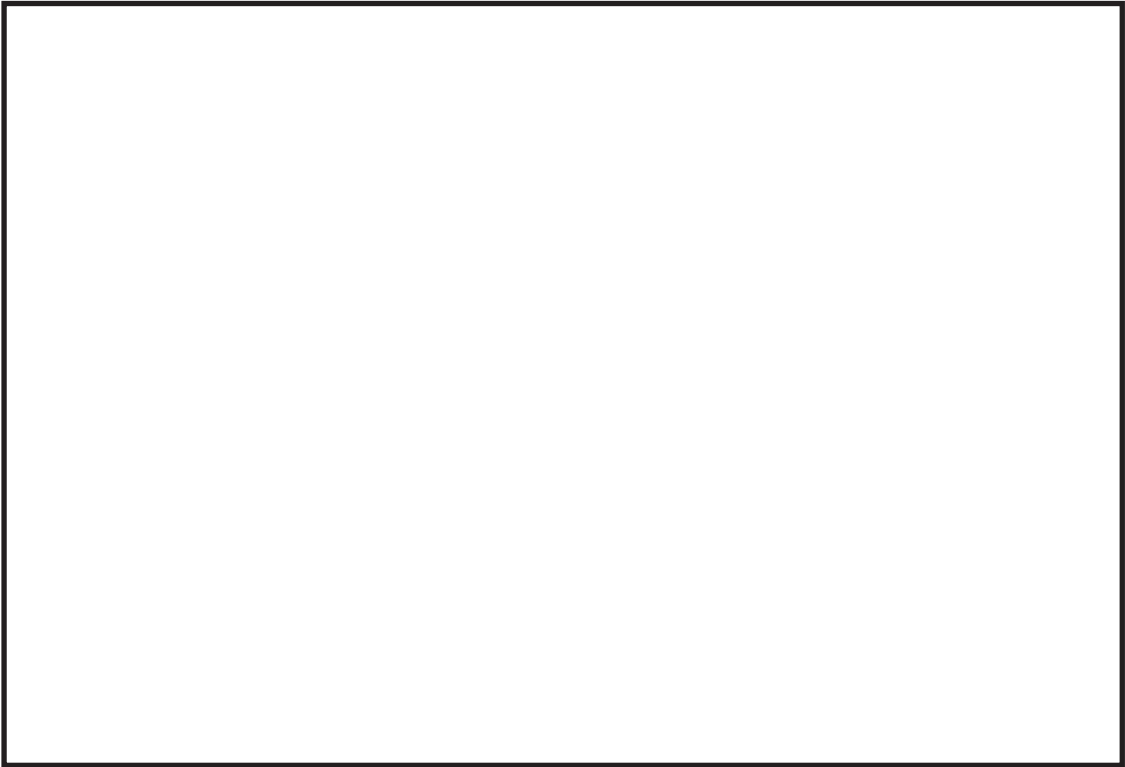


図 2-8-11 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：出入管理所)

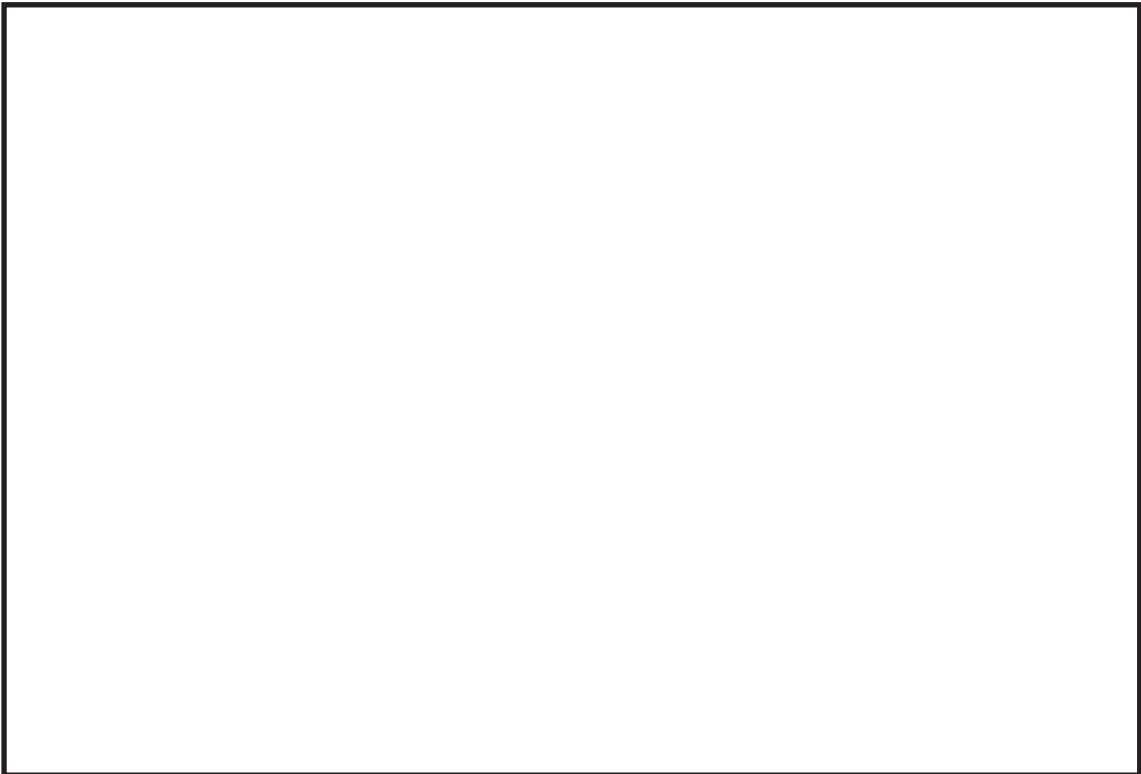


図 2-8-12 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-7

表 2-8-1 各評価点における相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブロー アウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	SE	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-8-2 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室給気口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 換気空調系 給気口	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	5.8E-04	97.01	4.6E-18
		<u>97.00</u>	<u>5.8E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>4.6E-18</u>
		96.99	5.8E-04	96.99	4.6E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	1.3E-03	97.01	5.0E-18
		<u>97.00</u>	<u>1.3E-03</u>	<u>97.00</u>	<u>5.0E-18</u>
		96.99	1.3E-03	96.99	5.0E-18
	
	排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		<u>97.01</u>	<u>2.8E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.0E-19</u>
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
	

表 2-8-3 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 中心	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	8.6E-04	97.01	6.6E-18
		<u>97.00</u>	<u>8.6E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>6.6E-18</u>
		96.99	8.6E-04	96.99	6.6E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	1.6E-03	97.01	6.3E-18
		<u>97.00</u>	<u>1.6E-03</u>	<u>97.00</u>	<u>6.3E-18</u>
		96.99	1.6E-03	96.99	6.3E-18
	
	排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		<u>97.01</u>	<u>2.8E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.0E-19</u>
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
	

表 2-8-4 相対濃度及び相対線量の値 (出入管理所)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
出入管理所	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	5.0E-04	97.01	4.3E-18
		<u>97.00</u>	<u>5.0E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>4.3E-18</u>
		96.99	5.0E-04	96.99	4.3E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	9.9E-04	97.01	4.4E-18
		<u>97.00</u>	<u>9.9E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>4.4E-18</u>
		96.99	9.9E-04	96.99	4.4E-18
	
	排気筒
		97.02	4.0E-06	97.02	1.4E-19
		<u>97.01</u>	<u>4.0E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.4E-19</u>
		96.99	4.0E-06	96.99	1.4E-19
	

表 2-8-5 相対濃度及び相対線量の値（制御建屋出入口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
制御建屋 出入口	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	7.1E-04	97.01	5.6E-18
		<u>97.00</u>	<u>7.1E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>5.6E-18</u>
		96.99	7.1E-04	96.99	5.6E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	1.5E-03	97.01	6.0E-18
		<u>97.00</u>	<u>1.5E-03</u>	<u>97.00</u>	<u>6.0E-18</u>
		96.99	1.5E-03	96.99	6.0E-18
	
	排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		<u>97.01</u>	<u>2.8E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.0E-19</u>
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
	

2-9 地表面への沈着速度の設定について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s、有機よう素 4.0×10^{-3} cm/s）を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定、一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料 2 2-10, 2-11 を参照）の 4 倍と設定した。

湿性沈着を考慮した沈着速度を、乾性沈着速度の 4 倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。

1. 検討手法

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

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。「学会標準」解説 4.7 では使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「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）」（原子力安全・保安院 平成 21 年 8 月 12 日）[【解説 5.3】(1)]に従い評価した相対濃度を用いた。

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

$(\chi/Q)_D(x, y, z)_i$: 時刻 i での乾性沈着率 [$1/m^2$]

$\chi/Q(x, y, z)_i$: 時刻 i での相対濃度 [s/m^3]

V_d : 沈着速度 [m/s] (0.003 NUREGE/CR-4551 Vol.2 より)

(2) 湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_w(x, y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率 [1/m²]

$\chi/Q(x, y, 0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m³]

Λ : ウォッシュアウト係数 [1/s]

(= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)

Pr_i : 時刻 i で降水強度 [mm/h]

Σ_{zi} : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m]

h : 放出高さ [m]

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

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x, y, z)_i + \chi/Q(x, y, 0)_i \cdot A_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x, y, z)_i \right)_{97\%}} \cdots (3)$$

2. 評価結果

表 2-9-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点における検討結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は 1.0~1.2 程度となった。

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

表 2-9-1 沈着率評価結果

放出源及び 放出源高さ※	評価点	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	約 1.7×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.2
	中央制御室中心	約 2.6×10 ⁻⁶	約 2.7×10 ⁻⁶	約 1.0
	出入管理所	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.8×10 ⁻⁶	約 1.2
	制御建屋出入口	約 2.1×10 ⁻⁶	約 2.6×10 ⁻⁶	約 1.2
原子炉建屋ブロー アウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	約 3.9×10 ⁻⁶	約 4.1×10 ⁻⁶	約 1.1
	中央制御室中心	約 4.8×10 ⁻⁶	約 5.5×10 ⁻⁶	約 1.1
	出入管理所	約 3.0×10 ⁻⁶	約 3.3×10 ⁻⁶	約 1.1
	制御建屋出入口	約 4.5×10 ⁻⁶	約 5.3×10 ⁻⁶	約 1.2
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1
	中央制御室中心	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1
	出入管理所	約 1.2×10 ⁻⁸	約 1.3×10 ⁻⁸	約 1.1
	制御建屋出入口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1

※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性評価では、地表面へのエアロゾル粒子の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（1.2cm/s、添付資料 2 2-9 参照）を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として 0.3cm/s を用いている。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。

エアロゾル粒子の乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551^{*1}に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く、建屋屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では $0.5\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが、原子炉格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は原子炉格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾル粒子は放出されにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinn の検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（図 2-10-1）である。以上のことから、中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子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。

ENVIRONMENTAL EFFECTS

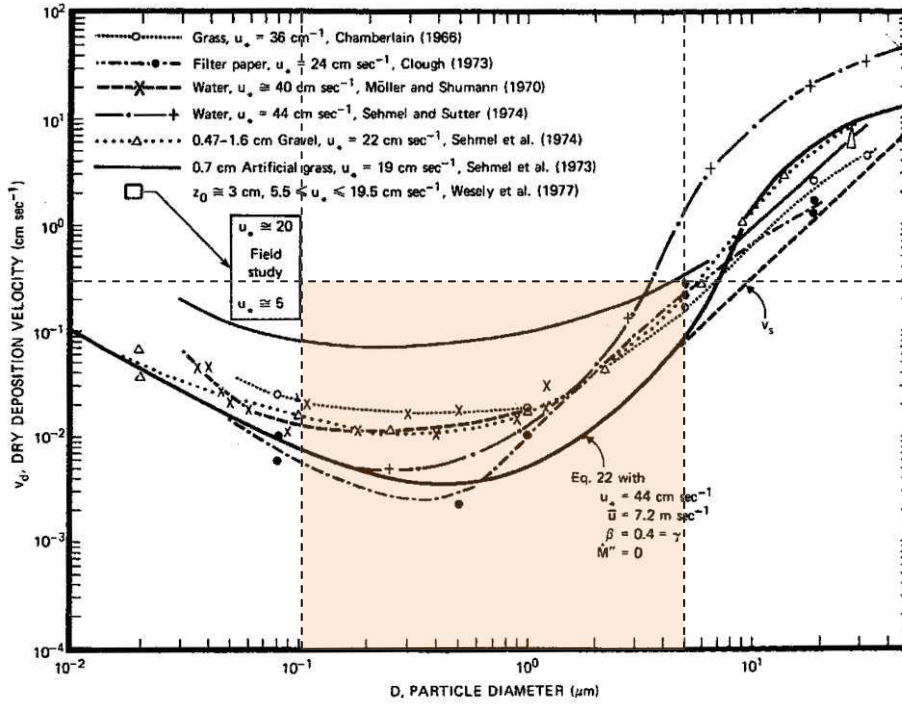


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain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

図 2-10-1 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{※2})

- ※1 J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 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)

炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}$ 以上」は、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

炉心の著しい損傷が発生した場合には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、炉心の著しい損傷が発生した場合の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、 $0.1\mu\text{m}$ 以上のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

表1 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図1参照)	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験(左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

参考文献

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

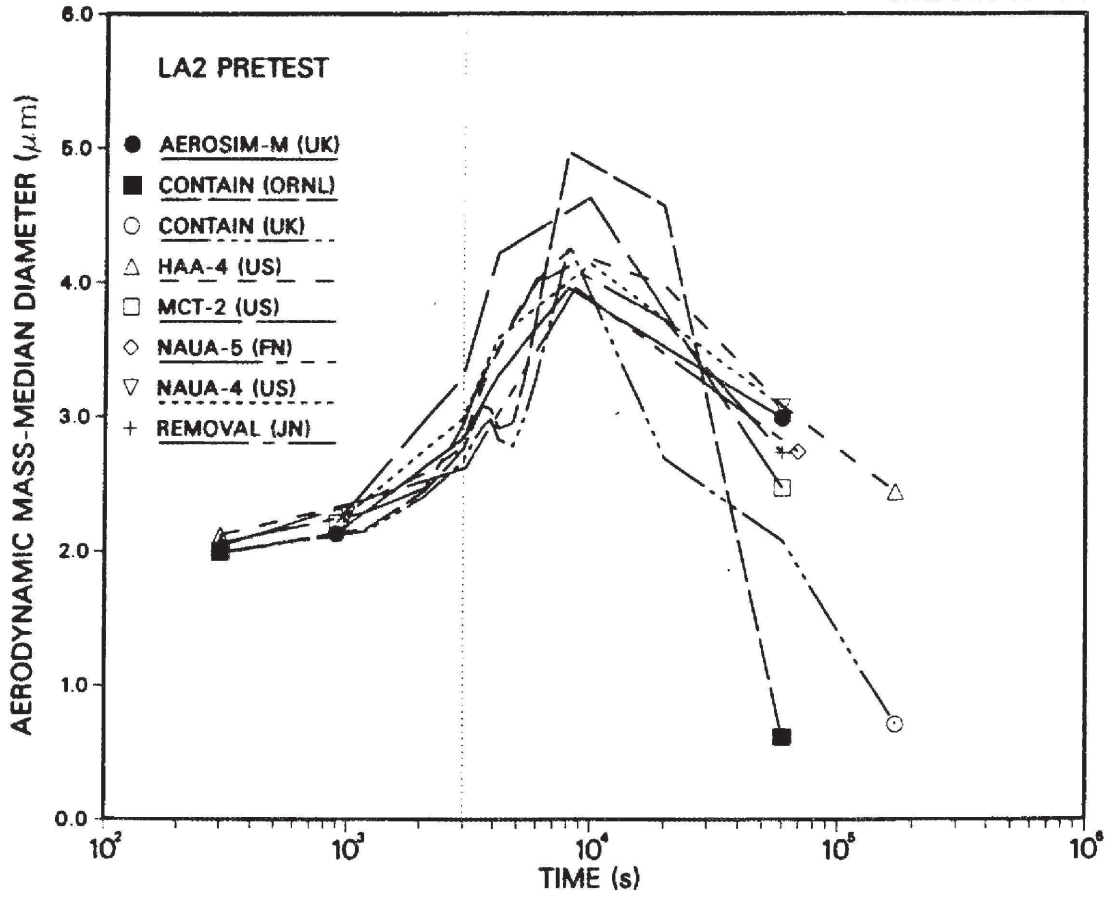


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

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

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

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

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

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

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

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

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

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

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

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

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

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

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

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

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

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 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.

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHEBUS 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.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した試験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

2-11 有機よう素の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に、乾性沈着速度として、NRPB-R322を参照し 10^{-3} cm/sと設定した。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^{※1}) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

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

2. 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル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 0.3 cm/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。

※1 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.

2-12 マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合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、全面マスクによる防護係数を 50、電動ファン付き全面マスクによる防護係数を 1000 として使用する。

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	

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

2. 全面マスクの防護係数 50 について

空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 別表第一 第四欄」の十分の一を超える場合、全面マスクを着用する。

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除染係数を算出したものである。その結果は、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.083%以下）

表 2-12-1 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

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	
9.45×10^{-2}	ND (4.17×10^{-7})	2.27×10^5	8.33×10^{-7}	1.13×10^5	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59×10^{-5}	ND (6.25×10^{-8})	1.21×10^3	ND (2.78×10^{-8})	2.73×10^3	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも 0.01%であった。

以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1075 であった。

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

ただし、全面マスクによる防護係数については着用者個人の値であり、実作業時

の防護係数はより、低下する可能性があるため、講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した全面マスク着用訓練を行い、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるよう正しく全面マスクを着用できていることを確認している。

このため、全面マスクによる防護係数は50とする。なお、全面マスク着用訓練については今後ともさらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

3. 電動ファン付き全面マスクの防護係数1000について

空気中の放射性物質の濃度が特に高い環境で作業を行う場合（例えば、可搬型陽圧化空調機の起動前における中央制御室滞在時等）、電動ファン付き全面マスクを着用する。

電動ファン付き全面マスクを納入している2つのマスクメーカーにおいて、電動ファン付き全面マスク（よう素吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い除染係数を算出したものである。その結果は、DF $\geq 1.71 \times 10^3$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は0.058%以下）

表 2-12-2 マスクメーカーA による除染係数検査結果
RDG-72HP（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

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	
8.83×10^{-2}	1.91×10^{-5}	4.62×10^3	2.64×10^{-5}	3.34×10^3	試験流量：47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08×10^{-5}	ND	<u>1.71×10^3</u> ^{※1}	4.73×10^{-8}	<u>1.71×10^3</u>	

ND：検出限界値未満

※1 10 時間試験において最初に検出されたサンプリング時間の DF を示す

表 2-12-3 マスクメーカーB による除染係数検査結果
CA-V3NRI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

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	
8.84×10^{-2}	5.04×10^{-7}	1.75×10^5	3.03×10^{-6}	2.92×10^4	試験流量：38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89×10^{-5}	ND (3.3×10^{-8})	3.0×10^3 ^{※2}	ND (2.2×10^{-8})	4.5×10^3 ^{※2}	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

※2 DF 値は、検出限界値より算出した

また、同じくマスクメーカーにより電動ファン付き全面マスクの漏れ率を検査しており、0.01%未満であった。

電動ファン付き全面マスクは、電動ファンを内蔵しており、図 2-12-1 のとおり着用者の呼吸を常に監視しながらフィルタを通した十分な量の空気を面体に供給することで、面体内を常に陽圧に保つことができるため、全面マスクに比べ着用者による防護係数の低下の可能性は低い。

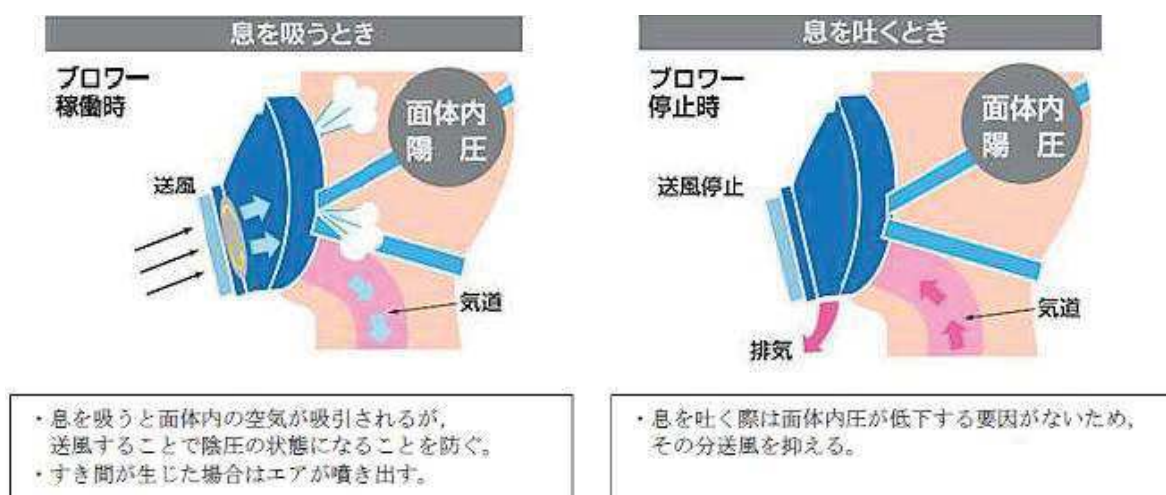


図 2-12-1 陽圧化マスクのイメージ
(興研株式会社 HP より一部抜粋)

以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1470 であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率} (\%) + \text{フィルタ透過率} (\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.058) \doteq 1470 \end{aligned}$$

このため、電動ファン付き全面マスクによる防護係数は、保守的に 1000 とする。

加えて、電動ファン付き全面マスクは、面体内が陽圧化するため、全面マスクに比べ楽に呼吸をすることができる。

電動ファン付き全面マスクのバッテリー稼働時間は、メーカー公称値として 5 時間以上となっている。なお、電源が切れた状態においても、全面マスク同等の防護係数を有する。

2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等から評価する。具体的な評価方法を以下に示す。なお、中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線）による被ばくについても評価しており、評価方法については「2-18 格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについて」に記載する。

1. 原子炉建屋内の積算線源強度

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の積算線源強度 [photons] は、核種ごとの積算崩壊数 [Bq・s] に核種ごとエネルギーごとの放出率 [photons/(Bq・s)] を乗ずることで評価した。なお、放射性物質は自由空間内（約 $1.2 \times 10^5 \text{m}^3$ ）に均一に分布するものとした。

$$S_\gamma = \sum_k Q_k \cdot s_{k\gamma}$$

- S_γ : エネルギー γ の photon の積算線源強度 [photons]
 Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq・s]
 $s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率 [photons/(Bq・s)]

核種ごとの積算崩壊数は以下の式により評価した。ここで、核種の原子炉建屋内への漏えい率 [Bq/s] は、添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に示すとおり、MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき評価した。また、よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされ方の違いを考慮した。

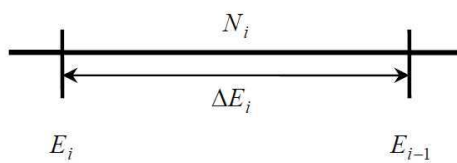
$$Q_k = \int_0^T q_k(t) \cdot \frac{1}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k(T-t))) dt$$

- Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq・s]
 $q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の原子炉建屋への漏えい率 [Bq/s]
 λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]
 T : 評価期間 [s]

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、制動放射 (UO₂) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxuo2brm.lib) 値を参照する。また、エネルギー群を ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18 群) から MATXSLIB-J33 (42 群) に変換した。変換方法は「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009 年 9 月 (社団法人) 日本原子力学会) の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。(図 2-13-1 参照)

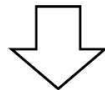
以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の積算線源強度は添付資料 2 2-1 の表 2-1-7 のとおり。

(18 群構造)

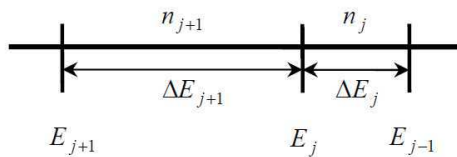


E_i : 18 群構造の第 i 群のエネルギー上限
 E_{i-1} : 18 群構造の第 $i-1$ 群のエネルギー上限
 N_i : 18 群構造の第 i 群の強度
 ΔE_i : 18 群構造の第 i 群と第 $i-1$ 群エネルギー幅

なお、ガンマ線放出割合データとして 18 群構造に対応した ORIGEN2 コードの光子ライブラリデータを用いる。



(42 群構造)



E_j : 42 群構造の第 j 群のエネルギー上限
 E_{j+1} : 42 群構造の第 $j+1$ 群のエネルギー上限
 E_{j-1} : 42 群構造の第 $j-1$ 群のエネルギー上限
 n_j : 42 群構造の第 j 群の強度
 n_{j+1} : 42 群構造の第 $j+1$ 群の強度
 ΔE_j : 42 群構造の第 j 群と第 $j-1$ 群エネルギー幅
 ΔE_{j+1} : 42 群構造の第 $j+1$ 群と第 j 群エネルギー幅

$$n_{j+1} = \frac{\Delta E_{j+1}}{\Delta E_i} N_i$$

$$n_j = \frac{\Delta E_j}{\Delta E_i} N_i$$

$$E_{i-1} > E_{j-1} \text{ の場合}$$

(上限エネルギー不一致)

$$n_j = \frac{E_{i-1} - E_j}{\Delta E_i} N_i$$

図 2-13-1 エネルギー群の変換方法

2. 評価体系

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は添付資料 2-2-1 の図 2-1-1 のとおり。

中央制御室滞在時の評価に当たっては、制御建屋の外壁、床面及び中央制御室待避所の遮蔽効果のみを考慮した。評価点は中央制御室及び中央制御室待避所の中で直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量の合計が最も高い箇所（原子炉建屋に最も近い壁面付近は壁面に対し斜めに透過するガンマ線が多くなるために遮蔽効果が大きくなり線量が最も高い位置にはならないことから、遮蔽効果が小さくなるように躯体に対し垂直に透過してくるガンマ線が多くなる壁面から離れた評価点を選定）とし、評価点高さは中央制御室の床面から 1.2m とした。

入退域時の評価に当たっては、周囲の遮蔽壁による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は出入管理所及び制御建屋出入口とし、評価点高さは地面から 1.2m とした。

なお、直接ガンマ線の評価に当たっては、原子炉建屋の地下階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は地下階の外壁及び土壌により十分に遮蔽されると考えられることから、1 階から最上階（3 階）までの自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。また、スカイシャインガンマ線の評価に当たっては、下層階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は原子炉建屋の床面により十分に遮蔽されると考えられることから、最上階（3 階）の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。

3. 評価コード

直接ガンマ線による被ばく評価には、QAD-CGGP2R コード^{※1} を用いた。また、スカイシャインガンマ線による被ばくの評価には、ANISN コード及び G33-GP2R コード^{※1} を用いた。

※1 ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。

4. 評価結果

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-13-1 及び表 2-13-2 に示す。

表 2-13-1 評価結果（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

評価位置		積算日数	評価結果[mSv]	
			直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室 滞在時		1日	約 5.0×10^{-2}	約 1.4×10^{-3}
		2日	約 5.4×10^{-2}	約 2.0×10^{-3}
		3日	約 5.5×10^{-2}	約 2.2×10^{-3}
		4日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		5日	約 5.7×10^{-2}	約 2.6×10^{-3}
		6日	約 5.7×10^{-2}	約 2.7×10^{-3}
		7日	約 5.8×10^{-2}	約 2.8×10^{-3}
入退域時	出入管理所	1日	約 3.9×10^0	約 1.0×10^0
		2日	約 5.2×10^0	約 1.7×10^0
		3日	約 5.9×10^0	約 2.1×10^0
		4日	約 6.3×10^0	約 2.4×10^0
		5日	約 6.7×10^0	約 2.6×10^0
		6日	約 7.0×10^0	約 2.8×10^0
		7日	約 7.3×10^0	約 3.0×10^0
入退域時	制御建屋 出入口	1日	約 5.5×10^0	約 3.6×10^0
		2日	約 7.5×10^0	約 6.2×10^0
		3日	約 8.6×10^0	約 7.7×10^0
		4日	約 9.4×10^0	約 8.7×10^0
		5日	約 1.0×10^1	約 9.6×10^0
		6日	約 1.1×10^1	約 1.1×10^1
		7日	約 1.1×10^1	約 1.1×10^1

表 2-13-2 評価結果 (格納容器ベントを実施する場合)

評価位置		積算日数	評価結果[mSv]	
			直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室 滞在時		1日	約 5.0×10^{-2}	約 1.4×10^{-3}
		2日	約 5.5×10^{-2}	約 2.1×10^{-3}
		3日	約 5.6×10^{-2}	約 2.4×10^{-3}
		4日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		5日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		6日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		7日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
入退域時	出入管理所	1日	約 3.9×10^0	約 1.0×10^0
		2日	約 5.4×10^0	約 1.9×10^0
		3日	約 6.2×10^0	約 2.3×10^0
		4日	約 6.4×10^0	約 2.4×10^0
		5日	約 6.5×10^0	約 2.5×10^0
		6日	約 6.5×10^0	約 2.6×10^0
		7日	約 6.5×10^0	約 2.6×10^0
	制御建屋 出入口	1日	約 5.5×10^0	約 3.6×10^0
		2日	約 7.9×10^0	約 6.7×10^0
		3日	約 9.1×10^0	約 8.4×10^0
		4日	約 9.5×10^0	約 9.0×10^0
		5日	約 9.6×10^0	約 9.3×10^0
		6日	約 9.7×10^0	約 9.4×10^0
		7日	約 9.7×10^0	約 9.5×10^0

2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

具体的な評価方法を以下に示す。

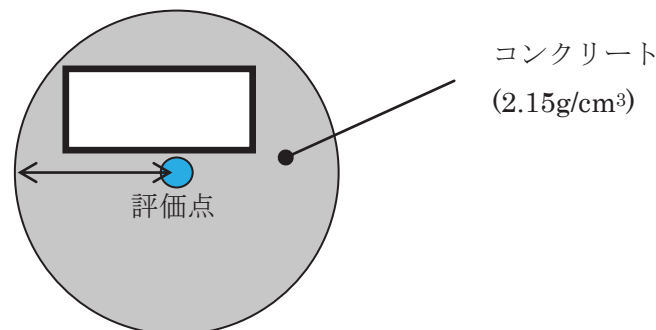
1. 放出量及び大気拡散

大気中への放出放射エネルギーは添付資料 2-2-1 の表 2-1-2 の値を用いた。また、使用する相対線量は添付資料 2-2-1 の表 2-1-5 の値を用いた。

2. 評価体系

中央制御室滞在時の評価においては、中央制御室を囲む遮蔽を考慮し、遮蔽厚さをコンクリート と設定した。また、中央制御室待避所滞在時の評価においては、中央制御室待避所を囲む遮蔽を考慮し、遮蔽厚さをコンクリート と設定した。評価モデルを図 2-14-1 に示す。

入退域時の評価においては、保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。



※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

図 2-14-1 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 評価コード

クラウドシャインガンマ線による被ばくは、以下に示す式を用いて評価した。遮蔽体の減衰率 $B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$ の評価には QAD-CGGP2R を用いた。

【中央制御室滞在時】

$$H = \sum_k \int_0^T h_k(t) dt$$

$$h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$$

【入退域時】

$$H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) dt$$

H	: クラウドシャインガンマ線による実効線量[Sv]
$h_k(t)$: クラウドシャインガンマ線のうち、核種 k からのガンマ線による 単位時間当たりの実効線量[Sv/s]
K	: 空気カーマから実効線量への換算係数(1) [Sv/Gy]
D/Q	: 相対線量[Gy/Bq]
$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s] (0.5MeV 換算)
$p_{k\gamma}$: 核種 k が放出する photon のうち、エネルギー γ の photon の割合[-]
B_γ	: エネルギー γ の photon におけるビルドアップ係数[-]
μ_γ	: エネルギー γ の photon における遮蔽体に対する線減衰係数[1/m]
X	: 遮蔽体厚さ[m]
T	: 評価期間[s]

ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。また、遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は、ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18 群) から MAT XSLIB-J33 (42 群) に変換した。変換方法は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様、「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009年9月 社団法人 日本原子力学会) の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。

4. 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-14-1 及び表 2-14-2 に示す。

表 2-14-1 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		7 日	約 7.3×10^0
入退域時	出入管理所	7 日	約 2.0×10^1
	制御建屋出入口	7 日	約 2.5×10^1

表 2-14-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(格納容器ベントを実施する場合)

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		7 日	約 1.2×10^2
中央制御室待避所滞在時		10 時間	約 4.7×10^0
入退域時	出入管理所	7 日	約 2.1×10^3
	制御建屋出入口	7 日	約 2.7×10^3

2-15 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

具体的な評価方法を以下に示す。

1. 入退域時における評価方法

(1) 地表面の単位面積当たりの積算線源強度

入退域時における被ばく線量は、出入管理所及び制御建屋出入口と同じ濃度で、その周辺の地表面に一様に沈着しているものと仮定した。

地表面の単位面積当たりの積算線源強度[photons/m²]は、核種ごとの単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。

$$S_{\gamma} = \sum_k Q_k \cdot s_{k\gamma}$$

- S_{γ} : エネルギー γ の photon の積算線源強度[photons/m²]
 Q_k : 核種 k の積算崩壊数[Bq・s/m²]
 $s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率[photons/(Bq・s)]

ここで、核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]は以下の式により評価した。

$$Q_k = \int_0^T (\chi/Q) \cdot q_k(t) \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k \cdot (T-t))) dt$$

- Q_k : 核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]
 (χ/Q) : 相対濃度[s/m³]
 $q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]
 V_g : 地表面への沈着速度[m/s]
 f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[-]
 λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]
 T : 評価期間[s]

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は、出入管理所及び制御建屋出入口の値として表 2-1-5 の値を用いた。

地表面への沈着速度は乾性沈着及び湿性沈着を考慮した値を用いた。(添付資料 2 2-9, 2-10, 2-11 を参照)

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、制動放射(UO₂)を考慮した ORIGEN2 ライブラリ(gxuo2brm.lib) 値から求めた。

以上の条件に基づき評価した地表面また、エネルギー群を ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造(18 群) から MATXSLIB-J33(42 群) に変換した。変換方法は「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」(2009 年 9 月(社団法人)日本原子力学会)の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。(図 2-13-1 参照)

以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 2-15-1 から表 2-15-4 に示す。

表2-15-1 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(出入管理所) (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 6.4×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 7.1×10 ¹³
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 7.2×10 ¹³
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 2.8×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 3.5×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 1.7×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 1.5×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 2.6×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 5.3×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 1.7×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 8.3×10 ¹³
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 8.2×10 ¹³
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 1.4×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 5.0×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.0×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.2×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.3×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 2.7×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 2.3×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.1×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 1.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 9.2×10 ⁻¹
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

表2-15-2 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(制御建屋出入口) (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 9.7×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.3×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.6×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.2×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.6×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.2×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.0×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.0×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.5×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.1×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.8×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.1×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 7.5×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.5×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.2×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.9×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.9×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.5×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.7×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 2.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.4×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

表2-15-3 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(出入管理所) (格納容器ベントを実施する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 6.5×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 7.2×10 ¹³
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 7.3×10 ¹³
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 2.9×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 3.6×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 1.8×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 1.5×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 5.4×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 1.7×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 8.7×10 ¹³
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 8.3×10 ¹³
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 2.8×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 1.4×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 5.0×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.0×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.2×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.3×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 2.7×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 2.3×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.1×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 1.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 9.2×10 ⁻¹
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

表2-15-4 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(制御建屋出入口) (格納容器ベントを実施する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 9.8×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.3×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.6×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.4×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.3×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.0×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.1×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.6×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.2×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.8×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.1×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 7.6×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.5×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.2×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.9×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.9×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.5×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.7×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 2.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.4×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

(2) 評価体系

a. 線源領域

出入管理所及び制御建屋出入口周辺の地表面は平坦であるとし、線源領域範囲は地表面からの影響がほぼ飽和する評価点を中心とした2000m四方の範囲とした。なお、この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と仮定し、線源とした。地表面の線源の評価モデルを図2-15-1に示す。

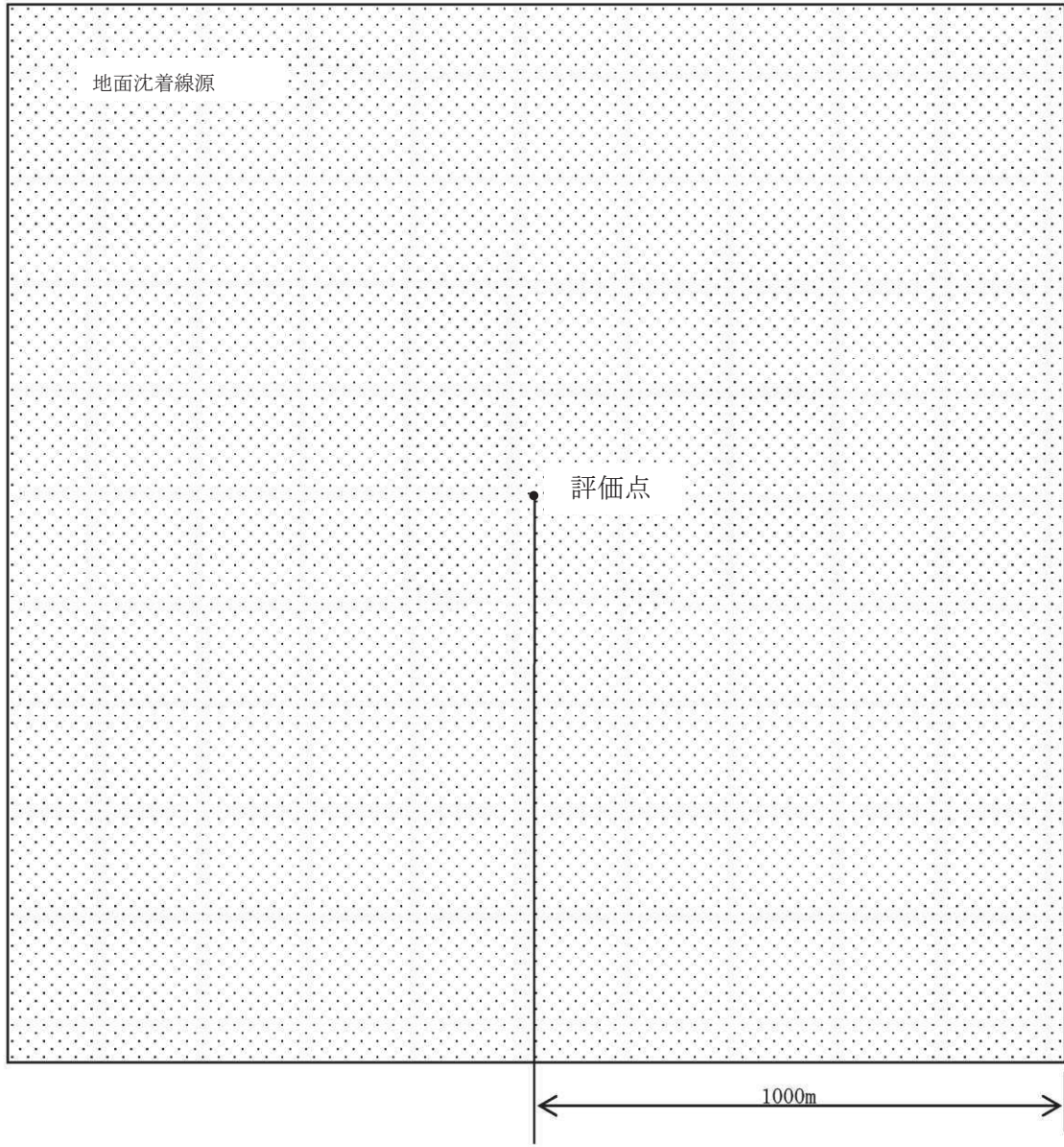
b. 遮蔽及び評価点

入退域時の評価に当たっては、周囲の建屋による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は出入管理所及び制御建屋出入口とし、評価点高さは地面から1.2mとした。

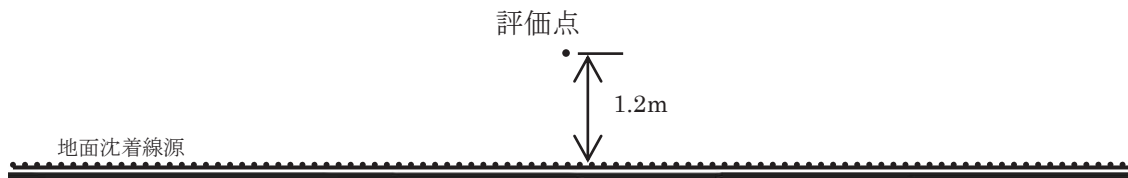
(3) 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコード^{※1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した



【平面図】



【断面図】

図 2-15-1 入退域時のグランドシャインガンマ線評価モデル
(評価点及び線源領域)

2. 中央制御室滞在時における評価方法

(1) 地表面の単位面積当たりの積算線源強度

放射性物質が、中央制御室の中心位置と同じ濃度で、制御建屋の屋上及び制御建屋周りの地表面に一様に沈着しているものと仮定し、1.(1)と同様の手法で単位面積当たりの積算線源強度を評価した。

評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 2-15-5 及び表 2-15-6 に示す。

表2-15-5 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(中央制御室中心) (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 1.0×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.6×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.8×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.8×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.6×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.8×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.4×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.3×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.5×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.4×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.9×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.2×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 8.0×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.6×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.6×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 2.0×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.2×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.3×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.7×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.8×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 3.0×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.5×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

表2-15-6 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(中央制御室中心) (格納容器ベントを実施する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 1.0×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.6×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.8×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.9×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.7×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.9×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.4×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.3×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.6×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.8×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.4×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.5×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 2.0×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.2×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 8.1×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.6×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.6×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 2.0×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.2×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.3×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.7×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.8×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 3.0×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.5×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

(2) 評価体系

a. 線源領域

制御建屋屋上及び制御建屋周辺の地表面を線源領域とした。

制御建屋屋上は平坦であるとし、線源領域の面積は制御建屋の屋上の面積(1640m²=41m×40m)と同一とした。

制御建屋周辺の地表面は平坦であるとし、線源領域範囲は地表面からの影響が飽和する範囲に対し保守的に制御建屋を中心とした2000m四方の範囲とした。なお、この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と仮定し、線源とした。地表面の線源の評価モデルを図2-15-2から図2-15-6に示す。

b. 遮蔽及び評価点

グランドシャインガンマ線の評価においては、制御建屋の外壁・床・天井及び中央制御室待避所遮蔽のみを遮蔽として考慮した。制御建屋の評価モデルの断面図を図2-15-3に、平面図及び評価点を図2-15-4に示す。遮蔽の厚さは建屋の壁・床・天井のコンクリート厚さを考慮し設定した。また、コンクリートの組成は普通コンクリート(密度2.15g/cm³)とした。なお、評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮し、公称値から-5mmとした保守的な遮蔽モデルとなっている。

評価点は、地表面の線源からのグランドシャインガンマ線と、制御建屋の屋上の線源からのグランドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる箇所を選定し評価点とした。なお、評価点高さは中央制御室及び待避所の床面から1.2mとした。

(3) 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコード^{※1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した

3. 評価結果

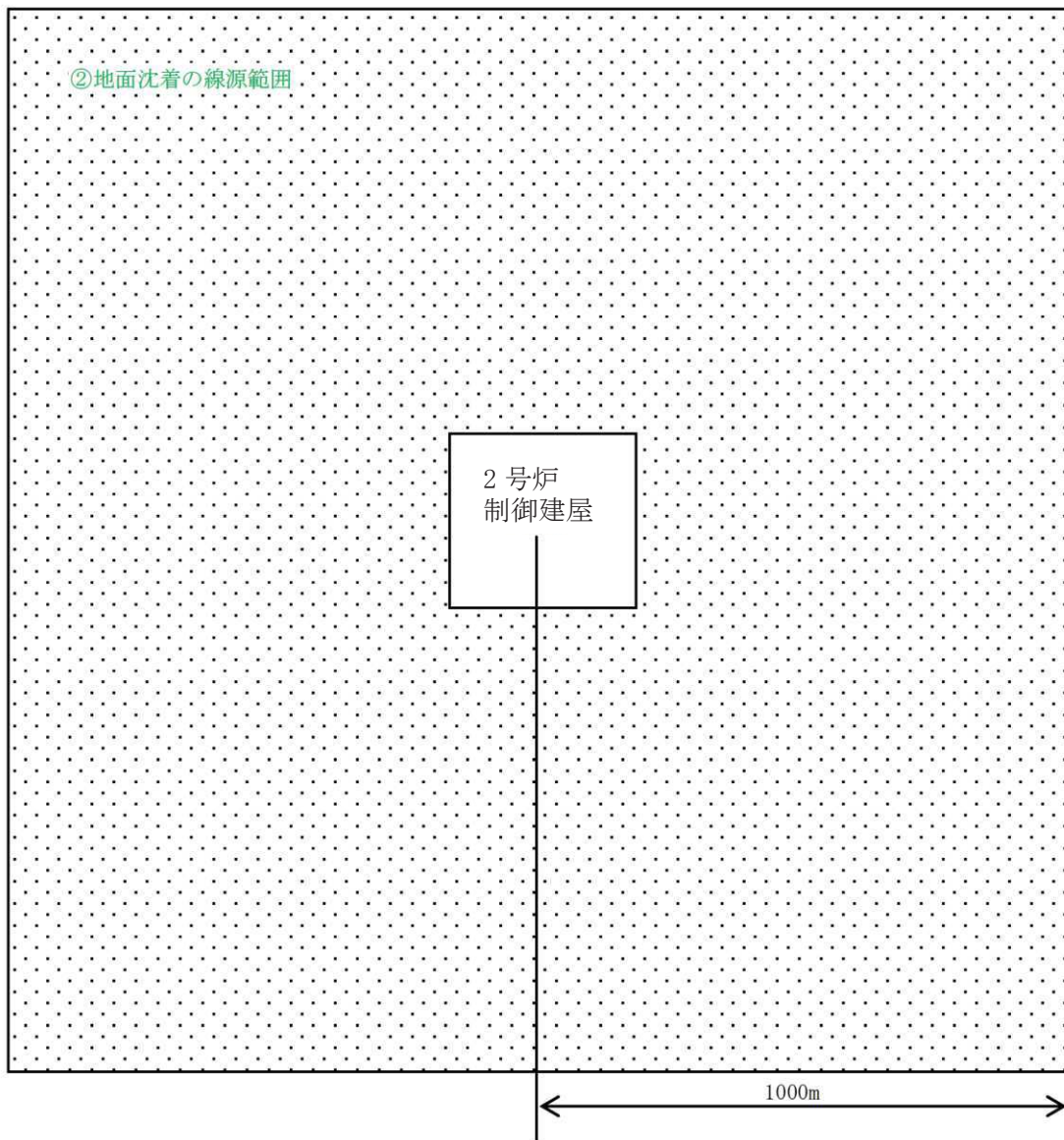
グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表2-15-7及び表2-15-8に示す。

表 2-15-7 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
 (代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)

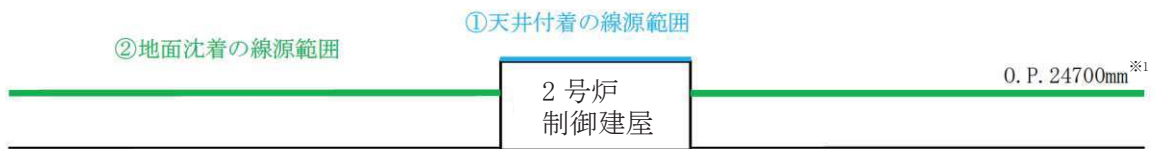
評価位置		線源	積算日数	実効線量
中央制御室滞在時		地表面沈着分	7日	約 1.9×10^1
		屋上沈着分	7日	約 6.0×10^0
		合計	7日	約 2.5×10^1
入退域時	出入管理所	合計	7日	約 8.6×10^2
	制御建屋出入口	合計	7日	約 1.3×10^3

表 2-15-8 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
 (格納容器ベントを実施する場合)

評価位置		線源	積算日数	実効線量
中央制御室滞在時		地表面沈着分	7日	約 1.9×10^1
		屋上沈着分	7日	約 6.1×10^0
		合計	7日	約 2.5×10^1
中央制御室待避所滞在時		地表面沈着分	10時間	約 8.2×10^{-1}
		屋上沈着分	10時間	約 1.6×10^{-2}
		合計	10時間	約 8.3×10^{-1}
入退域時	出入管理所	合計	7日	約 8.7×10^2
	制御建屋出入口	合計	7日	約 1.3×10^3



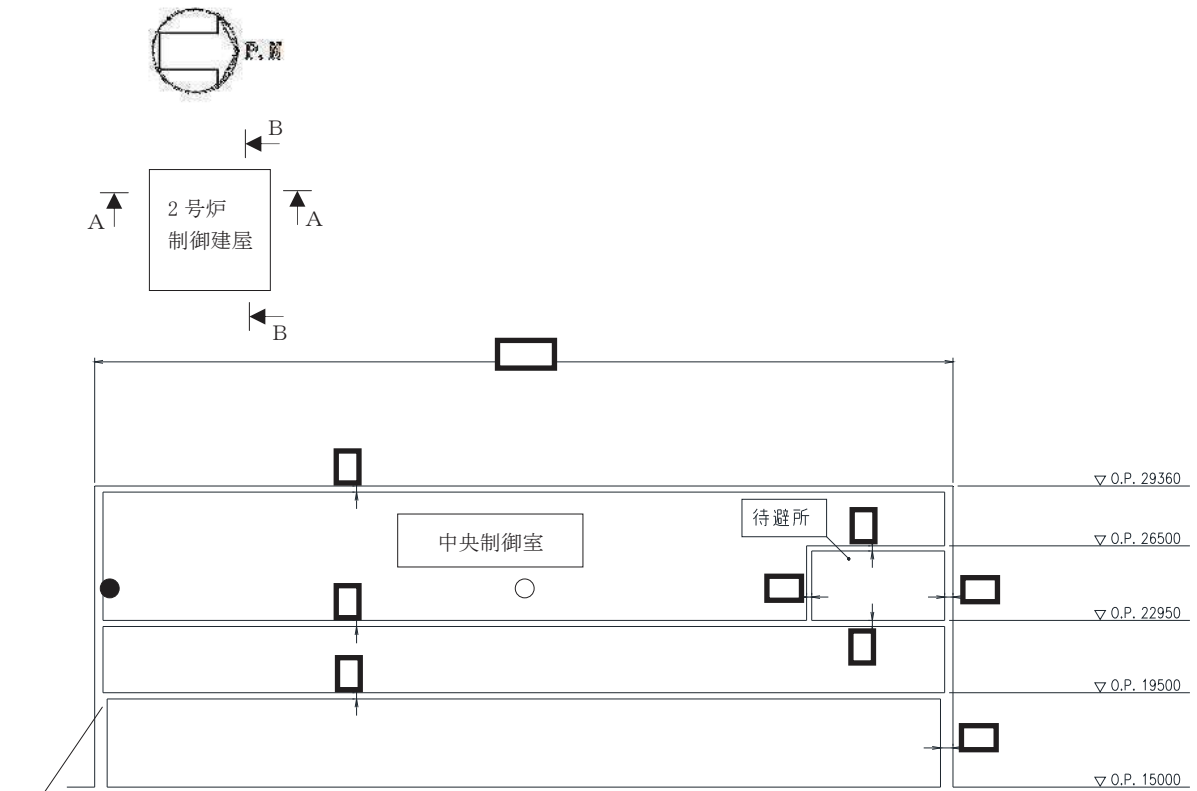
【平面図】



【断面図】

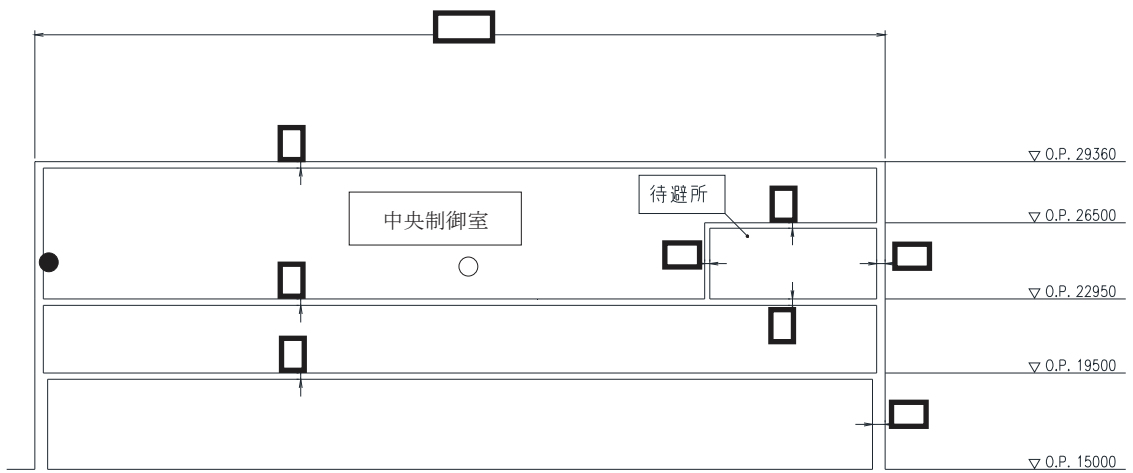
※1 地表面に沈着する線源は保守的に中央制御室内の評価点高さとした。また、待避所内を評価する際の線源高さは待避所内の評価点高さである O. P. 24800mm とする。

図 2-15-2 制御建屋周辺の線源領域（中央制御室滞在時）



コンクリート
(2.15g/cm³) ※1

A-A 断面図



B-B 断面図

単位：mm

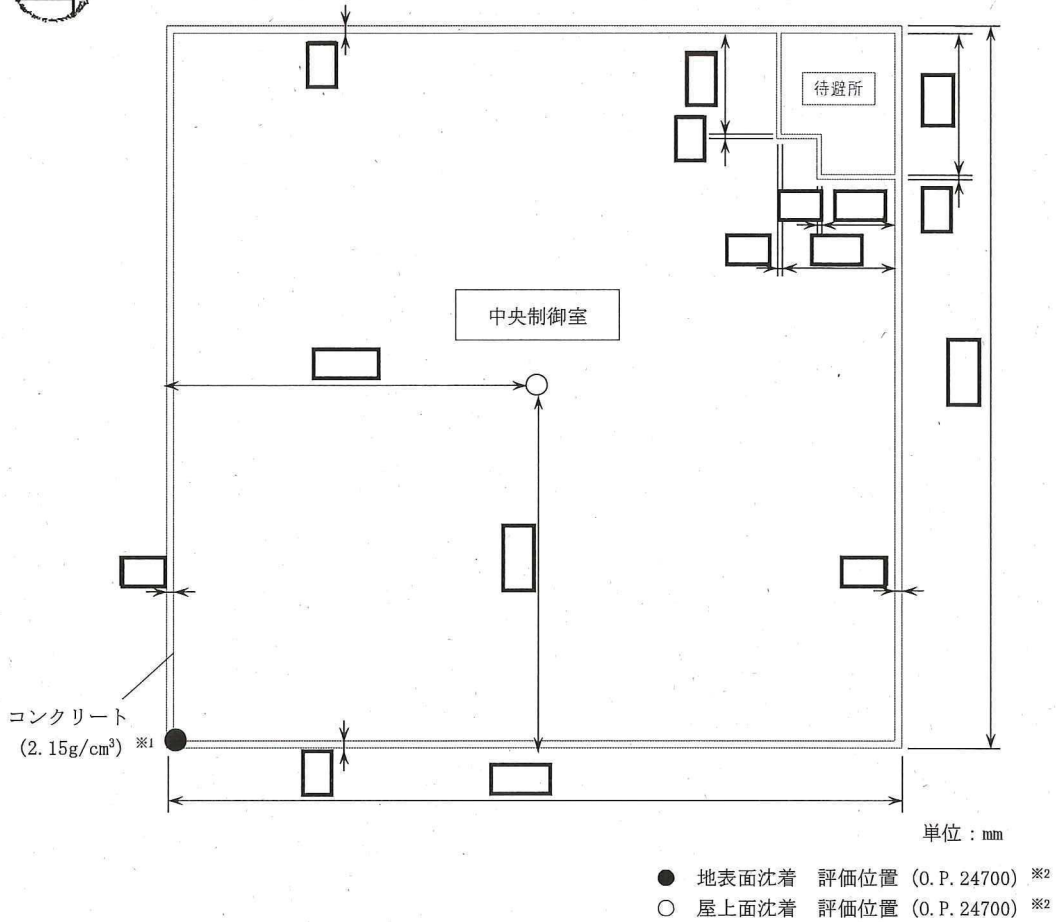
- 地表面沈着 評価位置 (O.P. 24700) ※2
- 屋上面沈着 評価位置 (O.P. 24700) ※2

※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面 (フリーアクセスフロア) から 1.2m の高さ

図 2-15-3 評価モデルの断面図及び評価点 (中央制御室滞在時)

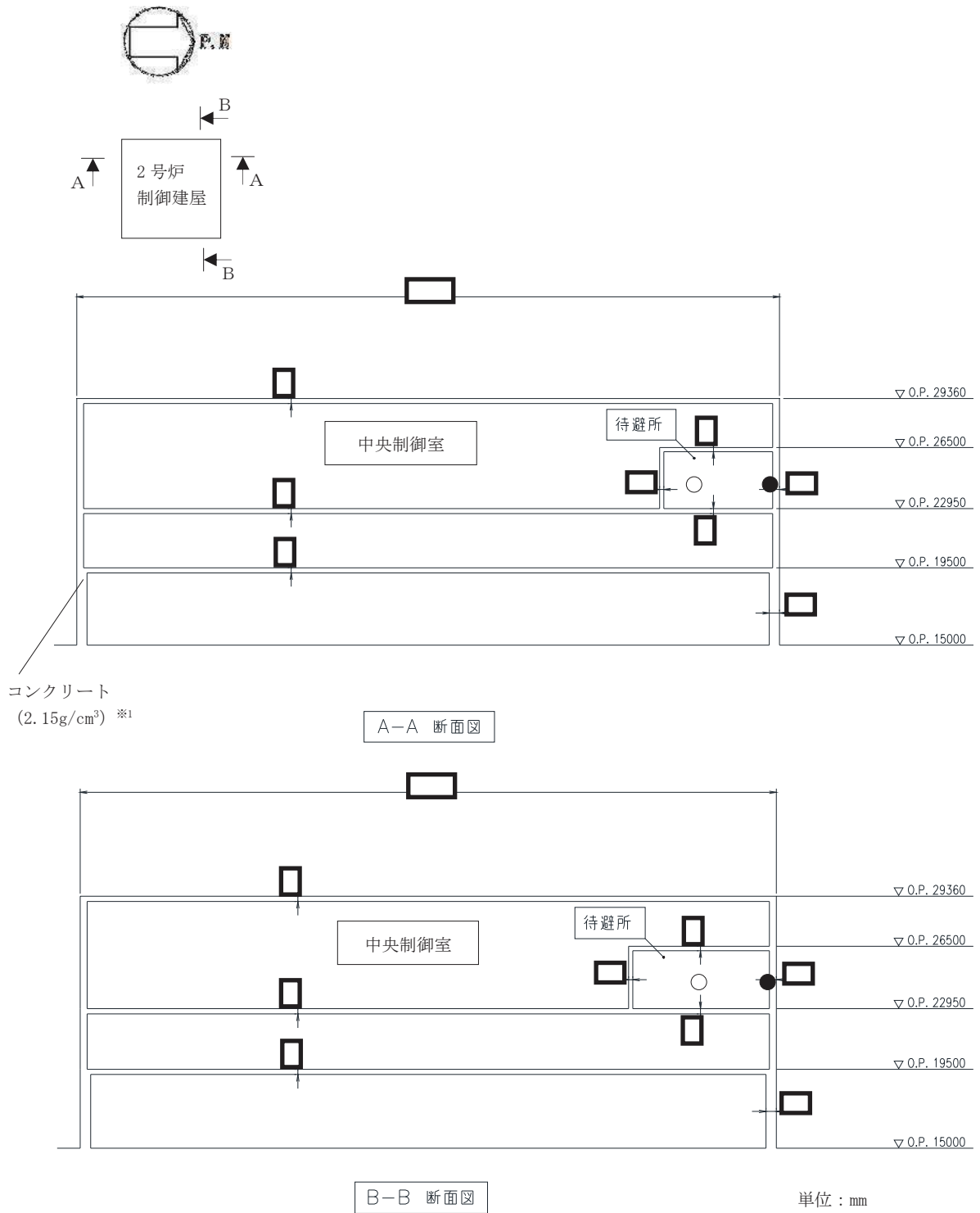
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定
 ※2 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図 2-15-4 評価モデルの平面図及び評価点（中央制御室滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

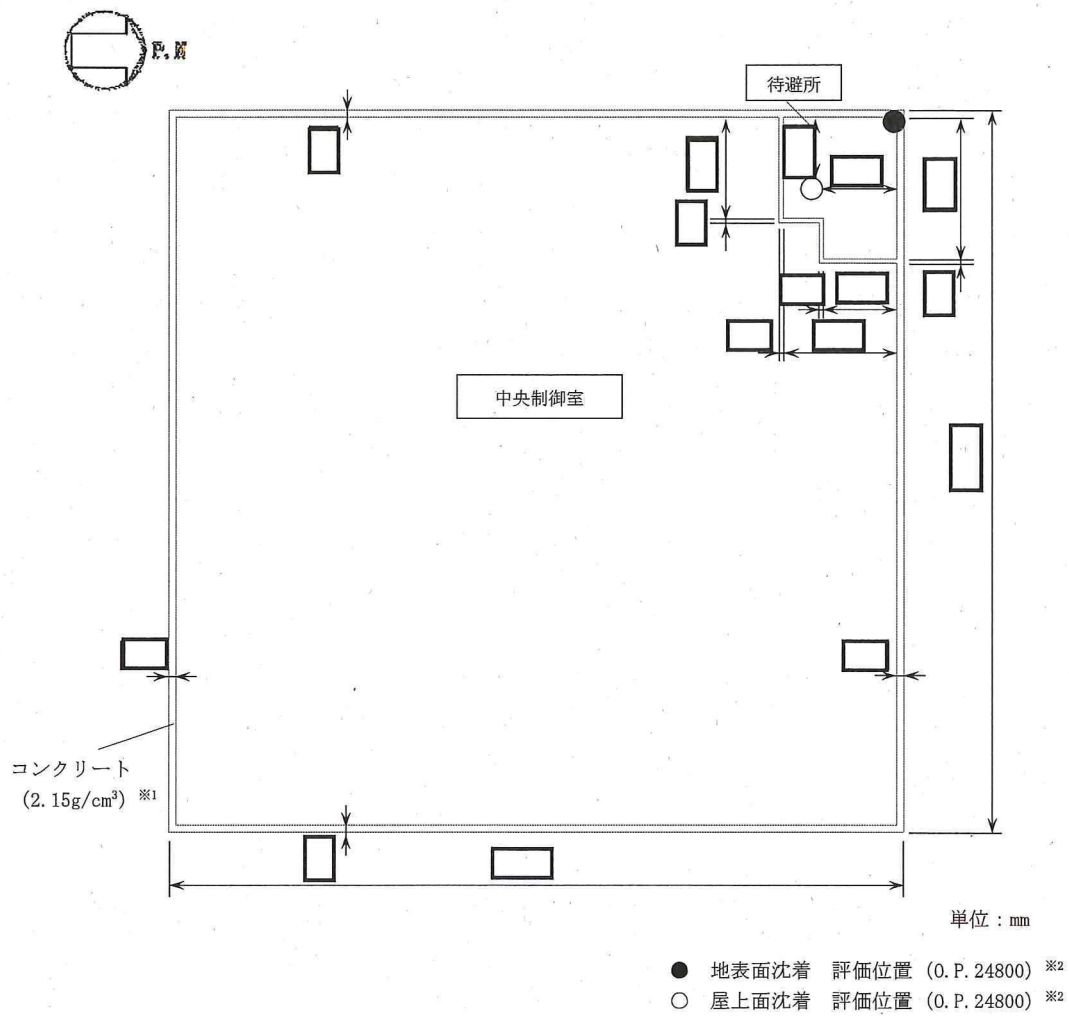


※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図 2-15-5 評価モデルの断面図及び評価点（中央制御室待避所滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図 2-15-6 評価モデルの平面図及び評価点（中央制御室待避所滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における、室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法を以下に示す。なお、中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置は地下2階に設置されており、建屋の床による遮蔽や離隔距離を十分に確保していることから、無視できる程度にまで低減されるものと考え評価対象外とした。

1. 放射性物質の濃度

中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、中央制御室換気空調系の効果を考慮し、以下の式で評価した。なお、保守的な想定として、中央制御室待避所内の放射性物質の濃度は、中央制御室待避所加圧設備による正圧化が終了した直後に中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとし、かつ加圧設備からの空気供給に伴う放射性物質濃度の低減効果は見込まないものとした。

【中央制御室に滞在している期間】

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + \frac{G_2 \cdot E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + (1 - \frac{E_k}{100}) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot Q_k(t)$$

- $m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 [Bq/m³]
- $M_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量 [Bq]
- V_1 : 中央制御室バウンダリ内容積 [m³]
- λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]
- G_1 : 中央制御室換気空調系の外気取入量 [m³/s]
- G_2 : 中央制御室換気空調系の再循環風量のうちフィルタ通過量 [m³/s]
- E_k : 中央制御室換気空調系の非常用再循環フィルタ装置の除去効率 [%]
- $S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放射能濃度 [Bq/m³]
- α : 中央制御室バウンダリへの空気流入量 [m³/s]
(=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積)
- χ/Q : 相対濃度 [s/m³]
- $Q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率 [Bq/s]

【中央制御室待避所に滞在する期間】

$$m_{0k}(t) = \frac{M_{0k}(t)}{V_0}$$

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t)$$

$m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避所内の放射能濃度 [Bq/m³]

$M_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避所内の放射エネルギー [Bq]

V_0 : 中央制御室待避所バウンダリ内容積 [m³]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]

核種の大気中への放出率 [Bq/s] は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表 2-1-5 の値を用いた。

2. 評価体系

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価にあたり想定した評価体系を図 2-16-1 に示す。なお、線源領域は中央制御室及び中央制御室待避所内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。

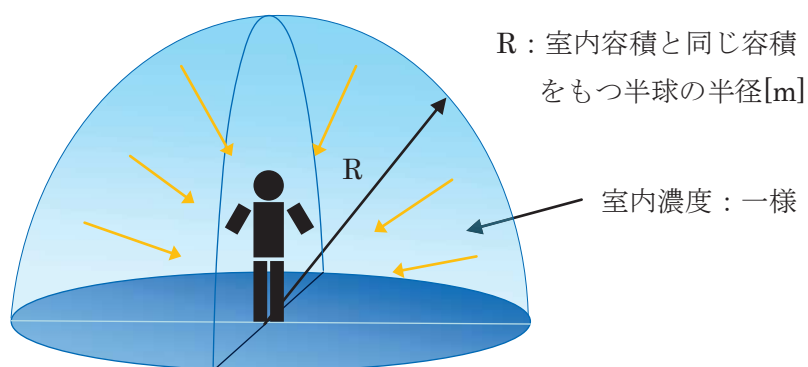


図 2-16-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

3. 評価コード

中央制御室及び中央制御室待避所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては、評価コードを使用せず、以下の式を用いて評価した。

【吸入摂取による内部被ばく】

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

- H : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[Sv]
 R : 呼吸率(1.2/3600)^{※1}[m³/s]
 $H_{k\infty}$: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数^{※2}[Sv/Bq]
 $C_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度[Bq/m³]
 T : 評価期間[s]
 PF : マスクの防護係数[-]

※1 ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定

【外部被ばく】

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

- H : ガンマ線による外部被ばくの実効線量[Sv]
 E_γ : ガンマ線の実効エネルギー(0.5)[MeV]
 μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数[1/m]
 R : 室内容積と同じ容積をもつ半球の半径[m]
 $C_\gamma(t)$: 時刻 t における室内の放射能濃度[Bq/m³]
(ガンマ線 0.5MeV 換算)
 T : 評価期間[s]

4. 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表 2-16-1 及び表 2-16-2 に示す。

表 2-16-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
 (代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)
 (運転員の交替を考慮しない場合)

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	実効線量
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 5.8×10^0
		7日	吸入摂取による 内部被ばく※1	約 6.5×10^2

※1 マスクの着用を考慮しない場合

表 2-16-2 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
 (格納容器ベントを想定する場合)
 (運転員の交替を考慮しない場合)

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	実効線量
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 5.1×10^2
		7日	吸入摂取による 内部被ばく※1	約 3.5×10^3
中央制御室 待避所	中央制御室待避所内 浮遊分	10時間	外部被ばく	約 2.3×10^{-3}
		10時間	吸入摂取による 内部被ばく※1	約 2.8×10^0

※1 マスクの着用を考慮しない場合

2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における、大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法を以下に示す。

1. 放出量及び大気拡散

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表 2-1-5 の値を用いた。

2. 評価コード

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくは、評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

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

H	: 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[Sv]
R	: 呼吸率(1.2/3600) ^{※1} [m ³ /s]
$H_{k\infty}$: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数 ^{※2} [Sv/Bq]
(χ/Q)	: 相対濃度[s/m ³]
$Q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の環境放出率[Bq/s]
T	: 評価期間[s]
PF	: マスクの防護係数[-]

※1 ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定

3. 評価結果

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価結果を表 2-17-1 及び表 2-17-2 に示す。

表 2-17-1 大気中に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の評価結果（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）

評価位置		積算日数	実効線量[mSv] ^{※2}
入退域時	出入管理所	7日 ^{※1}	約 9.4×10^2
	制御建屋出入口	7日 ^{※1}	約 1.4×10^3

※1 屋外に7日間滞在するものとして評価

※2 マスクの着用を考慮しない場合

表 2-17-2 大気中に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の評価結果（格納容器ベントの実施を想定する場合）

評価位置 ^{※1}		積算日数	実効線量[mSv] ^{※2}
入退域時	出入管理所	7日 ^{※1}	約 5.3×10^3
	制御建屋出入口	7日 ^{※1}	約 7.6×10^3

※1 屋外に7日間滞在するものとして評価

※2 マスクの着用を考慮しない場合

2-18 原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は、希ガス類を除き、原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に取り込まれ線源となる。ここでは、中央制御室の居住性に係る被ばく評価における、当該線源からのガンマ線（直接ガンマ線）による入退域時の被ばくの評価方法を示す。

なお、フィルタ装置内（スクラバ水、金属フィルタ及びよう素フィルタ）の放射性物質からのガンマ線については、十分な遮蔽能力（直接ガンマ線に対しては 以上、スカイシャインガンマ線に対して 以上のコンクリート遮蔽厚）があること及び放射線源から、他の被ばく経路からのガンマ線と比較し、十分小さいとして評価の対象外とした。

1. 評価条件

(1) 線源モデル

無機よう素及び粒子状放射性物質が排気管内に付着するものとし、希ガス及び有機よう素は排気管内に付着しないものと想定した。ここで、排気管内の放射性物質の付着割合としては、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置を通過し、大気中に放出される無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の 10%が排気管 100m に付着するものとした（付着割合：10%/100m）。大気中に放出される放射エネルギーは添付資料 2 2-1 の表 2-1-3 に示す。なお、保守的な想定として、評価期間中に屋外に放出される無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が格納容器ベント直後に排気管に移行し、上記の付着割合で付着するものとした。

直接ガンマ線の線源モデルは体積線源^{※1}とした。評価に用いた線源モデルを図 2-18-1 に示す。なお、評価モデルの排気管の長さは、屋外の排気管長さを包絡する長さとした。

※1 排気管 10m の線源強度は、表 2-18-1 を参照。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

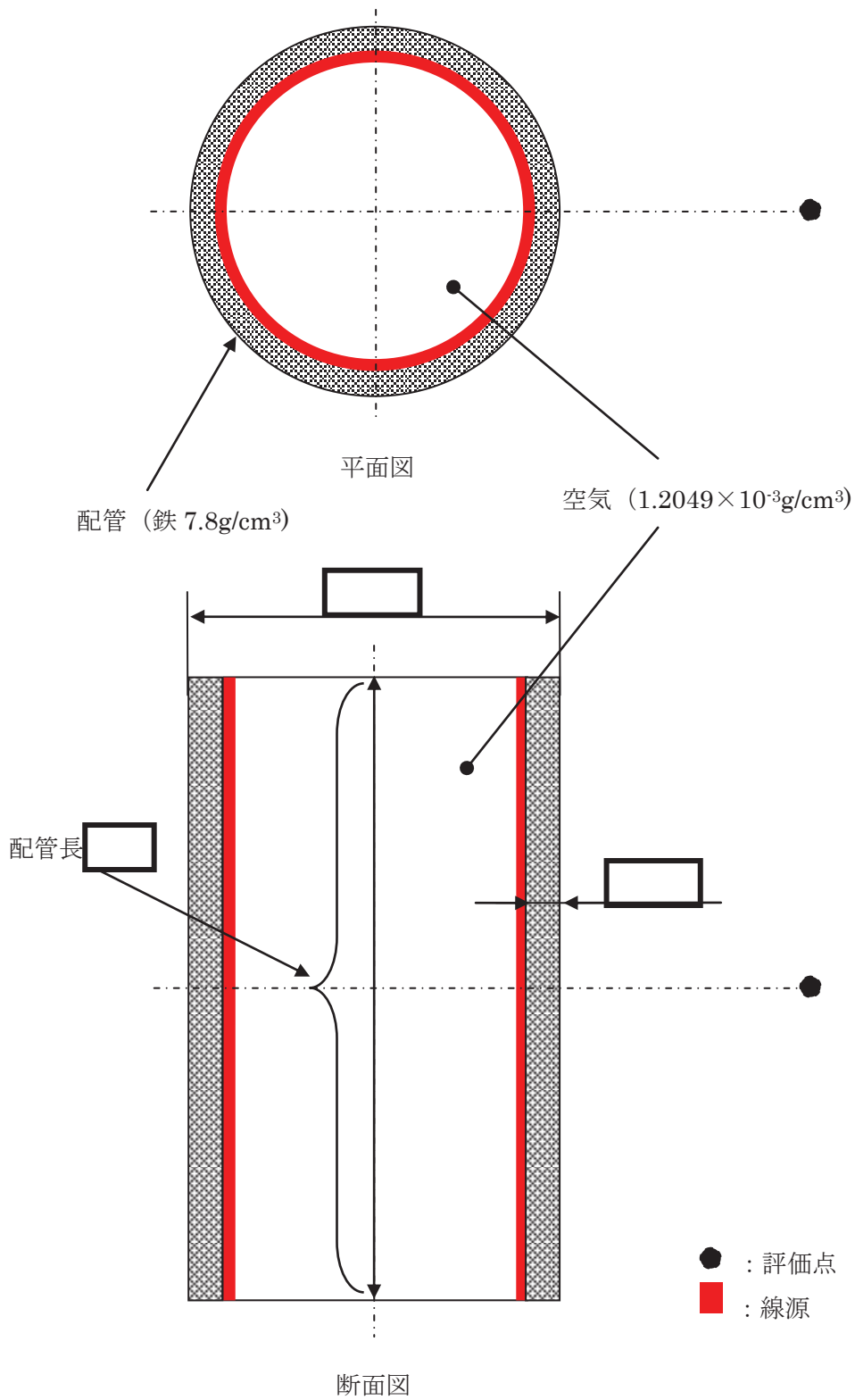


図 2-18-1 評価モデル (直接ガンマ線, 排気管)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 線源強度

排気管内の線源強度は、格納容器ベント開始時刻に無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が配管100mに移行するものとして線源強度を算出した。格納容器ベント開始時刻以降においては、排気管内の線源強度は時間減衰を考慮するものとした。

停止時炉内内蔵量に対する核種ごとの原子炉格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への流入割合（評価期間中に原子炉格納容器フィルタベント系に流入する総量）は、MAAP解析及びNUREG-1465の知見に基づき評価した。なお、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素については、ベントラインへの流入割合の評価条件をそれぞれ設定し評価した。

以上の条件に基づき評価した格納容器ベント開始直後の線源強度を表2-18-1に示す。

表 2-18-1 排気管の線源強度 (格納容器ベント開始直後)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons/(s・10m))
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	1.00×10^{-2}	約 2.7×10^9
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 3.1×10^9
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.4×10^9
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 9.3×10^8
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 5.7×10^8
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 3.8×10^8
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 2.0×10^8
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.0×10^9
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 3.0×10^8
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 8.6×10^8
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.7×10^9
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.5×10^{10}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 7.3×10^9
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 2.9×10^9
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 9.7×10^7
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 4.3×10^9
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 4.8×10^9
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 5.0×10^8
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 1.0×10^9
1.00×10^0	1.33×10^0	約 4.9×10^8
1.33×10^0	1.34×10^0	約 1.5×10^7
1.34×10^0	1.50×10^0	約 2.4×10^8
1.50×10^0	1.66×10^0	約 2.0×10^7
1.66×10^0	2.00×10^0	約 4.2×10^7
2.00×10^0	2.50×10^0	約 8.3×10^6
2.50×10^0	3.00×10^0	約 1.6×10^5
3.00×10^0	3.50×10^0	約 4.3×10^2
3.50×10^0	4.00×10^0	約 4.3×10^2
4.00×10^0	4.50×10^0	約 4.8×10^{-6}
4.50×10^0	5.00×10^0	約 4.8×10^{-6}
5.00×10^0	5.50×10^0	約 4.8×10^{-6}
5.50×10^0	6.00×10^0	約 4.8×10^{-6}
6.00×10^0	6.50×10^0	約 5.5×10^{-7}
6.50×10^0	7.00×10^0	約 5.5×10^{-7}
7.00×10^0	7.50×10^0	約 5.5×10^{-7}
7.50×10^0	8.00×10^0	約 5.5×10^{-7}
8.00×10^0	1.00×10^1	約 1.7×10^{-7}
1.00×10^1	1.20×10^1	約 8.4×10^{-8}
1.20×10^1	1.40×10^1	約 0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	約 0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	約 0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	約 0.0×10^0

(3) 評価点

a. 評価点の位置

入退域時の評価点は、出入管理所及び制御建屋出入口とした。各評価点の線源からの距離を表 2-18-2 に示す。

b. 評価点の高さ

評価点の高さは排気管の中心位置とした。

c. 評価点周りの遮蔽

評価点の周囲には保守的に遮蔽壁がないものとした。

表 2-18-2 各評価点の線源からの距離（入退域時）

評価点	線源
	配管（最近接点からの距離）
出入管理所	約 178m
制御建屋出入口	約 106m

(4) 評価コード

直接ガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コード※を用いた。

※ ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。

(5) 評価結果

原子炉格納容器フィルタベント系排気管からのガンマ線による入退域時の被ばくの評価結果を表 2-18-3 に示す。

表 2-18-3 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からのガンマ線による入退域時の被ばくの評価結果（格納容器ベントの実施を想定する場合）

評価位置※ ¹		積算日数	実効線量[mSv]
入退域時	出入管理所	7 日※ ¹	約 1.2×10^{-2}
	制御建屋出入口	7 日※ ¹	約 4.5×10^{-2}

※¹ 屋外に 7 日間滞在するものとして評価

2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており、原子炉運転時の炉心熱出力として定格熱出力を参照している。以下では、原子炉運転時の炉心熱出力を、設計基準事故解析と同様に、定格熱出力に余裕を見た出力（定格熱出力の105%）とした場合の影響を検討した。

検討の結果、定格熱出力の105%での運転継続を仮定した場合においても、被ばく線量は最大約71mSvとなり、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」を満足することを確認した。以下、検討結果を示す。

<検討>

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において考慮した各被ばく経路からの被ばく線量は、線源となる放射性物質の量に比例し、また、線源となる放射性物質の量は、停止時炉内内蔵量に比例する。

なお、停止時炉内内蔵量は、以下の式より評価している。

停止時炉内内蔵量[Bq] = 単位出力当たりの停止時炉内内蔵量*[Bq/MW] × 炉心熱出力[MW]

※電力共通研究「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究（BWR）」において評価

ここで、原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力の105%とした場合における放射性物質の環境中への放出割合として添付資料2-2-1の表2-1-1に示す値を用いる場合、各被ばく経路からの被ばく線量は炉心熱出力に比例することになる。この場合、炉心熱出力を定格熱出力の105%とした場合における被ばく線量は、定格熱出力を用いて評価した結果を1.05倍することによって求められる。

定格熱出力を用いた場合における各被ばく経路からの合計値（最大約67mSv^{※1}）を1.05倍すると、評価結果は約71mSvになり、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。

※1 「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合の評価結果

2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、「2-2 事象の選定の考え方について」のとおり、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し、代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合及び原子炉格納容器フィルタベント系を用いたサプレッションチェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合を評価対象とした。

一方、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA 時注水機能喪失）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の5つを想定しており、これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されている。なお、DCH は事故発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり、代替循環冷却系を用いることで PCV ベントに至らず事象収束するものである。

このうち、LOCA 時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから、ここでは DCH 発生時の被ばく影響を評価した。

1. 中央制御室内の環境としての評価結果

（7日間積算値）

設置許可基準規則の解釈第 59 条 1b)②、同③において、運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが、設置許可基準規則第 59 条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。

そこで、重大事故等対策の有効性評価のうち、LOCA 時注水機能喪失と DCH の両シナリオにおいて、運用面での対策に期待せず、7日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表 2-20-1 に示す。（以下、LOCA 時注水機能喪失については「大 LOCA(代替循環)」と記載する。）

表 2-20-1 のとおり、内部被ばく、外部被ばくともに大 LOCA(代替循環)が大きい評価結果となった。すなわち、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。（本評価結果に関する考察は別紙参照）

表 2-20-1 マスク着用なし，運転員交替なしの場合の評価結果^{※1※2}

(mSv/7 日間)	内部被ばく	外部被ばく	合計
大 LOCA (代替循環)	約 6.5×10^2	約 3.8×10^1	約 690
DCH (代替循環)	約 2.3×10^2	約 8.0×10^0	約 240

※1 大 LOCA (代替循環)：大破断 LOCA+高圧炉心スプレイ系喪失+低圧注水機能喪失+全交流動力電源喪失（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

※2 DCH (代替循環)：DCH (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

2. 入退域を考慮した場合の評価結果

(7 日間積算値 (1 班あたりの平均))

1. のとおり，中央制御室内環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認したが，中央制御室の運転員は通常 5 直 3 交替体制であり，炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため，交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め，平均的な被ばく線量を確認した。

1. 同様に，大 LOCA(代替循環)と DCH の両シナリオにおいて，中央制御室内でのマスク着用には期待しないが，運転員の交替を平均的に考慮して評価する。5 直 3 交替体制において，中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は

中央制御室滞在時間 49 時間 40 分

入退域回数 10 回 (1 回あたり 12 分)

であるため，

中央制御室内での被ばく線量

= 中央制御室内での被ばく線量 7 日間積算値 × (49 時間 40 分 / 168 時間)

入退域時の被ばく線量

= 入退域評価点での被ばく線量 7 日間積算値 × (10 回 × 12 分 / 168 時間)

として評価する。ただし，入退域においては審査ガイドに基づきマスク (1 日目は PF1000, 2 日目以降は PF50) を着用するものとして評価する。評価結果を表 2-20-2 に示す。

表 2-20-2 のとおり，内部被ばく，外部被ばくともに大 LOCA(代替循環)が大きい評価結果となった。すなわち，入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても，1 班あたりの平均的な環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。

表 2-20-2 中央制御室内マスク着用なしの場合の評価結果 (1 班あたりの平均)

(mSv/7 日間)	内部被ばく	外部被ばく	合計
大 LOCA (代替循環)	約 1.9×10^2	約 2.4×10^1	約 220
DCH (代替循環)	約 6.8×10^1	約 5.6×10^0	約 74

3. 運用面での対策も考慮した場合の評価結果

1. 及び 2. から, 中央制御室内環境としては, 平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても, 大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。このうち DCH (代替循環) については, 交替を考慮した平均的な線量として 100mSv/7 日間を下回ることを確認したが, 運用面での対策を考慮した場合でも, 100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

大 LOCA(代替循環)については想定事故シナリオとして評価していることから, ここでは DCH 発生時の運転員の被ばく影響について, 運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替の両方を考慮した場合に 100mSv/7 日間を下回ることを確認する。運用面での対策については, 簡易的に大 LOCA(代替循環)において想定していたものと同じ条件とする。

評価結果を表 2-20-3 に示す。また, 被ばく線量の合計が最も大きい班 (D 班) の評価結果の内訳を表 2-20-4 に, 中央制御室内にてマスク (PF=1000) を用いている班・滞在日のうち代表例として D 班の 1 日目の評価結果を表 2-20-5 に, 中央制御室内にてマスク (PF=50) を用いている班・滞在日のうち代表例として A 班の 2 日目の評価結果を表 2-20-6 に示す。

評価の結果, DCH 発生時においても運転員の被ばく線量は 100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

表 2-20-3 各勤務サイクルでの被ばく線量 (DCH(代替循環))
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 3.1※4	<small>23直</small> 約 1.6	<small>3直</small> 約 0.76	-	<small>1直</small> 約 0.86	<small>1直</small> 約 0.78	-	約 7.0
B班	<small>3直</small> 約 2.6※4	-	<small>1直</small> 約 1.2	<small>1直</small> 約 0.98	-	-	<small>2直</small> 約 0.55	約 5.3
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 17 ※4	<small>1直</small> 約 1.7	-	-	<small>2直</small> 約 0.68	<small>23直</small> 約 0.82	<small>3直</small> 約 0.31	約 20
E班	-	-	<small>2直</small> 約 0.93	<small>23直</small> 約 1.1	<small>3直</small> 約 0.54	-	<small>1直</small> 約 0.82	約 3.3

- ※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※2 入退域時において、マスク (PF=50) の着用を考慮
- ※3 中央制御室滞在時において、マスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり 1時間外すものとして評価
- ※4 中央制御室滞在時及び入退域時において、事故後 1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。中央制御室滞在時は 6時間当たり 18分間外すものとして評価
- ※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目 1直の被ばく線量に加えて整理。7日目 3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※6を参照)

表 2-20-4 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 (DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位：mSv)

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 1.2×10^1) (約 1.2×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 1.8×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.0×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.5×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 20

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 2-20-5 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
(DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.7×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^0
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 9.9×10^0) (約 1.2×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 1.6×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.9×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.9×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^0
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 6.3×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 17

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 2-20-6 評価結果の内訳 (A 班の 2 日目)
 (DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		A 班の 2 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.6×10^{-3}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{-2}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.0×10^{-1}
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 5.8×10^{-1}) (約 1.2×10^{-2})
	小計 (①+②+③+④)	約 8.7×10^{-1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 6.0×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.0×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 6.7×10^{-1}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 4.3×10^{-3}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 7.4×10^{-1}
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.6×10^0

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

4. 結論

DCH 発生時の被ばく影響を評価した結果、1. 及び2. のとおり、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても、平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても、DCH よりも大 LOCA (代替循環)の方が厳しいことを確認した。このことから、中央制御室の居住性評価に当たって、DCH ではなく大 LOCA (代替循環)を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。

- ・居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが、運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり、判断基準（100mSv/7 日間）を満足する範囲においては、同一事象であっても異なる対策をとることができること
- ・「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては、同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して、運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること

また、DCH 発生時に運用面での対策を考慮することで運転員の被ばく線量が100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

大 LOCA(代替循環)シナリオ及び DCH シナリオの被ばく線量の違いについての考察

運転員がマスクを着用せずに 7 日間中央制御室内にとどまった場合、大 LOCA(代替循環)の方が被ばく線量が大きくなる。これは、表 2-20-1 に示すとおり大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことは、各シナリオの放射性物質の放出開始時刻、非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室換気空調系の起動時刻のタイムチャートによって説明することができ、以下に要因について示す。(図 2-20-1 参照)

被ばく評価では、運転員の被ばく低減設備である中央制御室換気空調系(以下「MCR 空調」という。)及び非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)の効果を考慮しており、各設備の効果は事象発生から 30 分後(MCR 空調)及び 70 分後(SGTS)から期待している^{※1}。これに対して、大 LOCA(代替循環)及び DCH の原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出開始時刻は、MAAP 解析から、事象発生から約 5 分後(大 LOCA(代替循環))及び約 40 分後(DCH)となっており、大 LOCA(代替循環)の方が早い。

SGTS の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、どちらも SGTS 起動前に放出が開始している点では同じであるものの DCH に対し大 LOCA(代替循環)の方がより早く放出が開始するため、SGTS の効果に期待できない時間が長い。(図 2-20-1 要因①)

また、MCR 空調の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、DCH では MCR 空調の起動後に放出が開始しているのに対して、大 LOCA(代替循環)では MCR 空調の起動前に放出が開始し、MCR 空調の効果に期待できない時間から放出が開始している。(図 2-20-1 要因②)

以上の要因により、大 LOCA(代替循環)の方が、事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く、内部被ばく及び外部被ばくともに大きくなり、結果として、運転員がマスクを着用せずに 7 日間中央制御室内にとどまった場合における合計被ばく線量についても大きい結果となる。

※1 SGTS により原子炉建屋の負圧を維持していない期間は、原子炉建屋の換気率は無限大[回/日]と設定している。また、MCR 空調を運転していない期間は、中央制御室に取り込まれた放射性物質が再循環フィルタ装置により低減される効果を考慮していない。

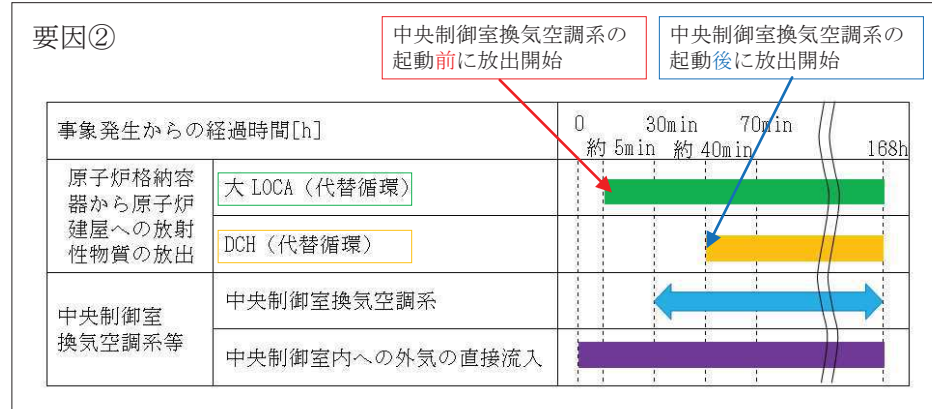
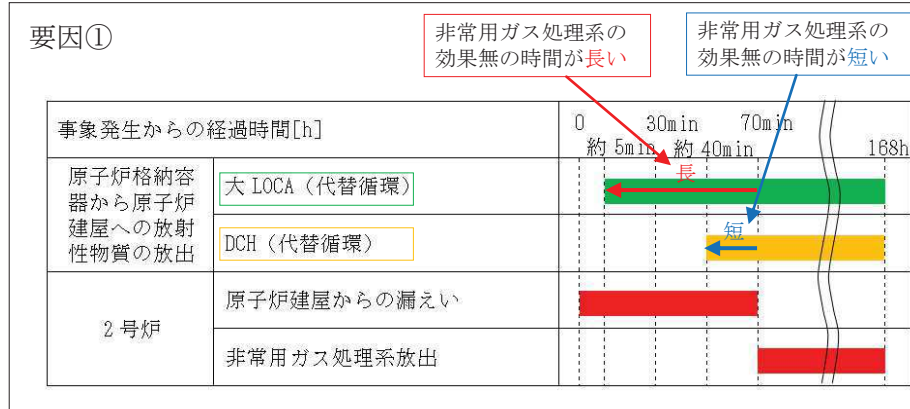
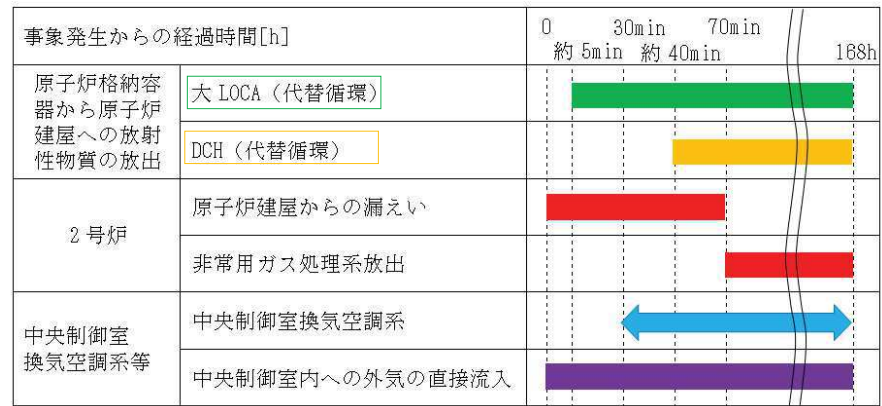


図 2-20-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

2-21 格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響について

女川原子力発電所2号炉においては、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」するシナリオを選定している。当該シナリオにおいて、「代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合」及び「原子炉格納容器フィルタベント系を用いたサプレッションチェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合」を評価対象としている。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性の評価においては、格納容器ベントの実施タイミングを事象発生から約 53 時間後と設定しており、運転員の被ばく線量が 100mSv/7 日間を下回ることを確認している。一方、「女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）について」の 4.3 操作手順の概要に示したとおり、格納容器ベントは格納容器ベント判断（事象発生から約 46 時間後）から格納容器圧力が限界圧力に接近するまで（事象発生から約 53 時間後^{※1}）に実施するものとしており、事象発生から約 53 時間よりも前に格納容器ベントを実施することが可能な運用となっている。

ここでは、格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響を確認するために、格納容器ベントを事象発生約 46 時間後に実施する場合の居住性評価に与える影響について検討を行った。

検討の結果、格納容器ベントを事象発生約 46 時間後に実施する場合、保守的な条件で評価をしても運転員の被ばく線量は最大約 75mSv となり、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

- ※1 外部水源注水量限界を超えないように格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇し、事象発生から約 53 時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力（854kPa[gage]）に接近する。

1. 居住性評価に与える影響

格納容器ベントを約 46 時間後に実施する場合（以下、「46 時間ベント時」という。）及び約 53 時間後に実施する場合（以下、「53 時間ベント時」という。）の大気中への放出放射エネルギー（事象発生から 7 日間の積算値）並びにその比を表 2-21-1 及び表 2-21-2 に示す。46 時間ベント時は、53 時間ベント時と比べ、原子炉格納容器内での除去（自然沈着等）や時間減衰の効果に期待できる期間が短くなるため、ベントライン経由の放出量は大きくなる傾向となる。ただし、格納容器ベント実施後は原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えいが減少することから、原子炉建屋経由の放出量は、より早く格納容器ベントを実施する 32 時間ベント時の方が小さい傾向となる。

放出タイミングが異なることについては、班交替や中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の正圧化のタイミング等を適切に変更することにより対応可能であることから、放出タイミングの違いそのものが居住性に与える影響は小さいものと考えられる。このため、運転員の被ばく線量の評価結果は、環境中への放出放射エネルギーに概ね比例すると考えられる。

表 2-21-1 及び表 2-21-2 より、被ばく線量に支配的な影響を及ぼす希ガスとよう素の放出放射エネルギーは、53 時間ベント時に対し、46 時間ベント時では最大約 1.2 倍となっている。ここでは、格納容器ベントを実施する事故シーケンスの被ばく線量が、被ばく経路「地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく」からの寄与を除き^{※1}、被ばく経路によらず 1.2 倍になるものと仮定し、運転員の被ばく線量を評価した。

46 時間ベント時における運転員の被ばく線量の評価結果を、表 2-21-3 に示す。評価の結果、格納容器ベントを実施する場合の被ばく線量が最大となる班(約 66mSv^{※2})においても、被ばく線量は約 75mSv となり、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足する結果となった。

※1 「地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく」は、原子炉建屋経由で放出されたよう素からの寄与が支配的となる。表 2-21-2 に示すとおり、53 時間ベント時と比較し、46 時間ベント時では原子炉建屋経由のよう素の放出放射エネルギーは減少することを踏まえ、当該被ばく経路からの寄与は 1.2 倍の仮定から除くこととした。

※2 「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 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」に示した評価結果のうち、格納容器ベントを実施する場合の D 班の評価結果（表 7-2-1 を参照）

表 2-21-1 大気中への放出放射エネルギー
(格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出)

	原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (7日間積算値)		
	①46時間ベント時	②53時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 5.3×10^{17}	約 4.6×10^{17}	1.16
よう素類	約 8.0×10^{15}	約 7.3×10^{15}	1.09
Cs 類 ^{※1}	約 2.4×10^9	約 2.0×10^9	1.16
Te 類 ^{※1}	約 4.2×10^8	約 3.3×10^8	1.28
Ba 類 ^{※1}	約 1.6×10^8	約 1.3×10^8	1.24
Ru 類 ^{※1}	約 6.9×10^7	約 5.8×10^7	1.20
La 類 ^{※1}	約 3.2×10^7	約 2.7×10^7	1.18
Ce 類 ^{※1}	約 2.4×10^7	約 1.9×10^7	1.27

※1 Cs 類等は、53 時間ベント時に対し、46 時間ベントでは 1.2 倍以上放出されているものもあるが、希ガス及びよう素と比較し放出放射エネルギーが数桁小さく、被ばく線量に及ぼす影響が小さいため、今回の検討においては無視できる。

表 2-21-2 大気中への放出放射エネルギー
(原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出)

	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (7日間積算値)		
	①46時間ベント時	②53時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.3×10^{16}	約 1.4×10^{16}	0.88
よう素類	約 4.8×10^{15}	約 5.2×10^{15}	0.92
Cs 類	約 6.4×10^{13}	約 6.4×10^{13}	1.00
Te 類	約 2.3×10^{13}	約 2.3×10^{13}	1.00
Ba 類	約 2.3×10^{13}	約 2.3×10^{13}	1.00
Ru 類	約 2.5×10^{12}	約 2.5×10^{12}	1.00
La 類	約 1.1×10^{12}	約 1.1×10^{12}	1.00
Ce 類	約 9.0×10^{11}	約 9.0×10^{11}	1.00

表 2-21-3 46 時間ベント時の評価結果の内訳 (単位: mSv)
 (53 時間ベント時の評価結果のうち格納容器ベントを実施した号炉からの
 寄与^{※1※2}に対し 1.2 倍の仮定を適用)

被ばく経路		格納容器ベント実施 (括弧内: 53 時間ベント時の値)
中央 制御室 潜在時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{-2} (約 4.2×10^{-2})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.6×10^0 (約 7.2×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.6×10^1 (約 3.8×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 3.9×10^1 (約 3.2×10^1)
	外部被ばく	約 6.9×10^0 (約 5.8×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 6.5×10^1 (約 5.6×10^1)
入 退 域 時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^{-2} (約 1.7×10^{-2})
	⑦地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.7×10^0
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 7.7×10^{-3} (約 6.4×10^{-3})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.9×10^0 (約 9.8×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 75 (約 66)

※1 「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 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」に示した評価結果のうち、格納容器ベントを実施する場合の D 班の評価結果

※2 被ばく経路「地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく」からの寄与を除く

2-22 格納容器漏えい率の設定について

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境への Cs-137 漏えい評価において、格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、1Pd～1.5Pd の場合および 1.5Pd～2Pd の場合の 3 種類を設定する。

1. 格納容器圧力が 1Pd 以下の場合

格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、427kPa[gage]で 0.9%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $5 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量进行评估している。

427kPa[gage]での 0.9%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果をもとにさらに保守的な値を設定した。

2. 格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合

格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合、640kPa[gage]で 1.1%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $6 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量进行评估している。

640kPa[gage]での 1.1%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果をもとにさらに保守的な値を設定した。

3. 格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd の場合

格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd の場合、854kPa[gage]で 1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $7 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量进行评估している。

854kPa[gage]での 1.3%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果をもとにさらに保守的な値を設定した。

○AEC の評価式^{※1}

<格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 0.873\%$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率	
L_0	: 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd))	【0.5%/日】
P_t	: 事故時の格納容器内圧力	【528kPa[abs]】
P_d	: 設計圧力	【485kPa[abs]】
P_a	: 格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】
R_t	: 事故時の気体定数 ^{※2}	【487.4J/Kg・K】
R_d	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T_t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】
T_d	: 設計格納容器内温度 漏えい試験時の温度 (20°C)	【293.15K】

<格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.069\%$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率	
P_t	: 事故時の格納容器内圧力	【741kPa[abs]】
R_t	: 事故時の気体定数 ^{※2}	【487.4J/Kg・K】
T_t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】

<格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.235\%$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率	
P_t	: 事故時の格納容器内圧力	【955kPa[abs]】
R_t	: 事故時の気体定数 ^{※2}	【487.4J/Kg・K】
T_t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance requirements" USAEC technical safety guide, Dec. 1966

※2 事故時の気体定数は水素ガス (2.016) : 窒素ガス (28.01) : 水蒸気 (18.02) のガス組成 16% : 16% : 68%より計算している。AEC の評価式が事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が小さい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス量発生 (約 990kg) を考慮して設定した。

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

<格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.502\%$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L_0 : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd))

【0.5%/日】

P_t : 事故時の格納容器内圧力

【528kPa[abs]】

P_d : 設計圧力

【485kPa[abs]】

P_a : 格納容器外の圧力

【101.325kPa[abs]】

<格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.506\%$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

P_t : 事故時の格納容器内圧力

【741kPa[abs]】

<格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\%$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

P_t : 事故時の格納容器内圧力

【955kPa[abs]】

2-23 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について

鉄筋コンクリート構造の中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリは気密性,並びに鉄筋コンクリート構造の中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は遮蔽性を維持する必要がある。

地震時については,建屋の機能維持は,建屋の各層の耐震壁が鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみ度の許容限界 (2.0×10^{-3}) を満足していれば機能は満足されていると考えられる。地震によらない場合を含めて躯体に生じるひび割れに対して,以下のとおり機能を維持する設計とする。

1. 気密性の維持

気密性の維持に関して,乾燥収縮によるひび割れについては,「原子力施設における建築物の維持管理指針((社)日本建築学会,2015)」(以下,維持管理指針という。)によると,通常,コンクリート構造物の使用性が確保されていれば,空調機により機能維持できるとしている。そこで,維持管理指針の使用性に影響を与えるひび割れの評価基準(ひび割れ幅が1mm以上(屋内))を準用して補修を行い,定期的な空気流入率試験により,気密性を維持していることを確認する。

地震時に生じるひび割れについては,地震応答解析を行い算定する基準地震動 S_s による耐震壁のせん断ひずみ度が概ね弾性状態にとどまらない場合は,せん断ひずみ度から空気漏えい量を算定してその値が設置する換気設備の性能を下回ることによって,気密性を維持する設計とする。

(財)原子力発電技術機構は,「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書^(注1)」において,耐震壁の残留ひび割れからの通気量の評価式が,十分に実機への適用性があることを確認している。更に,開口部の存在による通気量割増率の評価式も示されており,「開口部の残留ひび割れ幅の割増率がおおよそ推定できる」としている。

したがって,中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリを構成する壁が鉄筋コンクリート造であり,壁厚も「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書」に示される壁厚と同程度であることから,同文献にて提案されている各評価式を用い,中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリにおける空気漏えい量の算出を行う。以下に評価式を示す。

(注1) 財団法人 原子力発電技術機構「耐震安全解析コード改良試験 原子炉建屋の弾塑性試験 試験結果の評価に関する報告書 平成5年度」

$$Q=C\gamma^{2.57}\Delta P/T$$

ここで、

Q : 単位面積当たりの流量 (ℓ/min/m²)

C : 定数

(中央値は 2.24×10^6 , 95%非超過値は 1.18×10^7)

γ : 最大せん断ひずみ

ΔP : 差圧 (mmAq)

T : 壁厚 (cm)

$$\Delta_q = \{(a^2-1) \left(\frac{q'}{q_0} - 1\right) - 1\} \beta + 1$$

ここで、

Δ_q : 通気量割増率

a : 通気量割増範囲 (=3)

$\frac{q'}{q_0}$: 定数

(中央値とみなされる評価法では 1.81, 安全側とみなされる評価法では 7.41)

β : 壁の見付け面積に対する開口の総面積

2. 遮蔽性の維持

維持管理指針によると、乾燥収縮によるひび割れは躯体を直線的に貫通するものではないため、遮蔽性に与える影響はないこと、地震などにより発生した貫通するひび割れの影響については放射線が直接通過することはないことの研究成果を踏まえ、コンクリート構造物の使用性が確保されていれば遮蔽性に影響を及ぼさないとしている。そこで、使用性に影響を与えるひび割れの評価基準（ひび割れ幅が 1 mm以上（屋内））を準用して補修を行うことにより、遮蔽性を維持する。

地震時に生じるひび割れについては、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震力に対して構造強度を確保することで、地震後のひび割れはほぼ閉鎖し、貫通するひび割れが直線的に残留しないと考えられるため、遮蔽性を維持する設計とする。

2-24 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について

原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出割合は、MAAP コードを用いて評価を行っている。本評価における放射性物質の放出割合は、希ガス等の気体に対するものであり、エアロゾル粒子が漏えい孔で捕集される効果は考慮されていない。これにより、MAAP コードでの評価におけるエアロゾル粒子の漏えい量については、実現象より大きく評価されていると考えられる。

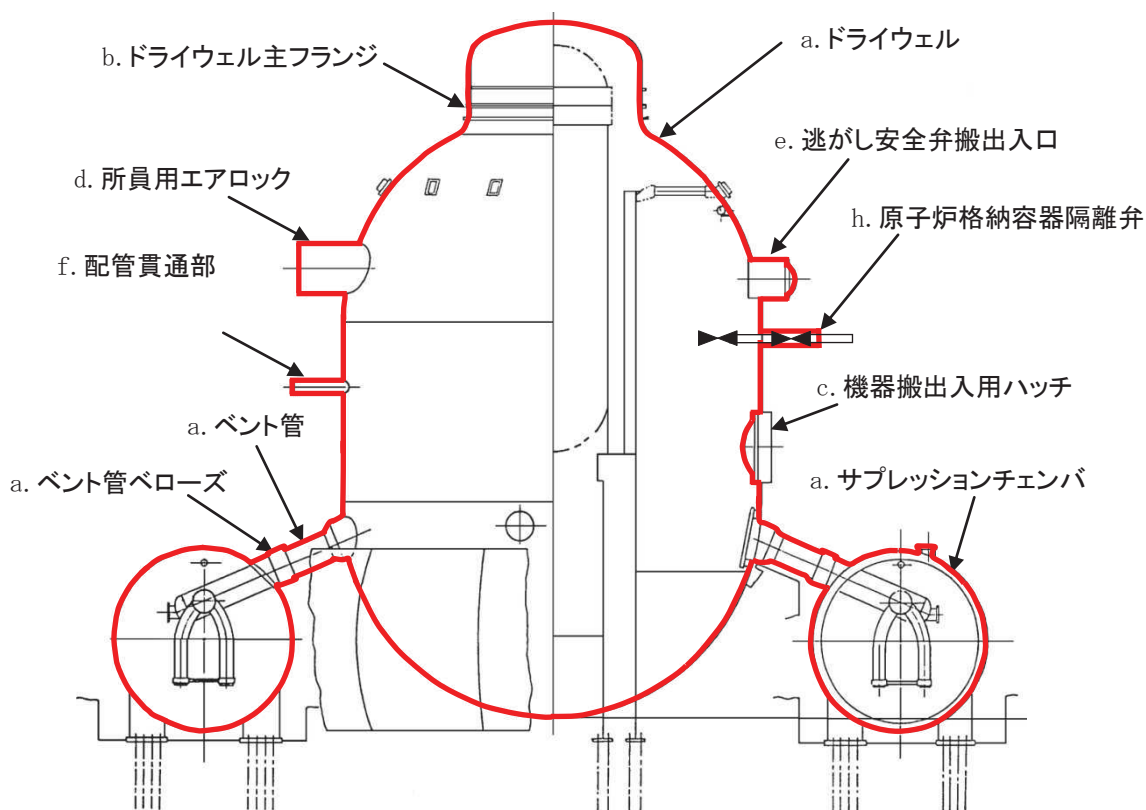
エアロゾル粒子の漏えい孔での捕集効果については、シール部が健全な場合を模擬した実験等の知見は確認されていないものの、シール部が損傷した場合を模擬した実験の結果が報告されており、その中で、シール部が損傷している場合においても漏えい孔には一定の捕集効果があると結論付けている。

中央制御室の居住性及び有効性評価における対策要員の実効線量評価においては、原子炉格納容器のシール機能は健全であると想定しており、エアロゾル粒子の漏えい孔での捕集効果に期待できるものと考えられる。

これらを踏まえ、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果は $DF=10$ と設定している。

以下に、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果の考え方を示す。

1. 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所
 原子炉格納容器の概要図を図 2-24-1 に示す。



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- a. 原子炉格納容器本体（ドライウェル，サプレッションチェンバ，ベント管（ベント管ベローズ含む））
- b. ドライウェル主フランジ
- c. 機器搬出入用ハッチ
- d. 所員用エアロック
- e. 逃がし安全弁搬出入口
- f. 配管貫通部
- g. 電気配線貫通部
- h. 原子炉格納容器隔離弁

図 2-24-1 原子炉格納容器の概要図

原子炉格納容器バウンダリの構成部について，重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として，原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。

原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因を表 2-24-1 に示す。

表 2-24-1 原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因

構成部		機能喪失要因	
		構造部	シール部
a. 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウエル基部	延性破壊	—
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—
b. ドライウエル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
c. 機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	—
	円筒胴	延性破壊	変形, シール能力低下
	鏡板	座屈	—
d. 所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形, シール能力低下
	円筒胴	延性破壊	—
	シール部 (扉以外)	—	シール能力低下
e. 逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	ヒンジボルト	延性破壊	—
f. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊, 座屈	—
	端板	延性破壊	—
	ボルト締付平板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
	閉止板	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
	短管	延性破壊	—
g. 電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—
	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッダ	延性破壊	—
	モジュール	—	変形, シール能力低下
h. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—
	シール部	—	シール能力低下

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており溶接部も含め連続構造である。これらについては約 2.6Pd 以上まで放射性物質の閉じ込め機能を確保できると評価^{*1}しているため、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

※1 詳細は「重大事故等対策の有効性評価について 付録 2 原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価結果」を参照

一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。各構成部のシール部の構造は図 2-24-2-1～8 のとおりであり、その構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。

- ① フランジ構造のシール部 (b. ドライウェル主フランジ, c. 機器搬出入用ハッチ, d. 所員用エアロック, e. 逃がし安全弁搬出入口, f. 配管貫通部)
- ② 電気配線貫通部のシール部 (g. 電気配線貫通部)
- ③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (h. 原子炉格納容器隔離弁)

このうち、③は、原子炉格納容器隔離弁の弁体を弁座に押しつけてシートする構造であり、弁シートから漏えいした場合は配管内へ漏えいすることとなり、配管の系外への漏えいを伴うものではないため、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい経路とはならないと考えられる。

したがって、原子炉格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい経路としては、①及び②のシール部が想定される。

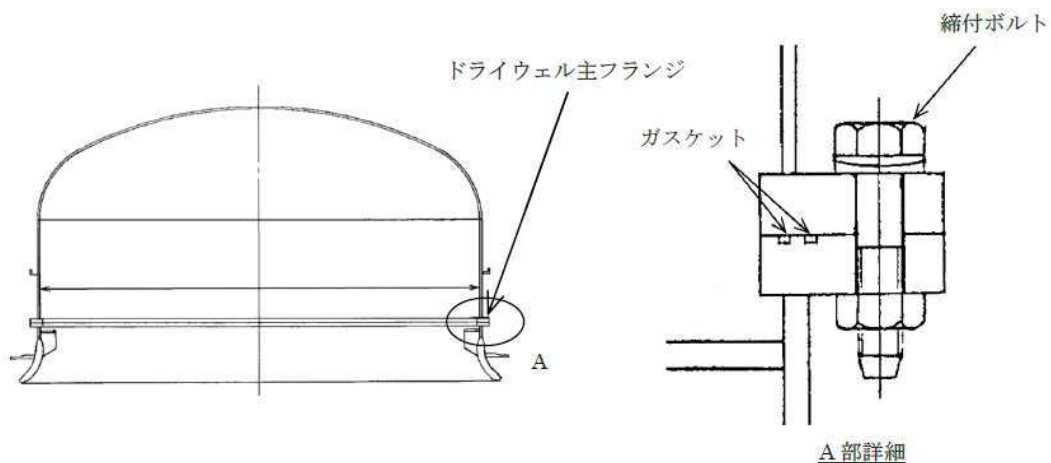


図 2-24-2-1 ドライウェル主フランジシール部概要図

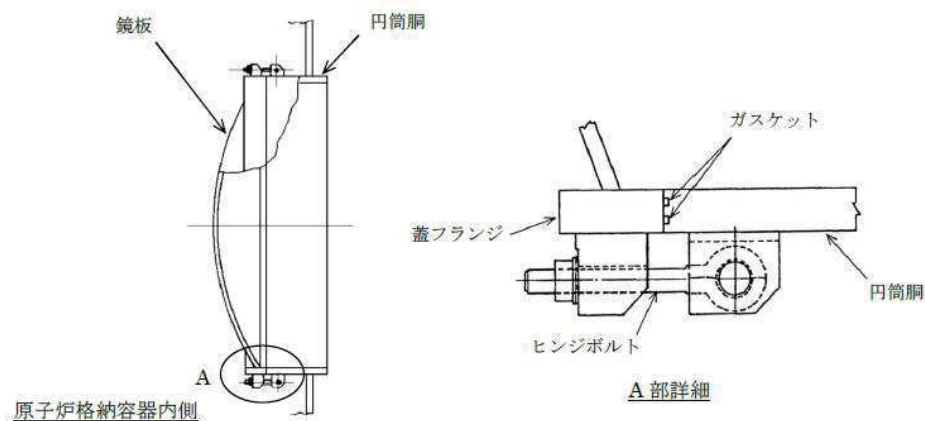


図 2-24-2-2 機器搬出入用ハッチシール部概要図

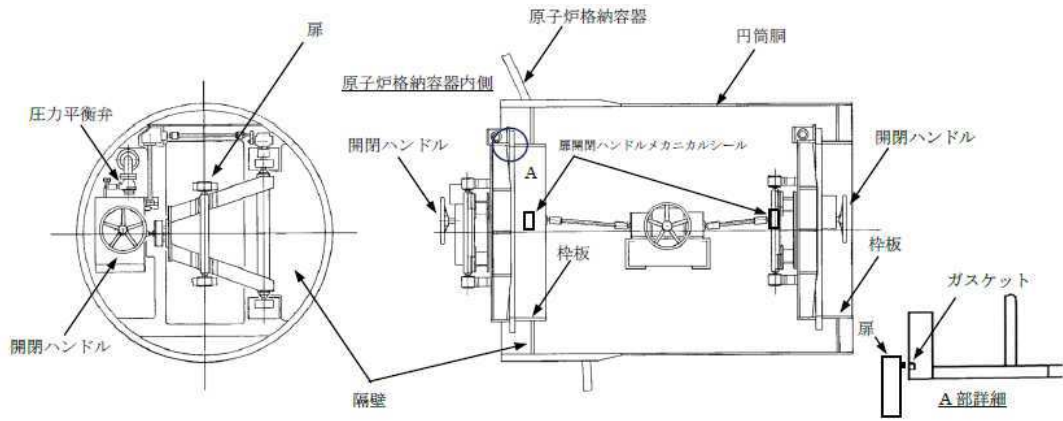


図 2-24-2-3 所員用エアロックシール部概要図

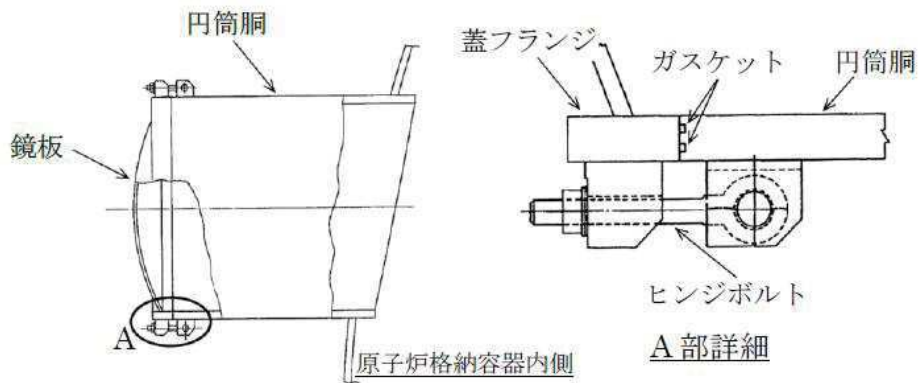


図 2-24-2-4 逃がし安全弁搬出入口シール部概要図

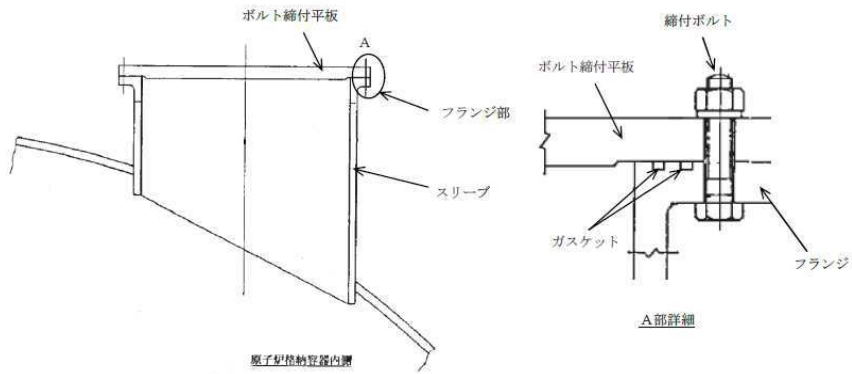


図 2-24-2-5 配管貫通部シール部概要図

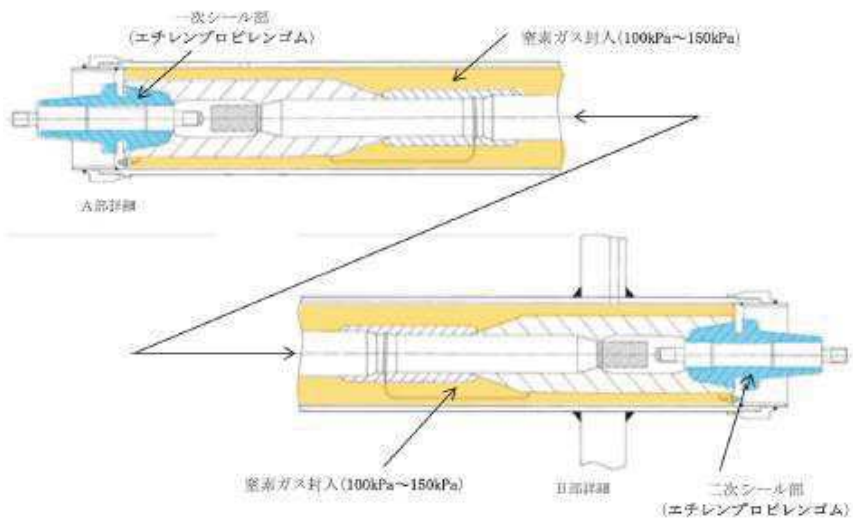
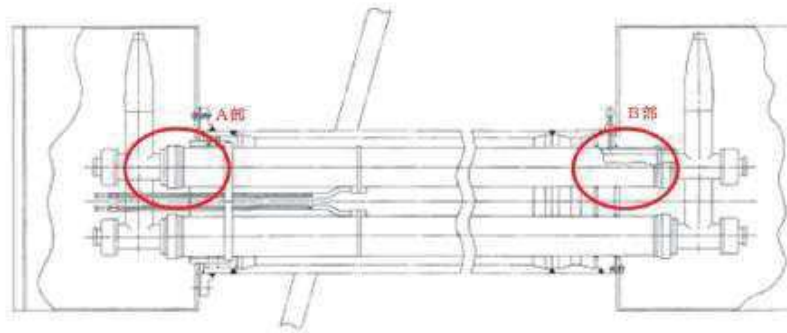


図 2-24-2-6 電気配線貫通部 (高電圧) シール部概要図

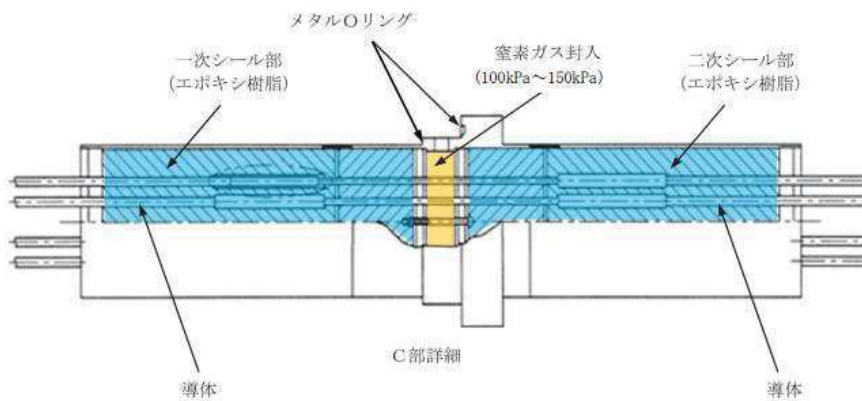
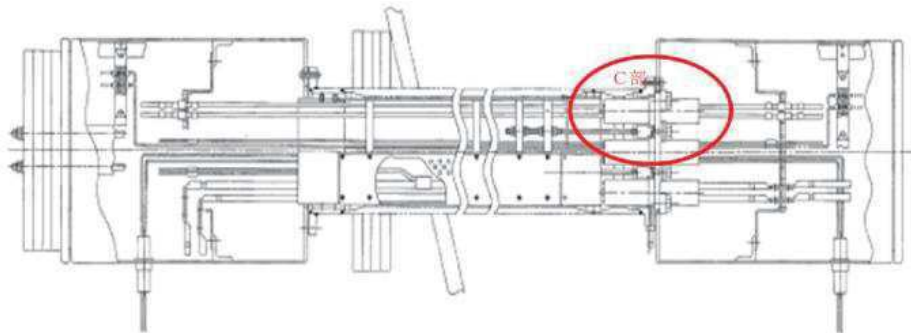


図 2-24-2-7 電気配線貫通部 (低電圧) シール部概要図

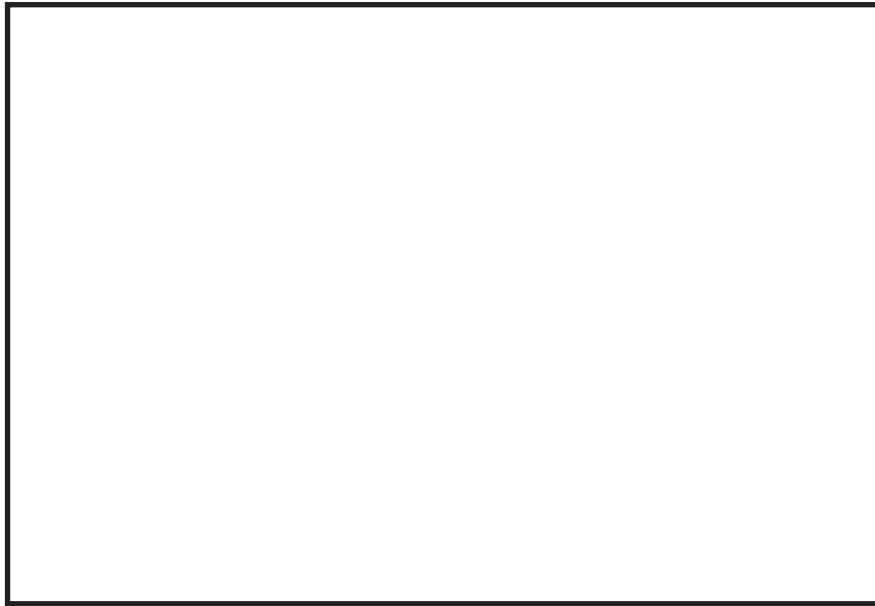


図 2-24-2-8 原子炉格納容器隔離弁シール部概要図（例）

2. 漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数に関する既存の知見

既存の知見としては、原子力発電技術機構の報告書「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成 15 年 3 月）」^{※1}（以下「NUPEC 試験」という。）で報告されている試験結果があり、フランジ及び電気配線貫通部のシール部においてシビアアクシデント条件下で漏えい孔が生じ、これを原子炉格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい経路としたエアロゾル粒子の捕集効果についてまとめている。

漏えい孔は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子がシール部を通過する際に捕集する効果が期待されるが、シール部が健全な場合を模擬した試験等の知見は確認されていないものの、シール部が損傷した場合を模擬した試験の結果が報告されており、その中で、シール部が損傷している場合においても漏えい孔には一定の捕集効果があると結論付けている。以下に、既存の知見をまとめる。

※1 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月）

2.1 試験概要

シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガasket）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。

NUPEC 試験条件を表 2-24-2～4 に、試験装置の概略図を図 2-24-3 に示す。

表 2-24-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）

	NUPEC 試験における試験条件
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム
環境条件	定温度加熱：200°C/230°Cで20h以上保持， 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200°Cで数10h加熱， 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy

表 2-24-3 NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）

	NUPEC 試験における試験条件
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム
環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy 昇温速度：約0.5°C/min ^{※1}

※1 25°C毎に1時間程度保持させた後、リークが生じなければさらに加温した。加温は最大400°Cまでとしている。また、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため、試験体の入口側のみを加熱し、出口側は保温のみとした。

表 2-24-4 NUPEC 試験における試験条件 (エアロゾル捕集特性試験)

NUPEC 試験における試験条件	
試験を実施した対象	電気配線貫通部 (低電圧モジュール) フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 (低電圧モジュール) : エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット : シリコンゴム
エアロゾル濃度	10~300 mg/m ³ (CsI)
エアロゾル粒子の粒径	1~2 μm (CsI)
環境条件	温度 : 100~200°C ^{※1} 圧力 : 0.11~0.60MPa (ドライ条件) ^{※2}

- ※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルが漏えいしないため、試験体を200°C以上(最大約270~350°Cまで)の環境で約20時間以上曝露し、リークを発生させた後で温度を低下させて試験を実施している
- ※2 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

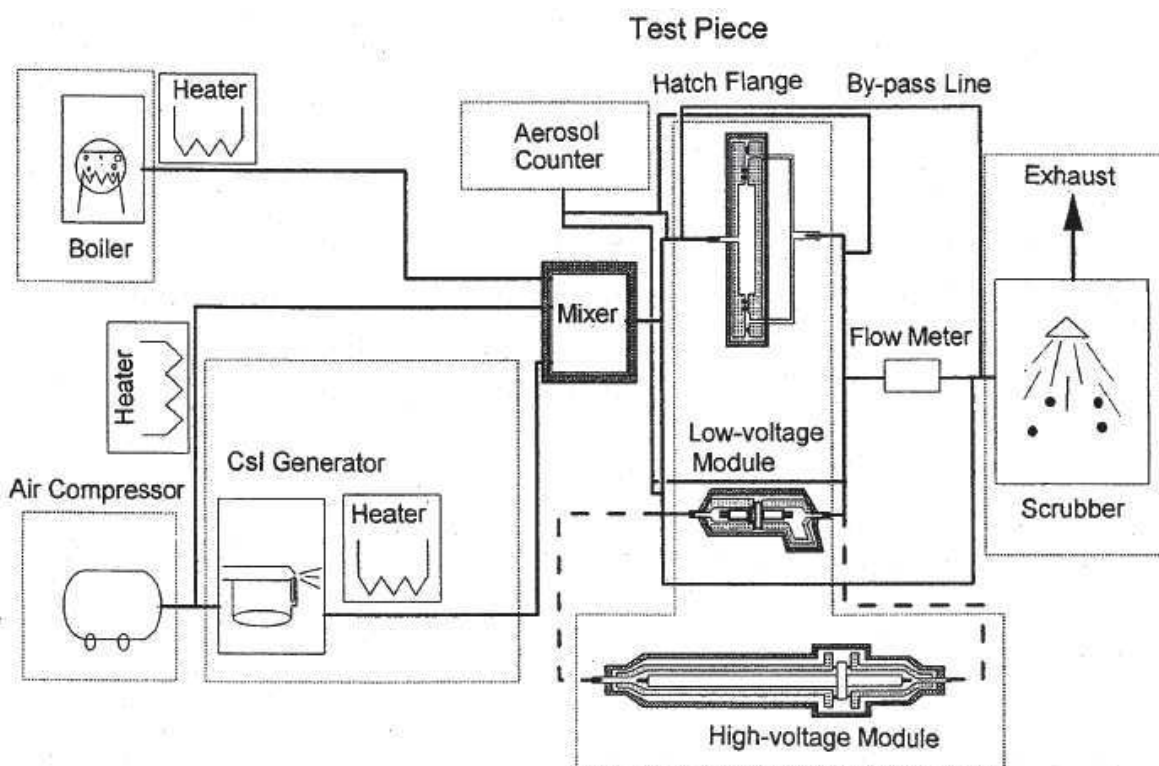


図 2-24-3 試験装置概略図 (NUPEC 試験)

2.2 試験結果

2.2.1 健全性確認試験

リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 2-24-5 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。

表 2-24-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾

試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (°C)	試験時間 (hr)	漏洩の 有無
低電圧モジュール					
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾
0.9mm ²	有	水蒸気	120-200 ³⁾	27	無
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無
高電圧モジュール					
500mm ²	無	空気	230	24	無
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無
500mm ²	有	水蒸気	120-200 ³⁾	42	無
フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無
甲丸タイプ	有	水蒸気	120-200 ³⁾	50	無
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120-200 ³⁾	54	無

1) 圧力：0.8MPa

2) 室温降下時に微小漏えいが発生

3) 圧力：0.1-0.8MPa に相当

2.2.2 リーク発生条件評価試験

リーク発生条件評価試験の結果を表 2-24-6 に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで 266～324°C であり、フランジ・ガスケットで 276～349°C であった。高電圧モジュールの場合は、400°C までの加熱の間では漏えいが生じなかった。

表 2-24-6 リーク発生条件試験結果 (NUPEC 試験)

試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)
低電圧モジュール				
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284
0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266
0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286
高電圧モジュール				
500mm ²	無	空気	0.8	400°Cまで昇温後室温 降下時に微小漏えい 400°Cまで漏えい無し
500mm ²	有	水蒸気	0.8	
フランジ・ガスケット				
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349
グループ&タングタイプ	有	水蒸気	0.8	345

※1 熱電対

2.2.3 リーク面積評価

リークを生じた試験体のリーク面積（等価面積）を，空気をを用いて得られたリーク経路を流れる流量と圧力の関係を基に，リーク流が臨界流であることを考慮して以下に示した圧縮性流体の流量式を適用して評価した。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\left\{ \frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$$

ここで、 m : 質量流量 (kg/s) Ae : 漏えい等価面積 (m²)
 P_0 : 1次側圧力 (Pa) P_b : 2次側圧力 (Pa)
 γ : 比熱比 T_0 : 一次側温度 (K)
 R : ガス定数 (8314 Pa・m³/kmol) / (M kg/kmol)

温度ごとに得られた低電圧モジュール及びフランジ・ガスケットのタイプごとのリーク面積を表 2-24-7 に示す。これらの結果から、低電圧モジュールの場合、100℃で得られた各モジュールタイプの重み平均値はモジュール 1 体当たり約 6 mm²、フランジ・ガスケットの場合には同様に 100℃で得られた各ガスケットの単純平均であるガスケット周長 1m 当たり約 13mm² をそれぞれリーク面積として用いることとしている。

表 2-24-7 試験体のリーク面積（等価面積）評価結果^{注1)}（NUPEC 試験）

試験体	室温	373K	473K	個数比率 (%) ^{注6)}
低電圧モジュール				
0.9mm ²	6.1(2.3-13) ^{注2)}	5.9(2.9-12) ^{注2)}	1.6(0.82-2.4) ^{注3)}	30
0.9mm ² (T/C)※1	17(9.4-24) ^{注3)}	11(7.6-15) ^{注3)}	—	10
同軸ケーブル	19	11	—	10
100mm ²	3.5	2.9	1.7	5
2mm ²	—	2.6	1.7	45
平均（単純平均）	11	6.7	1.7	
平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7	
フランジ・ガスケット				
甲丸タイプ	14(12-17) ^{注4)}	16(11-22) ^{注4)}	15(9-18) ^{注5)}	—
グループ&タンクタイプ	10	10	10	—
平均（単純平均）	12	13	13	

注 1) 低電圧モジュールは 1 体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット 1m 当たりのリーク面積

注 2) ～注 5) はそれぞれ試験のデータ数が 4, 2, 5, 3 の平均値、() 内はその範囲

注 6) 低電圧モジュールの個数比率は、その他のタイプを除いた概算比率

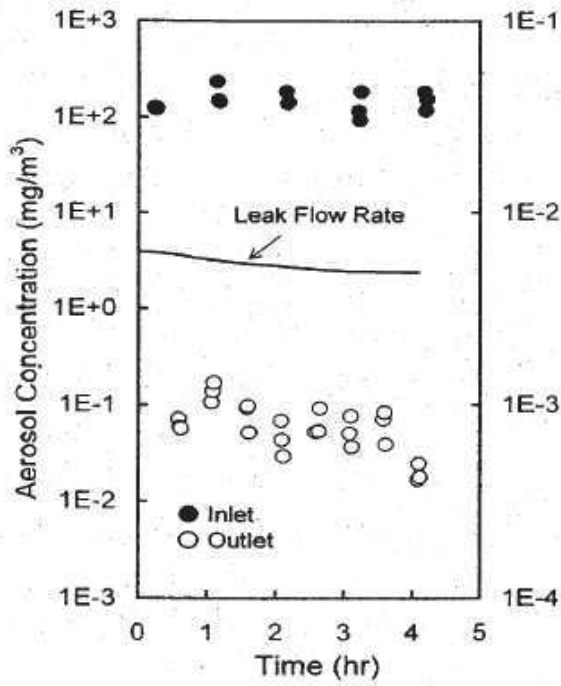
注 7) フランジ・ガスケットの場合は、甲丸とグループ&タンクの比率を同程度と仮定し、単純平均を採用

2.2.2 リークパスでのエアロゾル捕集特性試験

電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケットにおける、入口及び出口のエアロゾル質量濃度、漏えいガス（空気）流量、DF 値の経時変化の一例を図 2-24-4、図 2-24-5 に示す。

これらの結果から捕集係数（入口と出口におけるエアロゾルの質量濃度の比）を算出したところ表 2-24-8 に示すとおりとなった。電気配線貫通部（低電圧モジュール）は 40～22,000 であり、フランジ・ガスケットは 11～25 であった。電気配線貫通部を試験体とした場合の平均の DF は約 600、フランジ・ガスケットを試験体とした場合の平均の DF は約 16 であった。

試験体出入口濃度及びリーク流量



DF値

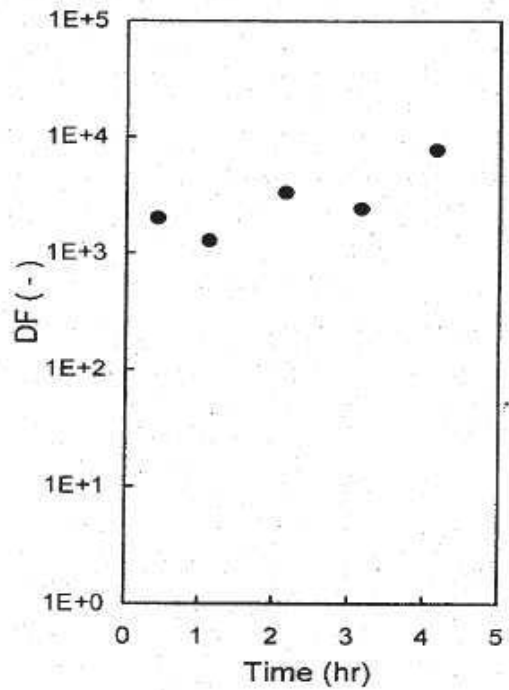
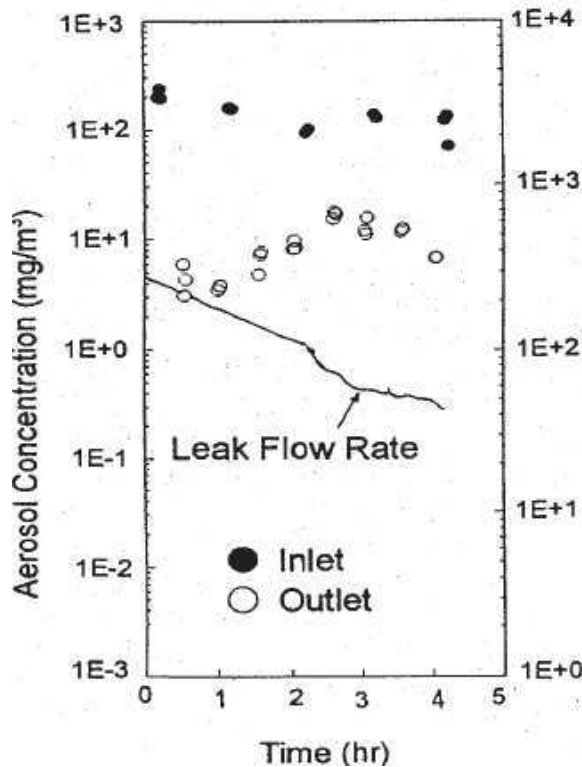


図 2-24-4 エアロゾル濃度，漏えいガス（空気）流量，DF 値の経時変化
（電気配線貫通部の一例）（NUPEC 試験）

試験体出入口濃度及びリーク流量



DF値

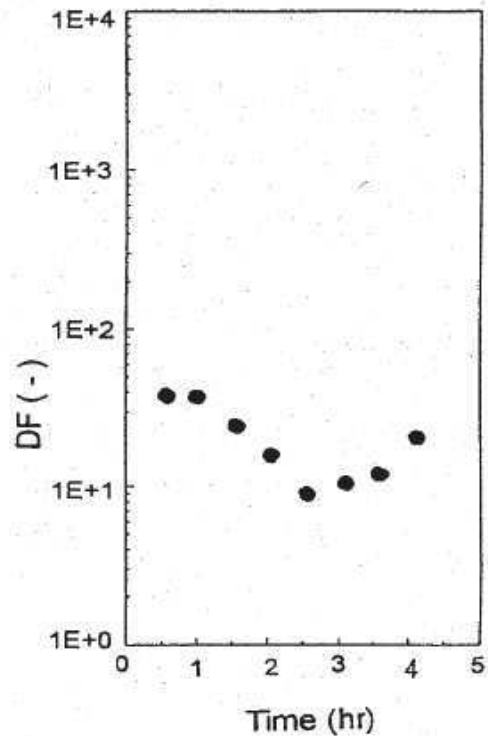


図 2-24-5 エアロゾル質量濃度，漏えいガス（空気）流量，DF 値の経時変化，
（フランジガスケットの一例）（NUPEC 試験）

表 2-24-8 試験により得られた捕集係数 (DF) (NUPEC 試験)

試験体	DF
	全粒径範囲 (0.5~5 ミクロン)
低電圧モジュール	
0.9mm ²	1300
0.9mm ²	620
0.9mm ²	22000
0.9mm ²	2500
0.9mm ² (T/C)	280
0.9mm ² (T/C)	160
同軸ケーブル	270
100mm ²	340
2mm ²	40
フランジ・ガスケット	
甲丸タイプ	11
甲丸タイプ	11
甲丸タイプ	13
甲丸タイプ	20
グループ&タングタイプ	25

2.3 代表プラント (BWR) における原子炉格納容器貫通部のリーク面積及び想定される捕集係数 (DF)

NUPEC 試験において、代表的な実機プラント (BWR) における原子炉格納容器貫通部の全リーク面積の評価値、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF を考慮した捕集係数を評価しており、原子炉格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数 DF は、以下のとおり約 370 を期待できるとしており、試験結果に基づけば少なくとも DF=10 以上を考慮することが可能としている。

代表プラント(BWR)における原子炉格納容器貫通部のリーク面積及び想定される捕集係数(DF(等価面積^{※1}に応じて重み付けしたDF値))

※1 漏えい経路を流れる流量と圧力の測定データを基に理想気体の流量公式を適用して求めた漏えい面積(等価面積)

$$DF = DF_1 \times \frac{S_1}{S_1 + S_2} + DF_2 \times \frac{S_2}{S_1 + S_2} = \text{約 } 370$$

ここで、 DF_1 : 電気配線貫通部のDF[-] (600)

DF_2 : フランジ・ガスケットのDF[-] (16)

S_1 : 電気配線貫通部の全等価面積[mm²] (1.5×10^3)

S_2 : フランジ・ガスケットの全等価面積[mm²] (1.0×10^3)

なお、NUPEC 試験では代表プラントの電気配線貫通部(低電圧モジュール)は250体、フランジ・ガスケットの総周長は70mとしており、全等価面積はそれぞれ以下のとおりである。

$$S_1 = 6[\text{mm}^2/\text{体}] \times 250[\text{体}] = 1.5 \times 10^3[\text{mm}^2]$$

$$S_2 = 13[\text{mm}^2/\text{m}] \times 70[\text{m}] = 1.0 \times 10^3[\text{mm}^2]$$

また、 S_1 及び S_2 の評価に用いた電気配線貫通部(低電圧モジュール)1体当たりの等価面積(6[mm²/体])、フランジ・ガスケットの周長さ1m当たりの等価面積は、NUPEC 試験の実験において以下の結果より参照して設定している。

- ・電気配線貫通部(低電圧モジュール)1体当たりの等価面積(6[mm²/体])
: 代表的なBWRプラントでの各モジュールタイプの個数より重み付けした環境温度100℃^{※2}の時の等価面積の平均値
- ・フランジ・ガスケットの周長さ1m当たりの等価面積(13[mm²/m])
: 100℃^{※3}のときの等価面積の平均値

※2 試験では200℃において等価面積が減少したため(シール材の熱膨張によるものと考えられる)、保守的に100℃での値を採用

※3 試験では明確な温度依存性は見られなかったが、保守的な100℃での値を採用

3. 女川原子力発電所2号炉への適用性

NUPEC 試験での試験条件と、女川原子力発電所2号炉の構造及び重大事故等時の条件を比較し、女川原子力発電所2号炉への適用性を検討した。

条件比較の結果を表2-24-9にまとめ、差異のあった条件(漏えいを想定する対象、エアロゾル粒子の粒径、シール材の材質、環境条件(シール材の劣化状態、圧力条件、蒸気条件)、原子炉格納容器貫通部全体での代表的な捕集係数(DF))について考察した。

表 2-24-9 NUPEC 試験での試験条件と女川原子力発電所 2 号炉の構造及び

重大事故等時の条件の比較

	NUPEC 試験における試験条件	女川 2 号炉の構造及び重大事故等時の条件	比較結果・考察
漏えいを想定する対象	・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	漏えい想定箇所は、「1. 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりであり、試験条件と同等
エアロゾル濃度	10~300 mg/m ³ (CsI)	平均濃度：約 100mg/m ³ (格納容器スプレイ開始前：約 600mg/m ³ 格納容器スプレイ実施後：約 0.001mg/m ³)	格納容器内の平均濃度は約 100mg/m ³ であり、試験条件に包絡されている。また、格納容器スプレイ開始前における濃度は約 600mg/m ³ であり試験条件と同等。
エアロゾル粒子の粒径	1~2 μm (CsI)	約 2~4 μm (空気動学的直径のエアロゾル質量濃度に対する粒径分布の最頻値(MAAP 評価値))	試験で用いた粒径分布と重大事故等で想定する粒径分布が異なるため、以下にて考察 【3.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】
シール材の材質	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂、 メタル O リング ^{※1※2} フランジ・ガスケット： 改良 EPDM ^{※1}	フランジ・ガスケットについて、試験で用いたシール材と女川 2 号炉のシール材は異なるため、以下にて考察 【3.2 シール材の差異に対する考察】
環境条件	温度：100~200°C ^{※3} 圧力：0.11~0.60MPa (ドライ条件) ^{※4}	温度：200°C 圧力：0.854 MPa (ウェット条件) ^{※4}	・重大事故等で想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等である ・実験に用いたシール材は最大約 270~350°C の環境で曝露し、漏えいが発生したものをを用いているため、この曝露環境等の差による劣化状態の比較を以下にて考察 【3.3 シール材の劣化状態の考察】 ・重大事故等で想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるため、以下にて考察 【3.4 圧力条件に対する考察】 ・重大事故等で想定する環境はウェット条件であるのに対し、試験環境はドライ条件でありため、以下にて考察 【3.5 蒸気条件に対する考察】
原子炉格納容器貫通部全体での捕集係数 (DF)	370 程度 (代表的な BWR 実機プラント想定)	約 170	文献にて用いている代表的な BWR 実機プラント想定のパラメータと女川 2 号炉でのパラメータは同一ではないため、その影響を以下にて確認 【3.6 原子炉格納容器貫通部全体での捕集係数 (DF)】

※1 詳細は「重大事故等対策の有効性評価について 付録 2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果」を参照

※2 金属であるため、長時間の放射線、高温環境の曝露によってシール機能 (バウンダリ機能) が劣化するものではない

※3 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルが漏えいしないため、試験体を 200°C 以上 (最大約 270~350°C まで) の環境で約 20 時間以上曝露し、リークを発生させた後で温度を低下させて試験を実施している

※4 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

3.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察

本試験の結果（図 2-24-7(a)）の各粒子経に対する入口及び出口のエアロゾル粒子の粒径分布の傾向より、粒径が小さい場合は捕集係数 DF がより小さく、粒径が大きい場合はより捕集係数 DF が大きくなると考えられる。

エアロゾルの粒径分布は事故の状態, 事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては, 図 2-24-6 に示すように原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで, 小粒径のエアロゾル粒子が集まり, より粒径の大きい粒子がつかられ, 粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は, 重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり, 粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため, 大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され, 粒径分布はより小さい方向にシフトする。

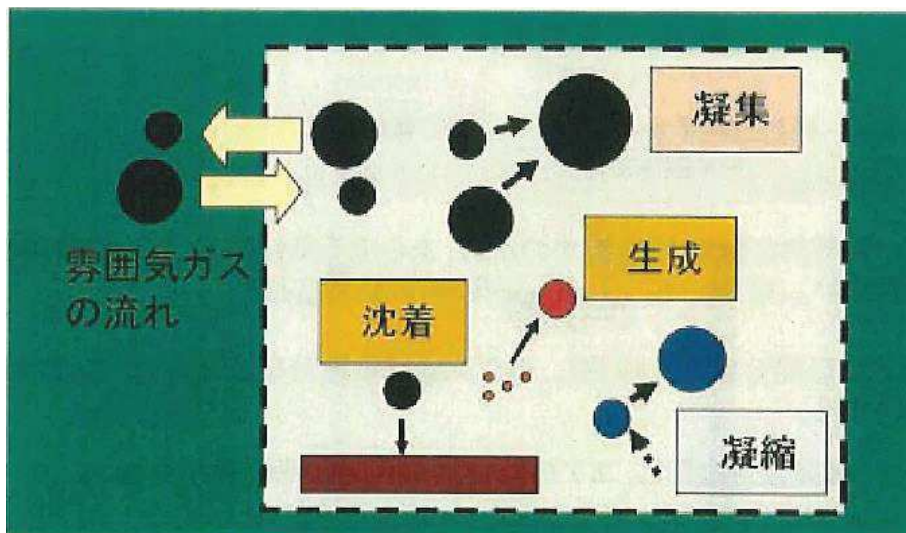


図 2-24-6 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構

これらの効果は MAAP コードにおいても考慮されており, 次式で示される。ここで, 右辺の第 1 項と第 2 項は拡散と重力沈降による凝集を表し, 第 3 項は重力沈降による除去項, 第 4 項は発生項を示している。

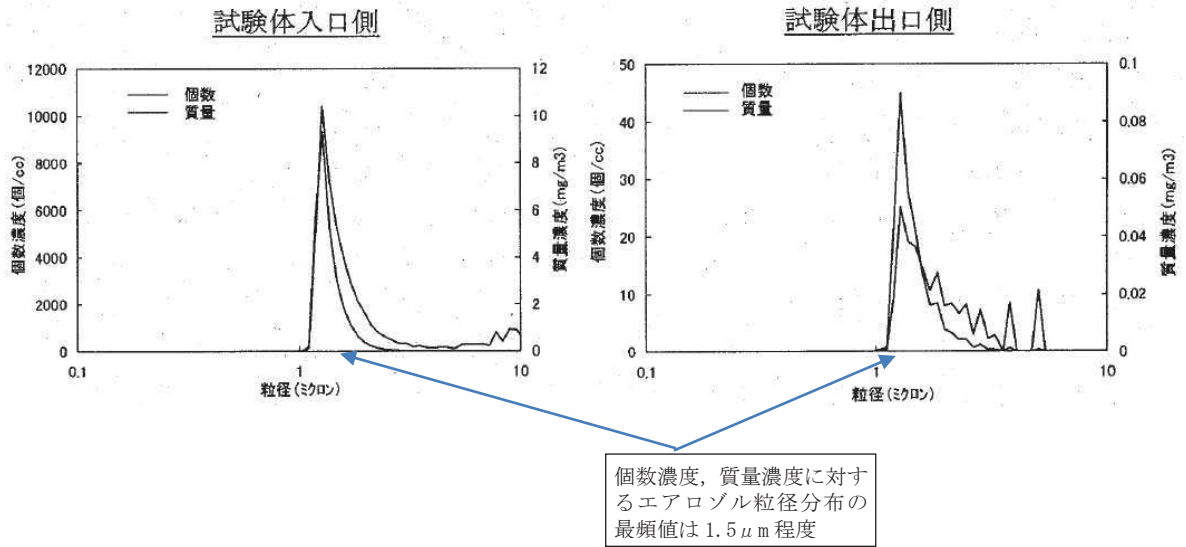
$$\frac{\partial n(v,t)}{\partial t} = \frac{1}{2} \int_0^v K(\bar{v}, v - \bar{v}) n(\bar{v}, t) n(v - \bar{v}, t) d\bar{v} - \int_0^\infty K(\bar{v}, v) n(\bar{v}, t) n(v, t) d\bar{v} - \frac{n(v, t) u(v)}{h} + \dot{n}_p(v)$$

ここで、 $n(v, t)$: 時間 (t) における粒子体積 (v) の単位体積あたりの個数
$K(v, \bar{v})$: 粒子が凝縮する頻度
$u(v)$: 体積 (v) の粒子に対する重力沈降速度
$\dot{n}_p(v)$: 体積 (v) の粒子の発生率
v	: 粒子体積
h	: 実効高さ (= 空間容積 / 沈着面積)

MAAP にて評価された格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）を一例として質量濃度に対する粒径分布は、格納容器スプレイを実施する前の事象発生約 2 時間後の結果は図 2-24-7(b)，長期間格納容器スプレイを実施した後である事象発生約 45 時間後の結果は図 2-24-7(c)に示すようになる。実験で用いた CsI 発生装置の質量濃度に対する粒径分布は図 2-24-7(a)に示すようになり，その最頻値(約 $1.5 \mu\text{m}$)と MAAP コードにて評価された格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）の粒径分布と比較すると，同程度か，MAAP コードにて評価した格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）の粒径分布の方が大きくなる（事象発生約 2 時間後：約 $4 \mu\text{m}$ ，事象発生約 45 時間後：約 $2 \mu\text{m}$ ）。

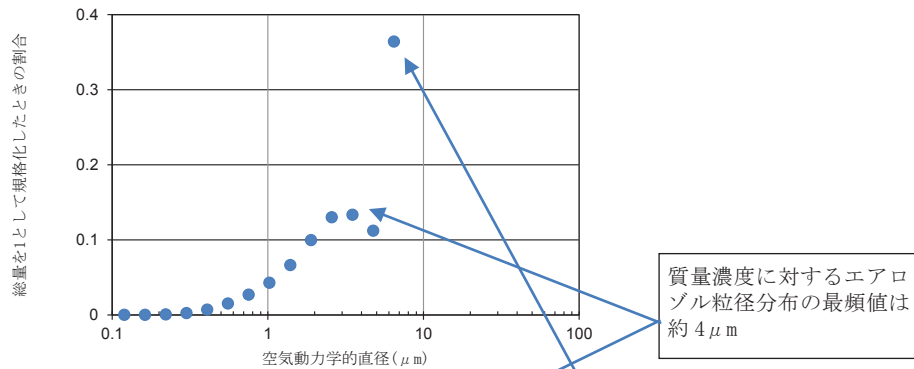
また，格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）のような重大事故等時を想定した場合，原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質（CsI，CsOH）の炉内内蔵量に対する割合は図 2-24-8 に示すようになり，粒径が大きなエアロゾル状の放射性物質が多く存在した事象初期が支配的であることが分かる。

以上より，粒径分布の不確かさの影響はあると考えられるものの，質量濃度に対する粒径分布の最頻値が実験で用いたものより重大事故等での想定の方が大きいことから，その影響に包絡されるものと考えられる。

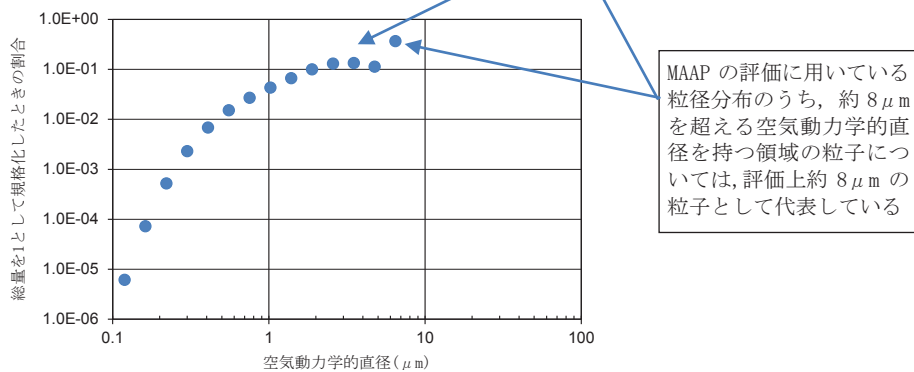


(a) 試験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布

(a) Linear Plot



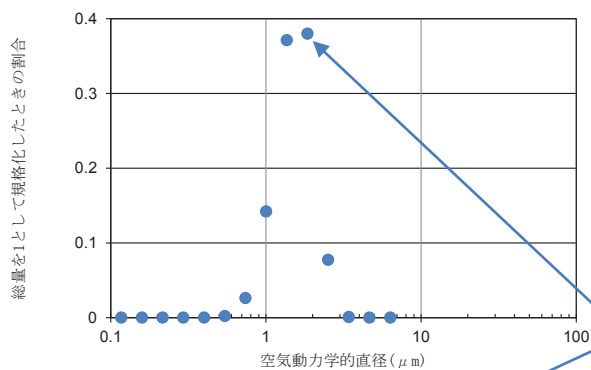
(b) Log Plot



(b) 事故時における粒径分布 (MAAP 評価)
格納容器スプレイ実施前 (事象発生約 2 時間後)

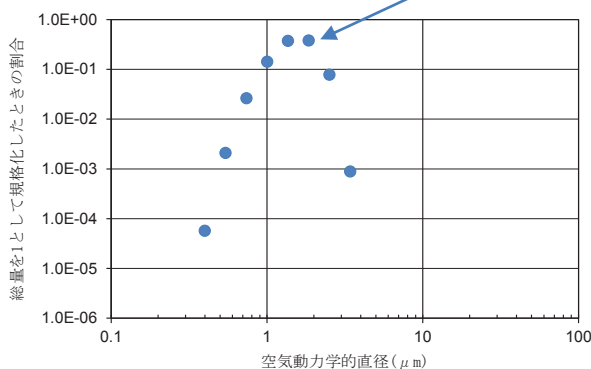
図 2-24-7 試験で用いたエアロゾル粒子の粒径分布と MAAP コードにて評価されたエアロゾル粒径分布との比較 (1/2)

(a) Linear Plot



質量濃度に対するエアロゾル粒子の粒径分布の最頻値約 $2\mu\text{m}$

(b) Log Plot



(c) 事故時における粒径分布 (MAAP 評価)
格納容器スプレイ実施前 (事象発生約 45 時間後)

図 2-24-7 試験で用いたエアロゾル粒子の粒径分布と MAAP コードにて評価されたエアロゾル粒径分布との比較 (2/2)

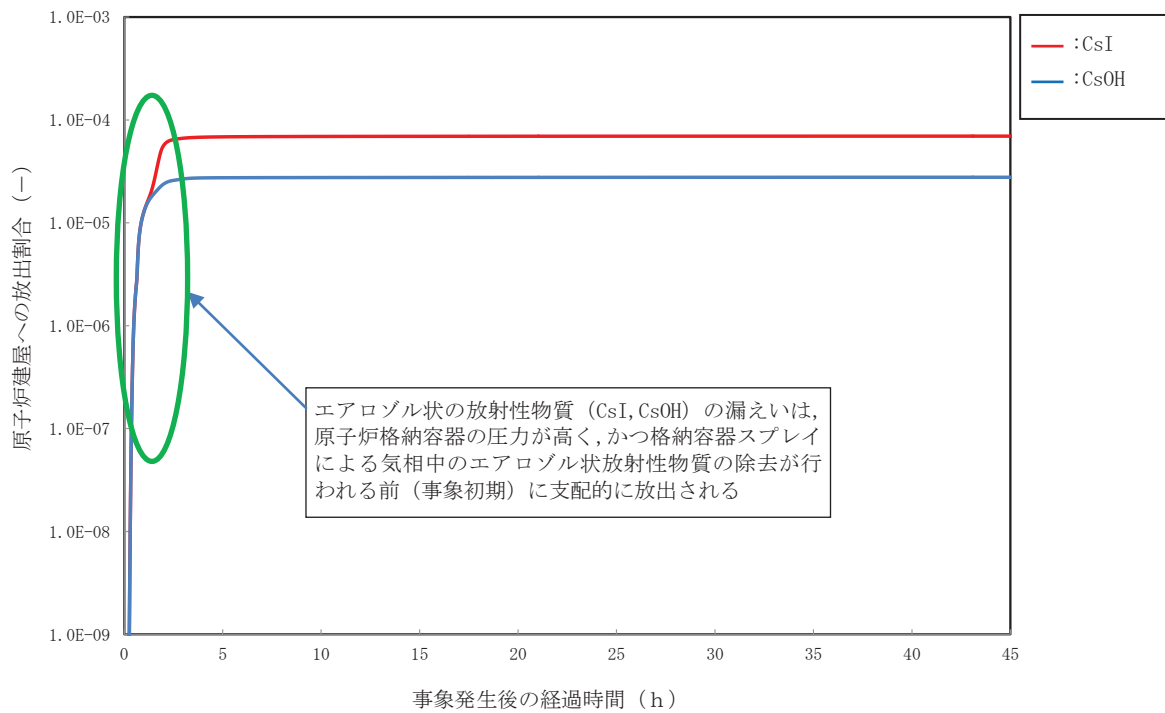


図 2-24-8 MAAP コードにより求めた原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル状の放射性物質 (CsI, CsOH) の炉内内蔵量に対する割合 (格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合))

3.2 シール材の差異に対する考察

NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。女川原子力発電所2号炉では、従前は NUPEC 試験で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえ、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ等について高温耐性に優れた改良 EPDM を使用したシール材へ交換することとしている。

したがって、女川原子力発電所2号炉のフランジシール部については NUPEC 試験で使用している従来のシール材よりも長期にわたり、高温条件下においてシール性能を維持することができると考えられる。なお、原子炉格納容器のフランジシール部の健全性については、原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価^{*1}において、実機フランジを模擬した小型試験装置を用い、改良 EPDM シール材を設置した場合の耐漏えい試験を実施している。この中で、200℃、0.854MPa の条件下において、168 時間の耐漏えい性能の確認を行い、漏えいが生じないことを確認している。

以上より、NUPEC 試験の試験結果は、実機に対し、より漏えいしやすい状況における試験となっているため、適用可能と考える。

また、電気配線貫通部については、実験で使用したシール材と女川原子力発電所2号炉のシール材は同様であり差異はないため、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。なお、電気配線貫通部についても原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価^{*2}において、事故条件を模擬した試験の結果、電気配線貫通部の二次シール部の温度が、樹脂の変質を生じさせるような温度環境にならず、シール性能を維持できることを確認している。

※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果のうち、補足7「改良 EPDM 材の試験について」参照

※2 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果のうち、添付資料「7. 電気配線貫通部」参照

3.3 シール材の劣化状態の考察

(1) フランジ・ガスケット

NUPEC 試験では 200℃を超える環境下で貫通部の漏えいが発生した際のエアロゾルの捕集係数(DF)について試験を行っており、そのシール材の損傷状態は図 2-24-9 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。

一方、女川原子力発電所2号炉の重大事故等時の条件は 200℃以下であり、その条件を踏まえて実施した、実機フランジを模擬した小型試験装置による改良 EPDM 材の試験(200℃、0.854MPa、168 時間)後のシール材の劣化状況を図 2-24-10 に示す。シール材の内側の部分に一部劣化が見られるものの、シール材のひびは

外側へと貫通しておらず，シール機能が健全であることを確認している。そのため，エアロゾル粒子の漏えいはほぼ生じないと考えられる。



図 2-24-9 試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態
(200°Cを超過して約0.5°C/minの昇温速度で過熱，漏えい発生後，
温度を低下させ，エアロゾル捕集特性試験を実施した後の状態)

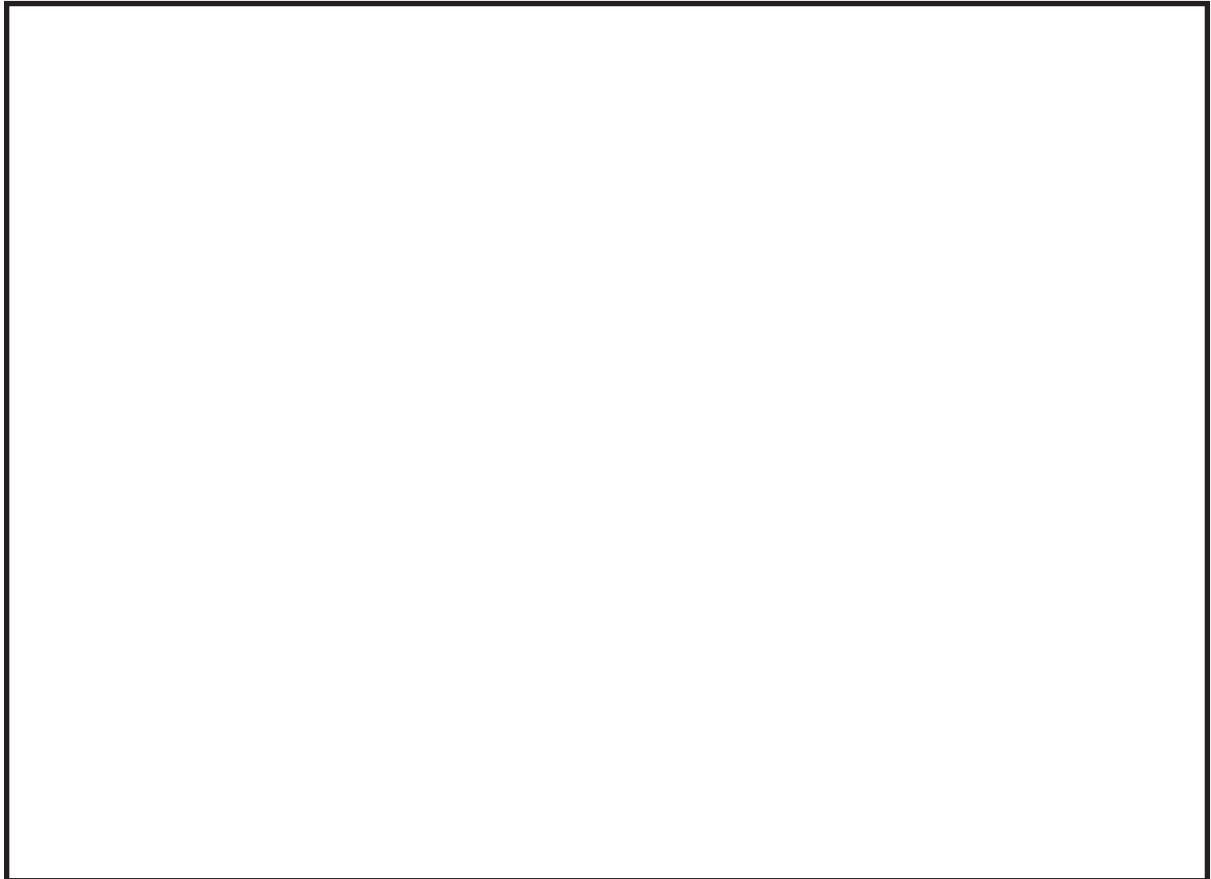


図 2-24-10 フランジ・ガスケット（改良 EPDM 材）の試験後の状態
（乾熱 200℃，168 時間曝露後^{※1}，左：グループ&タングタイプ，右：甲丸タイプ）

※1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境として，大部分はウェット状態であると想定されるが，フランジ・ガスケットに使用している改良 EPDM 材は一般的に酸素により劣化が引き起こされることから，試験雰囲気の状態はより空気中の酸素量が多い高温空気（乾熱）を用いた。

(2) 電気配線貫通部

NUPEC 試験では電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し，シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）の漏えい発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 2-24-11 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果，約 300℃近くで漏えいが発生している。

一方，女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等時の環境下は 200℃以下であり，この条件を模擬した電気配線貫通部モジュールの気密性能について試験^{※2}を実施しており，試験結果を表 2-24-10，図 2-24-12，図 2-24-13 に示す。一次シール部及び二次シール部温度は，シール材の一般特性としての熱分解開始温度（400℃程度）よりも十分低く，一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいがないことが確認されている。

※2 昭和 62 年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-24-24

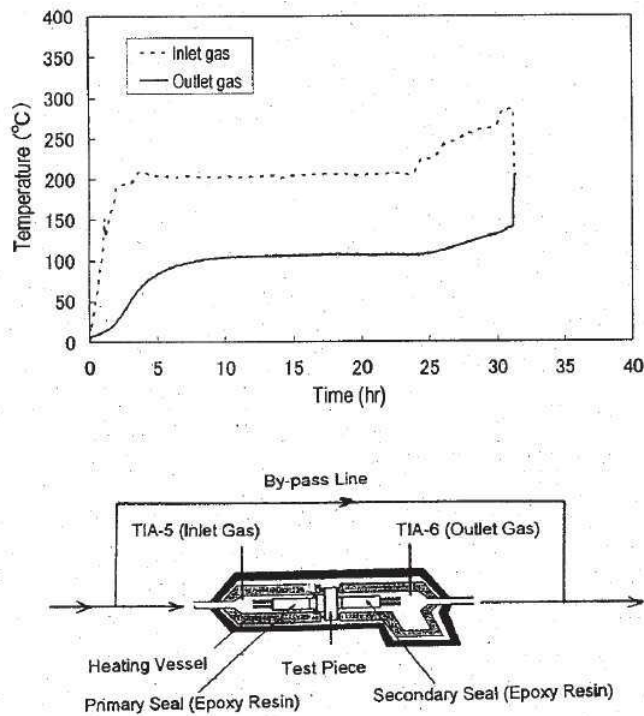


図 2-24-11 電気配線貫通部（低電圧）の漏えい発生条件評価の試験装置概要及び試験結果（NUPEC 試験，200°Cを超える環境下）

表 2-24-10 試験結果（2Pd，200°C以内の環境下の想定）

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件			一次シール部 温度(°C)	二次シール部 温度(°C)	漏えい有無
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)			
低電圧モジュール	200 (230)	(0.60~ 0.81) ^{※3}	62.0	137	68	一次シール部：漏えい無し 二次シール部：漏えい無し

注：()は，記録グラフからの読取り値

※3 試験圧力は，0.81MPa（約1.8Pd）であり2Pd以下であるが，実機の電気配線貫通部のモジュールは，運転中におけるシール部の漏えい確認のため，その内部に窒素ガスを約0.1MPa[gage]~0.15MPa[gage]の圧力で封入している。そのため原子炉格納容器内の圧力が2Pdとなった場合においても，モジュールのエポキシ樹脂に加わる圧力は0.704MPa~0.754MPa(=0.854MPa(2Pd) - (0.1MPa~0.15MPa))となるため，試験条件は実機の2Pd条件を包絡している。

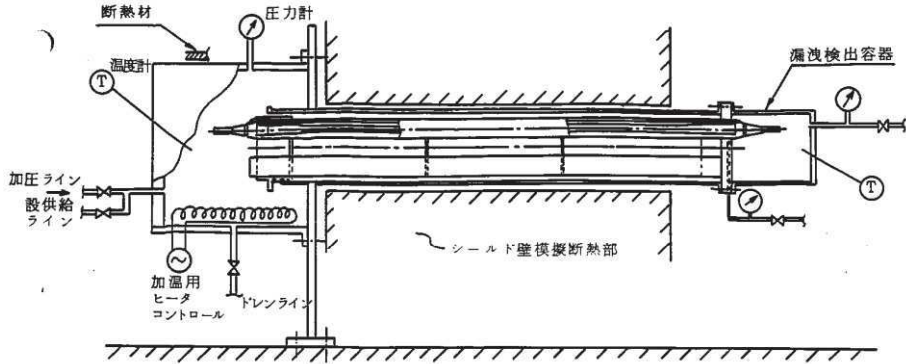


図 2-24-12 試験装置概要
(高電圧モジュール試験体の例)

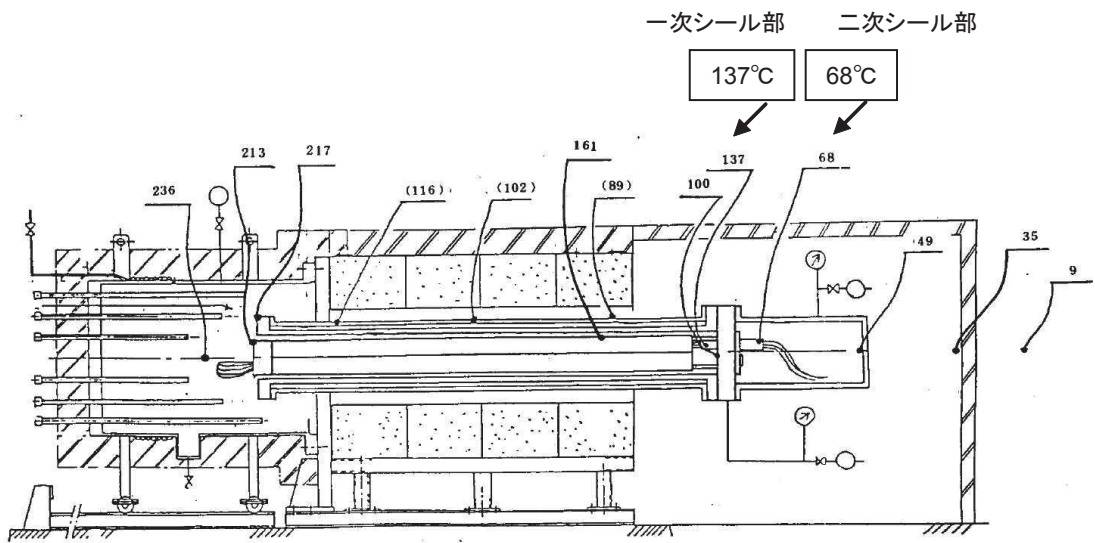


図 2-24-13 低圧用モジュール試験体 温度分布図

3.4 圧力条件に対する考察

NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については、一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが、図 2-24-4、図 2-24-5 に示すとおり、捕集係数 (DF) と流量には明確な依存性が確認できないことから、捕集係数 (DF) は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を女川原子力発電所 2 号炉に適用することが可能であると考える。

3.5 蒸気条件に対する考察

NUPEC 試験における蒸気環境について、重大事故等で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェ

ット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮，エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため，試験条件（ドライ条件）に比べて重大事故等で想定する条件（ウェット条件）の方がエアロゾル粒子の捕集係数が大きくなると考えられる。

3.6 原子炉格納容器貫通部全体での捕集係数(DF)

NUPEC 試験では 2.3 代表プラント (BWR) における原子炉格納容器貫通部のリーク面積及び想定される捕集係数(DF)に示すとおり，BWR の代表プラントの電気配線貫通部(低電圧モジュール)の数量及びフランジ・ガスケットの総周長より DF=370 を求めている。

上述の評価手法を踏まえ，女川原子力発電所 2 号炉における電気配線貫通部の数量やフランジ・ガスケットの周長を用い，以下のプロセスにて捕集係数(DF)を算出した。

(1) 各部の捕集係数(DF)

表 2-24-3 に示す試験により得られた捕集係数 (DF) のうち，リーク発生条件評価試験時の試験条件が女川原子力発電所 2 号炉の重大事故時の環境条件を包絡している試験体の結果を採用し，各部の DF を算出した。

女川原子力発電所 2 号炉における各部の DF を表 2-24-11 に示す。

表 2-24-11 女川原子力発電所 2 号炉における各部の DF

NUPEC 試験		女川原子力発電所 2 号炉	
試験体	DF ^{*1}	重大事故時環境条件との比較	DF
	全粒径範囲 (0.5~5 ミクロン)		
低電圧モジュール			
0.9mm ²	1300	環境条件を包絡	960
0.9mm ²	620	環境条件を包絡	
0.9mm ²	22000	リーク発生条件評価試験時の試験圧力が低いため除外	—
0.9mm ²	2500	リーク発生条件評価試験時に放射線照射していないため除外	—
0.9mm ² (T/C)	280	環境条件を包絡	280
0.9mm ² (T/C)	160	リーク発生条件評価試験時に放射線照射していないため除外	—
同軸ケーブル	270	環境条件を包絡	270
100mm ²	340	使用していないため除外	—
2mm ²	40	環境条件を包絡	40
フランジ・ガスケット			
甲丸タイプ	11	リーク発生条件評価試験時に放射線照射していないため除外	—
甲丸タイプ	11	環境条件を包絡	12
甲丸タイプ	13	環境条件を包絡	
甲丸タイプ	20	リーク発生条件評価試験時の試験圧力が低いため除外	—
グループ&タンクタイプ	25	環境条件を包絡	25

※1 同タイプの試験体において捕集係数 (DF) にばらつきが見られるが，個体差に起因する破

損状態の違い及びリーク発生条件試験における試験条件の違いによるものと推察される。

(2) 各部の等価面積

NUPEC 試験においては、代表プラントの捕集係数 (DF) 算出に当たり、各部の等価面積として、低電圧モジュールの場合には 100℃^{*1} で得られた各モジュールタイプの重み平均値であるモジュール 1 体当たり約 6mm² を、またフランジ・ガスケットの場合には 100℃^{*1} で得られた各ガスケットの単純平均値であるガスケット周長 1m 当たり約 13mm² をそれぞれ等価面積として用いている。

女川原子力発電所 2 号炉においては、各部のタイプ、数量、周長が明確になっていることから、低電圧モジュール、フランジ・ガスケットともに、NUPEC 試験にてタイプごとに得られた 100℃^{*1} における等価面積を用いることとした。

表 2-24-12 に、女川原子力発電所 2 号炉における各部の等価面積、低電圧モジュール数、フランジ・ガスケットの周長及び全等価面積を示す。

表 2-24-12 女川原子力発電所 2 号炉における各部の等価面積

NUPEC 試験		女川原子力発電所 2 号炉	
低電圧モジュール	等価面積 ^{*1} (mm ² /体) [A]	モジュール数 (体) [B]	全等価面積 (mm ²) [C=A×B]
0.9mm ²	5.9		
0.9mm ² (T/C)	11		
同軸ケーブル	11		
100mm ²	2.9		
2mm ²	2.6		
フランジ・ガスケット	等価面積 ^{*2} (mm ² /m) [A]	ガスケット周長 (m) [B]	全等価面積 (mm ²) [C=A×B]
甲丸タイプ	16		
グループ&タンクタイプ	10		

※1 NUPEC 試験の実験では 200℃において等価面積が減少したため (シール材の熱膨張によるものと考えられる)、保守的に 100℃での値を採用

※2 NUPEC 試験の実験では明確な温度依存性は見られなかったが、保守的な 100℃での値を採用

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 原子炉格納容器貫通部全体での捕集係数 (DF)

上記の各部の DF 及び等価面積を用い、女川原子力発電所 2 号炉における貫通部（電気配線貫通部及びフランジガasket）の数量を考慮し、全データを重み付けし、原子炉格納容器貫通部全体での捕集係数 (DF) を算出した結果、以下のとおりとなった。

$$DF = DF_1 \times \frac{S_1}{S} + DF_2 \times \frac{S_2}{S} + DF_3 \times \frac{S_3}{S} + DF_4 \times \frac{S_4}{S} + DF_5 \times \frac{S_5}{S} + DF_6 \times \frac{S_6}{S}$$
$$= 177 \approx \text{約 } 170$$

ここで、 DF_1 ：低電圧モジュール（0.9mm²）の DF

DF_2 ：低電圧モジュール（0.9mm²(T/C)）の DF

DF_3 ：低電圧モジュール（同軸ケーブル）の DF

DF_4 ：低電圧モジュール（2mm²）の DF

DF_5 ：フランジガasket（甲丸タイプ）の DF

DF_6 ：フランジガasket（グループ&タンクタイプ）の DF

S_1 ：低電圧モジュール（0.9mm²）の全等価面積

S_2 ：低電圧モジュール（0.9mm²(T/C)）の全等価面積

S_3 ：低電圧モジュール（同軸ケーブル）の全等価面積

S_4 ：低電圧モジュール（2mm²）の全等価面積

S_5 ：フランジガasket（甲丸タイプ）の全等価面積

S_6 ：フランジガasket（グループ&タンクタイプ）の全等価面積

S ： $S_1+S_2+S_3+S_4+S_5+S_6$

4. まとめ

原子炉格納容器貫通部における捕集係数について、NUPEC 試験結果の女川原子力発電所 2 号炉への適用性について検討した。漏えい箇所としてはフランジ構造のシール部及び電気配線貫通部のシール部が想定部位として妥当であることを確認した。そのうえで、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件と試験結果を比較し、十分に適用性があることを確認した。

その結果、原子炉格納容器貫通部におけるエアロゾル粒子の捕集効果として、漏えい箇所がフランジ構造のシール部及び電気配線貫通部のシール部であり、且つ平均的に漏えいするものと仮定した場合には DF=170 程度を期待できるものと考えられるが、炉心の著しい損傷が発生した場合においてバウンダリ構成部のどの部分からどのような割合で漏えいするかを想定することの困難さを考慮すると、試験結果のうち捕集係数として一番低いもの（端数は切り捨て）を適用することとし原子炉格納容器貫通部における捕集係数としては DF=10 を設定する。

2-25 原子炉建屋の換気率について

放射性物質の放出量については、これまで、事象発生直後から 70 分後までの原子炉建屋からの換気率は、無限大とし、非常用ガス処理系により負圧が達成した 70 分以降は、排気筒から換気率 0.5 回/日で放出するとした評価を行っている。

しかしながら、炉心の著しい損傷時における中央制御室運転員に対する被ばく影響に対し、原子炉建屋ブローアウト閉止装置及び非常用ガス処理系の機能が、線量の基準値を満たすうえで必要であるか否かについて、以下の 3 通りのケースの評価を行い判断する。この結果、必要な機能について重大事故等対処設備と位置づけ、最確条件を適用したベースケースとしての線量評価と位置付ける。

ケース 1. 原子炉建屋ブローアウト閉止装置：期待しない、非常用ガス処理系：期待しない（換気率：無限大）

ケース 2. 原子炉建屋ブローアウト閉止装置：期待する、非常用ガス処理系：期待しない（換気率：原子炉建屋ブローアウト閉止装置閉止前を無限大、閉止後を 0.3 回/日）

ケース 3. 原子炉建屋ブローアウト閉止装置：期待する、非常用ガス処理系：期待する（換気率：原子炉建屋ブローアウト閉止装置閉止前を無限大、閉止後を 0.5 回/日）

以下にケース 2 における原子炉建屋ブローアウト閉止装置閉止後の換気率について最確値の検討結果を示す。

原子炉建屋は、事故時において原子炉建屋ブローアウトパネル又は原子炉建屋ブローアウト閉止装置が閉止しており且つ、非常用ガス処理系が運転状態にある場合、建屋内は負圧に保たれて 0.5 回/日で換気する設計となっている。しかし、非常用ガス処理系が停止した場合、建屋周辺の風によって建屋外とは差圧を生じるため、建屋内の雰囲気は換気されるものと考えられる。

建屋内外に発生する差圧は、外気風速に影響され、風速が大きいほど差圧も大きくなり、建屋の換気量も増加する。①式に建屋の外気風速と建屋差圧の関係を、②式に差圧と流量の関係式を示す。

$$\Delta P[\text{kg/m}^2] = -C \times \rho \times V^2 / 2 \quad \dots \textcircled{1}$$

ΔP : 風荷重/建屋差圧[kg/m^2] (1[kg/m^2]=1[mmAq])

C : 風力係数

ρ : 空気密度[$\text{kg} \cdot \text{s}^2/\text{m}^4$] → 0.125 (大気圧 101[kPa], 大気温 15[$^{\circ}\text{C}$])

V : 風速[m/s]

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

$$Q[\text{m}^3/\text{s}] \propto \sqrt{\Delta P[\text{mmAq}]} \quad (\text{ベルヌーイの定理より}) \dots \textcircled{2}$$

風力係数は建屋の形状に応じて決まる数値であり，原子炉建屋を軒の無い直方体形状とみなすと，建設省告示第 1454 号（平成 12 年 5 月 31 日）に基づき，③式により算出することができる。

$$C = C_{pe} - C_{pi} \quad \dots \textcircled{3}$$

- C : 風力係数
 C_{pe} : 建築物の外圧係数（風上側 $0.8k_z$ ，風下側 -0.4 ）
 C_{pi} : 建築物の内圧係数（0）
 k_z : $H > Zb$ かつ $Z > Zb$ の場合 $k_z = (Z/H)^{2\alpha} = 1.0$
 H : 原子炉建屋の高さ（36[m]）
 Z : 風力係数を評価する壁面の高さ（36[m]）
 Zb : 告示第 1454 号第 1 第 2 項の表に規定する Zb の数値（5[m]）
 α : 告示第 1454 号第 1 第 2 項の表に規定する α の数値（0.15）

したがって風力係数は風上側 $C_1=0.8$ ，風下側 $C_2=-0.4$ ，となるため， ΔP は以下のように計算される。

$$\begin{aligned} \Delta P[\text{mmAq}] &= -(C_2 - C_1) \times \rho \times V^2 / 2 \\ &= -\{(-0.4) - 0.8 \times 1.0\} \times \rho \times V^2 / 2 \\ &= 0.6 \times \rho \times V^2 \end{aligned}$$

また，原子炉建屋は設置許可申請書（添付書類八）では建屋負圧約 6mmAq において換気率 50%/日（0.5 回/日）とする設計方針としており，工事計画認可申請書（原子炉建屋の設計条件に関する説明書）では建屋負圧が 6.4mmAq において 50%/日（0.5 回/日）の換気率とする設計を示している。さらに定期検査ごとに原子炉建屋原子炉棟気密性能試験において，非常用ガス処理系の運転状態において性能確認を行っている。したがって，実風速による建屋差圧と換気率の関係は④式のようになる。

$$\begin{aligned} f (\text{回/日}) &= 0.5 \text{回/日} \times \sqrt{\frac{\Delta P[\text{mmAq}]}{6.4[\text{mmAq}]}} \\ &= 0.5 \times \sqrt{\frac{0.6 \times \rho \times V^2}{6.4}} \\ &= 0.0541 \times V \quad \dots \textcircled{4} \end{aligned}$$

- f : 実風速による換気率
 ΔP : 実風速による建屋内外差圧

実風速によって実際に生じる換気率 (f) は、女川原子力発電所の敷地内で観測した気象条件を用い、評価前提の風速を設定する必要があるため、安全解析に用いる2012年1月～12月の観測結果から、炉心の著しい損傷時においてめったに遭遇しない気象条件下（累積出現頻度97%）にあたる風速4.6m/s（表2-25-1）を選定した。

以上より、換気率 (f) は約0.25回/日と計算されるため、非常用ガス処理系が停止した場合の原子炉建屋の換気率は保守的に0.3回/日と設定した。

なお、当該換気率は原子炉建屋ブローアウトパネルまたは原子炉建屋ブローアウト閉止装置が閉止されている場合であり、両設備が開いている場合は、建屋の気密性は失われることから、その場合の評価においては、建屋による保持効果に期待しないものとして扱う。

表2-25-1 累積出現頻度別風速一覧（2012年1月～12月）

測定箇所	累積出現頻度[%]	月	日	時	風速[m/s]
地上高10m	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	25.01%	3	24	23時	1.0
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	50.00%	6	21	14時	1.6
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	90.00%	11	12	5時	3.4
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	96.98%	03	19	13時	4.6
	96.99%	03	19	23時	4.6
	<u>97.00%</u>	03	28	4時	<u>4.6</u>
	97.01%	03	28	9時	4.6
	97.03%	03	31	8時	4.6
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮

2-26 審査ガイドへの適合性状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）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>1 b) → 審査ガイドとおり</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視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 → 審査ガイドとおり</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) → 審査ガイドとおり</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</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／</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>4. 1 (1) ① → 審査ガイドとおり</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 → 審査ガイドとおり</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 → 審査ガイドとおり</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</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>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 → 審査ガイドとおり</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 → 審査ガイドとおり</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。</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</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> <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>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) → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり</p> <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 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失する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. → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり 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</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。 <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>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. → 審査ガイドとおり</p> <p>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。</p> <p>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）を計算している。</p> <p>4. 1 (2) e. → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり 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%、高性能エア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. → 審査ガイドとおり 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>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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(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、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。 <ol style="list-style-type: none"> 一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合 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>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 	<p>4. 2 (2) a. → 審査ガイドとおり</p> <p>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。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）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>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フィルタベント系排気管）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。</p> <p>放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下にある。</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</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 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 <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii) 事故時に外気の入入れを遮断する場合は、室内への直接流入 	<p>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. → 審査ガイドとおり</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フィルタベント系排気管）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>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>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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</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。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <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>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同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、</p>	<p>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。</p> <p>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>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>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>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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。 また $\sigma_y=0$ 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、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1a}、m_{1b}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にあ</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が同じ高さとして、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>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>

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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>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>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>原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</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）」^(※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。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 	<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. → 審査ガイドとおり</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</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>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. → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり 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-CGPP2R を用いて評価している。</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。 <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、 	<p>4. 2 (3) c. → 審査ガイドとおり</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した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. → 審査ガイドとおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。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. → 審査ガイドとおり</p> <p>入退域でのクラウドシャイン線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) f. → 審査ガイドとおり</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</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>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</p>	<p>用いて評価している。</p> <p>4. 2 (3) g. → 審査ガイドとおり</p> <p>入退域での内部被ばくについては空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した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) → 審査ガイドとおり</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) → 審査ガイドとおり</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. → 審査ガイドとおり</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基 に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1（2）a で選定した事 故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切 なモデルを基に設定する。</p> <p>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</p>	<p>4. 3（3）b. → 審査ガイドとおり 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）c. → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり 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. → 審査ガイドとおり 放出源高さは、ベント放出の場合は原子炉格納容器フィルタベント系排気管高さ、原</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後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。 <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記aと同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記aと同様の条件で計算する。 	<p>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. → 審査ガイドとおり</p> <p>4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、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いる。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、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。</p> <p>4.3(5)b. → 審査ガイドとおり</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は、4.3(5)aと同様の条件で計算している。</p>

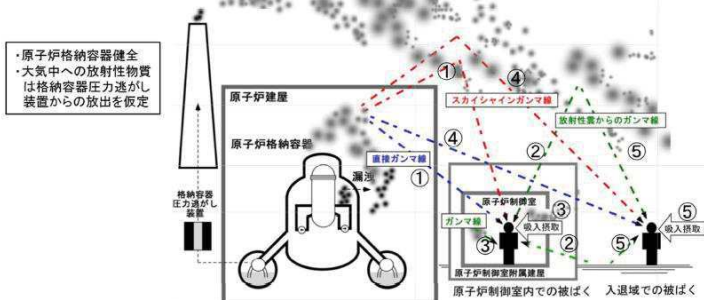
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

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、グラウ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、グラウ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

図1 → 審査ガイドとおり

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

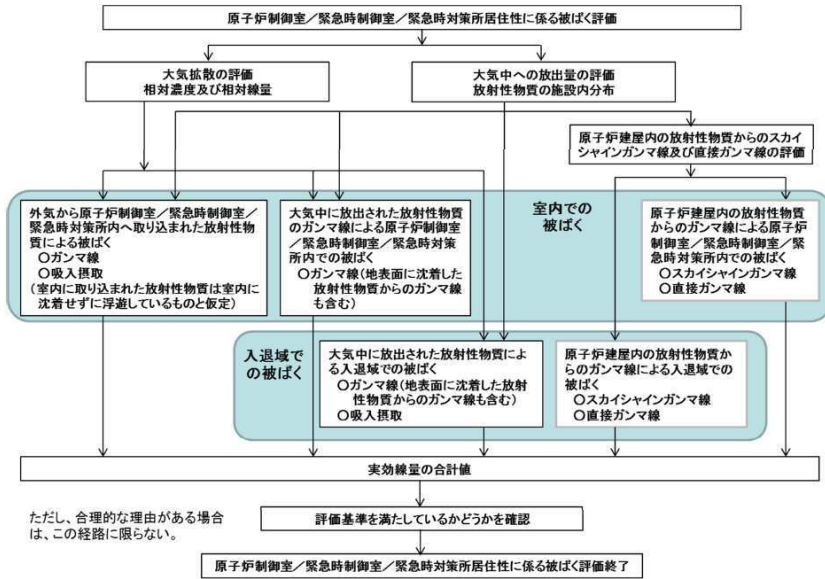


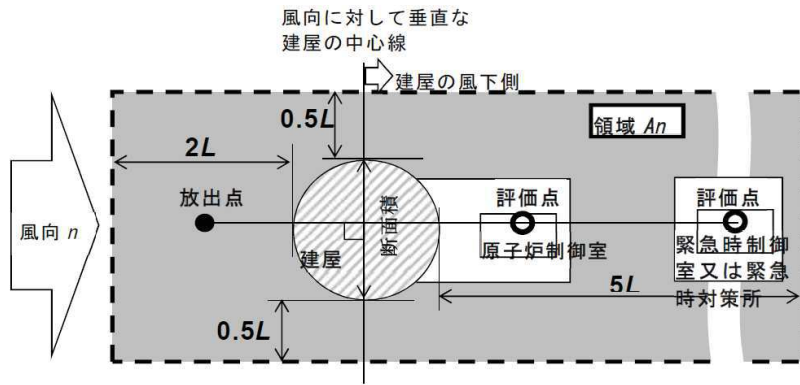
図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順



図3 → 審査ガイドとおり

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（重大事故対策）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 → 審査ガイドとおり

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

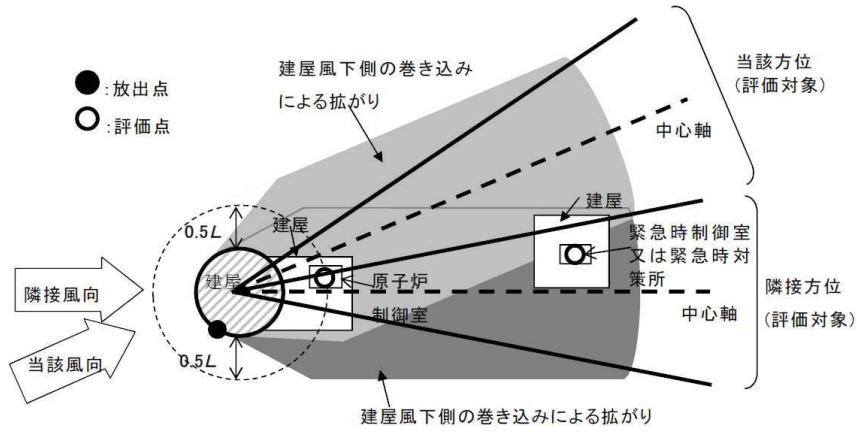
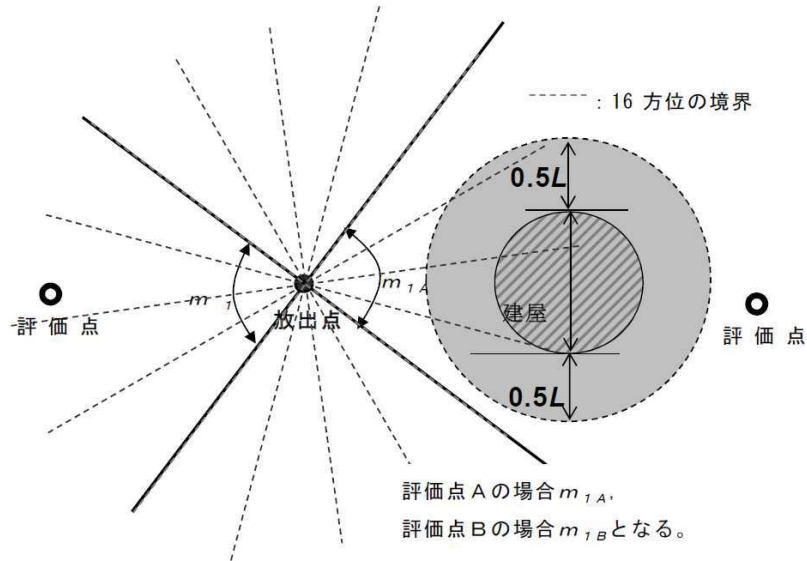


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイドとおり

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況



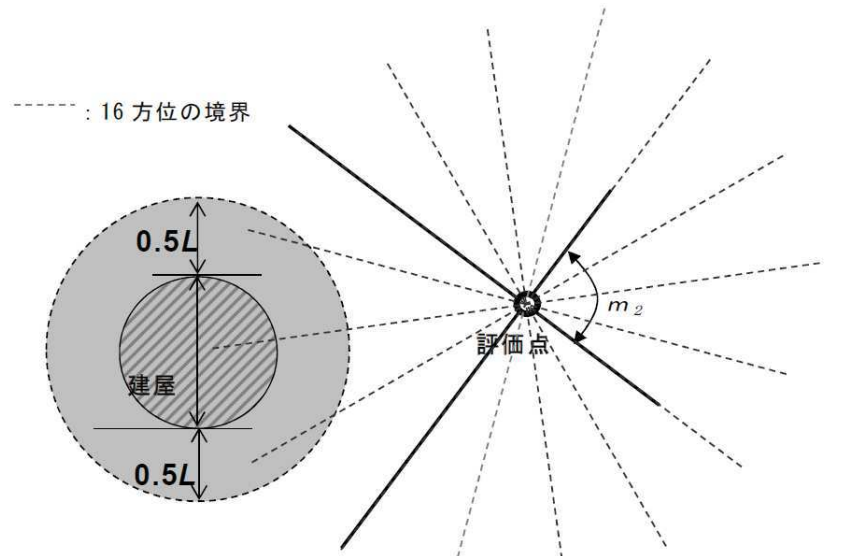
注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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 → 審査ガイドとおり

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（重大事故対策）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 → 審査ガイドとおり

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（重大事故対策）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 → 審査ガイドとおり

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

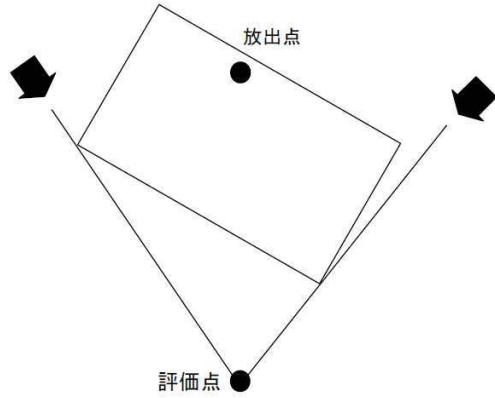


図9 評価対象方位の設定

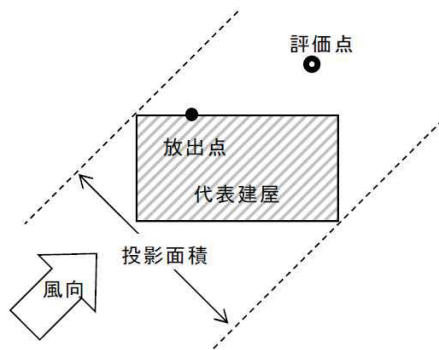


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図9,10 → 審査ガイドとおり