

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について
(補足説明資料)

平成29年7月

東京電力ホールディングス株式会社

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熔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 原子炉制御室
- 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

下線部の資料のうち、本日の説明に必要な部分を抜粋して提出

59-11

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

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（重大事故）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6号及び7号炉が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66mSv、6号炉が格納容器ベントを実施し7号炉が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78mSv、7号炉が格納容器ベントを実施し6号炉が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86mSvとなった。また、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は、6号及び7号炉が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68mSv、6号炉が格納容器ベントを実施し7号炉が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80mSv、7号炉が格納容器ベントを実施し6号炉が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87mSvとなった。

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

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、「想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」である「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」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。したがって、審査ガイド

4.2(3)h. 被ばく線量の重ね合わせに基づき、6号及び7号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合、第一に両号炉において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、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合も評価対象とする。格納容器ベントの実施に至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定する。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

2.2 大気中への放出量の評価

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格納容器圧力逃がし装置への流入量及び原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量は、MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、大気中への放出量評価条件を設定し放出量の評価した。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)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		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 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{11}

表 2 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)

核種類	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
	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 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{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ほう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、柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した1985年10月～1986年9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]
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上40.4m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上39.7m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6号炉 原子炉建屋 中心 (地上0m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉 原子炉建屋 中心 (地上0m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6号炉主排気筒 (地上73m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉主排気筒 (地上73m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※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（重大事故）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2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。なお、被ばく線量が厳しくなる場合は、特定の班のみが過大な被ばくを受けることにならないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫するものとした。

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(重大事故)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

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

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表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	1直	1直	2直	2直	明	休	休	49時間40分	8回
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0分	0回
C班	休	休	1直	1直	2直	2直	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1直	1直	2直	37時間45分	6回
E班	2直	2直	明	休	休	休	1直	36時間45分	6回

2.4.1 中央制御室内での被ばく

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

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、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。また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくも評価した。

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。また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線については、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については QAD-CGGP2R 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、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) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化

設計基準対象施設である恒設の中央制御室換気空調系を停止し、さらに外気

取り込みダンパを閉止したうえで、中央制御室を中央制御室可搬型陽圧化空調機（以下「可搬型陽圧化空調機」という。）により陽圧化することで、可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタ及び高性能フィルタ（以下「フィルタユニット」という。）を経由しない外気の流入を防止する効果を考慮した。また、可搬型陽圧化空調機により供給する外気に対しては、フィルタユニットによる放射性物質の除去効果を考慮した。なお、可搬型陽圧化空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し、有効性評価で設定した3時間を起動遅れ時間として考慮した。

(2) 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化

中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置（以下「陽圧化装置」という。）により陽圧化することで、外気の流入を防止する効果を考慮した。なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響については、陽圧化装置による効果を考慮しないものとした。

(3) 中央制御室への外気の直接流入率

可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化していない期間においては、中央制御室への外気の直接流入率を0.5回/hと仮定して評価した。

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コントロール建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点はコントロール建屋入口とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。ただし、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの影響については、アクセスルートより線源に近接した位置を評価点として選定し、2分間滞在するとして評価した。

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シャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、評価点を屋外とすること以外は「2.4.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）」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

6号及び7号炉の両号炉にて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、片方の号炉において格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表6-2-1から表6-3-2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7-3-2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8-3-2に示す。

評価の結果、7日間での実効線量は6号及び7号炉で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66mSv、6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約78mSv、7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約86mSvとなった。また、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は、6号及び7号炉で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68mSv、6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約80mSv、7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約87mSvとなった。

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
 (両号炉において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}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計 ^{※3}
A班	約 21 ^{※4}	約 17	約 21	-	-	-	-	約 59 (約 60)
B班	-	-	-	約 22 ^{※5}	-	約 23 ^{※5}	-	約 45 (約 46)
C班	-	-	約 20	約 22	約 23	-	-	約 64 (約 66)
D班	-	-	-	-	約 22	約 23	約 13	約 58 (約 60)
E班	約 16 ^{※4}	約 19	-	-	-	-	<u>約 31</u>	<u>約 66</u> (約 68)

- ※1 入退域時においてマスク (PF=1000) 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 括弧内：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 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 ※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

表 6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (両号炉において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}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計 ^{※2}
A班	<u>約 260</u>	約 20	約 25	-	-	-	-	<u>約 310</u> (約 310)
B班	-	-	-	約 27 ^{※3}	-	約 28 ^{※3}	-	約 55 (約 56)
C班	-	-	約 24	約 26	約 28	-	-	約 78 (約 80)
D班	-	-	-	-	約 28	約 29	約 18	約 74 (約 76)
E班	約 28	約 22	-	-	-	-	約 37	約 87 (約 89)

- ※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮
 ※2 括弧内：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 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

表 6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(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}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計 ^{※3}
A班	約 20 ^{※4}	約 30	-	約 25	-	-	-	約 75 (約 76)
B班	-	-	約 27 ^{※5}	-	約 24 ^{※5}	約 23 ^{※5}	-	約 73 (約 75)
C班	-	-	約 40	約 26	-	-	約 12 ^{※5}	約 78 (約 79)
D班	-	-	-	-	約 24	約 23	約 31 ^{※5}	約 78 (約 80)
E班	約 16 ^{※4}	約 41	-	-	-	-	-	約 56 (約 58)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) 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 括弧内：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 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

表 6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(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}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計 ^{※2}
A班	約 260	約 39	-	約 28	-	-	-	約 320 (約 320)
B班	-	-	約 30 ^{※3}	-	約 27 ^{※3}	約 26 ^{※3}	-	約 82 (約 84)
C班	-	-	約 43	約 29	-	-	約 15 ^{※3}	約 87 (約 88)
D班	-	-	-	-	約 27	約 27	約 34 ^{※3}	約 88 (約 90)
E班	約 28	約 44	-	-	-	-	-	約 72 (約 74)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 括弧内：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 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

表 6-3-1 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施)

(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

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計※3
A班	約 20※4	約 42	-	約 24	-	-	-	約 85 (約 87)
B班	-	-	約 29※5	-	約 21※5	約 19※5	-	約 69 (約 70)
C班	-	-	約 50	約 26	-	-	約 10※5	約 86 (約 87)
D班	-	-	-	-	約 22	約 20	約 26※5	約 69 (約 70)
E班	約 16※4	約 54	-	-	-	-	-	約 70 (約 71)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) 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 括弧内：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 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

表 6-3-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：代替循環冷却を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施)

(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

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計※2
A班	約 250	約 57	-	約 25	-	-	-	約 330 (約 340)
B班	-	-	約 30※3	-	約 23※3	約 21※3	-	約 75 (約 76)
C班	-	-	約 53	約 28	-	-	約 12※3	約 92 (約 93)
D班	-	-	-	-	約 25	約 22	約 28※3	約 75 (約 76)
E班	約 27	約 59	-	-	-	-	-	約 86 (約 88)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 括弧内：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 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

表 7-1-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（E班）の合計）
 （両号炉において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		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室 滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.4×10^{-1})
	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 3.7×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	約 9.9×10^{-1} (約 1.0×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.3×10^0 (約 1.5×10^0)
	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 2.5×10^0	約 4.0×10^0	約 6.5×10^0 (約 6.5×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.7×10^{-1}	約 1.6×10^0	約 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)
	外部被ばく	約 1.5×10^0	約 2.4×10^0	約 3.9×10^0 (約 3.9×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 3.4×10^0	約 5.5×10^0	約 8.9×10^0 (約 9.2×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.0×10^0	約 8.9×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.4×10^1)
	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 2.2×10^0	約 4.5×10^0	約 6.7×10^0 (約 6.7×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^1	約 2.6×10^1	約 3.8×10^1 (約 3.8×10^1)
	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 1.9×10^{-1}	約 3.9×10^{-1}	約 5.8×10^{-1} (約 5.8×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.8×10^1	約 3.9×10^1	約 5.7×10^1 (約 5.9×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.1×10^1	約 4.5×10^1	約 66 (約 68)

※1 括弧内：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（A 班）の合計）
 （両号炉において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		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	0.1 以下	約 1.3×10^{-1} (約 1.6×10^{-1})
	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 4.9×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.3×10^0 (約 1.4×10^0)
	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 5.7×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}	約 1.5×10^0 (約 1.7×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^1	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.8×10^1	約 1.6×10^2	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)
	外部被ばく	約 1.3×10^0	約 2.1×10^0	約 3.3×10^0 (約 3.4×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.0×10^2	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
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 1.7×10^0	約 4.5×10^0	約 6.2×10^0 (約 7.1×10^0)
	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 1.9×10^0	約 3.8×10^0	約 5.6×10^0 (約 5.6×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.5×10^0	約 1.7×10^1	約 2.6×10^1 (約 2.6×10^1)
	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 1.4×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	約 4.4×10^{-1} (約 4.4×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.2×10^1	約 2.6×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.1×10^2	約 1.9×10^2	約 310 (約 310)

※1 括弧内：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）
 （6 号炉：格納容器ベント実施 7 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束）
 （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		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^0	0.1 以下	約 1.5×10^0 (約 1.6×10^0)
	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	0.1 以下	約 7.0×10^{-1}	約 7.0×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}	約 9.6×10^{-1} (約 1.1×10^0)
	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 1.1×10^0	約 5.9×10^0	約 7.0×10^0 (約 7.0×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	0.1 以下	約 2.3×10^0	約 2.3×10^0 (約 2.3×10^0)
	外部被ばく	約 1.1×10^0	約 3.6×10^0	約 4.6×10^0 (約 4.6×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 3.0×10^0	約 7.2×10^0	約 1.0×10^1 (約 1.0×10^1)
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 8.5×10^0	約 1.1×10^1	約 2.0×10^1 (約 2.1×10^1)
	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 7.6×10^{-1}	約 5.6×10^0	約 6.3×10^0 (約 6.3×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^1	約 2.8×10^1	約 4.1×10^1 (約 4.1×10^1)
	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	0.1 以下	約 5.9×10^{-1}	約 5.9×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.3×10^1	約 4.5×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.6×10^1	約 5.2×10^1	約 78 (約 80)

※1 括弧内：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（A班）の合計）
 （6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却を用いて事象収束）
 （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		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.1×10^{-1}	0.1 以下	約 8.1×10^{-1} (約 8.9×10^{-1})
	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 9.2×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.7×10^0 (約 1.8×10^0)
	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 9.8×10^{-1}	約 9.1×10^{-1}	約 1.9×10^0 (約 2.1×10^0)
	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 1.0×10^2	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.9×10^1	約 1.6×10^2	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)
	外部被ばく	約 4.7×10^0	約 2.2×10^0	約 6.9×10^0 (約 7.0×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^2	約 1.7×10^2	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)
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 4.1×10^0	約 4.8×10^0	約 8.9×10^0 (約 9.8×10^0)
	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 2.3×10^0	約 3.9×10^0	約 6.1×10^0 (約 6.1×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^1	約 1.8×10^1	約 3.2×10^1 (約 3.2×10^1)
	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 2.0×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 5.2×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.1×10^1	約 2.7×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.3×10^2	約 2.0×10^2	約 320 (約 320)

※1 括弧内：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 7-3-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C 班）の合計）
 （6 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施）
 （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		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	約 1.3×10^0	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)
	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 4.1×10^{-1}	0.1 以下	約 4.4×10^{-1} (約 4.7×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-1}	約 9.4×10^{-1}	約 1.4×10^0 (約 1.5×10^0)
	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 3.0×10^0	約 2.0×10^1	約 2.3×10^1 (約 2.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.2×10^0	約 2.3×10^{-1}	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)
	外部被ばく	約 1.9×10^0	約 1.9×10^1	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 3.9×10^0	約 2.2×10^1	約 2.6×10^1 (約 2.6×10^1)
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 2.1×10^0	約 1.2×10^1	約 1.4×10^1 (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 2.3×10^0	約 2.1×10^0	約 4.4×10^0 (約 4.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.4×10^0	約 3.2×10^1	約 4.1×10^1 (約 4.1×10^1)
	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 2.1×10^{-1}	0.1 以下	約 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.4×10^1	約 4.6×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.8×10^1	約 6.8×10^1	約 86 (約 87)

※1 括弧内：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 7-3-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
 （6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施）
 （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		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 5.1×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})
	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 4.9×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.0×10^0 (約 2.1×10^0)
	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 5.5×10^{-1}	約 1.7×10^0	約 2.3×10^0 (約 2.5×10^0)
	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 1.0×10^2	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.8×10^1	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	外部被ばく	約 1.3×10^0	約 8.4×10^0	約 9.7×10^0 (約 9.7×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.0×10^2	約 1.8×10^2	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)
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 1.8×10^0	約 5.8×10^0	約 7.6×10^0 (約 8.3×10^0)
	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 1.9×10^0	約 4.5×10^0	約 6.4×10^0 (約 6.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.6×10^0	約 3.1×10^1	約 4.0×10^1 (約 4.0×10^1)
	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 1.5×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 5.9×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.2×10^1	約 4.2×10^1	約 5.5×10^1 (約 5.5×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.1×10^2	約 2.2×10^2	約 330 (約 340)

※1 括弧内：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 (E 班の 7 日目)
 (両号炉において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		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	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 1.2×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 3.2×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}	約 3.0×10^{-1} (約 3.3×10^{-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 1.2×10^0	約 1.9×10^0	約 3.1×10^0 (約 3.1×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.6×10^{-1}	約 7.7×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.2×10^0)
	外部被ばく	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.8×10^0 (約 1.8×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^0	約 2.3×10^0	約 3.7×10^0 (約 3.7×10^0)
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 1.6×10^0	約 5.2×10^0	約 6.8×10^0 (約 7.8×10^0)
	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 8.6×10^{-1}	約 1.7×10^0	約 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.9×10^0	約 1.2×10^1	約 1.8×10^1 (約 1.8×10^1)
	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	0.1 以下	約 2.0×10^{-1}	約 2.9×10^{-1} (約 2.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 8.5×10^0	約 1.9×10^1	約 2.8×10^1 (約 2.9×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.9×10^0	約 2.1×10^1	約 31 (約 32)

※1 括弧内: 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 (A 班の 1 日目)
 (両号炉において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		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室 滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	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^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.8×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-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 9.5×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.5×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	外部被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 6.5×10^{-1} (約 6.6×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.6×10^1	約 1.6×10^2	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)
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 2.7×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 8.2×10^{-1} (約 9.3×10^{-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 2.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.4×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	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 1.4×10^0	約 2.9×10^0	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)
	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	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^0	約 4.0×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.0×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.8×10^1	約 1.6×10^2	約 260 (約 260)

※1 括弧内: 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 (E 班の 2 日目)

(6 号炉：格納容器ベント実施 7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(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		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^0	0.1 以下	約 3.1×10^0 (約 3.3×10^0)
	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 2.8×10^0	約 2.2×10^{-1}	約 3.0×10^0 (約 3.2×10^0)
	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 5.6×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 8.7×10^{-1} (約 9.8×10^{-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 4.7×10^0	約 1.2×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.1×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 8.8×10^{-1} (約 8.8×10^{-1})
	外部被ばく	約 4.2×10^0	約 8.2×10^{-1}	約 5.0×10^0 (約 5.2×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^1	約 1.8×10^0	約 1.3×10^1 (約 1.4×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^0	約 2.1×10^0	約 5.7×10^0 (約 6.1×10^0)
	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 1.7×10^0	約 1.6×10^0	約 3.4×10^0 (約 3.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^1	約 7.3×10^0	約 1.8×10^1 (約 1.8×10^1)
	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 1.6×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 2.9×10^{-1} (約 2.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.7×10^1	約 1.1×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.8×10^1	約 1.3×10^1	約 41 (約 42)

※1 括弧内：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 (A 班の 1 日目)

(6 号炉：格納容器ベント実施 7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(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		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室 滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.0×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	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 2.1×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.7×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-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 9.0×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.0×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	外部被ばく	約 2.3×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 6.3×10^{-1} (約 6.4×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.0×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
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 2.6×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 8.1×10^{-1} (約 9.2×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.4×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	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 1.4×10^0	約 2.9×10^0	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)
	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	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^0	約 4.0×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.0×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.2×10^1	約 1.6×10^2	約 260 (約 260)

※1 括弧内：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 8-3-1 評価結果の内訳 (E 班の 2 日目)

(6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)

(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		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	約 1.8×10^0	約 1.8×10^0 (約 1.9×10^0)
	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 1.3×10^{-1}	約 4.7×10^0	約 4.8×10^0 (約 5.2×10^0)
	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 1.9×10^{-1}	約 9.8×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.3×10^0)
	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 7.6×10^{-1}	約 8.0×10^0	約 8.7×10^0 (約 9.0×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	外部被ばく	約 5.0×10^{-1}	約 7.2×10^0	約 7.7×10^0 (約 7.9×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^0	約 1.5×10^1	約 1.7×10^1 (約 1.7×10^1)
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 7.5×10^{-1}	約 4.6×10^0	約 5.4×10^0 (約 5.7×10^0)
	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 8.2×10^{-1}	約 3.3×10^0	約 4.2×10^0 (約 4.2×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^0	約 2.4×10^1	約 2.8×10^1 (約 2.8×10^1)
	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	0.1 以下	約 3.6×10^{-1}	約 4.2×10^{-1} (約 4.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 5.2×10^0	約 3.2×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 6.3×10^0	約 4.8×10^1	約 54 (約 55)

※1 括弧内：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 8-3-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)

(6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)

(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		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	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^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.7×10^{-1} (約 6.0×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-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 9.5×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.5×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	外部被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 6.2×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.6×10^1	約 1.5×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
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 2.7×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}	約 8.1×10^{-1} (約 9.2×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.3×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})
	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 1.4×10^0	約 2.9×10^0	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)
	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	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.9×10^0	約 3.9×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.8×10^1	約 1.5×10^2	約 250 (約 250)

※1 括弧内：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（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（1/3）

	項目	主要条件
停止時炉内内蔵量	評価事象	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失
	炉心熱出力	3926MWt
	原子炉運転時間	1 サイクル：10000h（416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h
	取替炉心の燃料	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）
	大気拡散	気象資料
実効放出継続時間		全放出源：1 時間
建屋巻き込み		全放出源：巻き込みを考慮
累積出現頻度		小さい方から 97%
放出源及び放出源高さ		【格納容器圧力逃がし装置配管】 6 号炉：地上 40.4m, 7 号炉：地上 39.7m 【原子炉建屋中心】 6 号炉：地上 0m, 7 号炉：地上 0m 【主排気筒】 6 号炉：地上 73m, 7 号炉：地上 73m
着目方位 (中央制御室滞在時)		【格納容器圧力逃がし装置配管】 6 号炉：6 方位, 7 号炉：8 方位 【原子炉建屋中心】 6 号炉：6 方位, 7 号炉：9 方位 【主排気筒】 6 号炉：6 方位, 7 号炉：9 方位

表9 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（2/3）

項目		主要条件
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	事象発生直後（MAAP 解析に基づく）
	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	MAAP 解析結果の原子炉格納容器圧力に対応した漏えい率
	原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見
	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粒子状放射性物質の除去効果	MAAP 解析に基づく
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	CSE 実験に基づく沈着率により低減
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 38 時間後
	格納容器圧力逃がし装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1000 無機よう素：1000 有機よう素：1
	よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：50
	原子炉建屋原子炉区域からの漏えい開始時刻	事象発生直後 （原子炉格納容器からの漏えいに伴う）
	原子炉建屋原子炉区域の換気率	・原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間以外： 無限大[回/日] ・原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間： 非常用ガス処理系の定格風量による換気率
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 30 分後
	非常用ガス処理系排風機風量	2000m ³ /h
	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
	原子炉建屋原子炉区域負圧達成時間	事故発生から 40 分後

表9 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（3/3）

項目	主要条件
運転員の被ばく評価	<p>可搬型陽圧化空調機 (風量, フィルタ除去効率及び起動遅れ時間)</p> <p>【風量】 事故発生から 0~3 時間後 : 0m³/h 事故発生から 3~168 時間後 : 6000m³/h</p> <p>【活性炭フィルタ除去効率】 希ガス, 粒子状放射性物質 : 0 % 無機よう素, 有機よう素 : 99.9 %</p> <p>【高性能フィルタ除去効率】 希ガス, 無機よう素, 有機よう素 : 0 % 粒子状放射性物質 : 99.9 %</p> <p>【起動遅れ時間】 3 時間</p>
	<p>中央制御室バウンダリ 空気流入率</p> <p>事故発生から 0~3 時間後 : 0.5 回/h 事故発生から 3~168 時間後 : 0 回/h</p>
	<p>陽圧化装置の 空気供給量</p> <p>事故発生から 0~38 時間後 : 0m³/h 事故発生から 38~48 時間後 : 95m³/h 事故発生から 48~168 時間後 : 0m³/h ※代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては, 陽圧化装置の効果を考慮しない</p>
	<p>マスクの防護係数</p> <p>入退域時 : 1000 中央制御室滞在時 : 50 (1 日目のみ 1000)</p>
	<p>交替要員体制の考慮</p> <p>考慮する</p>
	<p>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</p> <p>【原子炉建屋内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線 : QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線 : ANISN コード, G33-GP2R コード</p> <p>【格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ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 : QAD-CGGP2R コード, G33-GP2R コード</p>
	<p>地表面への沈着速度</p> <p>エアロゾル粒子 : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 4.0×10⁻³cm/s 希ガス : 沈着なし</p>
	<p>評価期間</p> <p>7 日間</p>

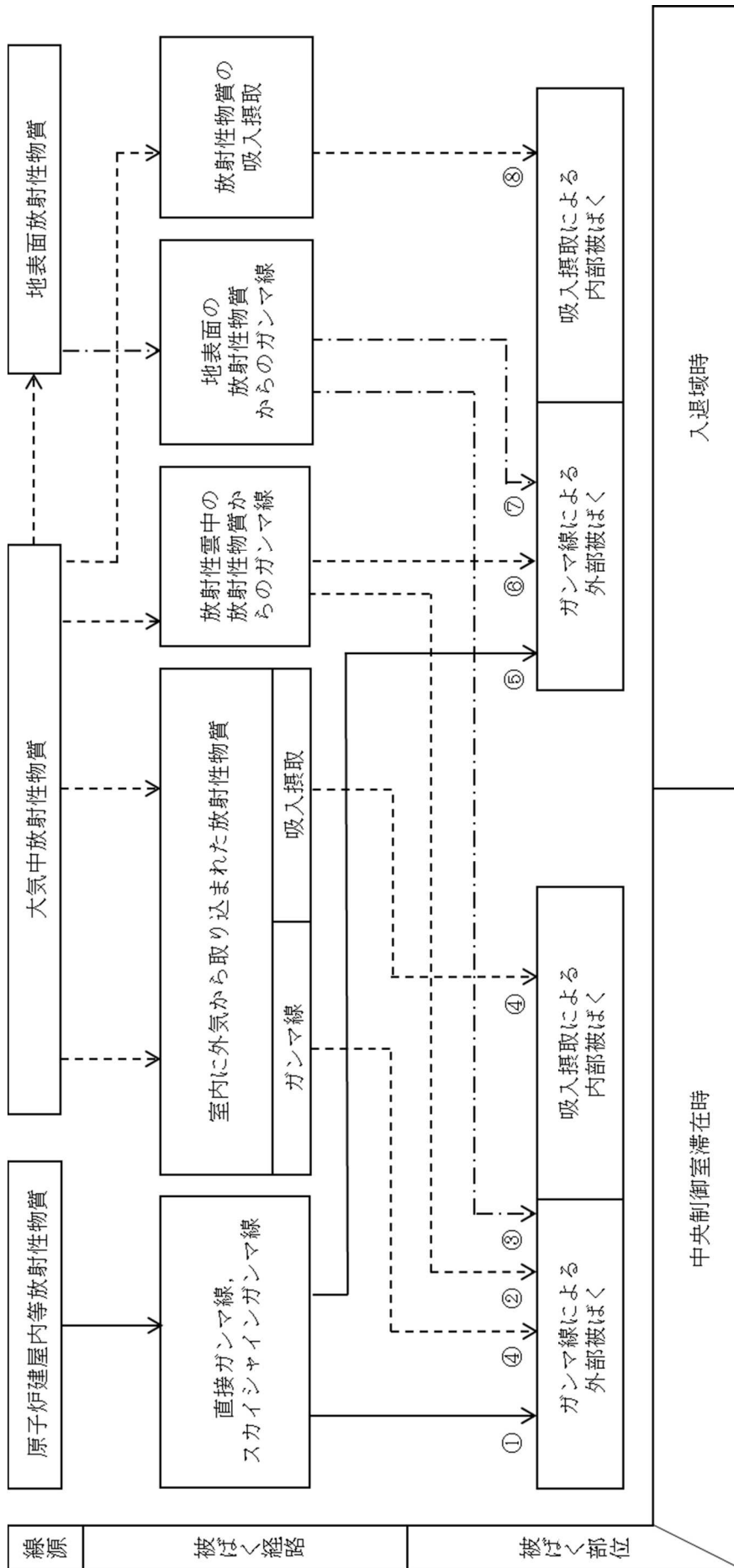


図1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

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 (直接ガンマ線による被ばく (直接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 (クラウドシヤ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 (グラウンドシヤ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)
	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インガンマ線による外部被ばく)
入退域	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 (クラウドシヤ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 (グラウンドシヤ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)

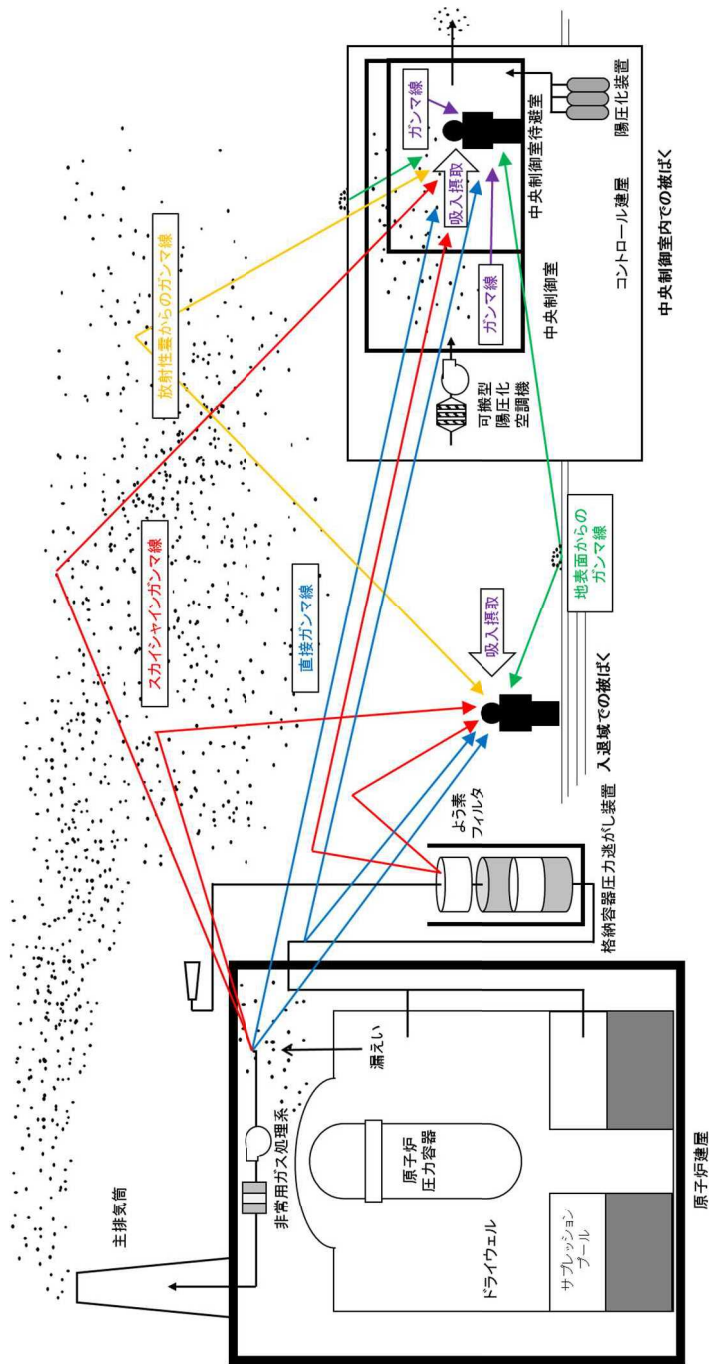


図2 中央制御室の居住性 (重大事故) に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

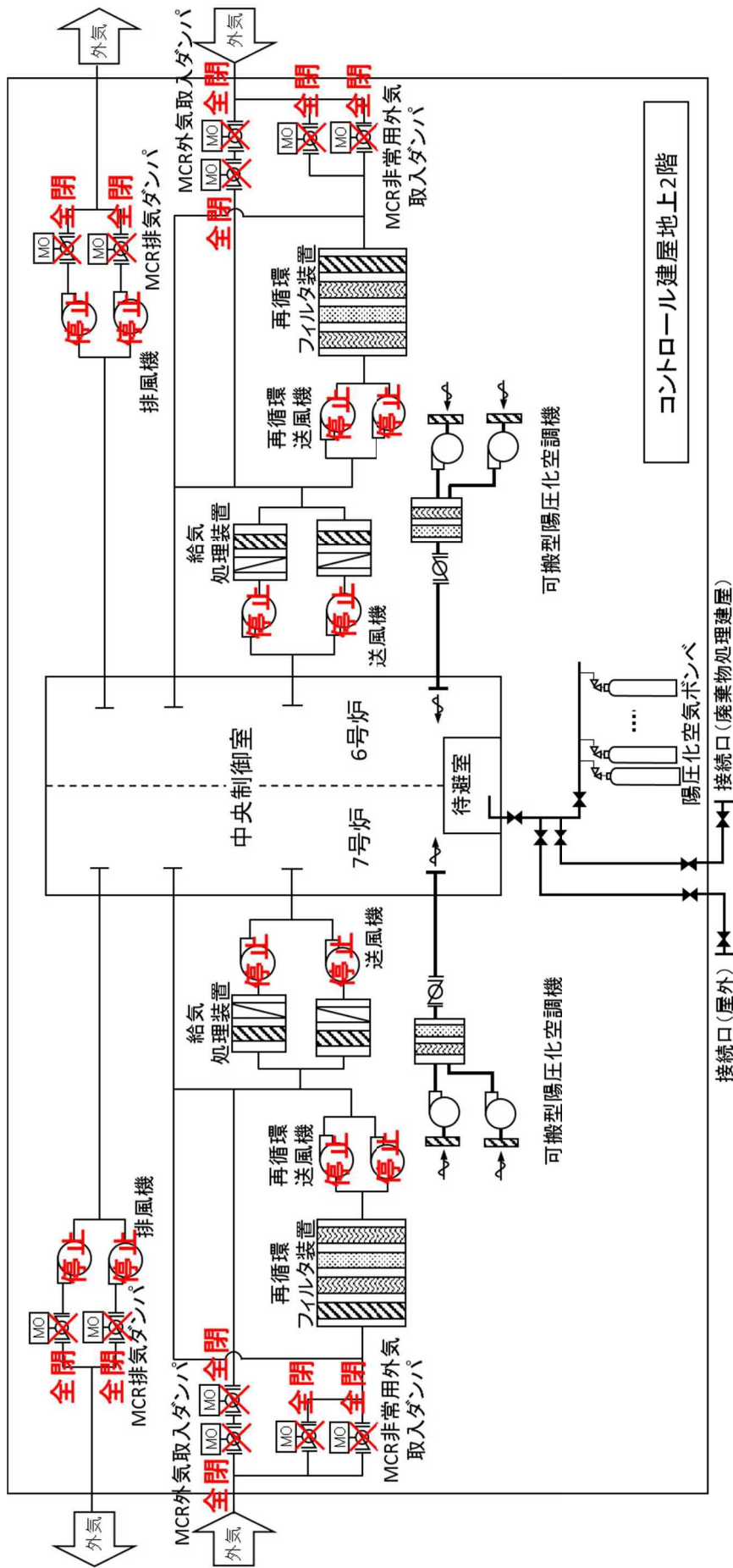


図 3 6 号及び 7 号炉中央制御室換気空調設備の概要図

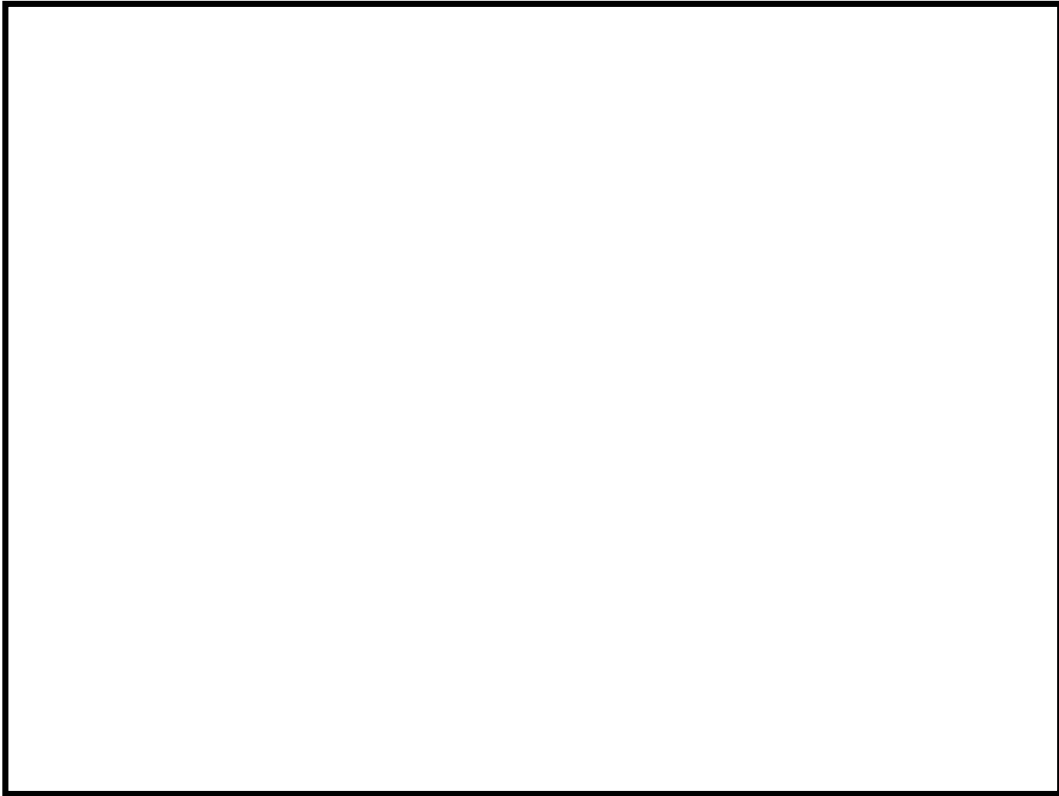
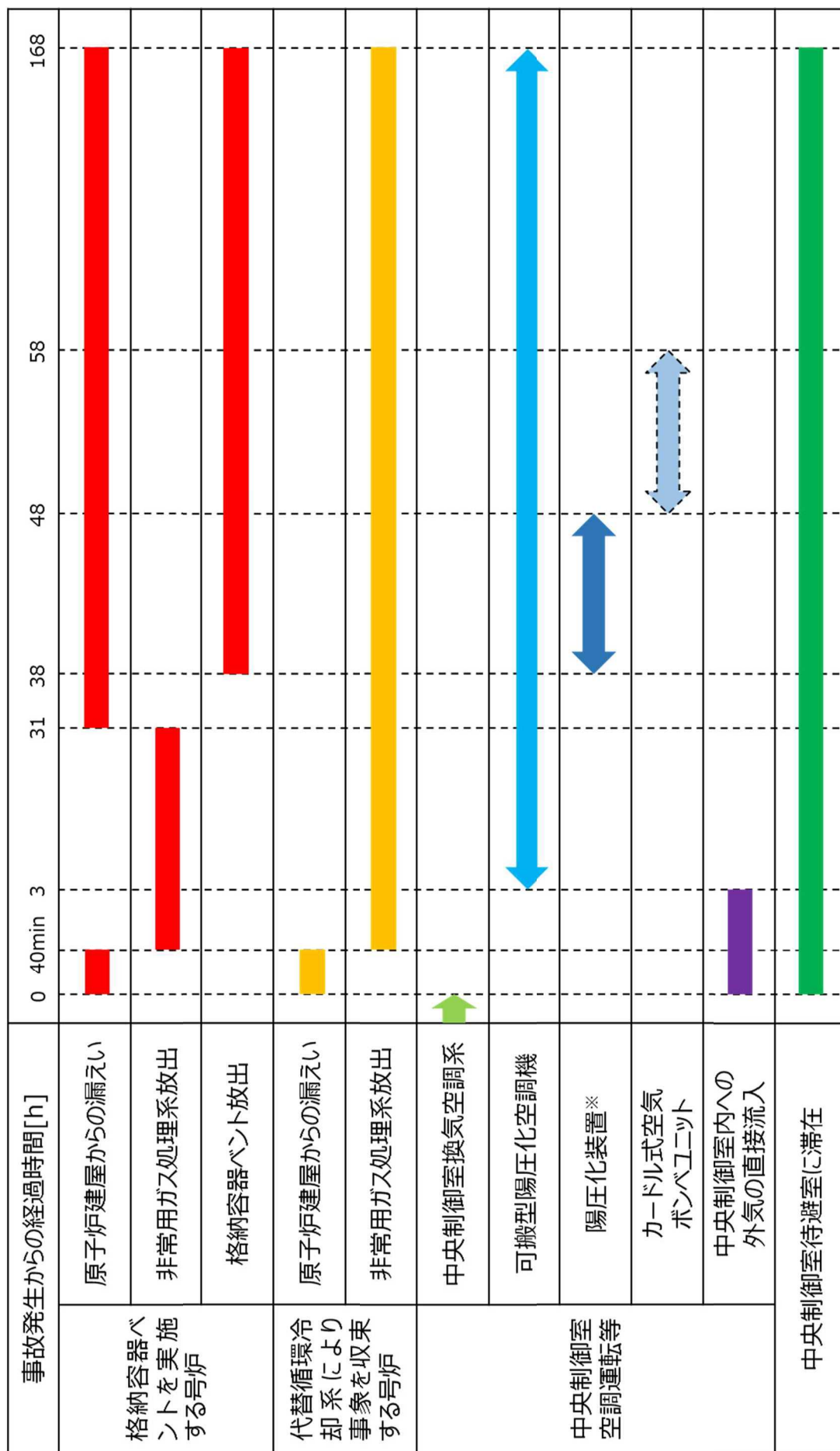


図 4 中央制御室待避室の設置場所



※代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては考慮しない

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（重大事故）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価条件

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失	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, 2-22 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 ^(参2) で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3926MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10000h（約 416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/5)

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</p> <p>格納容器ベント： 事故発生から約 38 時間後</p> <p>原子炉建屋漏えい： 事故発生直後及び非常用ガス処理系の停止直後</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 40 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： 原子炉建屋原子炉区域の負圧が解消する時刻</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 原子炉建屋原子炉区域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>
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内 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原子炉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>	原子炉格納容器内 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】</p> <p>1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/日、 1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積</p>	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.4%/日）及び、AEC 式に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。

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	考慮しない	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	MAAP 解析に基づく	MAAP 解析で評価	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シナリオ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	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器等へ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 : 10	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定	—
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 1	—	—
	無機よう素 : 1000 粒子状放射性物質 : 1000	設計値	
よう素フィルタの除去係数	希ガス : 1 粒子状放射性物質 : 1 無機よう素 : 1	—	—
	有機よう素 : 50	設計値	

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 9.2×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs 類：約 2.6×10^{-6} Te 類：約 5.2×10^{-7} Ba 類：約 2.1×10^{-7} Ru 類：約 2.6×10^{-8} La 類：約 2.1×10^{-9} Ce 類：約 5.2×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定 よう素類については、よう素の化学形態に応じた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 で選定した事故シナリオ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 1.4×10^{-2} よう素類：約 6.6×10^{-4} Cs 類：約 2.8×10^{-5} Te 類：約 5.6×10^{-6} Ba 類：約 2.3×10^{-6} Ru 類：約 2.8×10^{-7} La 類：約 2.3×10^{-8} Ce 類：約 5.6×10^{-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 9.1×10^{-2} よう素類：約 3.7×10^{-3} Cs 類：約 2.7×10^{-5} Te 類：約 5.4×10^{-6} Ba 類：約 2.2×10^{-6} Ru 類：約 2.7×10^{-7} La 類：約 2.2×10^{-8} Ce 類：約 5.4×10^{-8}	同上	同上

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋原子炉区域の換気率	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間以外：無限大[回/日] 原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 により屋外に放出(ただし、原子炉建屋原子炉区域内 の放射性物質濃度変化は換気率 0.5[回/日]を用いて評価) 	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原子炉区域内に放射性物質が保持されないものとした。 非常用ガス処理系により負圧維持している期間は保守的に非常用ガス処理系の定格風量を基に設定。	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 30 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排気風量	2000m 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	—
原子炉建屋原子炉区域負圧達成時間	事故発生から 40 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原子炉区域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 日間	審査ガイドに示されたとおり設定	3. 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

表 2-1-2 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)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
		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 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}	
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}	
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}	
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}	
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}	
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}	
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}	
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{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)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
		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 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

表 2-1-4 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 気中濃度は、放出源高さ及 び気象条件に応じて、空間 濃度分布が水平方向及び 鉛直方向ともに正規分布 になると仮定したガウス プルームモデルを適用し て計算する。
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所にお ける 1 年間の気象データ(1985 年 10 月～1986 年 9 月)(地上 約 10m)	建屋影響を受ける大気拡 散評価を行うため保守的 に地上風(地上約 10m)の 気象データを使用 審査ガイドに示された通 り、発電所において観測さ れた 1 年間の気象データ を使用	4.2(2)a. 風向、風速、大気 安定度及び降雨の観測項 目を、現地において少なく とも 1 年間観測して得ら れた気象資料を大気拡散 式に用いる。
実効放出 継続時間	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	<p>【6 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 6 号炉格納容器圧力逃がし 装置配管：地上 40.4m ・ 6 号炉原子炉建屋：地上 0m ・ 6 号炉主排気筒：地上 73m <p>【7 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 7 号炉格納容器圧力逃がし 装置配管：地上 39.7m ・ 7 号炉原子炉建屋：地上 0m ・ 7 号炉主排気筒：地上 73m 	審査ガイドに示されたと おり設定 ただし、放出エネルギーに よる影響は未考慮	4.3(4)b. 放出源高さは、 4.1(2)a で選定した事故 シーケンスに応じた放出口 からの放出を仮定する。 4.1(2)a で選定した事故 シーケンスのソースター ム解析結果を基に、放出エ ネルギーを考慮してもよ い。

表 2-1-4 大気拡散評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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に設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	全放出源：考慮する	放出源から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋及び 7号炉原子炉建屋	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室滞在時】 中央制御室中心 【入退域時】 コントロール建屋入口	審査ガイドに示されたとおりに設定	4.2(2)b.3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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。 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 大気拡散評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	<p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号炉：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：8方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【原子炉建屋】 6号炉：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>【主排気筒】 6号炉：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p>	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、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>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号炉：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)</p> <p>【原子炉建屋】 6号炉：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【主排気筒】 6号炉：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p>		

表 2-1-4 大気拡散評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	1931m ²	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2(2)b.1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2(2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
形状係数	1/2	「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]
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	中央制御室 中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	中央制御室 中心	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室 中心	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室 中心	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室 中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室 中心	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※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、事故後1日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) スカイシャインガンマ線：	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室 遮蔽厚さ	天井面高さ		
	評価点	直接ガンマ線： 床面上 1.5m	中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定	—
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	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R コードは三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN コード及び G33-GP2R コードはそれぞれ一次元、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。したがって、重大事故等時における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R コード, ANISN コード及び G33-GP2R コード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)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり) ※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}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.2×10^{19}	1.5×10^{20}	3.7×10^{20}	6.7×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.1×10^{20}	2.9×10^{21}	7.7×10^{21}	1.5×10^{22}	2.4×10^{22}	3.4×10^{22}	4.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.0×10^{18}	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	2.4×10^{19}	3.3×10^{19}	4.3×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{18}	3.3×10^{18}	6.6×10^{18}	1.1×10^{19}	1.6×10^{19}	2.2×10^{19}	2.9×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.4×10^{19}	4.3×10^{20}	1.1×10^{21}	2.2×10^{21}	3.5×10^{21}	5.0×10^{21}	6.7×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.7×10^{20}	2.1×10^{21}	5.7×10^{21}	1.1×10^{22}	1.8×10^{22}	2.5×10^{22}	3.4×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	2.9×10^{18}	4.8×10^{18}	7.0×10^{18}	9.5×10^{18}	1.2×10^{19}	1.5×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.2×10^{20}	3.2×10^{20}	4.4×10^{20}	5.0×10^{20}	5.4×10^{20}	5.8×10^{20}	6.1×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.0×10^{21}	1.1×10^{21}	1.2×10^{21}	1.2×10^{21}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.6×10^{19}	1.2×10^{20}	2.6×10^{20}	4.7×10^{20}	7.2×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{19}	5.9×10^{19}	1.3×10^{20}	2.3×10^{20}	3.6×10^{20}	5.1×10^{20}	6.8×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{19}	6.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.3×10^{20}	1.6×10^{20}	1.8×10^{20}	2.0×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.1×10^{17}	2.2×10^{18}	3.4×10^{18}	4.4×10^{18}	5.3×10^{18}	6.0×10^{18}	6.7×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{19}	9.6×10^{19}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.7×10^{20}	3.0×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.6×10^{19}	1.1×10^{20}	1.7×10^{20}	2.2×10^{20}	2.6×10^{20}	3.0×10^{20}	3.4×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	3.8×10^{19}	5.0×10^{19}	6.0×10^{19}	6.9×10^{19}	7.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	7.6×10^{19}	9.9×10^{19}	1.2×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}
1.00×10^0	1.33×10^0	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.9×10^{19}	4.5×10^{19}	4.9×10^{19}	5.2×10^{19}	5.4×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	6.4×10^{17}	9.8×10^{17}	1.2×10^{18}	1.4×10^{18}	1.5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.6×10^{18}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.9×10^{19}	2.2×10^{19}	2.4×10^{19}	2.5×10^{19}	2.6×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.5×10^{18}	4.7×10^{18}	4.8×10^{18}	4.9×10^{18}	4.9×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	7.2×10^{18}	9.0×10^{18}	9.6×10^{18}	9.9×10^{18}	1.0×10^{19}	1.0×10^{19}	1.1×10^{19}
2.00×10^0	2.50×10^0	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	5.5×10^{17}	5.6×10^{17}	5.7×10^{17}	5.8×10^{17}	5.9×10^{17}	5.9×10^{17}	6.0×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
3.50×10^0	4.00×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
4.00×10^0	4.50×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
4.50×10^0	5.00×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
5.00×10^0	5.50×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
5.50×10^0	6.00×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
6.00×10^0	6.50×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
6.50×10^0	7.00×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
7.00×10^0	7.50×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
7.50×10^0	8.00×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
8.00×10^0	1.00×10^1	5.7×10^4	1.2×10^5	1.8×10^5	2.5×10^5	3.1×10^5	3.7×10^5	4.3×10^5
1.00×10^1	1.20×10^1	2.8×10^4	6.0×10^4	9.1×10^4	1.2×10^5	1.5×10^5	1.9×10^5	2.2×10^5
1.20×10^1	1.40×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0

※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)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり) ※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}	2.7×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.1×10^{19}	1.6×10^{20}	2.9×10^{20}	4.0×10^{20}	4.8×10^{20}	5.5×10^{20}	6.1×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.0×10^{20}	3.1×10^{21}	6.0×10^{21}	8.6×10^{21}	1.1×10^{22}	1.3×10^{22}	1.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.2×10^{18}	8.3×10^{18}	1.1×10^{19}	1.3×10^{19}	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{18}	3.5×10^{18}	5.5×10^{18}	7.2×10^{18}	8.6×10^{18}	9.8×10^{18}	1.1×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.3×10^{19}	4.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.3×10^{21}	1.6×10^{21}	1.9×10^{21}	2.2×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.6×10^{20}	2.2×10^{21}	4.5×10^{21}	6.4×10^{21}	8.1×10^{21}	9.6×10^{21}	1.1×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	3.0×10^{18}	4.2×10^{18}	5.1×10^{18}	5.8×10^{18}	6.4×10^{18}	7.0×10^{18}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.1×10^{20}	3.4×10^{20}	4.1×10^{20}	4.3×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}	4.6×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.8×10^{20}	8.2×10^{20}	8.6×10^{20}	8.8×10^{20}	9.0×10^{20}	9.1×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.5×10^{19}	1.2×10^{20}	2.2×10^{20}	3.0×10^{20}	3.8×10^{20}	4.5×10^{20}	5.2×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{19}	6.1×10^{19}	1.1×10^{20}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.6×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{19}	6.7×10^{19}	8.6×10^{19}	9.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}	1.1×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.0×10^{17}	2.2×10^{18}	2.9×10^{18}	3.2×10^{18}	3.4×10^{18}	3.6×10^{18}	3.8×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{19}	9.7×10^{19}	1.3×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.5×10^{19}	1.1×10^{20}	1.4×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.9×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	2.9×10^{19}	3.2×10^{19}	3.4×10^{19}	3.6×10^{19}	3.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	5.9×10^{19}	6.4×10^{19}	6.8×10^{19}	7.2×10^{19}	7.5×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.5×10^{19}	3.7×10^{19}	3.7×10^{19}	3.8×10^{19}	3.8×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	6.3×10^{17}	9.8×10^{17}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.9×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	7.1×10^{18}	8.9×10^{18}	9.1×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}
2.00×10^0	2.50×10^0	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	5.3×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
3.50×10^0	4.00×10^0	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
4.00×10^0	4.50×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
4.50×10^0	5.00×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
5.00×10^0	5.50×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
5.50×10^0	6.00×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
6.00×10^0	6.50×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
6.50×10^0	7.00×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
7.00×10^0	7.50×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
7.50×10^0	8.00×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
8.00×10^0	1.00×10^1	5.9×10^4	1.2×10^5	1.9×10^5	2.5×10^5	3.2×10^5	3.8×10^5	4.5×10^5
1.00×10^1	1.20×10^1	2.9×10^4	6.2×10^4	9.4×10^4	1.3×10^5	1.6×10^5	1.9×10^5	2.2×10^5
1.20×10^1	1.40×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0

※1 有効数字 3 桁目を四捨五入した値

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。

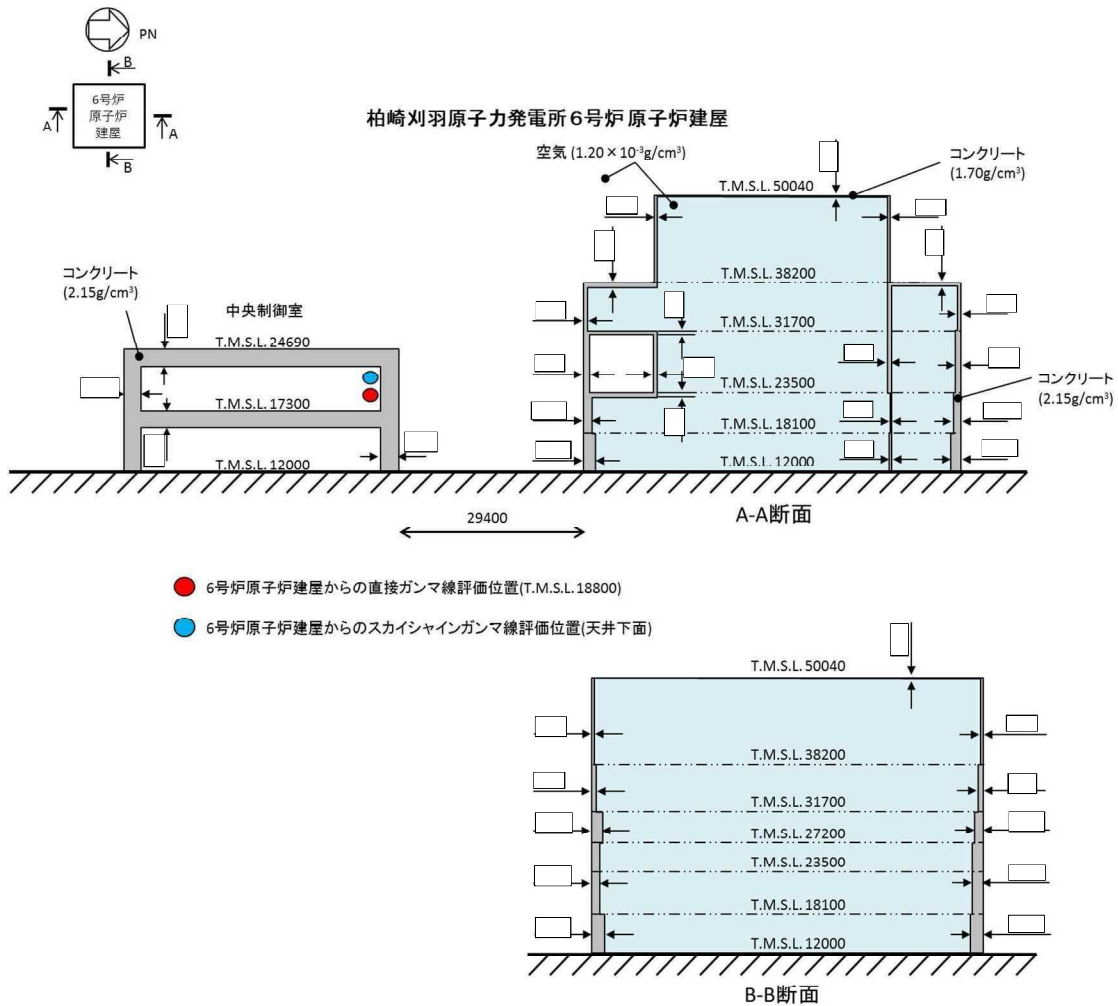


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (1/3)

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。

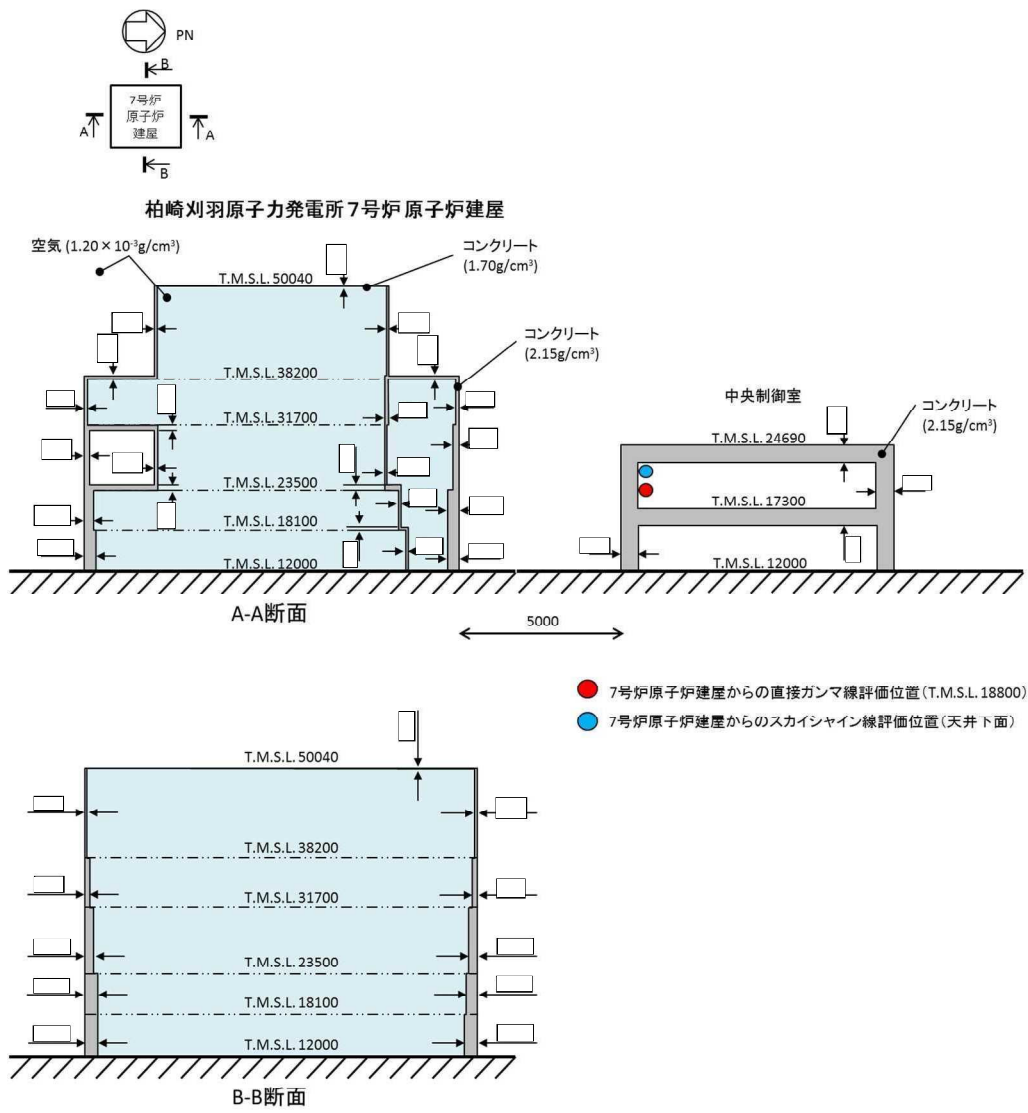
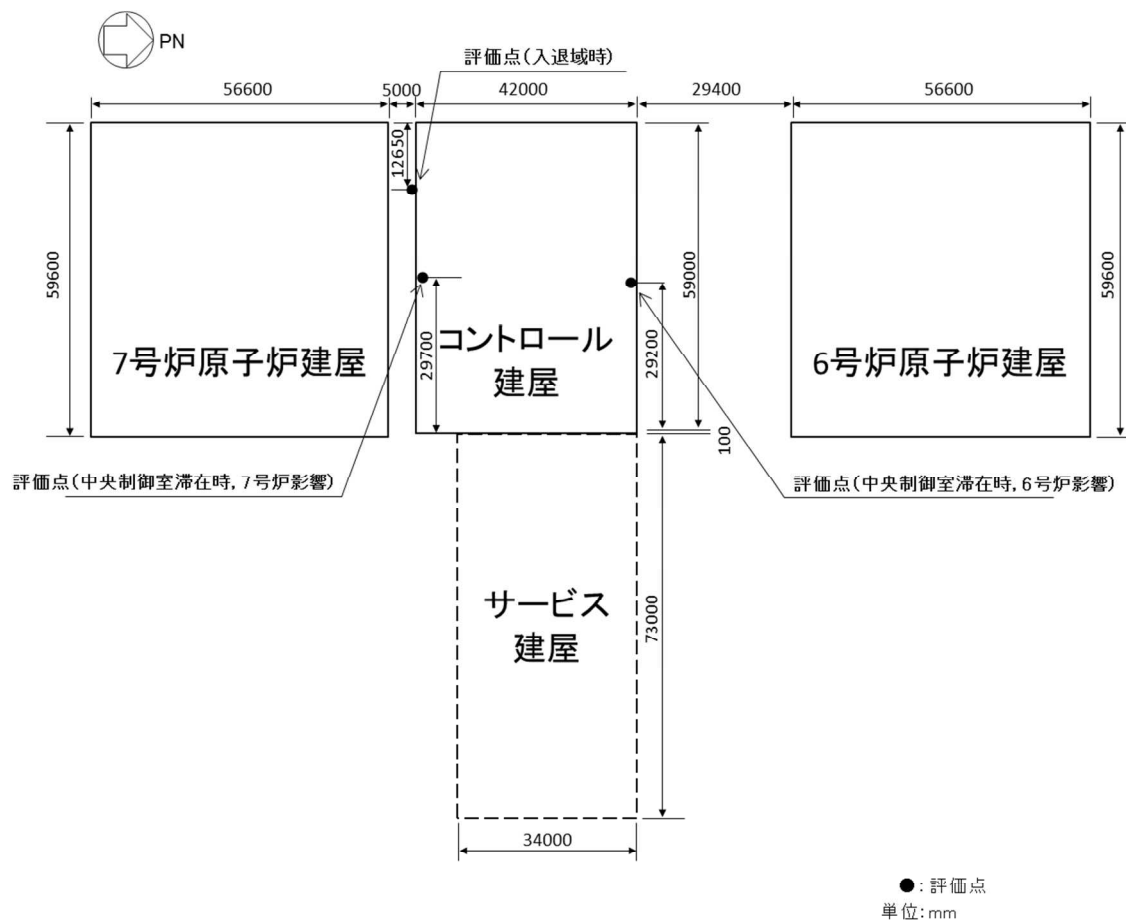


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/3)



平面図

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

表 2-1-8 防護措置の評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系（中央制御室送風機，中央制御室排風機，中央制御室再循環送風機）の風量	事故発生から 0～168 時間後： 0m ³ /h（給排気隔離ダンパ閉止）	重大事故等時には恒設の中央制御室換気空調系を停止する運用とする	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
可搬型陽圧化空調機の風量	事故発生から 0～3 時間後：0m ³ /h 事故発生から 3～168 時間後：6000m ³ /h	運用を基に設定	同上
陽圧化装置の空気供給量	事故発生から 0～38 時間後：0m ³ /h 事故発生から 38～48 時間後 ^{※1} ：95m ³ /h 事故発生から 48～168 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 2-4 図 2-4-5 参照））に余裕を持たせ，陽圧化装置による陽圧化時間を 10 時間と設定	運用を基に設定。 なお，代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては，陽圧化装置の効果を考慮しないものとした。	同上
可搬型陽圧化空調機の高性能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。
可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：99.9% 有機よう素：99.9% 粒子状放射性物質：0%	同上	同上

表 2-1-8 防護措置の評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室 バウンダリ への外気の 直接流入率	事故発生から 0～3 時間後 : 0.5 回/h 事故発生から 3～168 時間後 : 0 回/h	可搬型陽圧化空調機により中央制御室バウンダリを陽圧化していない期間 は、空気流入率測定試験結果 (0.30 回/h, 添付資料 2 2-23 参照) を基に、保守的に外気の直接流入率 0.5 回/h を仮定した。 陽圧化している期間は、外気の直接流入を防止できる設計としている。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。
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 : 20800m ³ 中央制御室待避室 : 100m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積 (容積) を用いて計算する。
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 : 20800m ³ 中央制御室待避室 : 100m ³	同上	同上

表 2-1-8 防護措置の評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
マスクの 防護係数	入退域時： 1000 中央制御室滞在時： 50（1日目のみ1000）	性能上期待できる 値（添付資料 2 2-12 参照）。入退域時及 び中央制御室滞在 時ともにマスクの 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	考慮しない	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、 ・コントロール建屋入口に15分とど まるものとする ・よう素フィルタ等からの寄与を評 価する際は、アクセスルート上に2 分間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使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に基づく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 : 1.2cm/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	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”

2-3 核分裂生成物の原子炉格納容器外への放出割合の設定について

重大事故等時における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の原子炉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 時に非常用炉心冷却系の機能及び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 2-3-1 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 2-3-1 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 2-3-1 によると、高揮発性核種（CsI や CsOH）の放出割合（ 10^{-6} オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい（ 10^{-1} オーダー）という結果となっている。

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

表 2-3-2 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所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。

また、表 2-3-3 は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土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。

表 2-3-1 の評価結果はこれらの観測事実と整合が取れていない。これは、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失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、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI から、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の報告がなされている。

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

以上のことから、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失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、重大事故等時における中央制御室の居住性を評価する際は、MAAP 解析による放

出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 2-3-4 に示す。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。

(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、格納容器圧力逃がし装置への放出割合、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、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。

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

- $F_{Cs}(T)$: 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 元素の停止時炉内内蔵量
- M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の停止時炉内内蔵量
- W_I : I の原子量
- W_{Cs} : Cs の原子量

(2) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果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。

a. 格納容器圧力逃がし装置への放出割合

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 2-3-5 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。

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

$F_i(T)$: 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原子炉格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

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。

b. 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。

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

$F_i(T)$: 時刻Tにおけるi番目のMAAP核種グループの放出割合

γ_i : NUREG-1465におけるi番目のMAAP核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465におけるCsに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※2 中・低揮発性の核種グループは原子炉格納容器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と考えられる。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 2-3-1 MAAP 解析による放出割合の評価結果
 (重大事故等時における中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO ₂	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 1.0×10^{-4}
CeO ₂	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0

表 2-3-2 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位: %)

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

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

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

表 2-3-3 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2		【定点②】*1 野島の森 (西約900m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機9-ピス チム前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2		
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22		
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA		
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24		
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+06	+4	1.3E+02	+4	1.5E+06	+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+06	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-108(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96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32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 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表 2-3-4 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
(重大事故等時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 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO ₂	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 2.1×10^{-9}
CeO ₂	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}
Te ₂	約 5.2×10^{-7}
UO ₂	約 5.2×10^{-9}

表 2-3-5 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※ 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 Table 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照

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、格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経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。）を経由して、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

$$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t) \times \frac{1}{\text{DF}_1 \cdot \text{DF}_2}$$

$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 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]

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

(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)

DF_1 : 格納容器圧力逃がし装置の除去係数 [-]^{※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原子炉区域（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成まで（事故発生40分後^{※1}まで）

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

$q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 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]

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

T_1 : 原子炉区域の負圧達成時間（事故発生 40 分後） [s]

※1 SGTS 起動時間及び排気風量並びに原子炉区域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区域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、原子炉区域の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

②原子炉区域負圧達成から SGTS の停止まで

格納容器ベントを実施する場合：

事故発生 40 分後から 31 時間後^{※1}

代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合：

事故発生 40 分後から 168 時間後（評価期間（7 日間）中で停止しないことを想定）

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda_1 \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leq t < T_2)^{\text{※2}}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda_2 \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{\text{※3}} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$ ：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

原子炉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_1 ：原子炉区域の換気率[1/s]

（SGTS の定格風量と原子炉区域空間容積から算出^{※4}）

λ_2 ：原子炉区域の換気率[1/s]

（原子炉区域の設計気密度を基に設定^{※4}）

T_1 ：原子炉区域の負圧達成時間（事故発生 40 分後）[s]

T_2 ：SGTS 停止時間[s]

※1 SGTS は格納容器ベントを実施する前に停止する運用としており、格納容器ベント判断は、本評価での想定事故シナリオでは事故発生から約 32 時間後となっている。

SGTS の停止操作は 5 分程度で完了できると考えているが、本評価では、格納容器ベント判断の 1 時間程度前（事故発生から 31 時間後）に SGTS を停止することで、操作時間に十分余裕を確保した評価条件としている。なお、代替循環冷却系を

用いて事象収束に成功する場合においては、SGTS は停止しないものとして評価した。

- ※2 この期間では原子炉区域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。
- ※3 原子炉区域の負圧達成時間 (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。
- ※4 原子炉区域 の換気率[1/s]は、SGTS の定格風量 (2000[m³/h]) による換気率 及び原子炉区域の気密度の設計値 (0.5[回/日]) を用いて、評価上保守的となるように設定した。大気中への放出率の評価では大きい方の換気率 を採用し、原子炉区域内の存在割合の評価では小さい方の換気率 (0.5[回/日]) を採用した。

- ③SGTS の停止以降 (事故発生から 31 時間後以降)
(格納容器ベントを実施する場合のみ)

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow R/B}(t) + \delta(t - T_2) \cdot Q_{R/B}(T_2) \quad (T_2 \leq t) \quad \text{※1}$$

$$\delta(t - T_2) = \begin{cases} 0, & t \neq T_2 \\ \infty, & t = T_2 \end{cases}$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 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
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合[1/s]

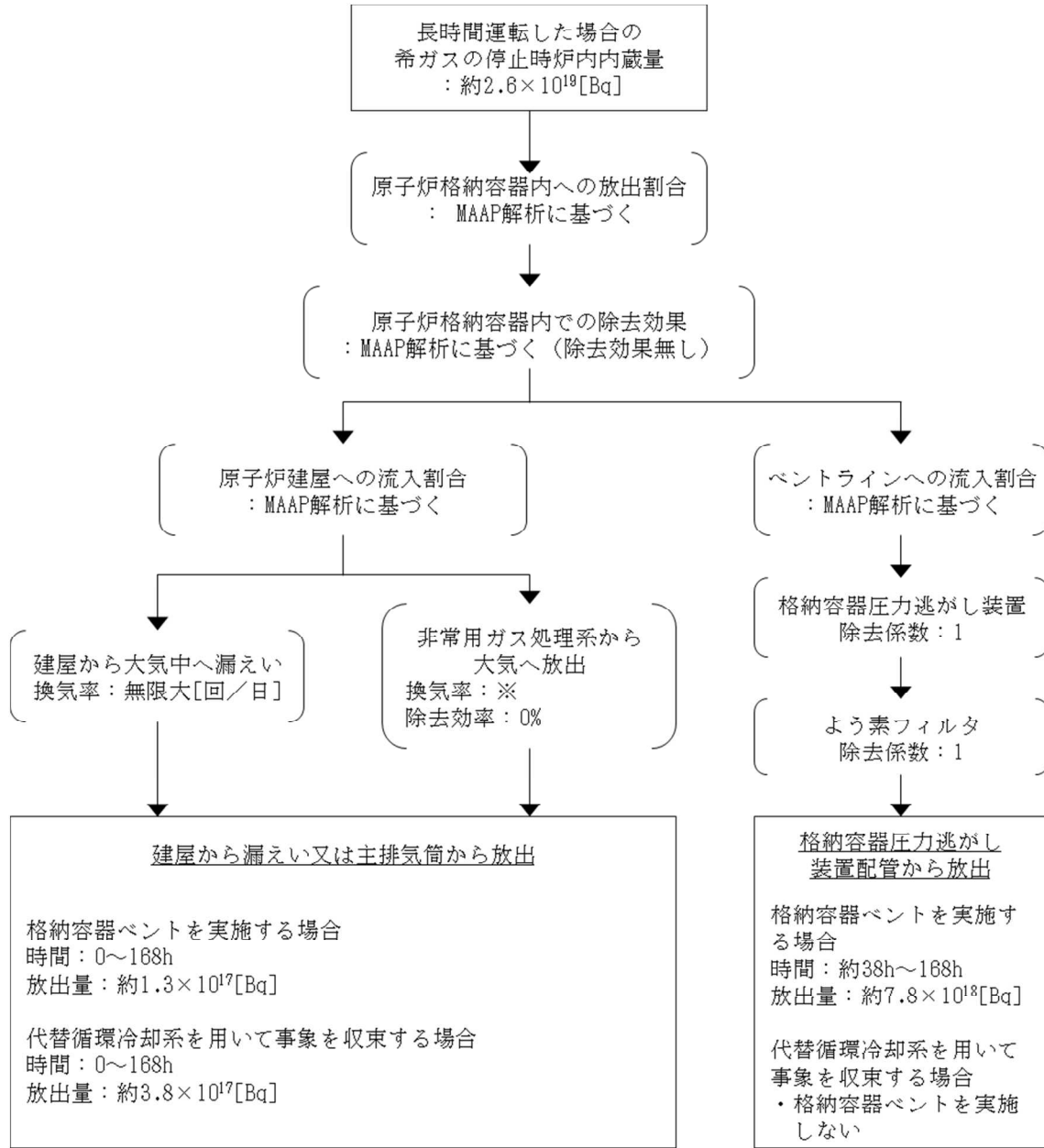
$Q_{R/B}(T_2)$: 時刻 T_2 における原子炉建屋内での存在割合[-]※2

T_2 : SGTS 停止時間 (事故発生から 31 時間後) [s]

- ※1 この期間では原子炉区域の負圧が維持されていないと想定し、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、原子炉区域の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

- ※2 $Q_{R/B}(T_2)$ は前述の②の第 2 式において、 $t=T_2$ 時点での $Q_{R/B}$ を用いた。

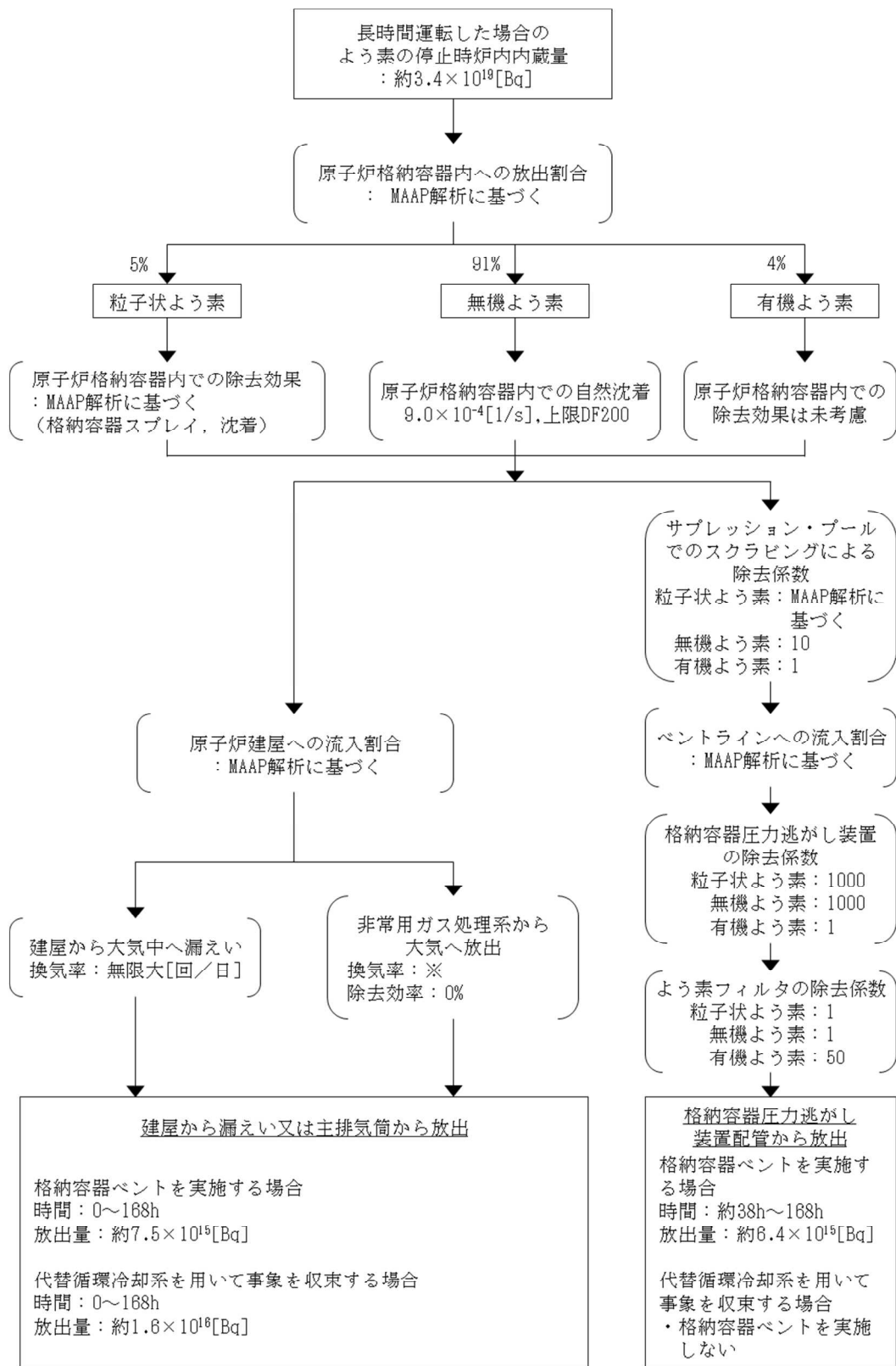
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※非常用ガス処理系の定格風量 $2000\text{m}^3/\text{h}$ による換気率 [] により屋外に放出
(ただし、原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5 [回/日]を用いて評価)

図2-4-1 重大事故等時の希ガスの大気放出過程

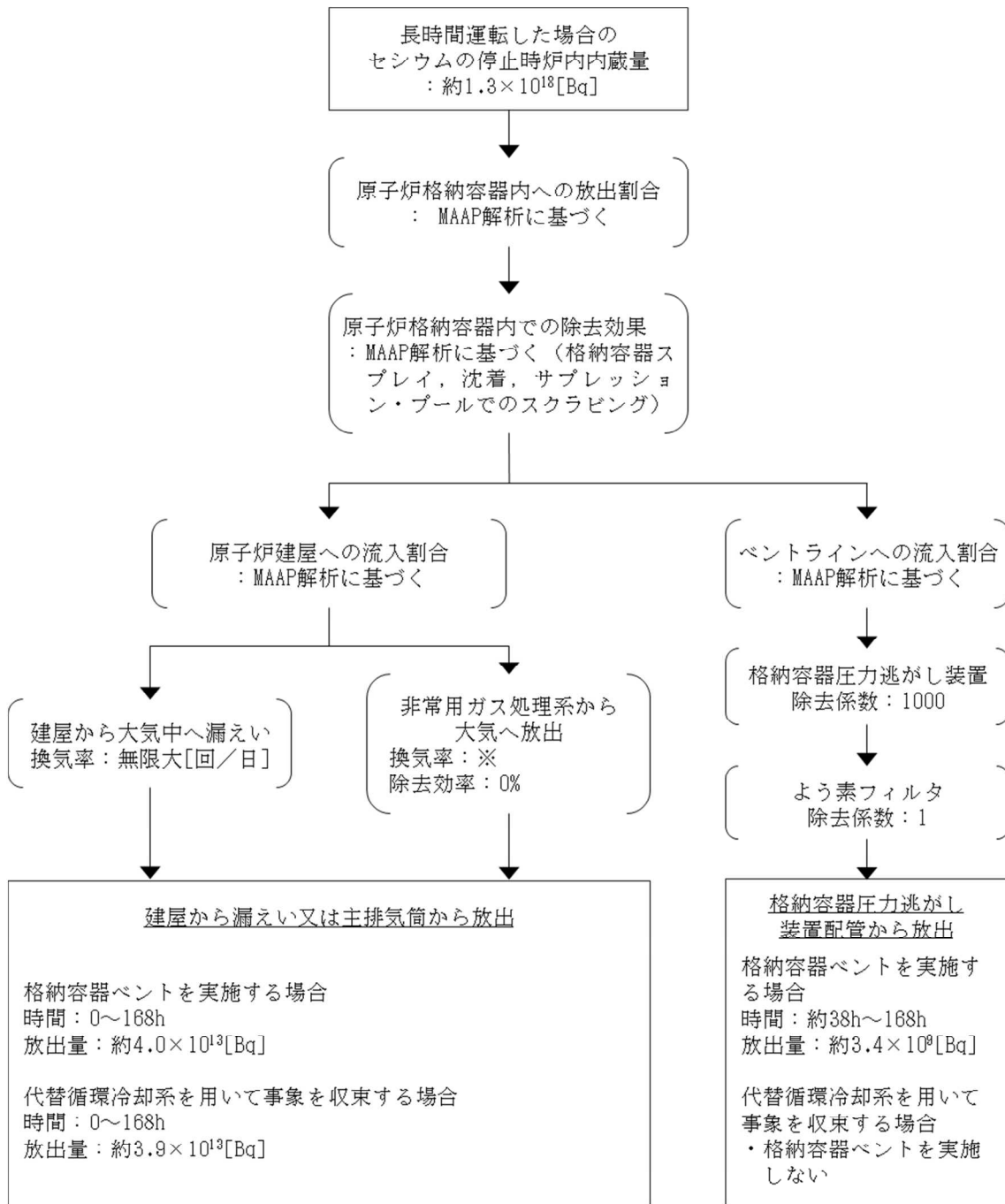
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※非常用ガス処理系の定格風量2000m³/hによる換気率 [] により屋外に放出
(ただし、原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率0.5[回/日]を用いて評価)

図2-4-2 重大事故等時のよう素の大気放出過程

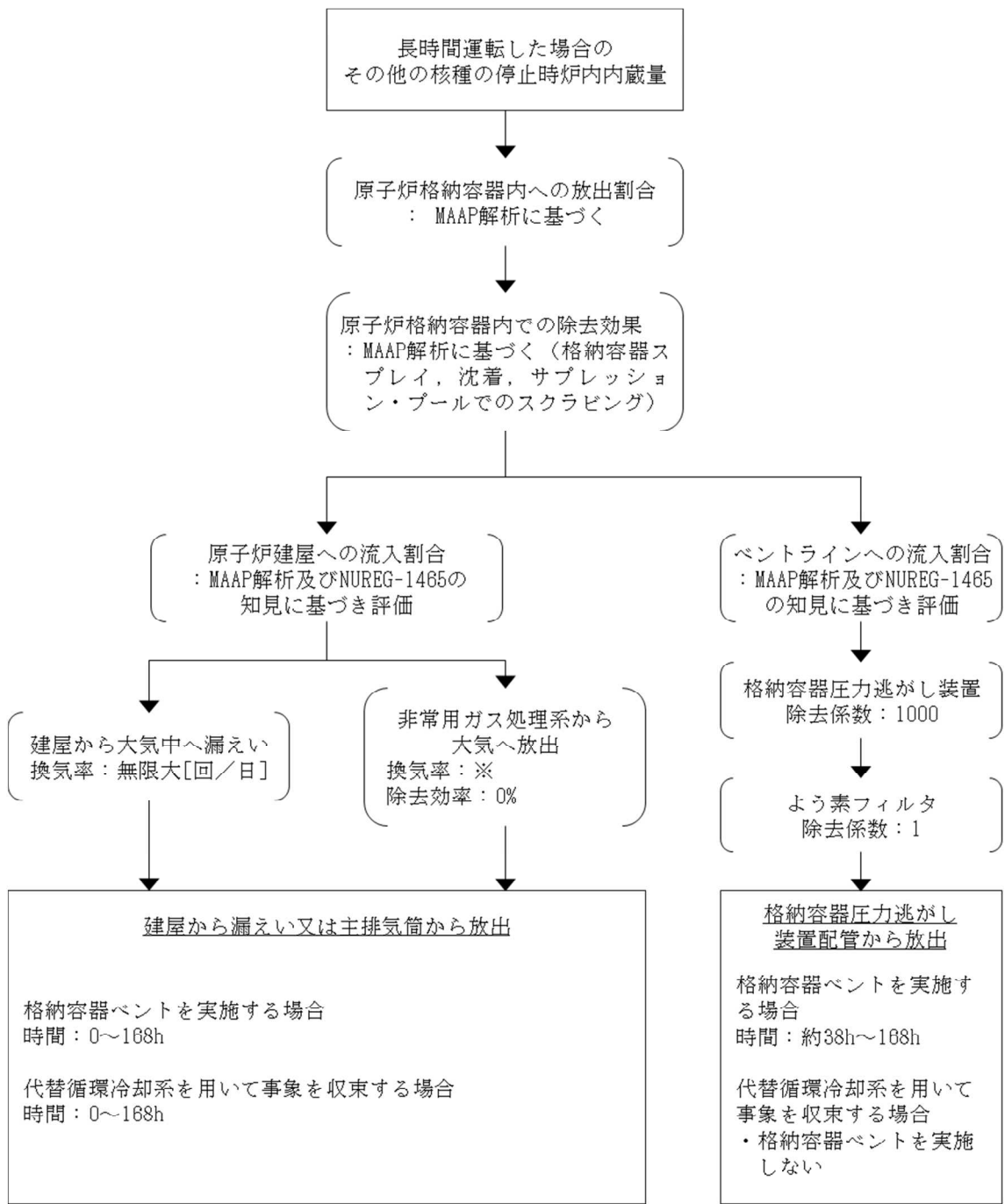
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※非常用ガス処理系の定格風量2000m³/hによる換気率 [] により屋外に放出
(ただし, 原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率0.5[回/日]を用いて評価)

図2-4-3 重大事故等時のセシウムの大気放出過程

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。



※非常用ガス処理系の定格風量2000m³/hによる換気率 [] により屋外に放出
(ただし, 原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率0.5[回/日]を用いて評価)

図2-4-4 重大事故等時のその他核種の大気放出過程

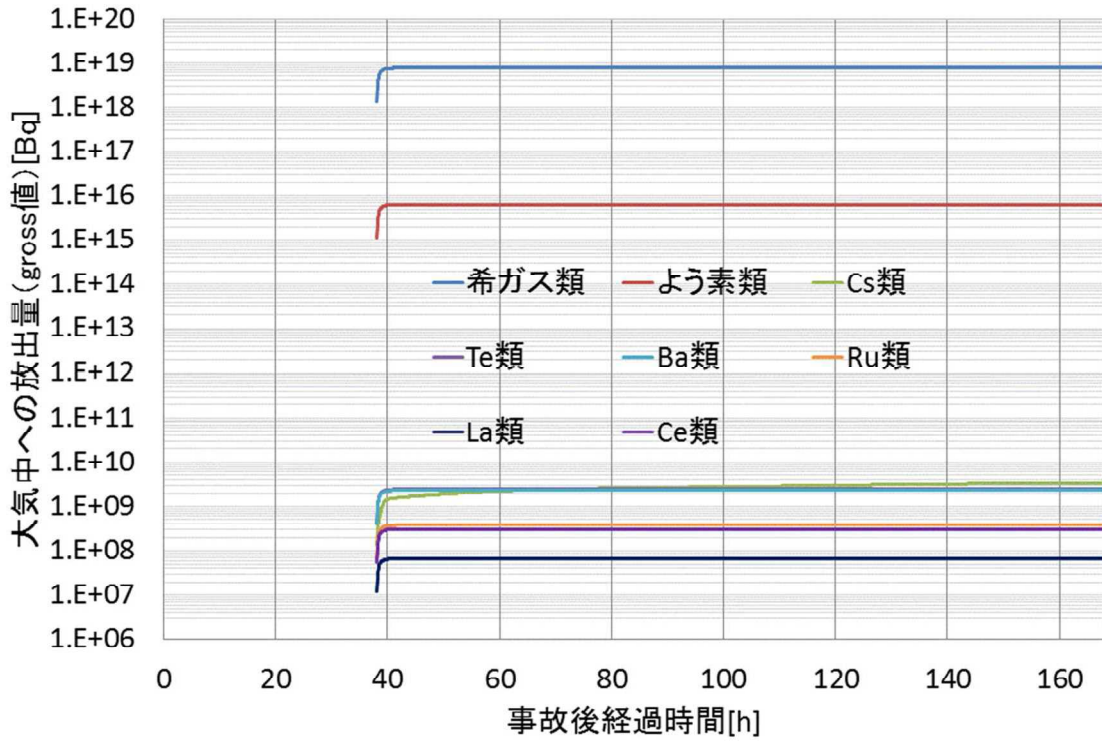


図2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

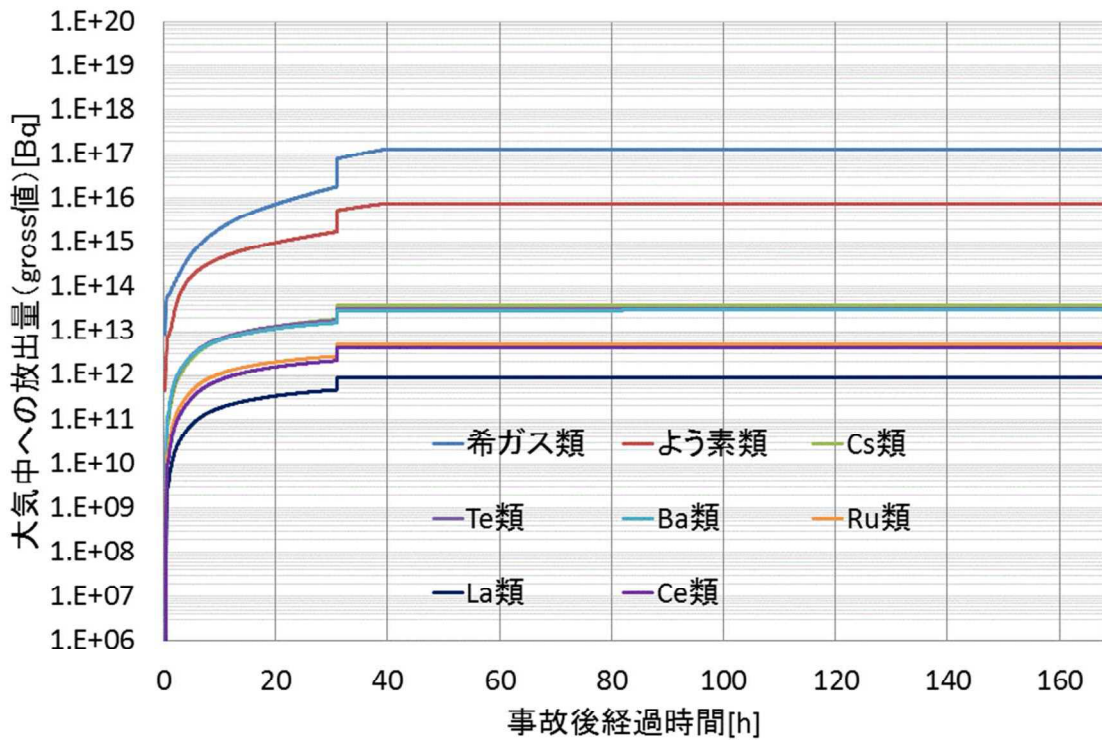


図2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

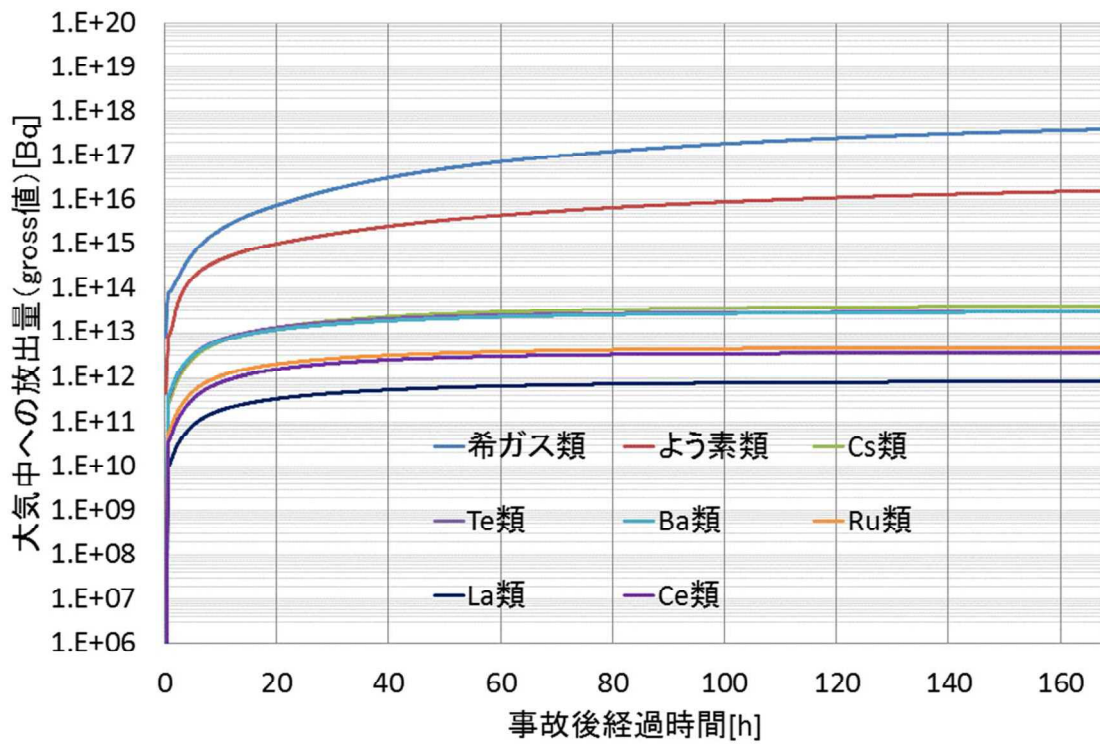


図2-4-7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の
原子炉建屋経由の放出トレンド

2-16 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，可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばくについては，フィルタユニット周りに遮蔽を設け，また離隔距離を十分に確保することから，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，可搬型陽圧化空調機の効果を考慮し，以下の式で評価した。なお，保守的な想定として，中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は，陽圧化装置による陽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た。

【陽圧化装置による陽圧化を実施していない期間】

$$m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$$

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

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

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

$m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度 [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 : 可搬型陽圧化空調機の風量 [m³/s]

E_k : 可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットの除去効率 [%]

$S_k(t)$: 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]

【陽圧化装置による陽圧化を実施する期間】

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

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) - \frac{G_0}{V_0} \cdot M_{0k}(t)$$

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

$M_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能量[Bq]

V_0 : 中央制御室待避室バウンダリ内容積[m³]

λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]

G_0 : 陽圧化装置の空気供給量[m³/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当たり想定した遮蔽及び評価点を図 2-16-1 から図 2-16-3 に示す。なお、線源領域は中央制御室及び中央制御室待避室内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。

(3) 評価コード

中央制御室内の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、QAD-CGGP2R コードを用いた。

中央制御室待避室内の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。

$$\text{吸入摂取による内部被ばく} : H = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C(t) dt \cdot \frac{1}{PF}$$

H : 吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv]

R : 呼吸率(1.2/3600)*1[m³/s]

H_{∞} : 呼吸時の実効線量への換算係数^{※2}[Sv/Bq]

$C(t)$: 時刻 t における室内の放射能濃度[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

$$\text{外部被ばく: } H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot C_{\gamma}(t) dt$$

H_{γ} : ガンマ線の外部被ばくによる実効線量 [Sv]

E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー(0.5) [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 : 室内容積半球換算時等価半径[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	評価結果[mSv]	
				6号炉	7号炉
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}
	中央制御室待避室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 7.7×10^0	約 1.3×10^1
			吸入摂取による 内部被ばく ^{※1}	約 1.2×10^2	約 2.1×10^2

※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	評価結果[mSv]	
				6号炉	7号炉
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 2.2×10^0	約 3.6×10^0
	中央制御室待避室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 2.0×10^1	約 3.3×10^1
			吸入摂取による 内部被ばく ^{※1}	約 1.1×10^2	約 1.8×10^2

※1 マスクの着用を考慮しない場合

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。

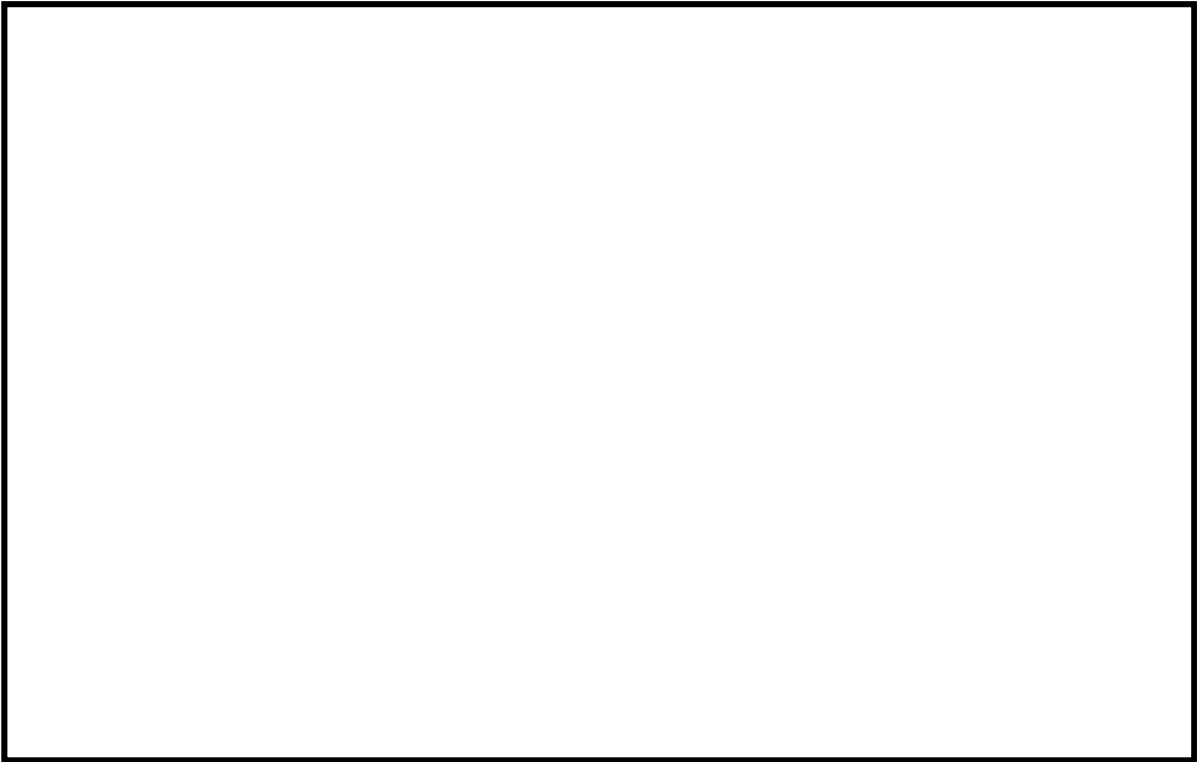


図 2-16-1 コントロール建屋

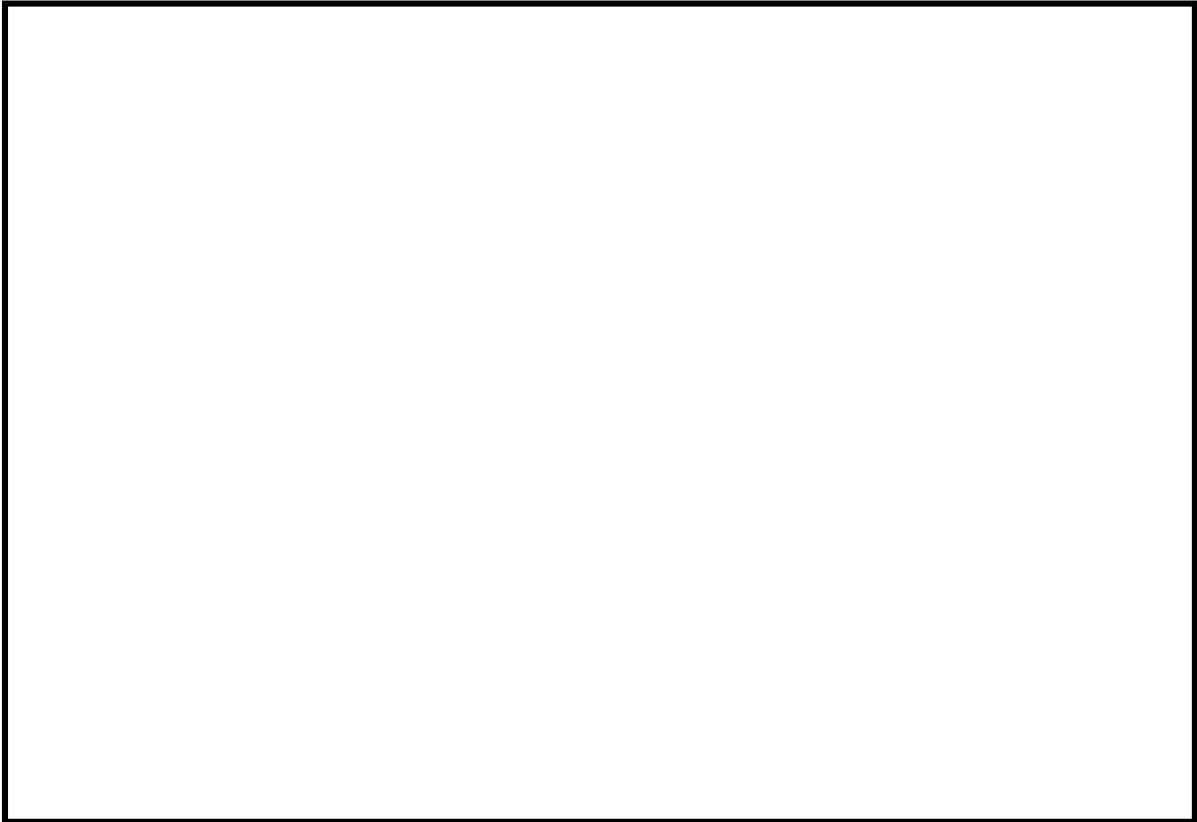


図 2-16-2 中央制御室

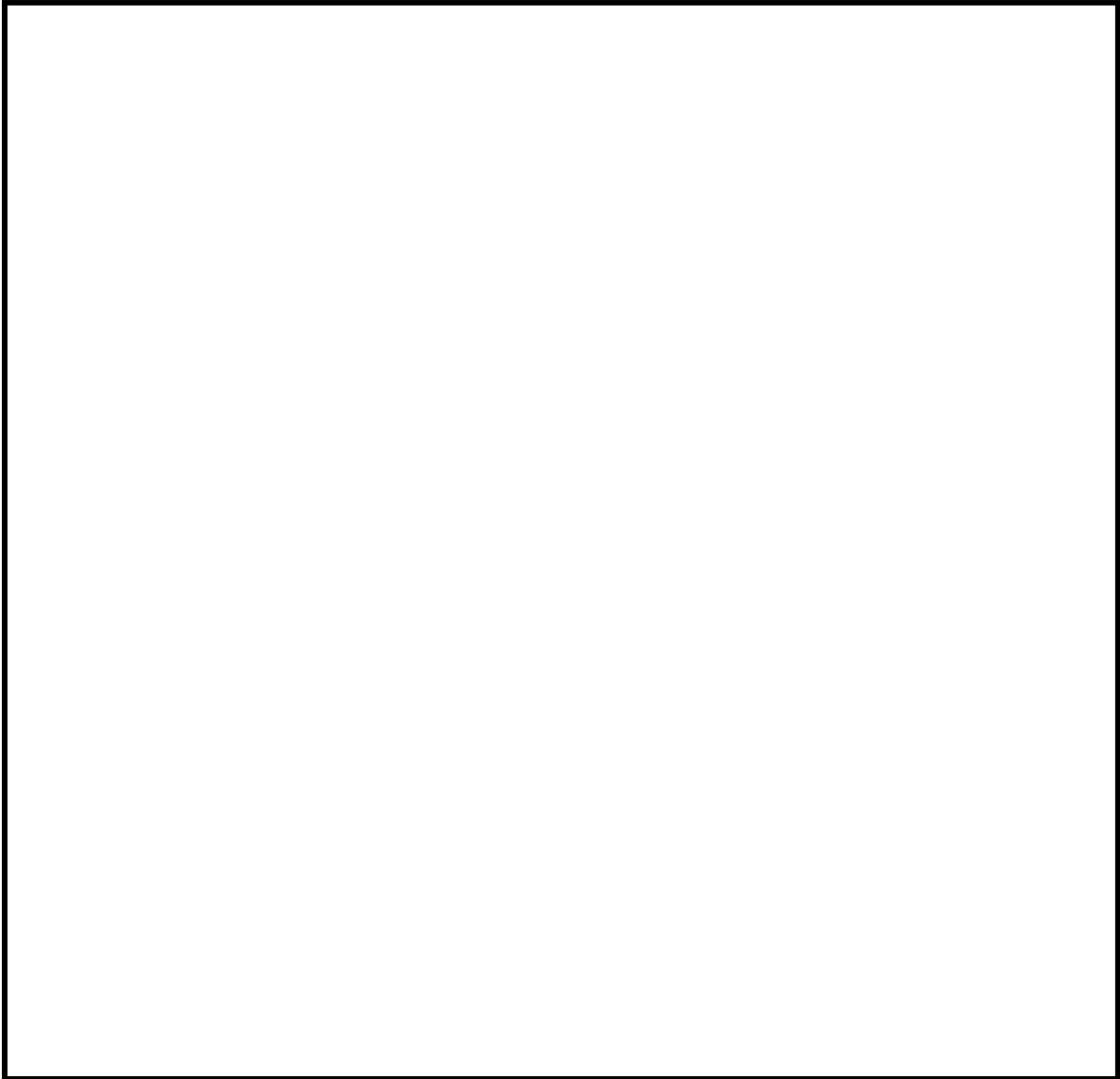


図 2-16-3 中央制御室待避室

2-22 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、両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合、及び片方の号炉において代替循環冷却ではなく格納容器圧力逃がし装置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 は事象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 1 b) 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 2-22-1 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 2-22-1 のとおり、内部被ばくについては大 LOCA(代替循環)が大きく、外部被ばくについては DCH が大きく、合計では大 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 2-22-1 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
6 号炉：大 LOCA(代替循環)	約 1.2×10^2	約 1.2×10^1	約 360
7 号炉：大 LOCA(代替循環)	約 2.1×10^2	約 1.9×10^1	
6 号炉：DCH(代替循環)	約 6.3×10^1	約 1.6×10^1	約 210
7 号炉：DCH(代替循環)	約 1.0×10^2	約 2.6×10^1	

※1 大 LOCA(代替循環)：大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失
(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)

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 2 交替体制であり、重大事故等発生時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 2 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 8 回 (1 回あたり 15 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 × (8 回 × 15 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 (PF1000) を着用するものとして評価する。評価結果を表 2-22-2 に示す。

表 2-22-2 のとおり、内部被ばくについては大 LOCA(代替循環)が大きく、外部被ばくについては DCH が大きく、合計では大 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 2-22-2 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/班)	内部被ばく	外部被ばく	合計
6 号炉 : 大 LOCA(代替循環)	約 3.7×10^1	約 2.5×10^1	約 170
7 号炉 : 大 LOCA(代替循環)	約 6.2×10^1	約 5.2×10^1	
6 号炉 : DCH(代替循環)	約 1.9×10^1	約 3.1×10^1	約 150
7 号炉 : DCH(代替循環)	約 3.2×10^1	約 6.6×10^1	

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も, 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。ただし, いずれの評価結果においても 100mSv/7 日間を上回っていることから, 運用面での対策も考慮することで 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 2-22-3 に示す。また, 被ばく線量の合計が最も大きい班 (E 班) の評価結果の内訳を表 2-22-4 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 A 班の 1 日目の評価結果を表 2-22-5 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 2-22-6 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 2-22-3 各勤務サイクルでの被ばく線量（両号炉 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	約 13 ^{※4}	約 26	約 28	-	-	-	-	約 67 (約 69)
B 班	-	-	-	約 28 ^{※5}	-	約 27 ^{※5}	-	約 55 (約 56)
C 班	-	-	約 29	約 28	約 27	-	-	約 85 (約 87)
D 班	-	-	-	-	約 28	約 27	約 15	約 70 (約 72)
E 班	約 22 ^{※4}	約 28	-	-	-	-	約 38	約 88 (約 91)

※1 括弧内：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=1000）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 中央制御室滞在時においても、事故後 1 日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6 時間当たり 18 分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

表 2-22-4 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（E 班）の合計）
 （両号炉 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		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室 滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{-1}	0.1 以下	約 1.2×10^{-1} (約 1.5×10^{-1})
	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 6.1×10^{-1}	約 1.0×10^0	約 1.6×10^0 (約 1.7×10^0)
	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被ばく	約 5.8×10^{-1}	約 9.6×10^{-1}	約 1.5×10^0 (約 1.7×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.4×10^0	約 5.6×10^0	約 8.9×10^0 (約 8.9×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.2×10^0	約 2.0×10^0	約 3.2×10^0 (約 3.2×10^0)
	外部被ばく	約 2.2×10^0	約 3.6×10^0	約 5.8×10^0 (約 5.8×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 4.7×10^0	約 7.6×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.3×10^1)
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 4.5×10^0	約 1.3×10^1	約 1.8×10^1 (約 2.0×10^1)
	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 4.0×10^0	約 7.9×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)
	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 1.5×10^1	約 3.0×10^1	約 4.5×10^1 (約 4.5×10^1)
	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 3.5×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}	約 1.0×10^0 (約 1.0×10^0)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.4×10^1	約 5.2×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.8×10^1	約 5.9×10^1	約 88 (約 91)

※1 括弧内：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 2-22-5 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)

(両号炉 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		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (約 1.2×10^{-1})
	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^{-1}	約 2.8×10^{-1}	約 4.5×10^{-1} (約 4.8×10^{-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中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.5×10^{-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 1.4×10^0	約 2.3×10^0	約 3.7×10^0 (約 3.7×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10^0	約 2.1×10^0	約 3.3×10^0 (約 3.3×10^0)
	外部被ばく	約 1.2×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 3.1×10^{-1} (約 3.1×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 1.9×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.0×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 1.3×10^0 (約 1.5×10^0)
	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 3.7×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^0	約 3.6×10^0	約 5.3×10^0 (約 5.3×10^0)
	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	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.5×10^0	約 5.2×10^0	約 7.7×10^0 (約 7.9×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 4.4×10^0	約 8.2×10^0	約 13 (約 13)

※1 括弧内: 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 2-22-6 評価結果の内訳 (A 班の 2 日目)

(両号炉 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		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	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 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.1×10^{-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中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 6.8×10^{-1} (約 7.7×10^{-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 1.3×10^0	約 2.2×10^0	約 3.5×10^0 (約 3.5×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.2×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	外部被ばく	約 8.9×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.4×10^0 (約 2.4×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.9×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.0×10^0)
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 1.1×10^0	約 2.8×10^0	約 3.9×10^0 (約 4.4×10^0)
	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 1.4×10^0	約 2.8×10^0	約 4.2×10^0 (約 4.2×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.3×10^0	約 8.7×10^0	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)
	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	0.1 以下	約 1.9×10^{-1}	約 2.8×10^{-1} (約 2.8×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 6.8×10^0	約 1.4×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 8.7×10^0	約 1.7×10^1	約 26 (約 27)

※1 括弧内: 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、上述の環境としての厳しさを確認した結果においては、DCH 発生時に 100mSv/7 日間を上回っていることから、運用面での対策も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。

(別紙)

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 2-22-1 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可搬型陽圧化空調機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 2-22-1 参照)

被ばく評価では、運転員の被ばく低減設備である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)及び中央制御室可搬型陽圧化空調機(以下「MCR 可搬空調」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 40 分後(SGTS)及び 3 時間後(MCR 可搬空調)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 20 分後(大 LOCA(代替循環))及び約 1 時間後(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、DCH では SGTS 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 SGTS 起動前に放出が開始し、SGTS の効果に期待できない時間から放出が開始している。(図 2-22-1 要因①)

また、MCR 可搬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、各シナリオともに MCR 可搬空調起動前に放出が開始している点では同じであるものの、大 LOCA(代替循環)の方がより早く放出が開始するため、MCR 可搬空調の効果に期待できない時間が長い。

(図 2-22-1 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、内部被ばくが大きくなり、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^{※2}。

※1 SGTS により原子炉建屋原子炉区域の負圧を維持していない期間は、原子炉建屋原子炉区域の換気率は無限大[回/日]と設定している。また、MCR 可搬空調を運転していない期間は、中央制御室の換気率は 0.5[回/h]と仮定し、外気が直接流入するものと想定している。

※2 外部被ばくについては希ガスの影響が支配的であり、空調フィルタを経由したか否かの影響は小さい。したがって、7 日間の被ばく線量の評価においては、希ガスの放出量が大きい DCH の方が外部被ばくが大きくなる。ただし、内部被ばくと比較し、その影響は小さいことから、合計被ばく線量は大 LOCA(代替循環)の方が大きい結果となる。

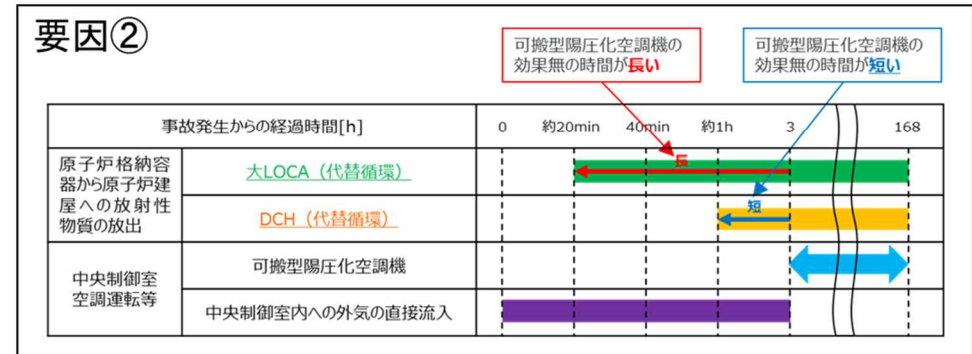
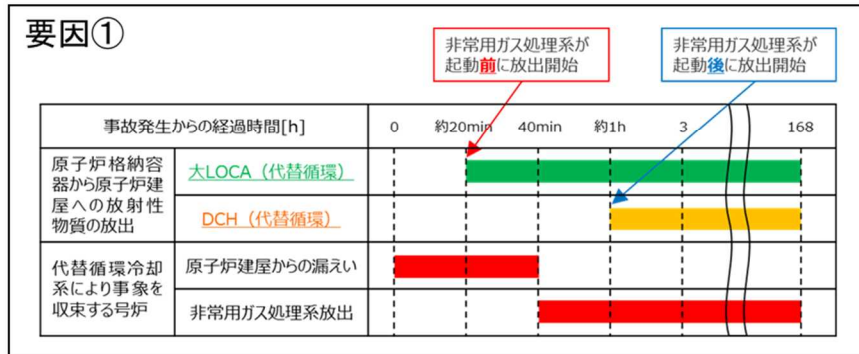
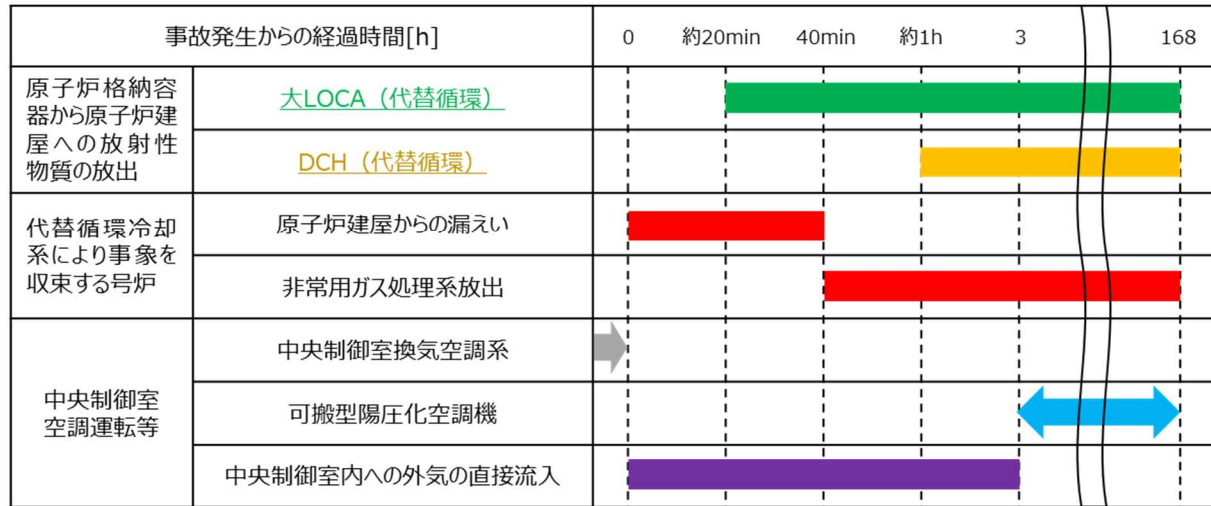


図 2-22-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

61-10

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

61-10-1-1

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に係る被ばく評価条件

表添 1-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 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。
炉心熱出力	3926MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10000h（約 416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表添 1-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の 大気中への放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに 示されたとお り設定	4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵 量に対する放射性物質の大気 中への放出割合は、原子炉格納 容器が破損したと考えられる 福島第一原子力発電所事故並 みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (CsI：95%、 無機ヨウ素：4.85%、 有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上	同上
放出開始時刻	事故発生から 24時間後	審査ガイドに 示されたとお り設定	4.4(4)a. 放射性物質の大気中 への放出開始時刻は、事故（原 子炉スクラム）発生 24 時間後 と仮定する。
放出継続時間	10 時間	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中 への放出継続時間は、保守的な 結果となるように 10 時間と仮 定する。
事故の評価期間	7 日	同上	3. 判断基準は、対策要員の実効 線量が 7 日間で 100mSv を超え ないこと。

表添 1-1-2 大気中への放出放射エネルギー

核種	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)		
	6号炉	7号炉	合計
希ガス類	約 8.8×10^{18}	約 8.8×10^{18}	約 1.8×10^{19}
よう素類	約 3.2×10^{17}	約 3.2×10^{17}	約 6.3×10^{17}
Cs 類	約 2.8×10^{16}	約 2.8×10^{16}	約 5.6×10^{16}
Te 類	約 7.8×10^{16}	約 7.8×10^{16}	約 1.6×10^{17}
Ba 類	約 3.1×10^{15}	約 3.1×10^{15}	約 6.1×10^{15}
Ru 類	約 1.4×10^{10}	約 1.4×10^{10}	約 2.8×10^{10}
Ce 類	約 9.7×10^{13}	約 9.7×10^{13}	約 1.9×10^{14}
La 類	約 1.4×10^{13}	約 1.4×10^{13}	約 2.8×10^{13}

表添 1-1-3 大気拡散評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示された とおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の 空気中濃度は、放出源 高さ及び気象条件に応 じて、空間濃度分布が 水平方向及び鉛直方向 ともに正規分布になる と仮定したガウスプル ームモデルを適用して 計算する。
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所 における1年間の気象データ (1985年10月～1986年9 月) (地上約10m)	建屋影響を受ける大気拡散 評価を行うため保守的に地 上風(地上約10m)の気象デ ータを使用 審査ガイドに示されたとお 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	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	10時間	審査ガイドに示された とおり設定	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。

表添 1-1-3 大気拡散評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出源及び 放出源高さ	放出源： 6号炉原子炉建屋 及び 7号炉原子炉建屋 放出源高さ：地上0m 放出エネルギーによる影響： 未考慮	審査ガイドに 示されたとお り設定	4.4(4)b. 放出源高さは、 地上放出を仮定する。放 出エネルギーは、保守的 な結果となるように考慮 しないと仮定する。
累積出現頻度	小さい方から 累積して97%	同上	4.2(2)c. 評価点の相対濃 度又は相対線量は、毎時 刻の相対濃度又は相対線 量を年間について小さい 方から累積した場合、そ の累積出現頻度が97%に 当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近 距離の建屋の 影響を受ける ため、建屋によ る巻き込み現 象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室/ 緊急時制御室/緊急時対 策所の居住性評価で特徴 的な放出点から近距離の 建屋の影響を受ける場合 には、建屋による巻き込 み現象を考慮した大気拡 散による拡散パラメータ を用いる。

表添 1-1-3 大気拡散評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋 及び 7号炉原子炉建屋	放出源であり、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)中心	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 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。
着目方位	6号炉：4方位 (NNW, N, NNE, NE) 7号炉：2方位 (N, NNE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	1931m ²	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	「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。

表添 1-1-4 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

評価点	放出点	放出点から 評価点までの距離[km]	相対濃度 $\chi/Q[s/m^3]$	相対線量 D/Q[Gy/Bq]
5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所 (対策本部) 中心	6号炉 原子炉建屋 中心	0.146	3.6×10^{-4}	1.7×10^{-18}
	7号炉 原子炉建屋 中心	0.278	9.8×10^{-5}	8.1×10^{-19}

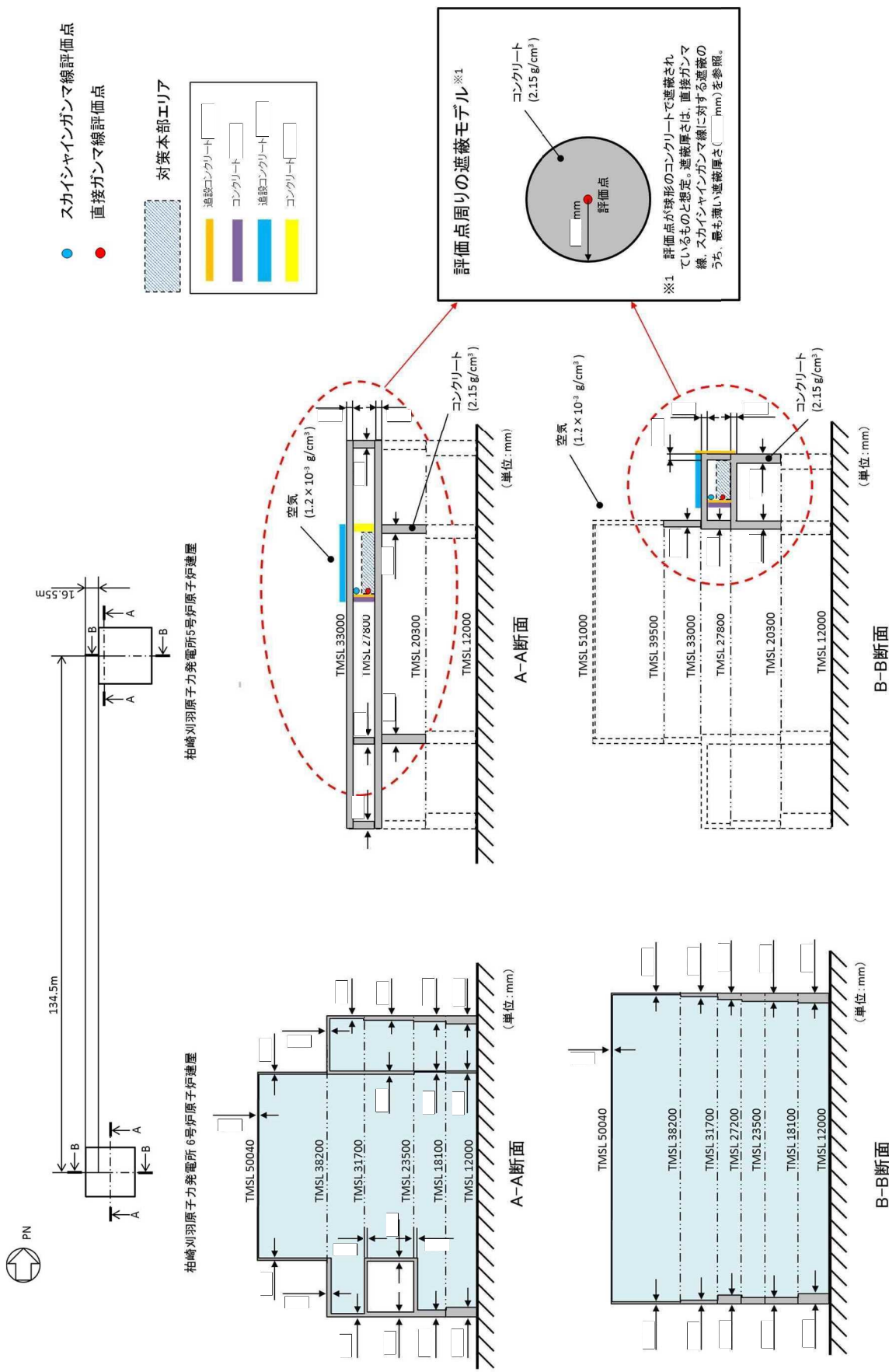
表添 1-1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後7日間の積算線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	同上	同上
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ	図添 1-1-1 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.4(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。
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽厚さ	(評価点高さ) スカイシャインガンマ線：天井高さ 直接ガンマ線： 床面上 1.5m		
	評価点		線源となる建屋に近い壁側を選定	—
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		直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R コードは三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN コード及び G33-GP2R コードはそれぞれ一次元、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。したがって、重大事故等時における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R コード、ANISN コード及び G33-GP2R コードはそれぞれ許認可での使用実績がある。	—

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

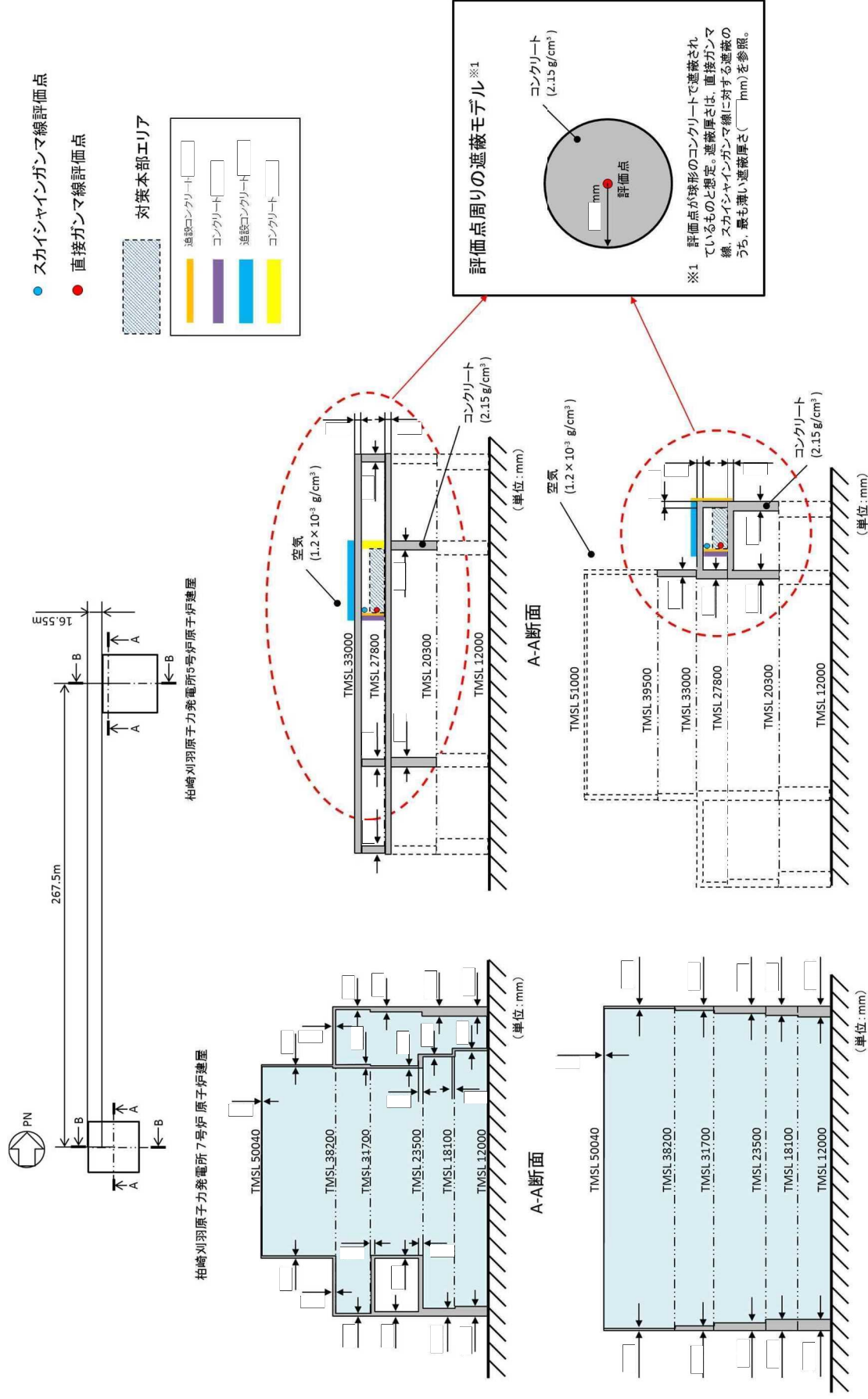
エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり) (168 時間後時点)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	1.00×10^{-2}	約 5.0×10^{22}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 5.0×10^{22}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.7×10^{23}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 4.0×10^{23}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.6×10^{22}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.1×10^{22}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 5.8×10^{22}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 2.9×10^{23}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 2.9×10^{22}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 8.4×10^{22}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.7×10^{23}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.9×10^{23}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 9.6×10^{22}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 1.5×10^{23}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 5.2×10^{21}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 2.3×10^{23}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 2.6×10^{23}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.1×10^{23}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.2×10^{23}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 7.5×10^{22}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 2.3×10^{21}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 3.6×10^{22}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 6.8×10^{21}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 1.4×10^{22}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 1.3×10^{22}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.9×10^{20}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 1.3×10^{19}
3.50×10^0	4.00×10^0	約 1.3×10^{19}
4.00×10^0	4.50×10^0	約 8.9×10^{11}
4.50×10^0	5.00×10^0	約 8.9×10^{11}
5.00×10^0	5.50×10^0	約 8.9×10^{11}
5.50×10^0	6.00×10^0	約 8.9×10^{11}
6.00×10^0	6.50×10^0	約 1.0×10^{11}
6.50×10^0	7.00×10^0	約 1.0×10^{11}
7.00×10^0	7.50×10^0	約 1.0×10^{11}
7.50×10^0	8.00×10^0	約 1.0×10^{11}
8.00×10^0	1.00×10^1	約 3.1×10^{10}
1.00×10^1	1.20×10^1	約 1.6×10^{10}
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

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。



図添 1-I-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(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。



図添 I-I-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル(2/2)

表添 1-1-7 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の防護措置の評価条件（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
陽圧化装置の 空気供給量	0～24h : 0m ³ /h 24～34h : 52m ³ /h 34～168h : 0m ³ /h	運用を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内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。
可搬型陽圧化空調機の風量	0～24h : 600m ³ /h 24～34h : 0m ³ /h 34～168h : 600m ³ /h	同上	同上
可搬型陽圧化空調機の高性能粒子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% エアロゾル粒子 : 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。
可搬型陽圧化空調機のチャコール・フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 99.9% 有機よう素 : 99.9% エアロゾル粒子 : 0%	同上	同上
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）への外気の直接流入量	0～168h : 0m ³ /h	重大事故等時には、陽圧化装置又は可搬型陽圧化空調機により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を陽圧化し、フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設定としている。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

表添 1-1-7 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の防護措置の評価条件（2/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の空調バウンダリ体積	610m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の自由体積	610m ³	同上	同上
マスクの着用	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	3. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
ヨウ素剤の服用	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	3. 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
要員の交替	考慮しない	運用を基に設定	同上

表添 1-1-8 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	<p>成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す)</p> <p>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</p> <p>上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく</p>	<p>ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく</p>	—
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定	—
地表面への沈着速度	<p>エアロゾル粒子 : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着なし^{※1} 希ガス : 沈着なし</p> <p>※1 有機よう素はエアロゾル粒子や無機よう素に比べ大気中への放出割合及び地表面への沈着速度が小さいことから、地表面への沈着分からの影響は無視できるものと考え、評価対象外とした。</p>	<p>線量目標値評価指針 (降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2^{※1}より設定。(添付資料4及び添付資料5を参照)</p>	<p>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。</p>

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

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

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）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。

(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 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、核種の原子炉建屋への放出量は、審査ガイドに記載の移行割合に基づき評価した。

$$Q_k = q_k \cdot \frac{1}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k(T - t_0)))$$

Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq・s]

q_k : 核種 k の原子炉建屋への放出量 [Bq]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]

T : 評価期間 [s]

t_0 : 原子炉建屋への放出時刻 [s]

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、制動放射(H₂O)を考慮したORIGEN2ライブラリ(gxh2obrm.lib)値を参照した。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。(図添1-6-1)

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表添1-1-6のとおり。

▶審査ガイドの記載

(5) 線量評価

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく

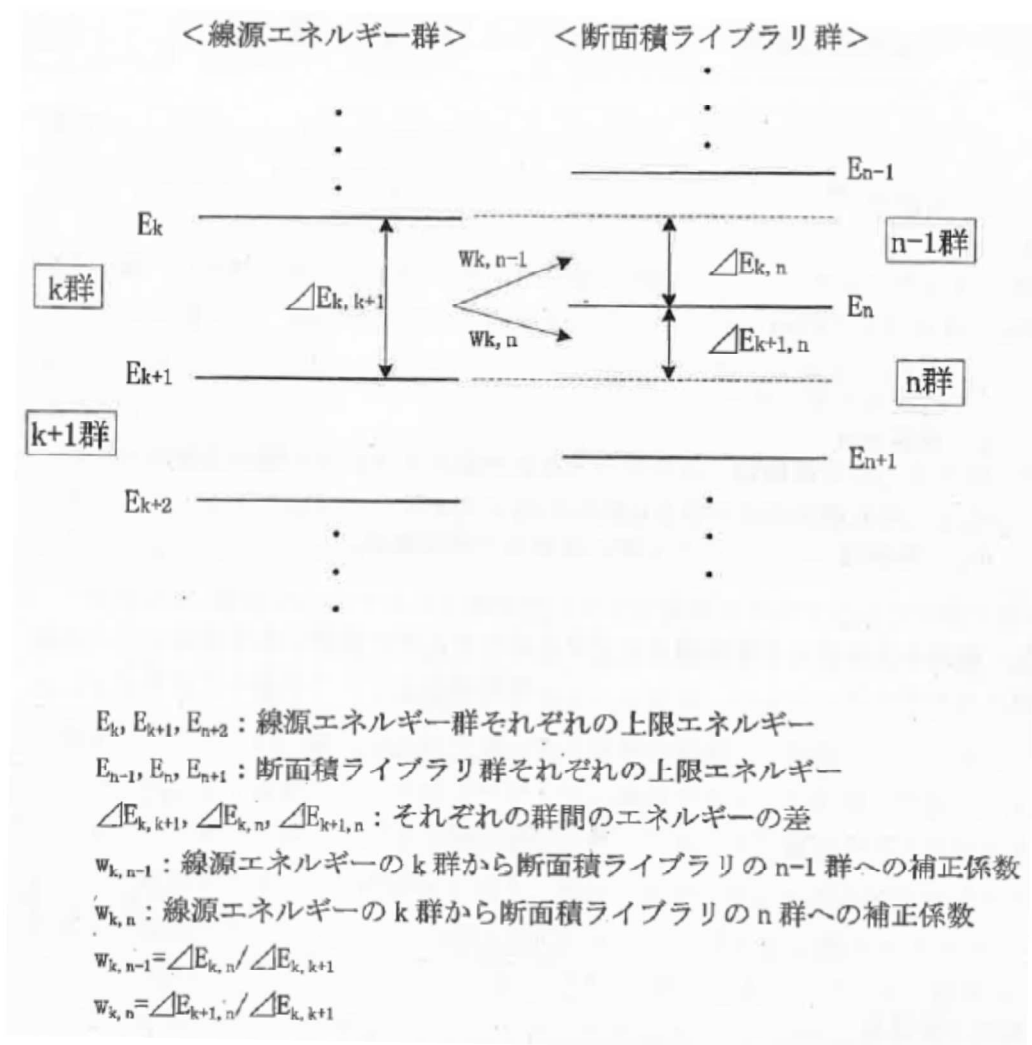
・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。

➤ NUREG-1465の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合(被覆管破損放出～晩期压力容器内放出)を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

	PWR	BWR
希ガス類：	100%	100%
ヨウ素類：	66%	61%
Cs類：	66%	61%
Te類：	31%	31%
Ba類：	12%	12%
Ru類：	0.5%	0.5%
Ce類：	0.55%	0.55%
La類：	0.52%	0.52%

BWRについては、MELCOR解析結果から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は0.3倍と仮定する。

また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。



図添 1-6-1 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図添 1-1-1 のとおり。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）周りの遮蔽としては、5 号炉原子炉建屋の外壁の厚さと 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む遮蔽壁の厚さを加えた厚さのうちで最も薄い遮蔽厚さを採用した（コンクリート：□）。さらに、本評価モデルでは、原子炉格納容器による遮蔽効果を含め、5 号炉原子炉建屋内の上記以外の内壁による遮蔽効果には期待しておらず、保守的な遮蔽モデルとなっている。

評価点は、線源となる原子炉建屋に最も近くなる点（南西角）を選定した。また、評価点高さは、スカイシャインガンマ線の評価に当たっては保守的に天井高さとし、直接ガンマ線の評価に当たっては 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の床面から 1.5m 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からの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（5 階）までの自由空間中の放射性物質からの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からの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、原子炉建屋 4 階から最上階（5 階）までの自由空間中の放射性物質からの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添 1-6-1 及び表添 1-6-2 に示す。

表添 1-6-1 直接ガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量[mSv]		
		6号炉	7号炉	合計
5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所 (対策本部)	7日	約 1.9×10^0	約 3.1×10^{-1}	約 2.2×10^0

表添 1-6-2 スカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量[mSv]		
		6号炉	7号炉	合計
5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所 (対策本部)	7日	約 9.2×10^{-3}	約 3.7×10^{-3}	約 1.3×10^{-2}