

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号炉審査資料	
資料番号	KK67-0074 改60
提出年月日	平成29年6月7日

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6月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

39 条

- 39-1 重大事故等対処設備の分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について
- 41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について
- 41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について
- 41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について
- 41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について
- 41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について
- 共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について
- 共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の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について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他の設備

46-11 代替自動減圧機能について

46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 各号炉の弁名称及び弁番号

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 接続図

48-9 保管場所図

48-10 アクセスルート図

48-11 その他の設備

48-12 熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置について

48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 その他設備

49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

50-12 各号炉の弁名称及び弁番号

51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 その他設備
- 51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験及び検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 その他設備

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図

- 54-4 系統図
- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 アクセスルート図
- 55-8 その他設備

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 その他設備
- 56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図

- 57-4 試験及び検査
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 電源車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について
- 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 洞道内電路について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 アクセスルート図
- 58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-9 可搬型計測器について
- 58-10 主要パラメータの耐環境性について
- 58-11 パラメータの抽出について

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査性
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図

- 60-3 配置図
- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 62-2 単線結線図
- 62-3 配置図
- 62-4 系統図
- 62-5 試験及び検査
- 62-6 容量設定根拠
- 62-7 アクセスルート図
- 62-8 設備操作及び切替に関する説明書
- 62-9 その他設備

59-10

原子炉制御室について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ
2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について
3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室内待避室の運用について
 - 3.2 配備する資機材の数量について
 - 3.3 チェンジングエリアについて
 - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
 - 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
 - 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性
 - 3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉重大事故等時における申請前号炉(1～5 号炉)の中央制御室の居住性評価について以下に示す。なお、重大事故等時において、5 号炉の運転員は自号炉の中央制御室から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動し 5 号炉の監視業務等を行う設計としていることから、5 号炉に関しては中央制御室を居住性評価の対象とせず、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性について検討を行った。

居住性評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)を参照した。

図 3.7-1 に柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号炉中央制御室の配置図を示す。

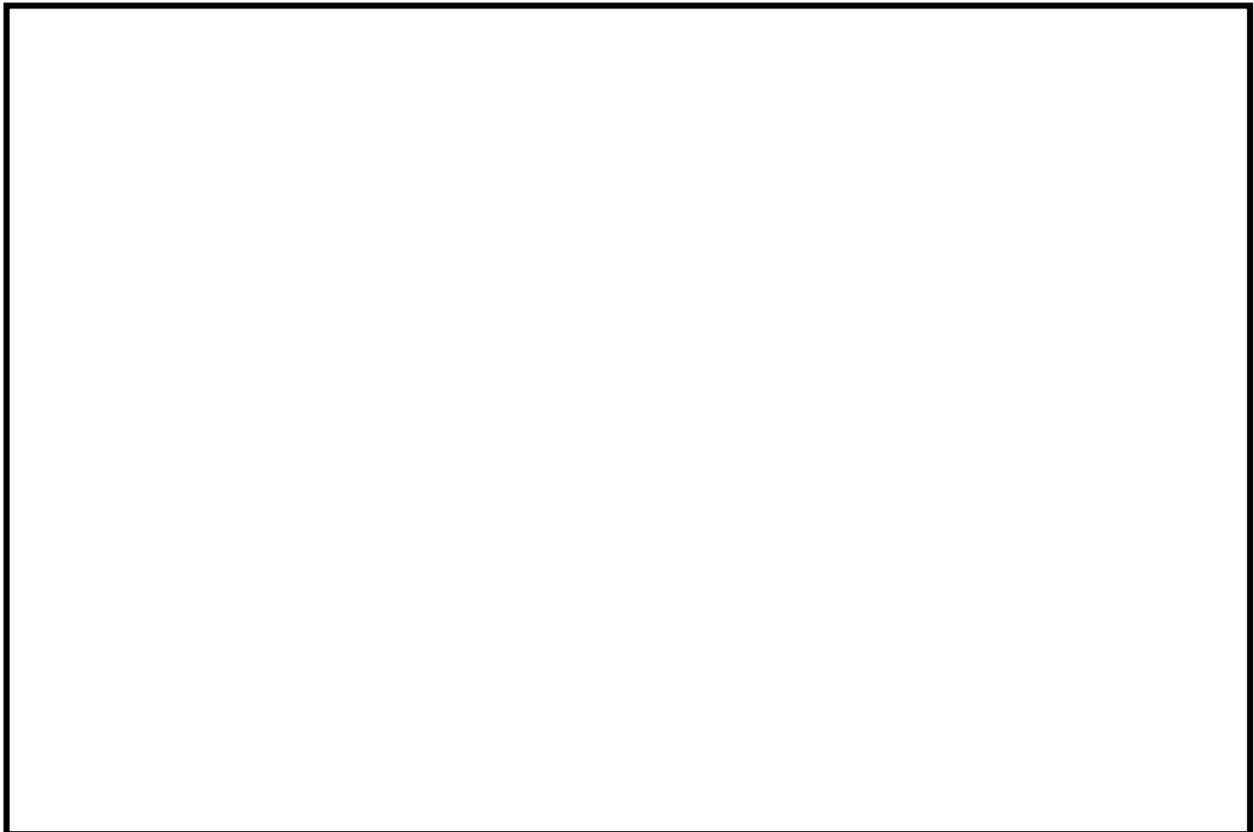


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

(1) 居住性評価の前提条件

想定事象は、6号及び7号炉中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同様に以下のとおりとした。

- 6号又は7号炉のいずれかが「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ーケンス」で、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する。
- 6号又は7号炉の残る1つが「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ーケンス」で、代替循環冷却系により事象を収束する。

居住性評価においては、6号及び7号炉のうち1～4号炉の中央制御室により近接している7号炉において、格納容器ベントを実施することを想定した。また、5号炉の中央制御室の運転員は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避することを前提に、上述の想定事象における5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を検討対象とした。

なお、被ばく評価に用いる大気中への放出放射エネルギー及び放射性物質の大気拡散の評価は、補足説明資料 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」で示す方法と同様の方法にて実施した。

(2) 1～4号炉中央制御室の居住性について

1～4号炉の中央制御室における居住性評価の評価結果を表 3.7-1 に示す。1～4号炉の運転員は、各号炉の中央制御室内にとどまることとする。また中央制御室内ではマスクを着用するものとし、着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。さらに運転員の交替は考慮しないものとして、評価を行った。評価の結果、最も被ばく量が大きくなるのは4号炉中央制御室の運転員であり、約 54mSv/7日間となる。

なお、1～4号炉の中央制御室に対しては、6号及び7号炉の重大事故時においても自号炉にとどまることができるよう、以下の放射線防護資機材を配備する設計とする。

○放射線防護資機材等の配備

- ・ チェンジングエリアの設置, マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置, マスク・着替え等放射線防護資機材の配備, **水・食料の配備**
- ・ 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計, 可搬型エリアモニタ, 可搬型照明の配備

表 3.7-1 1~4号炉中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果^{※1}
(7号炉格納容器ベント実施時)(運転員の交替を考慮しない場合)

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間) 6号及び7号炉からの寄与の合計			
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	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外部被ばく	約 1.0×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 9.9×10^{-1}	約 1.2×10^0
	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 ^{※2}	約 2.5×10^1	約 3.1×10^1	約 3.8×10^1	約 5.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく ^{※3} 外部被ばく	約 2.1×10^1 約 4.2×10^0	約 2.5×10^1 約 5.8×10^0	約 3.1×10^1 約 6.9×10^0	約 4.3×10^1 約 9.2×10^0
	④ 大気中に放出され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	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
実効線量 (=①+②+③+④)		約26	約31	約39	約54

※1 評価手法は「補足資料 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」で示す方法と同様の方法にて実施

※2 中央制御室換気空調系は空調機停止及び隔離弁閉止し, 外気が0.5回/hで中央制御室内に流入するものと仮定

※3 マスクの防護係数としてPF50, 着用時間は1時間当たり0.9時間と想定

(3) 5号炉中央制御室の居住性について

5号炉中央制御室は図 3.7-1 に示すとおり、6号及び7号炉に近接しているため6号及び7号炉の発災時に環境の悪化の影響を受けやすい。このため、重大事故時においては、5号炉の運転員は中央制御室から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避する設計としている。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性設備は、6号及び7号炉中央制御室^{※1}の遮蔽設備及び空調設備と同等以上の性能を有する設計とし、福島第一原子力発電所事故と同等の事象の発生を想定した場合においても、必要な居住性が確保される設計としている。^{※2}

そのため、前述(1)の想定事象が発生した場合においても、5号炉中央制御室の運転員が滞在する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性は確保される設計とする。

- ※1 「補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」において、6号及び7号炉中央制御室の居住性が審査ガイドの判断基準である「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ている
- ※2 「61条緊急時対策所の補足説明資料 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」を参照

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所においては、5号炉運転員が業務を継続できるよう、プラント監視等のための設備を配置し、また1～4号炉同様、放射線防護資機材を配備する設計とする。

○5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にてプラント監視、通信連絡が実施できる設備の設置

- ・デジタル記録計等を用いたプラントパラメータの遠隔監視機器・手順整備
- ・現場との通信連絡設備配備

○放射線防護資機材等の配備

- ・チェンジングエリアの設置、マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置、マスク・着替え等放射線防護資機材の配備、水・食料の配備
- ・酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エアモニタ、可搬型照明の配備

4. まとめ

以上より、中央制御室の運転員の滞在場所（1～4号炉中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）の設置や放射線防護資機材配備等により、申請前各号炉においても重大事故等時に必要な居住性（7日間で100mSvを超えない）が確保される設計であることを確認した。

59-11

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（設計基準事故）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中央制御室内での被ばく（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入退域時の被ばく（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（重大事故）に係る被ばく評価について	59-11-2-1
2.1 評価事象	59-11-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-11-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-11-2-4
2.4 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価	59-11-2-5
2.4.1 中央制御室内での被ばく	59-11-2-6
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）	59-11-2-6
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）	59-11-2-6
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）	59-11-2-6
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）	59-11-2-6

2.4.2 入退域時の被ばく	59-11-2-7
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 く（経路⑤）	59-11-2-7
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）	59-11-2-7
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 く（経路⑦）	59-11-2-8
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）	59-11-2-8
2.5 評価結果のまとめ	59-11-2-8

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 空気流入率試験結果について	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 運転員の交替について	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 内規 ^{*1} との整合性について	26 条-別添 2-添 1-5-1

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

59-11-添 2-1-1	
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	59-11-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について	59-11-添 2-2-1
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	59-11-添 2-3-1
2-4 放射性物質の大気放出過程について	59-11-添 2-4-1
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	59-11-添 2-5-1
2-6 6号及び7号炉の原子炉建屋原子炉区域の負圧達成時間について	59-11-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	59-11-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	59-11-添 2-8-1
2-9 地表面への沈着速度の設定について	59-11-添 2-9-1
2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	59-11-添 2-10-1
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について	59-11-添 2-11-1
2-12 マスクによる防護係数について	59-11-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 法について	59-11-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	59-11-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	59-11-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	59-11-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	59-11-添 2-17-1
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の評価方法について	59-11-添 2-18-1
2-19	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響について	59-11-添 2-19-1
2-20	6 号及び 7 号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について	59-11-添 2-20-1
2-21	コンクリート厚の施工誤差の影響について	59-11-添 2-21-1
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	59-11-添 2-22-1
2-23	審査ガイド ^{※2} への適合状況	59-11-添 2-23-1

(※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（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ろ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}	<u>約 78</u> <u>(約 80)</u>
E班	約 16 ^{※4}	<u>約 41</u>	-	-	-	-	-	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	<u>約 260</u>	約 39	-	約 28	-	-	-	<u>約 320</u> <u>(約 320)</u>
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	<u>約 86</u> <u>(約 87)</u>
D班	-	-	-	-	約 22	約 20	約 26※5	約 69 (約 70)
E班	約 16※4	<u>約 54</u>	-	-	-	-	-	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	<u>約 250</u>	約 57	-	約 25	-	-	-	<u>約 330</u> <u>(約 340)</u>
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
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
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
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	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 1.5×10^2	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）
	気象資料	1985.10～1986.9 の 1 年間の気象データ
大気拡散	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	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)	【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 【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 % 【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 % 【起動遅れ時間】 3 時間
	中央制御室バウンダリ 空気流入率	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
	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：95m ³ /h 事故発生から 48～168 時間後：0m ³ /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
	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)
	交替要員体制の考慮	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 【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
	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

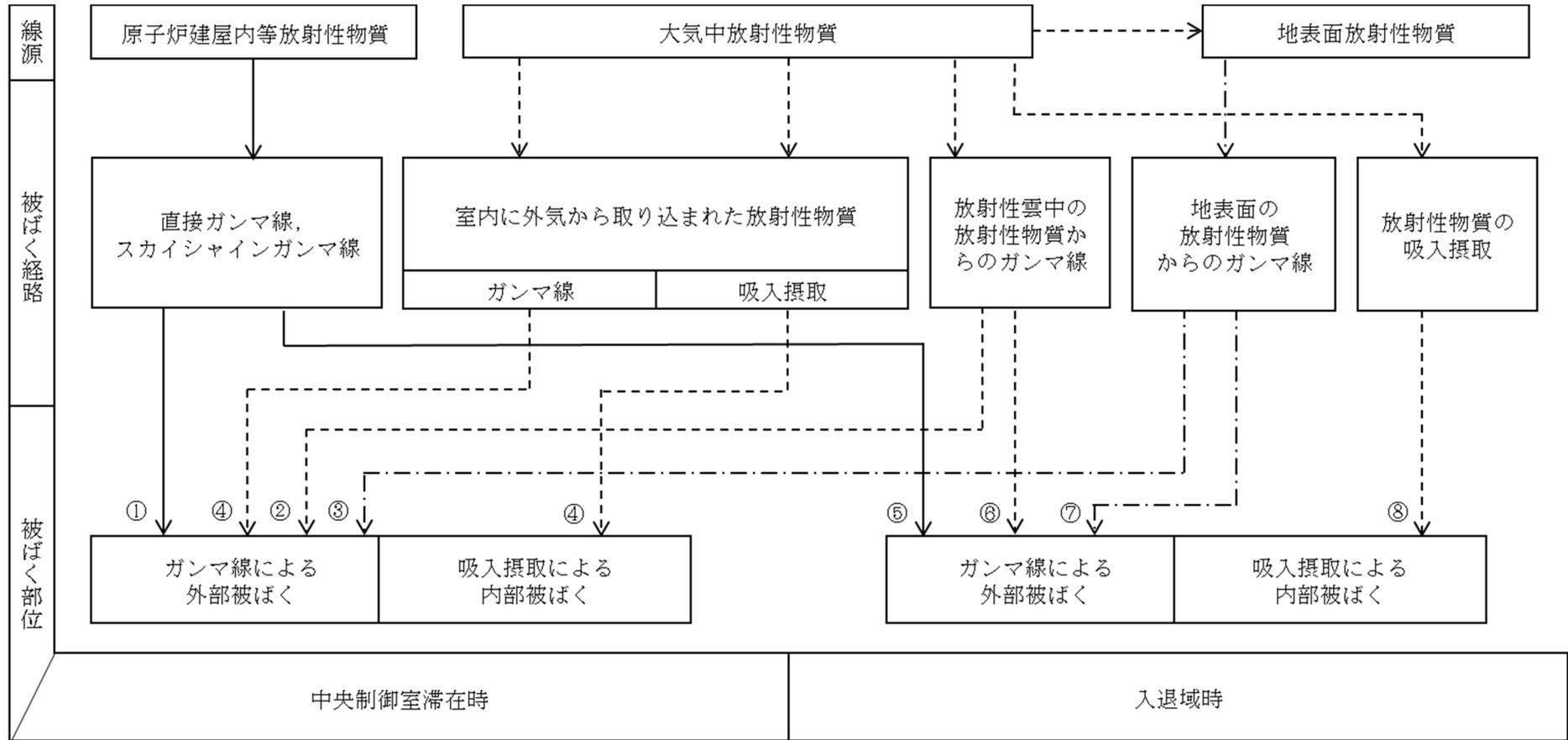


図1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

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）

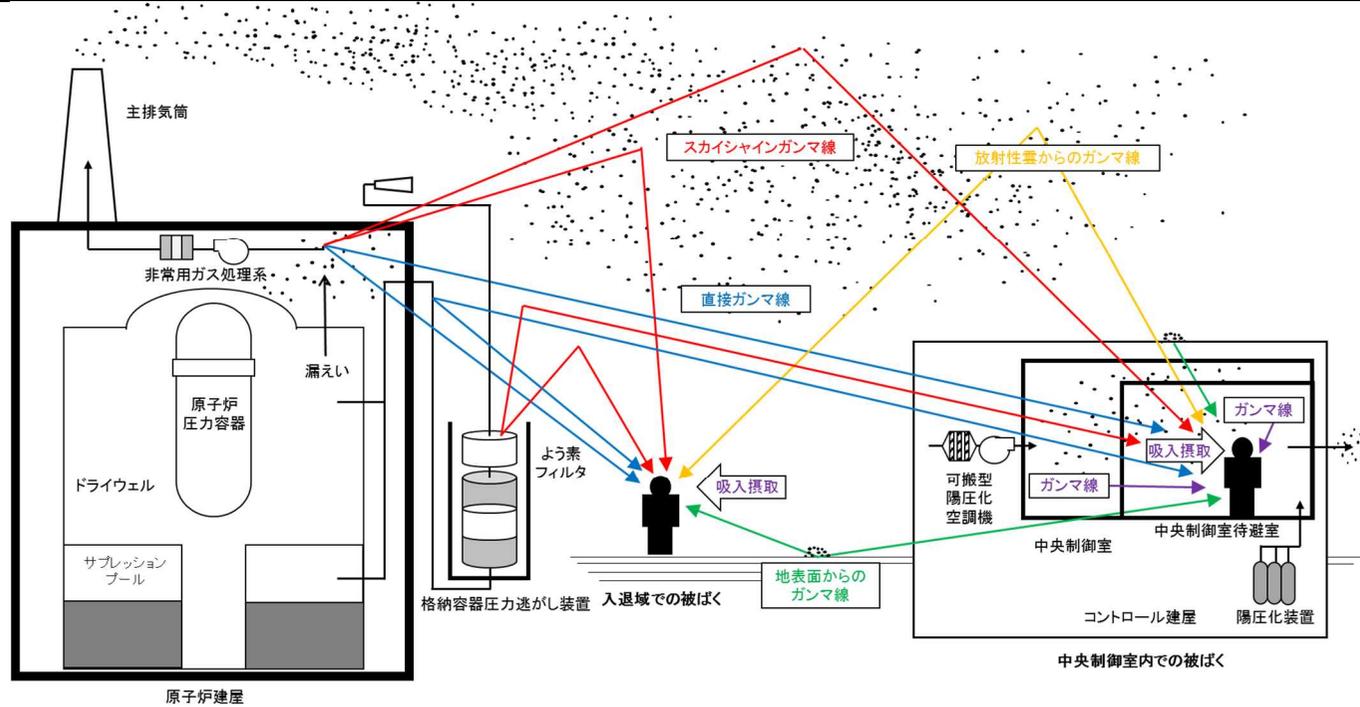


図2 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

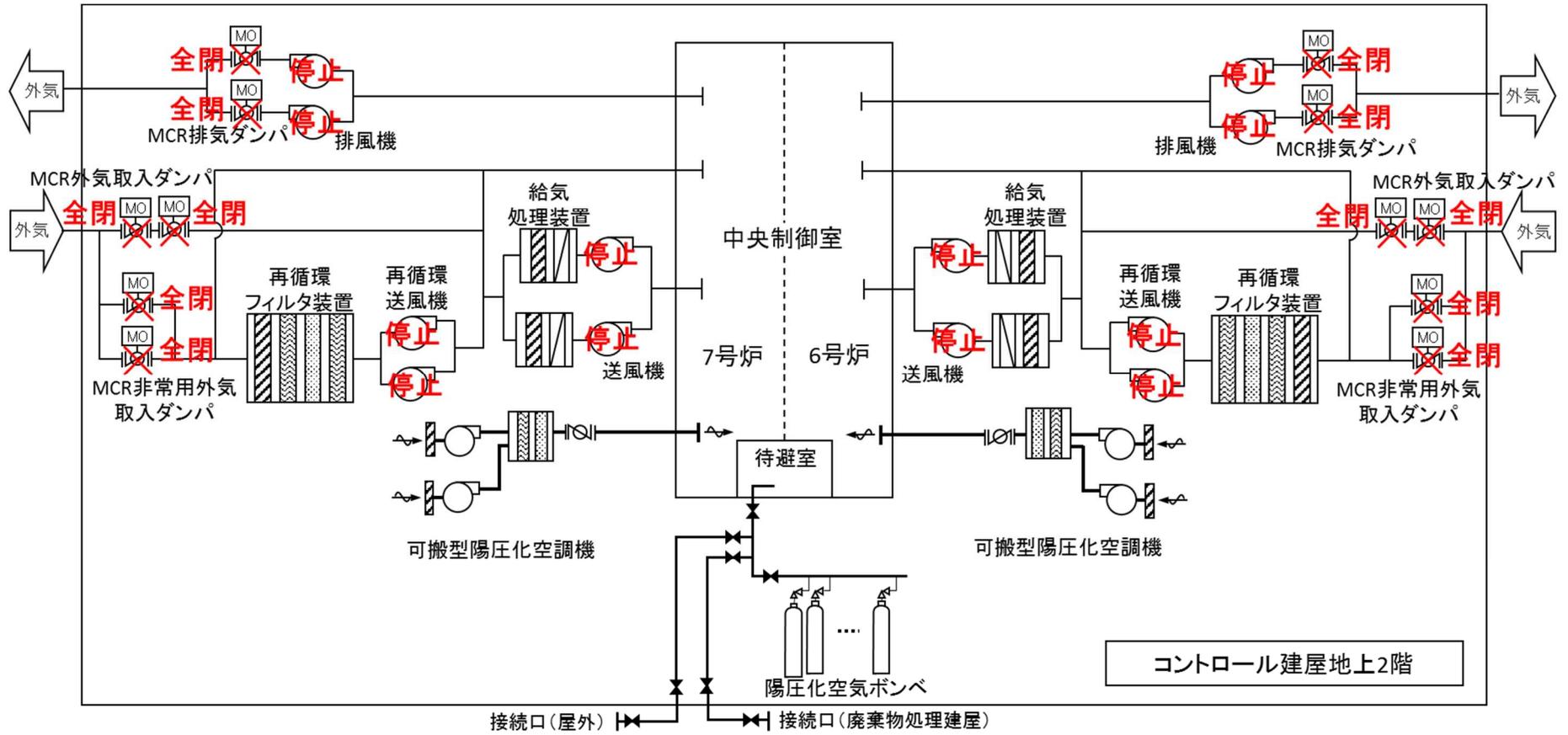


図3 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図

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。

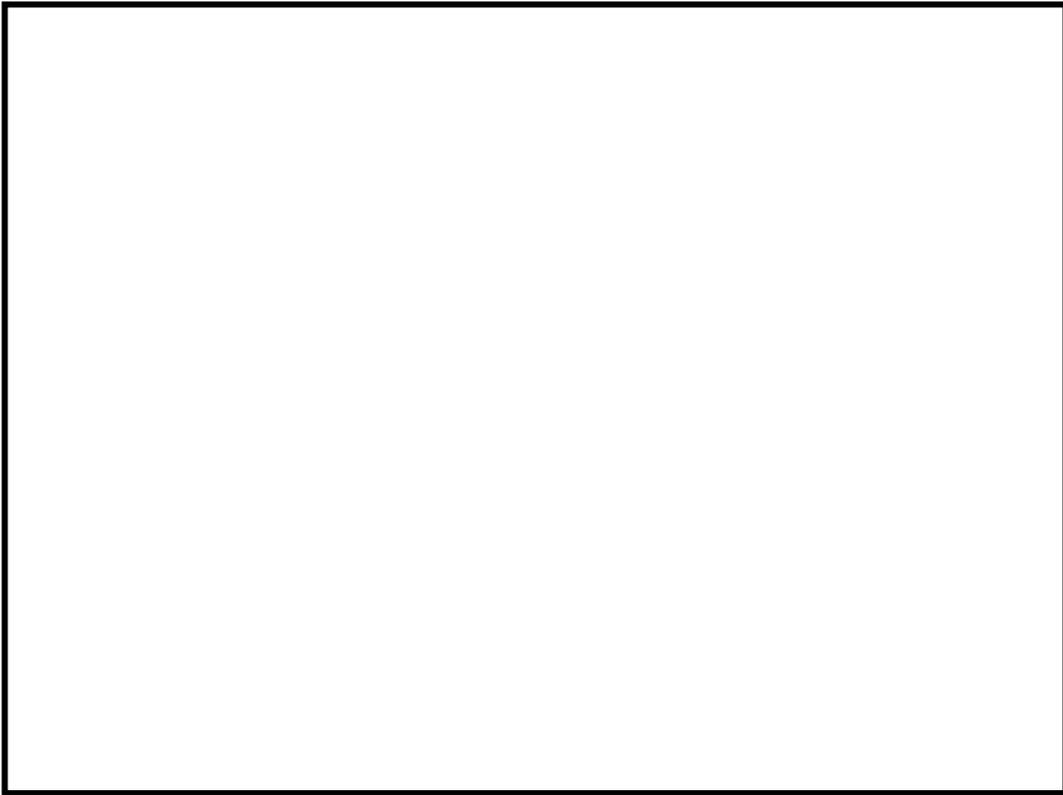
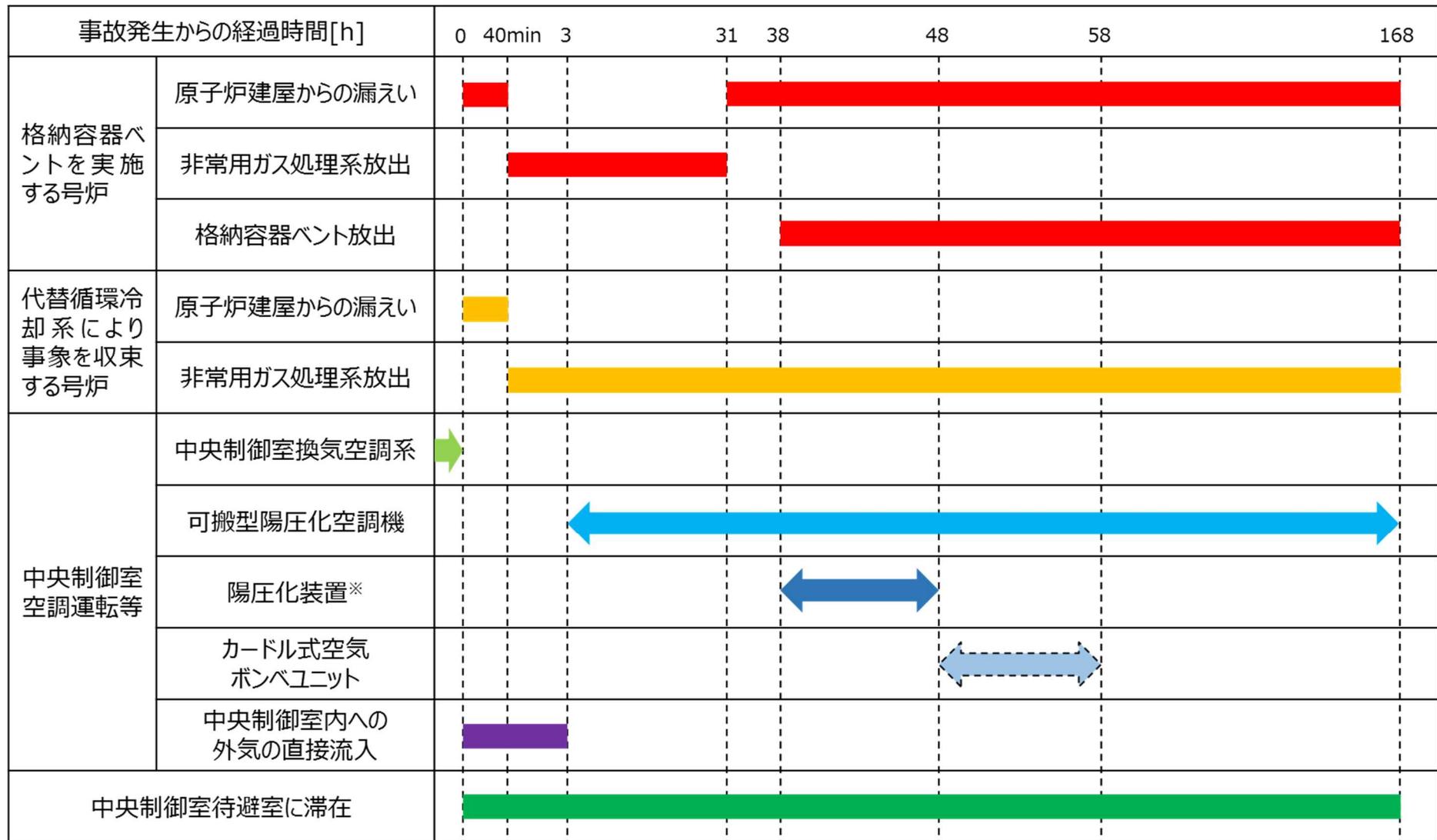


図 4 中央制御室待避室の設置場所



※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能評価条件 (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	保守的に考慮ものとした	しない—
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	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	
よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	—	—
	有機よう素：50	設計値	

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	<p>停止時炉内内蔵量に対して、</p> <p>希ガス類：約 9.2×10^{-1}</p> <p>よう素類：約 3.3×10^{-2}</p> <p>Cs 類：約 2.6×10^{-6}</p> <p>Te 類：約 5.2×10^{-7}</p> <p>Ba 類：約 2.1×10^{-7}</p> <p>Ru 類：約 2.6×10^{-8}</p> <p>La 類：約 2.1×10^{-9}</p> <p>Ce 類：約 5.2×10^{-9}</p>	<p>MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定</p> <p>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</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 で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
原子炉格納容器から原子炉建屋への流入割合	<p>格納容器ベントの実施を想定する場合：</p> <p>停止時炉内内蔵量に対して、</p> <p>希ガス類：約 1.4×10^{-2}</p> <p>よう素類：約 6.6×10^{-4}</p> <p>Cs 類：約 2.8×10^{-5}</p> <p>Te 類：約 5.6×10^{-6}</p> <p>Ba 類：約 2.3×10^{-6}</p> <p>Ru 類：約 2.8×10^{-7}</p> <p>La 類：約 2.3×10^{-8}</p> <p>Ce 類：約 5.6×10^{-8}</p> <p>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：</p> <p>停止時炉内内蔵量に対して、</p> <p>希ガス類：約 9.1×10^{-2}</p> <p>よう素類：約 3.7×10^{-3}</p> <p>Cs 類：約 2.7×10^{-5}</p> <p>Te 類：約 5.4×10^{-6}</p> <p>Ba 類：約 2.2×10^{-6}</p> <p>Ru 類：約 2.7×10^{-7}</p> <p>La 類：約 2.2×10^{-8}</p> <p>Ce 類：約 5.4×10^{-8}</p>	<p>同上</p>	<p>同上</p>

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
影 建 面 屋 積 投	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 (α/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： 天井面高さ	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	直接ガンマ線： 床面上 1.5m		
	評価点		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}				
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。

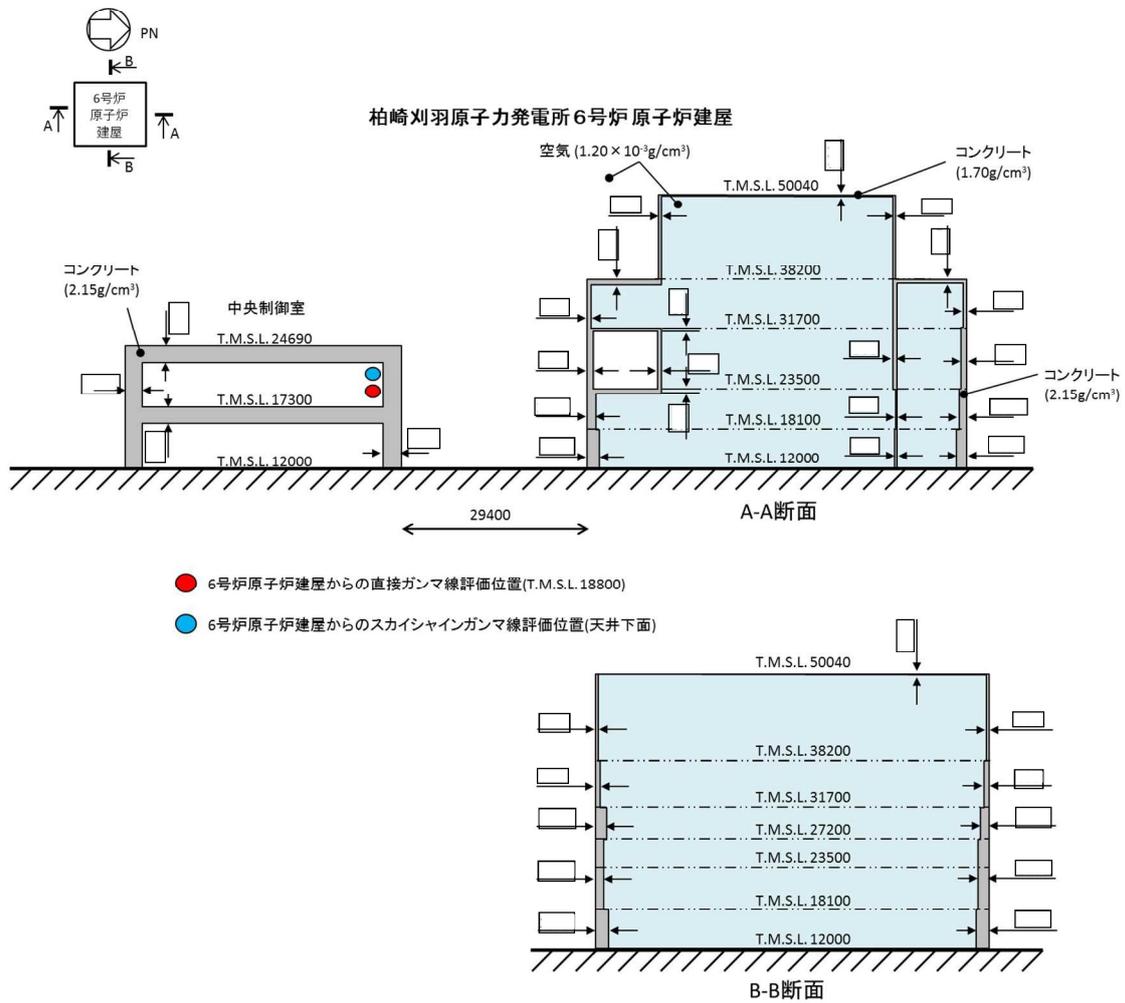


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (1/3)

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。

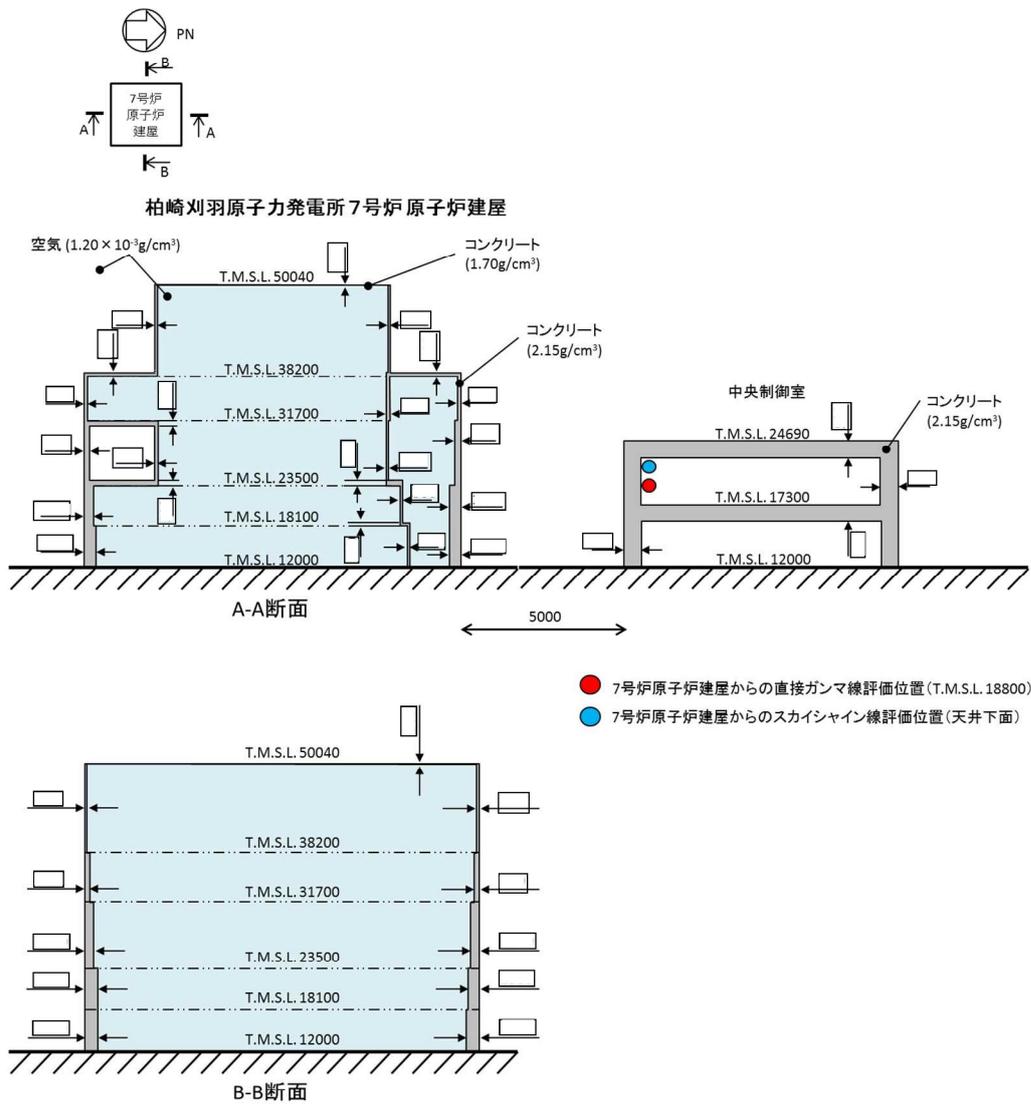
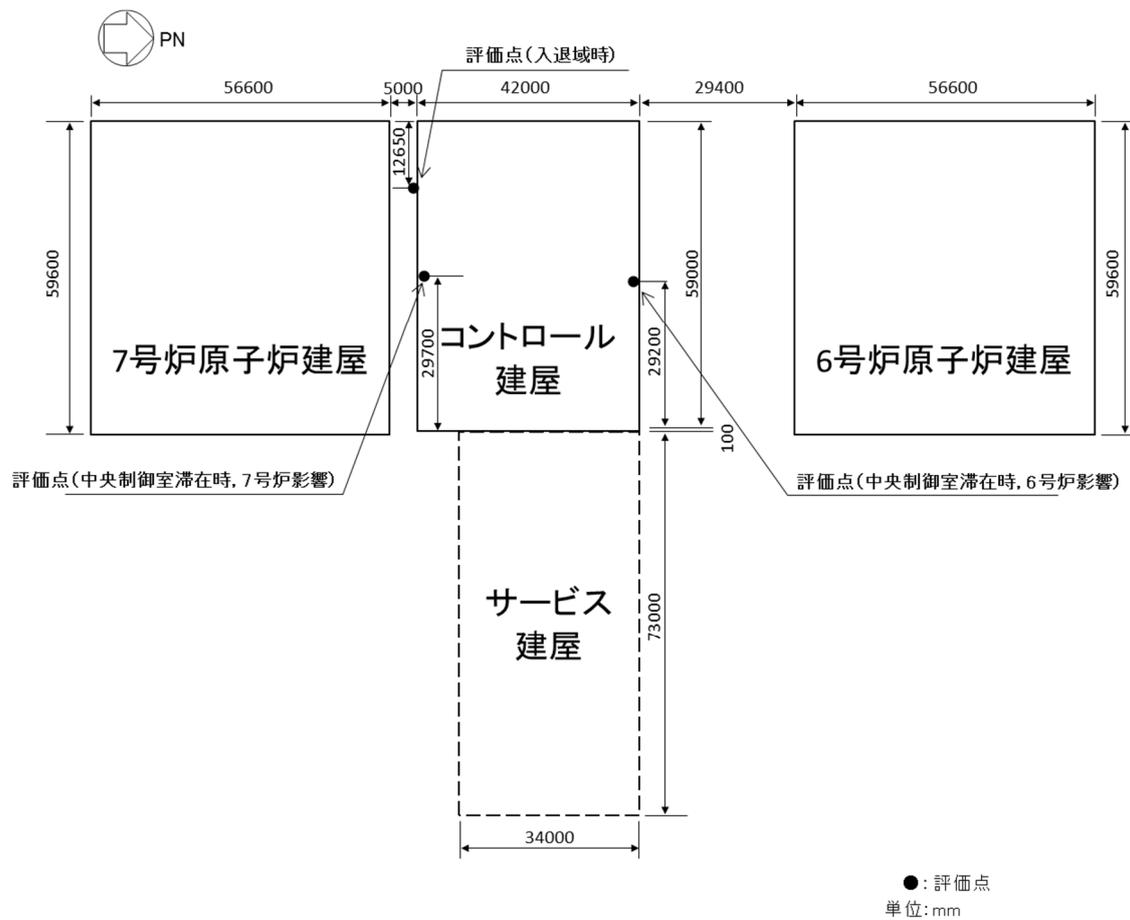


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/3)



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：95m ³ /h 事故発生から 48～168 時間後：0m ³ /h	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を基に流入率を 0.5 回/h と仮定した。 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”

2-2 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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、重大事故等時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「大破断 LOCA 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」シナリオを選定した。

なお、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、両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てサブプレッション・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）

- a. 大破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- b. 更に非常用炉心冷却系（ECCS）喪失、全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。70 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。
- c. その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレーを実施するが、事象発生から約 38 時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

(2) 想定事故シナリオ選定

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回事象の選定を行い、起回事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。

a. 起回事象の選定

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（起回事象）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）及び設計基準事故（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、津波に加え、地震・津波以外の自然現象の42事象から、地域性等を考慮して9事象（風（台風）、竜巻、火山、落雷、積雪、低温（凍結）、降水、生物学的事象、地滑り）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られらる場合は、考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

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

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

表 2-2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

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

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における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（「2-22 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」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、両号炉において同時に想定事故シナリオ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てサブプレッション・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^{-4} オーダー）という結果となっている。

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

表 2-3-2 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所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	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500m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機9-ヒス C6前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2		
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*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	6.8E+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 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	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

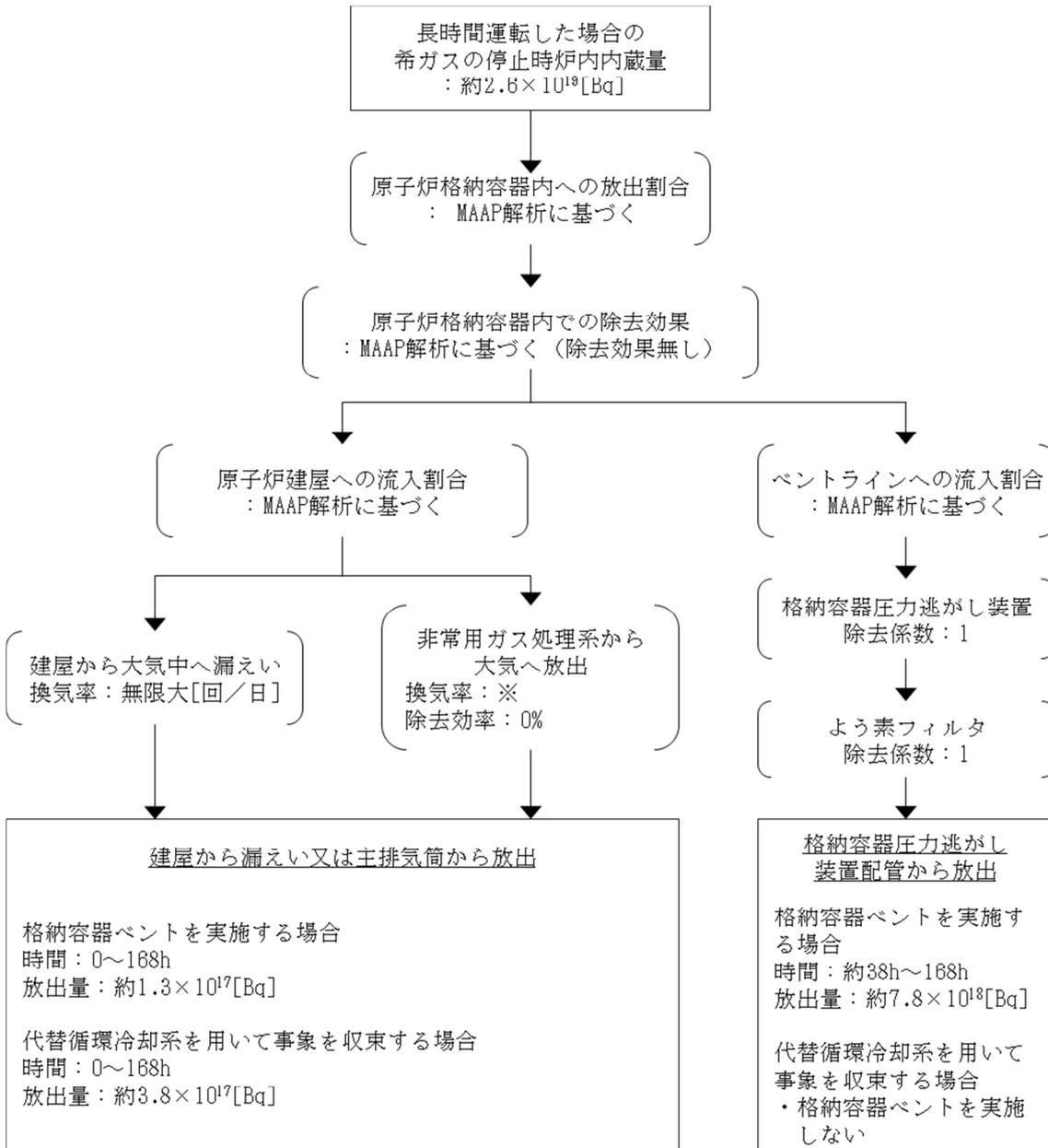
核種グループ	原子炉格納容器への放出割合 ^{※1}
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

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

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。

2-4 放射性物質の大気放出過程について

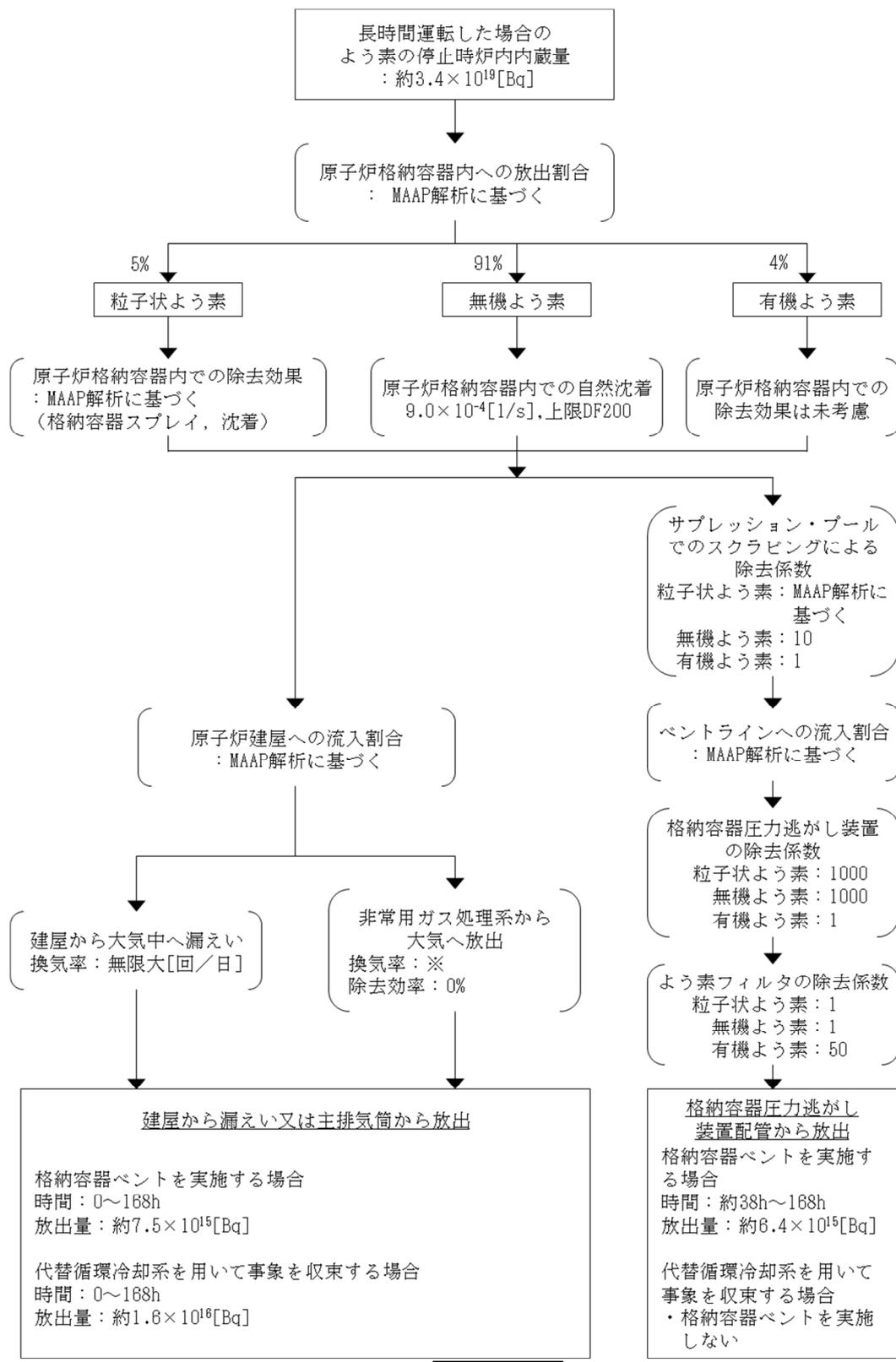
放射性物質の大気放出過程を図2-4-1から図2-4-4に示す。また、大気中への放出トレンドを図2-4-5から図2-4-7に示す。



※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

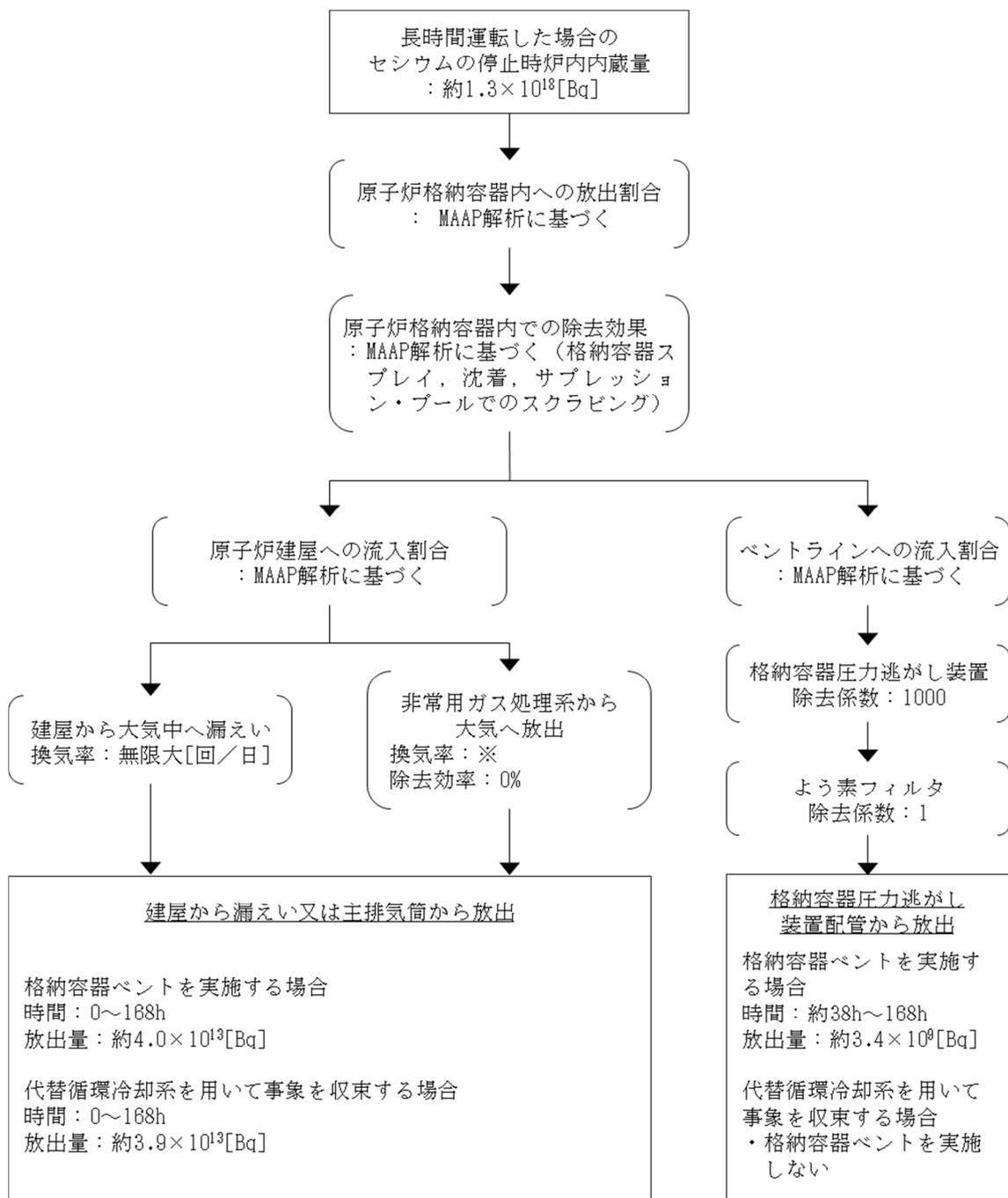
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※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

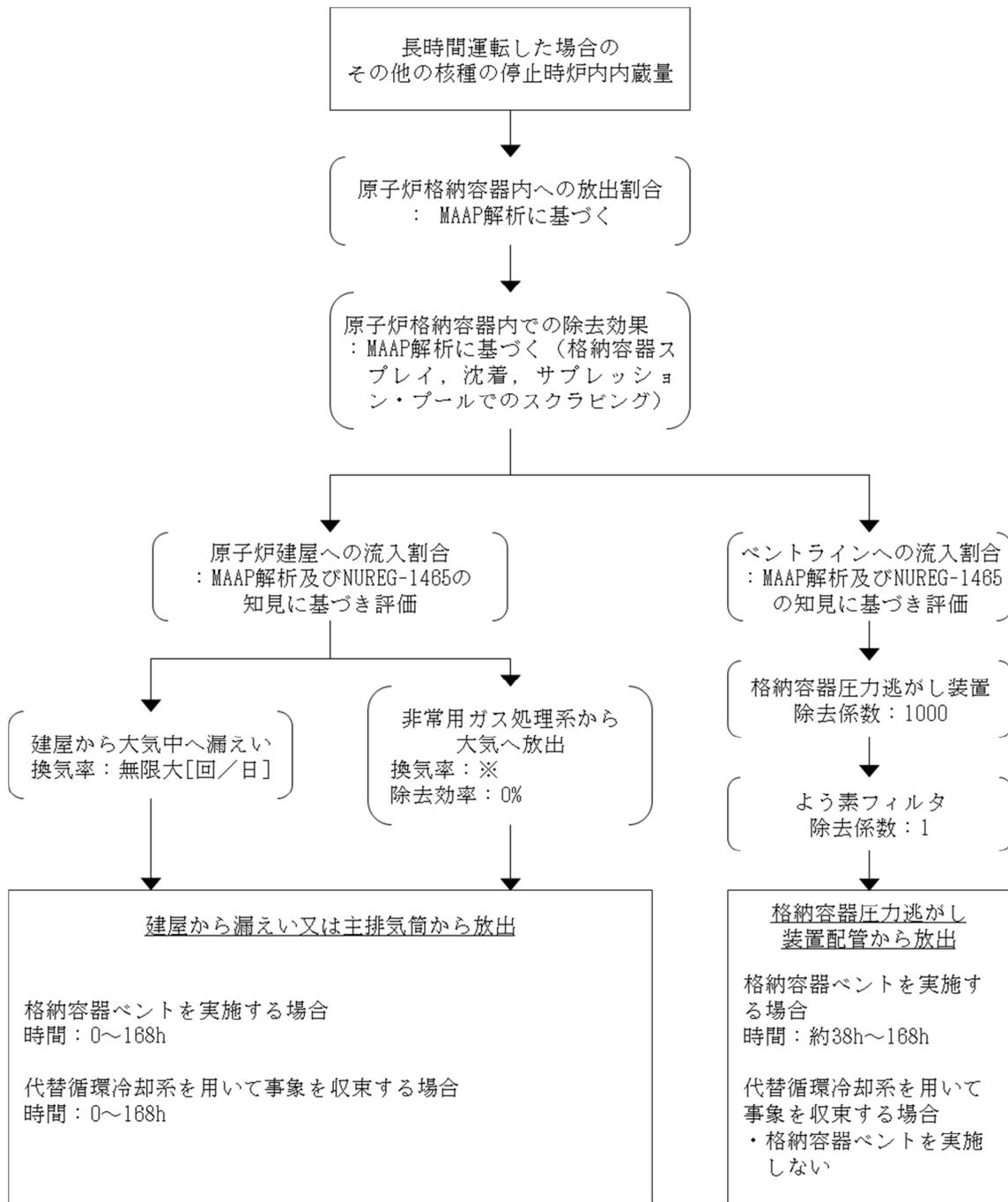
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※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

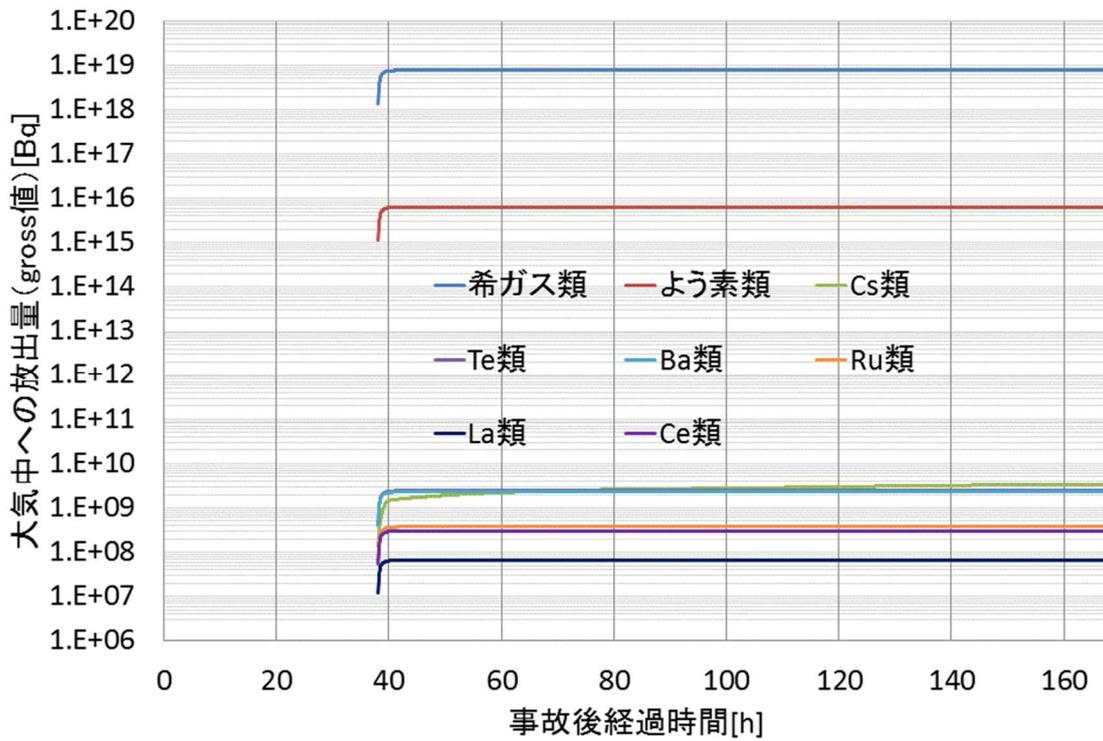


図2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

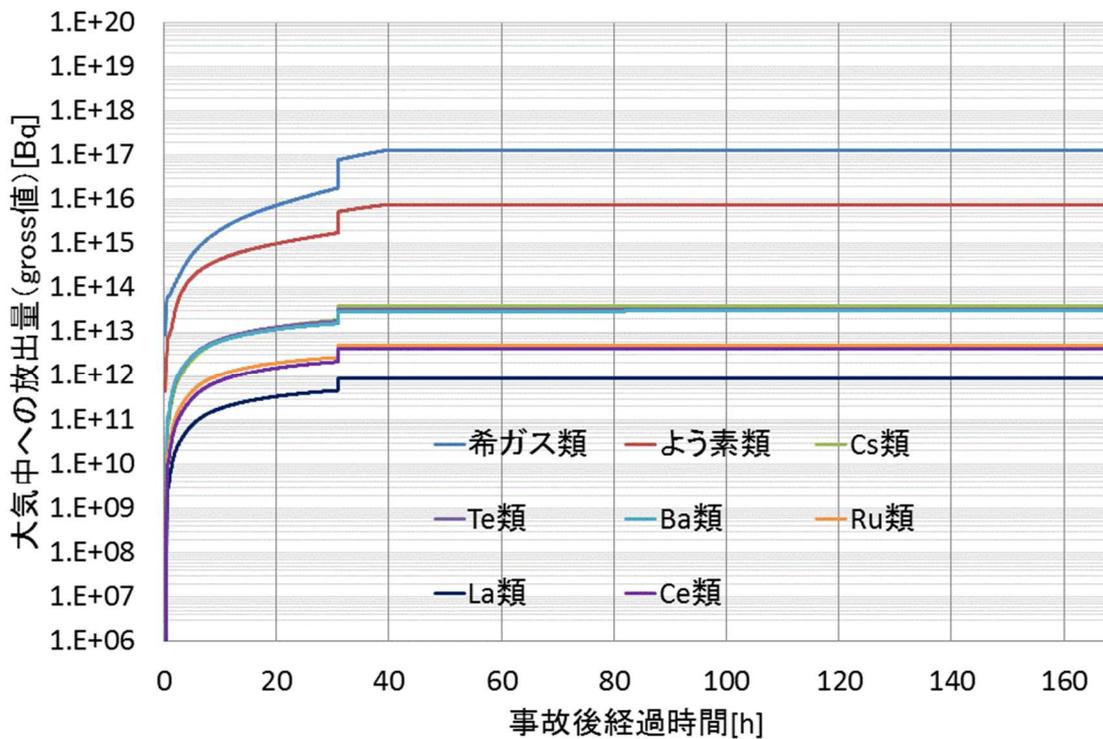


図2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

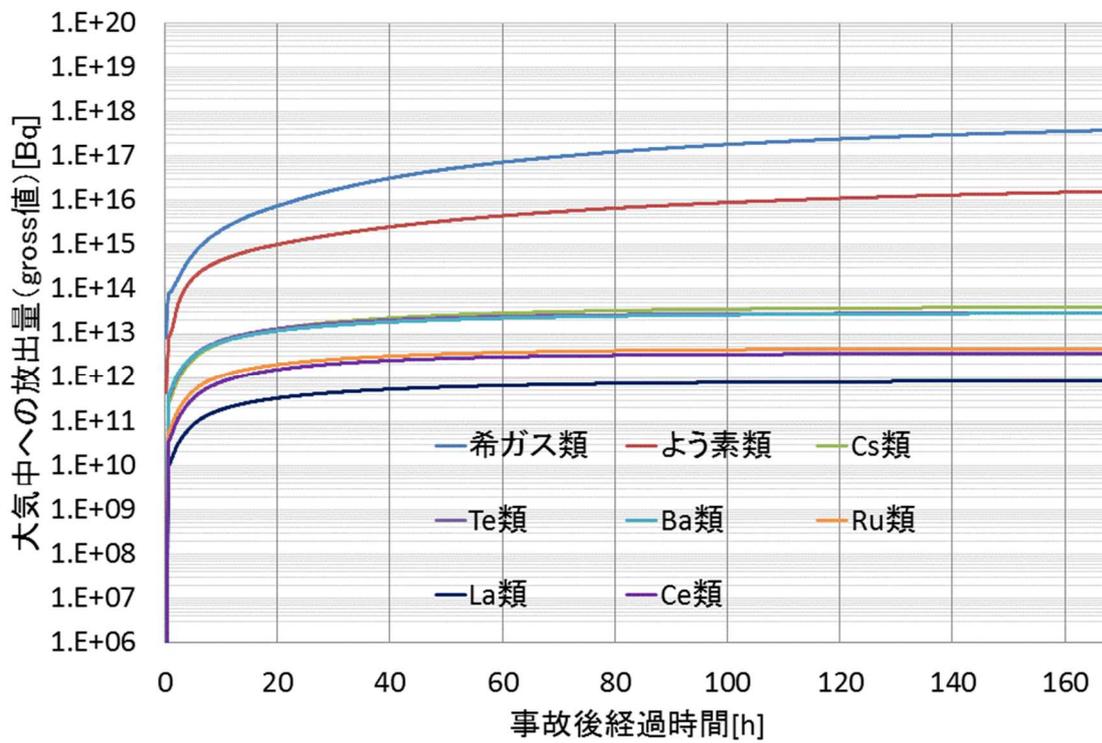


図2-4-7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の
原子炉建屋経由の放出トレンド

2-5 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 [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]

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 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 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。

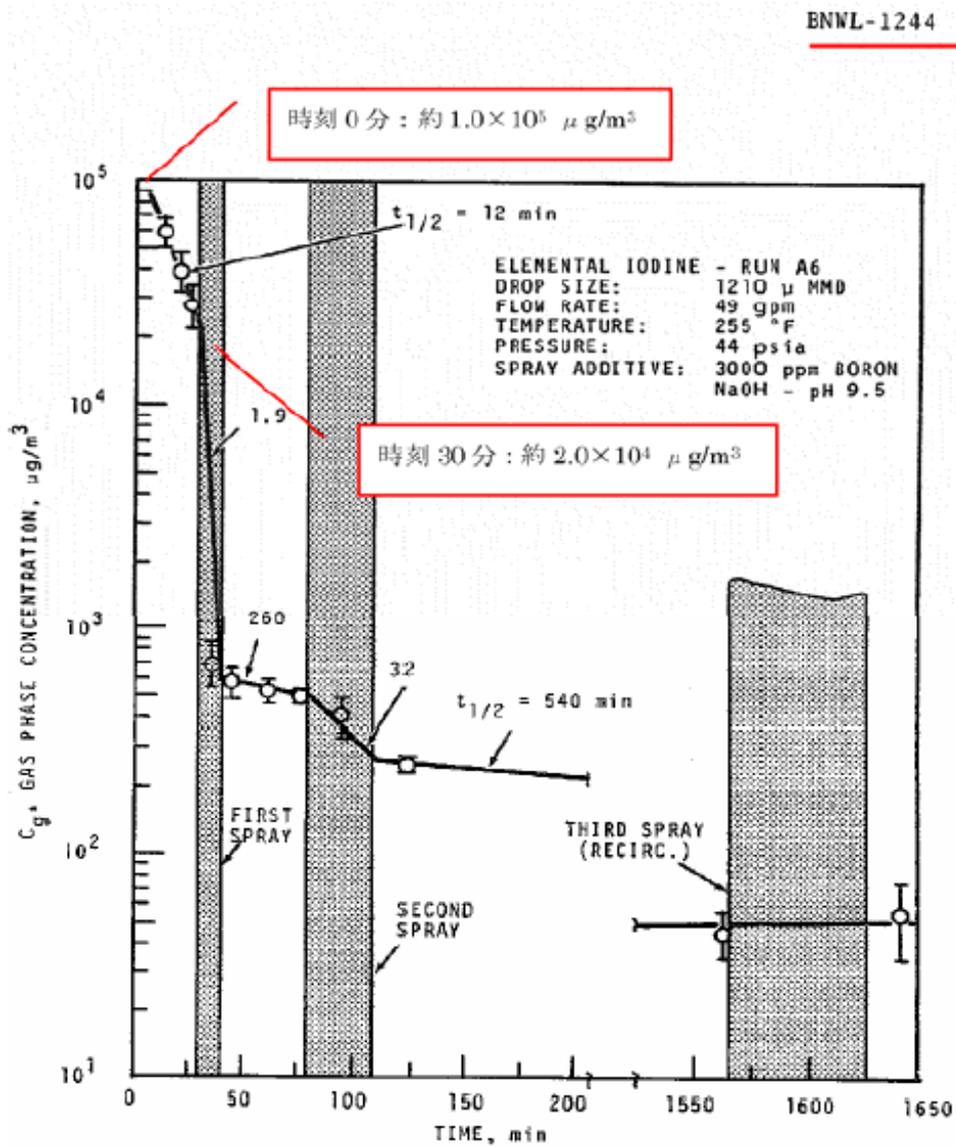


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

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”

(参考)

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 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」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、スプレーが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており、実験条件は柏崎刈羽 6 号及び 7 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 実験条件と柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉 解析結果
	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 0.3 ^[2]
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 207 ^[2]
スプレーの有無	あり ^[1]	なし	なし	あり (無機よう素に対しては 自然沈着のみ考慮)

※1: R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 p449-519, 1971

※2: R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244

※3: R.K.Hilliard and L.F.Coleman “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

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

[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 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」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ていない A-5 及び A-11 における無機よう素の格納容器内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。

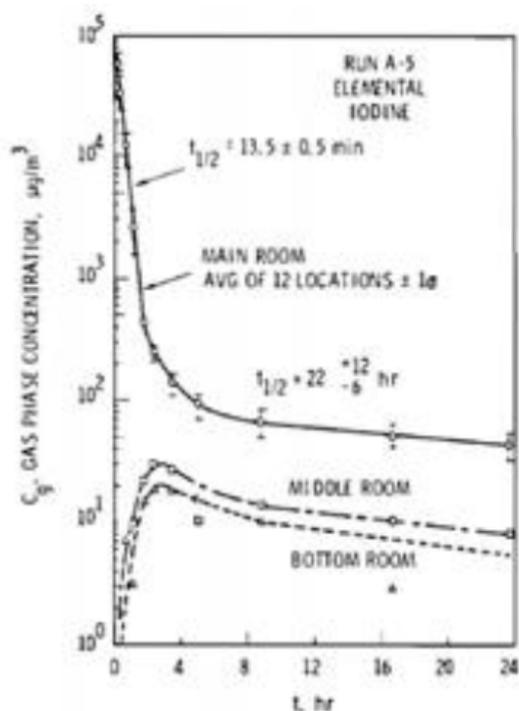


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

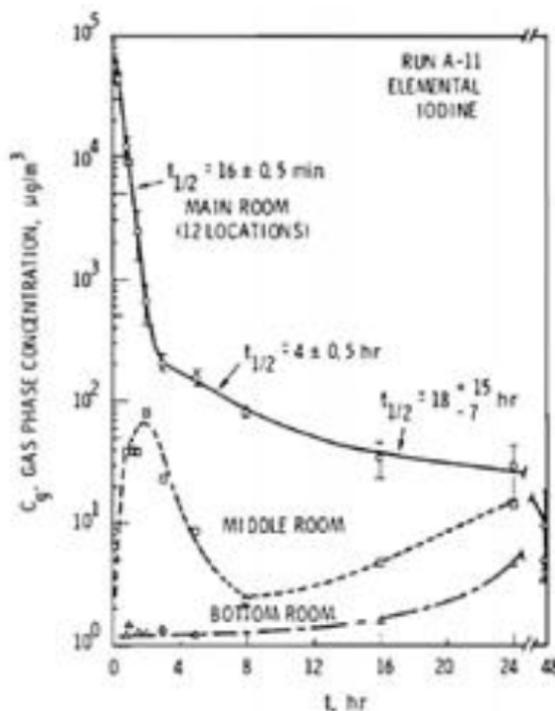


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の比表面積について表 2 に示す。CSE 実験と柏崎刈羽 6 号及び 7 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 実験と柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の比表面積の比較

	CSE 実験体系	柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉
体積 (m³)	約 600	約 13000
内面積 (m²)	約 570	約 12000
比表面積 (1/m)	約 0.9	約 0.9

2-6 6号及び7号炉の原子炉建屋原子炉区域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原子炉区域（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成時間 40 分（=非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）排風機起動 30 分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間 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 6号及び7号炉の原子炉区域負圧達成時間について

		6号及び7号炉
原子炉区域容積[m ³]		
SGTS 排風機流量[m ³ /h]		2000
原子炉区域負圧達成時間	事象発生～SGTS 排風機起動	30 分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	<約 10 分
		<約 40 分
評価において使用する原子炉区域負圧達成時間		40 分

6号及び7号炉の原子炉区域負圧達成時間の算出について

6号及び7号炉の原子炉区域を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

原子炉区域の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉区域圧力は、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。

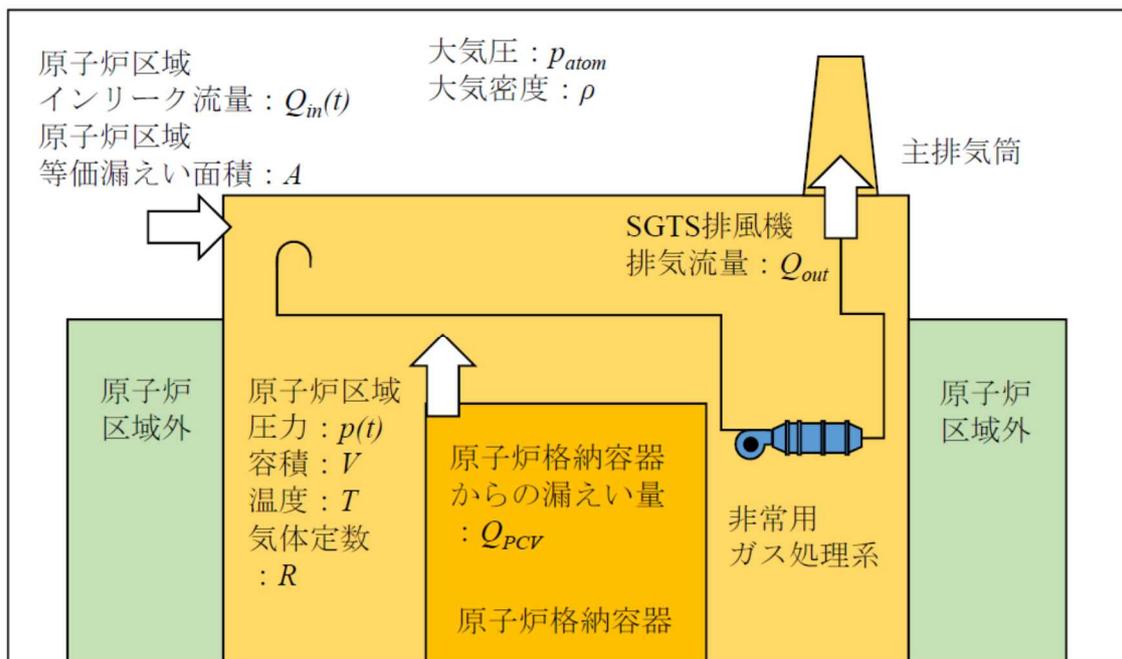


図1 原子炉区域の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉区域の圧力変化率は、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、原子炉区域の圧力 ($p(t)$) 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} : SGTS 排風機流量 [m^3/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉区域インリーク流量 [m^3/s]

$Q_{PCV}(t)$: 原子炉格納容器からの漏えい流量 [m^3/s]

原子炉区域インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉区域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 : 原子炉区域等価漏えい面積 [m^2]

原子炉区域等価漏えい面積 A は、原子炉区域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区域に漏えいし、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} : 原子炉格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉区域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

原子炉区域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 原子炉区域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))	101325 (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
原子炉区域圧力	$P(t)$	Pa (abs)	-	事象発生後、原子炉区域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
原子炉区域容積	V	m ³		設計値
原子炉区域温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉区域 等価漏えい面積	A	m ²		原子炉区域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)	0.556 (2000)	設計値 (定格流量)
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa (gage) (kPa (gage))	279×10^3 (279)	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	13310	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉区域と同じ温度を仮定
原子炉格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.4	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。

4. 評価結果

原子炉区域圧力の時間変化を図 2 に示す。

SGTS 排風機起動後、原子炉区域圧力は単調に低下し、約 333 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 333 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

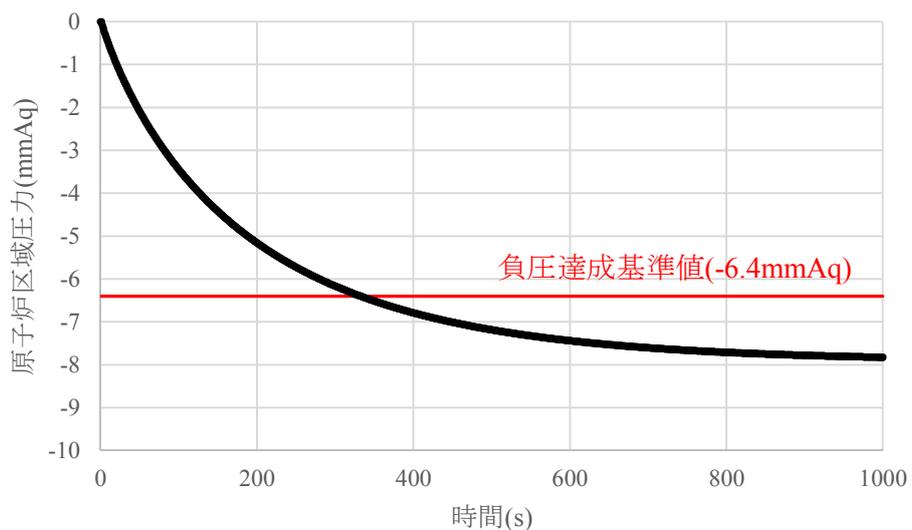


図 2 原子炉区域圧力の時間変化

2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

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

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

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

(2) データ統計期間

統計年：2004年04月～2013年03月

検定年：1985年10月～1986年09月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

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

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

なお、標高20mの観測データについては、有意水準5%で棄却されたのは11項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高85mの観測データにより代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表2-7-1から表2-7-4に示す。

表 2-7-1 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985年 10月～1986年 09月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004年 04月～2013年 03月 (%)

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

表 2-7-2 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月～1986 年 09 月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 04 月～2013 年 03 月 (%)

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

表 2-7-3 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 09 月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 04 月～2013 年 03 月 (%)

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

表 2-7-4 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 09 月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 04 月～2013 年 03 月 (%)

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

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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

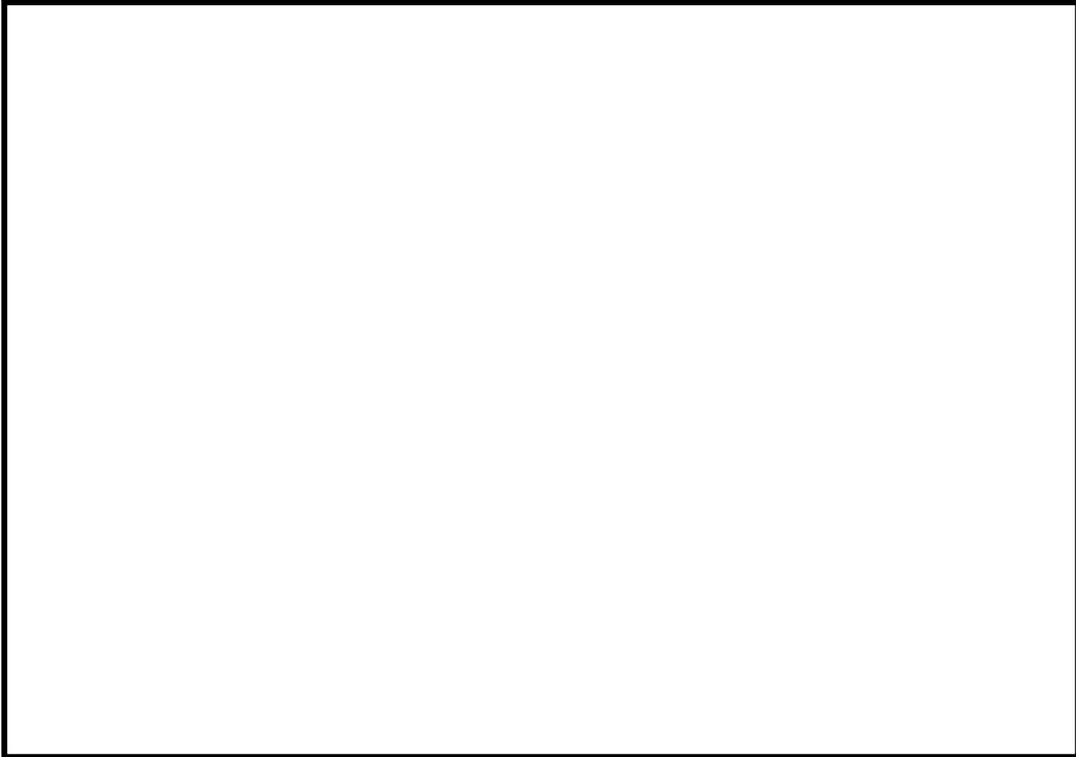


図 2-8-1 着目方位

(放出源：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

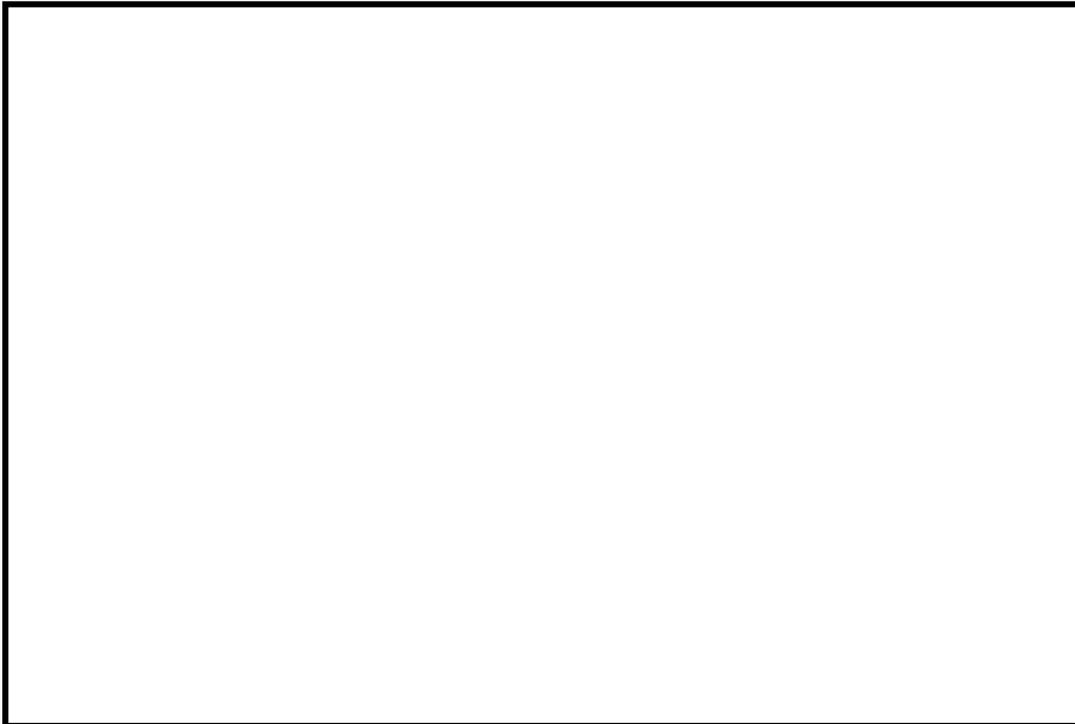


図 2-8-2 着目方位

(放出源：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

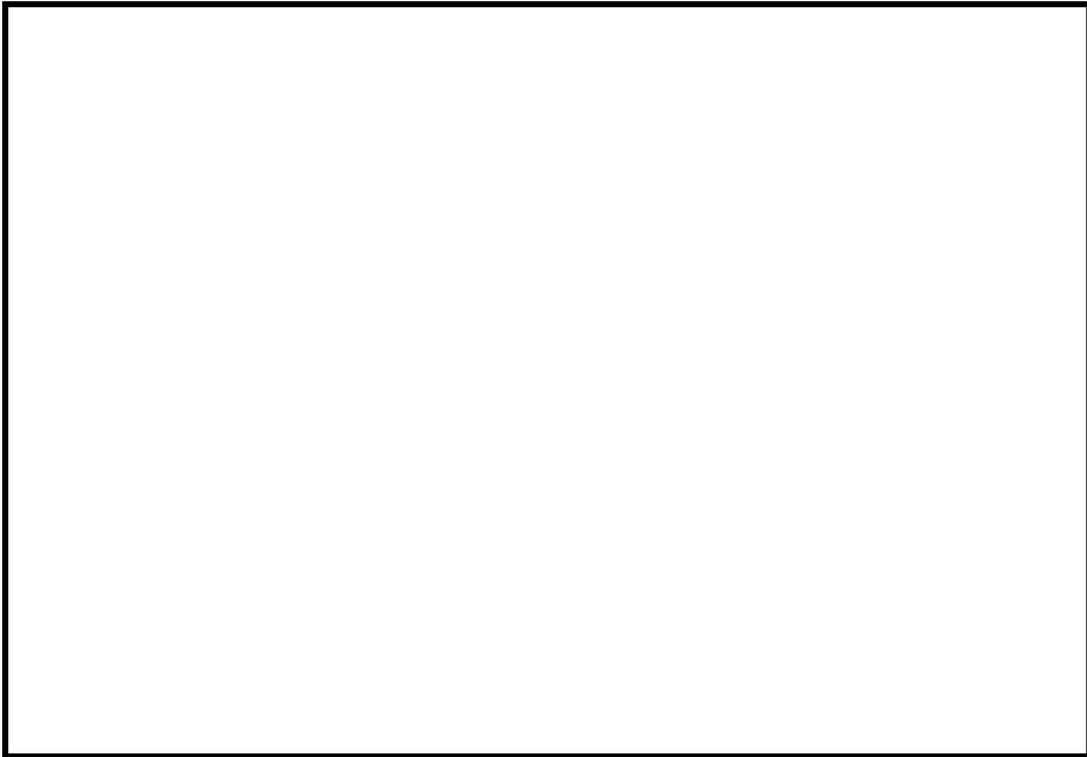


図 2-8-3 着目方位

(放出源：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

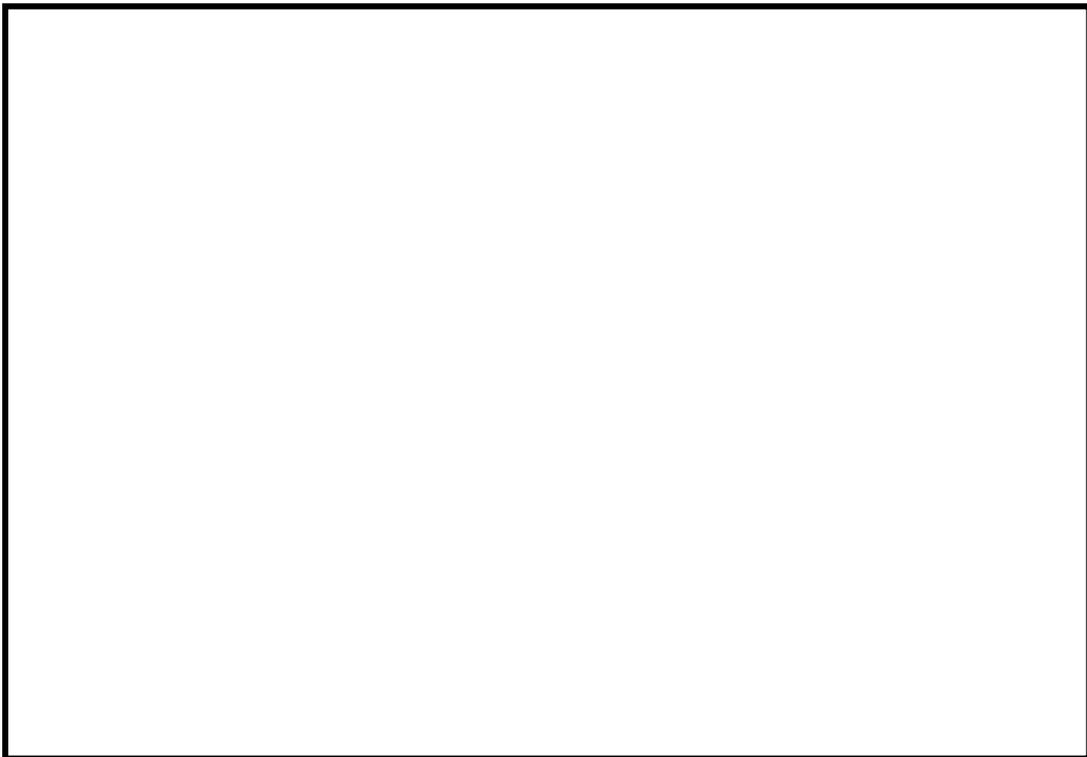


図 2-8-4 着目方位

(放出源：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

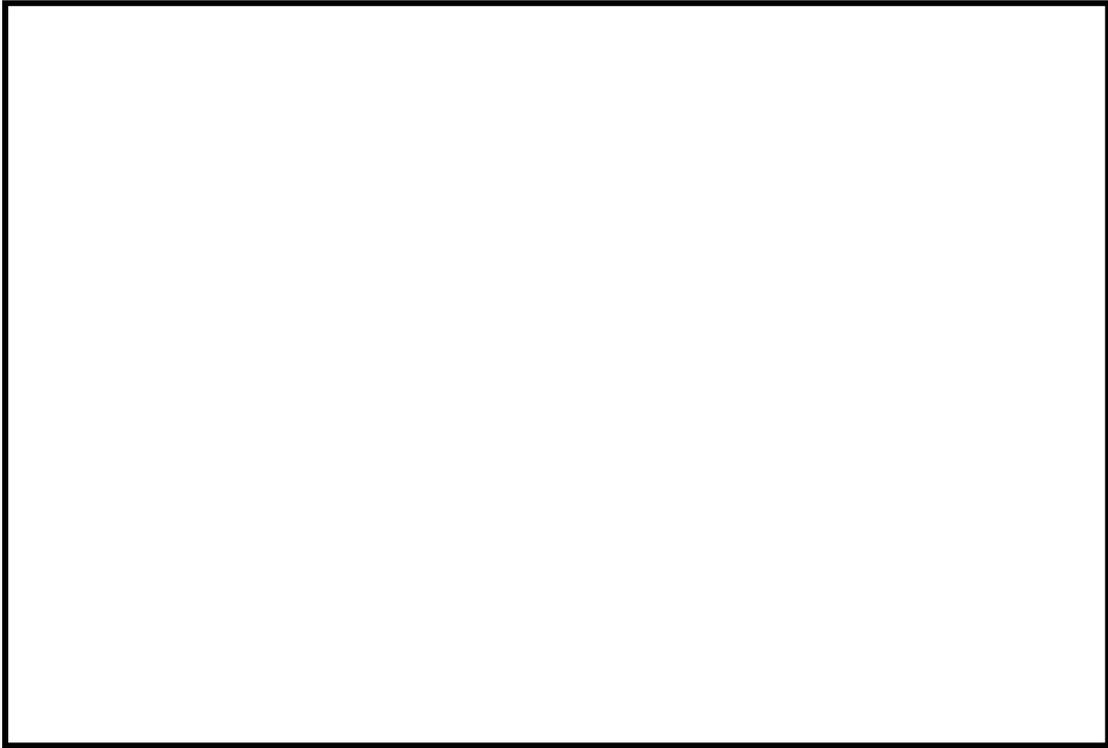


図 2-8-5 着目方位

(放出源：6号炉原子炉建屋中心，評価点：中央制御室中心)

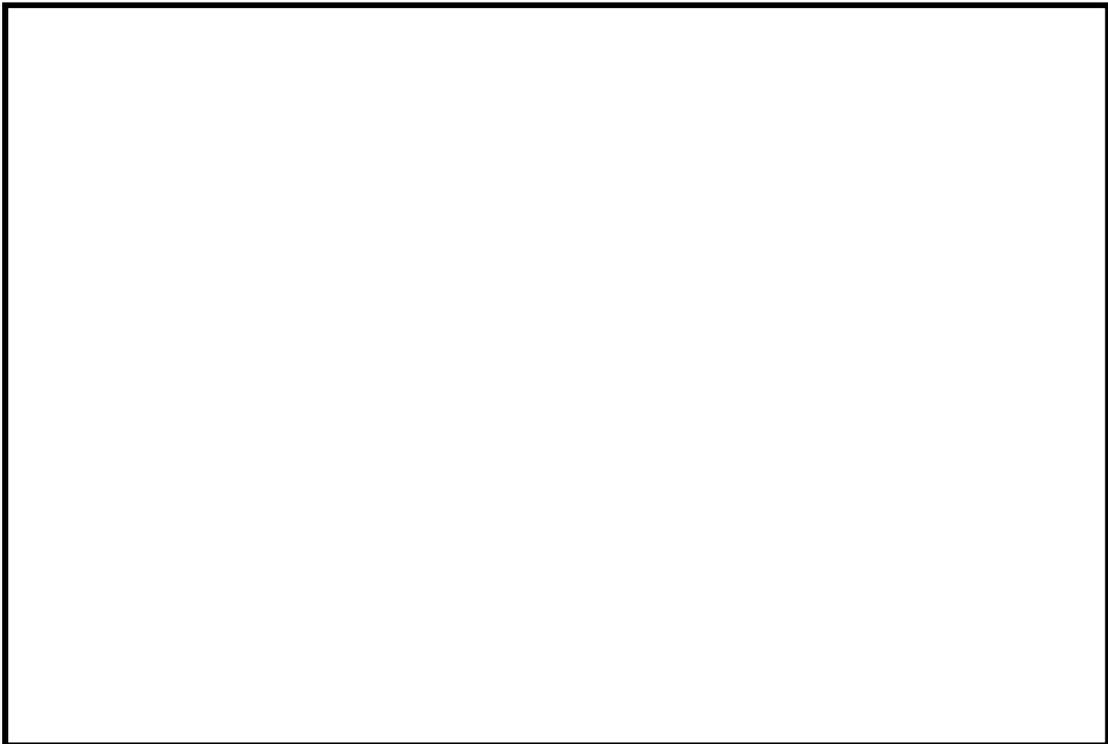


図 2-8-6 着目方位

(放出源：7号炉原子炉建屋中心，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2-8-7 着目方位

(放出源：6号炉原子炉建屋中心，評価点：コントロール建屋入口)

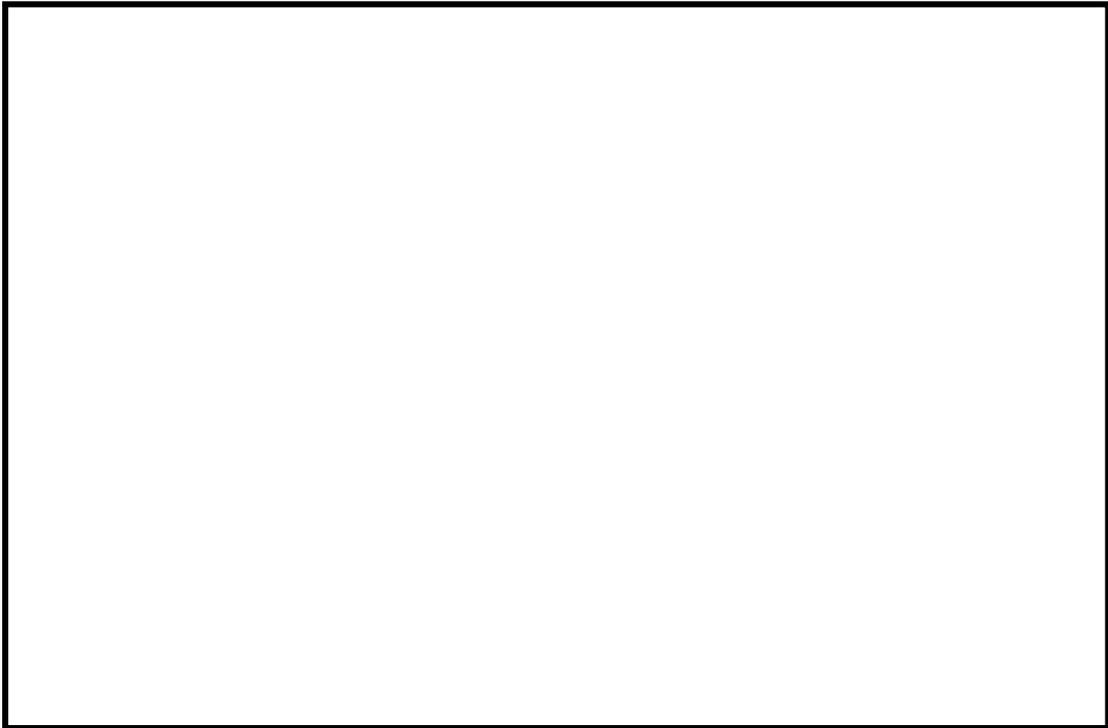


図 2-8-8 着目方位

(放出源：7号炉原子炉建屋中心，評価点：コントロール建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2-8-9 着目方位

(放出源：6号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

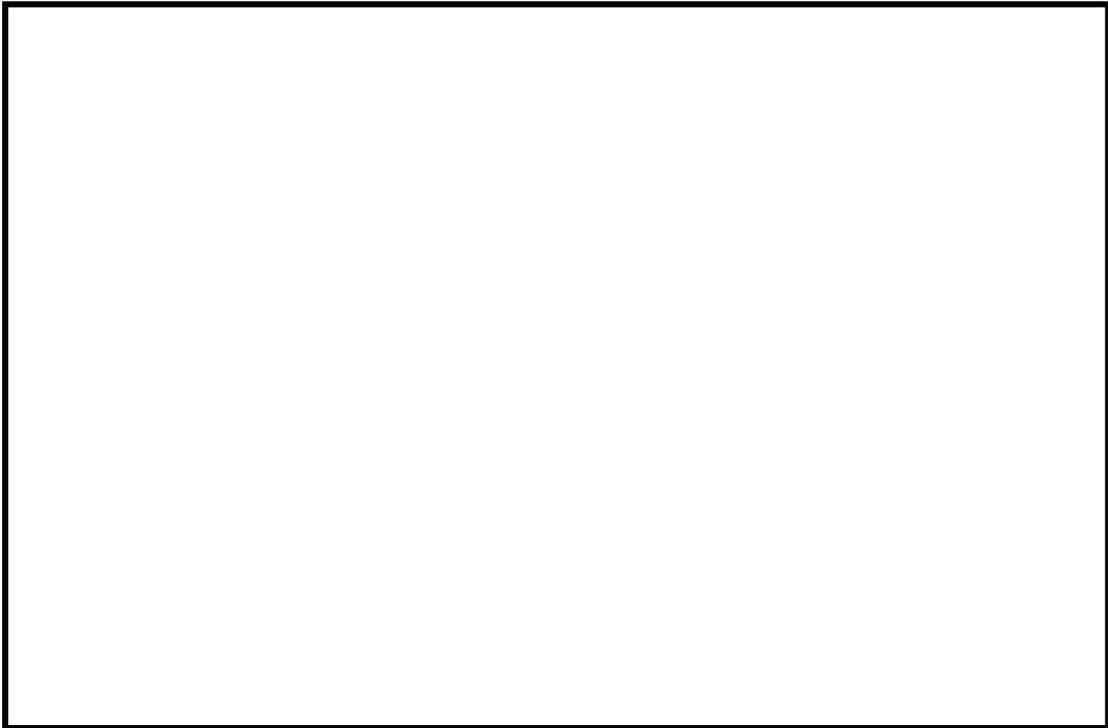


図 2-8-10 着目方位

(放出源：7号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

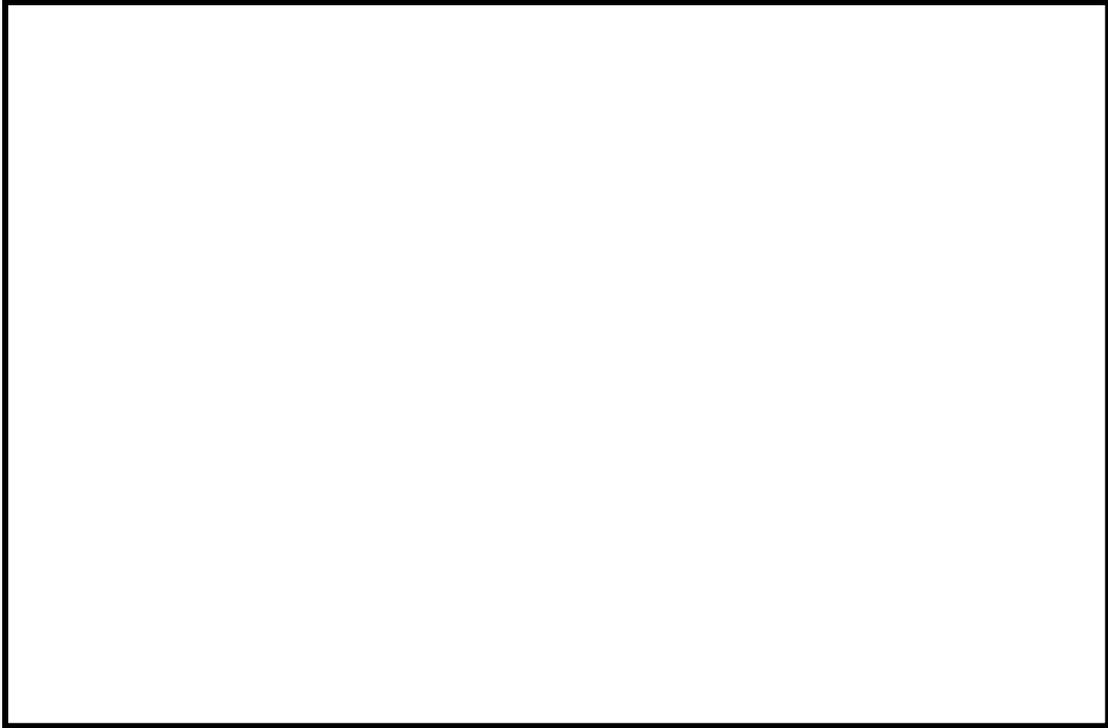


図 2-8-11 着目方位

(放出源：6号炉主排気筒，評価点：コントロール建屋入口)

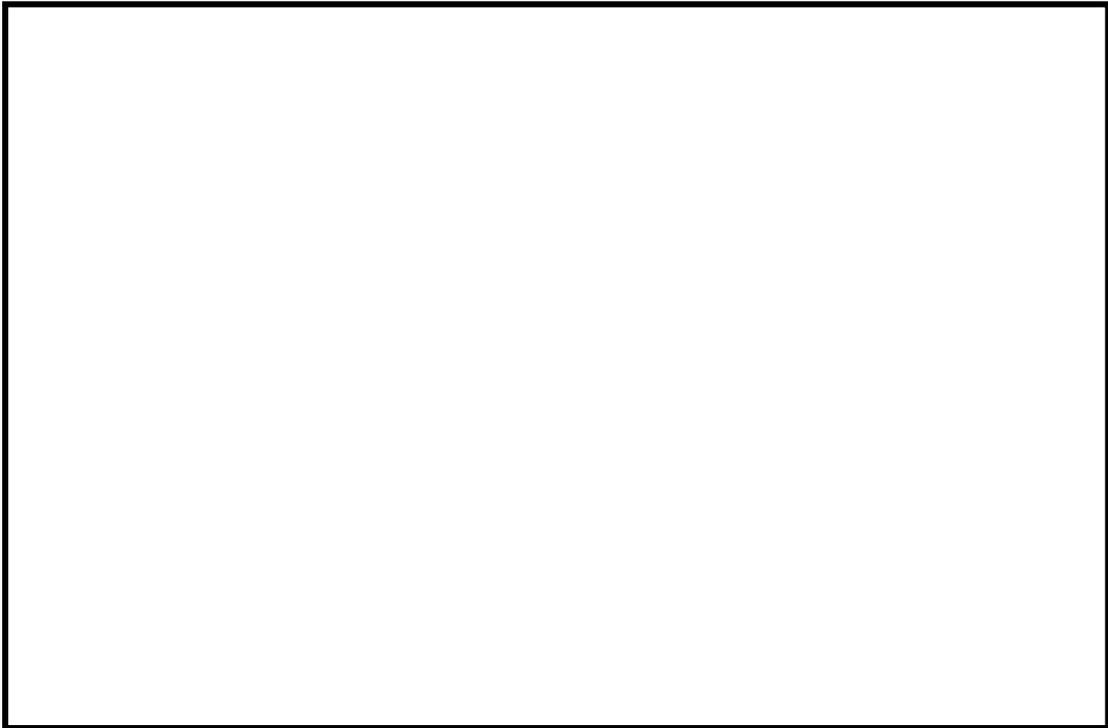


図 2-8-12 着目方位

(放出源：7号炉主排気筒，評価点：コントロール建屋入口)

表 2-8-1 各評価点における着目方位並びに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

表 2-8-2 相対濃度及び相対線量の値 (6号炉起因, 中央制御室中心)

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	6号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		97.16	5.3×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
	
	6号炉 原子炉建屋 中心
		97.16	1.0×10^{-3}	97.16	4.0×10^{-18}
		97.06	9.5×10^{-4}	97.07	3.8×10^{-18}
		96.80	9.3×10^{-4}	96.97	3.7×10^{-18}
	6号炉 主排気筒
		97.16	5.4×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
	

表 2-8-3 相対濃度及び相対線量の値 (7号炉起因, 中央制御室中心)

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	7号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		98.84	9.6×10^{-4}	97.32	6.5×10^{-18}
		<u>97.32</u>	<u>8.5×10^{-4}</u>	<u>97.12</u>	<u>6.4×10^{-18}</u>
		96.94	8.0×10^{-4}	96.75	6.2×10^{-18}
	
	7号炉 原子炉建屋 中心
		97.22	1.7×10^{-3}	97.22	6.8×10^{-18}
		<u>97.02</u>	<u>1.7×10^{-3}</u>	<u>97.02</u>	<u>6.3×10^{-18}</u>
		96.64	1.7×10^{-3}	96.64	6.2×10^{-18}
	
	7号炉 主排気筒
		98.81	9.5×10^{-4}	97.22	6.5×10^{-18}
		<u>97.22</u>	<u>8.4×10^{-4}</u>	<u>97.02</u>	<u>6.4×10^{-18}</u>
		96.84	7.9×10^{-4}	96.64	6.2×10^{-18}
	

表 2-8-4 相対濃度及び相対線量の値 (6号炉起因, コントロール建屋入口)

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]
コントロール建屋 入口	6号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		97.34	5.0×10^{-4}	97.27	3.9×10^{-18}
		<u>97.23</u>	<u>4.7×10^{-4}</u>	<u>97.16</u>	<u>3.7×10^{-18}</u>
		96.99	4.6×10^{-4}	96.92	3.6×10^{-18}
	
	6号炉 原子炉建屋 中心
		97.23	9.1×10^{-4}	97.23	3.8×10^{-18}
		<u>97.08</u>	<u>9.1×10^{-4}</u>	<u>97.16</u>	<u>3.7×10^{-18}</u>
		96.84	8.3×10^{-4}	96.92	3.5×10^{-18}
	6号炉 主排気筒
		97.34	5.1×10^{-4}	97.16	3.8×10^{-18}
		<u>97.23</u>	<u>4.8×10^{-4}</u>	<u>97.15</u>	<u>3.7×10^{-18}</u>
		96.99	4.7×10^{-4}	96.91	3.6×10^{-18}
	

表 2-8-5 相対濃度及び相対線量の値 (7号炉起因, コントロール建屋入口)

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]
コントロール建屋 入口	7号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		<u>98.41</u>	<u>9.7×10^{-4}</u>	<u>98.41</u>	<u>7.4×10^{-18}</u>
		96.47	8.5×10^{-4}	96.47	6.7×10^{-18}
	
	7号炉 原子炉建屋 中心
		100.00	2.1×10^{-3}	100.00	7.3×10^{-18}
		<u>98.61</u>	<u>2.0×10^{-3}</u>	<u>98.61</u>	<u>7.2×10^{-18}</u>
		96.82	1.9×10^{-3}	96.82	6.9×10^{-18}
	7号炉 主排気筒
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		<u>98.61</u>	<u>9.8×10^{-4}</u>	<u>98.61</u>	<u>7.4×10^{-18}</u>
		96.82	8.5×10^{-4}	96.82	6.8×10^{-18}
	

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は、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つて示す。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、居住性に係る被ばく評価を保守的に評価するために放出源高さの相対濃度を用いた。

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]

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

(2) 湿性沈着率

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

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

- $(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻*i*での湿性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻*i*での地表面高さでの相対濃度[s/m³]
 Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻*i*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

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

$$= \frac{\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値}}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots \textcircled{3}$$

2. 検討結果

表2-9-1に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

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

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

表 2-9-1 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)
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	約 1.5×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.3
	コントロール建 屋入口	約 1.4×10 ⁻⁶	約 1.9×10 ⁻⁶	約 1.3
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	約 2.5×10 ⁻⁶	約 3.0×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 2.9×10 ⁻⁶	約 3.1×10 ⁻⁶	約 1.0
6号炉原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室中心	約 2.8×10 ⁻⁶	約 3.4×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 2.7×10 ⁻⁶	約 3.2×10 ⁻⁶	約 1.2
7号炉原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室中心	約 5.1×10 ⁻⁶	約 5.9×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 6.1×10 ⁻⁶	約 6.1×10 ⁻⁶	約 1.0
6号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室中心	約 1.5×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.3
	コントロール建 屋入口	約 1.4×10 ⁻⁶	約 1.9×10 ⁻⁶	約 1.3
7号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室中心	約 2.5×10 ⁻⁶	約 3.0×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 3.0×10 ⁻⁶	約 3.1×10 ⁻⁶	約 1.0

※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 μ m～5 μ 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 μ m～5 μ 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。

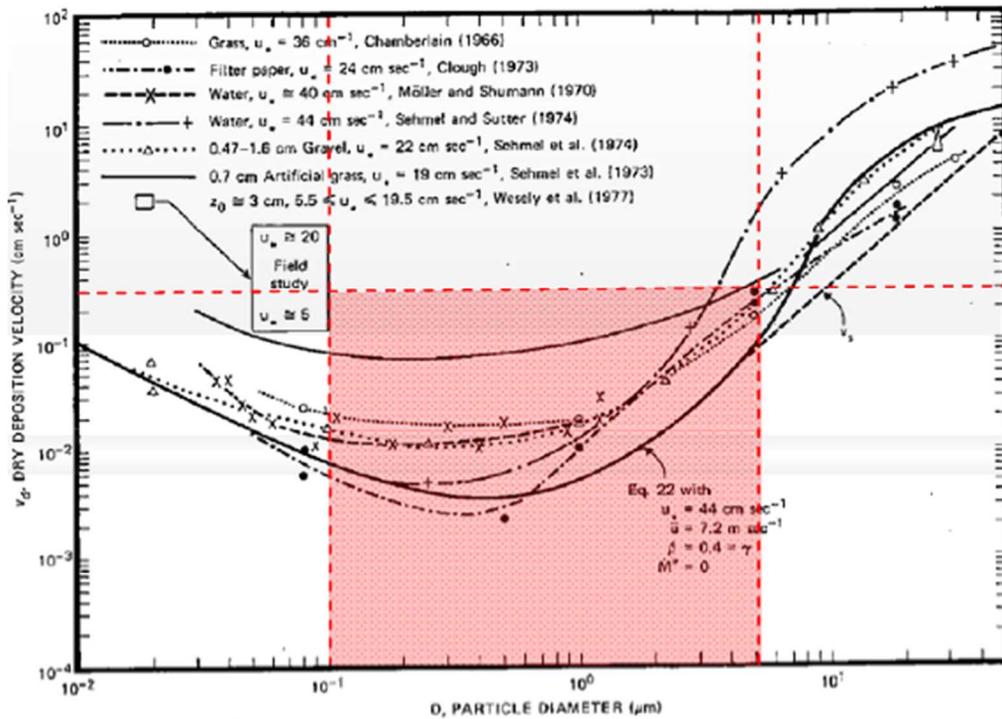


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁷⁻²¹ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain 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乾性沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{※2})

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

※2 W.G.N. Slinn: 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)

重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径について

重大事故等時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。

重大事故等時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、重大事故等時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、重大事故等時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重大事故等時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 重大事故等時のエアロゾル粒子の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	エアロゾル粒子の粒径(μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図1参照)	重大事故等時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とした比較試験
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、溶解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 が実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時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)	重大事故等時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	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS 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) Test LA2

※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

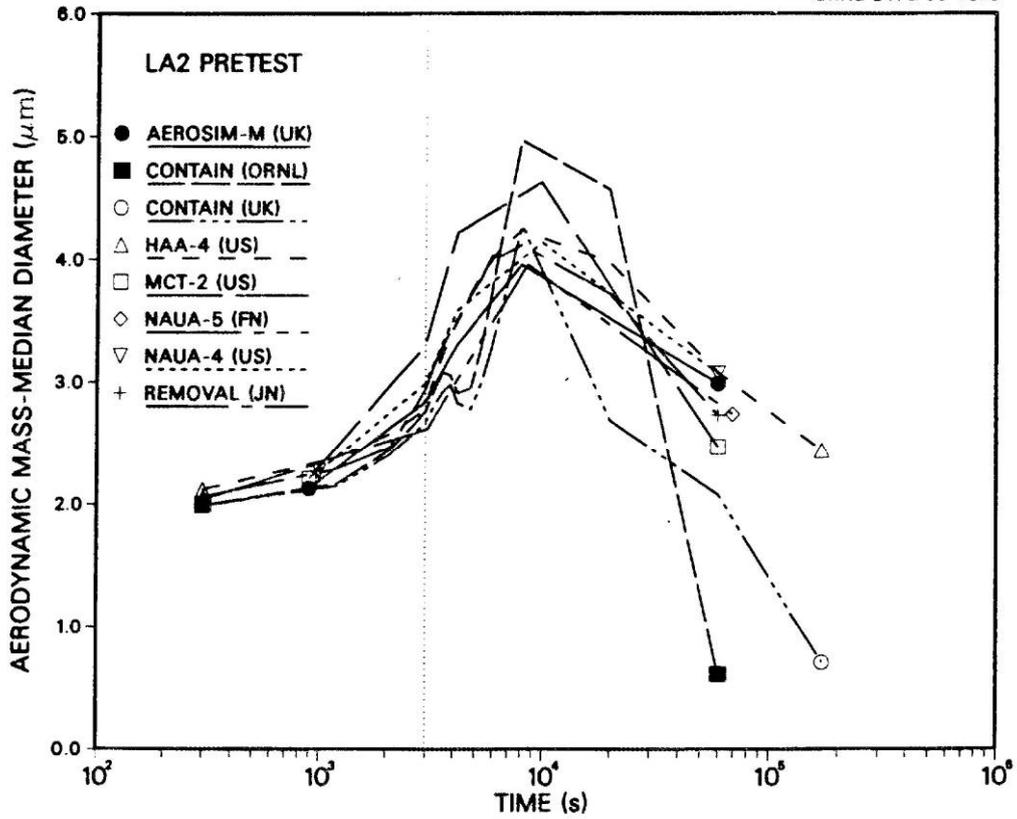


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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 PHÉBUS FP

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	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
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、重大事故等条件下での炉心燃料から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 3PSA 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 $10^{-4}\sim 10^{-2}\text{cm/s}$ 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、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾル粒子の乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

また、原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているが、エアロゾル粒子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

重大事故等時の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクによる防護係数を 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°C 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。

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

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

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%を担保できるように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。

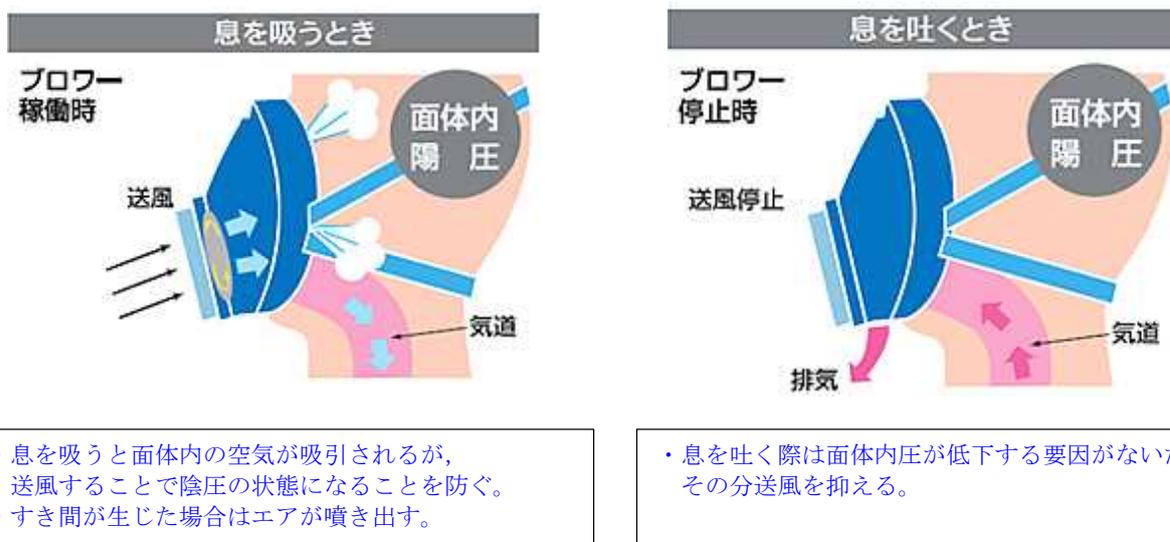


図 2-12-1 陽圧化マスクのイメージ
(興研株式会社 HP より一部抜粋)

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。

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

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（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）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 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(H₂O)を考慮したORIGEN2ライブラリ(gxh2obrm.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。

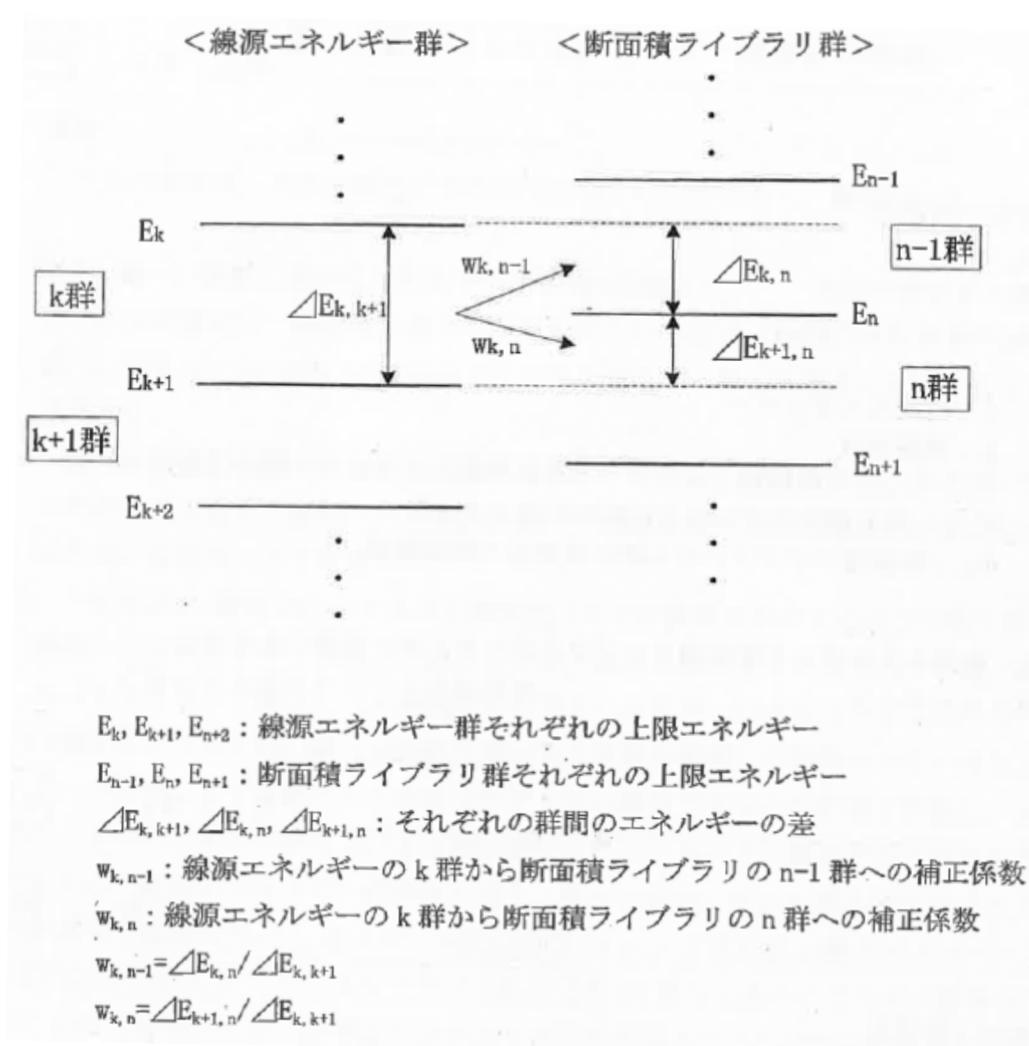


図 2-13-1 エネルギー群の変換方法

(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、中央制御室待避室周りの遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果は保守的に考慮せず、コントロール建屋の外壁及び 2 階床面の遮蔽効果のみを考慮した。評価点は中央制御室の中で線源となる原子炉建屋に最も近い点（北面：6 号炉からの影響評価時、南面：7 号炉からの影響評価時）とし、評価点高さは中央制御室の床面から 1.5m 高さとした。

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。評価点はコントロール建屋の入口とし、評価点高さは地面から 1.5m 高さとした。

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ことが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ことが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	
		6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
中央制御室 滞在時	1日	約 1.9×10^{-1}	約 5.8×10^{-3}	約 9.6×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}
	2日	約 2.2×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 1.6×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}
	3日	約 2.4×10^{-1}	約 6.6×10^{-3}	約 2.2×10^{-4}	約 6.1×10^{-4}
	4日	約 2.5×10^{-1}	約 6.8×10^{-3}	約 2.7×10^{-4}	約 7.6×10^{-4}
	5日	約 2.6×10^{-1}	約 6.9×10^{-3}	約 3.2×10^{-4}	約 9.1×10^{-4}
	6日	約 2.7×10^{-1}	約 7.0×10^{-3}	約 3.7×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}
	7日	約 2.8×10^{-1}	約 7.1×10^{-3}	約 4.1×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
入退域時	1日	約 6.9×10^0	約 4.9×10^{-3}	約 1.9×10^1	約 5.3×10^1
	2日	約 1.1×10^1	約 5.4×10^{-3}	約 4.9×10^1	約 1.5×10^2
	3日	約 1.4×10^1	約 5.6×10^{-3}	約 8.3×10^1	約 2.6×10^2
	4日	約 1.7×10^1	約 5.8×10^{-3}	約 1.2×10^2	約 3.8×10^2
	5日	約 2.0×10^1	約 5.9×10^{-3}	約 1.6×10^2	約 5.2×10^2
	6日	約 2.2×10^1	約 6.0×10^{-3}	約 2.1×10^2	約 6.8×10^2
	7日	約 2.5×10^1	約 6.1×10^{-3}	約 2.6×10^2	約 8.5×10^2

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	
		6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
中央制御室 滞在時	1日	約 1.9×10^{-1}	約 5.6×10^{-3}	約 9.5×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}
	2日	約 2.2×10^{-1}	約 6.2×10^{-3}	約 1.6×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}
	3日	約 2.2×10^{-1}	約 6.2×10^{-3}	約 1.9×10^{-4}	約 5.2×10^{-4}
	4日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.0×10^{-4}	約 5.7×10^{-4}
	5日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.2×10^{-4}	約 6.1×10^{-4}
	6日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.3×10^{-4}	約 6.5×10^{-4}
	7日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.4×10^{-4}	約 6.7×10^{-4}
入退域時	1日	約 6.8×10^0	約 4.8×10^{-3}	約 1.8×10^1	約 5.2×10^1
	2日	約 1.1×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 5.1×10^1	約 1.5×10^2
	3日	約 1.2×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 7.1×10^1	約 2.2×10^2
	4日	約 1.3×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 8.5×10^1	約 2.6×10^2
	5日	約 1.4×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 9.7×10^1	約 3.0×10^2
	6日	約 1.4×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 1.1×10^2	約 3.3×10^2
	7日	約 1.5×10^1	約 5.4×10^{-3}	約 1.1×10^2	約 3.6×10^2

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。評価モデルを図 2-14-1 に示す。

入退城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。

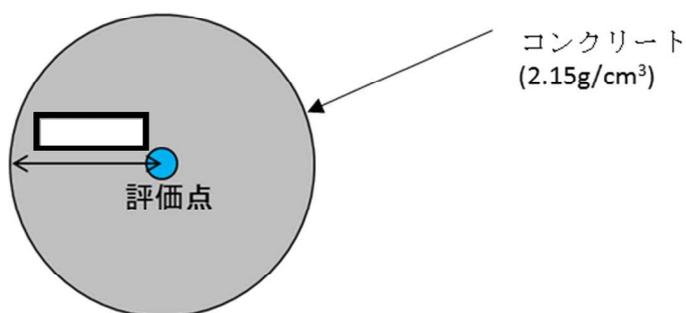


図 2-14-1 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル

(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、評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

【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_{kγ} : 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、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2007」(公益財団法人 原子力安全技術センター)に記載されている値を内挿することにより求めた。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 MATXSLIB-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	評価結果[mSv]	
		6号炉	7号炉
中央制御室滞在時	7日	約 1.9×10^0	約 3.2×10^0
入退域時	7日	約 2.8×10^2	約 5.6×10^2

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	評価結果[mSv]	
		6号炉	7号炉
中央制御室滞在時	7日	約 3.8×10^0	約 6.4×10^0
入退域時	7日	約 4.0×10^3	約 8.0×10^3

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（グラウ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

入退域時における被ばく線量は，コントロール建屋入口における相対濃度を用いて評価した単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]に，「External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil FGR-12 EPA-402-R-93-081. (1993) Table III.3」に記載の，地表面濃度から実効線量率への換算係数を乗じることで評価した。

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，コントロール建屋の屋上及びコントロール建屋周り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} : 単位面積当たりのエネルギー γ の photon の積算線源強度[photons/m²]

Q_k : 核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[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、中央制御室の中心位置の値として表 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 (H_2O) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値から求めた。

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 及び表 2-15-2 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
(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)	6 号炉	7 号炉
-	2.00×10^{-2}	約 3.9×10^{13}	約 6.5×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.2×10^{14}	約 2.0×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 2.8×10^{13}	約 4.6×10^{13}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.1×10^{13}	約 1.8×10^{13}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 4.6×10^{13}	約 7.6×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 6.3×10^{12}	約 1.0×10^{13}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.9×10^{14}	約 3.1×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.4×10^{15}	約 2.3×10^{15}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 7.2×10^{14}	約 1.2×10^{15}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.4×10^{14}	約 3.9×10^{14}
1.00×10^0	1.50×10^0	約 7.4×10^{13}	約 1.2×10^{14}
1.50×10^0	2.00×10^0	約 9.0×10^{12}	約 1.5×10^{13}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.7×10^{12}	約 4.4×10^{12}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 5.2×10^{10}	約 8.5×10^{10}
3.00×10^0	4.00×10^0	約 4.6×10^7	約 7.7×10^7
4.00×10^0	6.00×10^0	約 2.4×10^2	約 4.0×10^2
6.00×10^0	8.00×10^0	約 2.8×10^1	約 4.6×10^1
8.00×10^0	1.10×10^1	約 3.2×10^0	約 5.4×10^0

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
(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)	6 号炉	7 号炉
-	2.00×10^{-2}	約 5.9×10^{13}	約 1.0×10^{14}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.7×10^{14}	約 3.0×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 4.1×10^{13}	約 7.2×10^{13}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.8×10^{13}	約 3.2×10^{13}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 6.2×10^{13}	約 1.1×10^{14}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 1.0×10^{13}	約 1.8×10^{13}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.7×10^{14}	約 4.6×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.8×10^{15}	約 3.2×10^{15}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.1×10^{15}	約 2.0×10^{15}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 3.5×10^{14}	約 6.1×10^{14}
1.00×10^0	1.50×10^0	約 1.1×10^{14}	約 1.9×10^{14}
1.50×10^0	2.00×10^0	約 1.2×10^{13}	約 2.1×10^{13}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 3.7×10^{12}	約 6.4×10^{12}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.1×10^{10}	約 1.2×10^{11}
3.00×10^0	4.00×10^0	約 6.5×10^7	約 1.1×10^8
4.00×10^0	6.00×10^0	約 4.1×10^2	約 7.1×10^2
6.00×10^0	8.00×10^0	約 4.7×10^1	約 8.2×10^1
8.00×10^0	1.10×10^1	約 5.4×10^0	約 9.4×10^0

(2) 評価体系

a. 線源領域

コントロール建屋屋上及びコントロール建屋周辺の地表面を線源領域とした。

コントロール建屋屋上は平坦であるとし、線源領域の面積はコントロール建屋の屋上の面積（ $2478\text{m}^2=42\text{m}\times 59\text{m}$ ）と同一とした。

コントロール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ほぼ飽和するコントロール建屋中心から半径500m以内とした。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から図2-15-3に示す。

b. 遮蔽及び評価点

グラウンドシャインガンマ線の評価においては、コントロール建屋の外壁・2階床・天井のコンクリートのみを遮蔽として考慮した。コントロール建屋の評価モデルの断面図を図2-15-2に、平面図及び評価点を図2-15-3に示す。遮蔽の厚さは薄い部分で代表し、東側の外壁の厚さは□□□□，それ以外は全て□□□□とした。また、コンクリートの組成は普通コンクリート（密度 $2.15\text{g}/\text{cm}^3$ ）とした。なお、中央制御室待避室では、鉛カーテン等の追加遮蔽を設けるが、グラウンドシャインガンマ線による影響の評価に当たっては上記以外の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、地表面の線源からのグラウンドシャインガンマ線と、コントロール建屋の屋上の線源からのグラウ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点を選定し、各評価点における評価結果の和をグラウンドシャインガンマ線の評価結果とした。なお、評価点高さは中央制御室の床面から1.5m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

グラウンドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表2-15-3及び表2-15-4に示す。

表 2-15-3 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[mSv]		
			6号炉	7号炉	合計
中央制御室 滞在時	地表面沈着分	7日	約 1.6×10^0	約 2.7×10^0	約 4.3×10^0
	屋上沈着分	7日	約 4.2×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^0
	合計	7日	約 2.0×10^0	約 3.4×10^0	約 5.4×10^0
入退域時	合計	7日	約 1.2×10^3	約 2.4×10^3	約 3.6×10^3

表 2-15-4 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[mSv]		
			6号炉	7号炉	合計
中央制御室 滞在時	地表面沈着分	7日	約 2.4×10^0	約 4.2×10^0	約 6.6×10^0
	屋上沈着分	7日	約 6.2×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.7×10^0
	合計	7日	約 3.0×10^0	約 5.3×10^0	約 8.3×10^0
入退域時	合計	7日	約 1.7×10^3	約 3.8×10^3	約 5.5×10^3

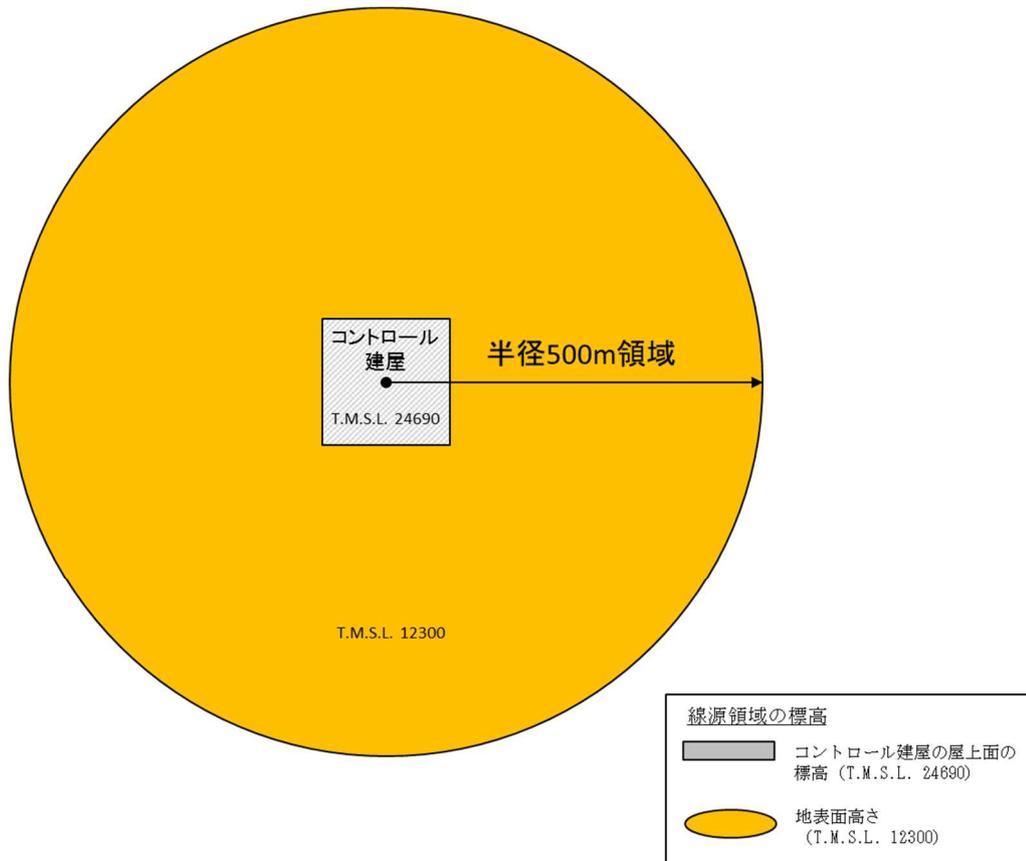


図2-15-1 線源領域 (灰色及び橙色が線源とした領域)

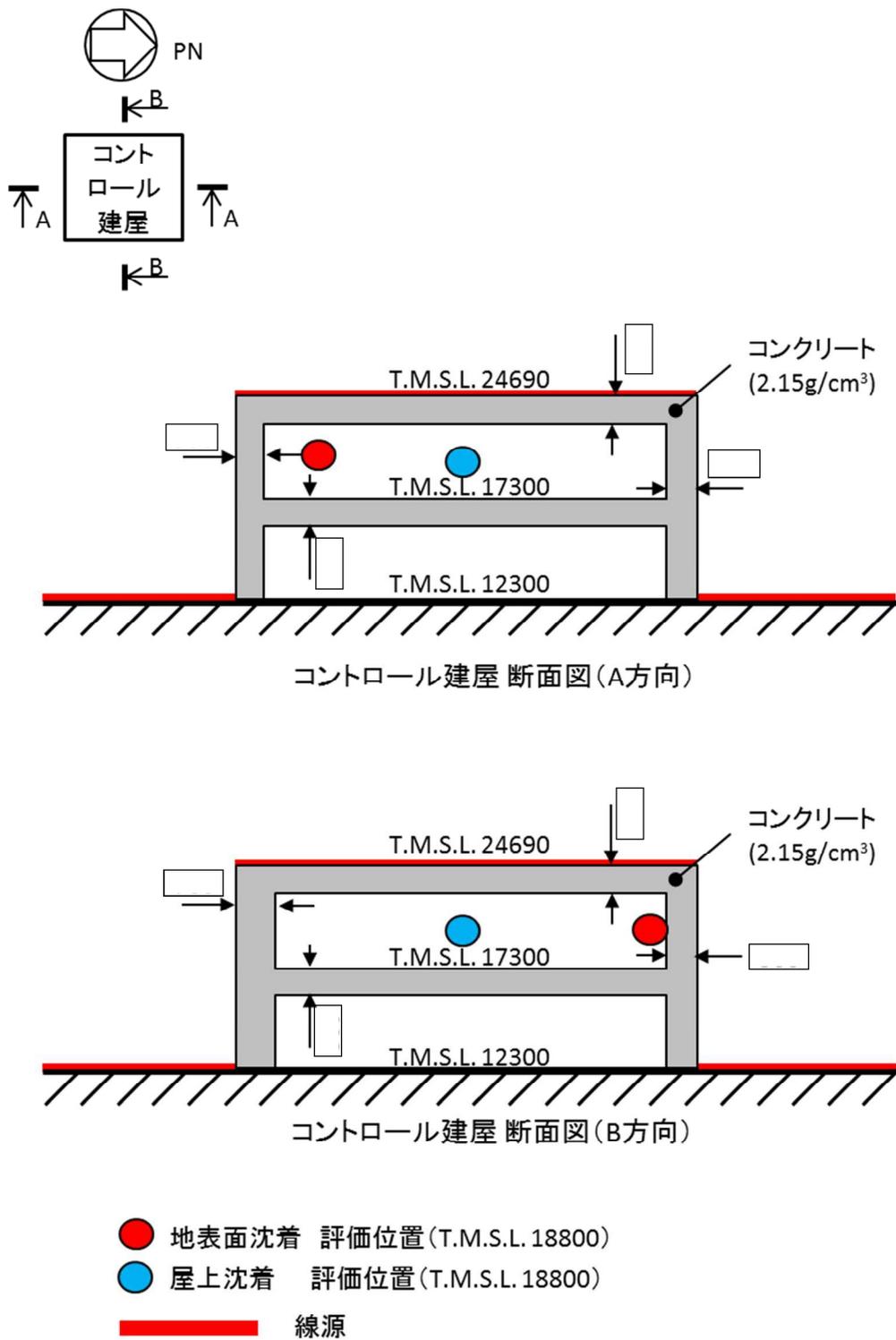
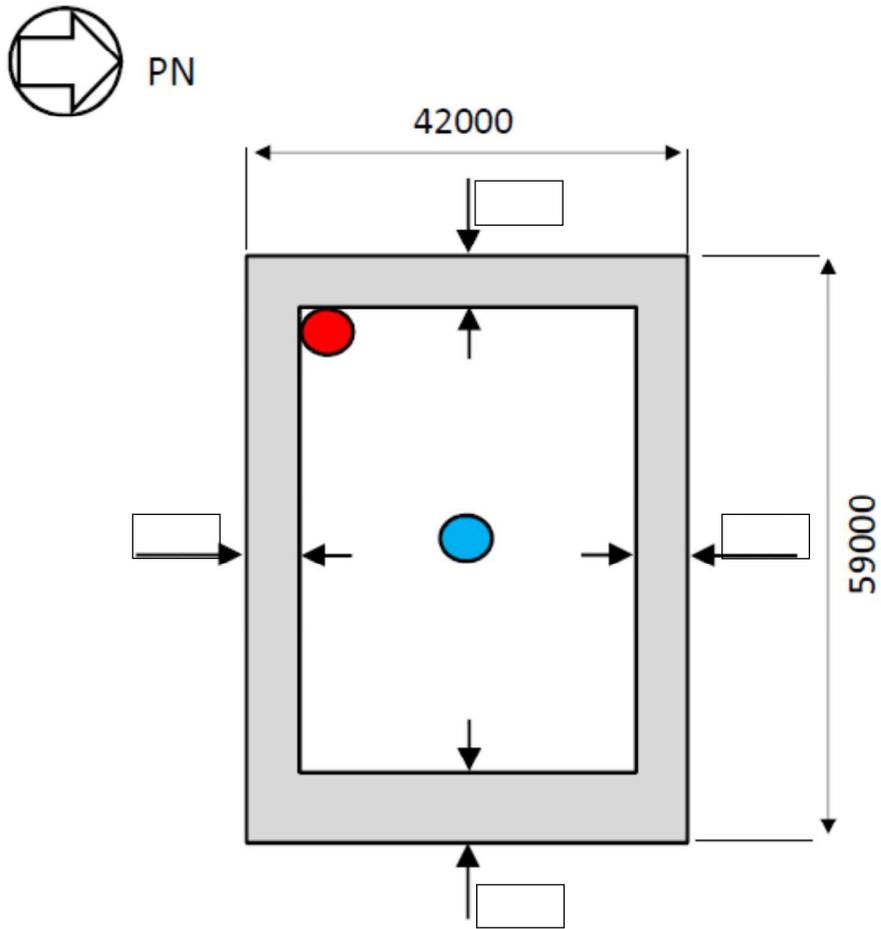


図2-15-2 評価モデルの断面図及び評価点



- 地表面沈着 評価位置 (T.M.S.L. 18800)
- 屋上沈着 評価位置 (T.M.S.L. 18800)

コントロール建屋 平面図

図2-15-3 評価モデルの平面図及び評価点

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】

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

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

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

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

$m_{0k}(t)$: 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エネルギー [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】

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

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

$m_{ok}(t)$: 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]

$M_{ok}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射エネルギー[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。

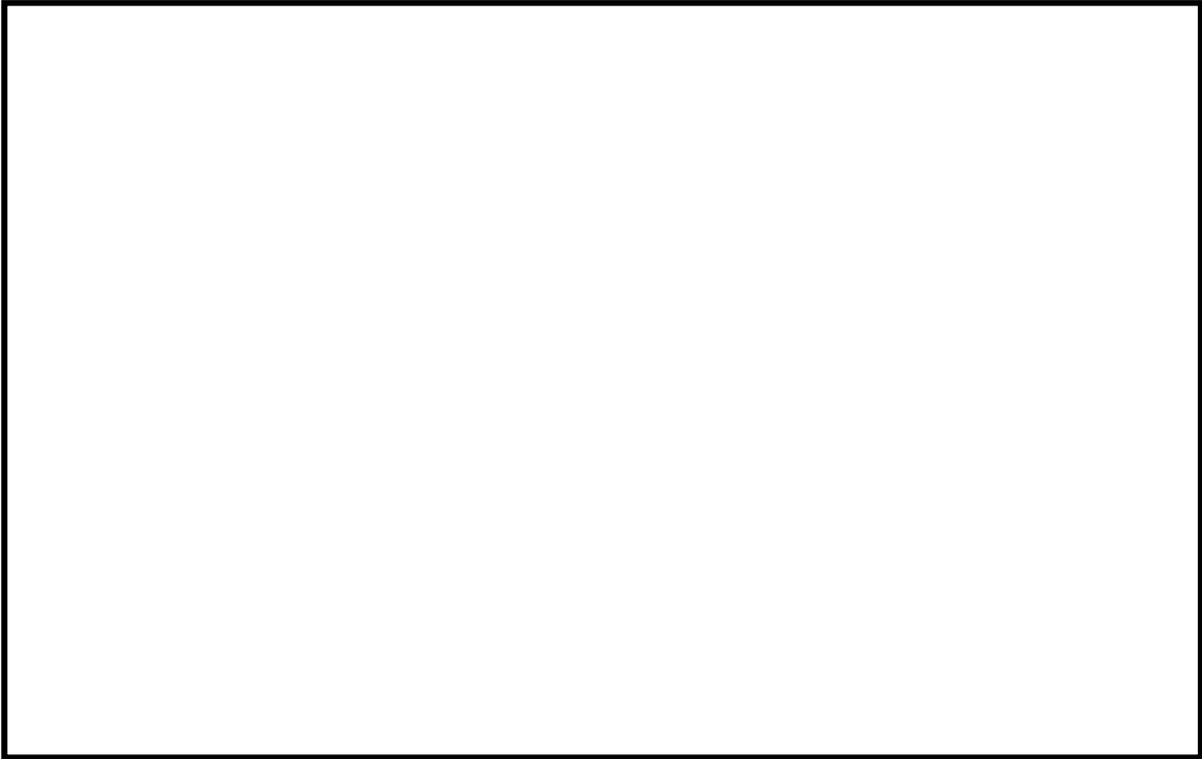


図 2-16-1 コントロール建屋

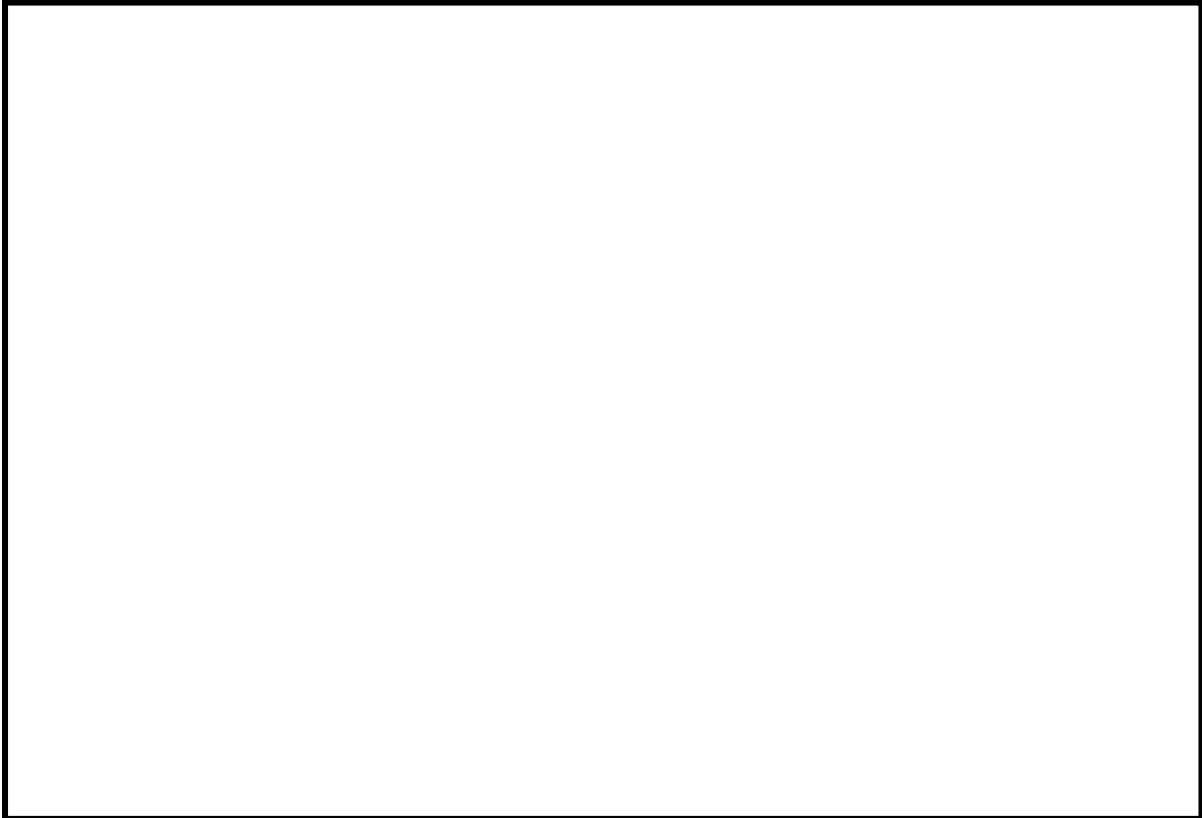


図 2-16-2 中央制御室

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。

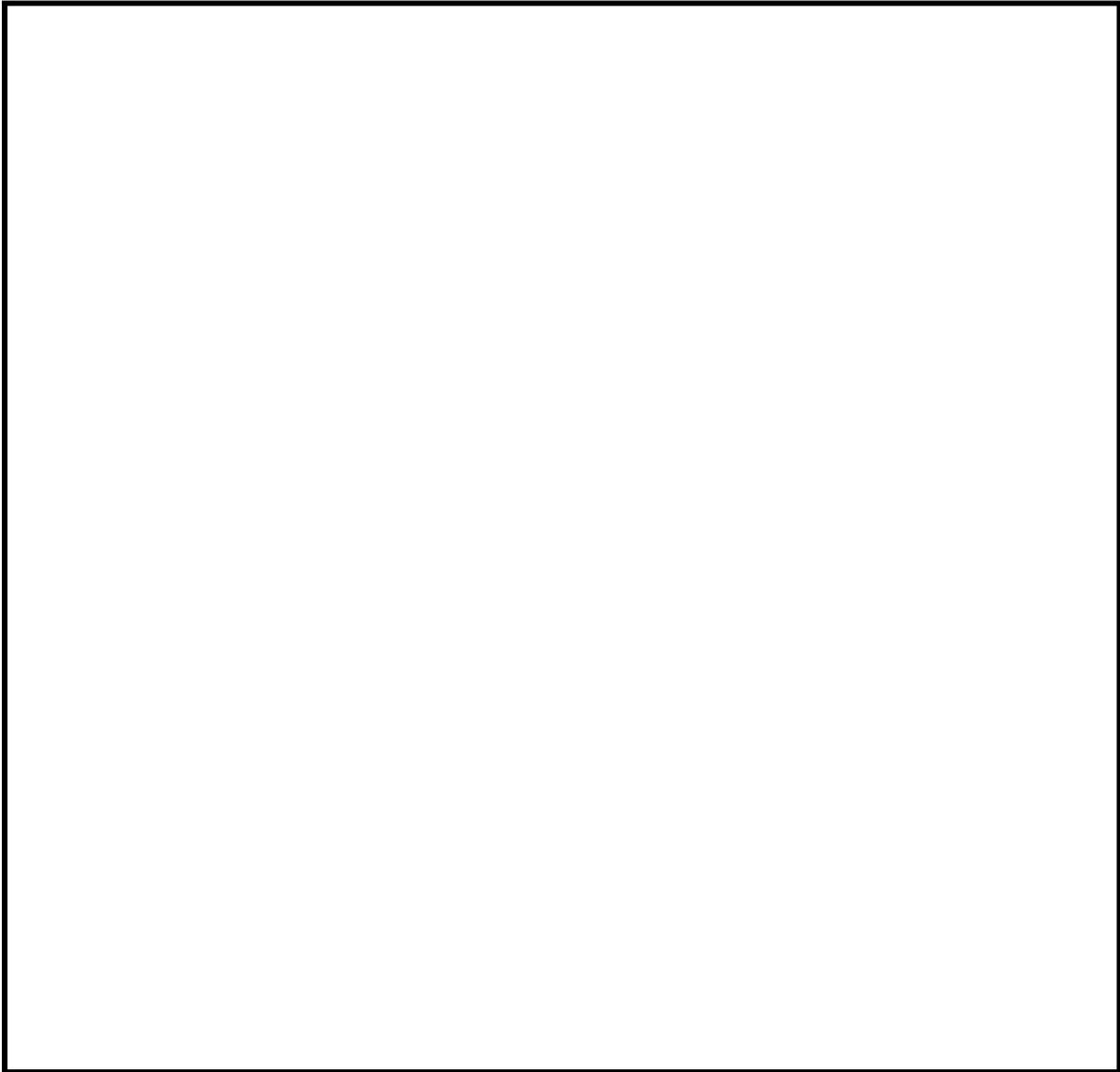


図 2-16-3 中央制御室待避室

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。

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

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} [m ³ /s]
H _∞	: 呼吸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(t)	: 時刻 t における核種の環境放出率[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	評価結果[mSv] ^{※2}	
		6号炉	7号炉
入退域時	7日 ^{※1}	約 2.5×10^4	約 5.2×10^4

※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	積算日数	評価結果[mSv] ^{※2}	
		6号炉	7号炉
入退域時	7日 ^{※1}	約 2.4×10^4	約 5.0×10^4

※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 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、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（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくの評価方法を示す。

なお、フィルタ装置内（スクラバ水及び金属フィルタ）の放射性物質からの直接ガンマ線については、厚さ 以上の普通コンクリートに遮蔽されること及び線源強度から、当該線源からのスカイシャインガンマ線及び他の線源からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線と比較し、十分小さいとして評価の対象外とした。

1. 評価条件

1.1 線源モデル

a. よう素フィルタ

有機よう素及び無機よう素が、よう素フィルタ内に取り込まれるものとした。保守的な想定として、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量が、格納容器ベント直後によう素フィルタ内に移行するものとした。格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質の流入割合（停止時炉内内蔵量に対する割合）を表 2-18-1 に示す。

直接ガンマ線の線源モデルは点線源とし、当該点線源の線源強度は、取り込まれた放射性物質を 1 点に集約することによって求めた^{※1}。

また、スカイシャインガンマ線の線源モデルも点線源とした。ただし、当該点線源の線源強度は、よう素フィルタによる自己遮蔽を考慮するため、以下の手順で評価した。

①QAD-CGGP2R コードを用いて図 2-18-1 に示す形状のよう素フィルタの体積線源^{※1}から 500m 上空の直接ガンマ線の線量を評価する。

②QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。

※1 「直接ガンマ線の点線源の線源強度」と、「スカイシャインガンマ線の点線源の線源強度の評価に用いた体積線源の線源強度」は同一。表 2-18-2 を参照。

b. フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）

無機よう素及び粒子状放射性物質が、フィルタ装置内に取り込まれるものとした。保守的な想定として、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素

及び粒子状放射性物質の総量が、格納容器ベント直後にフィルタ装置内に移行するものとした。

フィルタ装置はスクラバ水と金属フィルタで構成されていることから、フィルタ装置内の線源は、スクラバ水部分と金属フィルタ部分の2領域に分けた。粒子状放射性物質は大部分がスクラバ水で除去された後、残りが金属フィルタで除去されるため、フィルタ装置内の線源は9割がスクラバ水部分に存在し、残りの1割が金属フィルタ部分に存在するものとした。なお、無機よう素はスクラバ水でのみ除去されるが、粒子状放射性物質と同様の存在割合を想定した。この想定は、より放出角度の大きい金属フィルタ(図2-18-17及び図2-18-18参照)に一部存在するという想定であることから保守的な結果を与える。

金属フィルタ及びスクラバ水のスカイシャインガンマ線の線源モデルは点線源とした。当該点線源の線源強度は、金属フィルタ及びスクラバ水周りの鉄遮蔽並びにスクラバ水の自己遮蔽を考慮するため、以下の手順で評価した。

- ①QAD-CGGP2R コードを用いて図2-18-2に示す形状のスクラバ水の体積線源^{※2}及び金属フィルタの点線源^{※2}から各々500m上空の直接ガンマ線の線量を評価する。
- ②QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。

※2「金属フィルタの点線源の線源強度」及び「スクラバ水の体積線源の線源強度」は、表2-18-2を参照。

c. 配管

無機よう素及び粒子状放射性物質が配管内に付着するものとし、希ガス及び有機よう素は配管内に付着しないものと想定した。ここで、配管内の放射性物質の付着割合としては、格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が配管100mに付着するものとした(付着割合:10%/100m)。なお、保守的な想定として、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入す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配管に移行し、上記の付着割合で配管に付着するものとした。

よう素フィルタの下流側の配管については、流入前にフィルタ装置及びよう素フィルタにて大部分の放射性物質が除去されることから、当該配管内に付着する放射性物質の被ばくへの影響は、他の線源による影響と比べ十分小さいとして評価の対象外とした。

直接ガンマ線の線源モデルは体積線源^{※3}とした。評価に用いた線源モデルを図2-18-19に示す。なお、配管長さは、配管周りの遮蔽を考慮する場合は100m、配管周りの遮蔽を考慮しない場合は0.5mとし、各々の場合における6号及び7号炉の屋外の

配管長さを包絡する長さとした。(評価モデルの作成において参照した配管の配置図を図 2-18-4 から図 2-18-7 に示す。)

スカイシャインガンマ線の線源モデルは点線源とし、当該点線源の線源強度は、以下の手順で評価した。

①QAD-CGGP2R コードを用いて図 2-18-3 に示す形状の配管の体積線源^{※3}から 500m 上空の直接ガンマ線の線量を評価する。なお、配管長さは、6 号及び 7 号炉の屋外の配管のうち、上部に遮蔽のない配管長さを包絡する長さとして 10m とした。

②QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。

※3 配管 100m の体積線源の線源強度は、表 2-18-2 を参照。

表2-18-1 放射性物質の格納容器圧力逃がし装置への流入割合

	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross値)	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流入割合 (事故発生から168時間後時点) [-]
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 9.2×10^{-1}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 3.3×10^{-2}
Cs類	約 1.3×10^{18}	約 2.6×10^{-6}
Te類	約 9.5×10^{18}	約 5.2×10^{-7}
Ba類	約 2.9×10^{19}	約 2.1×10^{-7}
Ru類	約 2.9×10^{19}	約 2.6×10^{-8}
La類	約 6.5×10^{19}	約 2.1×10^{-9}
Ce類	約 8.9×10^{19}	約 5.2×10^{-9}

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。

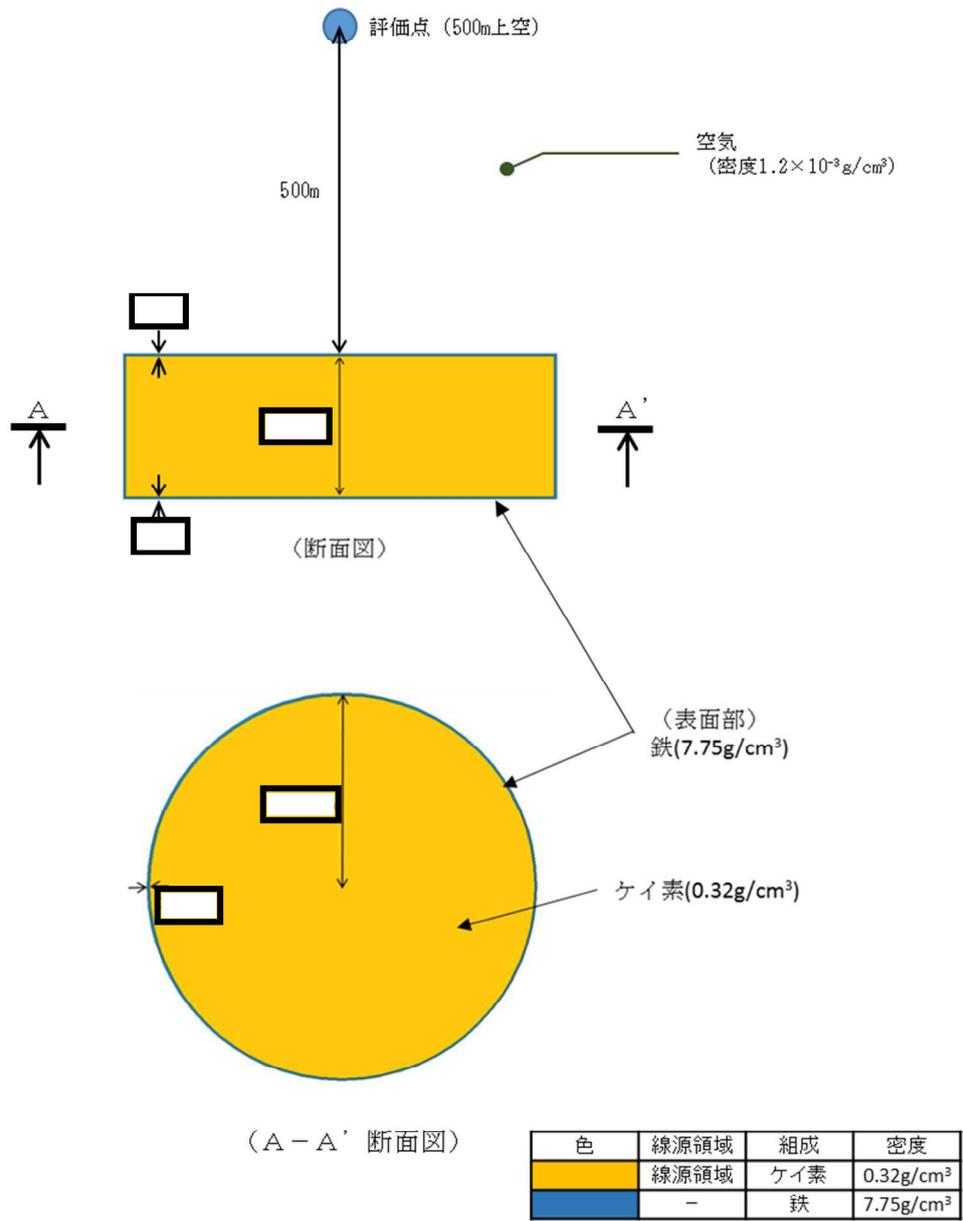


図 2-18-1 体積線源モデル図 (よう素フィルタ)

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。

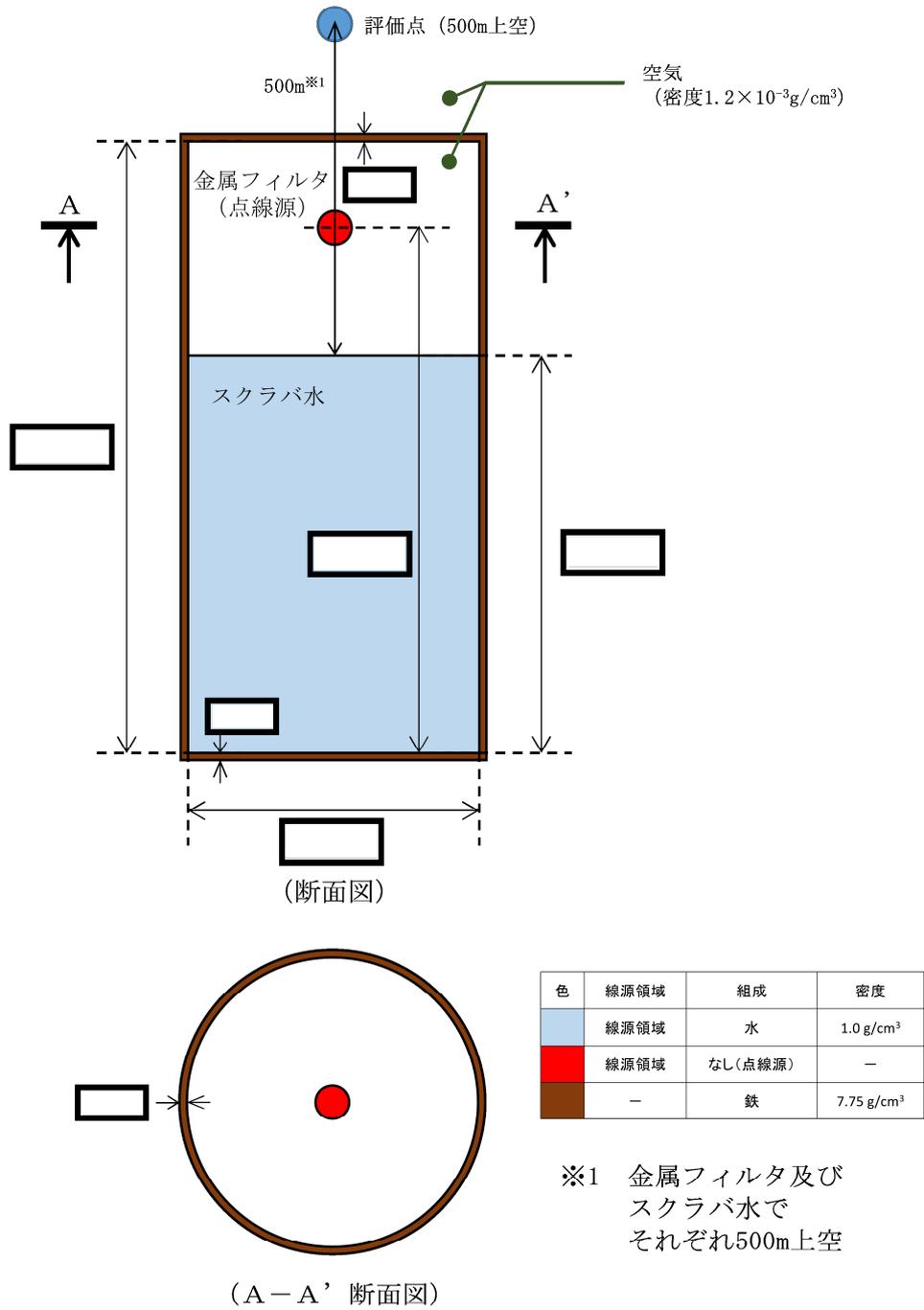
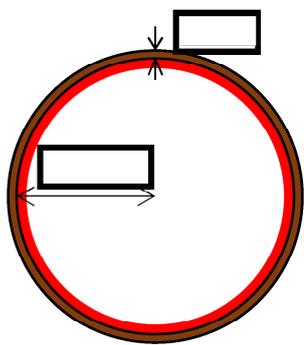
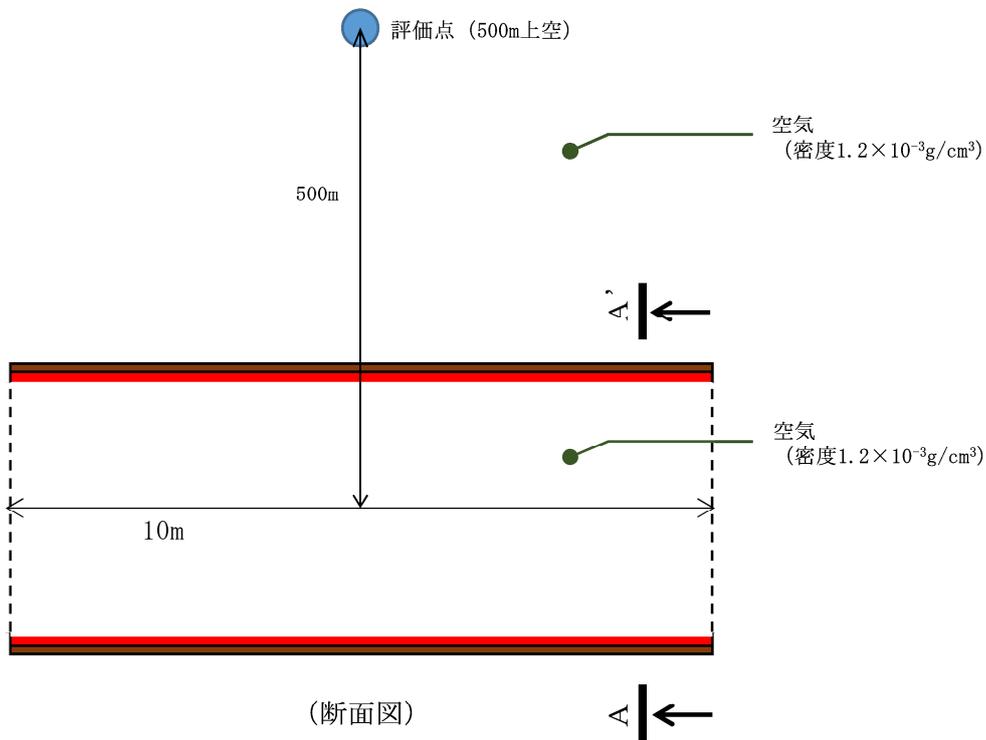


図 2-18-2 体積線源モデル図 (スクラバ水)

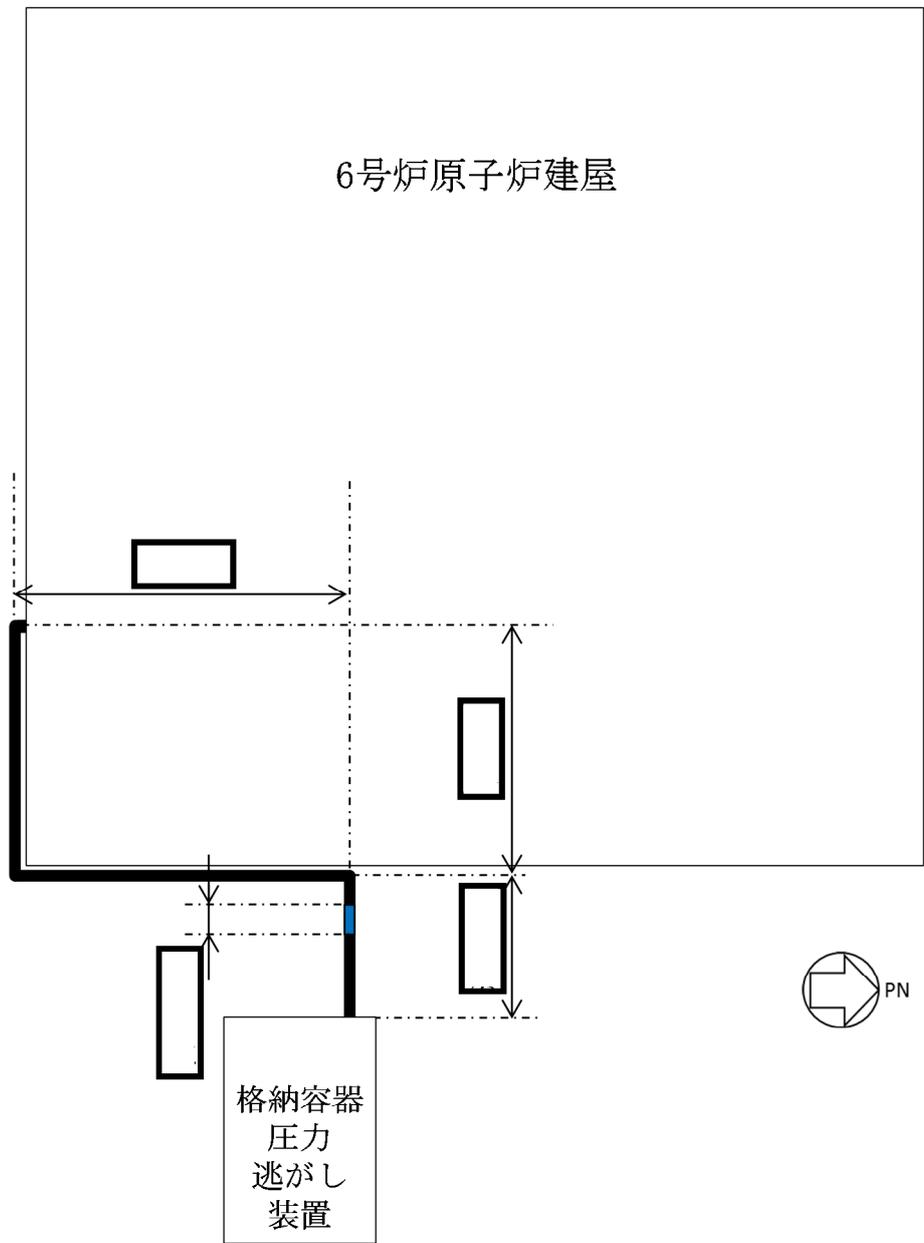
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



色	線源領域	組成	密度
赤	線源領域	空気	$1.2 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$
茶	-	鉄	7.75g/cm^3

図 2-18-3 体積線源モデル図 (配管)

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。



黒線部分：上部 厚さの鉄板
側面及び下面を の鉄板で遮蔽
青線部分：上面・側面・下面ともに遮蔽なし

図 2-18-4 配管配置(平面図)(6号炉)

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。

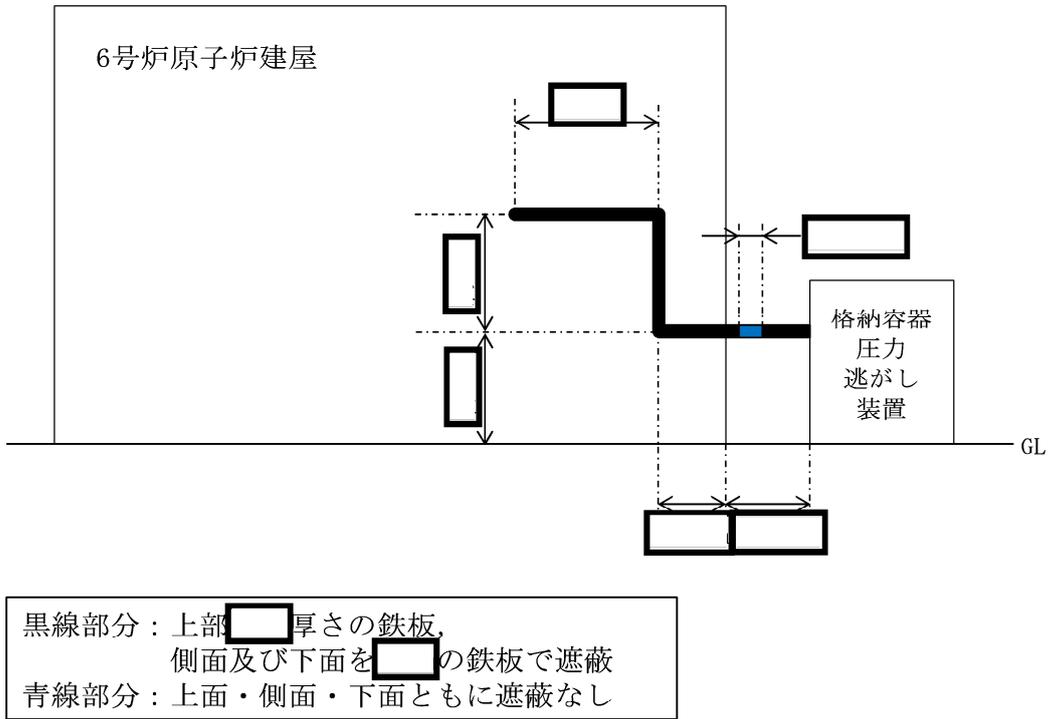


図 2-18-5 配管配置(断面図)(6号炉)

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。

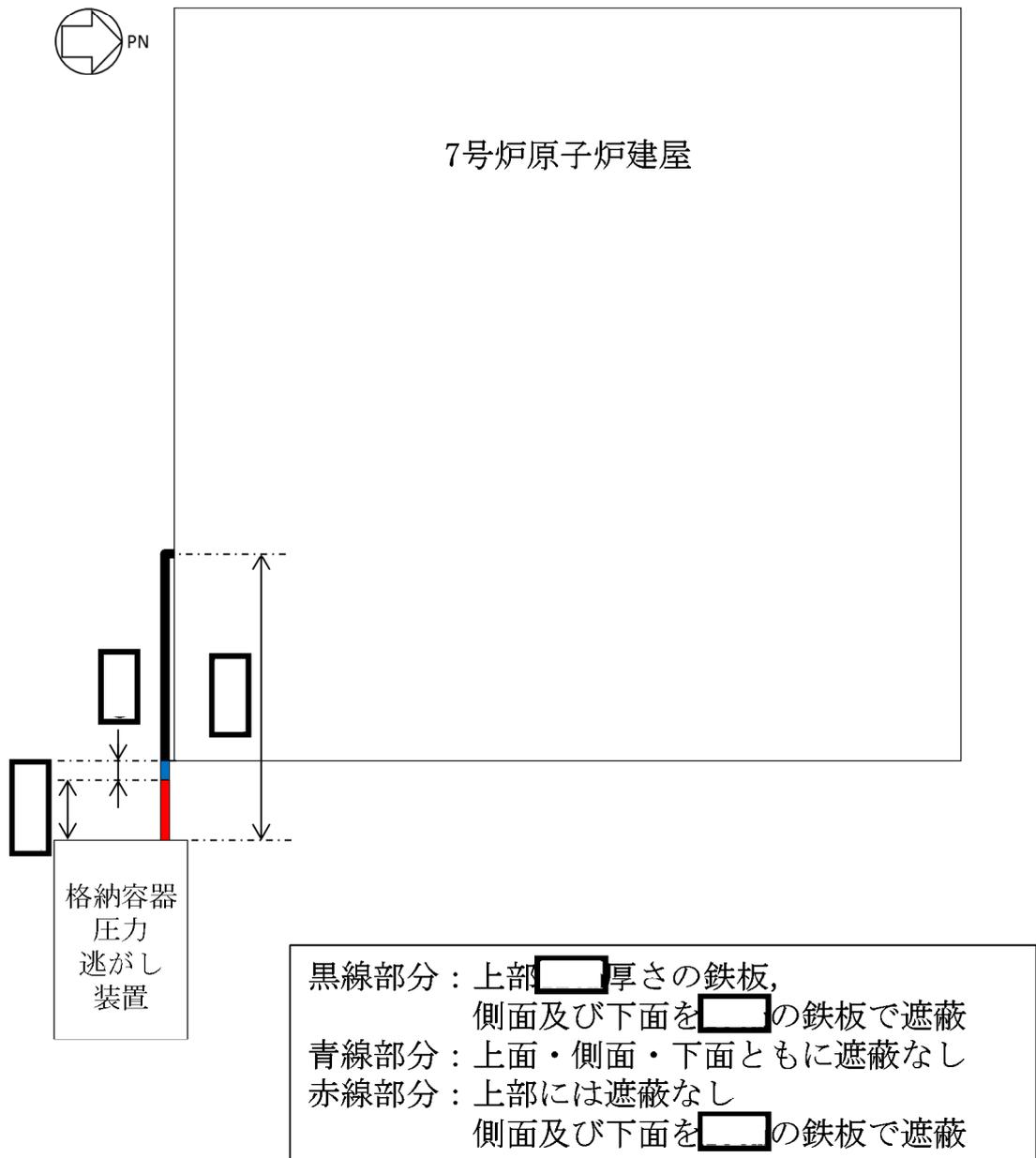
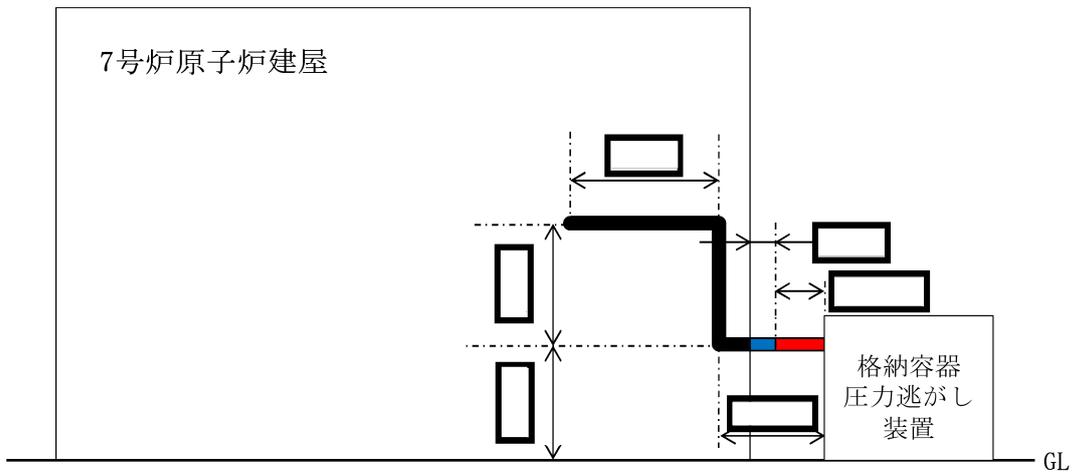


図 2-18-6 配管配置(平面図)(7号炉)

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。



黒線部分：上部 厚さの鉄板，
側面及び下面を の鉄板で遮蔽
青線部分：上面・側面・下面ともに遮蔽なし
赤線部分：上部には遮蔽なし
側面及び下面を の鉄板で遮蔽

図 2-18-7 配管配置(断面図)(7号炉)

1.2 線源強度

格納容器ベント開始時刻におけるよう素フィルタの線源強度[photons/s]は、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量が、格納容器ベント開始時刻によう素フィルタ内に移行すると想定し算出した。また、フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）については無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が移行し、配管については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、よう素フィルタ及び配管の線源強度は時間減衰を考慮し、フィルタ装置の線源強度は時間減衰を考慮しないものとした。

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格納容器圧力逃がし装置への流入割合（評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する総量）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、無機よう素及び有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2-18-2に示す。

表 2-18-2 各線源領域の線源強度（格納容器ベント開始直後）
（6号及び7号炉で同一）

エネルギー(MeV)		線源強度			
		フィルタ装置及びよう素フィルタ：[photons/s]		配管：[photons/ (s・100m)]	
下限	上限 (代表エネルギー)	フィルタ装置		配管	よう素 フィルタ※1
		スクラバ水	金属 フィルタ		
—	2.00×10^{-2}	約 7.2×10^{14}	約 8.0×10^{13}	約 8.0×10^{13}	約 7.1×10^{16}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.1×10^{14}	約 2.4×10^{13}	約 2.4×10^{13}	約 2.1×10^{16}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.1×10^{14}	約 1.2×10^{13}	約 1.2×10^{13}	約 1.0×10^{16}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.3×10^{14}	約 1.4×10^{13}	約 1.4×10^{13}	約 1.3×10^{16}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.0×10^{14}	約 1.1×10^{13}	約 1.1×10^{13}	約 1.0×10^{16}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.1×10^{13}	約 5.7×10^{12}	約 5.7×10^{12}	約 5.0×10^{15}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.0×10^{14}	約 2.2×10^{13}	約 2.2×10^{13}	約 1.9×10^{16}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 9.9×10^{14}	約 1.1×10^{14}	約 1.1×10^{14}	約 9.8×10^{16}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.0×10^{15}	約 3.4×10^{14}	約 3.4×10^{14}	約 3.0×10^{17}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 1.6×10^{15}	約 1.7×10^{14}	約 1.7×10^{14}	約 1.6×10^{17}
1.00×10^0	1.50×10^0	約 3.9×10^{14}	約 4.3×10^{13}	約 4.3×10^{13}	約 3.8×10^{16}
1.50×10^0	2.00×10^0	約 4.1×10^{13}	約 4.5×10^{12}	約 4.5×10^{12}	約 4.0×10^{15}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.5×10^{13}	約 2.8×10^{12}	約 2.8×10^{12}	約 2.4×10^{15}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 5.7×10^{11}	約 6.4×10^{10}	約 6.4×10^{10}	約 5.6×10^{13}
3.00×10^0	4.00×10^0	約 1.0×10^7	約 1.1×10^6	約 1.1×10^6	0
4.00×10^0	6.00×10^0	約 1.2×10^6	約 1.3×10^5	約 1.3×10^5	0
6.00×10^0	8.00×10^0	約 6.1×10^{-1}	約 6.8×10^{-2}	約 6.8×10^{-2}	0
8.00×10^0	1.10×10^1	約 7.1×10^{-2}	約 7.9×10^{-3}	約 7.9×10^{-3}	0

※1 よう素フィルタ本体2基分

1.3 評価点

a. 評価点の位置

中央制御室滞在時の評価点は、中央制御室内でよう素フィルタ及びフィルタ装置に最も近い位置として図 2-18-8 に示す点を選定した。入退域時の評価点は、アクセスルートよりもフィルタ装置及びよう素フィルタに近い点として、図 2-18-8 に示す点を選定した。各評価点の線源からの水平距離を表 2-18-3 及び表 2-18-4 に示す。

b. 評価点の高さ

直接ガンマ線の評価において、評価点の高さは中央制御室滞在時及び入退域時ともに各線源と同じ高さとした。スカイシャインガンマ線の評価においては、中央制御室滞在時は中央制御室の天井面高さ、入退域時は地表面から 1.5m 高さとした。

c. 評価点周りの遮蔽

中央制御室滞在時の評価においては、評価点が遮蔽で覆われているものとして評価した。遮蔽厚さは、中央制御室が属するコントロール建屋の遮蔽を考慮し、コンクリートで [] と設定した。評価点周りの遮蔽モデルを図 2-18-9 に示す。なお、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。

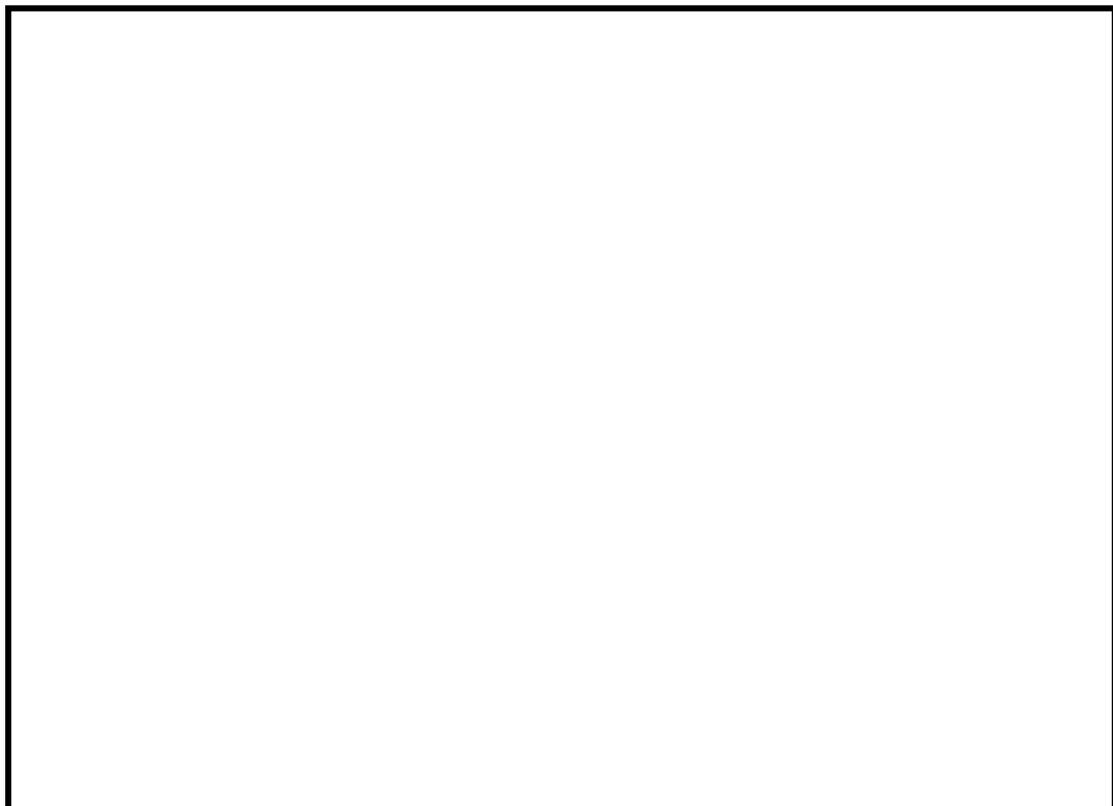


図 2-18-8 アクセスルート並びに線源及び評価点位置（中央制御室滞在時及び入退域時）

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。

表 2-18-3 各評価点の線源からの水平距離^{※1} (入退域時)

評価点	線源			
	フィルタ装置及びよう素フィルタ (フィルタ装置中心からの距離)		配管 (最近接点からの距離)	
	6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
6号炉格納容器ベント実施時の評価点	約 48m	-	約 56m	-
7号炉格納容器ベント実施時の評価点	-	約 49m	-	約 49m

※1 小数点第一位を切り捨て

表 2-18-4 各評価点の線源からの水平距離^{※1} (中央制御室滞在時)

評価点	線源			
	フィルタ装置及びよう素フィルタ (フィルタ装置中心からの距離)		配管 (最近接点からの距離)	
	6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
6号炉格納容器ベント実施時の評価点	約 49m	-	約 29m	-
7号炉格納容器ベント実施時の評価点	-	約 66m	-	約 61m

※1 小数点第一位を切り捨て

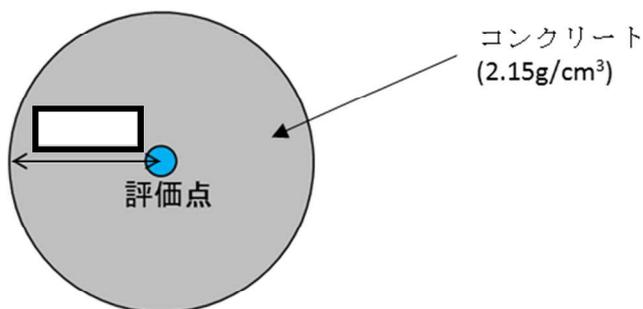


図 2-18-9 中央制御室滞在時における評価点周りの遮蔽モデル

1.4 評価体系

a. よう素フィルタ

中央制御室滞在時及び入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系を図 2-18-10 及び図 2-18-11 に示す。スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは、よう素フィルタ上端の高さとした。

スカイシャインガンマ線の評価に用いた放出角度は、図 2-18-12 に示すよう素フィルタ及びフィルタベント遮蔽壁の配置を基に算出した。放出角度を図 2-18-13 に示す。

b. フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）

中央制御室滞在時及び入退域時のスカイシャインガンマ線の評価体系を図 2-18-14 及び図 2-18-15 に示す。スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは、スクラバ水上端及び金属フィルタ上端の高さとした。

スカイシャインガンマ線の評価に用いた放出角度は、図 2-18-16 に示すスクラバ水及び金属フィルタ並びにフィルタベント遮蔽壁の配置を基に算出した。放出角度を図 2-18-17 及び図 2-18-18 に示す。

c. 配管

中央制御室滞在時及び入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系を図 2-18-19 及び図 2-18-20 に示す。

スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは、図 2-18-5 及び図 2-18-7 に赤線又は青線で示した配管の中心高さとした。また、放出角度は、180 度とした。

1.5 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。また、スカイシャインガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コード[※]及び G33-GP2R 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。

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。

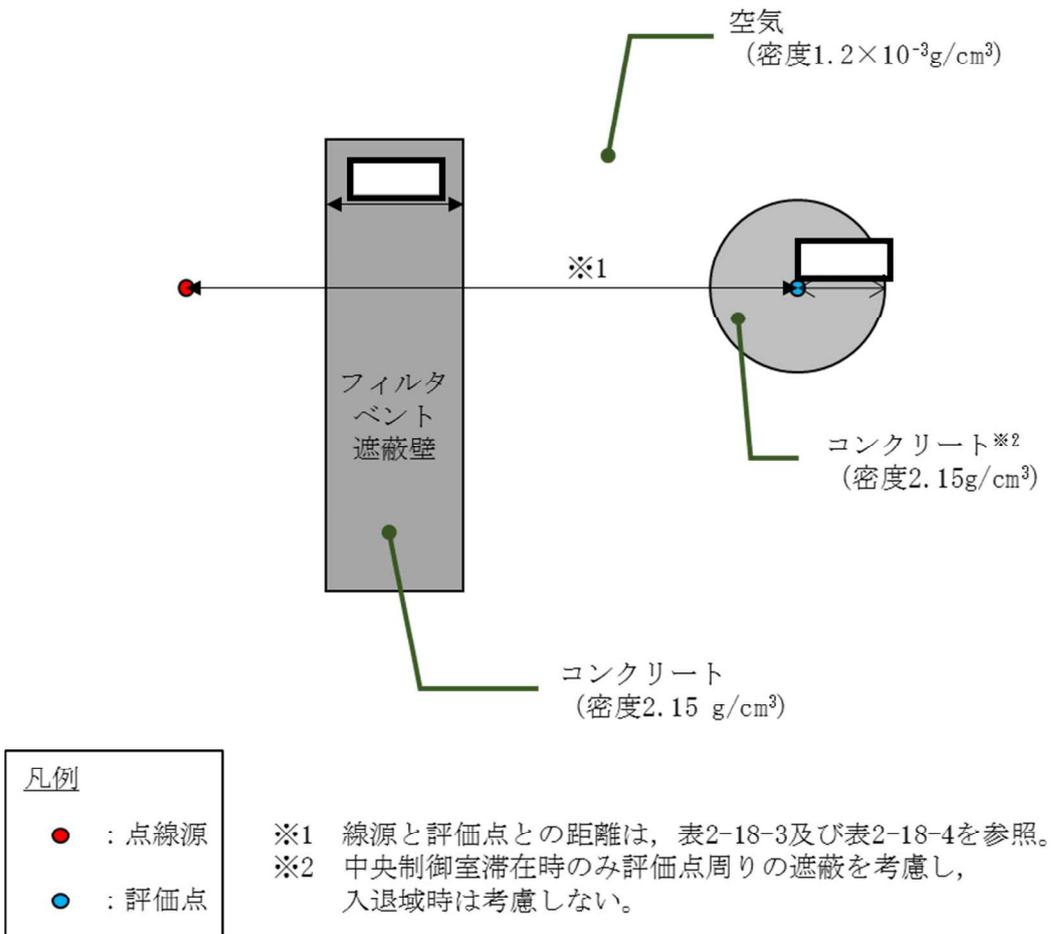


図 2-18-10 評価モデル (直接ガンマ線, よう素フィルタ)

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。

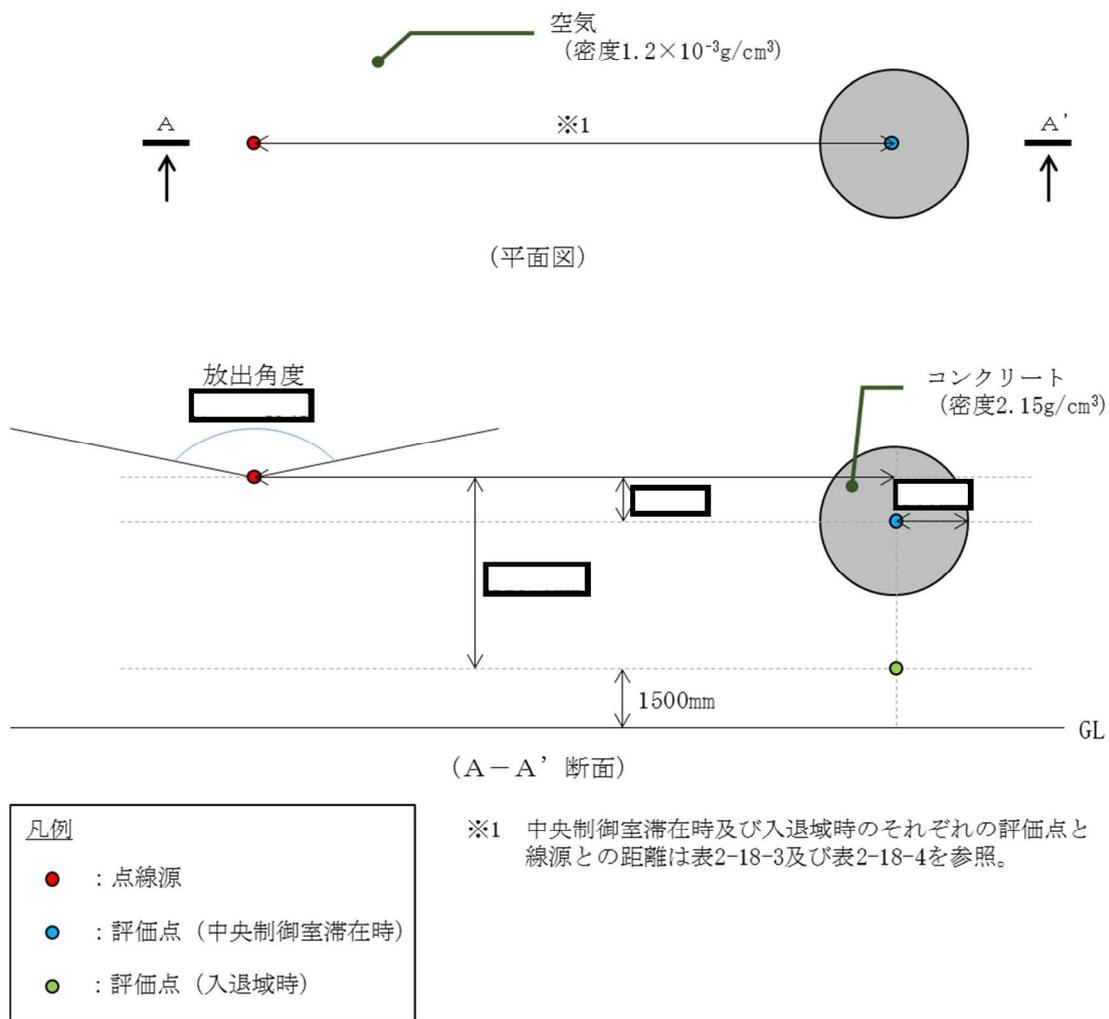


図 2-18-11 評価モデル (スカイシャインガンマ線, よう素フィルタ)

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。

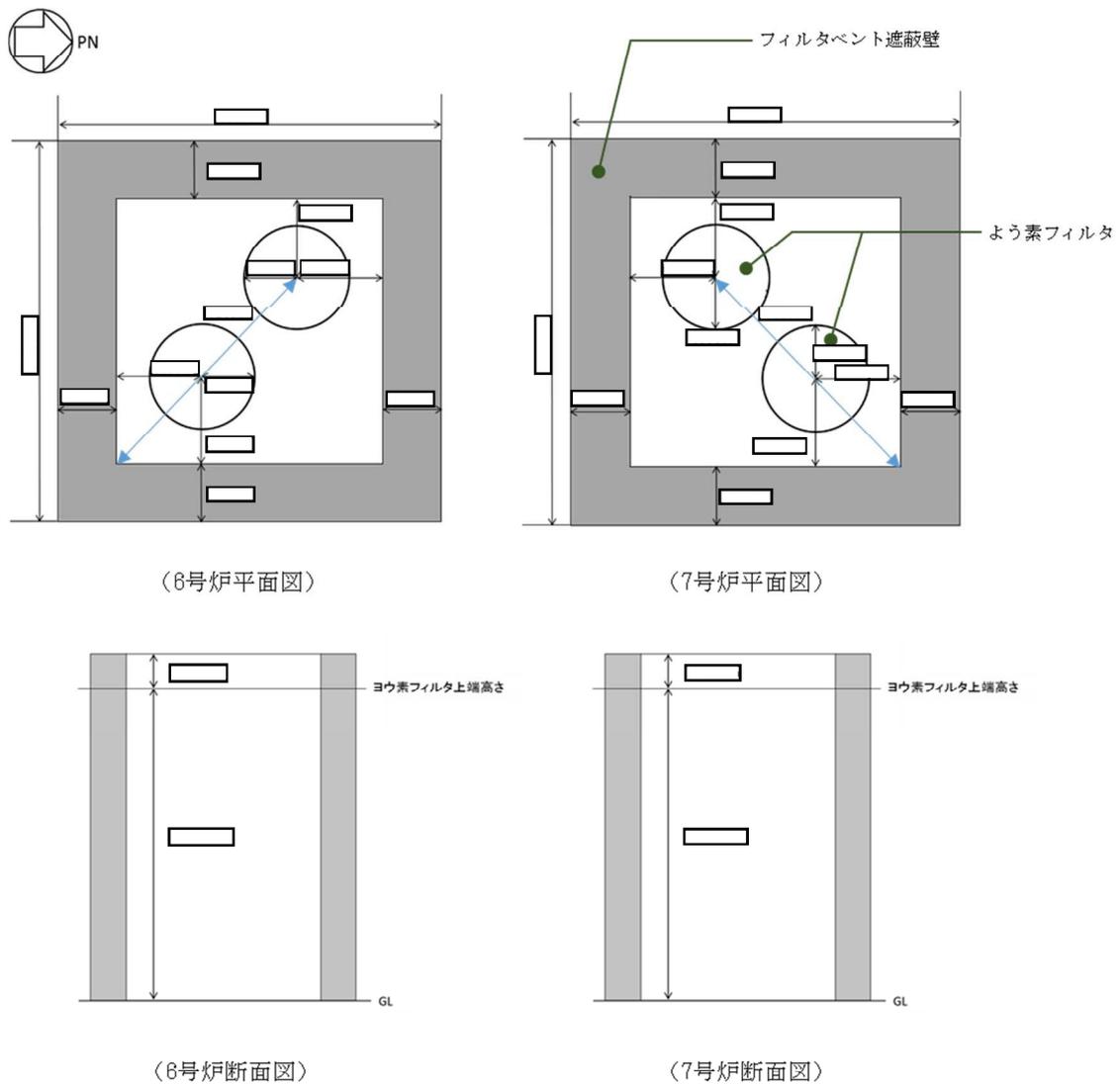
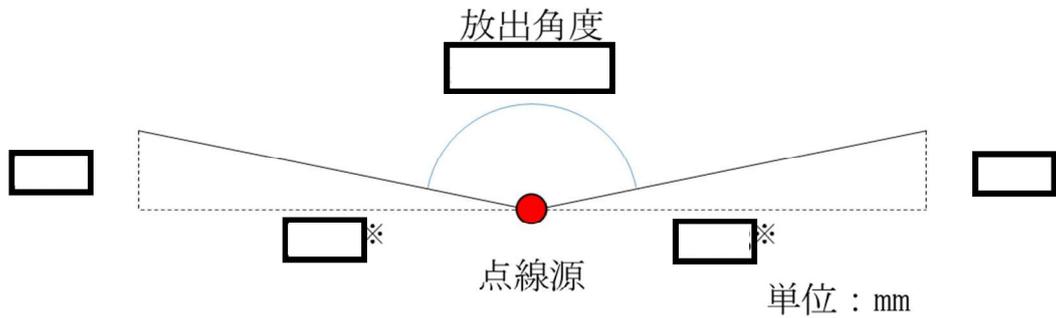


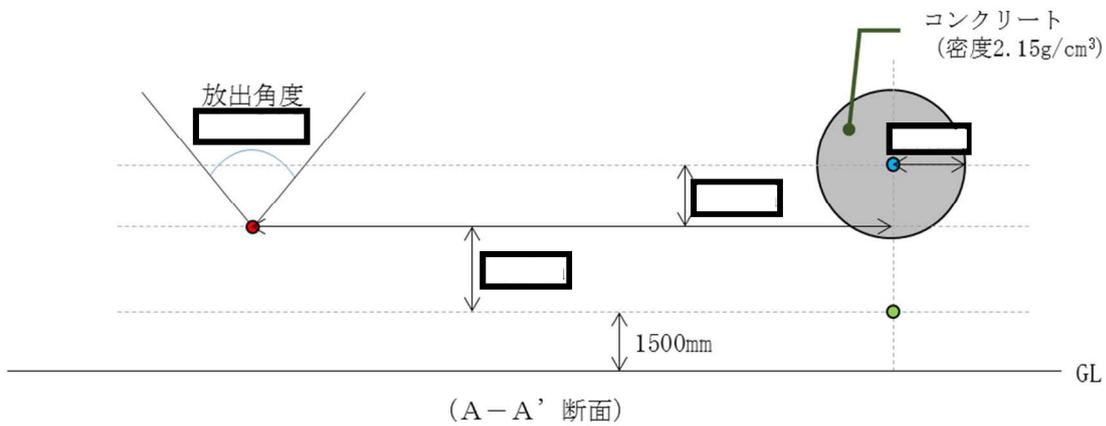
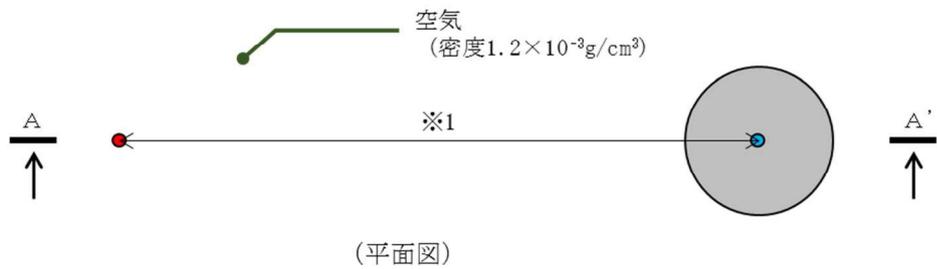
図 2-18-12 よう素フィルタモデル図 (6号及び7号炉で共通)

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。



※：対角距離を選択

図 2-18-13 放出角度（よう素フィルタ）

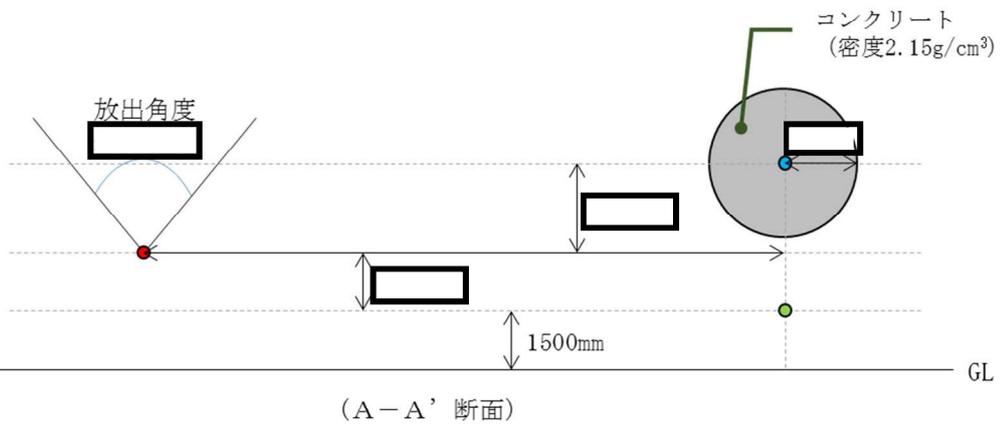
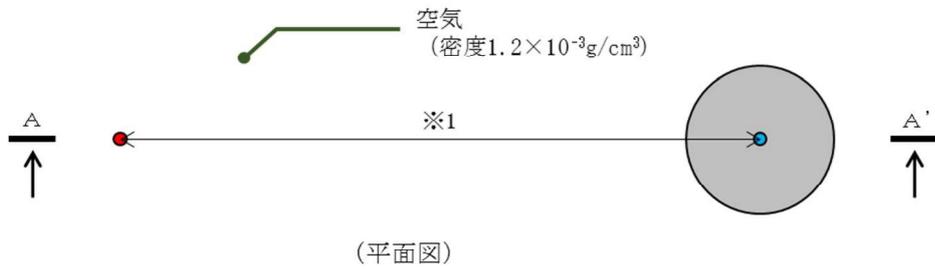


- 凡例
- : 点線源
 - : 評価点（中央制御室滞在時）
 - : 評価点（入退域時）

※1 中央制御室滞在時及び入退域時のそれぞれの評価点と線源との距離は表2-18-3及び表2-18-4を参照。

図 2-18-14 評価モデル（スカイシャインガンマ線，金属フィルタ）

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。



- 凡例
- : 点線源
 - : 評価点 (中央制御室滞在時)
 - : 評価点 (入退域時)

※1 中央制御室滞在時及び入退域時のそれぞれの評価点と線源との距離は表2-18-3及び表2-18-4を参照。

図 2-18-15 評価モデル (スカイシャインガンマ線, スクラバ水)

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。

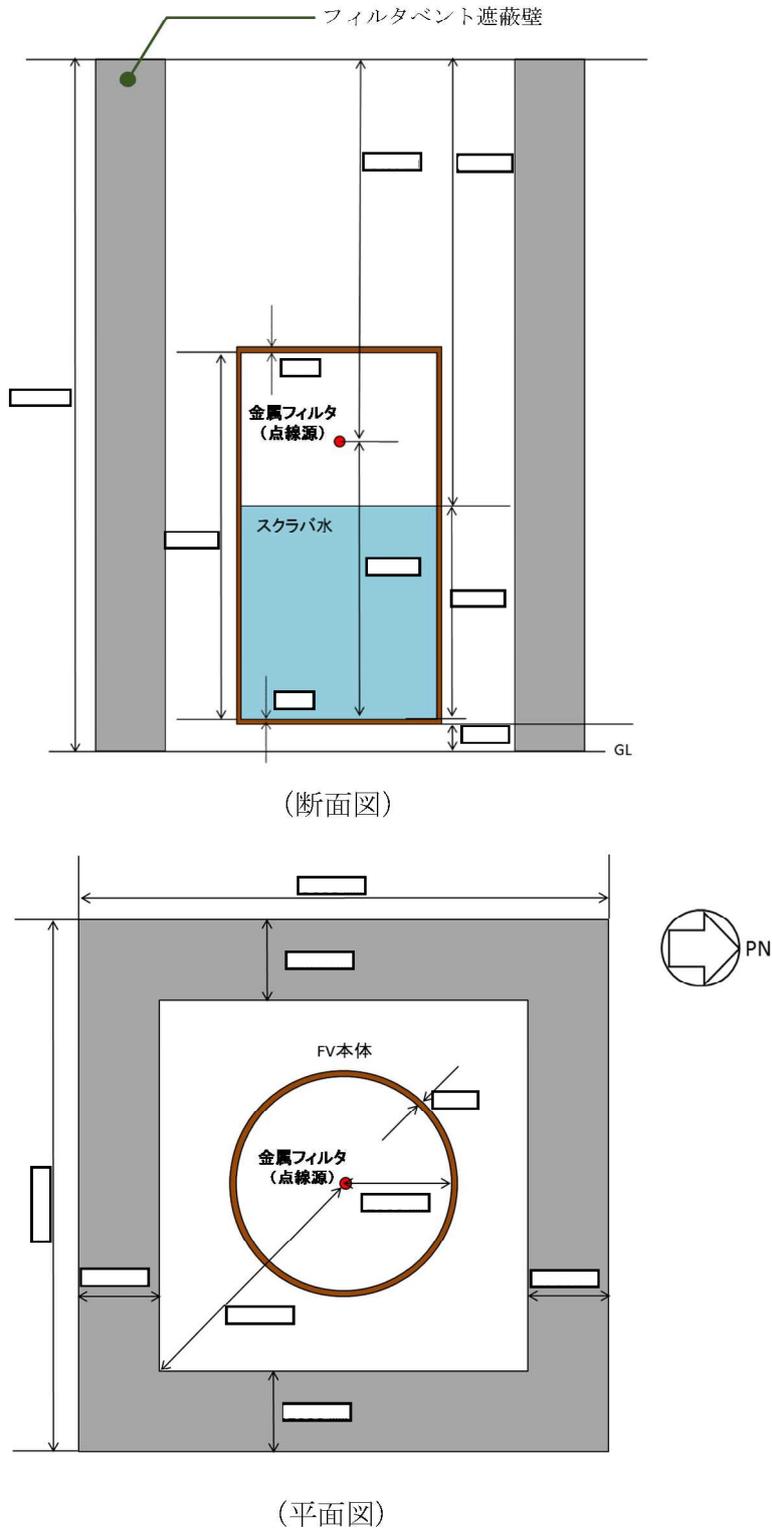
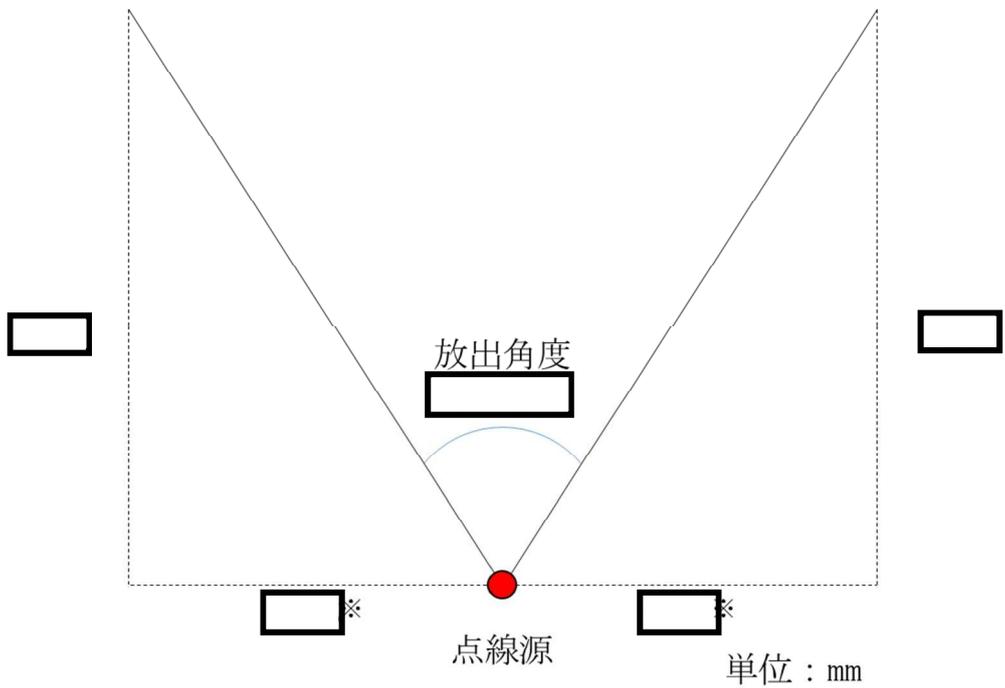


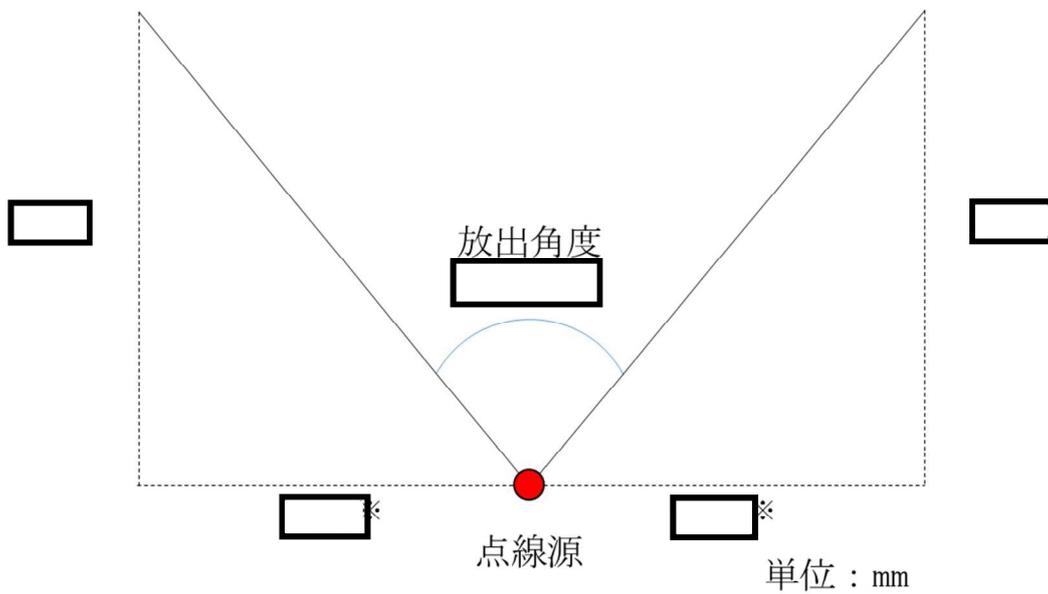
図 2-18-16 フィルタ装置モデル図 (6号及び7号炉で共通)

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。



※：対角距離を選択

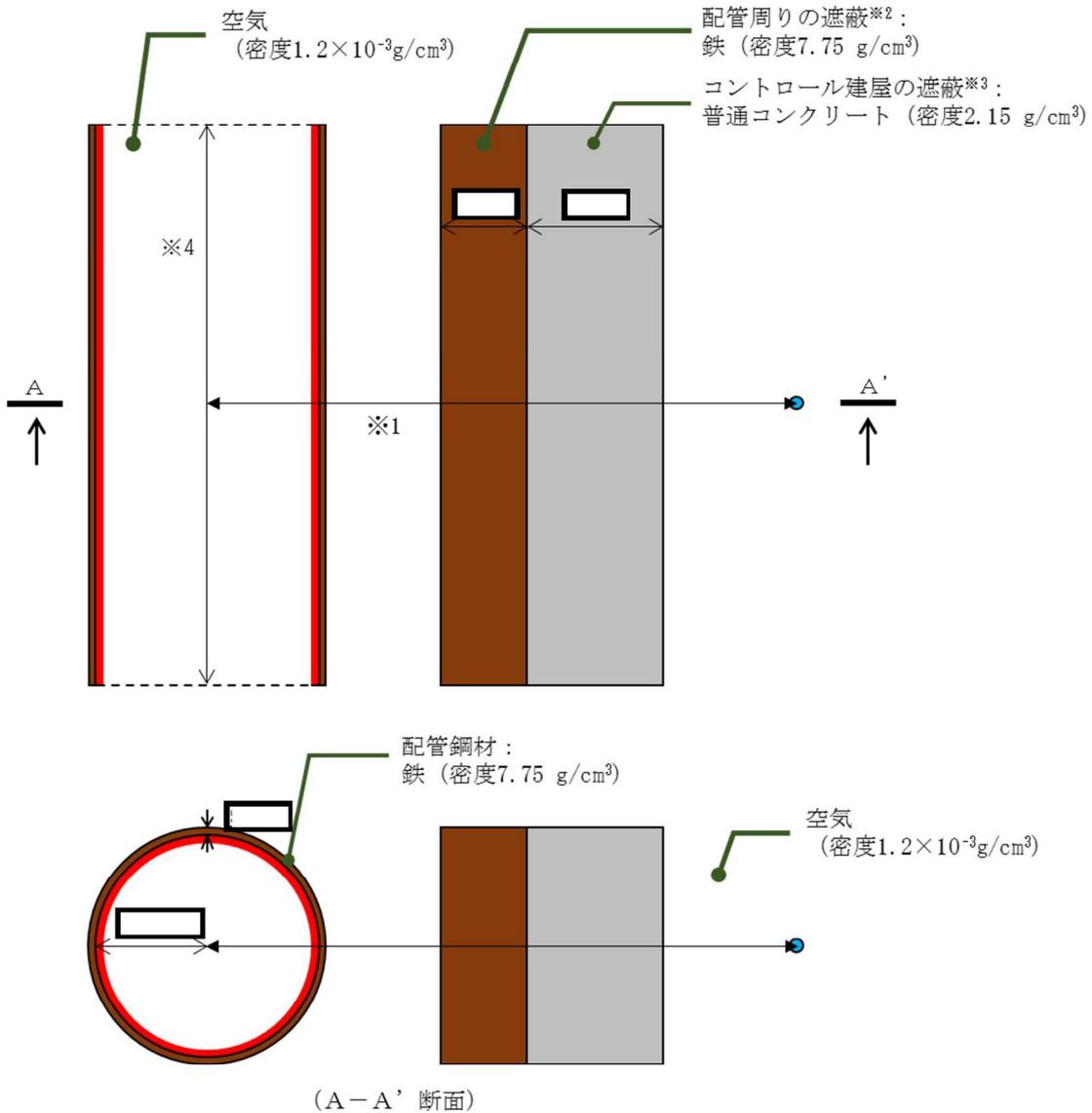
図 2-18-17 放出角度（スクラバ水）



※：対角距離を選択

図 2-18-18 放出角度（金属フィルタ）

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。



凡例	
■	: 線源
●	: 評価点

- ※1 中央制御室滞在時及び入退域時のそれぞれの評価点と線源との距離は表2-18-3及び表2-18-4を参照。
- ※2 配管周りの遮蔽がない配管からの影響を評価する際は考慮しない。
- ※3 中央制御室滞在時のみコントロール建屋の遮蔽 (コンクリート) を考慮し、入退域時は考慮しない。
- ※4 配管長さは、配管周りの遮蔽を考慮する場合は100m、配管周りの遮蔽がない場合は0.5mとした。

図 2-18-19 評価モデル (直接ガンマ線, 配管)

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。

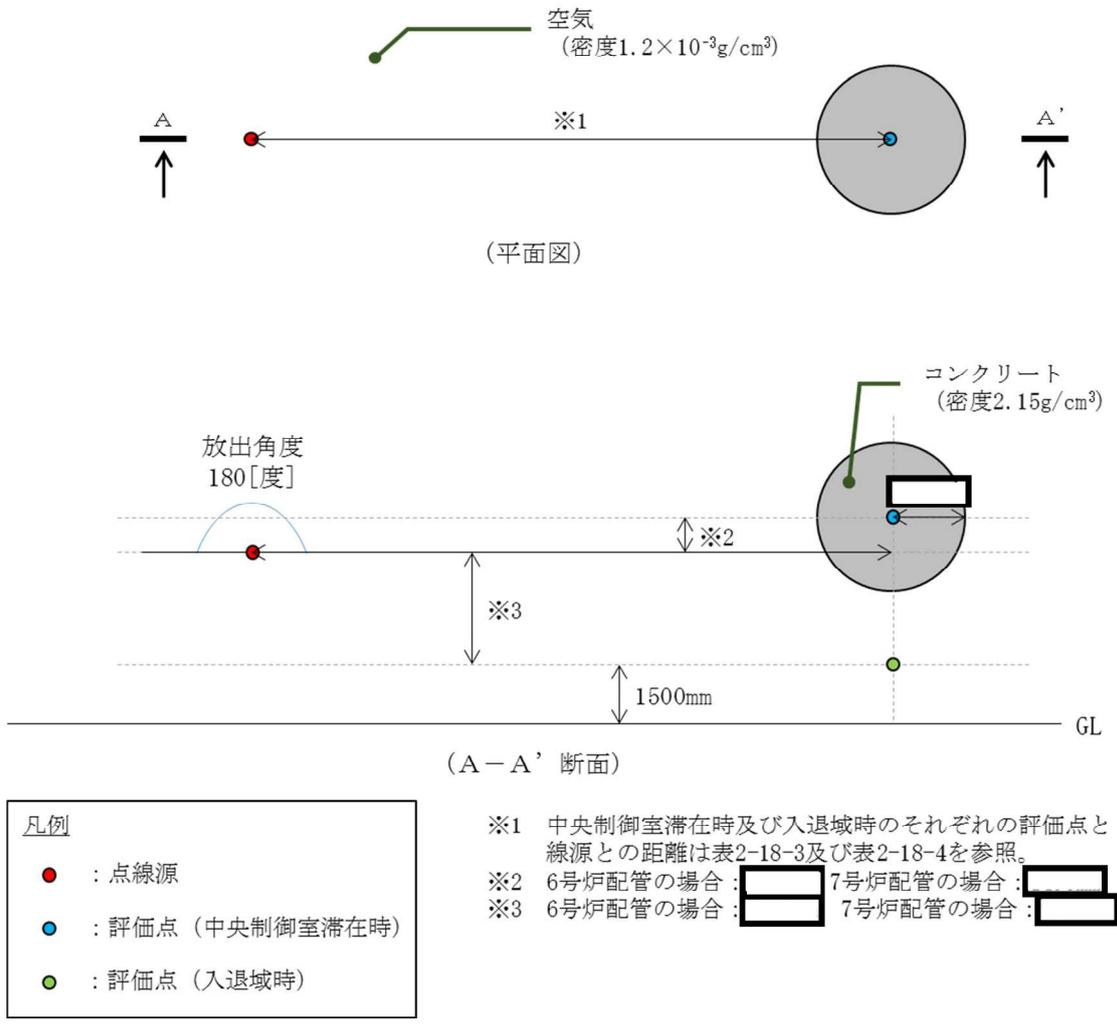


図 2-18-20 評価モデル (スカイシャインガンマ線, 配管)

2-19 原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、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ている。

以下では、「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」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる 6 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し、7 号炉が格納容器ベントを実施するケースを例として、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響を評価した。

評価条件は、よう素の放出放射エネルギー以外は原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合と同じとした。また、よう素放出量の低減による影響を考慮する被ばく経路は以下のとおりとし、その他の被ばく経路については、保守的に原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合と同じとした。

【よう素放出量の低減による影響を考慮する被ばく経路】

・中央制御室滞在時

- 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ガンマ線による中央制御室内での被ばく
- 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
- 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^{※1}

※1 室内に外気から取り込まれた放射性物質のうち、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については、保守的に原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合と同じとした。

・入退域時

- 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ガンマ線による入退域時の被ばく
- 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
- 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
- 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

1. 放射性物質の大気中への放出量

原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待した場合の放出放射エネルギーを表 2-19-1 及び表 2-19-2 に示す。なお、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待する場合のよう素の放出放射エネルギーは、「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 別添資料

-1」の3.2.2.1.2に示す評価式に基づき評価した。

表 2-19-1 大気中への放出放射能量 (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	停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能量[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 7.5×10^{14}
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^{12}

表 2-19-2 大気中への放出放射能量 (7日間積算値)
(W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	放出放射能量[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 4.5×10^{10}	約 7.7×10^{14}
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. 評価結果

原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待した場合の評価結果を表 2-19-3-1 及び 2-19-3-2 に示す。さらに、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 2-19-4-1 及び 2-19-4-2 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 2-19-5-1 及び表 2-19-5-2 に示す。また、各表の括弧内に、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合の評価結果を示す。

評価の結果、被ばく線量の合計が最も大きくなる班で約 51mSv となり、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合（約 86mSv）に比べ小さくなることを確認した。

表 2-19-3-1 原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待する場合の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※3}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 12 ^{※4} (約 20)	約 23 (約 42)	-	約 12 ^{※5} (約 24)	-	-	-	約 47 (約 85)
B班	-	-	約 14 ^{※5} (約 29)	-	約 11 ^{※5} (約 21)	約 9.6 ^{※5} (約 19)	-	約 34 (約 69)
C班	-	-	<u>約 33</u> (約 50)	約 13 (約 26)	-	-	約 5.0 ^{※5} (約 10)	<u>約 51</u> <u>(約 86)</u>
D班	-	-	-	-	約 11 (約 22)	約 10 (約 20)	約 13 ^{※5} (約 26)	約 34 (約 69)
E班	約 10 ^{※4} (約 16)	約 29 <u>(約 54)</u>	-	-	-	-	-	約 39 (約 70)

- ※1 括弧内: 原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 ※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
 ※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 2-19-3-2 原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待する場合の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	<u>約 120</u> <u>(約 250)</u>	約 25 (約 57)	-	約 12 ^{※3} (約 25)	-	-	-	<u>約 160</u> <u>(約 330)</u>
B班	-	-	約 14 ^{※3} (約 30)	-	約 11 ^{※3} (約 23)	約 9.6 ^{※3} (約 21)	-	約 34 (約 75)
C班	-	-	約 33 (約 53)	約 13 (約 28)	-	-	約 5.0 ^{※3} (約 12)	約 51 (約 92)
D班	-	-	-	-	約 11 (約 25)	約 10 (約 22)	約 13 ^{※3} (約 28)	約 34 (約 75)
E班	約 16 (約 27)	約 29 (約 59)	-	-	-	-	-	約 45 (約 86)

- ※1 括弧内: 原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 ※2 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮
 ※3 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 2-19-4-1 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 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	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 1.3×10^0)	0.1 以下 (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	0.1 以下 (約 4.1×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 4.4×10^{-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 4.1×10^{-1} (約 4.1×10^{-1})	約 9.4×10^{-1} (約 9.4×10^{-1})	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)
	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 1.9×10^0 (約 3.0×10^0)	約 1.9×10^1 (約 2.0×10^1)	約 2.1×10^1 (約 2.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	0.1 以下 (約 1.2×10^0)	0.1 以下 (約 2.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 1.4×10^0)
	外部被ばく	約 1.9×10^0 (約 1.9×10^0)	約 1.9×10^1 (約 1.9×10^1)	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 2.3×10^0 (約 3.9×10^0)	約 2.0×10^1 (約 2.2×10^1)	約 2.3×10^1 (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 2.1×10^0)	約 3.2×10^0 (約 1.2×10^1)	約 5.3×10^0 (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 1.1×10^0 (約 2.3×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.1×10^0)	約 3.3×10^0 (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 4.2×10^0 (約 9.4×10^0)	約 1.5×10^1 (約 3.2×10^1)	約 1.9×10^1 (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 2.1×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 2.1×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 7.4×10^0 (約 1.4×10^1)	約 2.0×10^1 (約 4.6×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.8×10^0 (約 1.8×10^1)	約 4.1×10^1 (約 6.8×10^1)	約 51 (約 86)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 （被ばく線量が最大となる班（C 班）の合計）

表 2-19-4-2 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 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	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 1.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 3.8×10^{-1})	約 1.3×10^{-1} (約 5.1×10^{-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 1.9×10^{-1} (約 4.9×10^{-1})	約 4.3×10^{-1} (約 1.5×10^0)	約 6.2×10^{-1} (約 2.0×10^0)
	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 5.5×10^{-1} (約 5.5×10^{-1})	約 1.7×10^0 (約 1.7×10^0)	約 2.3×10^0 (約 2.3×10^0)
	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 5.4×10^1 (約 1.0×10^2)	約 7.7×10^1 (約 1.7×10^2)	約 1.3×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 5.3×10^1 (約 9.8×10^1)	約 6.9×10^1 (約 1.7×10^2)	約 1.2×10^2 (約 2.7×10^2)
	外部被ばく	約 1.3×10^0 (約 1.3×10^0)	約 8.3×10^0 (約 8.4×10^0)	約 9.6×10^0 (約 9.7×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 5.5×10^1 (約 1.0×10^2)	約 7.9×10^1 (約 1.8×10^2)	約 1.3×10^2 (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 1.8×10^0)	約 3.0×10^0 (約 5.8×10^0)	約 4.8×10^0 (約 7.6×10^0)
	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 1.0×10^0 (約 1.9×10^0)	約 2.8×10^0 (約 4.5×10^0)	約 3.9×10^0 (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 4.5×10^0 (約 8.6×10^0)	約 1.5×10^1 (約 3.1×10^1)	約 1.9×10^1 (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	0.1 以下 (約 1.5×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 7.3×10^0 (約 1.2×10^1)	約 2.0×10^1 (約 4.2×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 6.2×10^1 (約 1.1×10^2)	約 9.9×10^1 (約 2.2×10^2)	約 160 (約 330)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 （被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）

表 2-19-5-1 評価結果の内訳 (C 班の 3 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 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	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 1.8×10^0)	0.1 以下 (約 1.8×10^0)
	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 1.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.7×10^0)	0.1 以下 (約 4.8×10^0)
	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 1.7×10^{-1} (約 1.9×10^{-1})	約 4.6×10^{-1} (約 9.8×10^{-1})	約 6.3×10^{-1} (約 1.2×10^0)
	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 6.1×10^{-1} (約 7.6×10^{-1})	約 1.8×10^1 (約 8.0×10^0)	約 1.9×10^1 (約 8.7×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	0.1 以下 (約 2.6×10^{-1})	0.1 以下 (約 8.0×10^{-1})	0.1 以下 (約 1.1×10^0)
	外部被ばく	約 5.9×10^{-1} (約 5.0×10^{-1})	約 1.8×10^1 (約 7.2×10^0)	約 1.9×10^1 (約 7.7×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 8.0×10^{-1} (約 1.1×10^0)	約 1.9×10^1 (約 1.5×10^1)	約 1.9×10^1 (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 7.5×10^{-1})	約 1.7×10^0 (約 4.6×10^0)	約 2.5×10^0 (約 5.4×10^0)
	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 4.4×10^{-1} (約 8.2×10^{-1})	約 1.2×10^0 (約 3.3×10^0)	約 1.6×10^0 (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 1.8×10^0 (約 3.6×10^0)	約 7.3×10^0 (約 2.4×10^1)	約 9.1×10^0 (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 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 3.6×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.0×10^0 (約 5.2×10^0)	約 1.0×10^1 (約 3.2×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.8×10^0 (約 6.3×10^0)	約 2.9×10^1 (約 4.8×10^1)	約 33 (約 54)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
(被ばく線量の合計が最も大きい滞在日 (E 班 2 日目) の被ばく線量)

表 2-19-5-2 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 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	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} (約 1.0×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	約 1.1×10^{-1} (約 1.1×10^{-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 1.6×10^{-1} (約 2.2×10^{-1})	約 2.6×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 4.2×10^{-1} (約 5.7×10^{-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 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})	約 3.5×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 5.6×10^{-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 5.3×10^1 (約 9.5×10^1)	約 6.7×10^1 (約 1.5×10^2)	約 1.2×10^2 (約 2.4×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 5.2×10^1 (約 9.5×10^1)	約 6.7×10^1 (約 1.5×10^2)	約 1.2×10^2 (約 2.4×10^2)
	外部被ばく	約 2.2×10^{-1} (約 2.4×10^{-1})	約 3.4×10^{-1} (約 3.8×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 5.3×10^1 (約 9.6×10^1)	約 6.8×10^1 (約 1.5×10^2)	約 1.2×10^2 (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 2.7×10^{-1})	約 5.4×10^{-1} (約 5.4×10^{-1})	約 8.1×10^{-1} (約 8.1×10^{-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 1.6×10^{-1} (約 2.5×10^{-1})	約 3.1×10^{-1} (約 4.9×10^{-1})	約 4.7×10^{-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 9.0×10^{-1} (約 1.4×10^0)	約 1.7×10^0 (約 2.9×10^0)	約 2.6×10^0 (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)	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.3×10^0 (約 1.9×10^0)	約 2.5×10^0 (約 3.9×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 5.4×10^1 (約 9.8×10^1)	約 7.0×10^1 (約 1.5×10^2)	約 120 (約 250)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
(被ばく線量の合計が最も大きい滞在日 (A 班 1 日目) の被ばく線量)

2-20 6号及び7号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、各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、被ばく評価で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、当該号炉で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している。

このことに加え、更なる安全性向上のために遮蔽設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う場合も想定し、自主的な対策を講じている。ここでは、格納容器ベントを同時に実施する場合の影響を評価した。

2つの号炉にて同時に格納容器ベントを行う場合、評価点と放出源の位置関係によっては、評価点に到達し影響を及ぼす放射性物質は片方の号炉から放出されたもののみとなる可能性がある。大気中に放出された放射性物質による影響が片方の号炉からのみとなるか否かは、大気拡散評価において選定された着目方位の重なりの有無を調べることで確認できる。表2-20-1に、大気拡散評価にて選定された着目方位を示す。

表2-20-1より、着目方位の多くは両号炉で異なっていることが確認できる。このことは、片方の号炉から放出された放射性物質が中央制御室の居住性に影響を及ぼすとき、もう片方の号炉から同時刻に放出された放射性物質が影響を及ぼすことはほとんどないことに対応する。したがって、格納容器ベントを同時に実施した場合の影響を、例えば単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の和により評価することは過度に保守的であると考えられる。

このことにかかわらず、ここでは遮蔽設計をより保守的に評価するために、格納容器ベントを同時に実施した場合の影響評価を、単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の和をとることで評価した^{※1}。評価結果を表2-20-2-1から表2-20-4-2に示す。

評価の結果、7日間での実効線量は最大約91mSv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最大約92mSv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。

※1 入退域時のよう素フィルタからの影響評価に当たっては、単一号炉で格納容器を実施する場合と同様、よう素フィルタの近傍に合計2分間（各号炉で1分間ずつ）滞在するものとした。

表 2-20-1 各放出源及び評価点における着目方位

放出源	評価点	着目方位
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E
	コントロール 建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE
6号炉 原子炉建屋中心	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7号炉 原子炉建屋中心	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E
6号炉 主排気筒	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7号炉 主排気筒	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E

表 2-20-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
(両号炉において格納容器ベントを実施する場合)

(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	約 20 ^{※4}	約 54	-	-	-	-	約 8.4 ^{※5}	約 82 (約 83)
B班	-	-	約 31 ^{※5}	約 23 ^{※5}	約 20 ^{※5}	約 17 ^{※5}	-	約 91 (約 92)
C班	-	-	約 65	約 27	-	-	-	<u>約 91</u> (約 92)
D班	-	-	-	-	約 21	約 18	約 23 ^{※5}	約 63 (約 63)
E班	約 16 ^{※4}	<u>約 72</u>	-	-	-	-	-	約 88 (約 90)

※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

※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 2-20-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
(両号炉において格納容器ベントを実施する場合)

(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	<u>約 250</u>	約 76	-	-	-	-	約 8.4 ^{※3}	<u>約 330</u> (約 330)
B班	-	-	約 31 ^{※3}	約 23 ^{※3}	約 20 ^{※3}	約 17 ^{※3}	-	約 91 (約 92)
C班	-	-	約 66	約 27	-	-	-	約 93 (約 94)
D班	-	-	-	-	約 21	約 18	約 23 ^{※3}	約 63 (約 63)
E班	約 27	約 78	-	-	-	-	-	約 110 (約 110)

※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 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 2-20-3-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C班）の合計）
 （両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
 （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 2.0×10^0	約 1.1×10^0	約 3.1×10^0 (約 3.4×10^0)
	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	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	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 4.4×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.4×10^0)
	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 1.2×10^1	約 1.9×10^1	約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 2.3×10^{-1}	約 3.6×10^{-1} (約 3.6×10^{-1})
	外部被ばく	約 1.1×10^1	約 1.9×10^1	約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^1	約 2.1×10^1	約 3.5×10^1 (約 3.6×10^1)
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 5.2×10^0	約 7.0×10^0	約 1.2×10^1 (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 9.8×10^{-1}	約 2.0×10^0	約 2.9×10^0 (約 2.9×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^1	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	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.9×10^1	約 3.7×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.3×10^1	約 5.8×10^1	約 91 (約 92)

※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 2-20-3-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
 （両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
 （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 4.9×10^{-1}	約 2.1×10^{-1}	約 6.9×10^{-1} (約 7.6×10^{-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 9.1×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.4×10^0 (約 2.6×10^0)
	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 9.1×10^{-1}	約 1.6×10^0	約 2.5×10^0 (約 2.8×10^0)
	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 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.9×10^1	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	外部被ばく	約 4.5×10^0	約 7.9×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^2	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 1.5×10^0	約 2.9×10^0	約 4.4×10^0 (約 4.8×10^0)
	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 2.0×10^0	約 3.9×10^0	約 6.0×10^0 (約 6.0×10^0)
	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 2.5×10^1	約 3.6×10^1 (約 3.6×10^1)
	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 2.0×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.5×10^1	約 3.2×10^1	約 4.7×10^1 (約 4.7×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.2×10^2	約 2.1×10^2	約 330 (約 330)

※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 2-20-4-1 評価結果の内訳 (E 班の 2 日目)
 (両号炉において格納容器ベントを実施する場合)
 (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 3.1×10^0	約 1.8×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.2×10^0)
	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 4.7×10^0	約 7.5×10^0 (約 8.1×10^0)
	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 5.6×10^{-1}	約 9.8×10^{-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 4.7×10^0	約 8.0×10^0	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.2×10^0)
	外部被ばく	約 4.2×10^0	約 7.2×10^0	約 1.1×10^1 (約 1.2×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^1	約 1.5×10^1	約 2.7×10^1 (約 2.8×10^1)
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 2.1×10^0	約 3.2×10^0	約 5.3×10^0 (約 5.6×10^0)
	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 3.3×10^0	約 5.1×10^0 (約 5.1×10^0)
	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 1.1×10^1	約 2.4×10^1	約 3.5×10^1 (約 3.5×10^1)
	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 1.6×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.2×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.5×10^1	約 3.1×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.6×10^1	約 4.6×10^1	約 72 (約 74)

※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 2-20-4-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)
 (両号炉において格納容器ベントを実施する場合)
 (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 1.0×10^{-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 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 5.9×10^{-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 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.2×10^{-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 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.0×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	外部被ばく	約 2.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 6.1×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.0×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
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 2.6×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}	約 8.0×10^{-1} (約 9.1×10^{-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 2.4×10^{-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	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 1.5×10^2	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

2-21 コンクリート厚の施工誤差の影響について

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、コンクリート厚として公称値を参照している。また、各被ばく経路の遮蔽モデルは大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。以下では、コンクリート厚の施工誤差が居住性評価に与える影響を検討した。

検討の結果、コンクリート厚の施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されると考えられ、仮に遮蔽モデル上の各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においても、被ばく線量に与える影響は 1mSv から 2mSv 程度となり、公称値を参照した評価結果(最大約 86mSv^{※1})と合算しても、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。

※1 「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」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し、7号炉が格納容器ベントを実施するケースでの評価結果

1. 想定する施工誤差について

柏崎刈羽原子力発電所における鉄筋コンクリート工事は、「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」に準拠して実施されており、同仕様書においてコンクリートの柱・梁・壁・スラブの断面寸法の許容差の標準値(mm)は-5~+15と定められている。

以下では、施工誤差の影響を保守的に考慮するため、想定するコンクリートの施工誤差を-5mmとした。

2. 施工誤差による遮蔽効果への影響について

遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果はガンマ線のエネルギースペクトルにより異なることから、施工誤差(-5mm)の影響は被ばく経路ごとに評価した。また、本検討においては、単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなる(誤差の影響が最も大きい)コンクリート厚区間における、単位厚さ当たりの線量透過率を用いた。

各評価条件におけるコンクリート厚0cmから100cm間について10cm間隔で算出した線量透過率を表2-21-1から表2-21-2に示す^{※2}。また、各々の評価条件における単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなるコンクリート厚区間及び施工誤差分の厚さのコンクリートの線量透過率の評価結果を表2-21-3から表2-21-4に示す。施工誤差分の厚さ(-

5mm) のコンクリートの線量透過率は約 9.1×10^{-1} から約 9.5×10^{-1} となった。

※2 6号炉からの影響を代表として示す。

表 2-21-1 各被ばく経路及びコンクリート厚に対する線量透過率^{※1}
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉)

コンクリート厚 [cm]	被ばく経路				
	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		建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出		
			グラウンドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線
	普通コンクリート	軽量コンクリート ^{※2}			
0	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0
10	約 2.3×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 5.9×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}
20	約 5.3×10^{-2}	約 9.5×10^{-2}	約 2.2×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 2.6×10^{-2}
30	約 1.4×10^{-2}	約 3.2×10^{-2}	約 7.1×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}	約 5.4×10^{-3}
40	約 4.2×10^{-3}	約 1.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}	約 1.5×10^{-3}
50	約 1.3×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 6.9×10^{-3}	約 4.6×10^{-3}	約 5.2×10^{-4}
60	約 4.3×10^{-4}	約 1.7×10^{-3}	約 2.2×10^{-3}	約 1.6×10^{-3}	約 2.1×10^{-4}
70	約 1.6×10^{-4}	約 7.2×10^{-4}	約 7.3×10^{-4}	約 5.6×10^{-4}	約 9.1×10^{-5}
80	約 5.9×10^{-5}	約 3.1×10^{-4}	約 2.5×10^{-4}	約 2.1×10^{-4}	約 4.1×10^{-5}
90	約 2.4×10^{-5}	約 1.4×10^{-4}	約 8.8×10^{-5}	約 7.9×10^{-5}	約 1.9×10^{-5}
100	約 9.8×10^{-6}	約 6.5×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 3.1×10^{-5}	約 8.5×10^{-6}

※1 一部を除き普通コンクリート (密度 : 2.15 g/cm^3) に対する値を示す

※2 軽量コンクリート密度 : 1.7 g/cm^3

表 2-21-2 各被ばく経路及びコンクリート厚に対する線量透過率※1 (格納容器ベントを実施する号炉)

コンクリート厚 [cm]	被ばく経路											
	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		建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出			格納容器圧力逃がし装置配管から大気中への放出			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			
			グラウンドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	グラウンドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	よう素フィルタ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	フィルタ装置内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	配管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	
普通コンクリート	軽量コンクリート※2											
0	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰
10	約 2.8×10 ⁻¹	約 3.7×10 ⁻¹	約 5.9×10 ⁻¹	約 4.5×10 ⁻¹	約 3.2×10 ⁻¹	約 5.8×10 ⁻¹	約 2.8×10 ⁻¹	約 2.7×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹
20	約 7.3×10 ⁻²	約 1.3×10 ⁻¹	約 2.2×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁻¹	約 7.0×10 ⁻²	約 2.1×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻²	約 5.4×10 ⁻²	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.9×10 ⁻¹
30	約 2.1×10 ⁻²	約 4.6×10 ⁻²	約 7.3×10 ⁻²	約 4.8×10 ⁻²	約 1.5×10 ⁻²	約 6.4×10 ⁻²	約 1.1×10 ⁻²	約 1.0×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²
40	約 6.5×10 ⁻³	約 1.7×10 ⁻²	約 2.3×10 ⁻²	約 1.6×10 ⁻²	約 3.5×10 ⁻³	約 1.9×10 ⁻²	約 2.2×10 ⁻³	約 1.9×10 ⁻³	約 1.4×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻²
50	約 2.2×10 ⁻³	約 6.9×10 ⁻³	約 7.1×10 ⁻³	約 5.3×10 ⁻³	約 9.5×10 ⁻⁴	約 5.4×10 ⁻³	約 4.9×10 ⁻⁴	約 3.8×10 ⁻⁴	約 3.9×10 ⁻³	約 3.9×10 ⁻³	約 3.9×10 ⁻³	約 3.9×10 ⁻³
60	約 7.8×10 ⁻⁴	約 2.9×10 ⁻³	約 2.3×10 ⁻³	約 1.9×10 ⁻³	約 3.2×10 ⁻⁴	約 1.6×10 ⁻³	約 1.2×10 ⁻⁴	約 7.7×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻³	約 1.1×10 ⁻³	約 1.1×10 ⁻³	約 1.1×10 ⁻³
70	約 3.0×10 ⁻⁴	約 1.2×10 ⁻³	約 7.5×10 ⁻⁴	約 6.8×10 ⁻⁴	約 1.3×10 ⁻⁴	約 4.9×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁵	約 1.8×10 ⁻⁵	約 3.2×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁴
80	約 1.2×10 ⁻⁴	約 5.7×10 ⁻⁴	約 2.6×10 ⁻⁴	約 2.6×10 ⁻⁴	約 5.4×10 ⁻⁵	約 1.6×10 ⁻⁴	約 1.0×10 ⁻⁵	約 4.7×10 ⁻⁶	約 9.9×10 ⁻⁵	約 1.0×10 ⁻⁴	約 1.0×10 ⁻⁴	約 1.0×10 ⁻⁴
90	約 5.0×10 ⁻⁵	約 2.7×10 ⁻⁴	約 9.0×10 ⁻⁵	約 1.0×10 ⁻⁴	約 2.4×10 ⁻⁵	約 5.4×10 ⁻⁵	約 3.6×10 ⁻⁶	約 1.4×10 ⁻⁶	約 3.2×10 ⁻⁵	約 3.4×10 ⁻⁵	約 3.4×10 ⁻⁵	約 3.4×10 ⁻⁵
100	約 2.1×10 ⁻⁵	約 1.3×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁵	約 4.0×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁵	約 1.9×10 ⁻⁵	約 1.3×10 ⁻⁶	約 4.9×10 ⁻⁷	約 1.1×10 ⁻⁵	約 1.2×10 ⁻⁵	約 1.2×10 ⁻⁵	約 1.2×10 ⁻⁵

※1 一部を除き普通コンクリート (密度 : 2.15g/cm³) に対する値を示す

※2 軽量コンクリート密度 : 1.7 g/cm³

表 2-21-3 各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉)

被ばく経路		コンクリート厚の施工誤差 ^{※1}			
		-5mm (遮蔽1枚)	-10mm (遮蔽2枚)	-15mm (遮蔽3枚)	-25mm (遮蔽5枚)
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	普通コンクリート	約 9.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}
	軽量コンクリート	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.4×10^{-1}
建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出	クラウドシャインガンマ線	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
	グランドシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	約 9.1×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}

※1 遮蔽壁が複数枚重なる場合は、各遮蔽壁に対し施工誤差 (-5mm) を考慮

表 2-21-4 各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
(格納容器ベントを実施する号炉)

被ばく経路		コンクリート厚の施工誤差 ^{※1}			
		-5mm (遮蔽1枚)	-10mm (遮蔽2枚)	-15mm (遮蔽3枚)	-25mm (遮蔽5枚)
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	普通コン クリート	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	軽量コン クリート	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
建屋から大気中 への漏えい及び 非常用ガス処理 系から大気中へ の放出	クラウドシャインガ ンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	グランドシャインガ ンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	室内に外気から取り 込まれた放射性物質 からのガンマ線	約 9.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 7.9×10^{-1}	約 6.8×10^{-1}
格納容器圧力逃 がし装置配管か ら大気中への放 出	クラウドシャインガ ンマ線	約 9.2×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 6.7×10^{-1}
	グランドシャインガ ンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}
	室内に外気から取り 込まれた放射性物質 からのガンマ線	約 9.2×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 6.6×10^{-1}
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	よう素フィルタ内の 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	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	フィルタ装置内の放 射性物質からのスカ イシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	配管内の放射性物質 からの直接ガンマ線 及びスカイシャイン ガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}

※1 遮蔽壁が複数枚重なる場合は、各遮蔽壁に対し施工誤差 (-5mm) を考慮

3. 居住性評価結果への影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、被ばく経路ごとに遮蔽モデルを設定している。各遮蔽モデルは原子炉格納容器の遮蔽効果や大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等、保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。

上述の状況に係らず、遮蔽モデル上の各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に与える影響を評価した。

施工誤差を考慮した場合における各被ばく経路の被ばく線量の上昇率を表 2-21-5 及び表 2-21-6 に示す。また、許容される施工誤差を考慮した場合における被ばく線量の評価結果は、「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」の 2.5 に示すとおり。

遮蔽モデル上の各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、被ばく線量の上昇分は 1mSv から 2mSv 程度となり、公称値を参照した評価結果（最大約 86mSv）と合算しても判断基準「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。

表 2-21-5 各被ばく経路における遮蔽モデル上で各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響※1
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉)

被ばく経路	評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線	3枚以下	-15mm	約25%上昇
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	3枚以下 (内、1枚は軽量コンクリート)	-15mm	約23%上昇
グランドシャインガンマ線	2枚以下	-10mm	約12%上昇
クラウドシャインガンマ線	1枚	-5mm	約5.6%上昇
室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	1枚	-5mm	約10%上昇

※1 中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは、中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので、被ばく線量の上昇率は小さくなる。

表 2-21-6 各被ばく経路における遮蔽モデル上で各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響^{※1}
(格納容器ベントを実施する号炉)

被ばく経路		評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線		3枚以下	-15mm	約22%上昇
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		3枚以下 (内, 1枚は軽量コンクリート)	-15mm	約21%上昇
建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出	グランドシャインガンマ線	2枚以下	-10mm	約12%上昇
	クラウドシャインガンマ線	1枚	-5mm	約5.8%上昇
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	1枚	-5mm	約8.0%上昇
格納容器圧力逃がし装置配管から大気中への放出	グランドシャインガンマ線	2枚以下	-10mm	約13%上昇
	クラウドシャインガンマ線	1枚	-5mm	約8.4%上昇
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	1枚	-5mm	約8.7%上昇
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	よう素フィルタ内の放射性物質からの直接ガンマ線	2枚	-10mm	約14%上昇
	よう素フィルタ内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1枚	-5mm	約6.8%上昇
	フィルタ装置内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1枚	-5mm	約6.7%上昇
	配管内の放射性物質からの直接ガンマ線	1枚	-5mm	約6.7%上昇
	配管内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1枚	-5mm	約6.7%上昇

※1 中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは、中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので、被ばく線量の上昇率は小さくなる。

(参考) 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 102%）とした場合の影響を検討した。

検討の結果、定格熱出力の 102%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 88mSv 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 102%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 102%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 1.02 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 86mSv^{※1}）を 1.02 倍すると、評価結果は約 88mSv 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 「59-11 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」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる 6 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し、7 号炉が格納容器ベントを実施する場合の評価結果

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ブプレッション・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	<u>約 88</u> <u>(約 91)</u>

※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。

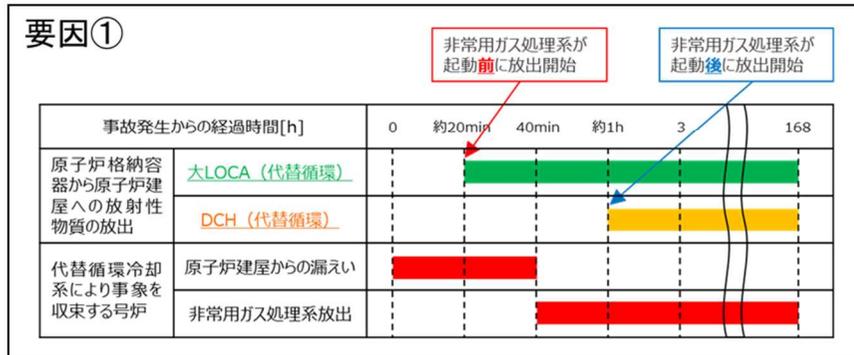
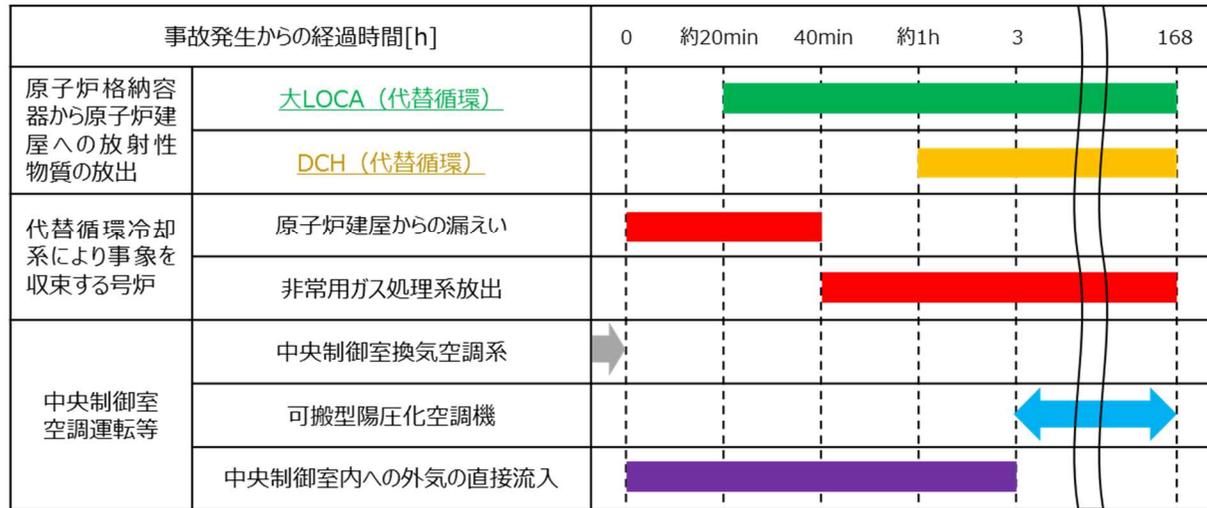


図 2-22-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

2-23 審査ガイドへの適合状況

<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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋)</p> <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>	<p>1 b) → 審査ガイドどおり</p> <p>① 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが、被ばく評価においては、単一号炉において代替循環冷却に失敗し、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する場合についても想定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>② 中央制御室滞在時及び入退域時ともにマスクの着用を考慮した。また、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2交替) を考慮して評価している。また、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>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住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>4.1 → 審査ガイドどおり</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>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) → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばくは、図1の①～⑤の被ばく経路に対して評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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>4.1(1)① → 審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内等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 → 審査ガイドどおり</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（クラウドシャイン）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中央制御室内での外部被ばく（グランドシャイン）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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>4.1(1)③ → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による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 → 審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

<p>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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> <ul style="list-style-type: none"> 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） 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） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 	<p>4.1(1)⑤ → 審査ガイドどおり</p> <p>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入退域時の外部被ばく（グランドシャイン）を評価している。</p> <p>放射性物質の吸入摂取による入退域時の内部被ばくを評価している。</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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>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。 <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p>	<p>4.1(2) → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4.1(2)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが、被ばく評価においては、単一号炉において代替循環冷却に失敗し、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する場合についても想定した。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を、MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードではよう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、大気中への放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>4.1(2)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及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</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p>	<p>4.1(2)c. → 審査ガイドどおり</p> <p>スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉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している。</p> <p>4.1(2)d. → 審査ガイドどおり</p> <p>前項 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による被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4.1(2)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>前項 d で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足していることを確認している。</p> <p>4.2(1)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>高性能フィルタ及び活性炭フィルタの除去効率は、設計値を基に設定している。</p> <p>フィルタ効率の設定に際しては、ヨウ素類の性状を適切に考慮している。</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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 空気流入率</p> <p>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。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(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。 	<p>4.2(1)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室内を陽圧化している間は、空気の流入は考慮しない。</p> <p>中央制御室内を陽圧化していない間は、空気流入率測定試験結果を基に空気流入率を0.5回/hとしている。</p> <p>4.2(2)a. → 審査ガイドどおり</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>柏崎刈羽原子力発電所敷地内で観測した1985年10月から1986年9月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</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>放出点から近距離の建屋(原子炉建屋)の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・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。 <ul 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> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 	<p>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>各放出点の高さは建屋の高さの2.5倍に満たない。 各放出点の位置は図4の領域 An の中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、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している。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p>

<p>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<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) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入 	<p>4.2(2)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>巻き込みの影響が最も大きい建屋として 6号炉原子炉建屋及び7号炉原子炉建屋を代表建屋としている。</p> <p>中央制御室は、可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。また、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、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室中心を選定し、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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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> <ul style="list-style-type: none"> i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。 	<p>中央制御室は、可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。また、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、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室中心を選定し、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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p>	<p>評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>評価点は中央制御室中心としている。 保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定して評価している。</p> <p>放出点と評価点間の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。 	<p>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>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>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。</p>

<p>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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のずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p>	<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としている。</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。</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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・ 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・ 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・ 相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 	<p>原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>すべての方位について、原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4.2(2)c. → 審査ガイドどおり</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p>

<p>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<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） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> ・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>4.2(2)d. → 審査ガイドどおり</p> <p>地表面物質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倍を設定している。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2 及びNRPB-R322より設定している。</p> <p>4.2(2)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室は外気を取り入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。</p> <p>中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室は外気を取り入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>直接流入量の評価に当たっては、バウンダリ容積を用いて計算している。</p>

<p>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>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>4.2(3)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるクラウドシャインについては、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している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるグランドシャインについては、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ている。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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>4.2(3)c. → 審査ガイドどおり</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から計算している。</p> <p>中央制御室では室内の放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクの着用を考慮して評価している。また、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. → 審査ガイドどおり</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、空气中濃度及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室では室内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>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <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、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 	<p>4.2(3)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>入退域におけるクラウドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果を考慮し評価している。</p> <p>4.2(3)f. → 審査ガイドどおり</p> <p>入退域でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4.2(3)g. → 審査ガイドどおり</p> <p>入退域での内部被ばくについては空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。</p> <p>入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)h. → 審査ガイドどおり</p> <p>6号炉、7号炉において同時に重大事故が発生したと想定した場合、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、本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想定して評価している。</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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 ・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。 ・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p>	<p>4.3(1)→ 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>4.3(1)a. → 審査ガイドどおり</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設定している。</p> <p>希ガス類，よう素類，Cs 類，Te 類，Ba 類，Ru 類，Ce 類及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については，R.G.1.195 を参照している。</p> <p>4.3(1)b. → 審査ガイドどおり</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設定している。</p> <p>4.3(2) → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p>

<p>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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR） 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1(2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p>	<p>4.3(3)a. → 審査ガイドどおり 非常用ガス処理系の作動時間については、事故発生から 40 分後（非常用ガス処理系排風機起動 30 分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間 10 分）として評価している。</p> <p>4.3(3)b. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4.3(3)c. → 審査ガイドどおり 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している。</p> <p>4.3(3)d. → 審査ガイドどおり 原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については、MAAP 解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率は、CSE 実験に基づき $9.0 \times 10^{-4} [1/s]$（上限 DF=200）と設定している。 無機よう素のサブプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan6.5.5 に基づき 10 と設定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p>	<p>4.3(3)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. 選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。</p> <p>4.3(3)f. → 審査ガイドどおり</p> <p>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3時間として評価している。</p> <p>4.3(4)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に1時間としている。</p> <p>4.3(4)b. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放出源高さは、放出源ごとに設定している。</p> <p>放出エネルギーによる影響は考慮していない。</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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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>4.3(5)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後 1 日ごとの積算線源強度を 7 日目まで計算している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、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している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を ANISN コード及び G33-GP2R コードで計算している。また、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スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量も評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードで計算している。</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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<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>4.3(5)b. → 審査ガイドどおり</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及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)a. と同様の条件で計算している。</p>

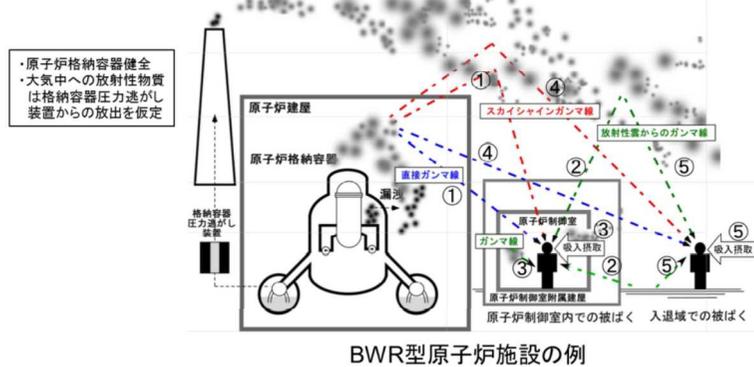
実用発電用原子炉に係る**重大事故時**の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の**居住性**に係る被ばく評価の
審査ガイドへの適合状況

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、グランドシャインによる外部被ばく)
入退域での被ばく	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)) ④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

図1 → 審査ガイドどおり

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**に係る被ばく評価の
審査ガイドへの適合状況

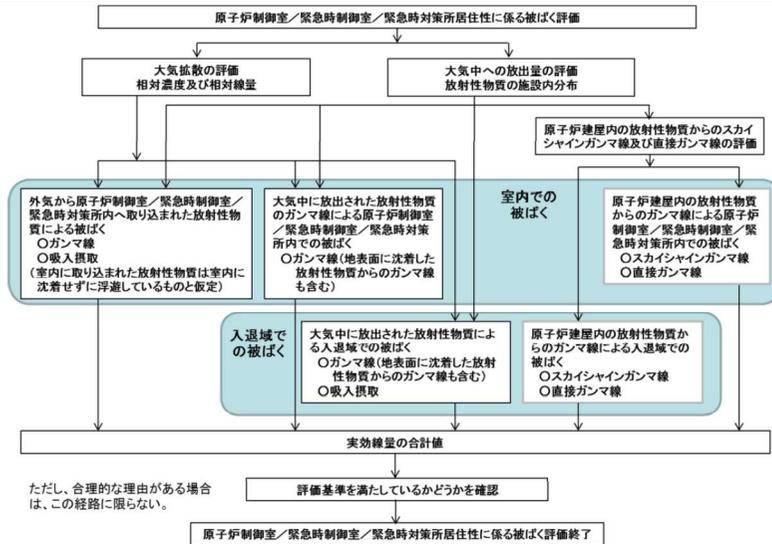
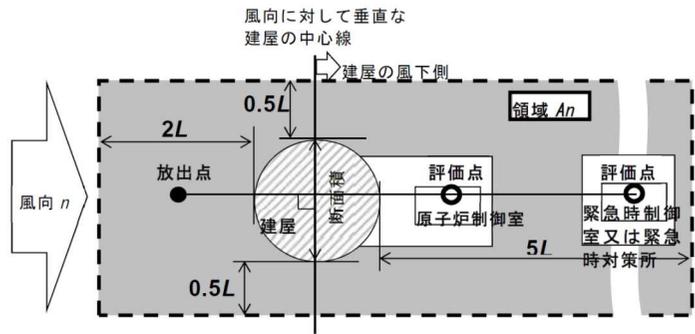


図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図3 → 審査ガイドどおり

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**に係る被ばく評価の
審査ガイドへの適合状況



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 → 審査ガイドどおり

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**に係る被ばく評価の
審査ガイドへの適合状況

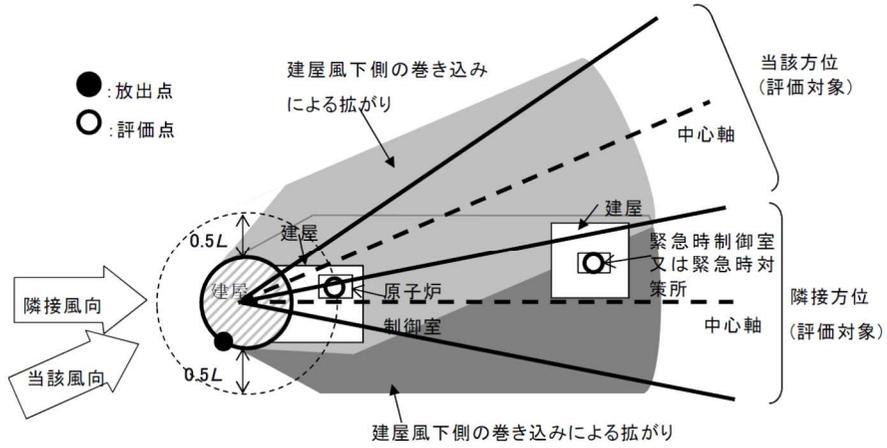
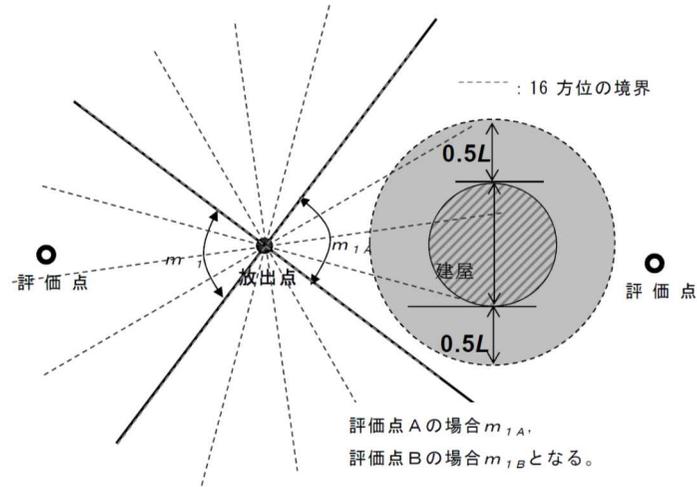


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイドどおり

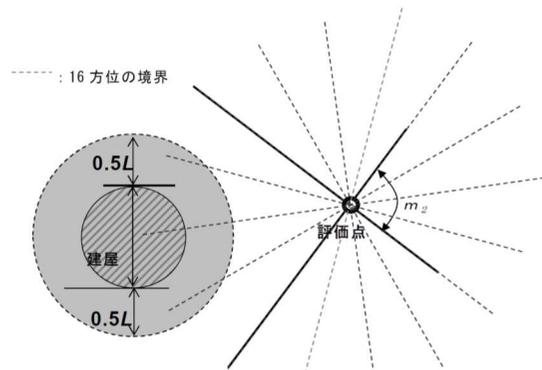
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の
審査ガイドへの適合状況



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)



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6 → 審査ガイドどおり

図7 → 審査ガイドどおり

<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に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</p>
<div data-bbox="235 347 761 395" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定) </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="208 424 792 472" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択 </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="208 501 792 616" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 <small>(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)</small> </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="208 644 792 759" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 <small>(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)</small> </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="277 788 725 836" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> i ~ iiiの重なる方位を選定 </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="409 865 595 906" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 方位選定終了 </div> <p data-bbox="235 930 757 954">図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</p>	<p data-bbox="1137 300 1435 323">図8 → 審査ガイドどおり</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に係る被ばく評価の
審査ガイドへの適合状況

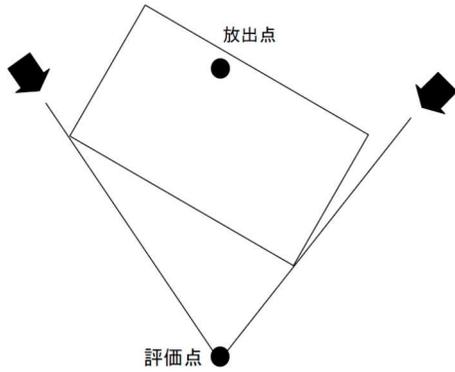


図9 評価対象方位の設定

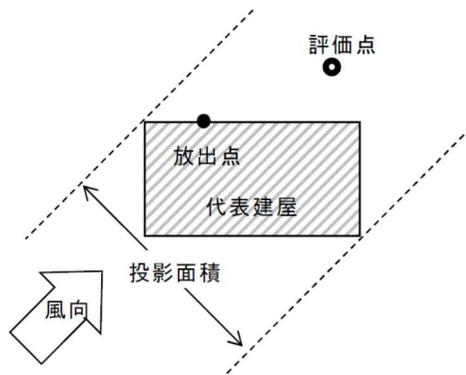


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図9 → 審査ガイドどおり

図10 → 審査ガイドどおり

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

目 次

1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	61-10-1-3
1.1 新規制基準への適合状況	61-10-1-3
1.2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について	61-10-1-5
・添付資料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	61-10-1-13
・添付資料2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	61-10-1-27
・添付資料3 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	61-10-1-32
・添付資料4 地表面への沈着速度の設定について	61-10-1-36
・添付資料5 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	61-10-1-39
・添付資料6 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	61-10-1-47
・添付資料7 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	61-10-1-52
・添付資料8 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	61-10-1-58
・添付資料9 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	61-10-1-66
・添付資料10 陽圧化装置による陽圧化開始が遅延することによる影響について	61-10-1-69
・添付資料11 可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率の設定について	61-10-1-78
・添付資料12 使用済燃料プール等の燃料等による影響について	61-10-1-82
・添付資料13 コンクリートの施工誤差の影響について	61-10-1-96
・添付資料14 審査ガイド ^{※1} への適合状況	61-10-1-101

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

1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

1.1 新規制基準への適合状況

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第六十一条（緊急時対策所）、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第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1	<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所により、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができるようにしている。</p>
2	<p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>—</p>

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第六十一条（緊急時対策所）、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第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1, 2	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② 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。</p> <p>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。</p> <p>④ 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。</p>	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性については、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき評価し、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している（約58mSv/7日間）。なお、想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定し、マスク着用なし、交替要員なし及びヨウ素剤の服用なしとして評価した。</p>

1.2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

重大事故等時の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき評価を行った。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は同等の遮蔽性能及び空調設備を有しているため、重大事故等の発生を想定する号炉（6号及び7号炉）に、より近接した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を代表として評価を行った。

（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76条抜粋）

緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。

- ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ② 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。
- 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。
- ④ 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。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量は7日間で約58mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

(1) 想定する事象

想定する事象は、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」とした。なお、想定する放射性物質等に関しては審査ガイドに基づき評価を行った。

(2) 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の発災を想定し評価した。なお、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。評価に用いた放出放射エネルギーを表1-1に示す。

表 1-1 大気中への放出放射エネルギー (gross 値)

核種類	放出放射エネルギー[Bq]
	6号及び7号炉の和
希ガス類	約 1.8×10^{19}
よう素類	約 6.3×10^{17}
Cs 類	約 5.6×10^{16}
Te 類	約 1.6×10^{17}
Ba 類	約 6.1×10^{15}
Ru 類	約 2.8×10^{10}
Ce 類	約 1.9×10^{14}
La 類	約 2.8×10^{13}

(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 1-2 に示す。

表 1-2 相対濃度及び相対線量

評価対象	放出号炉	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)	6号炉	3.6×10^{-4}	1.7×10^{-18}
	7号炉	9.8×10^{-5}	8.1×10^{-19}

(4) 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

被ばく評価に当たっては、対策要員は 7 日間 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図 1-1 及び図 1-2 に示す。また、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の主要条件を表 1-4 に、被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図 1-3 に示す。

- a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 内での被ばく (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 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 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。

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。

- b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 内での被ばく (経路②)

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 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。なお、遮蔽厚さとして、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) を囲む 6 面 (天井面、床面、側面) のうちで最も薄い遮蔽壁厚さを参照した。これにより、本被ばく経路の評価結果は、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) に隣接する区画内に浮遊する放射性物質からの影響を包含する。

- c. 外気から取り込まれた放射性物質による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 内での被ばく (経路③)

外気から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 内に取り込まれた放射性物質による被ばくは、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 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、マスクの着用及びヨウ素剤の服用はないものとして評価した。また、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の(a). 及び(b). の効果を考慮した。

- (a). 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) の陽圧化

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 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、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) へのフィルタを経由しない外気の侵入を防止する効果を考慮した。

(b). 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）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、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）への外気の侵入を防止する効果を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく（経路④）

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）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、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。

(5) 被ばく評価結果

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の対策要員の被ばく評価結果を表1-3に示す。対策要員の7日間の実効線量は約58mSv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、対策要員の7日間の実効線量は約66mSvとなった。

したがって、評価結果は判断基準の「対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

表 1-3 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結果

被ばく経路		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 7日間での実効線量[mSv]		
		6号炉	7号炉	合計※1
室内 作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく	約 1.9×10^0	約 3.2×10^{-1}	約 2.3×10^0 (約 2.9×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく	約 2.7×10^1	約 1.3×10^1	約 4.1×10^1 (約 4.5×10^1)
	③外気から取り込まれた放射性物質による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下 (0.1以下)
	(内訳) 内部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下 (0.1以下)
	外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下 (0.1以下)
	④地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく	約 1.2×10^1	約 3.1×10^0	約 1.5×10^1 (約 1.8×10^1)
合計 (①+②+③+④)		約 4.1×10^1	約 1.7×10^1	約 58 (約 66)

※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

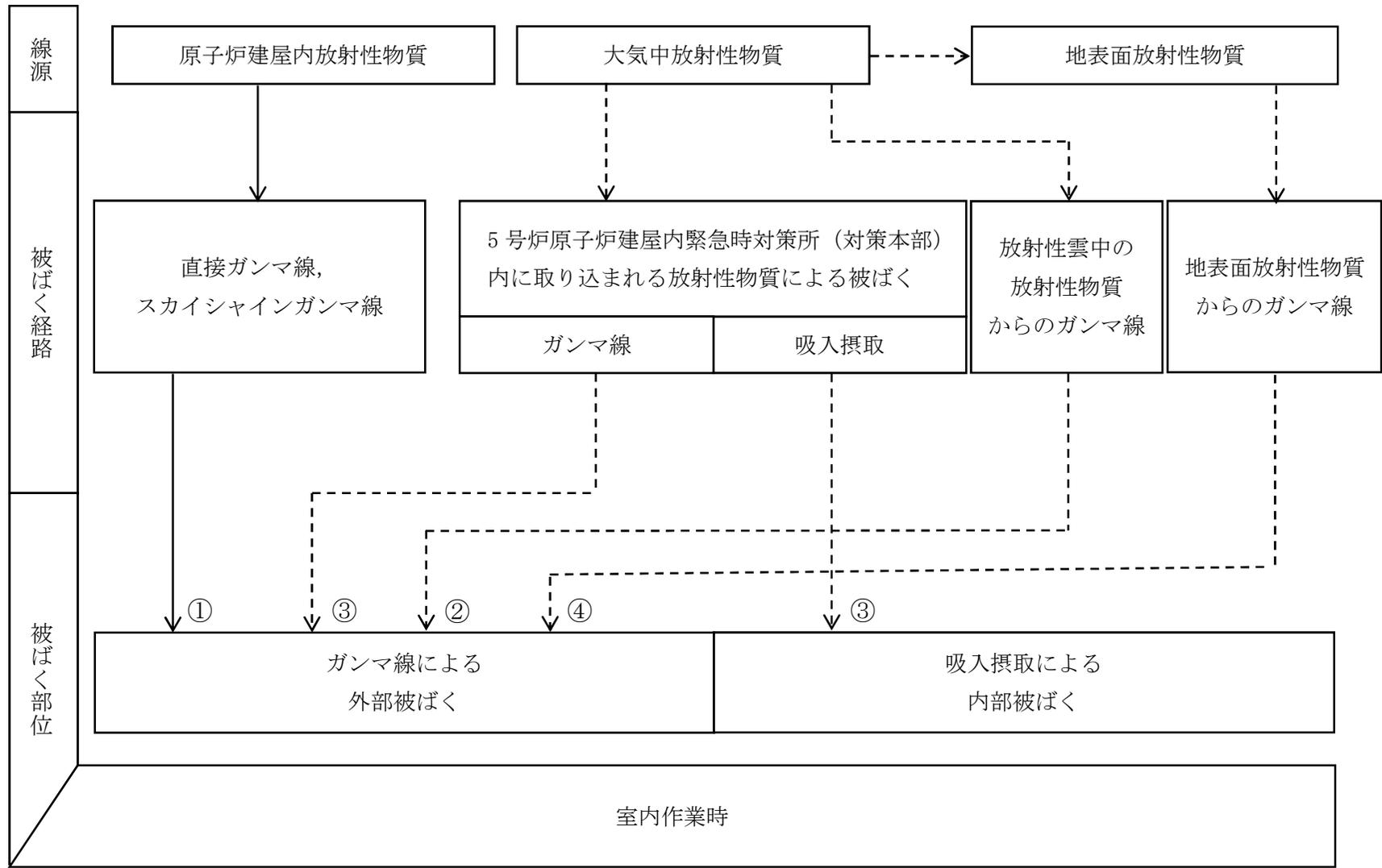


図 1-1 被ばく経路 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部))

室内 作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく （直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく （クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく （放射性物質の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）
	④ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での被ばく （グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく）

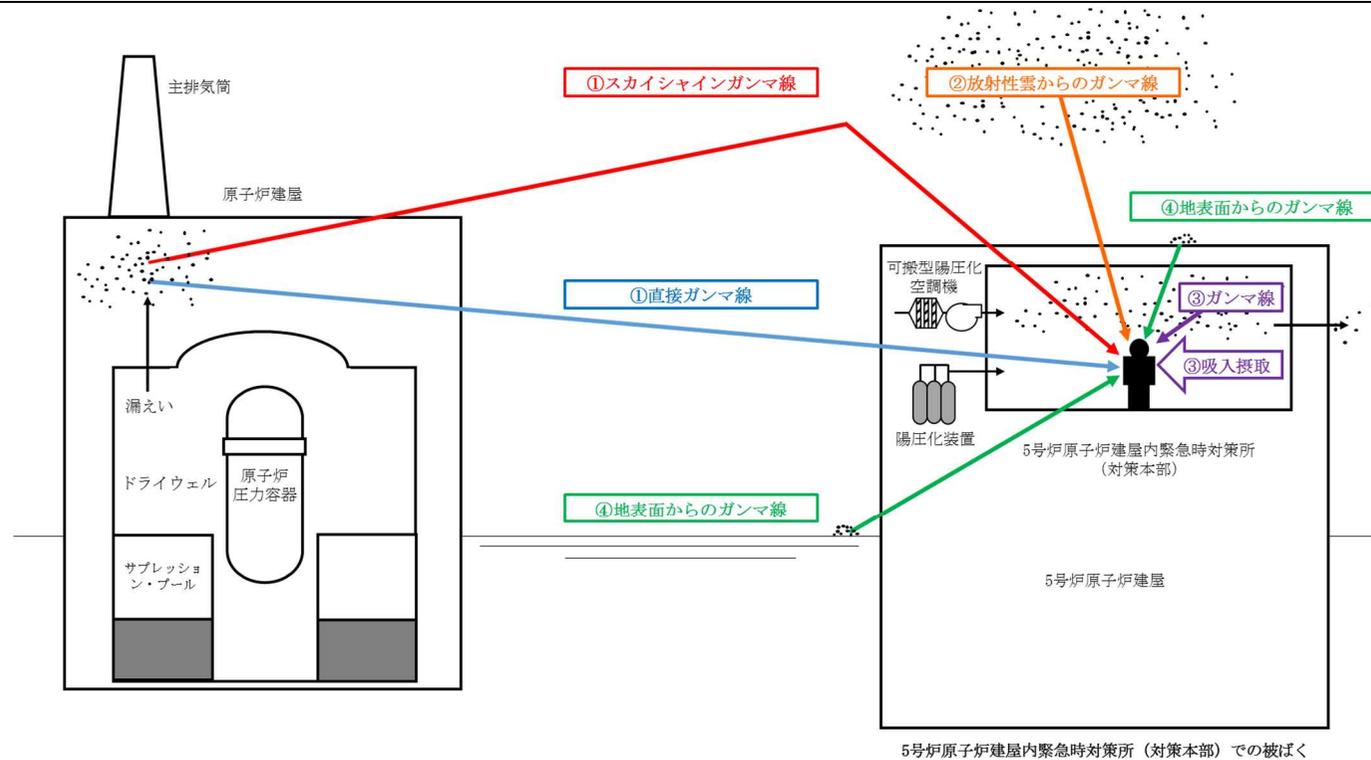


図 1-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の対策要員の被ばく経路イメージ図

表 1-4 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の主要条件

項目		評価条件		
放出量評価	発災プラント	6号及び7号炉		
	ソースターム	福島第一原子力発電所事故と同等		
大気拡散条件	放出継続時間	10時間		
	放出源高さ	地上放出		
	気象データ	1985.10～1986.9の1年間の気象データ		
	着目方位	6号炉：4方位（NNW, N, NNE, NE） 7号炉：2方位（N, NNE）		
	建屋巻き込み	巻き込みを考慮		
	累積出現頻度	小さい方から97%		
	重ね合わせ	号炉ごとに評価し被ばく線量を足し合わせる		
防護措置	事故発生からの経過時間	0～24時間後	24～34時間後	34～168時間後
	可搬型陽圧化空調機 による陽圧化	加圧	—	加圧
	陽圧化装置 による陽圧化	—	加圧	—
	マスクの着用	考慮しない		
	ヨウ素剤の服用	考慮しない		
	要員の交替	考慮しない		
結果	合計線量（7日間）	約58mSv（約66mSv）※1		

※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

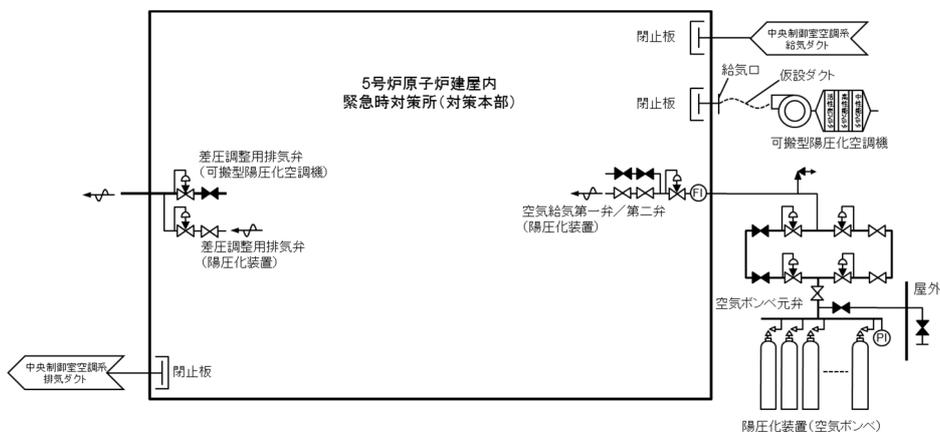


図 1-3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の被ばく評価に係る換気空調設備の概略図（陽圧化装置による陽圧化時）

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

核種類	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 χ/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}

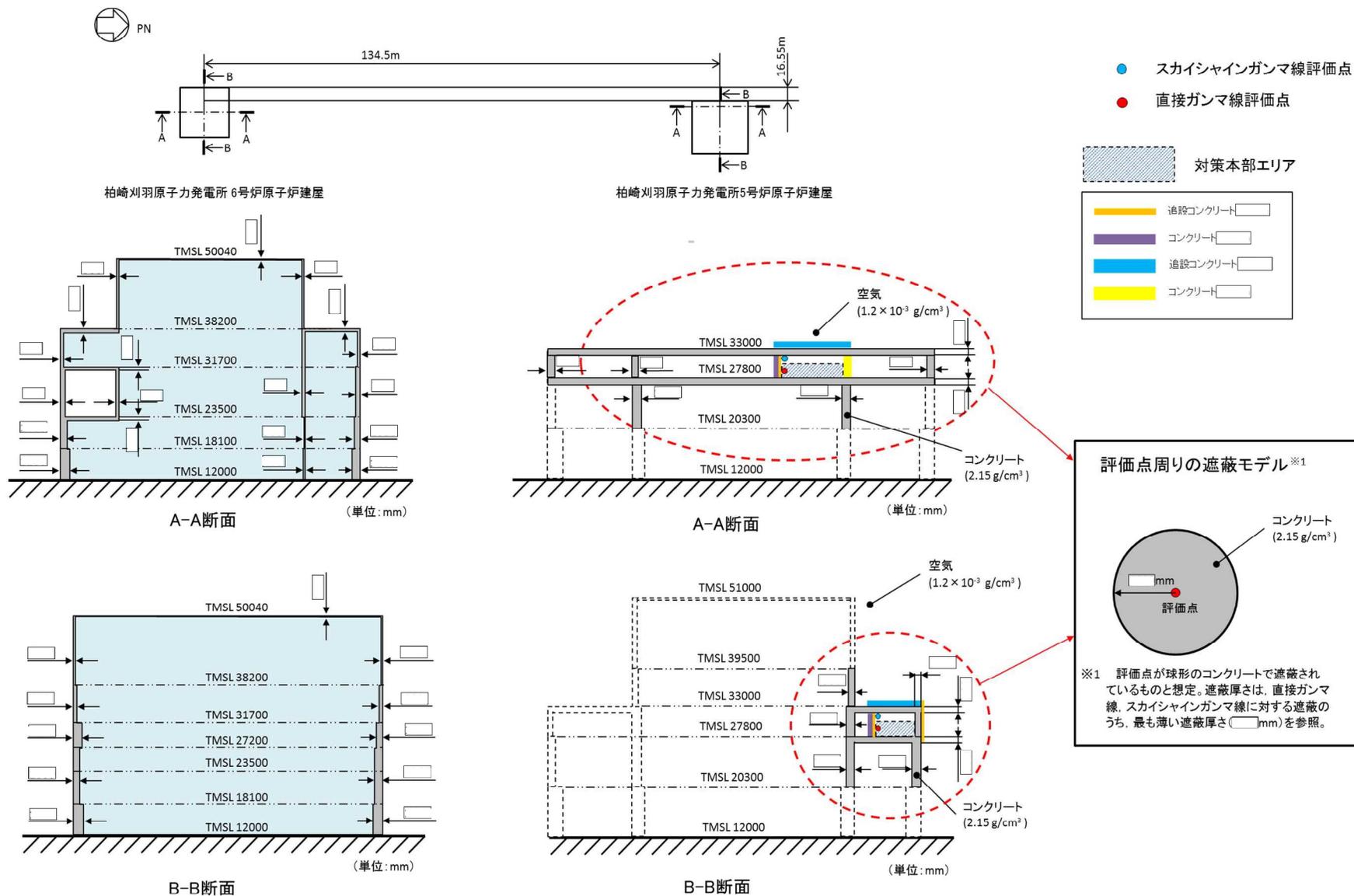
表添 1-1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

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。	—

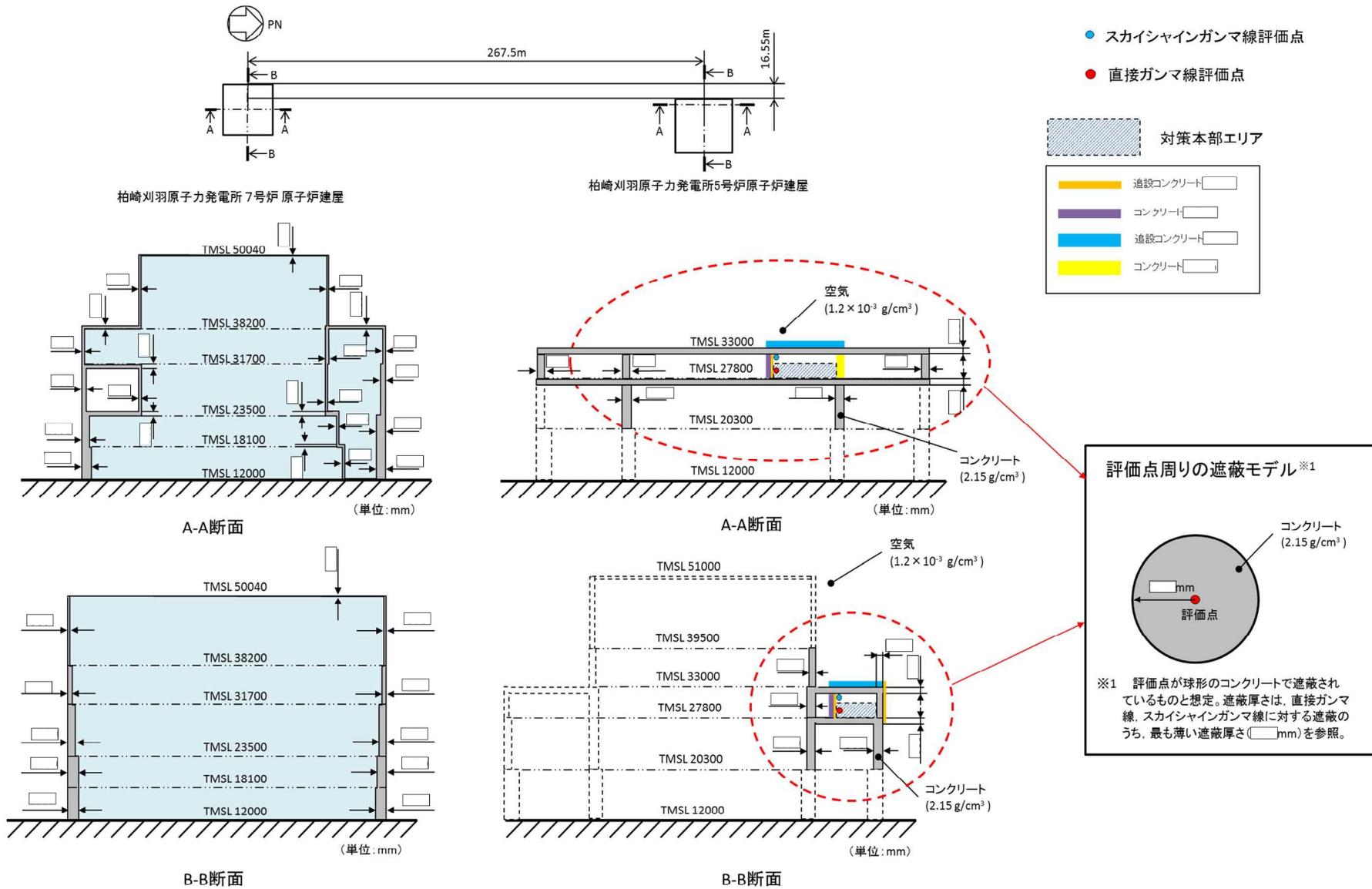
表添1-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度

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 1-1-1 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)



図添 1-1-1 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、フィルタを經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”

被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

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

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

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

(2) データ統計期間

統計年：2004 年 04 月～2013 年 03 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

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

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

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5% で棄却されたのは 11 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データにより代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表添 1-2-1 から表添 1-2-4 に示す。

表添 1-2-1 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月～1986 年 09 月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 04 月～2013 年 03 月

(%)

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

表添 1-2-2 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月～1986 年 09 月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 04 月～2013 年 03 月

(%)

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

表添 1-2-3 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 09 月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 04 月～2013 年 03 月

(%)

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

表添 1-2-4 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 09 月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 04 月～2013 年 03 月

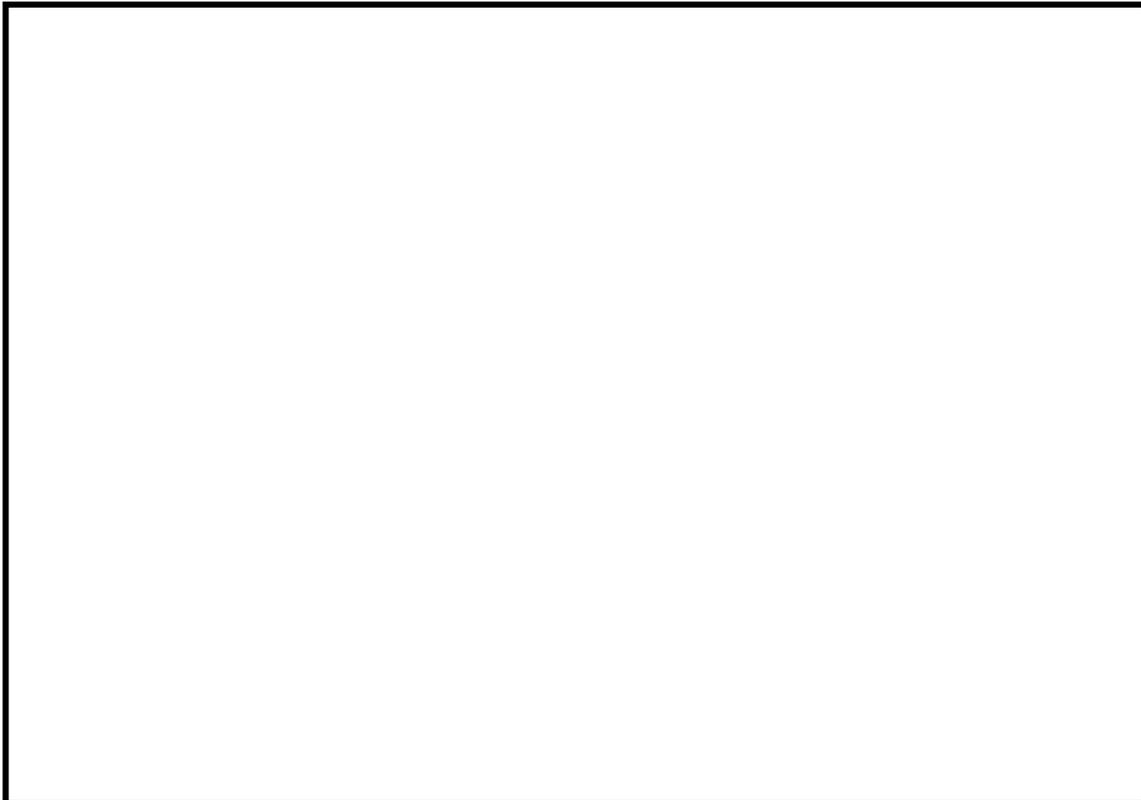
(%)

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

被ばく評価に用いる大気拡散評価について

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で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。

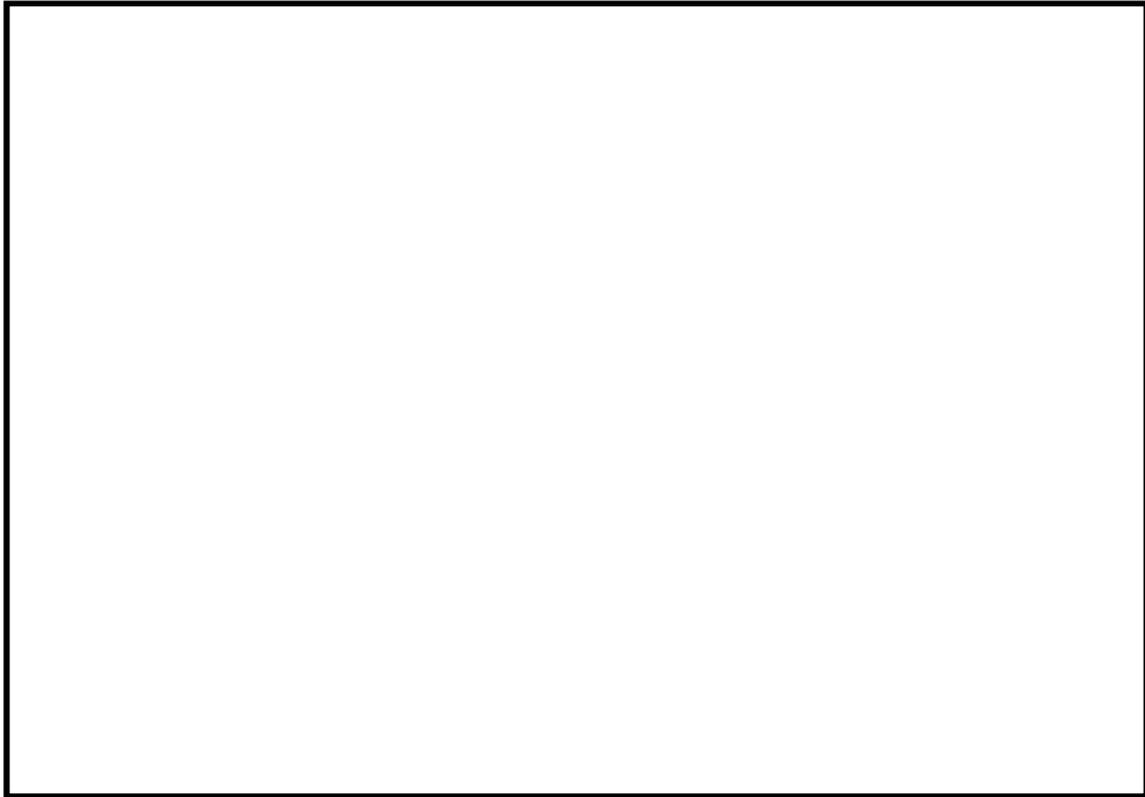
着目方位と評価結果を図添 1-3-1 及び図添 1-3-2 並びに表添 1-3-1 に示す。



図添 1-3-1 着目方位

（放出点：6号炉原子炉建屋中心、
評価点：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）中心）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図添 1-3-2 着目方位

(放出点：7号炉原子炉建屋中心,

評価点：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）中心)

表添 1-3-1 着目方位並びに相対濃度及び相対線量

評価点	放出点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [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	NNW, N, NNE, NE	3.6×10^{-4}	1.7×10^{-18}
	7号炉 原子炉建屋 中心	N, NNE	9.8×10^{-5}	8.1×10^{-19}

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。

評価結果を表添 1-3-2 及び表添 1-3-3 に示す。

表添 1-3-2 相対濃度及び相対線量の値 (6 号炉)

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
6 号炉原子炉建屋中心	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 中心
		97.02	3.6×10^{-4}	97.06	1.7×10^{-18}
		97.01	3.6×10^{-4}	97.01	1.7×10^{-18}
		96.99	3.6×10^{-4}	96.98	1.7×10^{-18}
	

表添 1-3-3 相対濃度及び相対線量の値 (7 号炉)

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
7 号炉原子炉建屋中心	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 中心
		97.02	9.9×10^{-5}	97.06	8.2×10^{-19}
		97.01	9.8×10^{-5}	97.01	8.1×10^{-19}
		96.96	9.7×10^{-5}	96.99	8.0×10^{-19}
	

地表面への沈着速度の設定について

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いて、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着速度 0.3cm/s ^{※1}の4倍である 1.2cm/s を用いている。

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

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 乾性沈着速度の設定根拠については添付資料5を参照

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つて示す。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、居住性に係る被ばく評価を保守的に評価するために放出点高さの相対濃度を用いた。

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

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

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

V_d : 沈着速度 $[\text{m}/\text{s}]$ (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2より)

(2) 湿性沈着率

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

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

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

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

Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]
(= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)

Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]

\sum_{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。

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

2. 評価結果

表添1-4-1に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の評価点における評価結果を示す。

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1.1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。

表添1-4-1 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
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	3.6×10^{-4}	約 1.1×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.1
	7号炉原子炉 建屋中心	9.8×10^{-5}	約 3.0×10^{-7}	約 3.3×10^{-7}	約 1.1

エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

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では、エアロゾル粒子の地表面への沈着速度を乾性沈着速度の4倍と想定しており、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 μ m～5 μ 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の放出はされにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinnの検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1 μ m～5 μ mの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度（図添1-5-1）である。以上のことから、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。

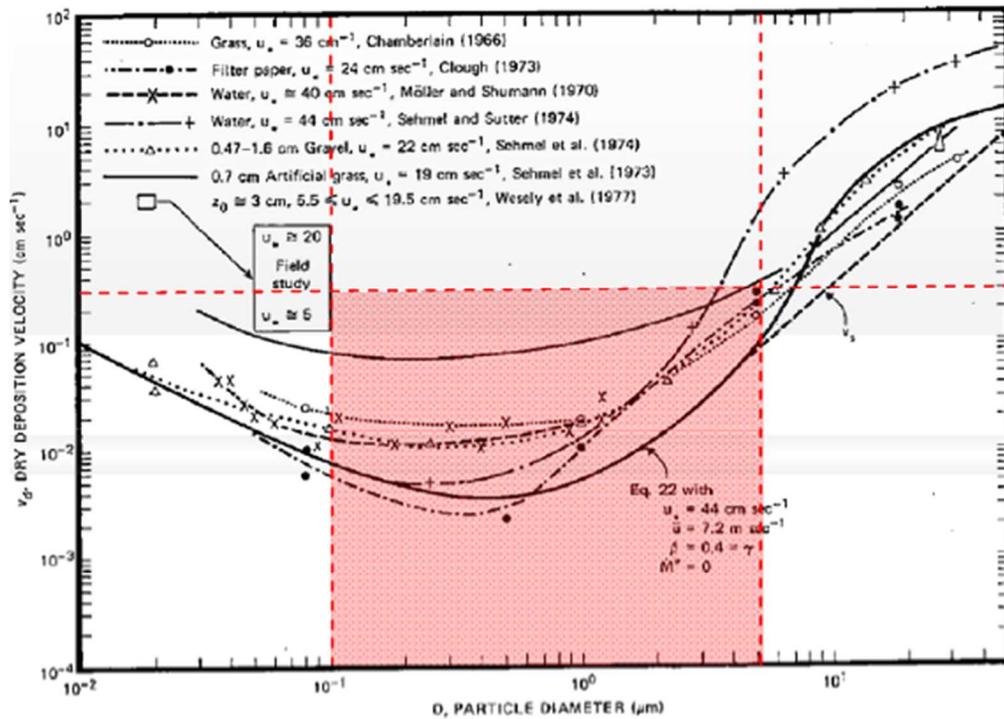


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁷⁻²¹ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図添 1-5-1 様々な粒径における乾性沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{**2})

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

※2 W.G.N. Slinn: 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)

重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径について

重大事故等時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。

重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、重大事故等時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別表添 1-1 の②, ⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時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重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（別表添 1-1 の①, ③, ④）を調査した。以上の調査結果を別表添 1-1 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。

別表添 1-1 重大事故等時のエアロゾル粒子の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	エアロゾル粒子の 粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約 0.5~5 (別図添 1-1 参照)	重大事故等時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とした比較試験
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、溶解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 が実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考 1-2)	重大事故等時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)	重大事故等時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	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考 1-2)	重大事故等時の FP 挙動の実験 (左記のエアロゾル粒子の粒径は PHÉBUS 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) Test LA2

※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

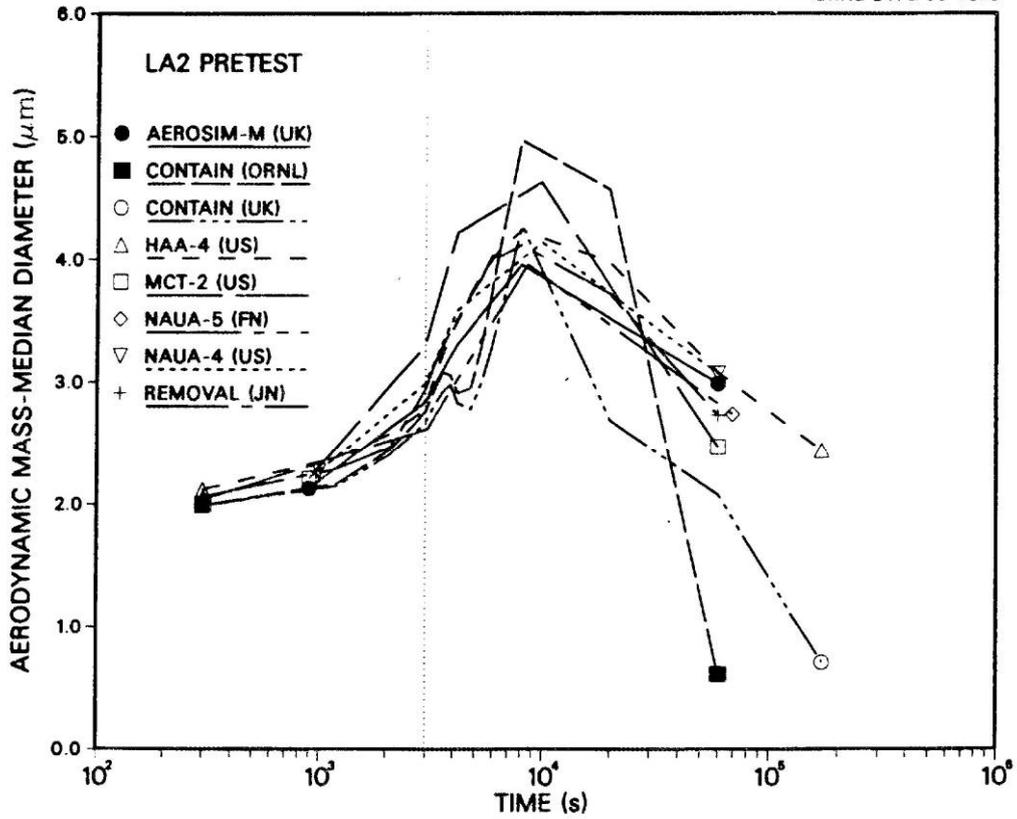


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

別図添 1-1 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 **PHÉBUS FP**

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	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
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、重大事故等条件下での炉心燃料から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

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

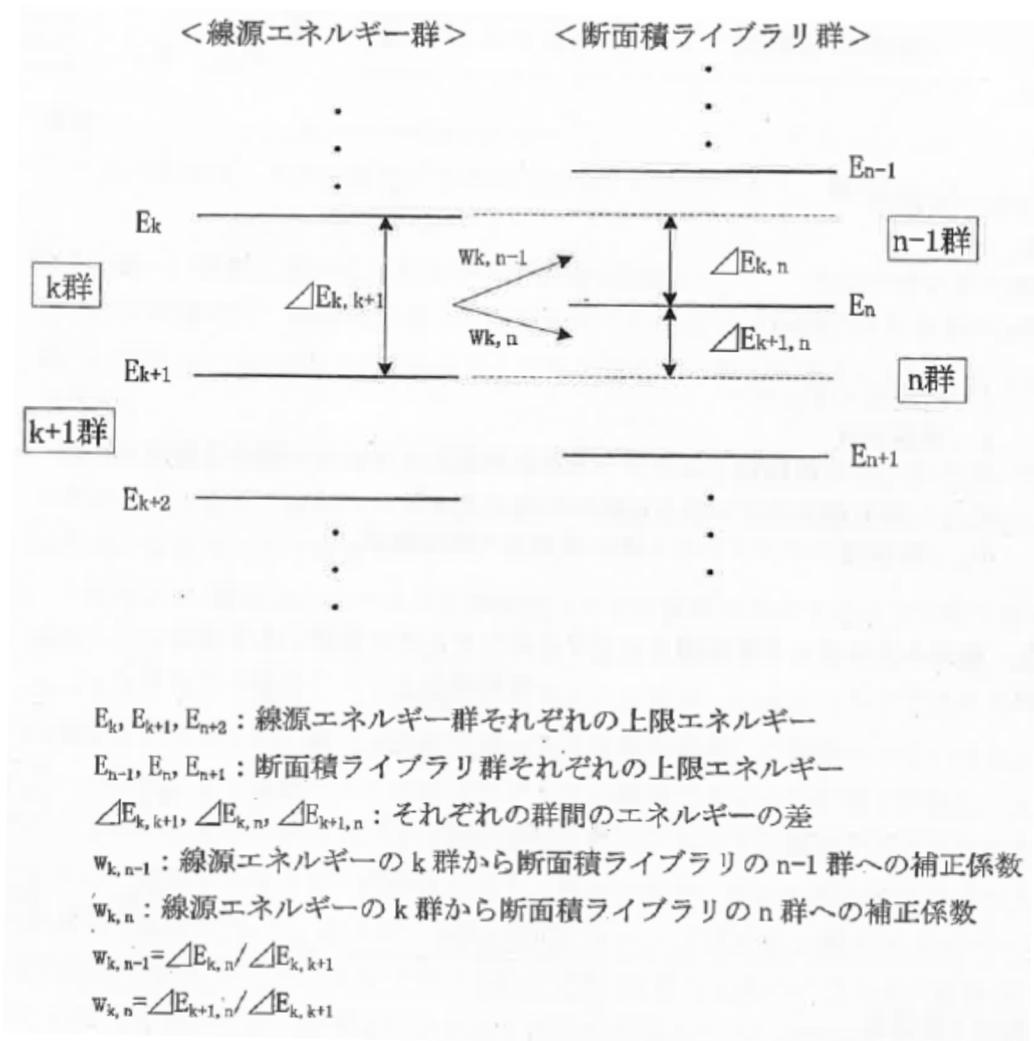
・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。

➤ 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～晩期圧力容器内放出)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}

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

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、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。なお、クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽厚さとして、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面（天井面、床面、側面）のうちで最も薄い遮蔽壁厚さを参照した。これにより、クラウドシャインガンマ線による被ばく線量の評価結果は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に隣接する区画内に浮遊する放射性物質からの影響を包含することができる。具体的な評価方法を以下に示す。

(1) 放出量及び大気拡散

大気中に放出される放射エネルギーは表添 1-1-2 の値を用いた。また、相対線量は表添 1-1-4 の値を用いた。

(2) 評価体系

評価モデルを図添 1-7-1 に示す。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面の遮蔽壁の厚さを表添 1-7-1 に示す。

放射性雲中の放射性物質は5号炉原子炉建屋外に存在し、当該放射性物質からのガンマ線は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面の遮蔽壁に加え、それ以外の5号炉原子炉建屋内の外壁及び内壁等により遮蔽される（図添 1-7-2）。クラウドシャインガンマ線の評価に当たっては、これらの遮蔽のうち5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面の遮蔽壁の遮蔽効果のみを考慮し、それ以外の外壁及び内壁による遮蔽効果には期待しないものとした。

また、クラウドシャインガンマ線による被ばく線量は、相対線量を基に評価した線量に対して遮蔽効果を考慮することで評価しており、相対線量は審査ガイドに基づき放射性雲が評価点周りにも存在しているものとして評価している（図添 1-7-3）。

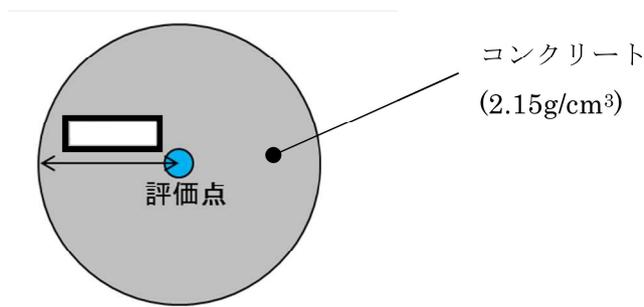
これは、クラウドシャインガンマ線の線源となる放射性雲が、5号炉原子炉建屋外だけではなく、隣接区画及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内に進入しているものと想定していることに相当する（図添 1-7-4）。

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。

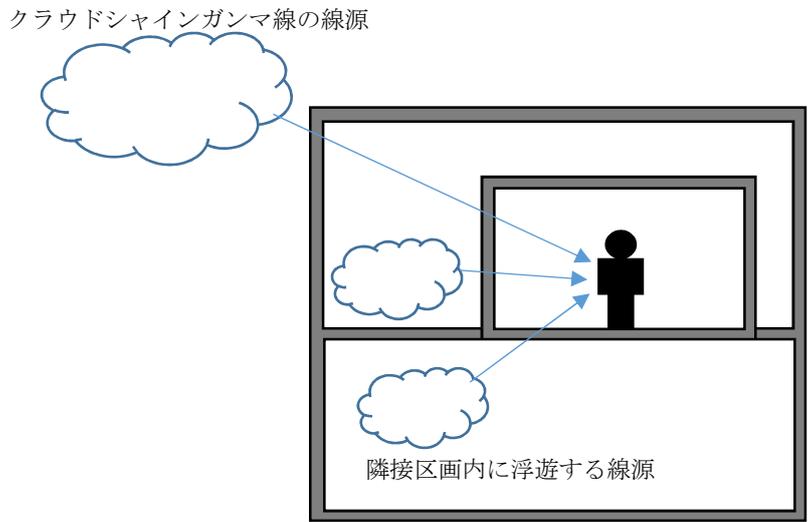
本クラウドシャインガンマ線の評価では、①5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面の遮蔽壁の遮蔽効果のみを考慮していること、②相対線量（放射性雲が評価点周りにも存在しているものとして評価）を基に評価していることから、その評価結果は、隣接区画内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による影響を包含するものと考えられる。なお、本評価では、クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽厚さとして、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面の遮蔽壁のうちで最も薄い遮蔽厚さ（コンクリート：）を参照しており、保守的な遮蔽モデルとなっている。

表添 1-7-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面の遮蔽壁の厚さ

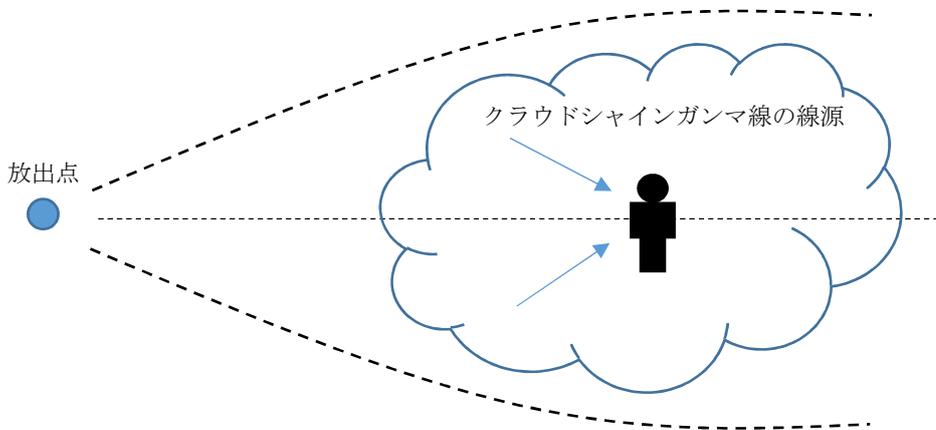
	遮蔽壁の厚さ
東面	
西面	
南面	
北面	
天井面	
床面	



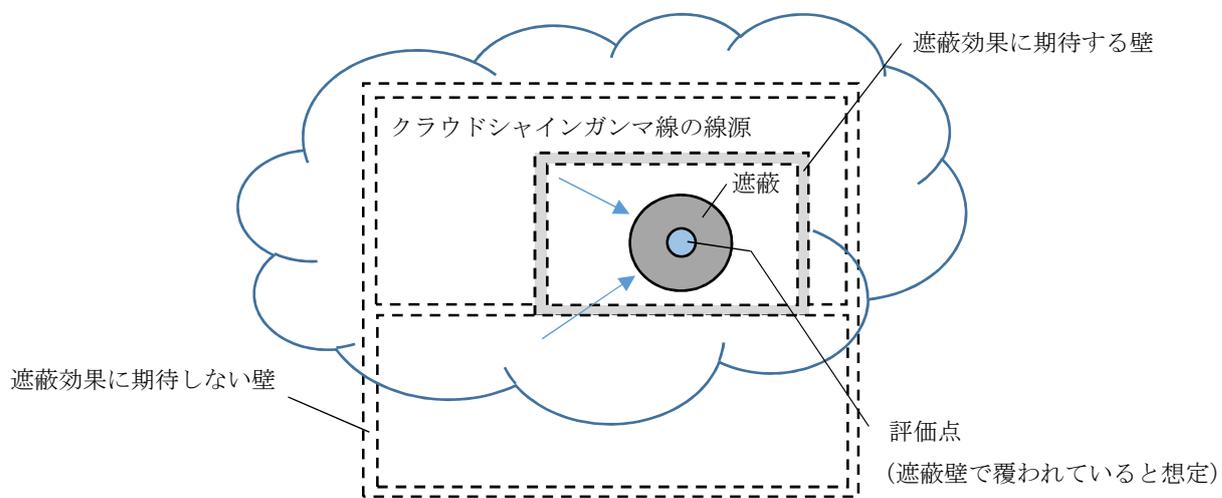
図添 1-7-1 クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデル



図添 1-7-2 線源との位置関係イメージ図



図添 1-7-3 相対線量評価イメージ図



図添 1-7-4 評価上考慮したクラウドシャインガンマ線の線源イメージ図

(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、評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

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

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

- 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_{kγ} : 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「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2007」(公益財団法人 原子力安全技術センター)に記載されている値を内挿することにより求めた。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 MATXSLIB-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添 1-7-2 に示す。

表添 1-7-2 クラウド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 2.7×10^1	約 1.3×10^1	約 4.1×10^1

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。

なお、放射性物質は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の中心位置における相対濃度を用いて求めた濃度で、5号炉原子炉建屋の屋上及び5号炉原子炉建屋周りの地表面に一様に沈着しているものと仮定した。具体的な評価方法を以下に示す。

(1) 地表面の単位面積当たりの積算線源強度

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。なお、5号炉原子炉建屋の屋上面の単位面積当たりの積算線源強度は地表面と同じとした。

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

S_{γ} : 単位面積当たりのエネルギー γ の photon の積算線源強度[photons/m²]

Q_k : 核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[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]は表添 1-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表添 1-1-4 の値を用いた。

地表面への沈着速度は表添 1-1-8 のとおり 1.2[cm/s] (乾性沈着速度の 4 倍) とした。

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) 値から求めた。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 MATXSLIB-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。

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添 1-8-1 に示す。

表添 1-8-1 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

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)	6 号炉	7 号炉
—	1.00×10 ⁻²	約 4.4×10 ¹⁵	約 1.2×10 ¹⁵
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 4.4×10 ¹⁵	約 1.2×10 ¹⁵
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 6.2×10 ¹⁶	約 1.7×10 ¹⁶
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 1.4×10 ¹⁶	約 3.8×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 6.9×10 ¹⁵	約 1.9×10 ¹⁵
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 4.6×10 ¹⁵	約 1.2×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 8.7×10 ¹⁴	約 2.4×10 ¹⁴
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 4.4×10 ¹⁵	約 1.2×10 ¹⁵
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 4.0×10 ¹⁵	約 1.1×10 ¹⁵
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 3.0×10 ¹⁶	約 8.1×10 ¹⁵
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 5.9×10 ¹⁶	約 1.6×10 ¹⁶
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 9.3×10 ¹⁶	約 2.5×10 ¹⁶
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 4.6×10 ¹⁶	約 1.3×10 ¹⁶
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 6.1×10 ¹⁶	約 1.7×10 ¹⁶
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 2.0×10 ¹⁵	約 5.5×10 ¹⁴
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 8.9×10 ¹⁶	約 2.4×10 ¹⁶
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 1.0×10 ¹⁷	約 2.8×10 ¹⁶
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 4.4×10 ¹⁶	約 1.2×10 ¹⁶
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 8.8×10 ¹⁶	約 2.4×10 ¹⁶
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 2.0×10 ¹⁶	約 5.5×10 ¹⁵
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 6.2×10 ¹⁴	約 1.7×10 ¹⁴
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 9.9×10 ¹⁵	約 2.7×10 ¹⁵
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 7.4×10 ¹⁴	約 2.0×10 ¹⁴
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 1.6×10 ¹⁵	約 4.3×10 ¹⁴
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 1.6×10 ¹⁵	約 4.3×10 ¹⁴
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 3.5×10 ¹³	約 9.5×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 2.9×10 ⁸	約 7.8×10 ⁷
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 2.9×10 ⁸	約 7.8×10 ⁷
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 6.0×10 ²	約 1.6×10 ²
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 6.0×10 ²	約 1.6×10 ²
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 6.0×10 ²	約 1.6×10 ²
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 6.0×10 ²	約 1.6×10 ²
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 6.8×10 ¹	約 1.9×10 ¹
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 6.8×10 ¹	約 1.9×10 ¹
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 6.8×10 ¹	約 1.9×10 ¹
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 6.8×10 ¹	約 1.9×10 ¹
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 2.1×10 ¹	約 5.7×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.0×10 ¹	約 2.9×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	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
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	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

(2) 評価体系

(a) 線源領域

a. 5号炉原子炉建屋の屋上に沈着した放射性物質

5号炉原子炉建屋の屋上には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の中心位置における相対濃度を用いて求めた濃度で放射性物質が一様に沈着しているものとした。

また、図添 1-1-1 に示したとおり 5号炉原子炉建屋の屋上面は凸型となっているが、本評価では 5号炉原子炉建屋の屋上面が平坦であるものとし線源領域を設定した。屋上面の標高は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）が位置する場所の屋上面の標高（T.M.S.L 33000）を参照した。屋上面の線源の評価モデルを図添 1-8-3 に示す。

なお、5号炉原子炉建屋の凸部分の屋上面の標高（T.M.S.L 51360）は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）が位置する場所の屋上面の標高（T.M.S.L 33000）よりも高く、凸部分の屋上面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、当該凸部分の躯体（屋上面の躯体や原子炉建屋5階の床面等）により遮蔽され影響は小さくなるものと考えられる。5号炉原子炉建屋の屋上面を平坦であると設定することは、この遮蔽効果に期待しないことに相当するため保守的な設定となる。

線源領域の面積は、5号炉原子炉建屋の屋上面の面積（ $6889\text{m}^2 = 83\text{m} \times 83\text{m}$ ）と同一とした。

b. 5号炉原子炉建屋周りの地表面に沈着した放射性物質

5号炉原子炉建屋周りには、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の中心位置における相対濃度を用いて求めた濃度で放射性物質が一様に沈着しているものとした。

5号炉原子炉建屋周りの地表の高さは場所により異なるが、本評価では5号炉原子炉建屋周りの線源の高さを保守的に評価点高さとして評価した。また、放射性物質の地表面への沈着が広範囲に渡ることを考慮し、地表面からの影響がほぼ飽和する半径500m以内を線源領域とした。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みなし、他の領域と同様に線源とした。地表面の線源の評価モデルを図添 1-8-1 に示す。

(b) 遮蔽及び評価点

グラウンドシャインガンマ線の評価においては、5号炉原子炉建屋の外壁及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む遮蔽による低減効果を考慮した。本遮蔽モデルでは、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。遮蔽モデル図を図添 1-8-2 及び図添 1-8-3 に示す。

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、5号炉原子炉建屋の屋上の線源からのグランドシャインガンマ線の評価結果の和が最も大きくなる点（南西角）を選定した。なお、評価点高さは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。評価点を図添 1-8-2 及び図添 1-8-3 に示す。

(3) 評価コード

QAD-CGGP2R コード※1を用いた。

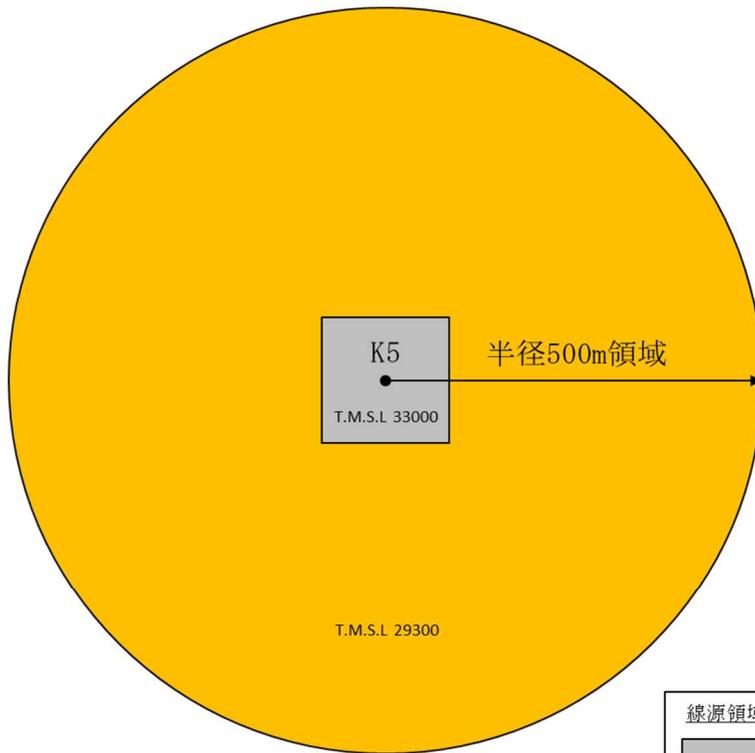
※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した。

(4) 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添 1-8-2 に示す。

表添 1-8-2 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

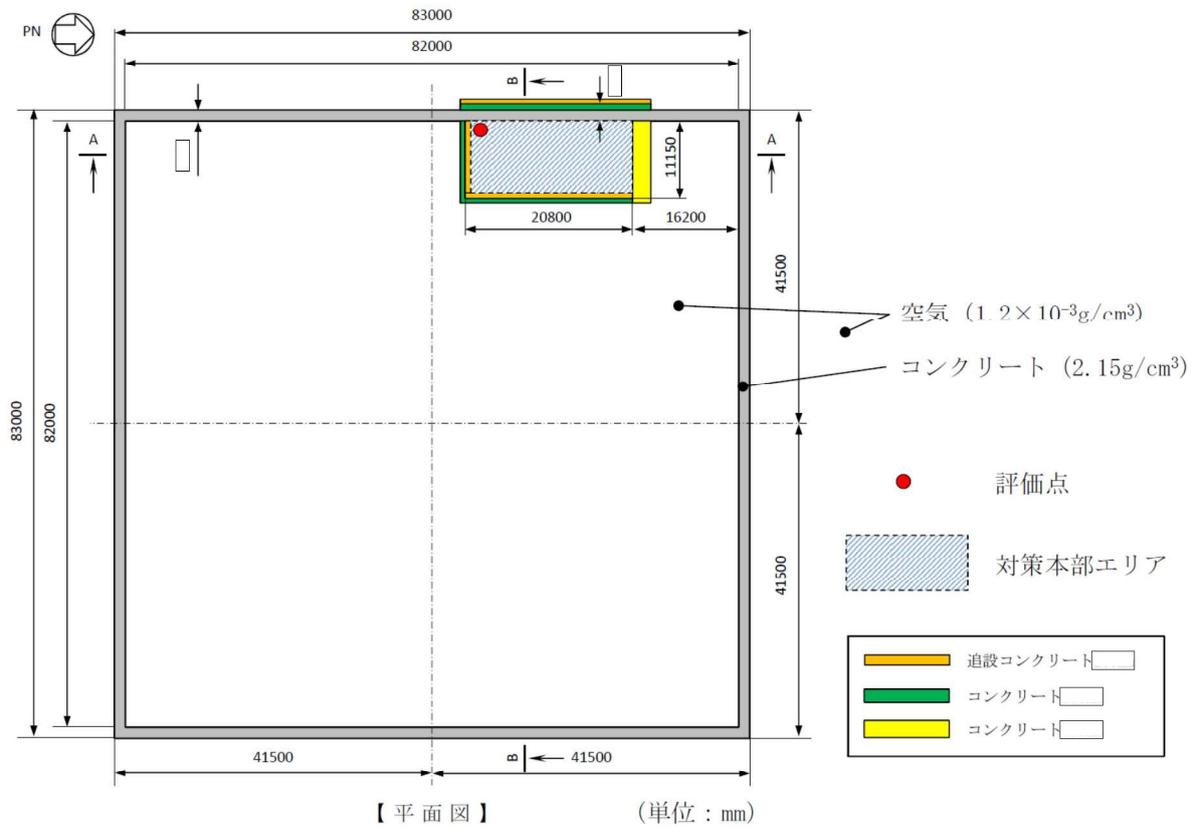
評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]		
			6号炉	7号炉	合計
5号炉原子炉建 屋内緊急時対策 所（対策本部）	地表面沈着分	7日	約 1.1×10^1	約 3.1×10^0	約 1.5×10^1
	屋上沈着分	7日	約 9.7×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 1.2×10^{-1}
	合計	7日	約 1.2×10^1	約 3.1×10^0	約 1.5×10^1



線源領域の標高	
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）が位置する場所の屋上面の標高 (T.M.S.L 33000)
	評価点高さ (T.M.S.L 29300)

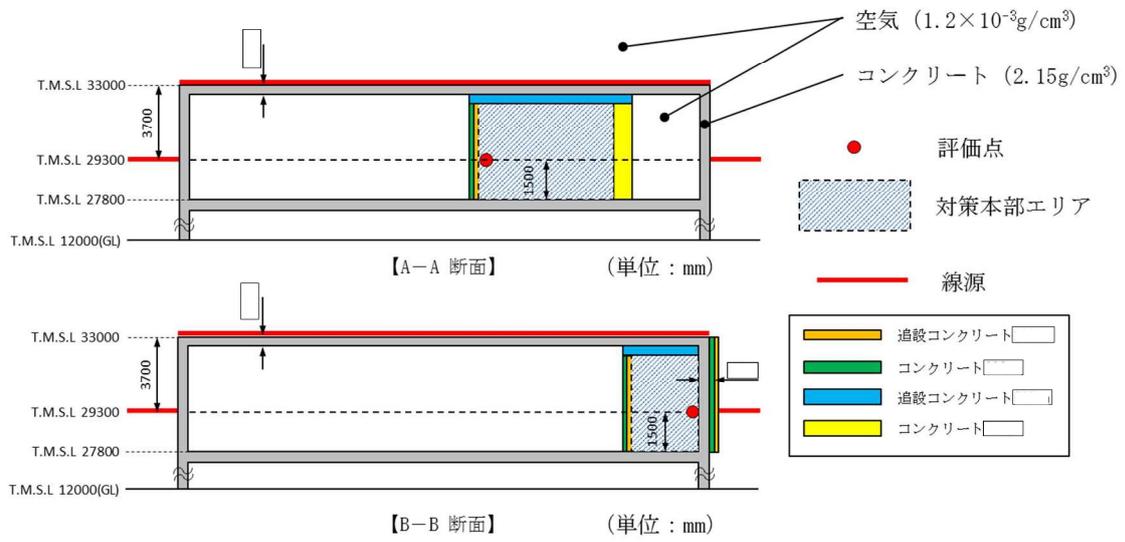
図添1-8-1 線源領域（灰色及び橙色，半径500m）

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1-8-2 グランドシャインガンマ線の評価モデル (平面図)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図添1-8-3 グランドシャインガンマ線の評価モデル (断面図)

外気から取り込まれた放射性物質による被ばくについて

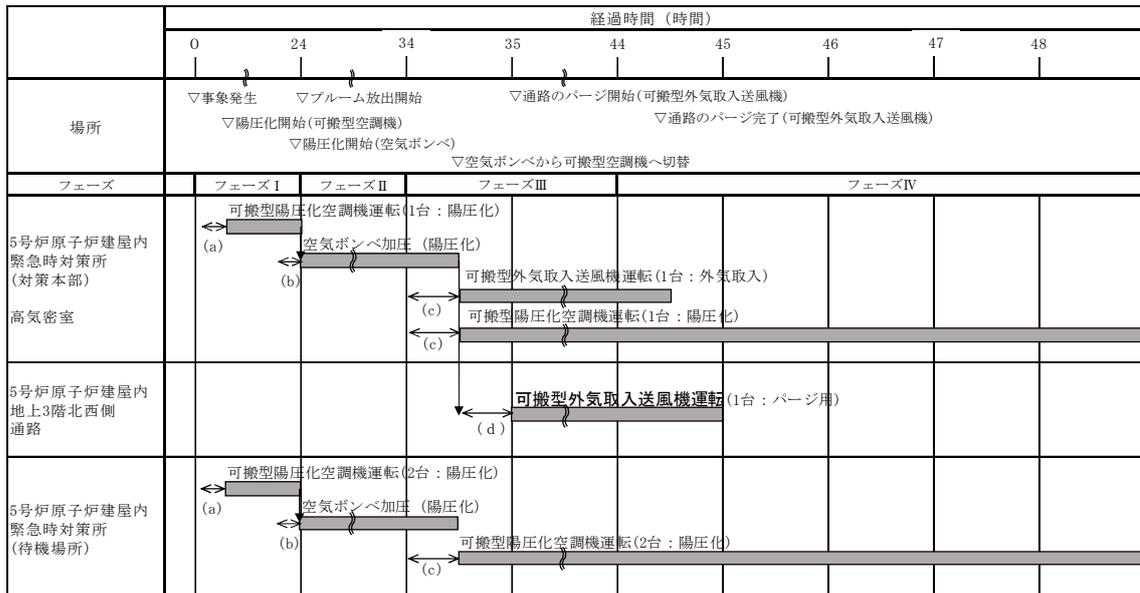
室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくは、図添 1-9-1 に示すタイムチャートを基に整理した以下のフェーズごとに評価した。各フェーズの換気設備の運用イメージを図添 1-9-2 に示す。

フェーズⅠ：放射性雲の通過前

フェーズⅡ：陽圧化装置による陽圧化期間（放射性雲の通過中）

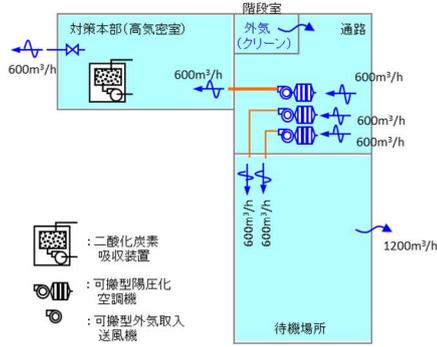
フェーズⅢ：吸気位置を屋外とした可搬型陽圧化空調機による陽圧化期間（通路部のパージを実施している期間）

フェーズⅣ：吸気位置を通路部とした可搬型陽圧化空調機による陽圧化期間（通路部のパージ終了後）

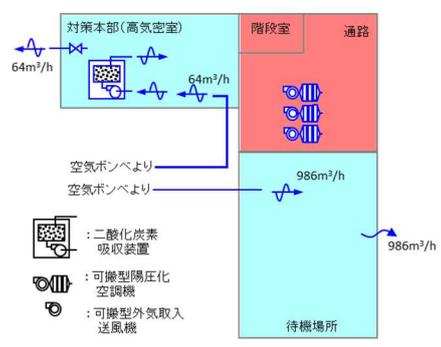


図添 1-9-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における換気設備のタイムチャート
 (「61-9 緊急時対策所について(被ばく評価除く)」から抜粋)

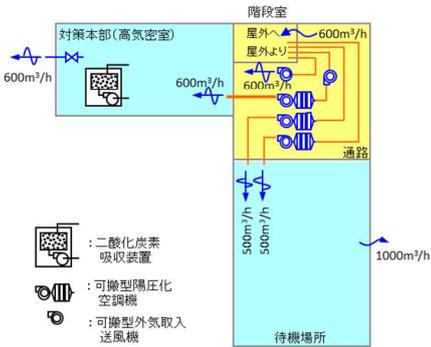
フェーズⅠ：0～24h(PCV破損時ブルーム通過前)



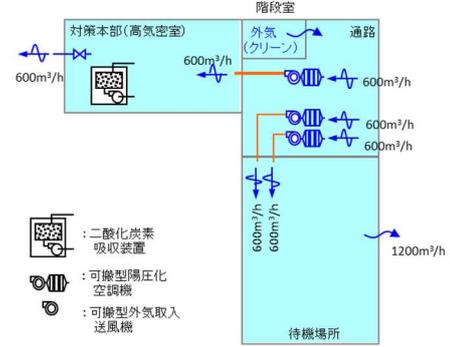
フェーズⅡ：24～34h(PCV破損時ブルーム通過中)



フェーズⅢ：34～44h(PCV破損時通路パージ中)



フェーズⅣ：44h～(全体ファン陽圧化)



図添 1-9-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における換気設備の運用イメージ
 (「61-9 緊急時対策所について(被ばく評価除く)」から抜粋)

1. 評価方法及び評価結果

各期間における評価方法及び評価結果について、以下 a. ～d. 及び表添 1-9-1 に示す。

a. 放射性雲の通過前

放射性物質の放出開始以前においては室内への放射性物質の取り込みはない。

b. 陽圧化装置による陽圧化期間（放射性雲の通過中）

陽圧化装置により室内を陽圧化し、室内への外気の流入を遮断することから、室内への放射性物質の取り込みはない。

c. 吸気位置を屋外とした可搬型陽圧化空調機による陽圧化期間（通路部のパージを実施している期間）

本期間は放射性雲の通過後であることから、吸気位置を“屋外”とした可搬型陽圧化空調機による室内への放射性物質の取り込みはない。

d. 吸気位置を通路部とした可搬型陽圧化空調機による陽圧化期間（通路部のパージ終了後）

本期間における被ばくは、可搬型陽圧化空調機の効果及び吸気位置（通路部）の放射性物質濃度を踏まえて評価した。

なお、通路部の放射性物質濃度は、通路部のパージの効果を検討し求めた。パージ時間は 10 時間とし、パージ開始前の通路部の放射性物質濃度は、放射性雲通過中の外気濃度と同じとした。

表添 1-9-1 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

被ばく経路	評価位置	積算 日数	実効線量[mSv]		
			6号炉	7号炉	合計
吸入摂取による 内部被ばく	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部）	7日	0.1以下	0.1以下	0.1以下
外部被ばく	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部）	7日	0.1以下	0.1以下	0.1以下

陽圧化装置による陽圧化開始が遅延することによる影響について

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）では、陽圧化装置による陽圧化開始の遅れ時間は最長でも2分以内※となるよう設計している。

陽圧化装置による陽圧化開始が遅延した場合、陽圧化装置による陽圧化が開始されるまでの間、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）には可搬型陽圧化空調機により外気が取り込まれる。また、可搬型陽圧化空調機のフィルタには放射性物質が取り込まれ線源となる。ここでは、陽圧化装置による陽圧化の開始が遅延することによる被ばくへの影響を評価した。

評価の結果、陽圧化装置による陽圧化が2分間遅延した場合、7日間の積算被ばく線量は遅延しない場合と比べ約23mSv上昇すると評価された。このことから、遅延時間を設計上の最長時間（2分間）と想定した場合に、他の被ばく経路からの被ばく線量（約58mSv）と合算しても、対策要員の実効線量は7日間で100mSvを超えないことを確認した。

※「61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）」の「3.2 事象発生後の要員の動きについて」の「(6)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における換気設備等について」を参照。

1. 影響を受ける被ばく経路

陽圧化装置による陽圧化の開始が遅延することにより影響を受ける被ばく経路は以下のとおり。

- 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
- 可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質による被ばく

2. 各被ばく経路からの被ばく線量

(1)室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

室内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法及び評価結果を以下に示す。

a. 放射性物質の濃度

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内の放射性物質の濃度は、可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置の効果を考慮し以下の式で評価した。

$$m_k(t) = \frac{M_k(t)}{V}$$

【可搬型陽圧化空調機で陽圧化する場合】

$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_1}{V} \cdot M_k(t) + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t)$$

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

【陽圧化装置で陽圧化する場合】

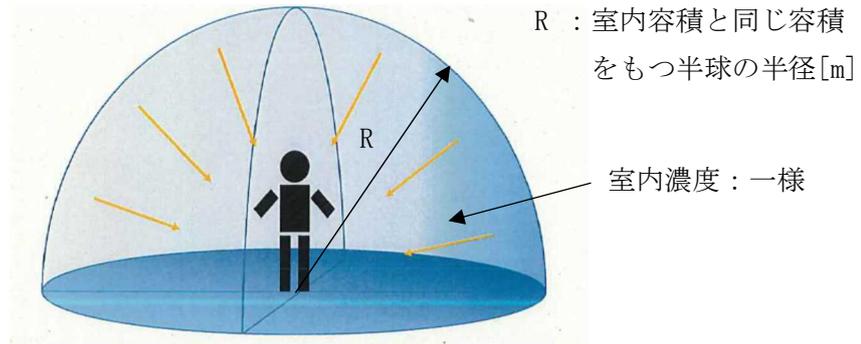
$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_2}{V} \cdot M_k(t)$$

- $m_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度[Bq/m³]
 $M_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能量[Bq]
 V : 空調バウンダリ内容積[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]
 G_2 : 陽圧化装置の空気供給量[m³/s]
 E_k : 可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率[%]
 $S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の外気の放射能濃度[Bq/m³]
 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]

大気中への放出率[Bq/s]は表添 1-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表添 1-1-4 の値を用いた。

b. 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評価体系を図添 1-10-1 に示す。なお、線源領域は 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。



図添 1-10-1 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

c. 評価コード

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）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】

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

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∞} : 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]

※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]

d. 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添 1-10-1 に示す。

表添 1-10-1 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
(陽圧化装置による陽圧化が 2 分間遅延した場合)

評価位置	被ばく経路	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)	内部被ばく	7日	約 9.5×10^0	約 2.6×10^0	約 1.2×10^1
	外部被ばく	7日	約 8.8×10^0	約 2.4×10^0	約 1.1×10^1
	合計	7日	約 1.8×10^1	約 5.0×10^0	約 2.3×10^1

(2) 可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質による被ばく

可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法を以下に示す。

a. 積算線源強度

フィルタ内の積算線源強度[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。積算線源強度の評価結果を表添 1-10-3 及び表添 1-10-4 に示す。

なお、陽圧化装置による陽圧化開始が 2 分間遅れた場合の積算崩壊数は、陽圧化開始が 10 時間遅れた場合の積算崩壊数に 600 分の 2 (= 2 分/(10×60 分)) を乗ずることにより求めた。

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

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)]

ここで、可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質の積算線源強度は以下の式により評価した。なお、本評価においては、希ガス以外に対するフィルタの除去効率を保守的に 100%とした。

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

Q_k : 核種 k の積算崩壊数[Bq・s]

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]

G : 換気空調系による取込の体積風量[m³/s]

λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]

T : 評価期間[s]

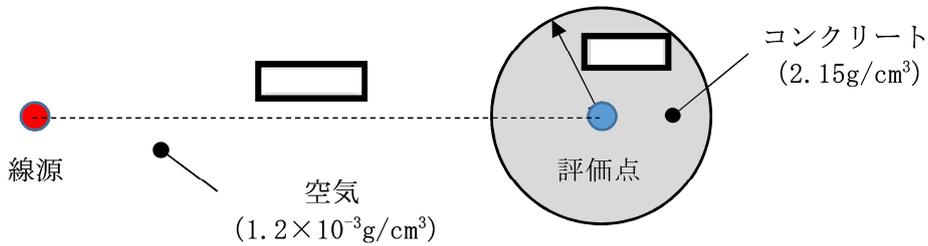
核種の大気中への放出率[Bq/s]は表添 1-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表添 1-1-4 の値を用いた。

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) 値から求めた。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 MATXSLIB-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。

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。

b. 評価体系

可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価に当たり、想定した評価体系を図添 1-10-2 に示す。線源（フィルタ）と評価点の距離は []、遮蔽厚さはコンクリートで [] と仮定した。なお、可搬型陽圧化空調機のフィルタと 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の最近接距離は [] 以上であること、及び可搬型陽圧化空調機のフィルタと 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の間には 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の壁（コンクリートで []）に加え、遮蔽効果が見込めるその他の内壁（コンクリート）が存在することから、本評価体系は保守的な結果を与える。



図添 1-10-2 可搬型陽圧化空調機のフィルタからのガンマ線による被ばくの評価モデル

c. 評価コード

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。

d. 評価結果

可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果を表添 1-10-2 に示す。表添 1-10-2 より、遅延時間が 2 分間の場合の実効線量は無視できる程度に小さいことが分かる。

表添 1-10-2 可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	遅延時間	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)	10時間	7日	約 4.3×10^0	約 1.2×10^0	約 5.5×10^0
	2分間	7日	約 1.4×10^{-2}	約 3.9×10^{-3}	約 1.8×10^{-2}

表添 1-10-3 フィルタ内の積算線源強度 (陽圧化開始が 10 時間遅れた場合)

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (168 時間後時点)	
下限	上限 (代表エネルギー)	6 号炉	7 号炉
—	1.00×10^{-2}	約 6.1×10^{16}	約 1.6×10^{16}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 6.1×10^{16}	約 1.6×10^{16}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 8.6×10^{17}	約 2.4×10^{17}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.9×10^{17}	約 5.2×10^{16}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 9.5×10^{16}	約 2.6×10^{16}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 6.4×10^{16}	約 1.7×10^{16}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 1.2×10^{16}	約 3.3×10^{15}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 6.1×10^{16}	約 1.7×10^{16}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.5×10^{16}	約 1.5×10^{16}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 4.1×10^{17}	約 1.1×10^{17}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 8.3×10^{17}	約 2.2×10^{17}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.3×10^{18}	約 3.5×10^{17}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 6.4×10^{17}	約 1.8×10^{17}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 8.4×10^{17}	約 2.3×10^{17}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 2.8×10^{16}	約 7.7×10^{15}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 1.2×10^{18}	約 3.4×10^{17}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.4×10^{18}	約 3.8×10^{17}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 6.1×10^{17}	約 1.7×10^{17}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 1.2×10^{18}	約 3.3×10^{17}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 2.8×10^{17}	約 7.7×10^{16}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 8.6×10^{15}	約 2.3×10^{15}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 1.4×10^{17}	約 3.7×10^{16}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 1.0×10^{16}	約 2.8×10^{15}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 2.2×10^{16}	約 5.9×10^{15}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.2×10^{16}	約 6.0×10^{15}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 4.8×10^{14}	約 1.3×10^{14}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 4.0×10^9	約 1.1×10^9
3.50×10^0	4.00×10^0	約 4.0×10^9	約 1.1×10^9
4.00×10^0	4.50×10^0	約 8.2×10^3	約 2.2×10^3
4.50×10^0	5.00×10^0	約 8.2×10^3	約 2.2×10^3
5.00×10^0	5.50×10^0	約 8.2×10^3	約 2.2×10^3
5.50×10^0	6.00×10^0	約 8.2×10^3	約 2.2×10^3
6.00×10^0	6.50×10^0	約 9.5×10^2	約 2.6×10^2
6.50×10^0	7.00×10^0	約 9.5×10^2	約 2.6×10^2
7.00×10^0	7.50×10^0	約 9.5×10^2	約 2.6×10^2
7.50×10^0	8.00×10^0	約 9.5×10^2	約 2.6×10^2
8.00×10^0	1.00×10^1	約 2.9×10^2	約 7.9×10^1
1.00×10^1	1.20×10^1	約 1.5×10^2	約 4.0×10^1
1.20×10^1	1.40×10^1	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
2.00×10^1	3.00×10^1	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

表添 1-10-4 フィルタ内の積算線源強度（陽圧化開始が2分間遅れた場合）

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (168 時間後時点)	
下限	上限 (代表エネルギー)	6 号炉	7 号炉
—	1.00×10^{-2}	約 2.0×10^{14}	約 5.5×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 2.0×10^{14}	約 5.5×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.9×10^{15}	約 7.8×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 6.4×10^{14}	約 1.7×10^{14}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 3.2×10^{14}	約 8.7×10^{13}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 2.1×10^{14}	約 5.8×10^{13}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 4.1×10^{13}	約 1.1×10^{13}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 2.0×10^{14}	約 5.5×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 1.8×10^{14}	約 5.0×10^{13}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.4×10^{15}	約 3.7×10^{14}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.8×10^{15}	約 7.5×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 4.3×10^{15}	約 1.2×10^{15}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 2.1×10^{15}	約 5.8×10^{14}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 2.8×10^{15}	約 7.7×10^{14}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 9.4×10^{13}	約 2.6×10^{13}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 4.1×10^{15}	約 1.1×10^{15}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 4.7×10^{15}	約 1.3×10^{15}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 2.0×10^{15}	約 5.6×10^{14}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 4.1×10^{15}	約 1.1×10^{15}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 9.4×10^{14}	約 2.6×10^{14}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 2.9×10^{13}	約 7.8×10^{12}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 4.6×10^{14}	約 1.2×10^{14}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 3.4×10^{13}	約 9.3×10^{12}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 7.3×10^{13}	約 2.0×10^{13}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 7.3×10^{13}	約 2.0×10^{13}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 1.6×10^{12}	約 4.4×10^{11}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 1.3×10^7	約 3.6×10^6
3.50×10^0	4.00×10^0	約 1.3×10^7	約 3.6×10^6
4.00×10^0	4.50×10^0	約 2.7×10^1	約 7.5×10^0
4.50×10^0	5.00×10^0	約 2.7×10^1	約 7.5×10^0
5.00×10^0	5.50×10^0	約 2.7×10^1	約 7.5×10^0
5.50×10^0	6.00×10^0	約 2.7×10^1	約 7.5×10^0
6.00×10^0	6.50×10^0	約 3.2×10^0	約 8.6×10^{-1}
6.50×10^0	7.00×10^0	約 3.2×10^0	約 8.6×10^{-1}
7.00×10^0	7.50×10^0	約 3.2×10^0	約 8.6×10^{-1}
7.50×10^0	8.00×10^0	約 3.2×10^0	約 8.6×10^{-1}
8.00×10^0	1.00×10^1	約 9.7×10^{-1}	約 2.6×10^{-1}
1.00×10^1	1.20×10^1	約 4.9×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}
1.20×10^1	1.40×10^1	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
2.00×10^1	3.00×10^1	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

可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率の設定について

可搬型陽圧化空調機は、エアロゾル粒子の捕集が可能な高性能粒子フィルタ及び無機よう素と有機よう素の捕集が可能なチャコール・フィルタを有している。

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いては、可搬型陽圧化空調機の各フィルタの除去効率を、設計値を基に99.9%としている。以下に、温度及び湿度条件並びにフィルタの保持容量の観点から、被ばく評価におけるフィルタ除去効率の設定の妥当性について示す。

1. 温度及び湿度条件について

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、6号及び7号炉の原子炉建屋から離れた建屋内（5号炉原子炉建屋内）に設置されているため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、温度及び湿度条件の観点において、高性能粒子フィルタ及びチャコール・フィルタの除去効率を99.9%と設定することは妥当である。

2. 保持容量について

各フィルタの保持容量と事故期間中でのフィルタの捕集量を比較し、フィルタの保持容量が捕集量に対し十分大きいことから、被ばく評価におけるフィルタ除去効率の設定が妥当であることを示す。

(1) フィルタの捕集量の評価方法

フィルタの捕集量は、安定核種を考慮した炉心内蔵量及び審査ガイドに定められる核種ごとの大気中への放出割合並びに大気拡散の効果、可搬型陽圧化空調機の風量から算出した。なお、各フィルタが捕集可能な物質は全てフィルタ内に捕集されるものとした。また、評価に当たっては、放射性雲が通過する期間（事故発生24時間後から34時間後までの10時間）において、可搬型陽圧化空調機が600m³/hの風量で運転しているものと仮定した。

図添 1-11-1 及び図添 1-11-2 に、フィルタの捕集量評価過程について示す。

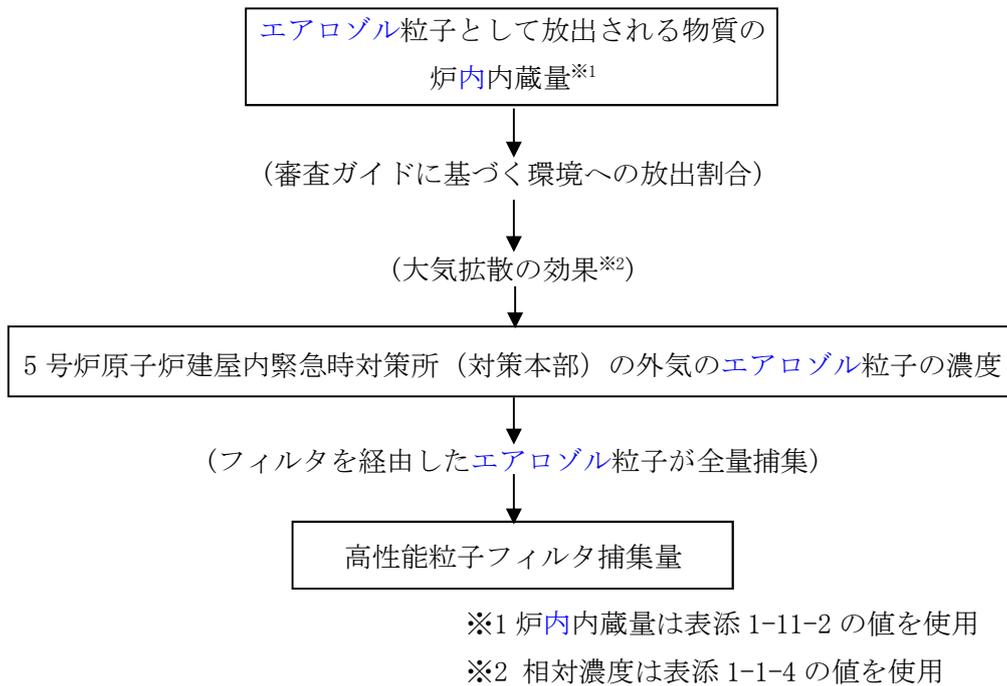
(2) 評価結果

表添 1-11-1 に、各フィルタの保持容量及び捕集量を示す。各フィルタの保持容量は、捕集量に対し十分大きい。したがって、フィルタの保持容量の観点において、高

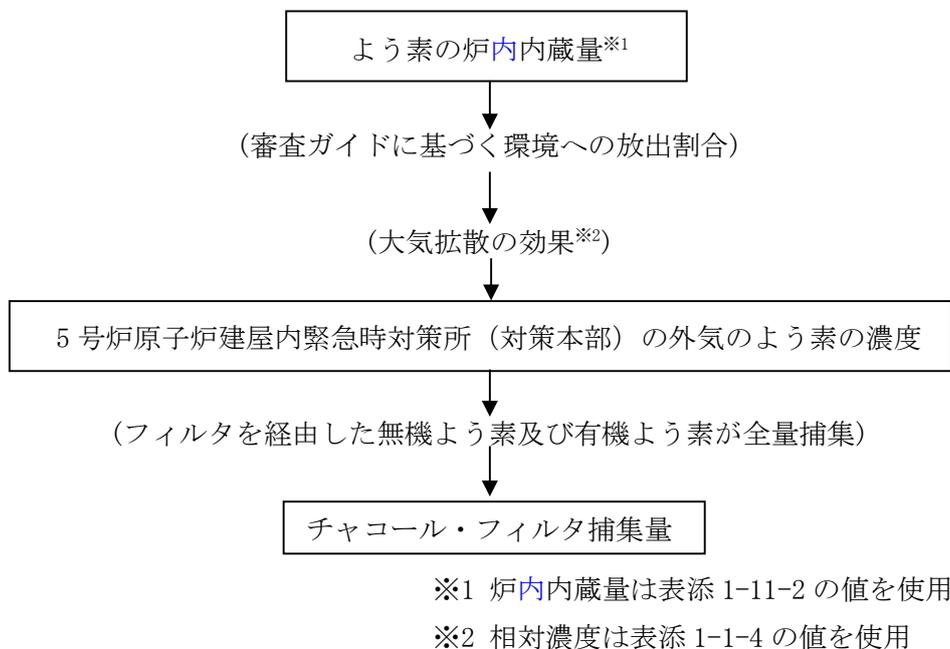
性能粒子フィルタ及びチャコール・フィルタの除去効率を 99.9%と設定することは妥当である。

表添 1-11-1 可搬型陽圧化空調機各フィルタの捕集量及び保持容量

フィルタ種類	高性能粒子フィルタ	チャコール・フィルタ
捕集量	約 1g	約 6mg
保持容量	約 400g/台	約 50g/台



図添 1-11-1 高性能粒子フィルタの捕集量評価の過程



図添 1-11-2 チャコール・フィルタの捕集量評価の過程

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。

表添 1-11-2 停止時炉内内蔵量 (安定核種を含む)

核種グループ	核種類	炉内内蔵量[kg]
CsI	I 類	
TeO ₂ , Te ₂	Te 類	
SrO	Ba 類	
MoO ₂	Ru 類	
CsOH	Cs 類	
BaO	Ba 類	
La ₂ O ₃	La 類	
CeO ₂	Ce 類	
Sb	Te 類	
UO ₂	Ce 類	

※1 Te 単独よりも O₂が増える分、炉内内蔵量として大きく評価される TeO₂を代表として参照

使用済燃料プール等の燃料等による影響について

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当たっては、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」の事故が発生した場合を想定している。

一方、5号炉については停止状態にあるものの、使用済燃料プール（以下「SFP」という。）には使用済燃料や制御棒等を貯蔵している。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に隣接する5号炉蒸気乾燥器・気水分離器ピット（以下「DSP」という。）には、蒸気乾燥器及び気水分離器等を保管している。

これらの燃料等からの放射線については、SFP等の水位が十分確保されている場合は水の遮蔽効果により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響は無視できると考えられるが、ここでは、仮に水位を十分確保できない場合を想定して、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響について評価した。なお、1号炉から4号炉については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）と各SFP等との距離が1km以上離れていることから、その影響は十分に小さいと考えられる。また、6号及び7号炉については、SFPの重大事故時における注水手段を整備していることから、水位の低下による影響は考えないものとした。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は同等の遮蔽性能を有しているため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を代表として影響を評価した。

本評価の結果、5号炉のSFP等の燃料等からのガンマ線による対策要員の実効線量は7日間で0.1mSv以下となり、6号及び7号炉の炉心内燃料からの寄与（7日間で約58mSv）に比べ、十分小さいことを確認した。

このことから、SFP等の水位が十分確保されない場合を想定しても、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の対策要員の実効線量は7日間で100mSvを超えないと考えられる。

1. SFPについて

SFP内の燃料等はプール水により遮蔽されているため、SFPの水位を十分確保できている場合は、燃料等に起因する放射線が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響は無視できると考えられる。また、SFPは耐震重要度Sクラスの設備でありSFP水の補給も可能であることから、スロッシング等の要因による水位低下は長期間にわたることは無いと考えられる。

ここでは、SFPの水位が一時的に低下した場合を想定し、燃料等が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響を評価した。

(1) 評価条件

a. 線源

線源として SFP 内の使用済燃料，燃料上部構造物，制御棒を考慮する。なお，制御棒については原子炉出力運転時において高さ方向の照射条件及び構造材質が異なるため，高さ方向に 3 領域に分割してそれぞれについて線源強度を設定した。線源強度を表添 1-12-1 から表添 1-12-2 に，線源強度の主要な評価条件を表添 1-12-3 に示す。また，線源モデルを図添 1-12-1 から図添 1-12-4 に示す。

表添 1-12-1 線源強度(使用済燃料及び制御棒)

エネルギー[MeV]			使用済燃料 線源強度※1	制御棒上部 線源強度※1	制御棒中間 部線源強度※1	制御棒下部 線源強度※1
下限	上限	平均				
0.00×10^0	2.00×10^{-2}	1.00×10^{-2}	約 1.2×10^{10}	約 6.2×10^7	約 2.9×10^7	約 1.4×10^8
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	2.50×10^{-2}	約 2.8×10^9	約 6.9×10^6	約 2.5×10^6	約 1.5×10^7
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	3.75×10^{-2}	約 2.9×10^9	約 3.9×10^6	約 1.6×10^6	約 8.7×10^6
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	5.75×10^{-2}	約 2.4×10^9	約 4.4×10^6	約 2.3×10^7	約 9.7×10^6
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	8.50×10^{-2}	約 1.7×10^9	約 1.7×10^6	約 2.6×10^6	約 3.8×10^6
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.25×10^{-1}	約 1.8×10^9	約 6.6×10^5	約 4.6×10^6	約 1.5×10^6
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.25×10^{-1}	約 1.4×10^9	約 2.2×10^5	約 6.4×10^6	約 4.9×10^5
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	3.75×10^{-1}	約 8.2×10^8	約 6.1×10^4	約 3.9×10^4	約 1.4×10^5
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	5.75×10^{-1}	約 1.7×10^{10}	約 5.0×10^4	約 5.9×10^4	約 1.1×10^5
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	8.50×10^{-1}	約 6.2×10^9	約 1.6×10^8	約 6.9×10^7	約 3.7×10^8
1.00×10^0	1.50×10^0	1.25×10^0	約 9.4×10^8	約 1.5×10^9	約 4.8×10^8	約 3.3×10^9
1.50×10^0	2.00×10^0	1.75×10^0	約 4.2×10^7	約 8.5×10^2	約 4.0×10^2	約 1.9×10^3
2.00×10^0	2.50×10^0	2.25×10^0	約 3.7×10^7	約 7.9×10^3	約 2.5×10^3	約 1.7×10^4
2.50×10^0	3.00×10^0	2.75×10^0	約 1.0×10^6	約 2.4×10^1	約 9.0×10^0	約 5.4×10^1
3.00×10^0	4.00×10^0	3.50×10^0	約 1.3×10^5	約 8.3×10^{-12}	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-11}
4.00×10^0	6.00×10^0	5.00×10^0	約 1.0×10^2	約 0.0×10^0	約 1.2×10^{-5}	約 0.0×10^0
6.00×10^0	8.00×10^0	7.00×10^0	約 1.2×10^1	約 0.0×10^0	約 1.4×10^{-6}	約 0.0×10^0
8.00×10^0	1.10×10^1	9.50×10^0	約 1.4×10^0	約 0.0×10^0	約 1.6×10^{-7}	約 0.0×10^0

※1 単位 : photons \cdot cm⁻³ \cdot s⁻¹

表添 1-12-2 線源強度(燃料上部構造物)

ガンマ線エネルギー[MeV]	燃料上部構造物[photons \cdot s ⁻¹]
1.17×10^0	約 2.8×10^{16}
1.33×10^0	約 2.8×10^{16}

表添 1-12-3 線源強度の主要な評価条件 (1/2)

線源	項目	評価条件	選定理由
使用済燃料	燃料タイプ	9×9 燃料 (A 型)	—
	燃料体数	3444 体	1～7 号炉の使用済燃料プールの最大貯蔵体数
	燃焼度	50GWd/tU	燃料の管理値
	冷却期間	1000 日	1～5 号炉の使用済燃料プールにおいて、現在保管されている使用済燃料の冷却期間を包絡する冷却期間
	線源形状	直方体として線源分布は均一と想定	簡易的に配置の偏りは考慮しない
制御棒	制御棒タイプ	フラットチューブ型ハフニウム制御棒	ボロンカーバイト型とハフニウム型の内、総合的な線源強度が大きなハフニウム型を採用
	制御棒体数	580 体	1 本あたりの各領域の大きさ及び線源強度を算出し、保守的に制御棒貯蔵ハンガ／ラックの収納エリアの全てに制御棒が満たされた状態を仮定
	冷却期間	1000 日	使用済燃料の冷却期間の想定と同様
	線源形状	直方体として、高さ方向に 3 領域に分割	原子炉の出力運転時において高さ方向の照射条件が異なるため、線源強度が高さ方向で異なることを考慮

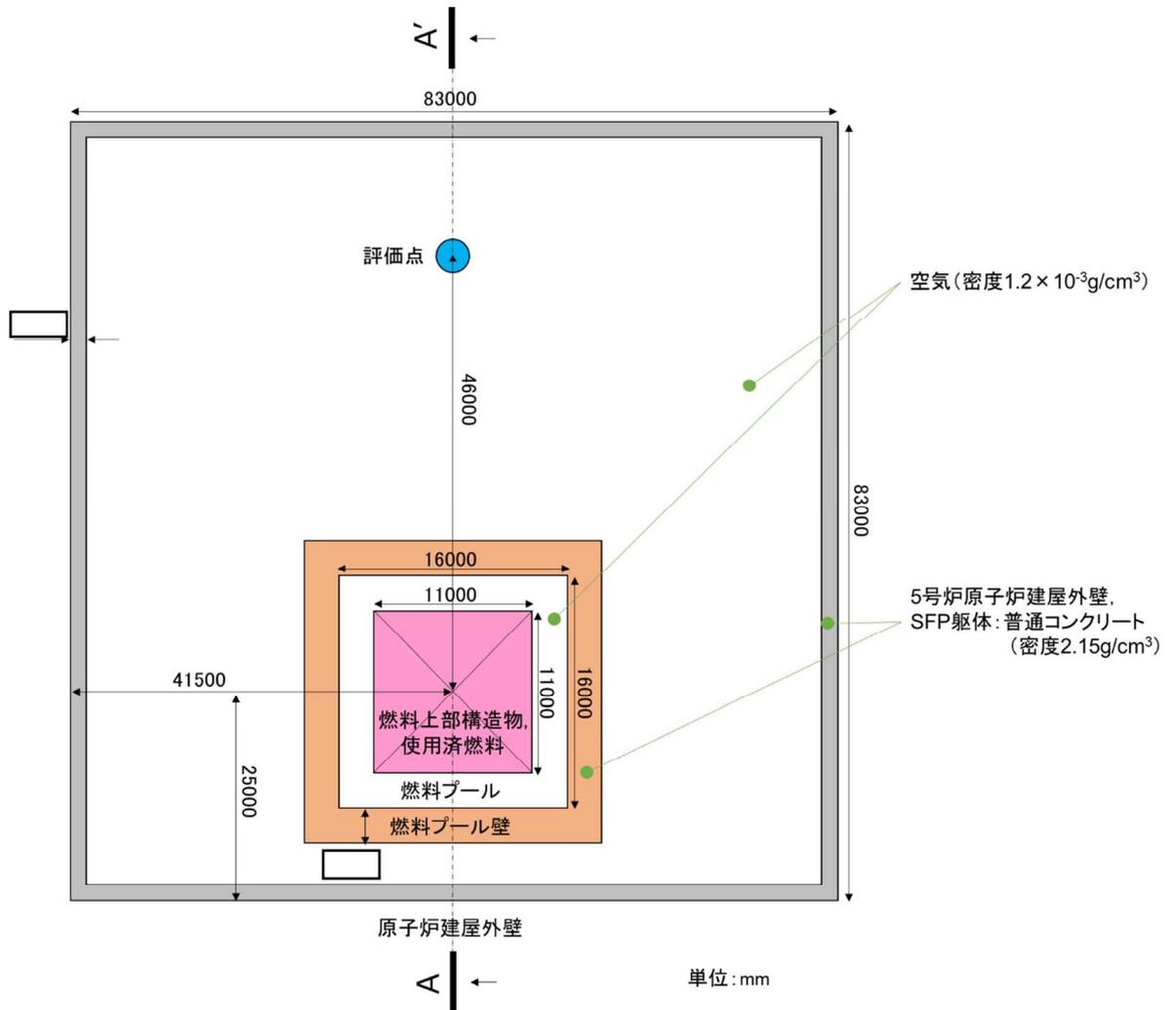
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表添 1-12-3 線源強度の主要な評価条件 (2/2)

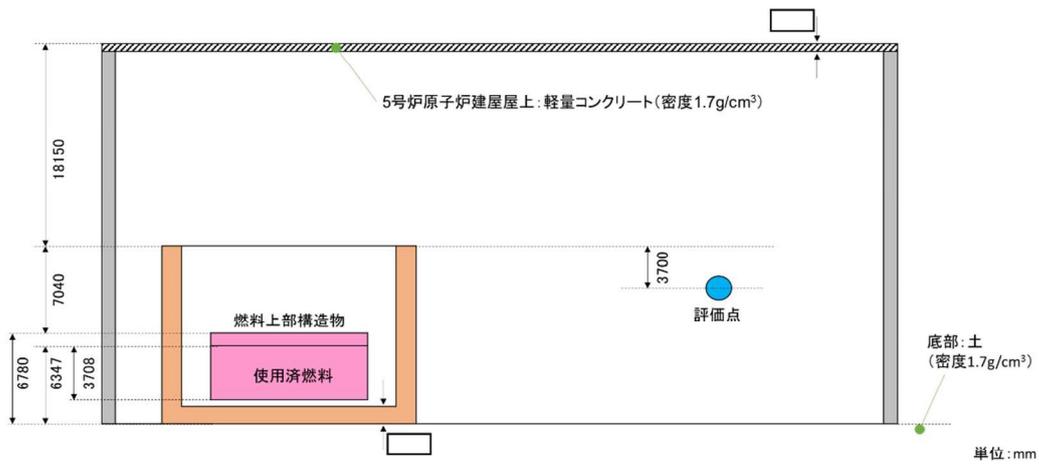
線源	項目	評価条件	選定理由
燃料上 部構造 物※1	材料の重量	SUS [] Inc [] Zr []	燃料集合体構造を考慮し設定
	材料中の コバルト割合	SUS [] Inc [] Zr []	同上
	照射期間	1915 日 (50GWd/tU 相当)	燃料の管理値
	冷却期間	1000 日	使用済燃料の冷却期間の想定と同様
	線源形状	直方体として線源 分布は均一と想定	簡易的に配置の偏りは考慮しない

※1 グリッド, 上部端栓等

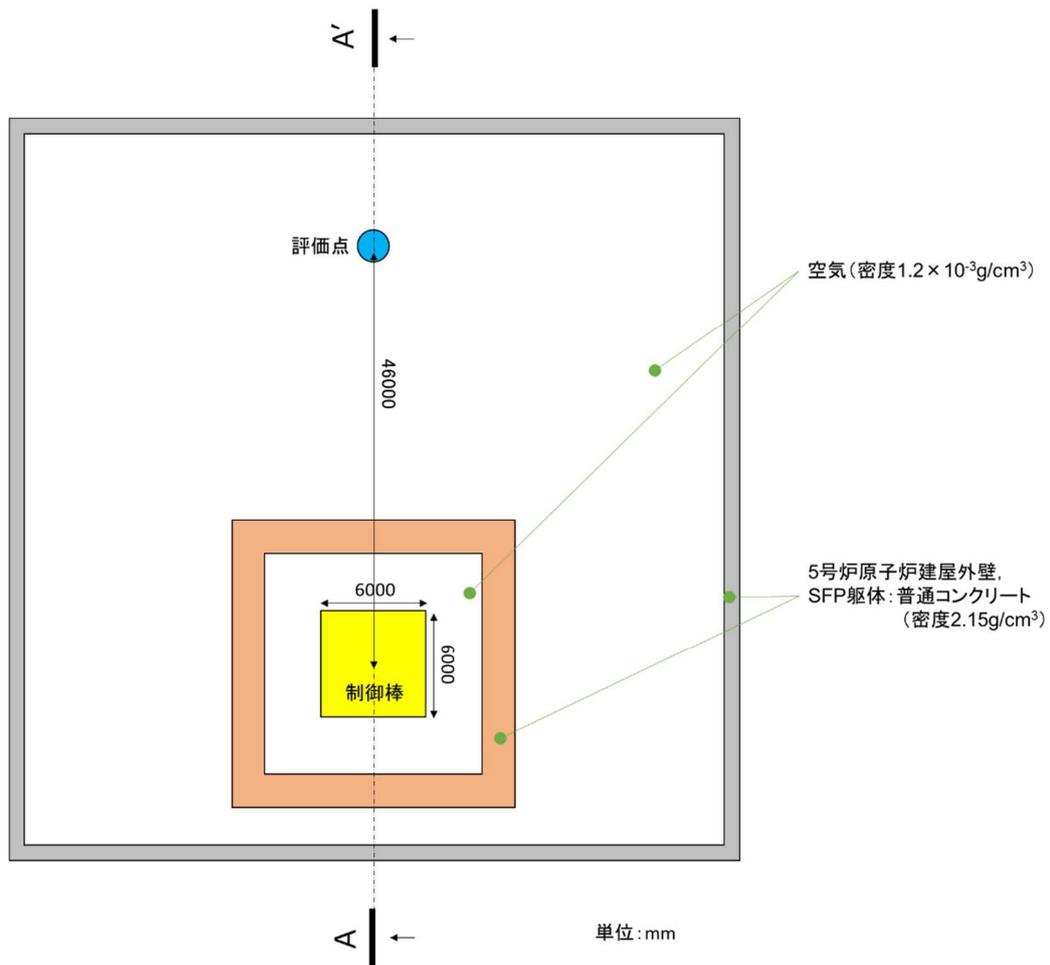
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



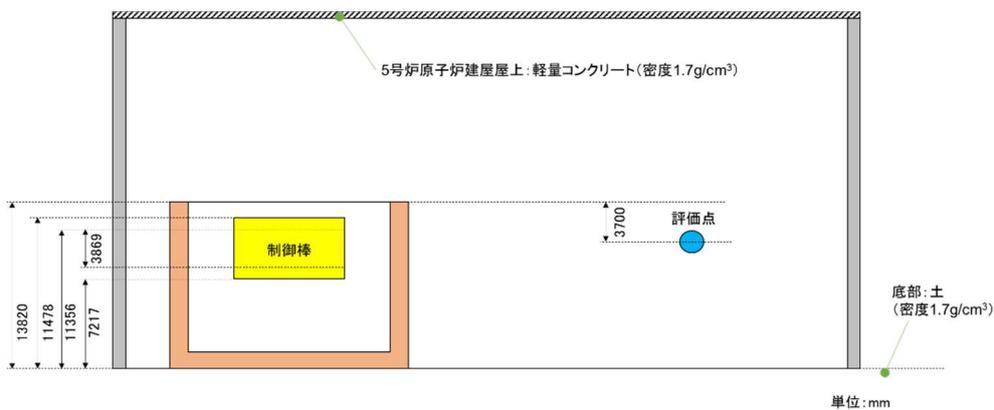
図添 1-12-1 線源モデル (使用済燃料・燃料上部構造物) (平面図)



図添 1-12-2 線源モデル (使用済燃料・燃料上部構造物) (A-A' 断面)



図添 1-12-3 線源モデル (制御棒) (平面図)



図添 1-12-4 線源モデル (制御棒) (A-A' 断面)

b. 遮蔽

(a) 線源周りの遮蔽

線源周りの遮蔽としては、原子炉建屋外壁及び原子炉建屋屋上並びに SFP 躯体を考慮した。線源周りの遮蔽モデルを図添 1-12-1 から図添 1-12-4 に示す。

なお、本評価では SFP の水位が十分確保できない場合の影響を評価するため、保守的にプール水による遮蔽効果には期待しないものとした。

(b) 評価点周りの遮蔽

評価点周りの遮蔽としては、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の躯体を考慮し、評価点が厚さ の普通コンクリート（密度 2.15g/cm³）に覆われているものとした。

c. 線源と評価点との位置関係

線源と評価点との位置関係を図添 1-12-1 から図添 1-12-4 に示す。

水平方向については、線源周りの遮蔽厚が最も小さくなるよう、線源の平面中心位置を通る直線において、線源から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）までの水平距離として 46000mm を用いた。

垂直方向については、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内の床から 1.5m 高さとして、SFP 上端から 3700mm 低い位置とした。

(2) 評価コード

a. MCNP5 コード

MCNP5 コードでは、評価点周りに遮蔽がない場合の、評価点におけるガンマ線量率及びそのエネルギースペクトルを評価した。なお、本コードによる評価では、底面は平坦であると見做し、底面や各遮蔽壁による散乱の効果を考慮している。

また、検出器には点検出器を用い、統計誤差の判断基準は 5%未満とした。

b. QAD-CGGP2R コード

QAD-CGGP2R コードでは、評価点周りの遮蔽体の遮蔽効果を評価した。なお、ガンマ線のエネルギースペクトルは MCNP5 コードにて評価したものをを用いた。

(3) 評価結果

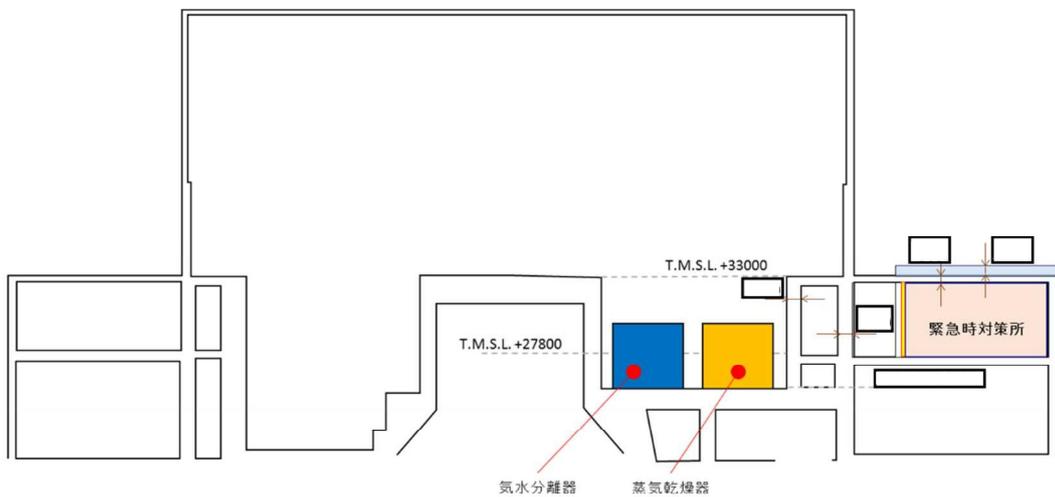
単位時間当たりの実効線量は 2.0×10^{-4} mSv/h 以下となり、7 日間の積算線量に換算した場合 0.1 mSv 以下となった。

2. DSP について

DSP 内に保管される蒸気乾燥器及び気水分離器については、他号炉を含め、これまでの点検実績を踏まえると、当該構造物の表面におけるガンマ線量率は最大でも 200mSv/h 程度である。このため、DSP の水位を十分確保できている場合は、プール水の遮蔽効果により、当該構造物等に起因する放射線が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響は無視できると考えられるが、水位が十分確保できない場合において、当該構造物が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性に与える影響について、以下のとおり評価した。

なお、蒸気乾燥器及び気水分離器からの直接ガンマ線については、図添 1-12-5 に示すように、どちらも [] の普通コンクリートに遮蔽されるため、その影響は SFP 内の燃料等による被ばく線量と比べても、十分小さいとして評価の対象外とし、スカイシャインガンマ線を評価の対象とした。

また、蒸気乾燥器については、当該の表面線量率が気水分離器と同程度かそれ以下であり、さらに、これらが DSP 内に配置された際の位置関係は図添 1-12-5 に示されるように、蒸気乾燥器によるスカイシャインガンマ線の散乱角が、気水分離器のスカイシャインガンマ線の散乱角より大きくなるよう配置される。このため、蒸気乾燥器による被ばく線量は、気水分離器による被ばく線量より小さくなると考え、合計の線量の評価に当たっては、気水分離器による評価結果を 2 倍することで評価した。



図添 1-12-5 DSP と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の位置関係

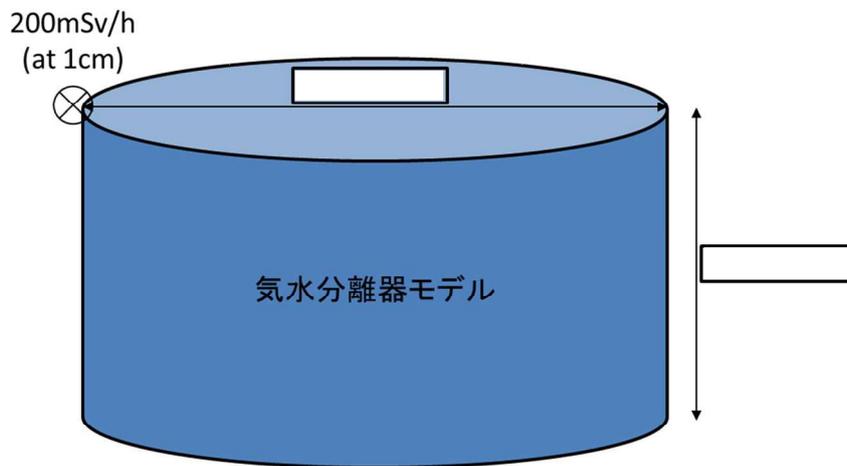
(1) 評価条件

a. 線源

線源として気水分離器を考慮し、気水分離器と同等の点線源（核種： ^{60}Co 、放射角度：約 165° ）を用いた。

点線源の線源強度は、図添 1-12-6 に示す気水分離器のモデルを用いて、表面線量（ 200mSv/h 、表面から距離 1cm ）を再現する線源濃度を QAD-CGGP2R コードにて評価し、線源を 1 点に集約することによって求めた。このとき、線源は気水分離器の上面にのみ均一に分布しているものとした。線源強度を表添 1-12-4 に示す。

放出角度は、図添 1-12-7 から図添 1-12-9 に示す DSP の概形及び気水分離器モデルの上面高さを基に算出した。放出角度を図添 1-12-10 に示す。

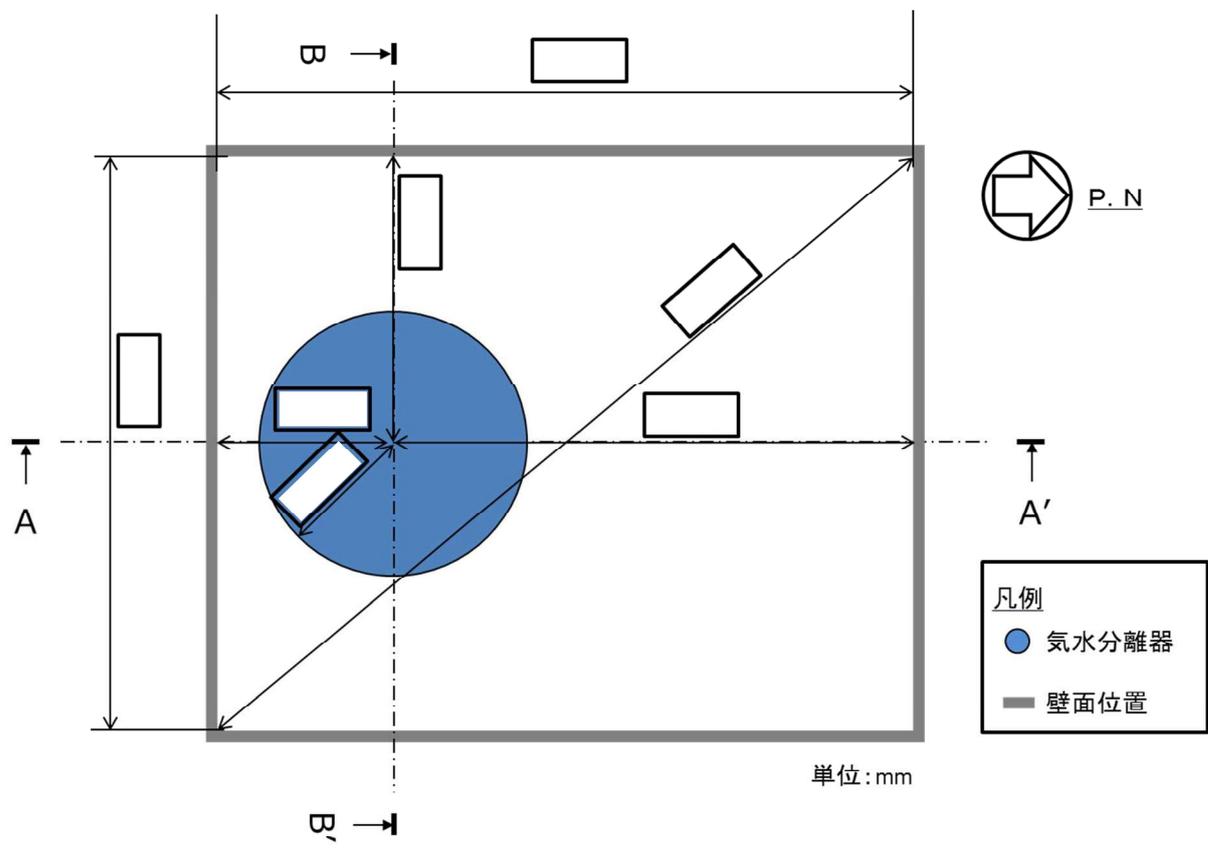


図添 1-12-6 気水分離器のモデル

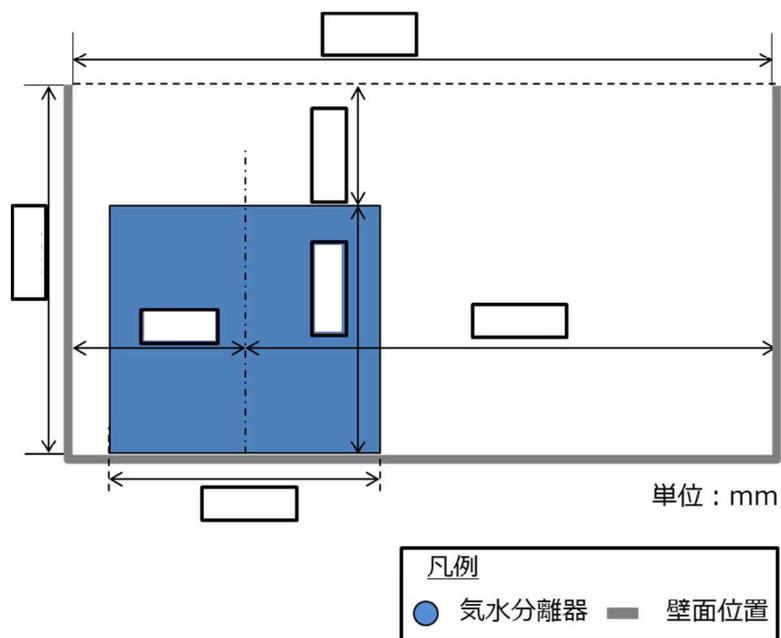
表添 1-12-4 線源強度

ガンマ線エネルギー [MeV]	気水分離器 [photons · s ⁻¹]
1.17×10^0	約 9.5×10^{11}
1.33×10^0	約 9.5×10^{11}

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。

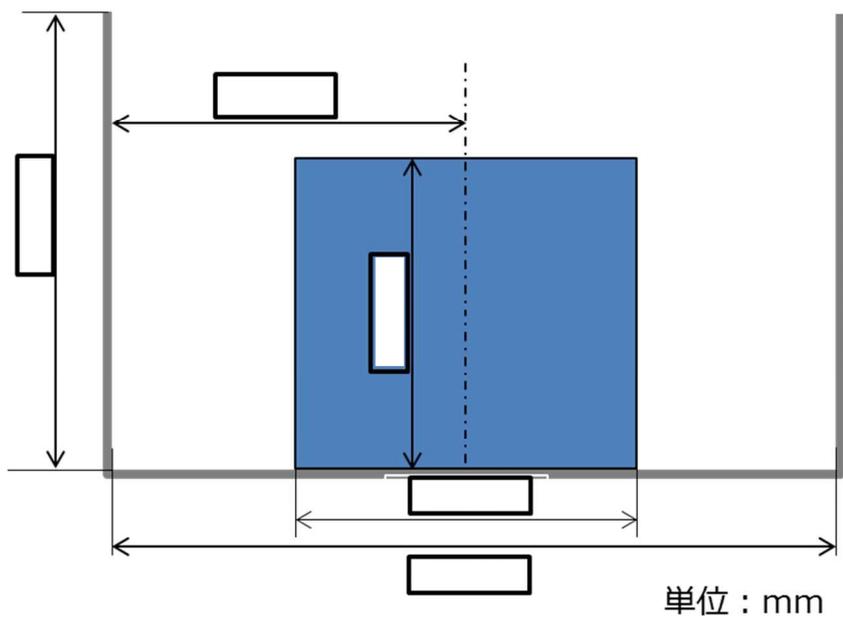


図添 1-12-7 DSP 平面図



図添 1-12-8 DSP 断面図 (A-A' 断面)

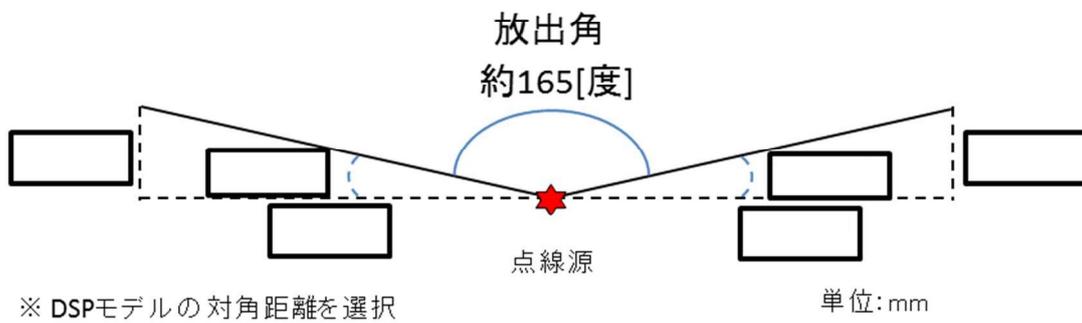
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



凡例

- 気水分離器
- 壁面位置

図添 1-12-9 DSP 断面図 (B-B' 断面)



図添 1-12-10 放出角度

b. 遮蔽

(a) 線源周りの遮蔽

原子炉建屋外壁及び原子炉建屋屋上並びに DSP 躯体は考慮しないものとした。また、本評価では DSP の水位が十分確保できない場合の影響を評価するため、保守的に水による遮蔽効果には期待しないものとした。

(b) 評価点周りの遮蔽

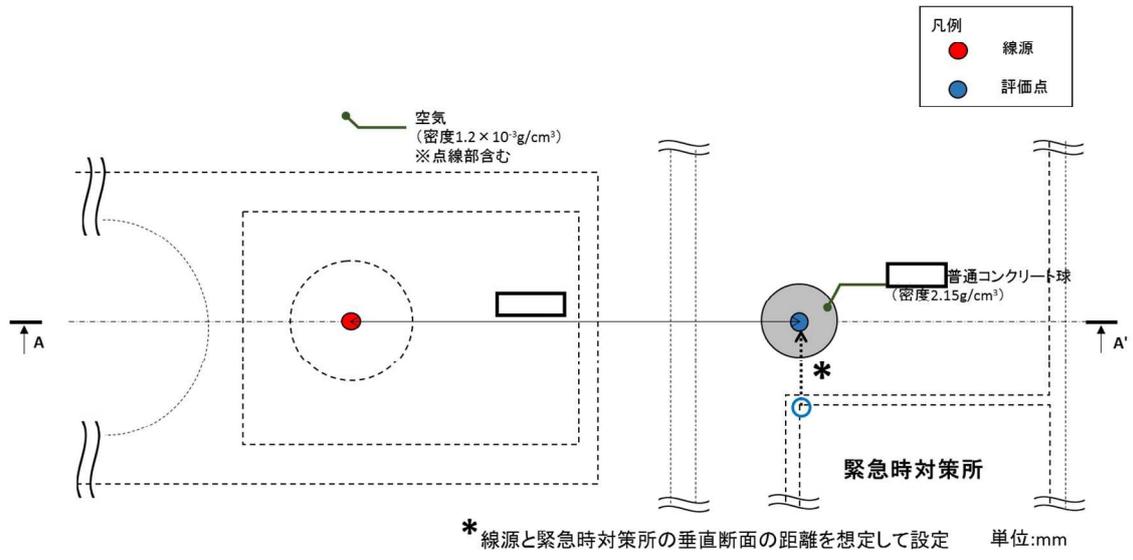
評価点周りの遮蔽としては、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の躯体を考慮し、評価点が厚さ の普通コンクリート（密度 2.15g/cm^3 ）に覆われているものとした。

c. 線源と評価点との位置関係

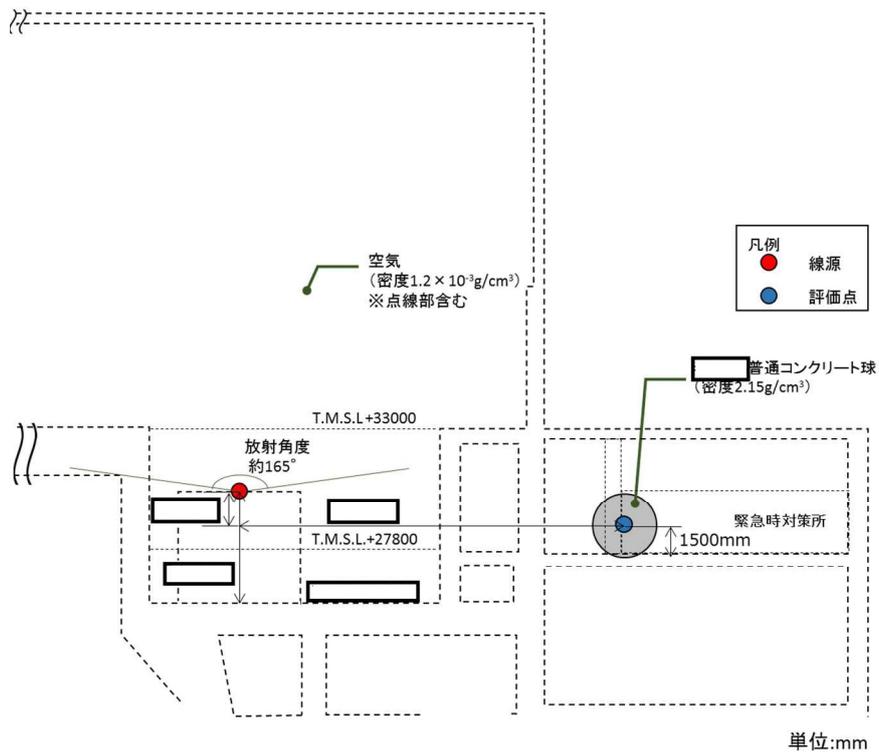
線源と評価点との位置関係を、図添 1-12-11 及び図添 1-12-12 に示す。

線源と評価点の水平距離は、 とした。また、評価高さは、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の床から 1.5m 高さとした。

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。



図添 1-12-11 線源と評価点との位置関係 (平面図)



図添 1-12-12 線源と評価点との位置関係 (A-A' 断面)

(2) 評価コード

a. QAD-CGGP2R コード

QAD-CGGP2R コードは、気水分離器と同等となる点線源の評価に用いた。

b. G33-GP2R コード

G33-GP2R コードは、QAD-CGGP2R で評価した点線源による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内の評価点におけるスカイシャインガンマ線の評価に用いた。

(3) 評価結果

気水分離器及び蒸気乾燥器の両方を考えた場合でも、スカイシャインガンマ線量率は $2.0 \times 10^{-7} \text{mSv/h}$ 以下であり、直接ガンマ線と同様にスカイシャインガンマ線についても、SFP 内の燃料等による被ばく線量に比べ十分に小さい。

コンクリートの施工誤差の影響について

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では、審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており、コンクリート厚として公称値を参照している。また、各被ばく経路の遮蔽モデルは原子炉格納容器の遮蔽効果や大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。以下では、コンクリート厚の施工誤差が居住性評価に与える影響を検討した。

検討の結果、コンクリート厚の施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されると考えられ、仮に遮蔽モデル上の各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においても、被ばく線量に与える影響は最大でも約 8.4mSv となり、公称値を参照した評価結果（約 58mSv）と合算しても判断基準「対策要員の実効線量が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. 想定する施工誤差について

5号炉原子炉建屋のコンクリート工事は、「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」に準拠して実施されており、同仕様書においてコンクリートの柱・梁・壁・スラブの断面寸法の許容差の標準値（mm）は-5～+15と定められている。

以下では、施工誤差の影響を保守的に考慮するため、想定する施工誤差を-5mmとした。

2. 施工誤差による遮蔽効果への影響について

遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果はガンマ線のエネルギースペクトルにより異なることから、施工誤差（-5mm）の影響は被ばく経路ごとに評価するものとした。また、本検討においては、単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなる（誤差の影響が最も大きい）コンクリート厚区間（コンクリート厚0cmから100cm間について10cm間隔で算出した線量透過率から評価（表添 1-13-1 参照））における、単位厚さ当たりの線量透過率を用いた。

なお、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線についてはコンクリート厚さ 30cm から 40cm、グラウンドシャインガンマ線についてはコンクリート厚さ 20cm から 30cm 間、クラウドシャインガンマ線についてはコンクリート厚さ 40cm から 50cm 間での単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなる。

施工誤差分の厚さのコンクリートの線量透過率の評価結果を表添 1-13-2 に示す。施工誤差分の厚さ（-5mm）のコンクリートの線量透過率は約 9.4×10^{-1} から約 9.5×10^{-1} となった。

表添 1-13-1 各被ばく経路及びコンクリート厚に対する線量透過率

コンクリート厚 [cm] ^{※1}	被ばく経路		
	直接ガンマ線 スカイシャイン ガンマ線[-]	グラウンドシャイン ガンマ線[-]	クラウドシャイン ガンマ線[-]
0	1	1	1
10	約 5.69×10^{-1}	約 4.16×10^{-1}	約 5.85×10^{-1}
20	約 2.27×10^{-1}	約 1.28×10^{-1}	約 2.27×10^{-1}
30	約 8.14×10^{-2}	約 3.86×10^{-2}	約 7.73×10^{-2}
40	約 2.84×10^{-2}	約 1.19×10^{-2}	約 2.52×10^{-2}
50	約 9.97×10^{-3}	約 3.84×10^{-3}	約 8.19×10^{-3}
60	約 3.58×10^{-3}	約 1.29×10^{-3}	約 2.69×10^{-3}
70	約 1.32×10^{-3}	約 4.49×10^{-4}	約 9.00×10^{-4}
80	約 5.03×10^{-4}	約 1.63×10^{-4}	約 3.09×10^{-4}
90	約 1.97×10^{-4}	約 6.10×10^{-5}	約 1.09×10^{-4}
100	約 7.91×10^{-5}	約 2.36×10^{-5}	約 3.99×10^{-5}

※1 コンクリート密度：2.15g/cm³

表添 1-13-2 施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率

被ばく経路	コンクリート厚の施工誤差			
	-5mm	-10mm (-5mm× 遮蔽2枚 ^{※1})	-15mm (-5mm× 遮蔽3枚 ^{※1})	-25mm (-5mm× 遮蔽5枚 ^{※1})
直接ガンマ線, スカイシャイン ガンマ線	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.7×10^{-1}
クラウドシャイ ンガンマ線	約 9.5×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
グラウンドシャイ ンガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.4×10^{-1}

※1 遮蔽壁が複数枚重なる場合は、各遮蔽壁に対し施工誤差(-5mm)を考慮

3. 居住性評価結果への影響について

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いては、被ばく経路ごとに遮蔽モデルを設定している。各遮蔽モデルは原子炉格納容器の遮蔽効果や大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等、保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。

例えば、被ばく経路のうち最も影響が大きいクラウドシャインガンマ線については、遮蔽モデル上の遮蔽厚さとしてコンクリート厚 \square を採用しているが、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を囲む6面（天井面、床面、側面）のうち、3面は \square よりも厚くなっており（天井面、西面： \square 北面：コンクリート厚 \square ）、当該方向から入射するガンマ線からの影響は他の方向（東面、南面、床面）から入射するガンマ線からの影響に対し桁落ちするものと考えられる。

このことから、クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽モデルについて遮蔽の厚さをより精緻に設定した場合、その評価結果は全面を \square とした場合の評価結果に比べ大幅に低減されるものと考えられ、その低減効果は施工誤差による影響を上回るものと考えられる。

以下では、上述の状況にかかわらず、遮蔽モデル上の各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に与える影響を評価した。

評価結果を表添 1-13-3 に示す。遮蔽モデル上の各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、被ばく線量の上昇分は最大でも約 8.4mSv となった。このことから、仮に遮蔽モデル上の各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においても、判断基準の「対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

表添 1-13-3 遮蔽モデル上で各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ
薄くすることによる被ばく線量に与える影響

	評価モデル上で参照 しているコンクリート 遮蔽の実際の枚数	施工誤差と して考慮す る厚さ	被ばく線量 の上昇率	被ばく線量に与える影響 (括弧内は公称値を使用 した場合の評価結果)
直接ガンマ線 スカイシャイン ガンマ線	合計 5 枚以下 【6 号原子炉建屋, 7 号炉原子炉建屋】 2 枚以下 【5 号炉原子炉建屋】 3 枚以下	-25mm	約 30% 上昇	約 6.8×10^{-1} mSv 上昇 (約 2.3×10^0 mSv)
グラウンドシャイ ンガンマ線	3 枚以下	-15mm	約 20% 上昇	約 2.9mSv 上昇 (約 15mSv)
クラウドシャイ ンガンマ線	2 枚以下	-10mm	約 12% 上昇	約 4.8mSv 上昇 (約 41mSv)
合計	—	—	—	約 8.4mSv 上昇 (約 58mSv)

(参考) 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

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102%)とした場合の影響を検討した。

検討の結果、被ばく線量は約59mSvとなり、判断基準「対策要員の実効線量が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。

1. 検討

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する。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

したがって、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り、炉心熱出力を定格熱出力の102%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、1.02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(約58mSv)を1.02倍すると、評価結果は約59mSvになり、判断基準「対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

<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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第76条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② 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。 ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮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。 ④ 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。 </div>	<p>1e) → 審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定している。放射性物質の放出割合は4.4(1)のとおり。 ② 対策要員はマスクの着用なしとして評価している。 ③ 交替要員体制：評価期間中の交替は考慮しない。 ヨウ素剤の服用：考慮しない。 仮設備：可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化を考慮している。また、実施のための体制を整備している。 ④ 対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。

<p>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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住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>4.1 →審査ガイドどおり</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」に基づき評価している。</p> <p>② 実験等に基づき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き評価している。</p> <p>4.1(1) →審査ガイドどおり</p> <p>・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は、図2の①～③の被ばく経路に対して評価している。評価期間中の対策要員の交替は考慮しないため、④⑤の経路は評価しない。</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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p>	<p>4.1(1) ① →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）での外部被ばく線量を評価している。 ・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）での外部被ばく線量を評価している。 <p>4.1(1) ② →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での外部被ばく（クラウドシャイン）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ている。 ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内での外部被ばく（グラウンドシャイン）は、事故期間中の大気中への放出量を基に、大気拡散効果、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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>4.1(1)③ →審査ガイドどおり</p> <p>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に取り込まれた放射性物質は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び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和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1(1)④→評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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>審査ガイドへの適合状況</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> <ul style="list-style-type: none"> 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（クラウドシヤイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシヤイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 	<p>4.1(1) ⑤→評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>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^(※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。 <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p>	<p>4.1(2) →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> 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は図3の手順に基づき評価している。 <p>ただし、評価期間中の対策要員の交替は考慮しない。</p> <p>4.1(2)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> 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している。 <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉建屋内の放射性物質存在量分布を設定している。</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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及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>4.1(2)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、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、柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 月の 1 年間における気象データを使用している。 <p>4.1(2)c. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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線量を評価するために、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している。 <p>4.1(2)d. →審査ガイドどおり</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からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）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>4.1(2)e. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準（対策要員の実効線量が 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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>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。</p> <p>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>4.2(1)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型陽圧化空調機はフィルタを有しており、フィルタを介した外気を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）へ送気する。可搬型陽圧化空調機のフィルタ効率は、設計上期待できる値（よう素については性状を考慮）として、よう素及び放射性微粒子については99.9%として評価している。 <p>4.2(1)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置により陽圧を維持するため、外気の直接流入は防止される。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</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口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。 	<p>4.2(2)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した1985年10月から1986年9月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。 ・水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。 ・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>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>審査ガイドへの適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・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。 <ul 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 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)。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・放出点が地上であるため建屋高さの2.5倍に満たない。 ・放出点（地上）の位置は図4の領域Anの中にある。 ・評価点（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部））は、巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。 ・建屋による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、建屋の後流側の広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。 ・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）」に基づき評価している。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<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) 事故時に外気の入りを遮断する場合は、室内への直接流入 	<p>4.2(2)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。 ・6号炉原子炉建屋及び7号炉原子炉建屋を代表建屋としている。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、事故時において、可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置により陽圧を維持するため、外気の直接流入は防止される。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</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）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・評価期間中に可搬型陽圧化空調機によるフィルタを経由した外気取り入れを実施する。可搬型陽圧化空調機の吸気口は5号炉原子炉建屋内に存在することから、5号炉原子炉建屋の屋上面を代表表面として選定している。 ・陽圧化装置により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を陽圧化している期間は、外気の流入は防止される。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</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一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p>	<p>・代表面として5号炉原子炉建屋の屋上面を選定している。評価点は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としている。</p> <p>・代表面として5号炉原子炉建屋の屋上面を選定している。評価点は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としている。</p> <p>・代表面として5号炉原子炉建屋の屋上面を選定している。評価点は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としており、その間の水平直線距離に基づき拡散パラメータを算出している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p>	<p>・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>・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>・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評価点に達する複数の方位を対象としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</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のずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p>	<p>・図7に示された方法により、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対象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。</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	審査ガイドへの適合状況
<ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋投影面積 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。 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。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 原子炉建屋の最小投影面積を用いている。 ・ 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>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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） 	<p>4.2(2)c. →審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、長時間放出の場合の評価方法に従って評価している。 ・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いる。 ・相対濃度及び相対線量は、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。 ・相対濃度及び相対線量は、「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）」に基づき評価している。 <p>4.2(2)d. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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設定し、地表面沈着濃度を評価している。 <p>4.2(2)e. →審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるものとしている。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置により陽圧を維持するため、外気の直接流入は防止される。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</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、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内では放射性物質は一様に混合するとし、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。 ・外気取入による放射性物質の取り込みは、可搬型陽圧化空調機の運転流量、フィルタの除去効率に従って計算している。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は、可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置により陽圧を維持するため、外気の直接流入が防止される。 <p>4.2(3)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クラウドシャインによる外部被ばく線量については、空気中濃度から評価された相対線量及び遮蔽効果等を考慮し計算している。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の壁及び天井によるガンマ線の遮蔽効果を考慮している。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。 	<p>4.2(3)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・グラウンドシャインによる外部被ばく線量については、地表面沈着濃度及び遮蔽効果を考慮し計算している。 ・建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮している。 <p>4.2(3)c. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）における内部被ばく線量については、室内の放射性物質の濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積を積算して計算している。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内では、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。 ・マスクを着用しないものとして評価している。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 	<p>4.2(3)d. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内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、室内の放射性物質濃度等を考慮し計算している。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）では、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仮定している。 <p>4.2(3)e. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p> <p>4.2(3)f. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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>審査ガイドへの適合状況</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、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 	<p>4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p> <p>4.2(3)h. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・6号及び7号炉からの寄与を被ばく経路毎に個別に評価を実施し、その結果を合算している。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4.4 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の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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^(参5)。 <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)</p> <p>(NUREG-1465^(参6)を参考に設定)</p> <p>Cs類：2.13%</p> <p>Te類：1.47%</p> <p>Ba類：0.0264%</p> <p>Ru類：7.53×10^{-8}%</p> <p>Ce類：1.51×10^{-4}%</p> <p>La類：3.87×10^{-5}%</p> <p>(2) 非常用電源</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</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>4.4(1) →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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している。なお、核種の崩壊及び娘核種の生成を考慮している。 <p>4.4(2) →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事故発生24時間後のため、放出開始までに電源は復旧している。

<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</p>	<p>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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^(参 5)（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した 1 号炉の放出開始時刻を参考に設定）。 ・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^(参 5)（福島第一原子力発電所 2 号炉の放出継続時間を参考に設定）。 <p>b. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する^(参 5)。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^(参 5)。</p>	<p>4.4(3) →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の放出開始までに 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の可搬型陽圧化空調機の電源供給は復旧している。 <p>4.4(4)a. →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の大気中への放出開始時間は、事故発生 24 時間後と仮定している。 ・放射性物質の大気中への放出継続時間は 10 時間としている。 <p>4.4(4)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放出源高さは、地上放出を仮定している。

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	審査ガイドへの適合状況																											
<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緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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～晩期圧力容器内放出）^(参6) 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。 <table style="margin-left: 40px;"> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR</th> <th>BWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>31%</td> <td>31%</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>12%</td> <td>12%</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>0.5%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>0.55%</td> <td>0.55%</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>0.52%</td> <td>0.52%</td> </tr> </tbody> </table> <p>BWR については、MELCOR 解析結果^(参7) 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。</p> <p>また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p>		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%	<p>4.4(5)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所事故並みを想定し、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を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定している。 ・原子炉格納容器から原子炉建屋への低減率は0.3倍と仮定している。
	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%																										

<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>審査ガイドへの適合状況</p>
<p>➤ 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p>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、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・審査ガイドどおり ・審査ガイドどおり ・審査ガイドどおり <p>4.4(5)b. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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

審査ガイドへの適合状況

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路

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

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。

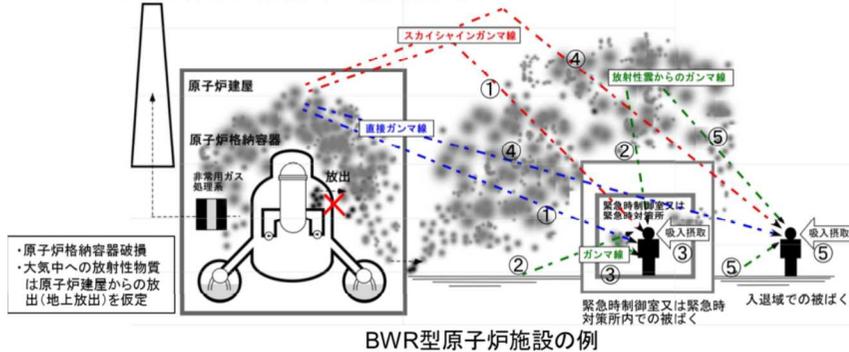


図2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図2 →審査ガイドの趣旨に基づき設定

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)に関しては、対策要員の交替を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

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

審査ガイドへの適合状況

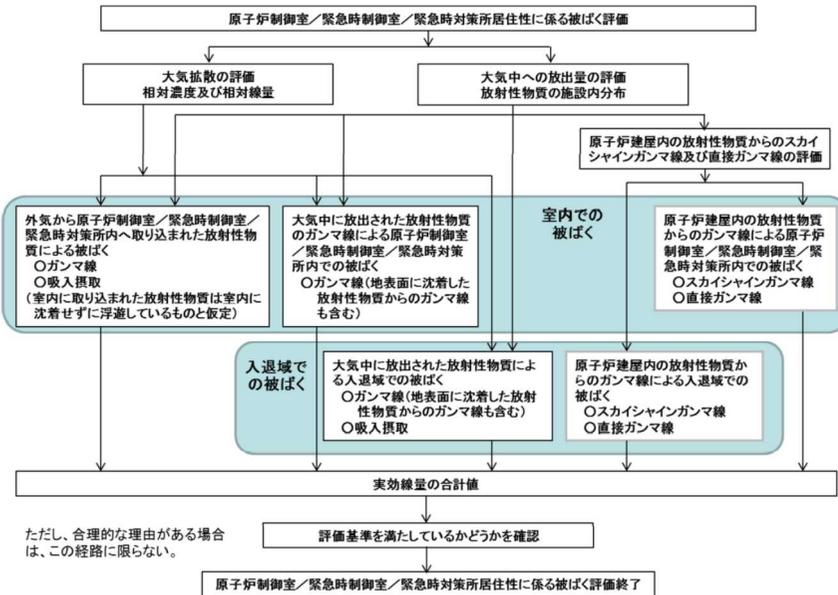


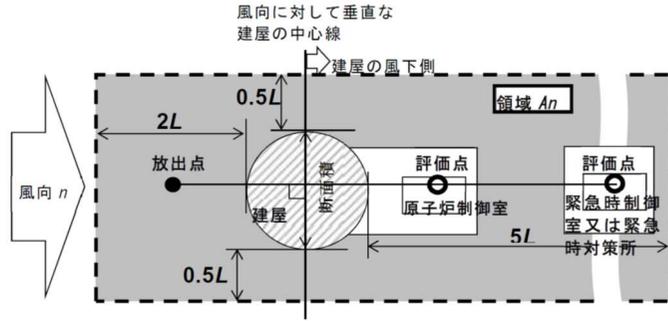
図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価手順

図3 →審査ガイドの趣旨に基づき設定

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に関しては、対策要員の交替を考慮しないため、入退域での評価は実施しない。

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

審査ガイドへの適合状況



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 →審査ガイドどおり

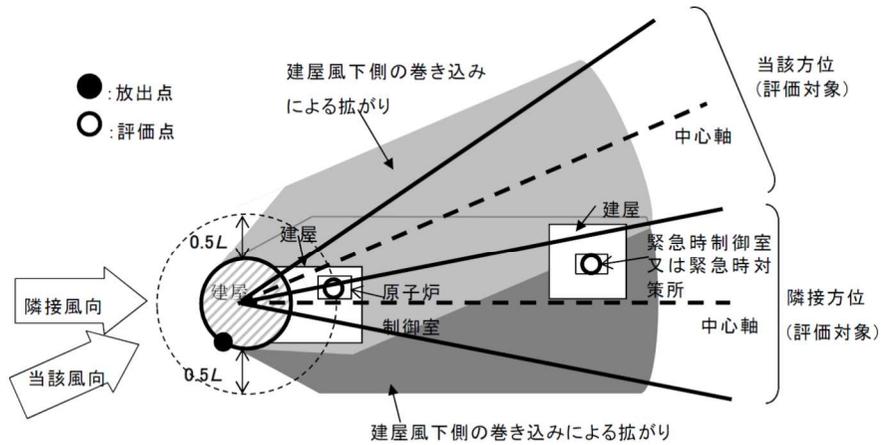
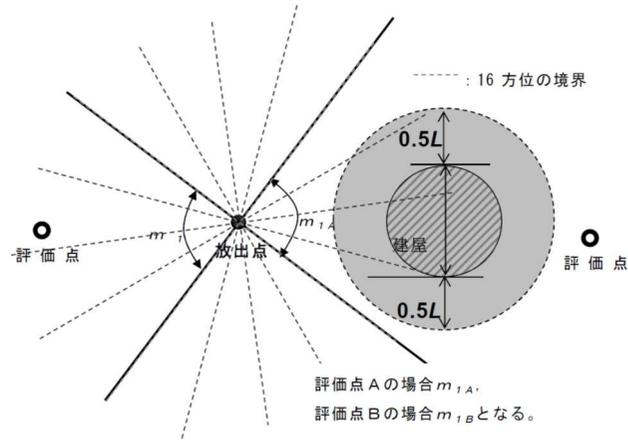


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 →審査ガイドどおり

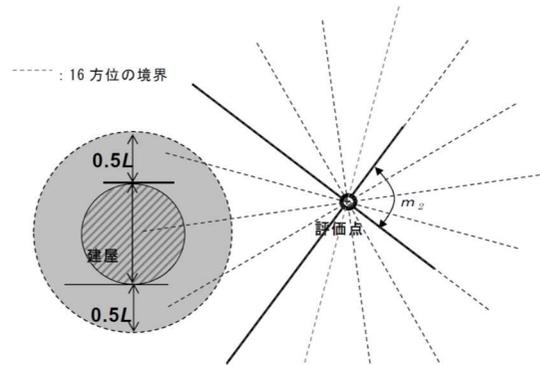
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

審査ガイドへの適合状況



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 →審査ガイドどおり



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 →審査ガイドどおり

<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>審査ガイドへの適合状況</p>
<div data-bbox="360 300 947 855" data-label="Diagram"> <pre> graph TD A[建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)] --> B[i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択] B --> C["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)"] C --> D["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)"] D --> E[i ~ iiiの重なる方位を選定] E --> F[方位選定終了] </pre> </div> <p data-bbox="389 879 913 903">図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</p>	<p data-bbox="1137 300 1415 323">図8 →審査ガイドどおり</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

審査ガイドへの適合状況

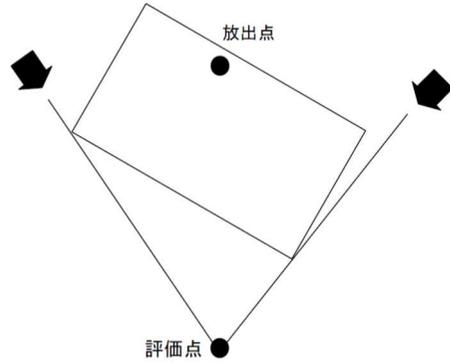


図9 評価対象方位の設定

図9 →審査ガイドどおり

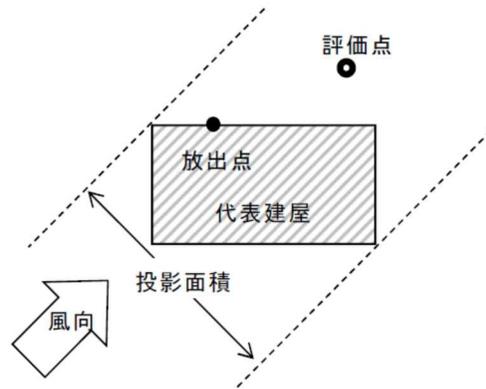


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図10 →審査ガイドどおり