

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密の観点や防護上の観点
から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-07-0360_改2
提出年月日	2021年11月24日

補足-360 工事計画に係る補足説明資料（放射線管理施設）

東北電力株式会社

工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書 並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	補足-360-1 放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲 及び警報動作範囲に関する補足説明資料
VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	補足-360-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する補足説明資料
VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書	補足-360-3 中央制御室の居住性に関する説明書に係る補足説明資料

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-07-0360-1_改3

補足-360-1 放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び
警報動作範囲に関する補足説明資料

目次

1. プロセスモニタリング設備	1
1.1 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W), (S/C)	1
1.2 フィルタ装置出口放射線モニタ	4
1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ	6
2. エリアモニタリング設備	8
2.1 緊急時対策所可搬型エリアモニタ	8
2.1.1 緊急時対策所加圧空気供給系に係る判断基準の検討について	8
2.1.2 緊急時対策所可搬型エリアモニタの設備の概要	13
2.2 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量)及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量)	14
2.2.1 想定事故	16
2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について	17
2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下する事故における線量率	20
3. 固定式周辺モニタリング設備	33
3.1 モニタリングポスト	33
3.1.1 モニタリングポストの配置, 計測範囲及び警報動作範囲	33
3.1.2 モニタリングポストの電源	36
3.1.3 モニタリングポストの伝送	38
4. 移動式周辺モニタリング設備	39
4.1 可搬型モニタリングポスト	39
4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置	39
4.1.2 放射能放出率の算出	41
4.1.3 可搬型モニタリングポストの計測範囲	44
4.2 可搬型放射線計測装置等	45
5. 計測結果の記録の保存	48
5.1 設計基準対象施設	48
5.2 重大事故等対処設備	48

1. プロセスモニタリング設備

1.1 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W), (S/C) 《DB/SA 兼用》

格納容器内雰囲気放射線モニタは、(D/W)を2個、(S/C)を2個それぞれ対角に配置することで位置的分散を図るとともに独立した回路で構成している。

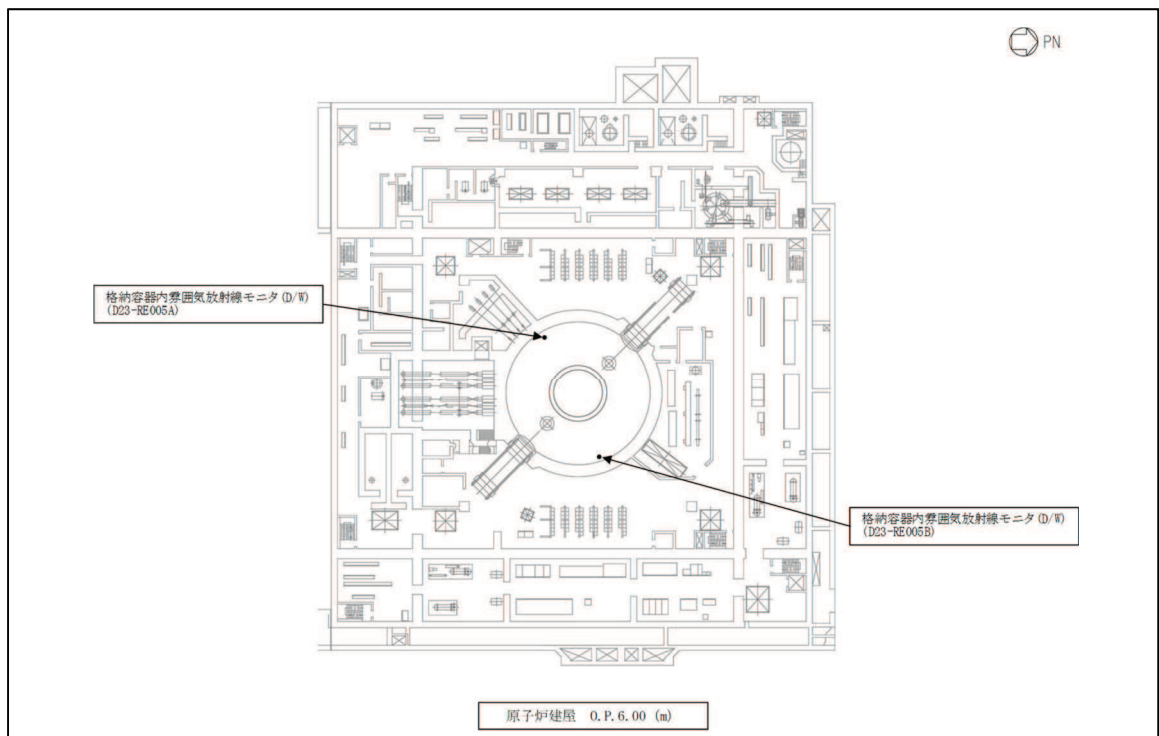
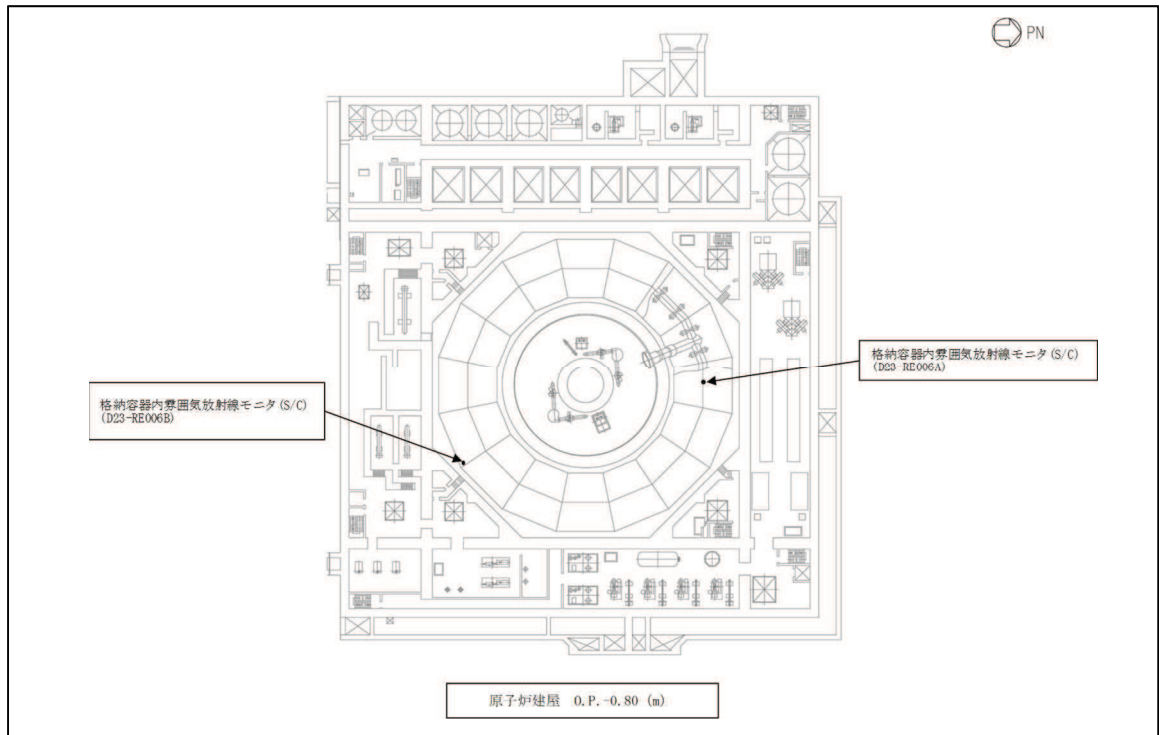
格納容器内雰囲気放射線モニタは、外部電源が喪失した場合には、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B、常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び 125V 代替充電器から 125V 直流主母線盤を介して供給できる設計とする。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

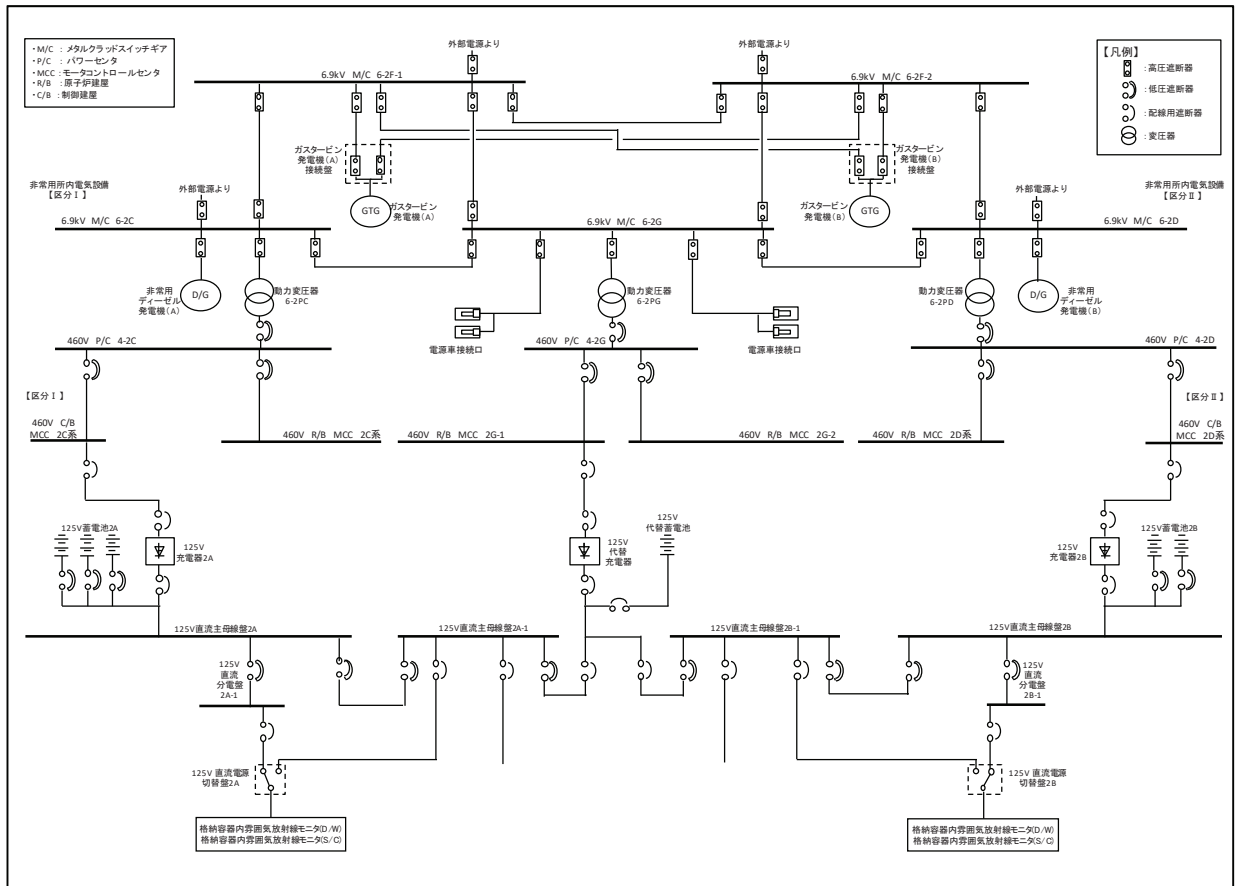
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。

注記*：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」別表において、格納容器エリア放射線量率を計測対象とする放射線計測系の測定上限値は 10^5Sv/h と定められている。

【格納容器内雰囲気放射線モニタの配置図】



【格納容器内雰囲気放射線モニタの電源構成概略図】



1.2 フィルタ装置出口放射線モニタ 《SA》

フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B、常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び 125V 代替充電器から 125V 直流主母線盤を介して供給できる設計とする。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

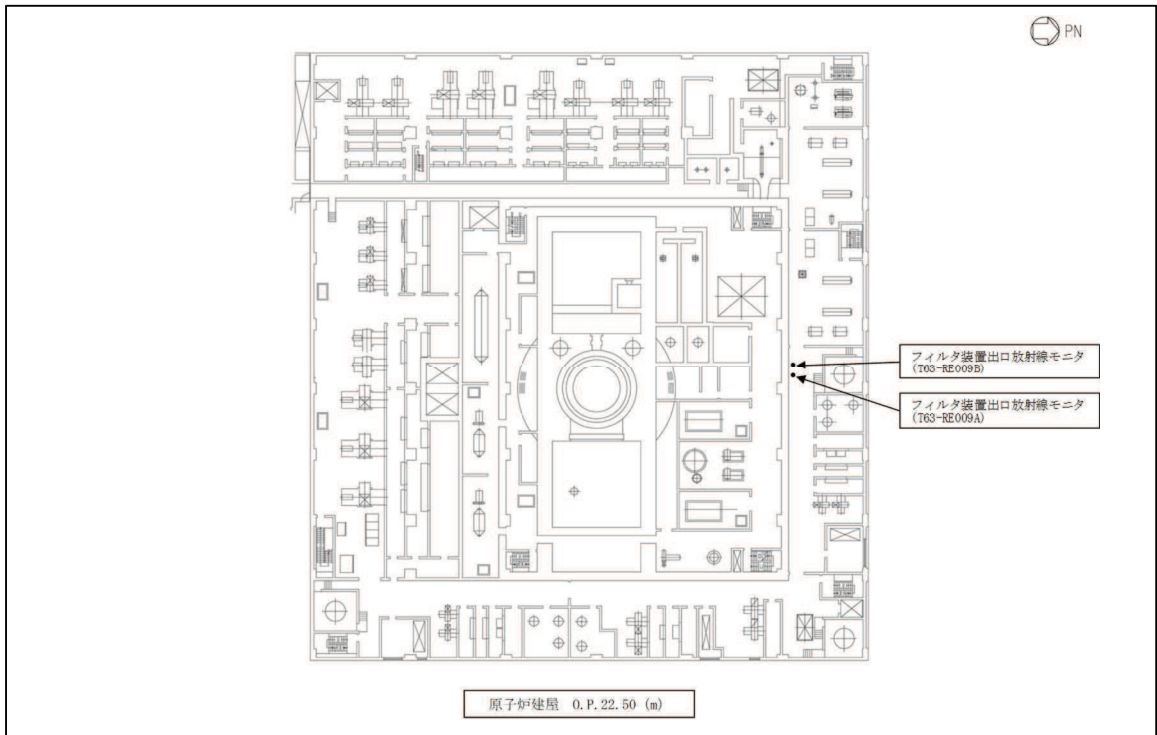
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	原子炉格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率*1（ 1.9×10^3 mSv/h*2）を計測できる範囲として設定する。

注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

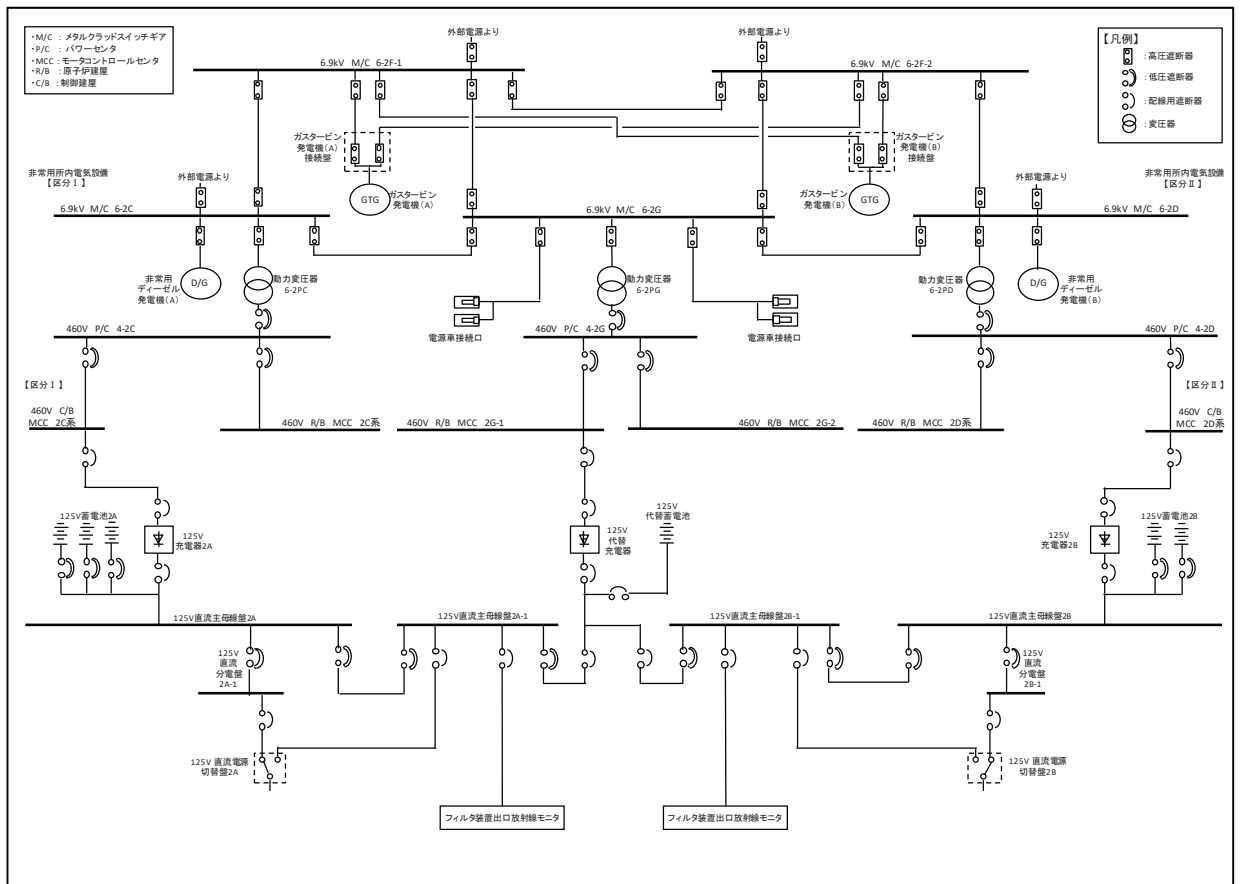
*2：EP まとめ資料【50条】別添資料-1を参照し、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率は、以下の保守的な条件で算出される。

- ・フィルタ装置出口配管の線量当量率は、フィルタ装置で除去できない放射性希ガスからのガンマ線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は放射性希ガスで評価する。
- ・フィルタ装置出口配管の放射性物質濃度は、原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等とする。
- ・炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる平衡炉心のサイクル末期に発生し、原子炉格納容器内の希ガスの濃度は炉心に内蔵する希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し、均一に拡散したものとする。
- ・ベント開始時間は、原子炉停止から1時間後とする。

【フィルタ装置出口放射線モニタの配置図】



【フィルタ装置出口放射線モニタの電源構成概略図】



1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ 《SA》

耐圧強化ベント系放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から125V直流主母線盤を介して供給できる設計とする。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

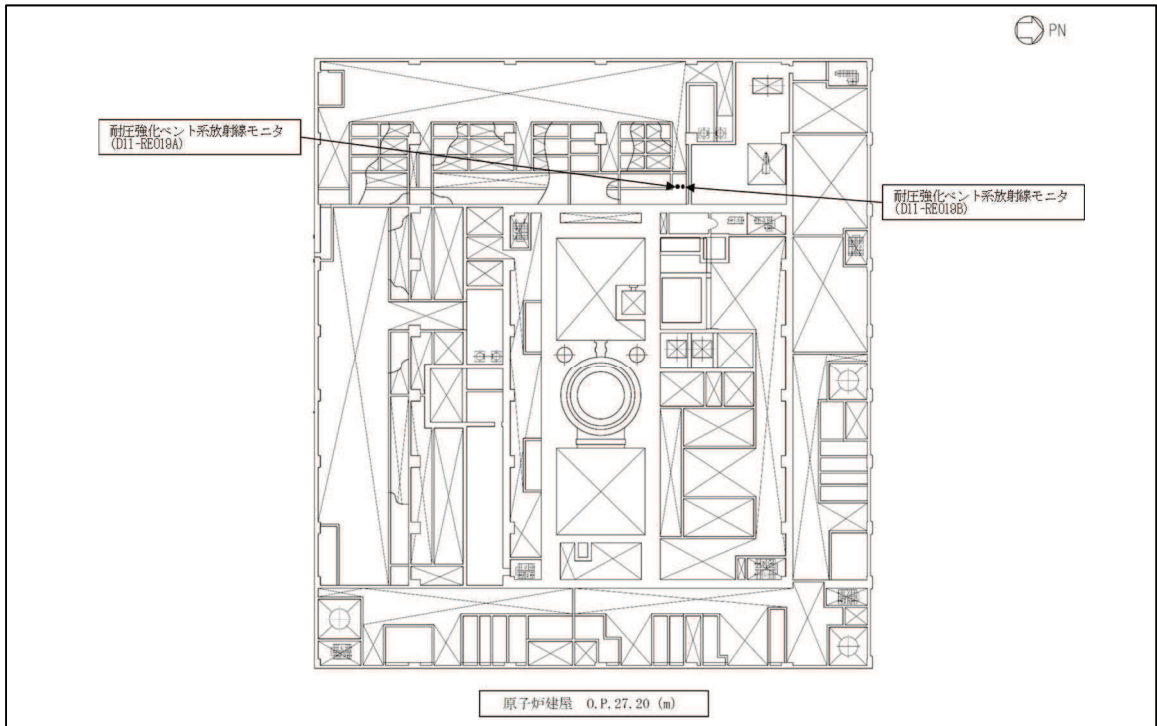
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	耐圧強化ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される排気ラインの最大線量当量率*1（約 2.0×10^{-2} mSv/h*2）を計測できる範囲として設定する。

注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

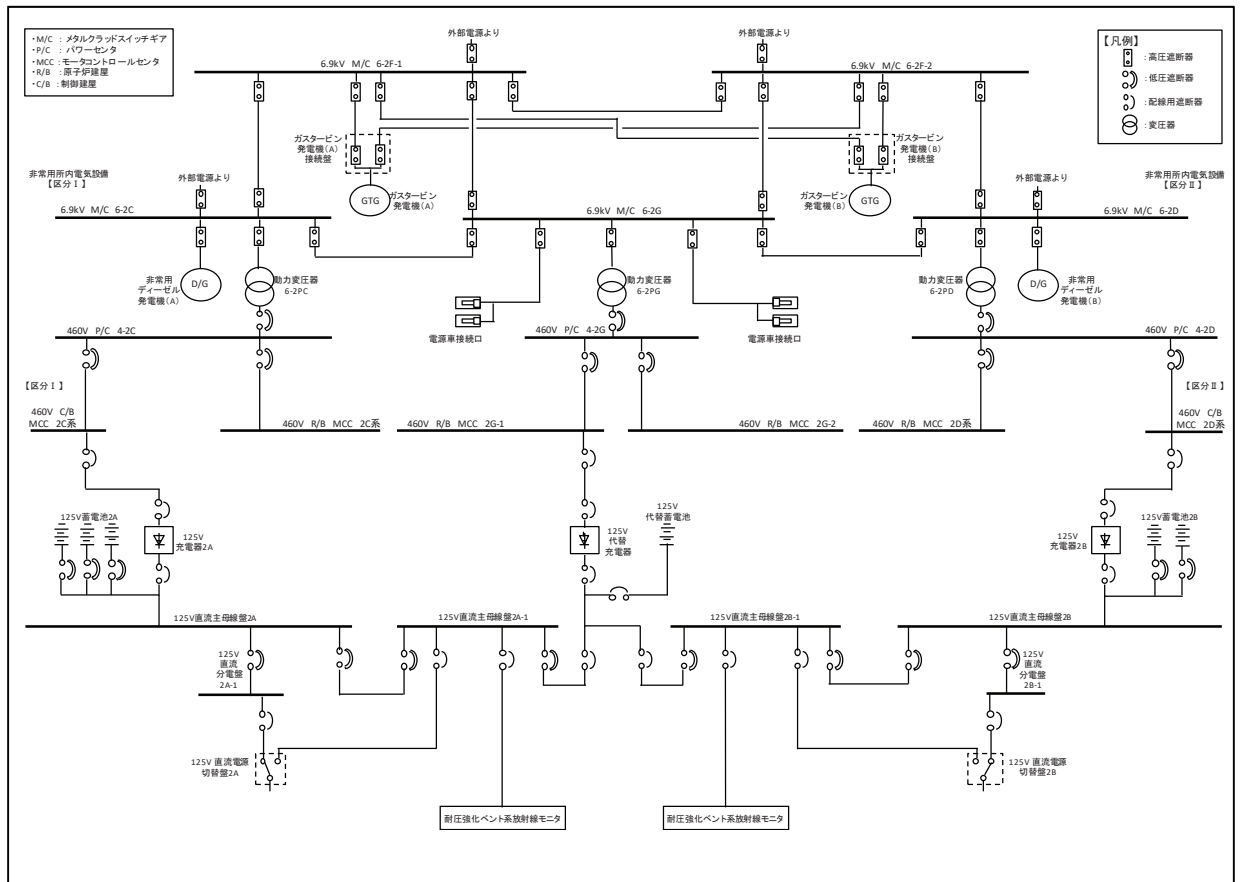
*2：想定される排気ラインの最大線量当量率は、以下の条件で算出される。

- ・耐圧強化ベント系配管の線量当量率は、原子炉格納容器内の放射性希ガスからのガンマ線が支配的になるため、耐圧強化ベント系配管に内包される放射線物質濃度は放射線希ガスで評価する。
- ・耐圧強化ベント系配管の放射性物質濃度は炉心損傷していない原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等とし、検出器の設置場所での線量当量率を評価する。
- ・耐圧強化ベントの開始時間は、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の結果（炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準に到達するのは、事象発生約44時間後）から原子炉停止後44時間とする。

【耐圧強化ベント系放射線モニタの配置図】



【耐圧強化ベント系放射線モニタの電源構成概略図】



2. エリアモニタリング設備

2.1 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

2.1.1 緊急時対策所加圧空気供給系に係る判断基準の検討について

(1) 判断基準に係る検討

放射性雲放出後における緊急時対策所内の加圧設備による室内加圧等の希ガス等の放射性物質侵入防止対応は、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくに大きく影響するため、素早い判断と操作が必要となる。

加圧に係る判断は、様々な指標を確認し、検討するといった時間的猶予がないことから、計測可能であり、シンプルかつ明確な判断基準とする必要がある。

このような観点から、緊急時対策所加圧空気供給系に係る判断基準を検討する。

(2) 判断に用いるパラメータ

可搬型モニタリングポスト	緊急時対策建屋屋上に設置し、放射線量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
緊急時対策所可搬型エリアモニタ	緊急時対策所内に設置し、放射線量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
炉心損傷及び格納容器破損の評価に必要なパラメータ	炉心損傷に伴う格納容器内雰囲気放射線レベルの上昇等を確認し、原子炉等の状況を把握することができる。
モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト（緊急時対策建屋屋上に設置するものを除く。）	緊急時対策所近傍に設置しないため参考扱いとするが、空間線量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
代替気象観測設備（風向等）	放射性雲の通過を把握することができないため参考扱いとするが、放射性雲の進行方向を推定することができる。

(3) 判断基準の考え方

① 加圧設備等に係る操作等の判断基準

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
事前準備	パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）による正圧化に係る準備	炉心が損傷し、放射性物質が大気に放出される可能性がある	—	監視パラメータとは別に中央制御室から格納容器ベント実施の連絡があった場合	—
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の線量当量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)及び格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度が炉心損傷判断基準である300℃以上を確認した場合	—
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)		—
使用開始	緊急時対策所を緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）にて正圧化	放射性雲放出・接近	—	監視パラメータとは別に中央制御室から格納容器ベント実施の連絡があった場合	—
			可搬型モニタリングポスト	指示値急上昇(30mGy/h)	監視パラメータのいずれかが判断基準に到達した場合に操作を実施する。
			緊急時対策所可搬型エリアモニタ	指示値急上昇(0.1mSv/h)	

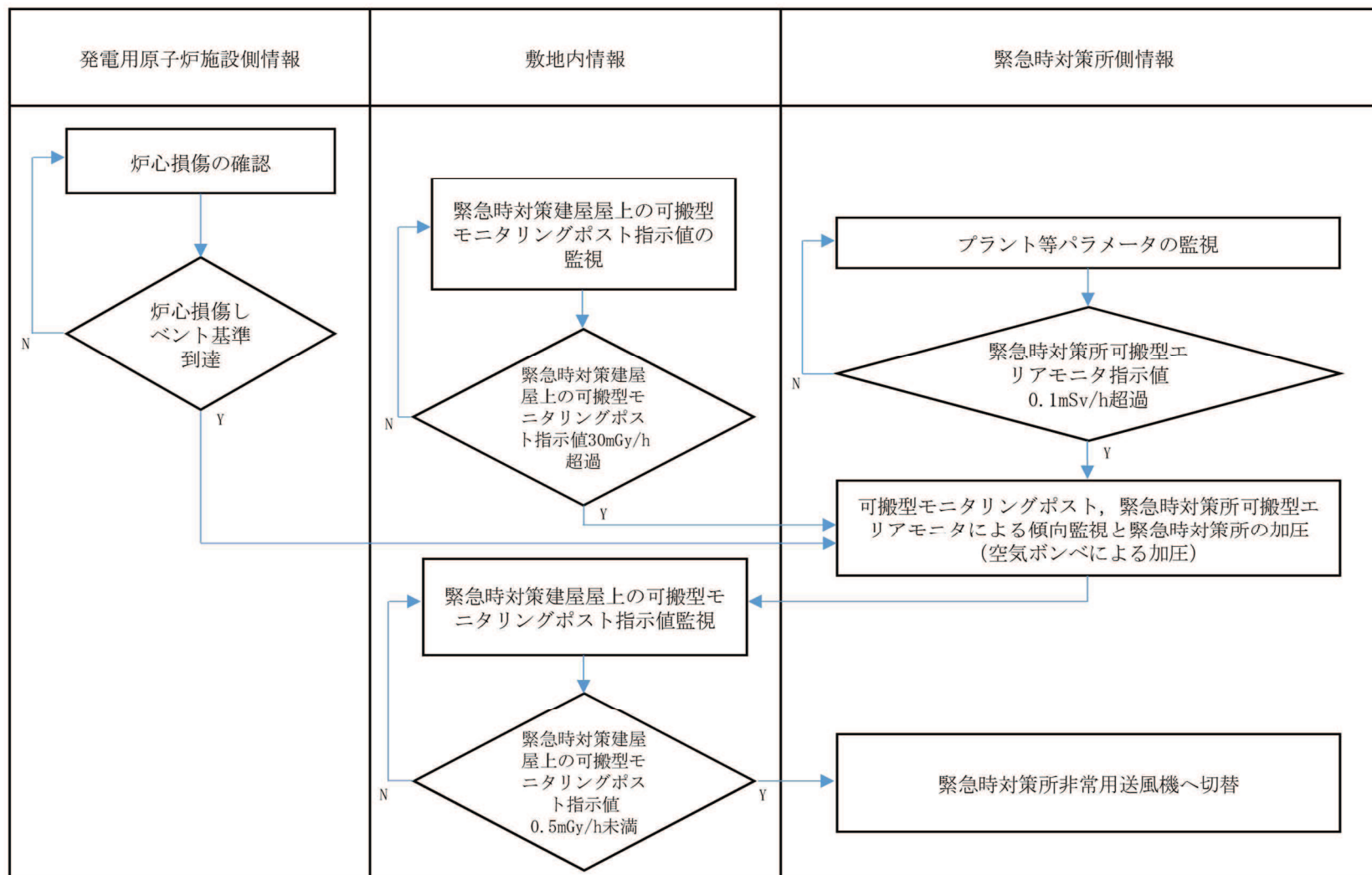
判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
停止	緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）による正圧化の停止（緊急時対策所非常用送風機による正圧化への切替え）	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲の放出が収束 ・可搬型モニタリングポストの線量率が屋外作業可能なレベルまで低下 	可搬型モニタリングポスト	0.5mGy/h 未満	監視パラメータが判断基準となる傾向を示した場合に操作を実施する。

② 判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリングポスト	指示値急上昇 (30mGy/h)	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）による加圧を開始するための指標として設定する。 ・放射性雲通過時の緊急時対策建屋屋上における線量率は100mSv/h以上であり，放射性雲が放出されたことを確実にかつ早期に検知するための値として30mGy/hを設定する。
緊急時対策所可搬型エリアモニタ	指示値急上昇 (0.1mSv/h)	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合等，緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）による加圧を開始するための指標として設定する。 ・緊急時対策所加圧設備（空気ボンベ）による加圧開始が遅延したことを考慮しても，対策要員の被ばく線量が7日間で100mSvを満足する値として0.1mSv/hを設定する。

○加圧判断フロー

【前提条件：事故進展中，緊急時対策所内の体制確立済，
緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト設置済】



2.1.2 緊急時対策所可搬型エリアモニタの設備の概要

(1) 主な事項

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	保管場所	個数
緊急時対策所可搬型エリアモニタ	半導体式	0.01 μ Sv/h ～ 999.9mSv/h	—	緊急時対策所 (O.P. 約 52m)	1台 (予備 1台)

(2) 緊急時対策所可搬型エリアモニタの仕様

項目	内容
電源	代替交流電源設備により給電可能
記録	記録装置にて電磁的に記録，保存
概略寸法	検出部：約 66 (W) × 約 25 (D) × 約 145 (H) mm (コネクタ，スイッチ等の突起物を除く) 表示部：約 352 (W) × 約 90 (D) × 約 290 (H) mm (取手，ゴムシート，スタンド等の突起物を除く)
重量	検出部 (プローブ)：約 270g 表示部：約 6kg

2.2 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量） 《SA》

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）（高線量）は、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2A, 常設代替直流電源設備である 125V 代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び 125V 代替充電器から 125V 直流主母線盤を介して供給できる設計とする。

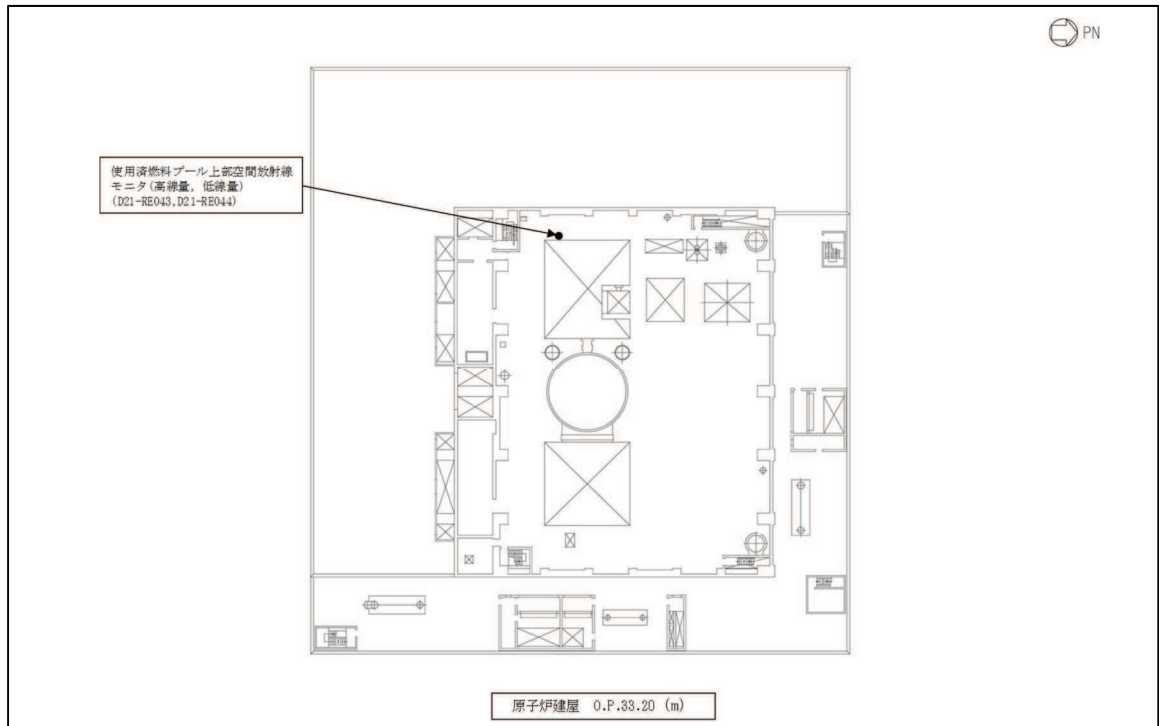
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について線量当量率* ¹ を監視可能である。* ² 計測上限値は、重大事故等時における計測に対して使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）	$10^1 \sim 10^8$ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について線量当量率* ¹ を監視可能である。* ² 計測下限値は、重大事故等時における計測に対して使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

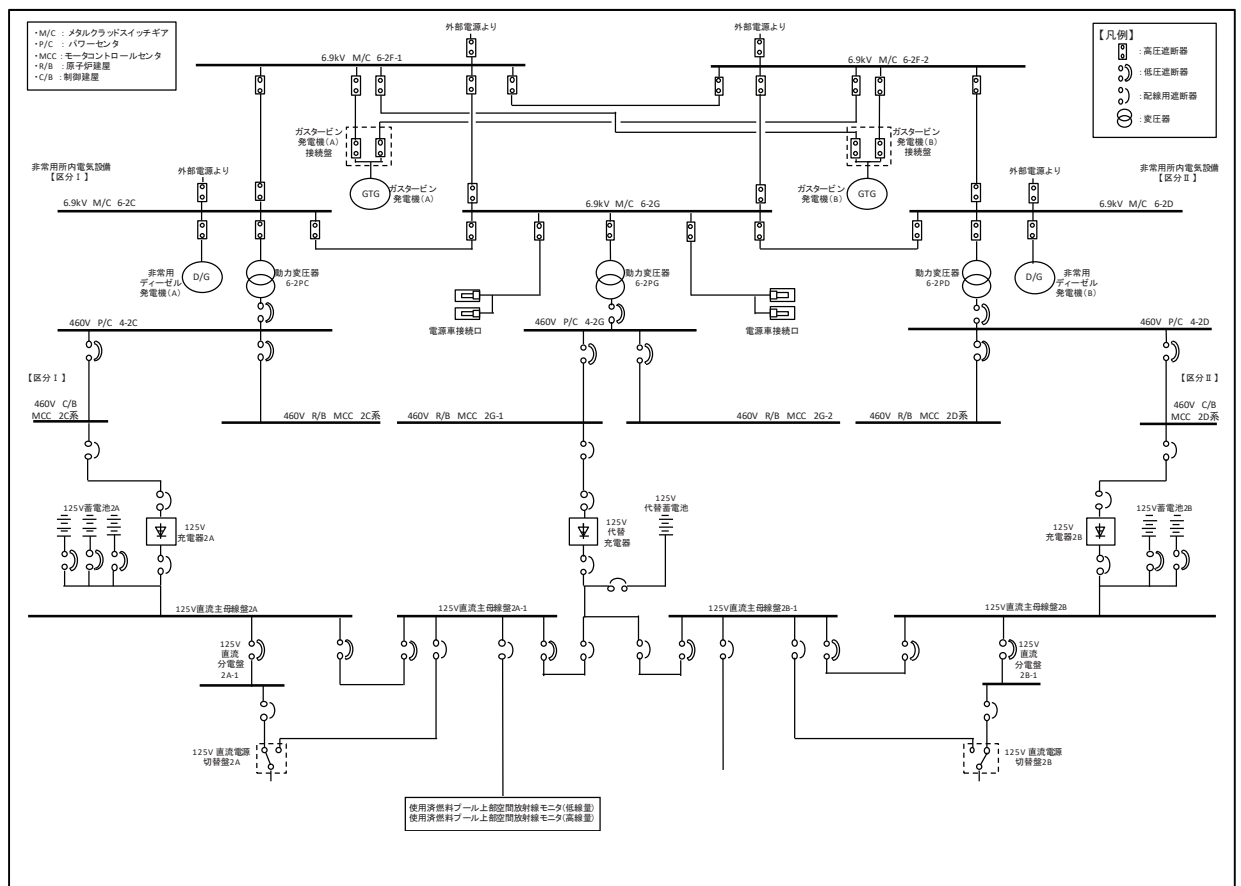
注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

*2：重大事故等時における使用済燃料プール水位の変動に伴う放射線量率の算出については、以降の「2.2.1 想定事故」, 「2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について」, 「2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下する事故における線量率」に示し、重大事故等時における使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）, （高線量）により測定可能であることを確認した。

【使用済燃料プール上部空間放射線モニタの配置図】



【使用済燃料プール上部空間放射線モニタの電源構成概略図】



2.2.1 想定事故

燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「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 37 条及びその解釈の 3-1(a)及び(b)で定義する想定事故 1（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下

- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合。

2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について

本有効性評価で用いる放射線の遮蔽が維持できる水位（遮蔽水位）は、原子炉建屋燃料取替床での重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作時の基準線量率（10mSv/h）を超えない水位として、通常水位より約 1.3m 下とする。（図 2-1 参照）

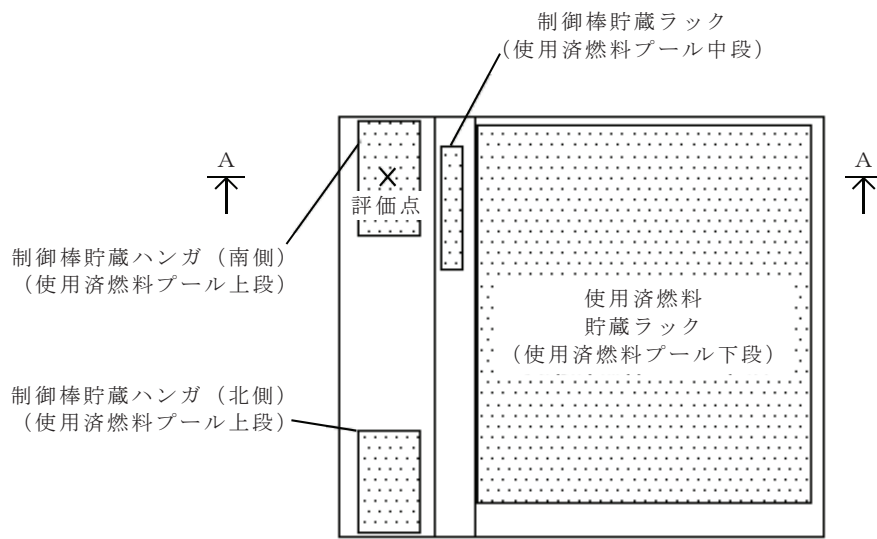
なお、本有効性評価で用いる線源（制御棒貯蔵ハンガ（北側、南側）、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料貯蔵ラック）からの線量率を求める際に設定する評価点は、南側の制御棒貯蔵ハンガの真上の原子炉建屋燃料取替床高さ（線源との最短距離）としている。

線量率計算モデルの評価点は、線源との最短距離に等しい距離で各線源の真上に置いている。

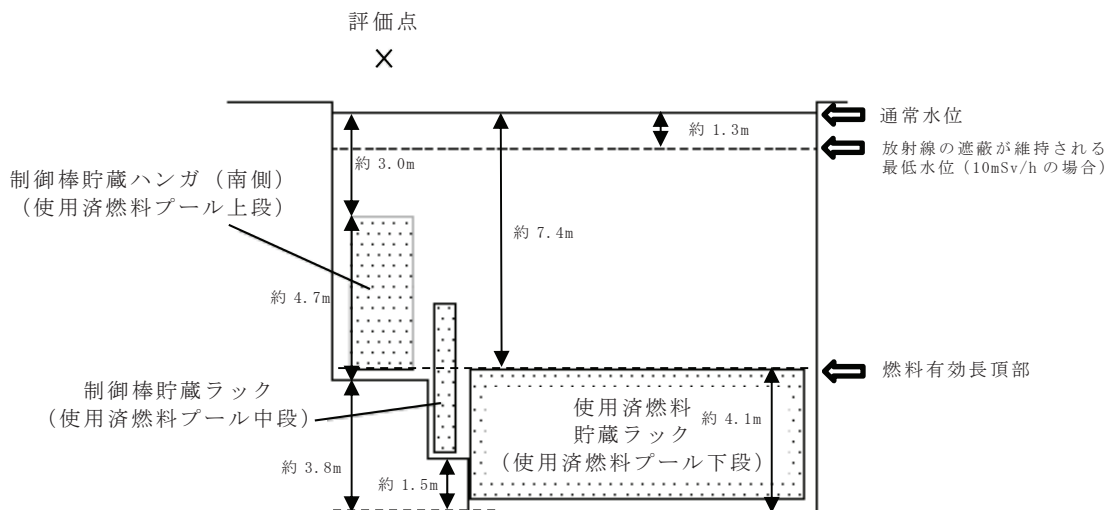
線源ごとの評価点における、使用済燃料プール水位に応じた線量率算出結果を合計したものを図 2-2 に示す。

また、線源ごとの線量率計算は QAD-CGGP2R コード (Ver. 1.04) を用いている。

- a. 使用済燃料プール保有水高さ
燃料有効長頂部より上の水の高さ＝約 7.4m
- b. 必要水遮蔽厚さ
グラフから約 6.1m 以上
- c. 放射線の遮蔽が維持できる水位（遮蔽水位）
燃料有効長頂部から約 6.1m（通常水位から約 1.3m）



平面図



A-A断面図

図 2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

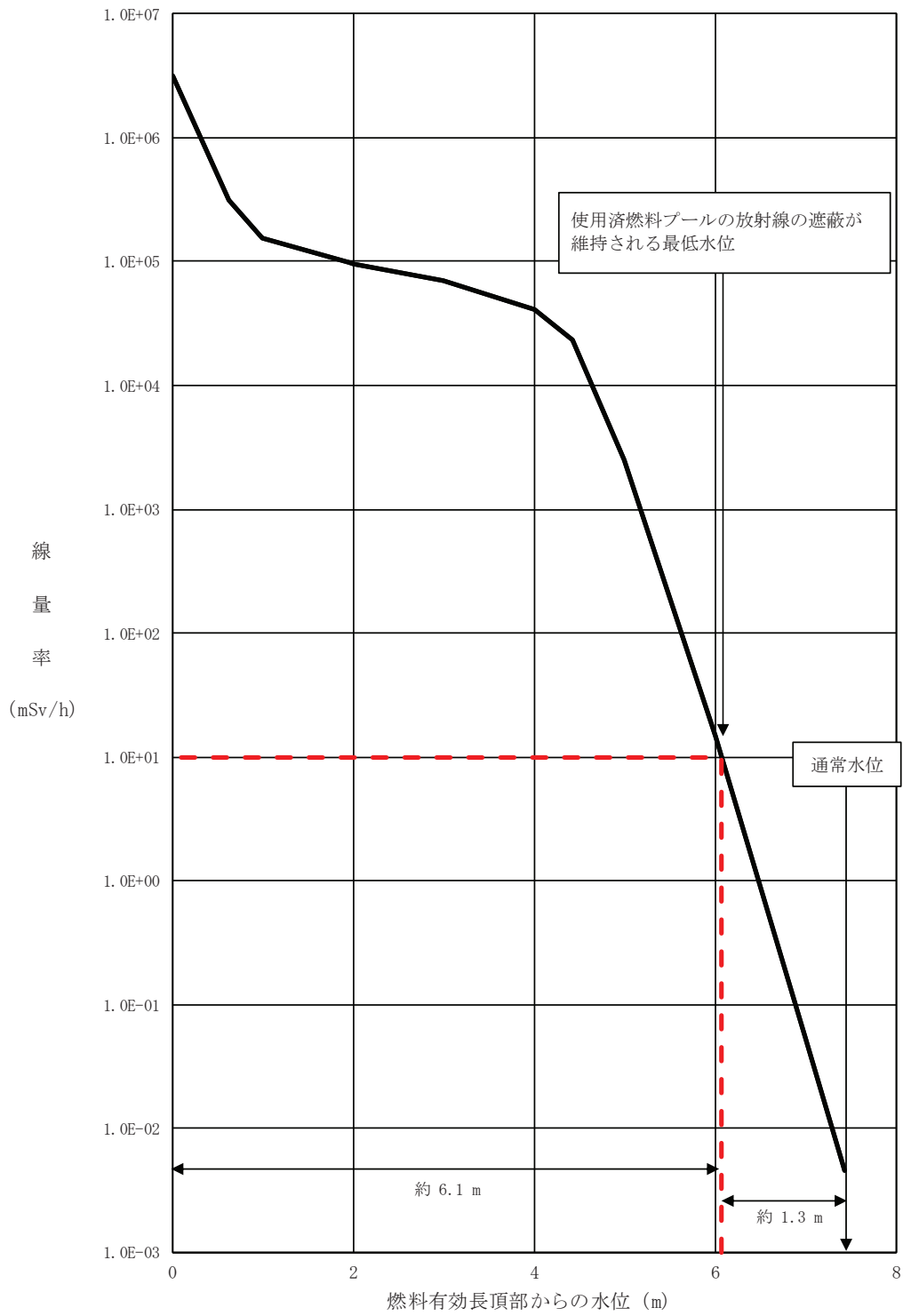


図 2-2 放射線の遮蔽が維持される水位

2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下する事故における線量率

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合には、使用済燃料プール周辺の線量率が非常に高くなる。従って、使用済燃料プールの線量率の監視設備は重大事故等が発生した場合に変動する範囲にわたり線量率を測定できる必要があることから、線量率計算モデルの線源として、制御棒貯蔵ハンガ（北側，南側）及び制御棒貯蔵ラックには使用済制御棒を、使用済燃料貯蔵ラックには使用済燃料をそれぞれ最大量貯蔵した状態を想定した保守的な評価条件である「2.2.2 有効性評価における水位及び線量率」と同等の条件とした場合について、使用済燃料プールの水位の低下を想定し線量率を評価した。また、制御棒貯蔵ハンガにおける使用済制御棒について、実際の運用上限である制御棒貯蔵ハンガ（北側）のみに 24 本の使用済制御棒を貯蔵した状態を想定した場合についても、使用済燃料プールの水位の低下を想定し線量率を評価した。評価の結果、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量），（高線量）により測定可能であることを確認した。

線源（制御棒貯蔵ハンガ（北側，南側），制御棒貯蔵ラック，使用済燃料貯蔵ラック）からの線量率を求める際に設定する評価点は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ設置位置を設定した。

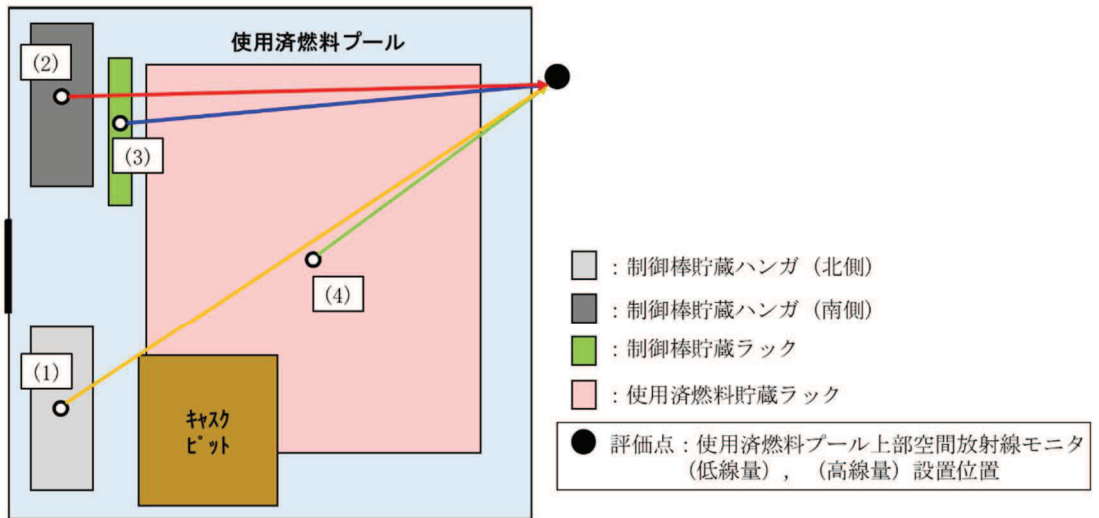
なお、線源ごとの線量率計算は QAD-CGGP2R コード (Ver. 1.04) を用いている。

2.2.3.1 「2.2.2 有効性評価における水位及び線量率」と同等の条件とした場合の線量率

(1) 評価点の設定について

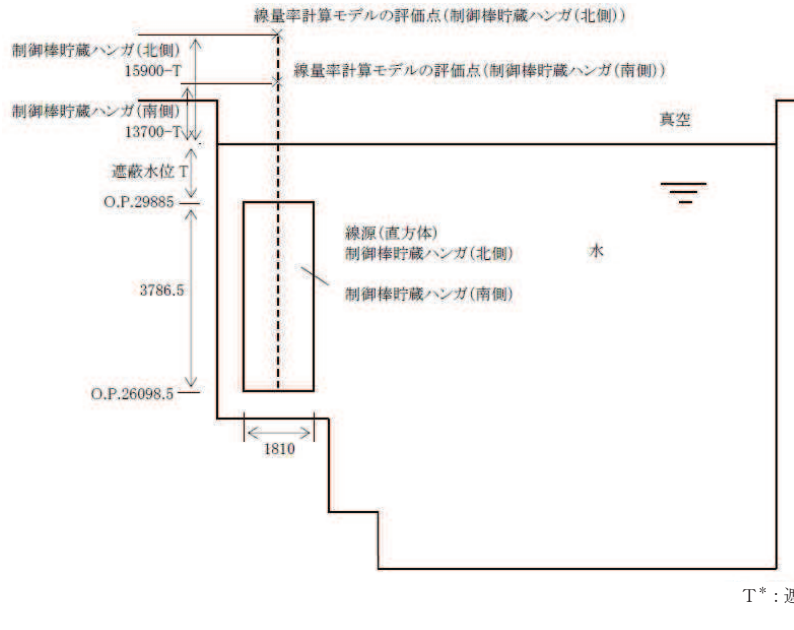
使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合、使用済燃料プール周辺の線量率が非常に高くなる。このような状況においても使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量），（高線量）により、使用済燃料プール周辺の線量率を測定する必要があるため、線量率評価における評価点は使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量），（高線量）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図 2-3 に示す。

線量率計算モデルの評価点は、図 2-4～6 に示すとおり評価点と線源（制御棒貯蔵ハンガ（北側，南側），制御棒貯蔵ラック，使用済燃料貯蔵ラック）との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。各線源の線量率計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、使用済燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



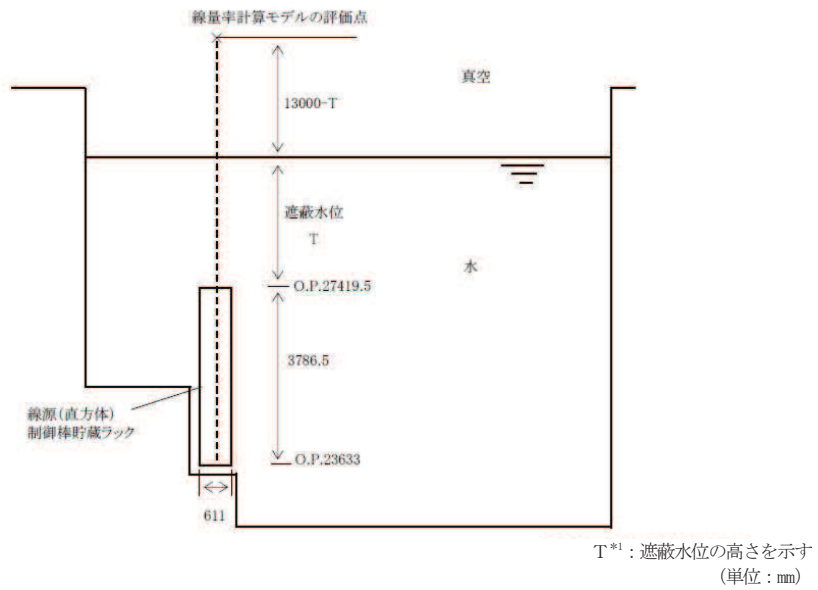
- (1) 制御棒貯蔵ハンガ（北側）から線量評価点までの最短距離は15.9m
- (2) 制御棒貯蔵ハンガ（南側）から線量評価点までの最短距離は13.7m
- (3) 制御棒貯蔵ラックから線量評価点までの最短距離は13m
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックから線量評価点までの最短距離は10.6m

図 2-3 各線源と評価点の平面位置関係



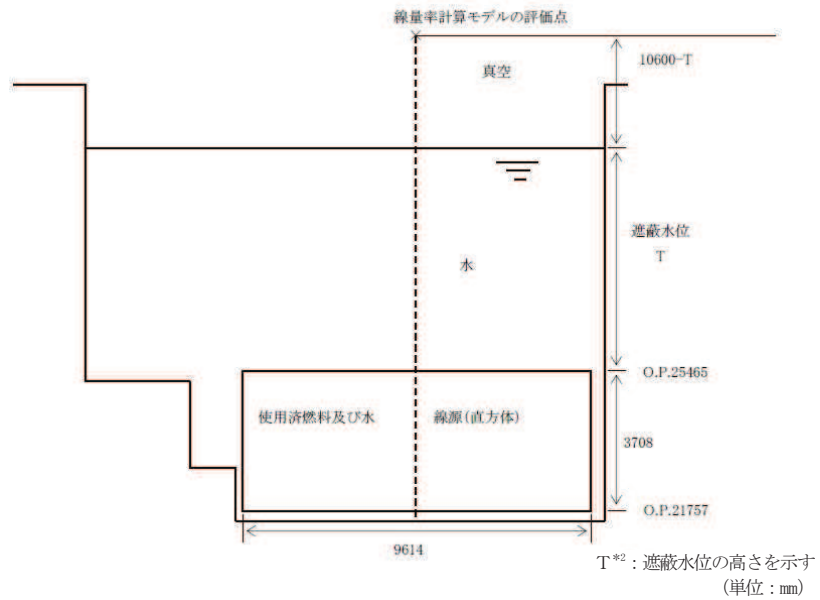
注記*：パラメータTは、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ（mm）を示す。水面から評価点までの距離は $15900-T$ 及び $13700-T$ mm となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-4 線量率計算モデルの評価点の立面概要図
(制御棒貯蔵ハンガ（北側，南側）)



注記*1: パラメータTは、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ (mm) を示す。水面から評価点までの距離は $13000-T$ mm となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-5 線量率計算モデルの評価点の立面概要図
(制御棒貯蔵ラック)



注記*2: パラメータTは、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ (mm) を示す。水面から評価点までの距離は $10600-T$ mm となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-6 線量率計算モデルの評価点の立面概要図
(使用済燃料貯蔵ラック)

(2) 評価結果

線源ごとに線量率計算モデルの評価点における、使用済燃料プール水位に応じた線量率算出結果を図 2-7 に示す。また、それらの結果の合計を図 2-8 に示す。両図に示すとおり、使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合においても使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）、（高線量）にて計測可能である。

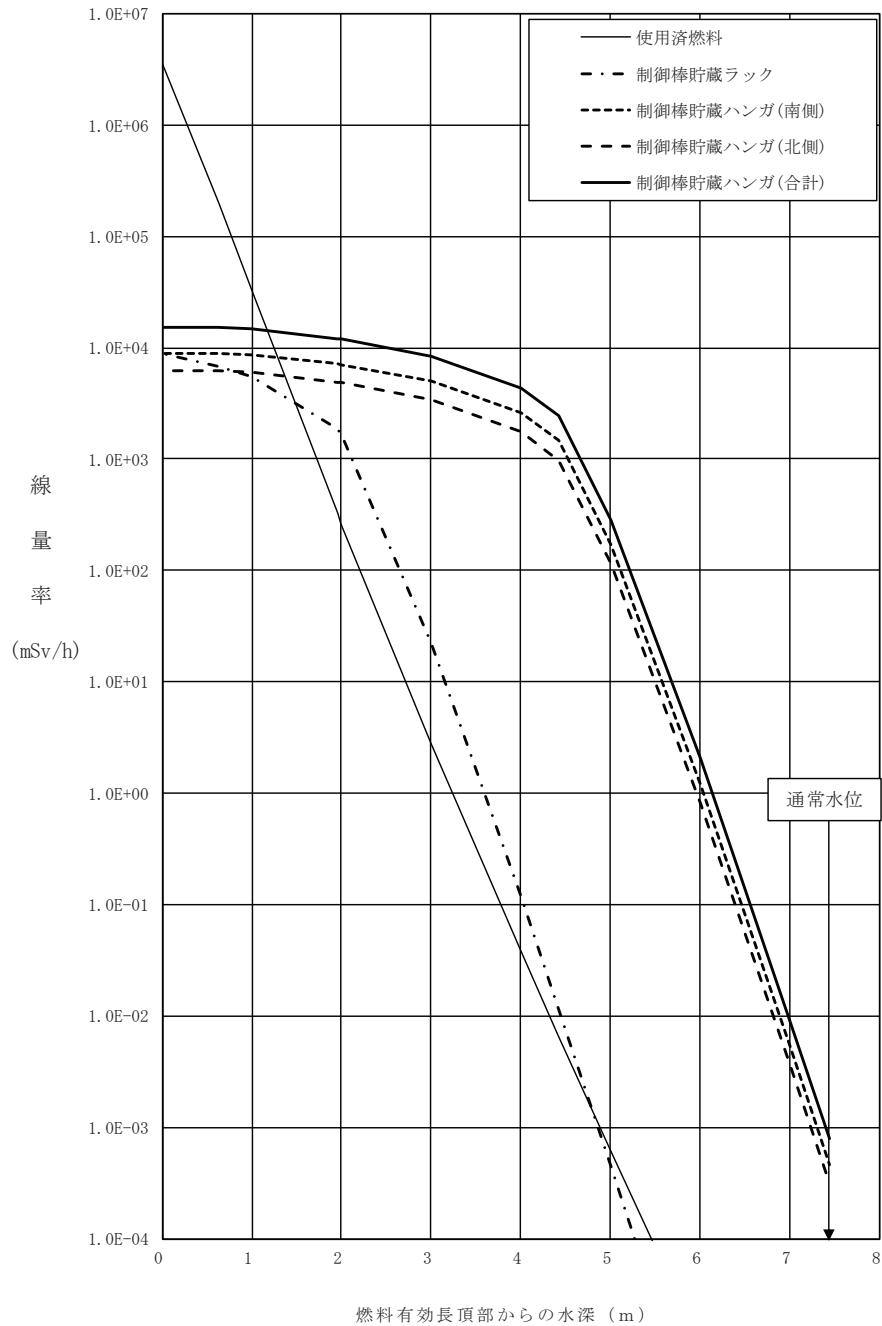


図 2-7 各線源から使用済燃料プール上部空間放射線モニタ設置位置における線量率推移

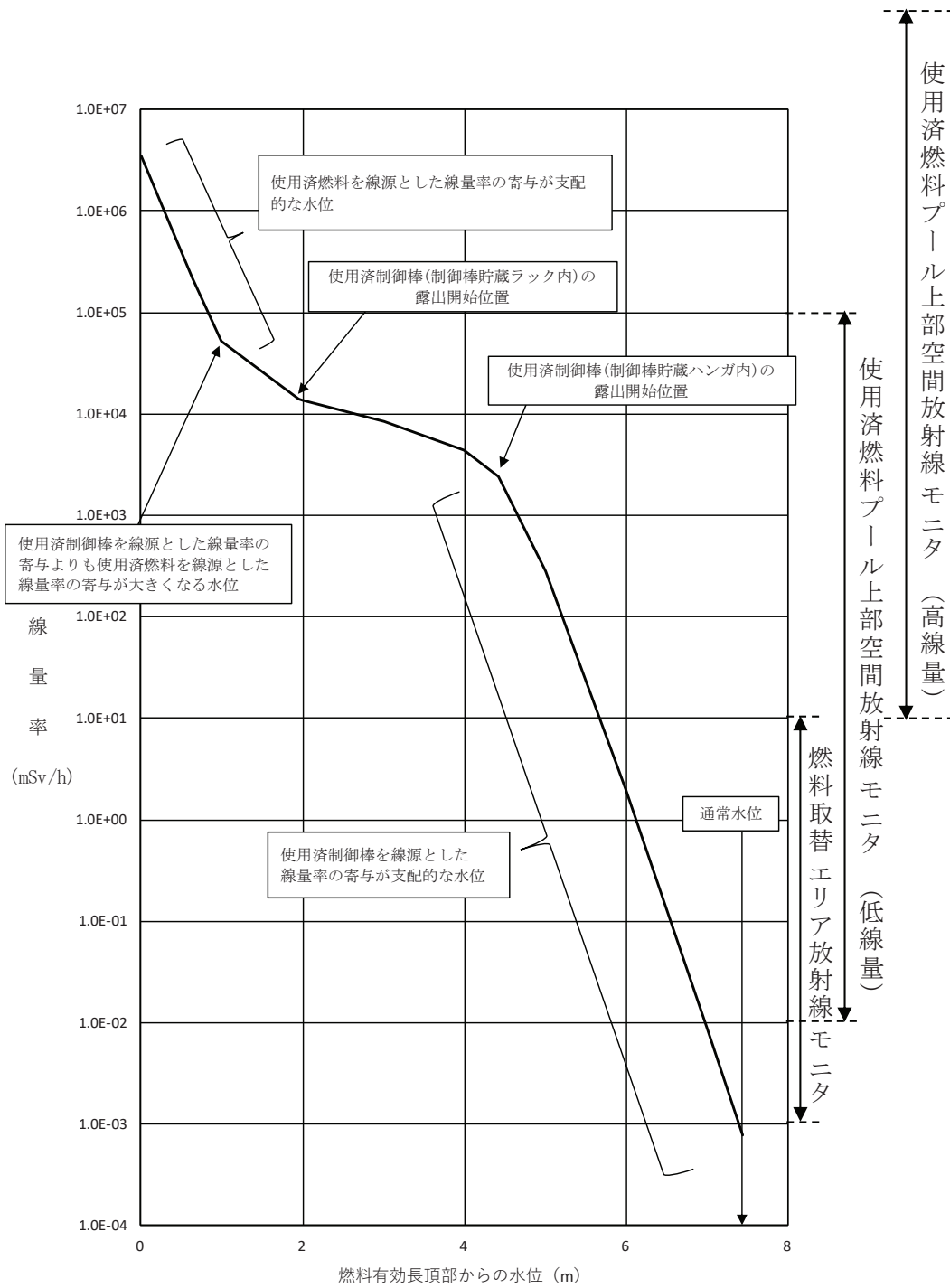


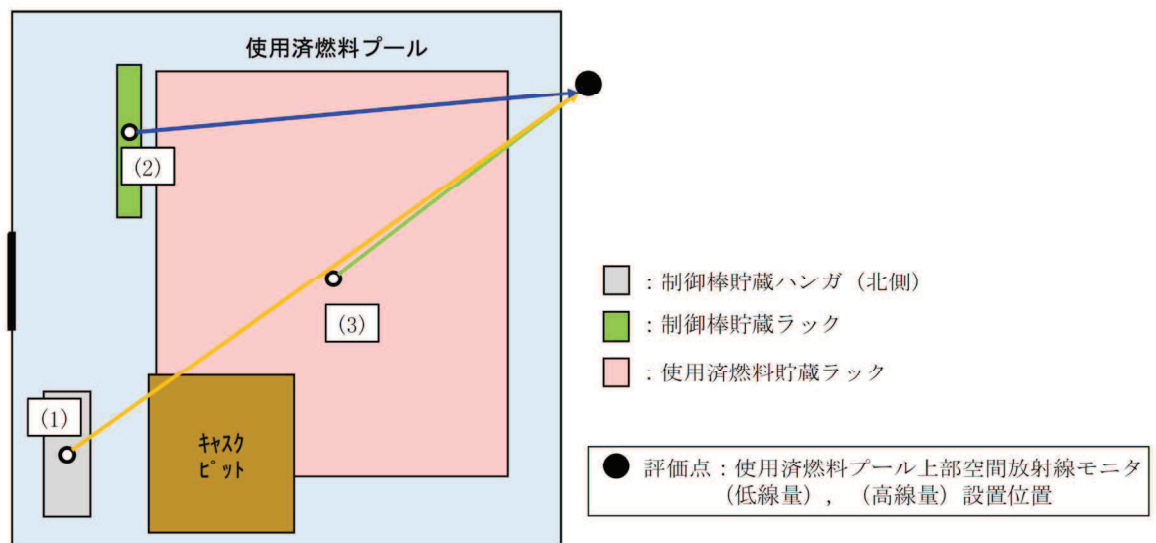
図 2-8 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ設置位置における線量率推移

2.2.3.2 線量率計算モデルの線源を実際の運用上限である制御棒貯蔵ハンガ（北側）のみに 24 本の使用済制御棒を貯蔵した状態を想定した場合の線量率

(1) 評価点の設定について

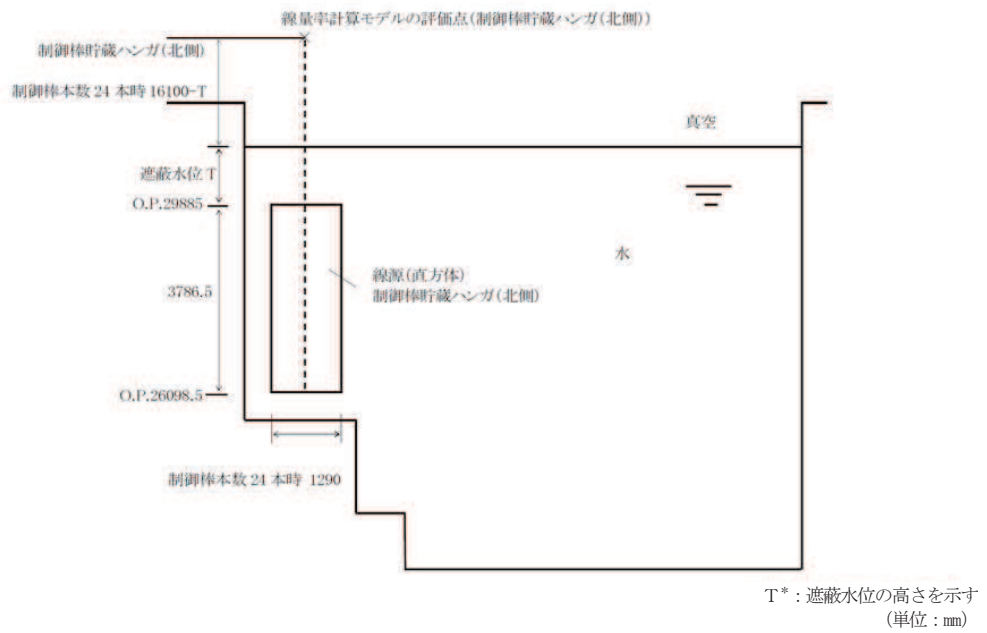
使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合、使用済燃料プール周辺の線量率が非常に高くなる。このような状況においても使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）、（高線量）により、使用済燃料プール周辺の線量率を測定する必要があるため、線量率評価における評価点は使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）、（高線量）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図 2-9 に示す。

線量率計算モデルの評価点は、図 2-10～12 に示すとおり評価点と線源(制御棒貯蔵ハンガ（北側）、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料貯蔵ラック)との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。各線源の線量率計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、使用済燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



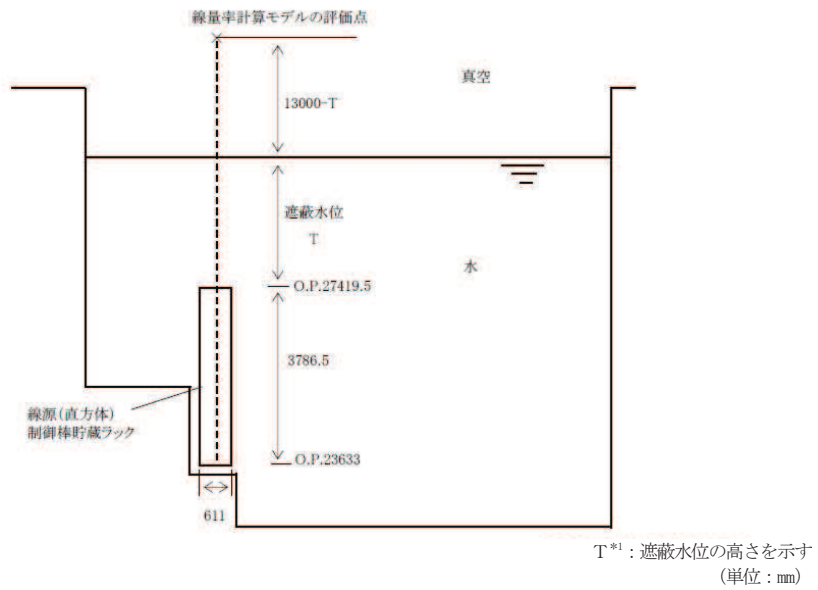
- (1) 制御棒貯蔵ハンガ（北側）から線量評価点までの最短距離は16.1m
- (2) 制御棒貯蔵ラックから線量評価点までの最短距離は13m
- (3) 使用済燃料貯蔵ラックから線量評価点までの最短距離は10.6m

図 2-9 各線源と評価点の平面位置関係



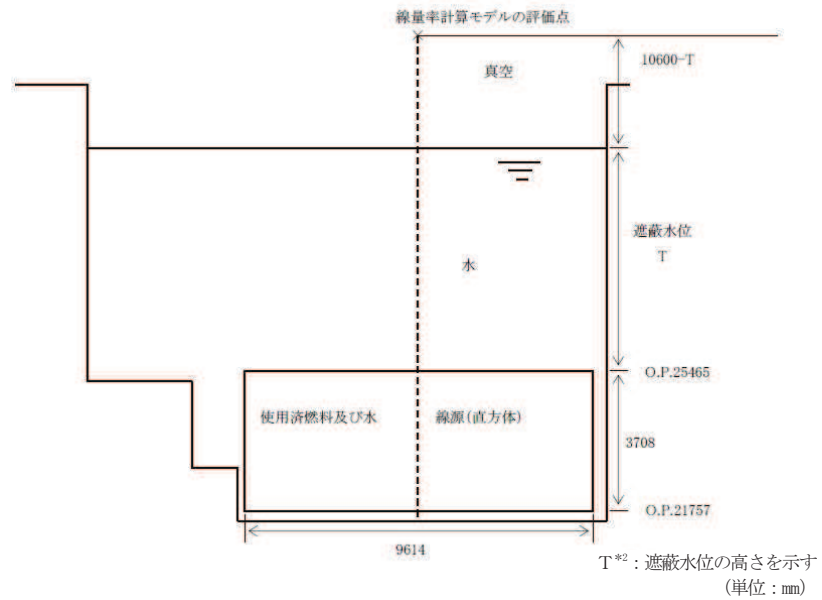
注記* : パラメータ T は、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ (mm) を示す。
 水面から評価点までの距離は $16100 - T$ mm となり、水位低下時の線量率は、パラメータ T を変数として評価する。

図 2-10 線量率計算モデルの評価点の立面概要図
 (制御棒貯蔵ハンガ (北側))



注記*1: パラメータTは、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ (mm) を示す。水面から評価点までの距離は $13000-T$ mm となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-11 線量率計算モデルの評価点の立面概要図
(制御棒貯蔵ラック)



注記*2: パラメータTは、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ (mm) を示す。水面から評価点までの距離は $10600-T$ mm となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-12 線量率計算モデルの評価点の立面概要図
(使用済燃料貯蔵ラック)

(2) 評価結果

線源ごとに線量率計算モデルの評価点における、使用済燃料プール水位に応じた線量率算出結果を図 2-13 に示す。また、それらの結果の合計を図 2-14 に示す。両図に示すとおり、使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合においても使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）、（高線量）にて計測可能である。

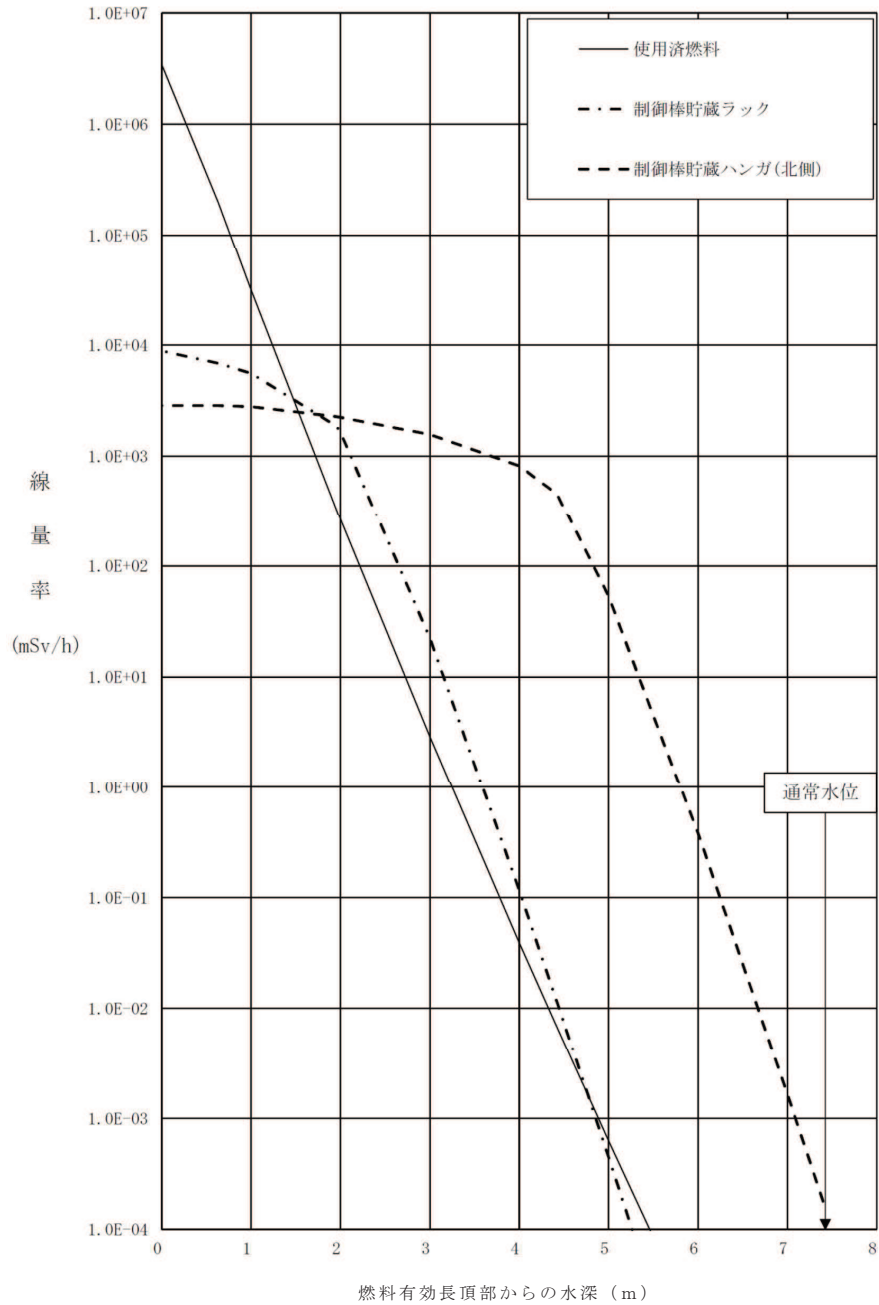


図 2-13 各線源から使用済燃料プール上部空間放射線モニタ設置位置における線量率推移

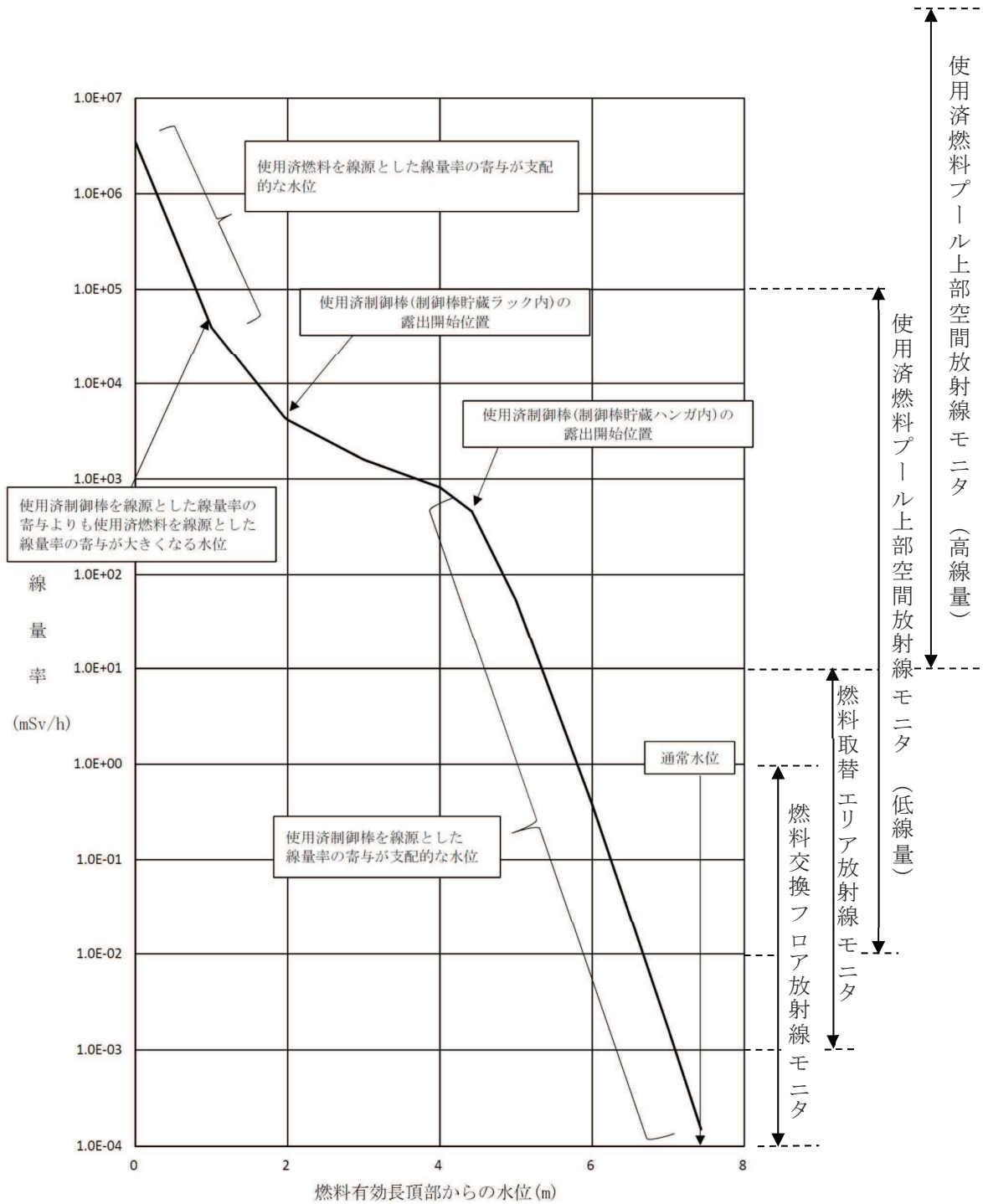


図 2-14 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ設置位置における線量率推移

(参考) 使用済燃料プール水深の遮蔽計算に関する計算条件について

1. 評価条件

1.1 使用済燃料の計算条件

- (1) 使用済燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分（2250 体）の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は約 0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部（約 9.6m×約 10.9m×約 3.7m）を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

1.2 使用済制御棒の計算条件

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は約 0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒は、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料又はハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。
- (5) 貯蔵本数については、「2.2.3.1 「2.2.2 有効性評価における水位及び線量率」と同等の条件とした場合」は、制御棒貯蔵ラックと制御棒貯蔵ハンガの保管数量は、評価上の保管数量として合計 138 本と想定する。また、「2.2.3.2 線量率計算モデルの線源を制御棒貯蔵ハンガにおける実際の運用上限の貯蔵状態とした場合」は、制御棒貯蔵ハンガ（南側）を撤去し、制御棒貯蔵ハンガ（北側）に 24 本の使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。これらの制御棒については、平均的な取替本数 13 本が施設定期検査ごとに取り出される想定とし、14 カ月運転 + 57 日施設定期検査を繰り返すものとした。また、3 施設定期検査以上前の取替分は、保守的にすべて 3 施設定期検査前取替とした。ただし、Hf 制御棒は、1 施設定期検査に一度取り替えるため、保守的である最も小さい停止期間として 1 施設定期検査を想定した。さらに、既に、7 年以上保管されている使用済制御棒は 7 年間の施設停止期間を設定した。なお、これは保管可能な箇所すべてに保管されることを想定しているため、評価上は保守的な計算条件と言える。

注記*：「1999 日本機械学会蒸気表」

2. 線源

2.1 使用済燃料の線源強度

2.1.1 評価方法

使用済燃料の線源強度は、ORIGEN2コード*を使用する。ORIGEN2では、反応断面積、燃焼照射期間及び冷却期間、比出力並びに燃料の物質組成等を入力することで使用済燃料の線源強度を算出する。なお、評価に用いる計算機コードの検証、妥当性評価については、工事計画認可申請書添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

注記*：A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 ComputerCode", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

2.1.2 評価条件

使用済燃料の線源強度評価条件を表 2.1-1に示す。

表 2.1-1 使用済燃料の線源強度評価条件

項目	評価条件	備考
燃料	STEPⅢ 9×9A 型	
濃縮度	<input type="text"/> (wt%)	
燃料集合体 1 体当たり ウラン重量	<input type="text"/> (kg)	
比出力	25.2165 (MW/t)	
燃料照射期間	1784.5 日	燃焼度 45000Mwd/t ÷ 比出力 25.2165MW/t
冷却期間	10 日	
反応断面積	BWRU	BWR 用 ²³⁵ U-enriched-UO ₂ 27,500Mwd/t

2.2 使用済制御棒の線源強度

2.2.1 評価方法

(1) 制御棒の線源強度は、ORIGEN2コードを使用する。

ORIGEN2では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子束並びに被照射材料（制御棒）の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- (2) 各制御棒 (Hf, B4C) の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒をハンドル部及び有効部の 2 領域に分割し算出する。
- (3) 制御棒は、タイプ (Hf, B4C) 別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均 (均質化) した線源強度を設定する。

2.2.2 放射化断面積

ORIGEN2 で使用する放射化断面積は、BWRU を適用する (^{235}U -enriched UO_2 27,500MWd/mt)。

3. 遮蔽計算

3.1 計算方法

使用済燃料プール水深の遮蔽の計算は、評価点を南側の制御棒貯蔵ハンガの真上の原子炉建屋燃料取替床高さ (使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量)、(高線量) の計測範囲の評価ではモニタ設置位置) とし、線量率計算モデルの評価点としては評価点と線源 (制御棒貯蔵ハンガ (北側, 南側), 制御棒貯蔵ラック, 使用済燃料貯蔵ラック) との最短距離に等しい距離で各線源ごとの真上に置き計算する。遮蔽計算には、点減衰核積分法コードである「QAD-CGGP2Rコード (Ver. 1.04)」を用いて計算する。なお、評価に用いる計算機コードの検証、妥当性評価については、工事計画認可申請書添付書類「VI-5 計算機プログラム (解析コード) の概要」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ (使用済燃料プール水深)
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料, 使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

3. 固定式周辺モニタリング設備

3.1 モニタリングポスト

3.1.1 モニタリングポストの配置，計測範囲及び警報動作範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に発電所周辺監視区域境界付近の外部空間線量率を連続的に監視するために，モニタリングポスト 6 台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室で監視し，現場等で記録を行うことができる設計とする。また，緊急時対策所でも監視を行うことができる。

モニタリングポストの空間ガンマ線測定装置は，低レンジ域を測定する NaI(Tl)シンチレーション（計測範囲： $0\sim 2\times 10^4\text{nGy/h}$ ）及び高レンジ域を測定するイオンチェンバ（計測範囲： $10^4\sim 10^8\text{nGy/h}$ ）の 2 種類の検出器から構成され，計測範囲 $0\sim 10^8\text{nGy/h}$ を測定できるよう設計している。モニタリングポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信できる。警報は，平常値（約 $30\sim 40\text{nGy/h}$ ）からの有意な変動を検知するため，NaI(Tl)シンチレーションについては平常値の 5 倍を目安（ 190nGy/h ）に設定するが，測定範囲内で可変できる設計とする。

モニタリングポストの配置図を図 3-1 に，計測範囲，警報動作範囲等を表 3-1 に示す。

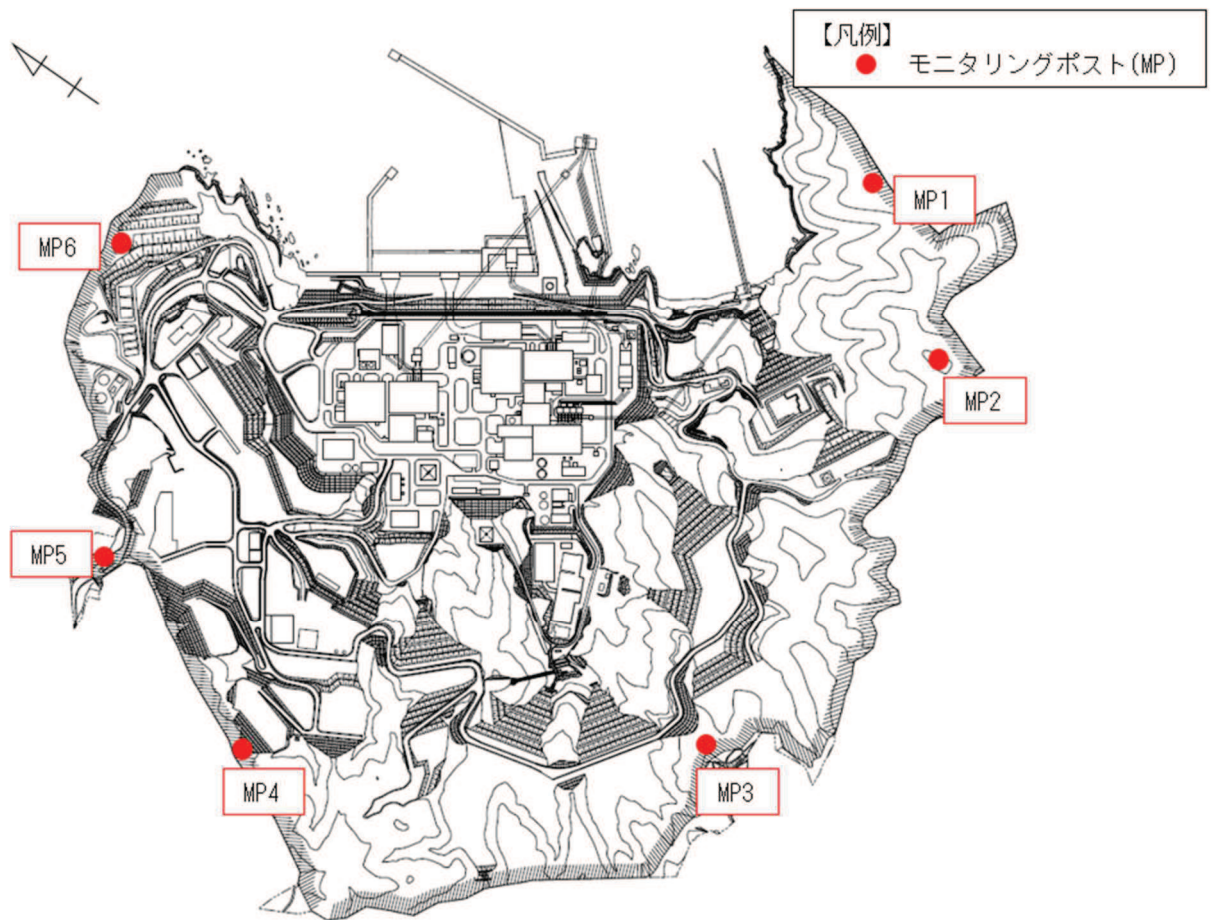


図 3-1 モニタリングポストの配置図

表 3-1 モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数	取付箇所
モニタリングポスト	NaI (Tl) シンチレーション	0~2×10 ⁴ nGy/h	計測範囲内で可変	各 1 台	周辺監視区域 境界周辺 (6 か所設置)
	イオンチェンバ	10 ⁴ ~10 ⁸ nGy/h	計測範囲内で可変	各 1 台	



(モニタリングポストの写真)

3.1.2 モニタリングポストの電源

モニタリングポストの電源は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第34条（計測装置）の対応として、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらにモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源の供給源を切替える際に生じる短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。

また、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第60条（監視測定設備）及び「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75条（監視測定設備）の対応として、常設代替交流電源設備からの給電が可能である。

モニタリングポストの電源構成図を図3-2に、無停電電源装置の設備仕様を表3-2に示す。

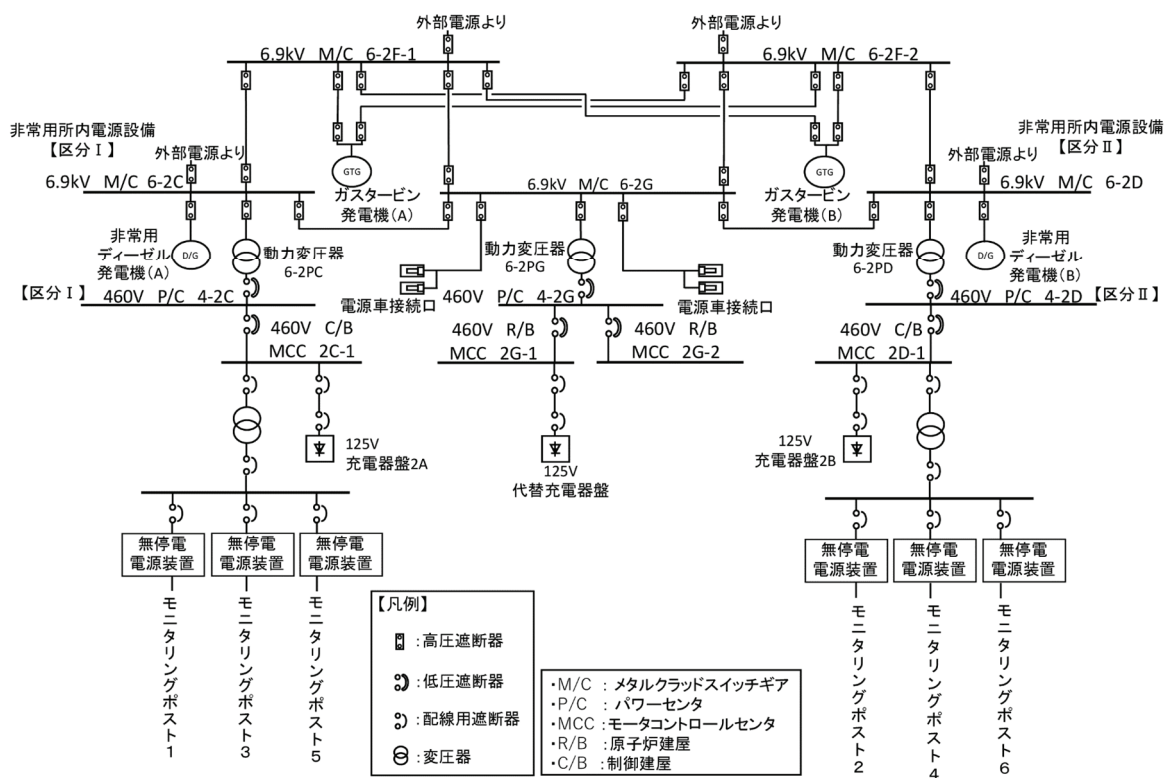
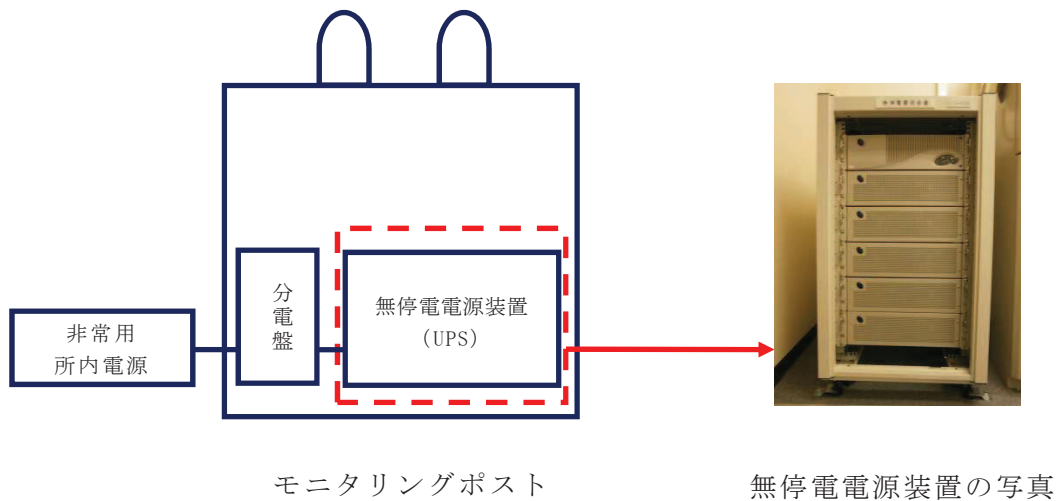


図3-2 モニタリングポストの電源構成図

表 3-2 無停電電源装置の設備仕様

名称	台数	出力	発電方式	バックアップ時間	備考
無停電電源装置	局舎ごとに1台 計6台	3.0kVA	蓄電池	約8時間	外部電源喪失後，非常用ディーゼル発電機から給電されるまでの間及び全交流動力電源喪失後，常設代替交流電源設備から給電されるまでの期間を担保する。



3.1.3 モニタリングポストの伝送

モニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリングポストの伝送概略図を図3-3に示す。

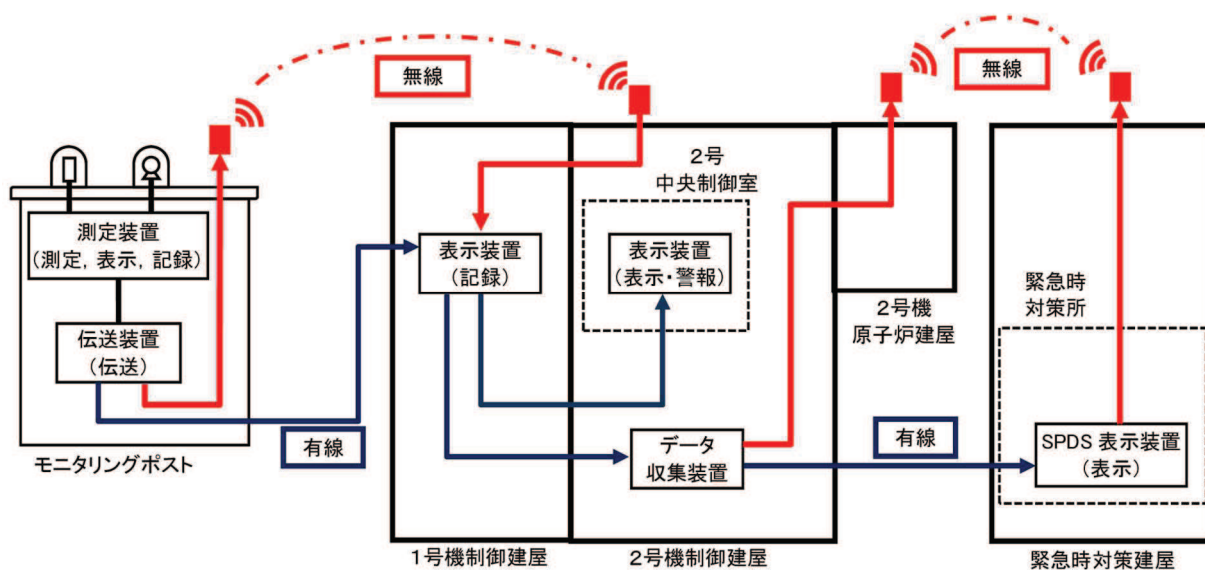


図3-3 モニタリングポストの伝送概略図

4. 移動式周辺モニタリング設備

4.1 可搬型モニタリングポスト

4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置

可搬型モニタリングポストは9台（モニタリングポストが機能喪失した際の代替測定用として6台，重大事故等が発生した場合の発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の空間線量率測定用として2台，緊急時対策建屋屋上にて緊急時対策所の加圧判断用として1台），予備として2台を保管している。

可搬型モニタリングポストの計測範囲等を表4-1，仕様を表4-2，伝送概略図を図4-1，配置場所及び保管場所を図4-2に示す。

可搬型モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより5日間以上連続で稼働できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定データは，可搬型モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる。

表4-1 可搬型モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数
可搬型モニタリングポスト	NaI(Tl) シンチレーション	0～10 ⁹ nGy/h	—	9台 (予備2台)
	半導体			

表4-2 可搬型モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（2個）により5日以上連続で供給可能。 5日後からは，予備の外部バッテリー（2個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは1個当たり約3時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに1週間分程度記録。
伝送	衛星系回線により，緊急時対策所にてデータ監視。なお，本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体：約650(W)×約650(D)×約1050(H)mm 外部バッテリー：約420(W)×約330(D)×約180(H)mm
重量	合計：約62kg 本体：約38kg 外部バッテリー：約24kg（約12kg/個×2個）

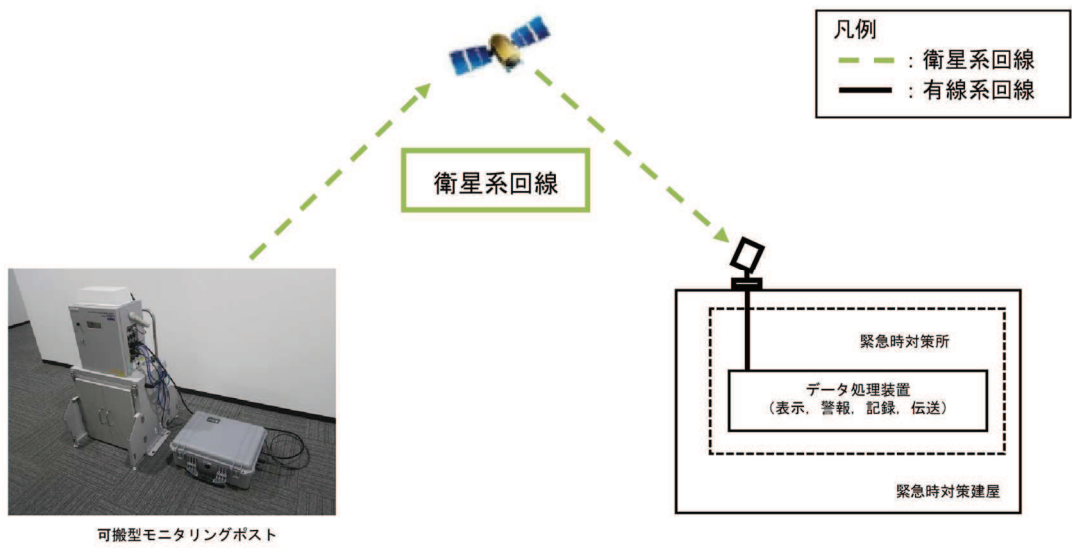


図 4-1 可搬型モニタリングポストの伝送概略図

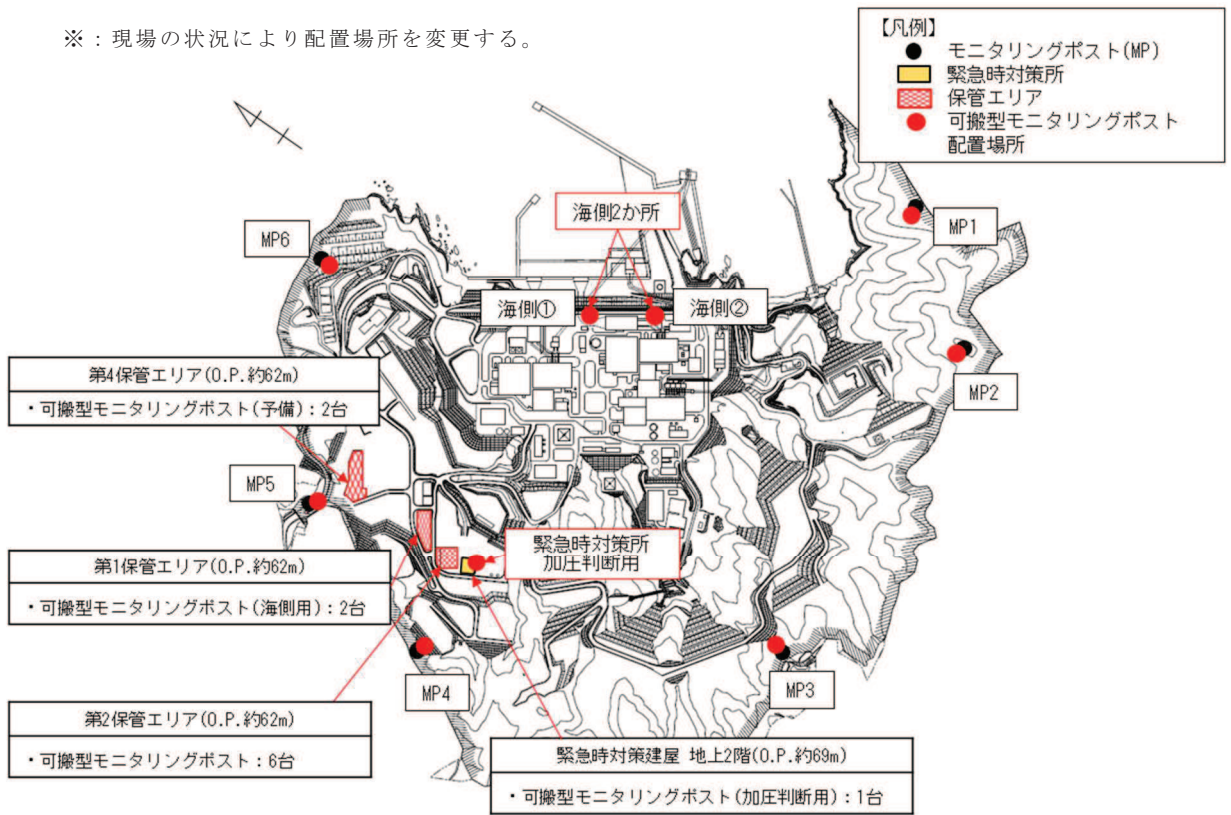


図 4-2 可搬型モニタリングポストの配置場所及び保管場所

4.1.2 放射能放出率の算出

(1) 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

a. 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬型モニタリングポストで得られた放射線量のデータより、以下の算出式を用いる。

出典：「環境放射線モニタリング指針（原子力安全委員会 平成 22 年 4 月）」より

(a) 放射性希ガス放出率 (Q) の算出式

$$Q=4 \times D \times U / D_0 / E \text{ (GBq/h)}$$

- Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)
- 4 : 安全係数
- D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率^{*1} (μ Gy/h)
- U : 平均風速 (m/s)
- D₀ : 空気カーマ率図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率^{*2} (μ Gy/h) (at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s, 実効エネルギー: 1MeV/dis)
- E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

(b) 放射性よう素放出率 (Q) の算出式

$$Q=4 \times \chi \times U / \chi_0 \text{ (GBq/h)}$$

- Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)
- 4 : 安全係数
- χ : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度^{*1} (Bq/m³)
- U : 平均風速 (m/s)
- χ_0 : 地上放出高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図より読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度^{*2} (Bq/m³) (at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s)

注記*1: モニタリングで得られたデータを使用

*2: 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Date/Code 2004-010)

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1m/s」、大気安定度は「D」とする。)

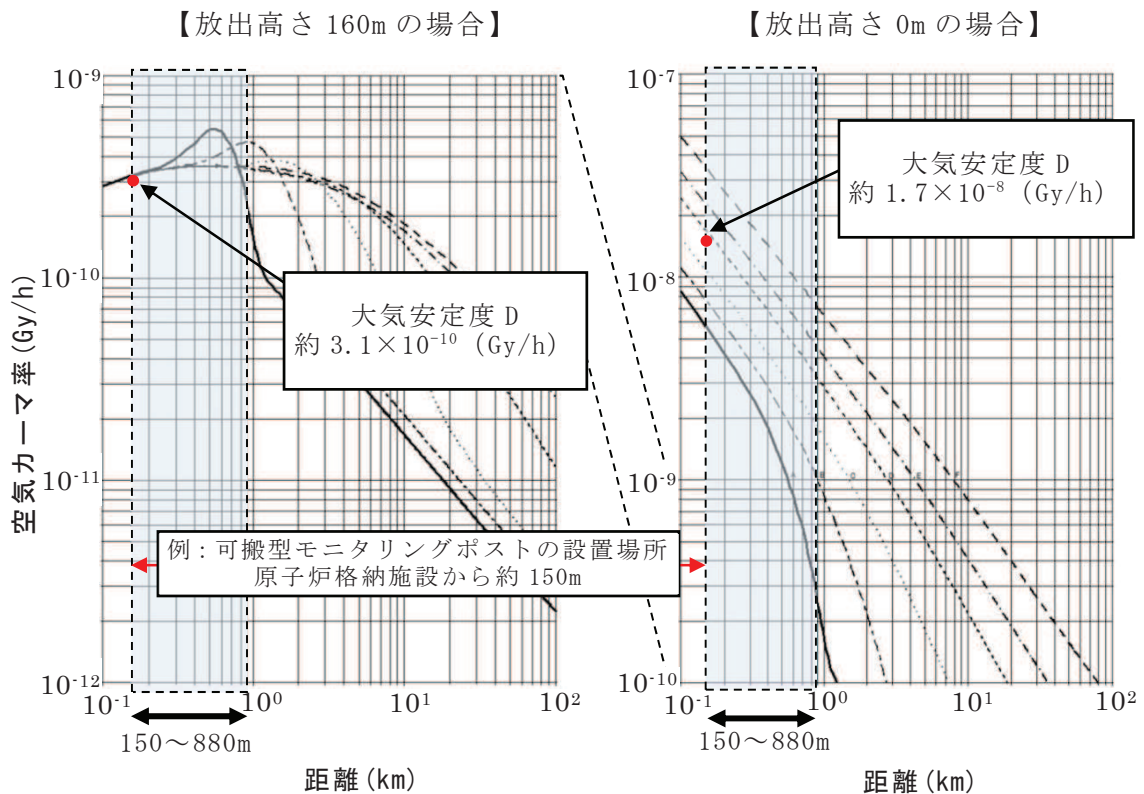
$$\begin{aligned}\text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 3.1 \times 10^{-4} / 0.5 \\ &= 1.3 \times 10^9 \text{ (GBq/h) } (1.3 \times 10^{18} \text{ Bq/h})\end{aligned}$$

- 4 : 安全係数
- D : 地表モニタリング地点で（風下方向）実測された空間放射線量率*
⇒50mGy/h (5×10⁴ μ Gy/h) 1Sv=1Gy とした
- U : 放出地上高さにおける平均風速
⇒1.0m/s
- D₀ : 空気カーマ率図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率
⇒3.1×10⁻⁴ μ Gy/h
- E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー
⇒0.5MeV/dis

注記* : 放射性よう素の放出放射能率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取、測定したデータから算出する。

b. 高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリングポストは、地表位置に配置するため、放射性雲が高い位置から放出された場合、放射性雲高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、放射性雲が通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬型モニタリングポストで十分に測定が可能である。図 4-3 に各大気安定度における地表面での放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図を示す。



出典：「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-010）（条件等加筆）

- 排気筒高さ 0. P. 175m*
 - 敷地グラウンドレベル 0. P. 15m*
 - 可搬型モニタリングポスト設置場所（原子炉格納施設から約 150~880m）
- 注記*：2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動を考慮すると、表記値より一様に 1m 沈下

図 4-3 各大気安定度における地表面での放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図

4.1.3 可搬型モニタリングポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における線量当量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射能を推定するために周辺監視区域内で線量当量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の実績を踏まえて約 12~20mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（2号炉とモニタリングポスト6）約 750m 程度の場合）が必要と考えられる。また、海側の放出を考慮して配置する可搬型モニタリングポストと炉心との距離は、約 150m 程度であるため、同様に福島第一原子力発電所の実績を踏まえて約 13~160mSv/h 程度である。

このため、1000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、福島第一原子力発電所から放出された Cs-137 の放出量は約 10000TBq であるのに対し、女川原子力発電所の有効性評価における Cs-137 の放出量は約 1.4TBq であるため、測定される放射線量率はさらに低くなると想定される。

仮に、測定レンジを超えたとしても、近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、設置場所を変更する等の対応を実施する。

(2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所周辺の最大線量当量率は、原子炉建屋から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011年3月15日9:00）。これを基に炉心から約 150m 及び 750m を計算すると、放射線量率は、それぞれ約 13~160mSv/h 及び約 12~20mSv/h となる。炉心からの距離と線量当量率の関係を表 4-3 に示す。

表 4-3 炉心からの距離と線量当量率の関係

炉心からの距離 (m)	線量当量率 (mSv/h)
海側 約 150	約 13~160* ¹
モニタリングポスト 代替 約 750	約 12~20* ¹
約 900	約 11* ²

注記*1：風速 1m/s，放出高さ 30m，大気安定度 A~F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」（日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-010）を用いて算出

*2：福島第一原子力発電所の原子炉建屋より約 900m の距離にある正門付近

4.2 可搬型放射線計測装置等

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型放射線計測装置等により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、以下の可搬型放射線計測装置等を使用する。

可搬型放射線計測装置の計測範囲等を表 4-4 に示し、小型船舶の仕様等を表 4-5 に示す。また、可搬型放射線計測装置の写真を図 4-4、可搬型放射線計測装置の使用場所及び保管場所を図 4-5 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 4-6 に示す。

表 4-4 可搬型放射線計測装置の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	台数
可搬型ダスト・よう素 サンプラ	—	—	—	2 台*2, *3 (予備 1 台)
β 線サーベイメータ	GM 管	0~100k min^{-1*1}	サンプリング 記録	2 台*2, *3 (予備 1 台)
γ 線サーベイメータ	NaI (Tl) シン チレーション	0~30k s^{-1*1}	サンプリング 記録	2 台*2, *3 (予備 1 台)
α 線サーベイメータ	ZnS (Ag) シン チレーション	0~100k min^{-1*1}	サンプリング 記録	1 台*4 (予備 1 台)
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.001~1000 mSv/h^{*1}	サンプリング 記録	2 台*3 (予備 1 台)

注記*1：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満たす設計とする。

*2：「放射能観測車の代替測定装置」と共用。

*3：緊急時対策建屋に 2 台（予備 1 台）保管する。

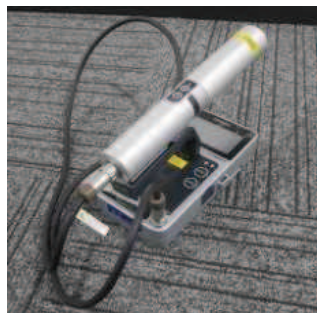
*4：緊急時対策建屋に 1 台（予備 1 台）保管する。

表 4-5 小型船舶の仕様等

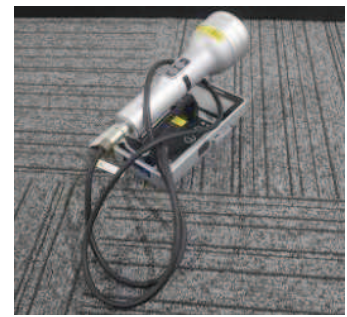
項目	内容
数量	1 艇（予備 1 艇）
最大積載量	350kg 以上
モニタリング時に持ち込む 重大事故等対処設備等	電離箱サーベイメータ：1 台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1 台 採取用資機材（容器等）：1 式
保管場所	第 1 保管エリア：1 艇（O.P. 約 62m） 第 4 保管エリア：1 艇（O.P. 約 62m）
運搬方法	ボートトレーラーを牽引，又は運搬車両にて物揚場まで運搬する。



可搬型ダスト・よう素
サンプラ



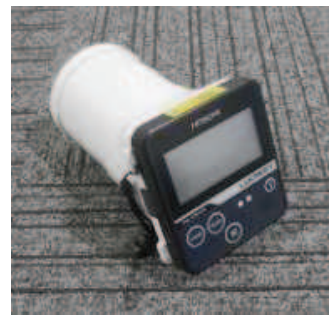
γ 線サーベイメータ



β 線サーベイメータ



α 線サーベイメータ



電離箱サーベイメータ

図 4-4 可搬型放射線計測装置の写真

※：現場の状況により採取場所を変更する。

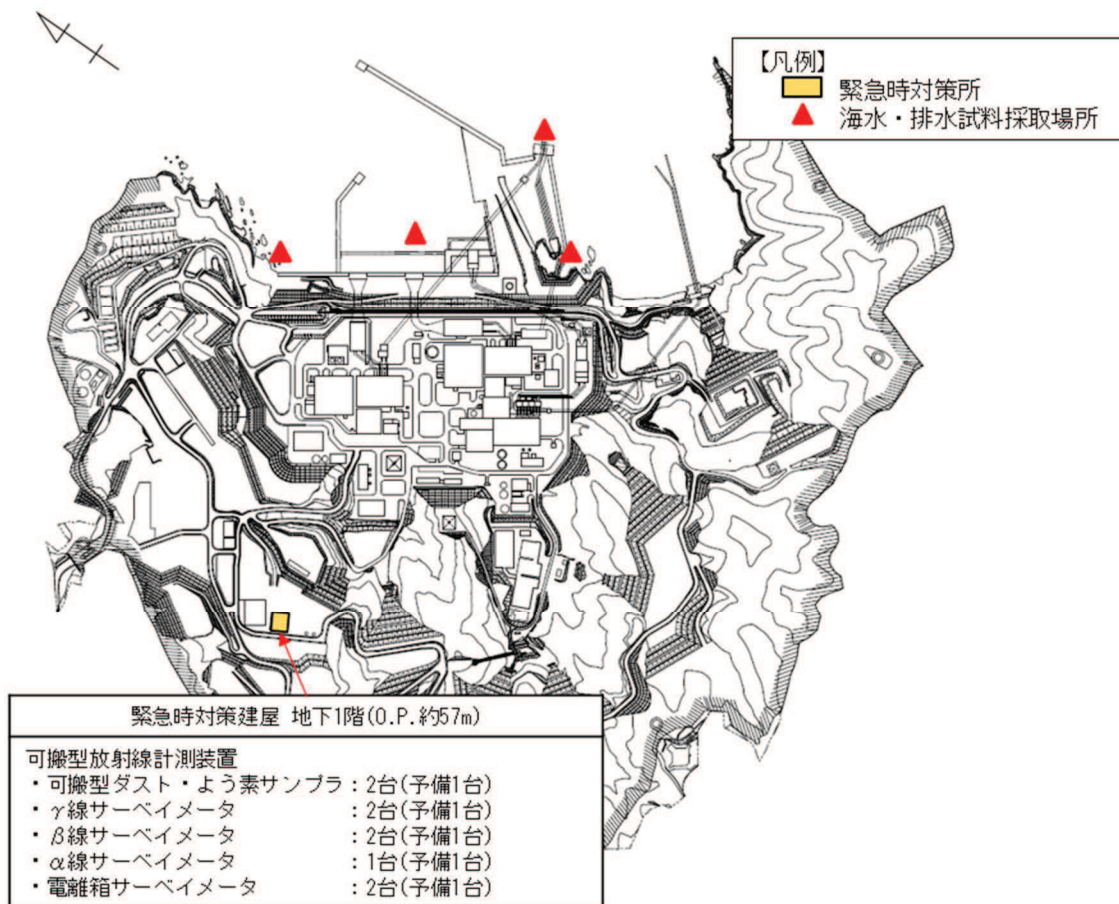


図 4-5 可搬型放射線計測装置の使用場所及び保管場所

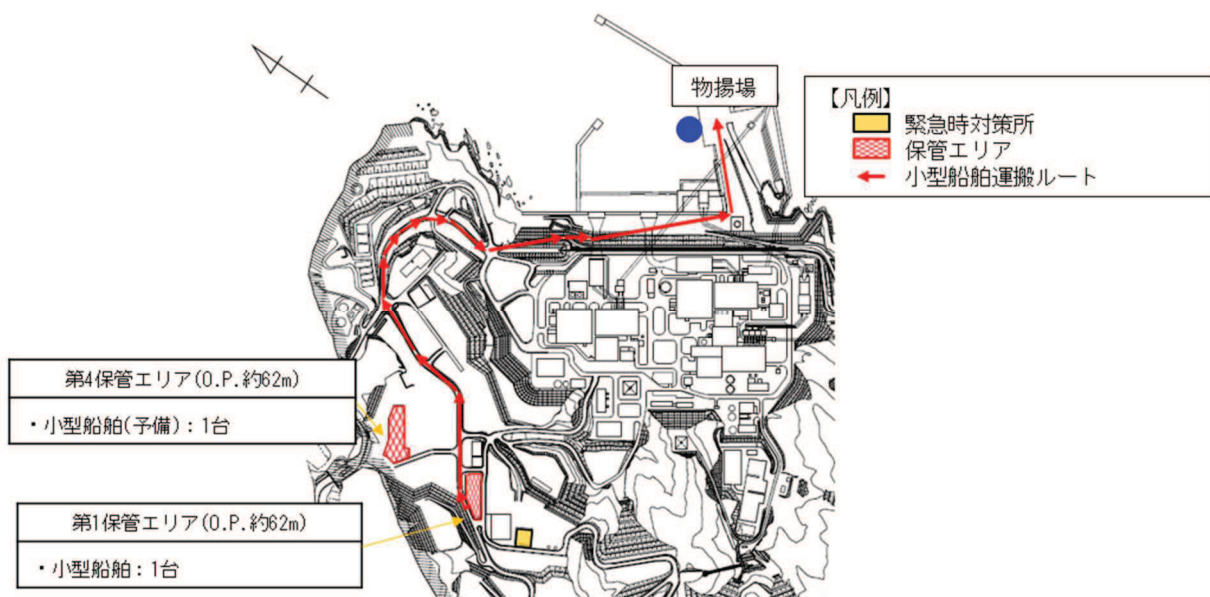


図 4-6 小型船舶の保管場所及び移動ルート

5. 計測結果の記録の保存

5.1 設計基準対象施設

「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 34 条第 4 項に係る計測結果は、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、原子炉冷却材の放射性物質の濃度及び周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度の継続的な試料の分析は、従事者が測定結果を記録し保存する。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 5-1 に示す。

5.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における各計測装置の計測結果は、計測装置に応じた記録方法により記録し、保存できる設計とする。

緊急時対策所可搬型エリアモニタの計測結果は、記録装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)、フィルタ装置出口放射線モニタ、耐圧強化ベント系放射線モニタ、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の計測結果は、データ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的にデータを記録できるよう、14 日以上保存できる設計とする。

可搬型モニタリングポストによる計測結果は、プラント状態を適切に把握するためにデータ収集周期を 1 分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように 7 日間以上可搬型モニタリングポストの記録装置に電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、計測結果は伝送装置（衛星系回線）により、緊急時対策所へ伝送でき、緊急時対策所にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

β 線サーベイメータ、 γ 線サーベイメータ、 α 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータによる計測結果は、従事者が記録し、保存できる設計とする。

表 5-1 記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
原子炉冷却材の放射性物質の濃度	試料放射能測定装置
原子炉格納容器内放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
	格納容器内ダスト放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ
	空気エゼクタオフガス放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	スタック放射線モニタ
	非常用ガス処理系放射線モニタ
	試料放射能測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体廃棄物処理系排水放射線モニタ
	試料放射能測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替エリア放射線モニタ
	原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ
	燃料交換フロア放射線モニタ
周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率	モニタリングポスト (1・2・3号機共用)
周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度	放射能観測車 (1・2・3号機共用)
	構内ダストモニタ (1・2・3号機共用)
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向(地上高 10m, 標高 175m) (1・2・3号機共用)
	気象観測設備 風速(地上高 10m, 標高 175m) (1・2・3号機共用)

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-07-0360-2_改3

補足-360-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置
に関する補足説明資料

補足説明資料目次

1. 出入管理設備	1
1.1 中央制御室チェンジングエリア	1
1.2 緊急時対策所チェンジングエリア	18
2. 環境放射線計測装置及び環境試料分析装置	33
2.1 可搬型放射線計測装置及び小型船舶	33
2.2 環境試料分析装置	35

1. 出入管理設備

1.1 中央制御室チェンジングエリア

1.1.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 59 条第 2 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びに「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 条第 2 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

1.1.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、下足エリア、脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアからなり、中央制御室バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点から制御建屋内に設営する。概要は表 1-1 のとおり。

表 1-1 チェンジングエリアの概要

項目		概要
設営場所	制御建屋 中央制御室 北東側通路	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	通路区画化	中央制御室出入口通路を活用し、通路を区画化する。 なお、平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくことにより、速やかな設置作業を可能とする。
判断基準 手順着手の	原子力災害対策特別措置法第 10 条 特定事象が発生した後、放射線管理班長が、事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線モニタ等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班が設営を行う。

1.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、図 1-1 のとおり。

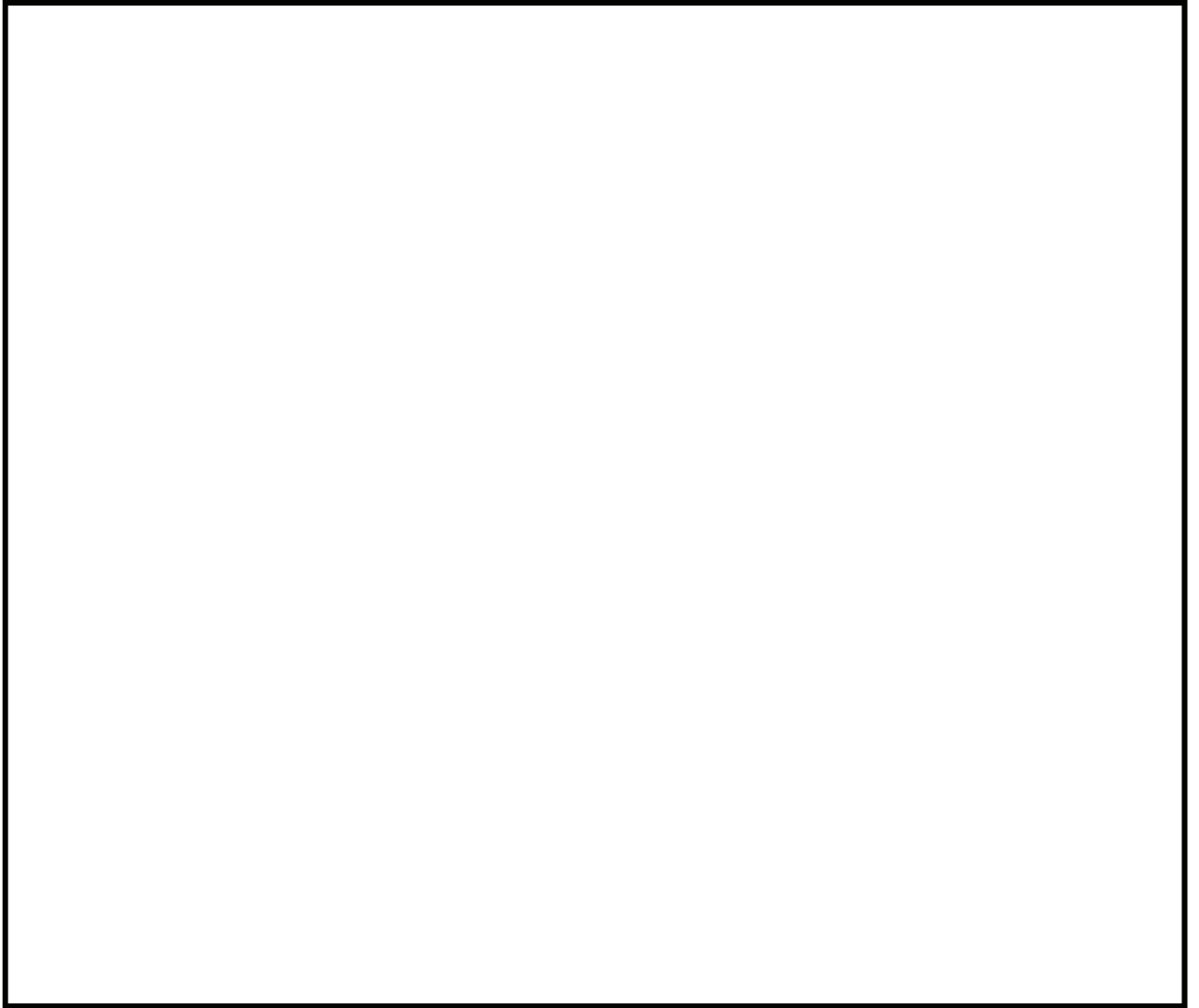


図 1-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.1.4 チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 1-2 の設営フローに従い，図 1-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で約 90 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合は，参集要員（12 時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。

設営の着手は，放射線管理班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線モニタ等により炉心損傷を判断した場合等），参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

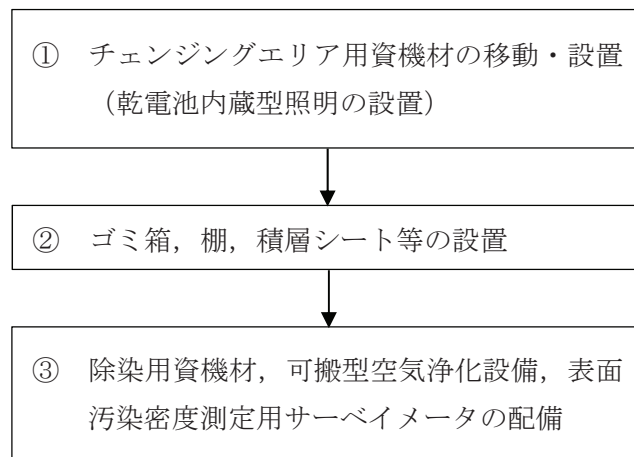


図 1-2 チェンジングエリア設営フロー

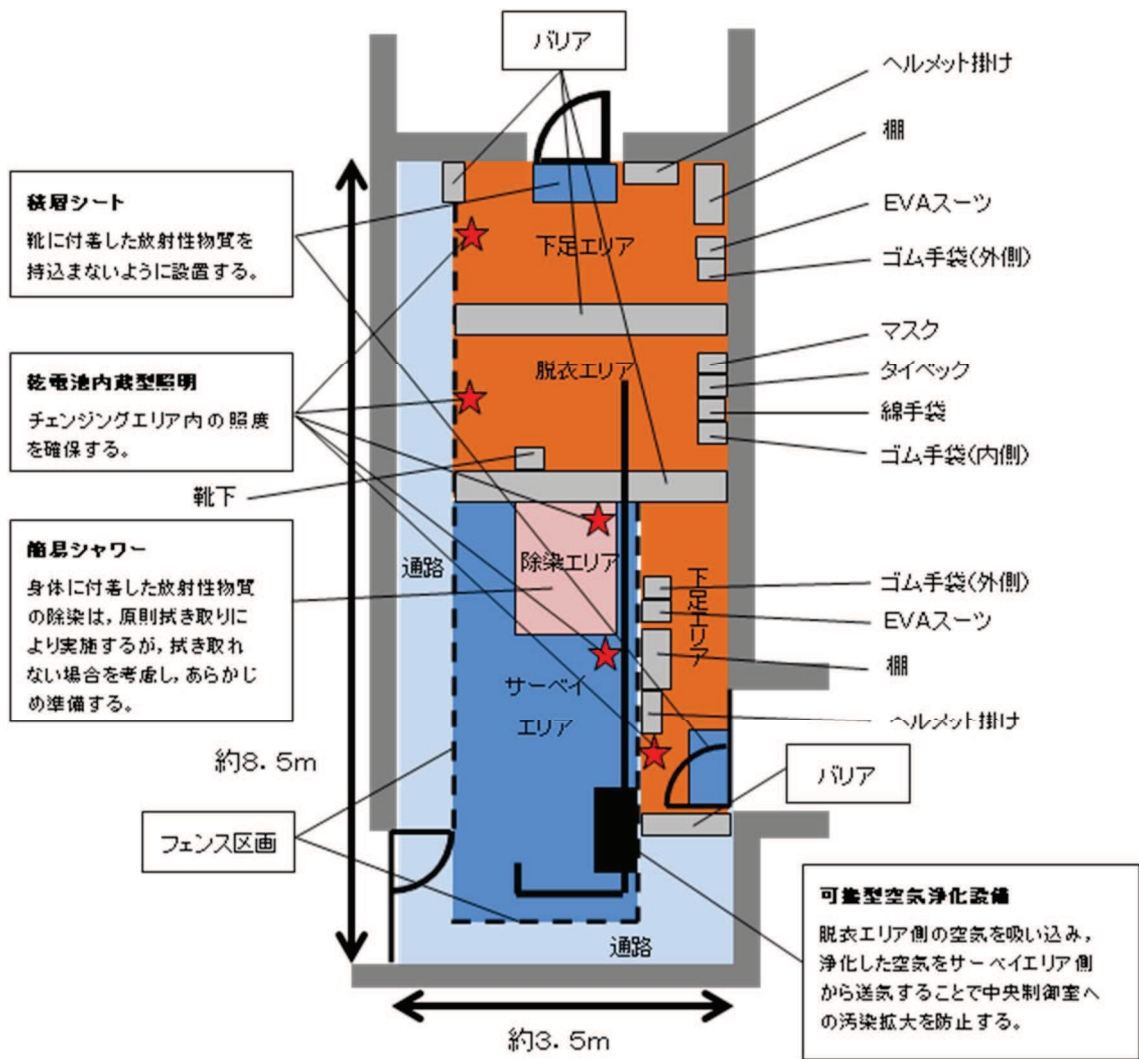


図 1-3 中央制御室チェン징エリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 1-2、図 1-4 のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

表 1-2 チェンジングエリア用資機材

名称	数量	根拠
養生シート（床用）	2 巻 ^{*1}	チェンジングエリア設営 及び補修に必要な数量
養生シート（壁用）	12 巻 ^{*2}	
テープ	20 巻	
積層シート	6 枚	
ゴミ箱	7 個	
ポリ袋	100 枚	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	50 個	
はさみ	3 丁	
カッター	3 本	
マジック	3 本	
バリア	8 個 ^{*3}	
フェンス	12 枚 ^{*4}	
ヘルメット掛け	2 台	
棚	2 台	
除染エリア用ハウス	1 式 ^{*5}	
簡易シャワー	1 台 ^{*6}	
ポリタンク	1 台 ^{*7}	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化設備	1 台（予備 1 台）	
可搬型空気浄化設備用ダクト	1 式	
乾電池内蔵型照明	5 台（予備 1 台）	

*1：仕様 1,800mm×50m／巻

*2：仕様 2,100mm×25m／巻

*3：仕様 900mm×240mm×235mm／個（アルミ製）

*4：仕様 1,200mm×900mm×25mm／個（アルミ製）

*5：仕様 1,100mm×1,100mm×1,950mm／式（折りたたみ式，ポリエステル製）

*6：仕様 タンク容量 7.5 リットル（手動ポンプ式）

*7：仕様 タンク容量 20 リットル

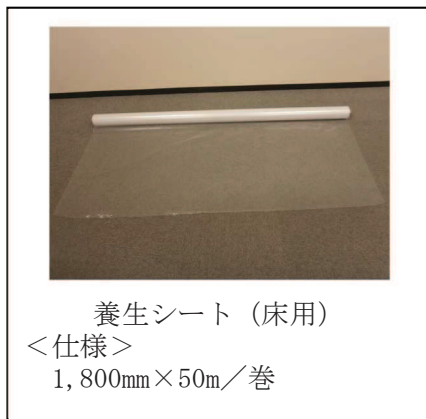


図1-4 チェンジングエリア用資機材

1.1.5 チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 汚染管理, 廃棄物管理, 環境管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室に待機していた要員が, 中央制御室外で作業を行った後, 再度, 中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具類を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは, 図 1-3 のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から④のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①下足エリア

靴及びヘルメット等を着脱するエリア。

②脱衣エリア

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア。

③サーベイエリア

防護具類を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

④除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具類の脱衣手順は以下のとおり。

①下足エリアで, 靴, ヘルメット, ゴム手袋外側, EVAスーツ等を脱衣する。

②脱衣エリアで, タイベック, マスク, ゴム手袋内側, 帽子, 靴下, 綿手袋を脱衣する。

なお, チェンジングエリアでは, 放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し, 指導, 助言, 防護具類の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

①脱衣後, サーベイエリアに移動する。

②サーベイエリアにおいて汚染検査を受ける。

③汚染基準を満足する場合は, 中央制御室へ入室する。汚染基準を超える場合は, 除染エリアに移動する。

なお, 放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また, 放射線管理班員は汚染検査の状況について, 適宜確認し, 指導, 助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ①汚染検査にて汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。
- ②汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ③再度汚染箇所について汚染検査する。
- ④汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

e. 着衣

防護具類の着衣手順は以下のとおり。

- ①中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側を着衣する。
- ②下足エリアで、ヘルメット、靴を着用する。

放射線管理班員は、要員の作業に応じて、EVAスーツ等の着用を指示する。

f. 汚染管理

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗による除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1-5 のとおり排水を受ける資機材及びウエスで受け、使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

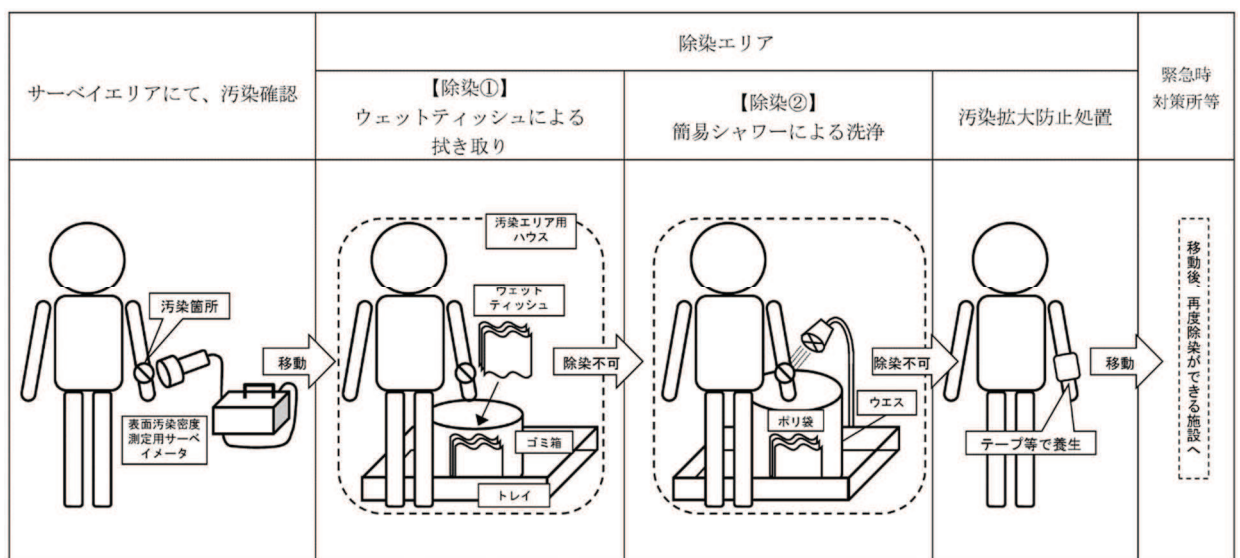


図 1-5 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具類については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. 環境管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

放射性雲通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

1.1.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a. 可搬型空気浄化設備

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化設備を1台設置する。可搬型空気浄化設備は、汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するように配置し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化設備による換気ができていることの確認は、可搬型空気浄化設備の吸込口と吐出口において、吹き流し等を設置し、吹き流しの動きで空気の流れがあることを目視する等により確認する。可搬型空気浄化設備は、脱衣エリア等を換気できる風量とし、仕様等を図1-6に示す。

なお、中央制御室は放射性雲通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、放射性雲通過時は、原則利用しないこととする。

したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化設備についても放射性雲通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化設備のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化設備は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。

なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

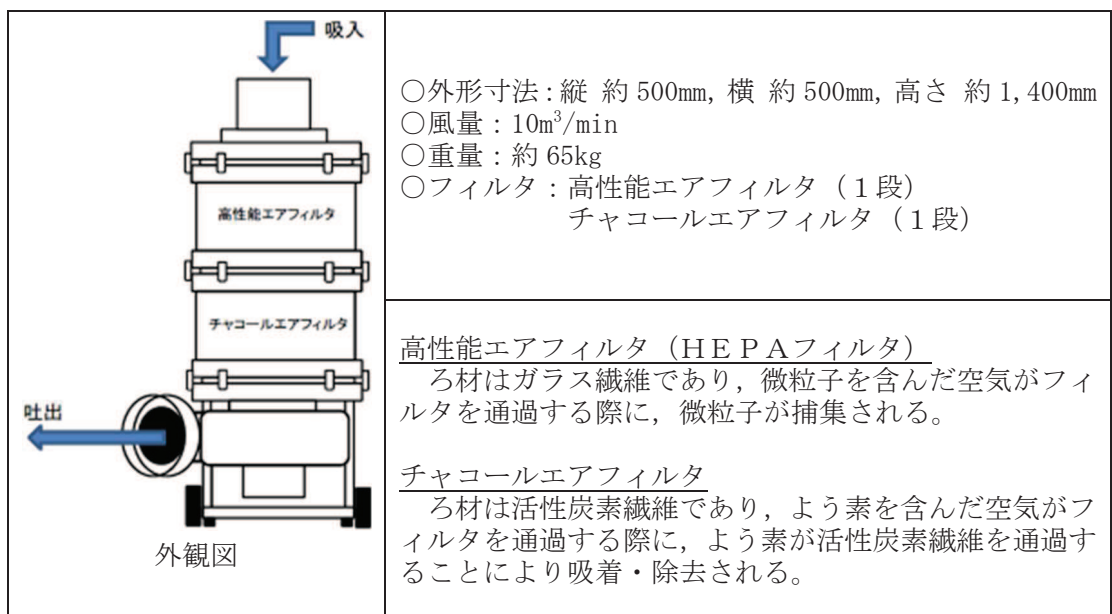


図1-6 可搬型空気浄化設備の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、下足エリア、脱衣エリア及びサーベイエリアの境界をバリア等により区画する。チェンジングエリアの設営状況は図 1-7 のとおりである。チェンジングエリア内は、汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

また、養生シート等に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

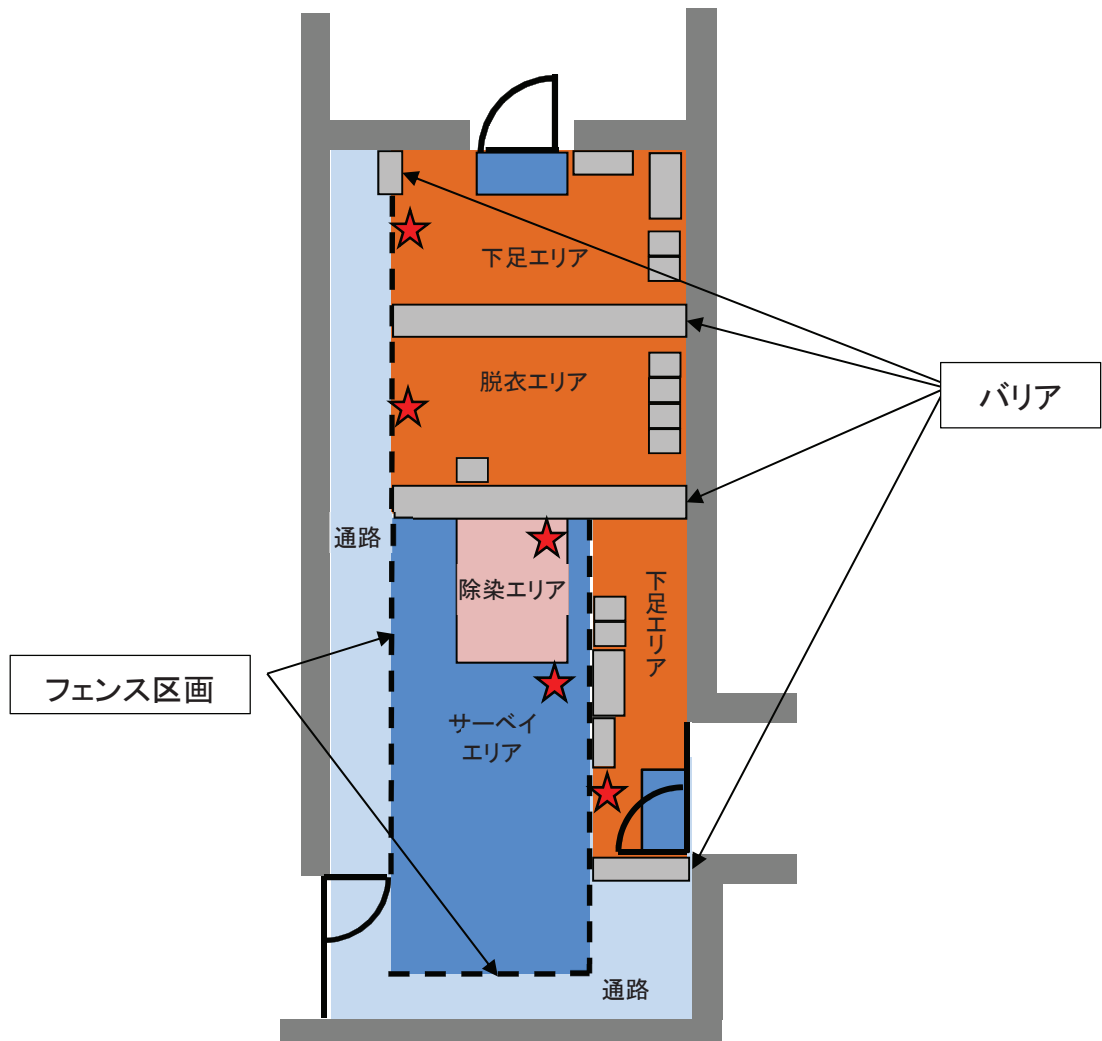


図 1-7 チェンジングエリア設営状況

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された制御建屋内に設置し、図 1-8 のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化設備を 1 台設置する。可搬型空気浄化設備は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア内を循環運転することによりチェンジングエリア内の放射性物質を低減する。

図 1-8 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

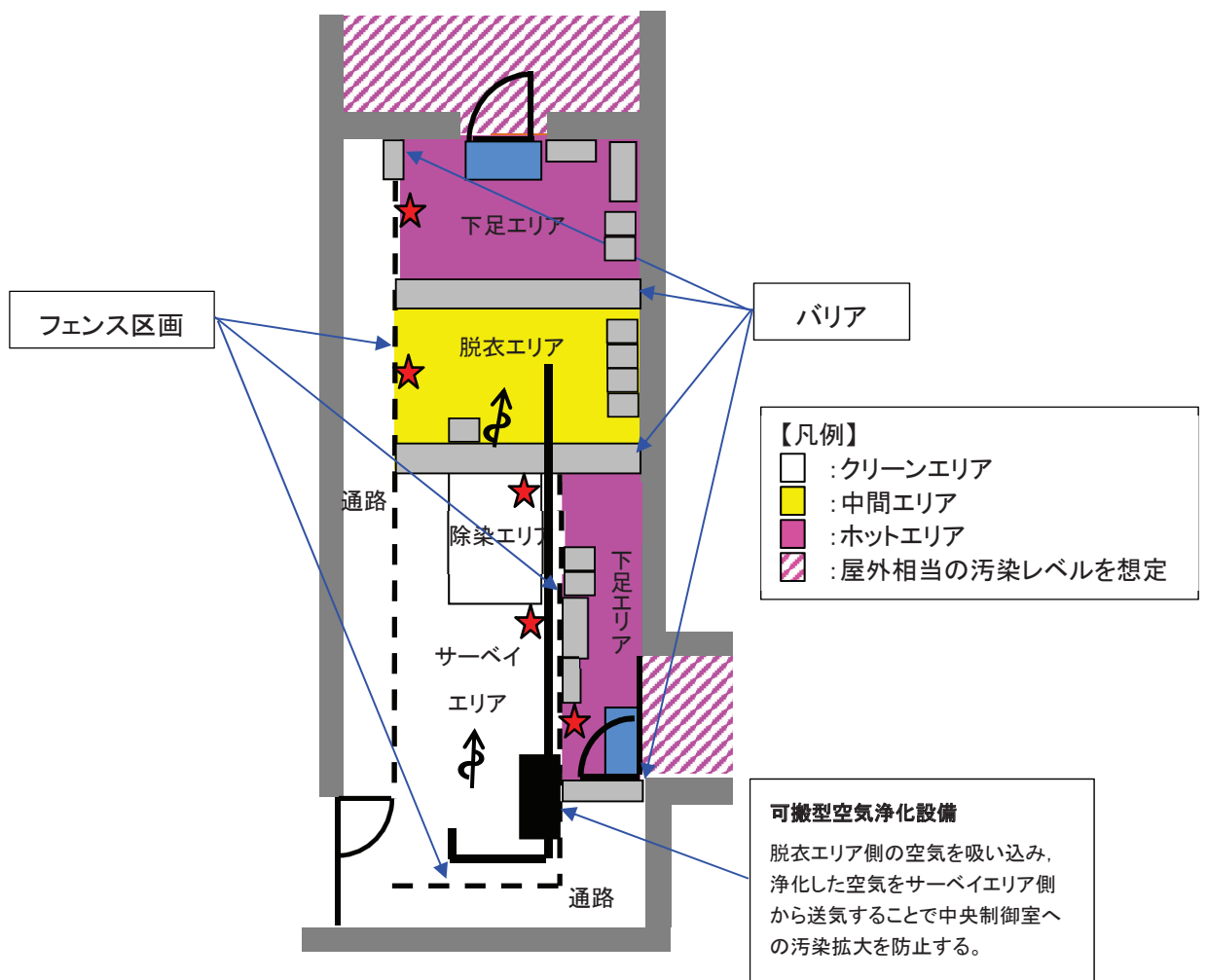


図 1-8 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、ほかの要員に伝播することがないようサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、要員は防護具類を着用していることから、退室することは可能である。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具類を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

1.1.7 汚染の管理基準

表 1-3 のとおり，状況に応じた汚染の管理基準により運用する。

ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，表 1-3 の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 1-3 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準* ¹	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm* ²	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度：40Bq/cm ² ）の 1/10
状況 ②	大規模放射性雲が放出されるような原子力災害時	40,000cpm* ³	原子力災害対策指針における O I L4 に準拠
		13,000cpm* ⁴	原子力災害対策指針における O I L4【1ヶ月後の値】に準拠

*1：計測器の仕様や校正により計数率が異なる場合は，計測器ごとの数値を確認しておく。また，測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

*2：4Bq/cm²相当。


*3：120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち，最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして 3 倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×3≒40,000cpm）。

*4：40Bq/cm²相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が 100mSv に相当する内部被ばくをもたらずと想定される体表面密度）。

1.1.8 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために表 1-4 に示す数量及び仕様とする。

表 1-4 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	5 台 (予備 1 台)	電源：乾電池（単一×4） 点灯可能時間：約11時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。)

1.1.9 チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約15分であり、全ての要員が汚染している場合（局所的に汚染し、拭き取りによる除染を行う者を3名、広範囲に汚染し、簡易シャワーによる除染を行う者を1名と想定）でも約34分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

1.1.10 配備する資機材の数量について

中央制御室に配備する放射線管理用資機材の内訳を表 1-5 及び表 1-6 に示す。なお、放射線管理用資機材は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 1-5 防護具

品名	配備数	根拠
タイベック	147 着	運転員 7 名×3 回/日×7 日
下着 (上下セット)	147 着	運転員 7 名×3 回/日×7 日
帽子	147 個	運転員 7 名×3 回/日×7 日
靴下	147 足	運転員 7 名×3 回/日×7 日
綿手袋	147 双	運転員 7 名×3 回/日×7 日
ゴム手袋	294 双	運転員 7 名×3 回/日×7 日×2
全面マスク	42 個	運転員 7 名×6 日
電動ファン付き 全面マスク	7 個	運転員 7 名×1 日
電動ファン付き 全面マスクバッテリー	35 個	運転員 7 名×5 個/日×1 日
マスク用チャコールフィルタ (2 個/セット)	147 セット	運転員 7 名×3 回/日×7 日
EVA スーツ (上下セット)	74 セット	運転員 7 名×3 回/日×7 日×50%
汚染区域用靴	8 足	運転員のうち現場要員 2 名×2 班×2
自給式呼吸器	4 セット	炉心損傷後における原子炉格納容器フ ィルタベント系による格納容器除熱 (現場操作) 対応者 2 名+予備 2
耐熱服	3 セット	インターフェイスシステム LOCA 対応 者 2 名+予備 1
タングステンベスト	4 着	運転員のうち現場要員 2 名×2 班

表 1-6 計測器

品名	配備台数	根拠	
個人線量計	電子式線量計	14 台	運転員 7 名×2
	ガラスバッジ	14 台	運転員 7 名×2
表面汚染密度測定用 サーバイメータ	4 台	チェン징ングエリア用 2 台 (汚染検査 を行う放射線管理班員 1 名分+余裕) +中央制御室内外用 2 台 (モニタリ ングを行う放射線管理班員 1 名分+余 裕)	
ガンマ線測定用 サーバイメータ	4 台	チェン징ングエリア用 2 台 (モニタリ ングを行う放射線管理班員 1 名分+余 裕) +中央制御室内外用 2 台 (モニタ リングを行う放射線管理班員 1 名分+ 余裕)	
可搬型エリアモニタ	4 台	中央制御室内 2 台 (1 台+余裕) +待避 所内 2 台 (1 台+余裕)	

1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

1.2.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「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 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「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 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

1.2.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、下足エリア、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点から緊急時対策建屋内に設営する。概要は表 1-7 のとおり。

表 1-7 チェンジングエリアの概要

項目		概要
設営場所	緊急時対策建屋 地下1階 チェンジングエリア	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	エリア区画化	チェンジングエリアスペースを区画化する。 なお、平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくことにより、速やかな設置作業を可能とする。
判断基準 手順着手の	原子力災害対策特別措置法第 10 条 特定事象が発生した後、放射線管理 班長が、事象進展の状況（格納容器 内雰囲気放射線モニタ等により炉心 損傷を判断した場合等）、参集済みの 要員数を考慮して、チェンジングエ リアの設営を行うと判断した場合。	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班が設営を行う。

1.2.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策建屋内に設営する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、図 1-9 のとおり。

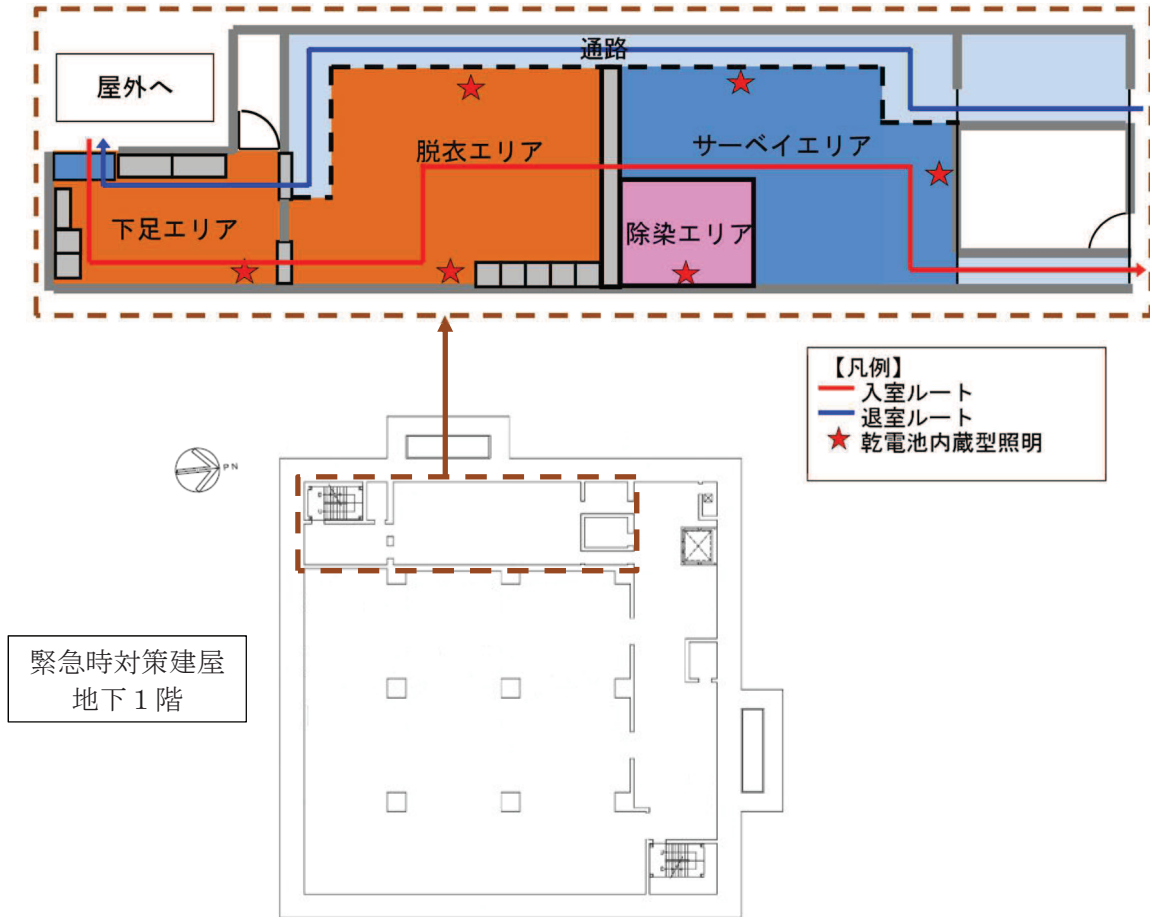


図 1-9 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

1.2.4 チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

a. 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持込みを防止するため、図 1-10 の設営フローに従い、図 1-11 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員 2 名で約 20 分を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、参集要員（12 時間後までに参集）のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。

設営の着手は、放射線管理班長が、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線モニタ等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数を考慮して判断し、速やかに実施する。

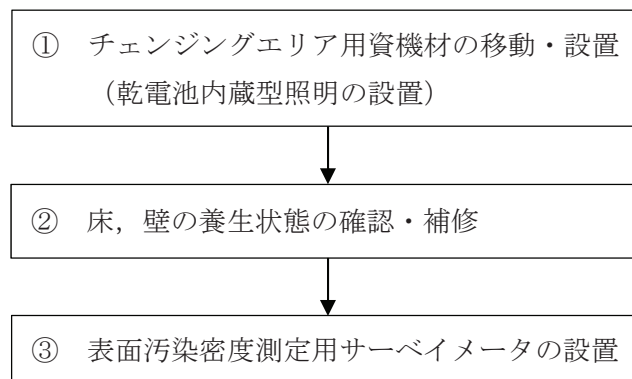


図 1-10 チェンジングエリア設営フロー

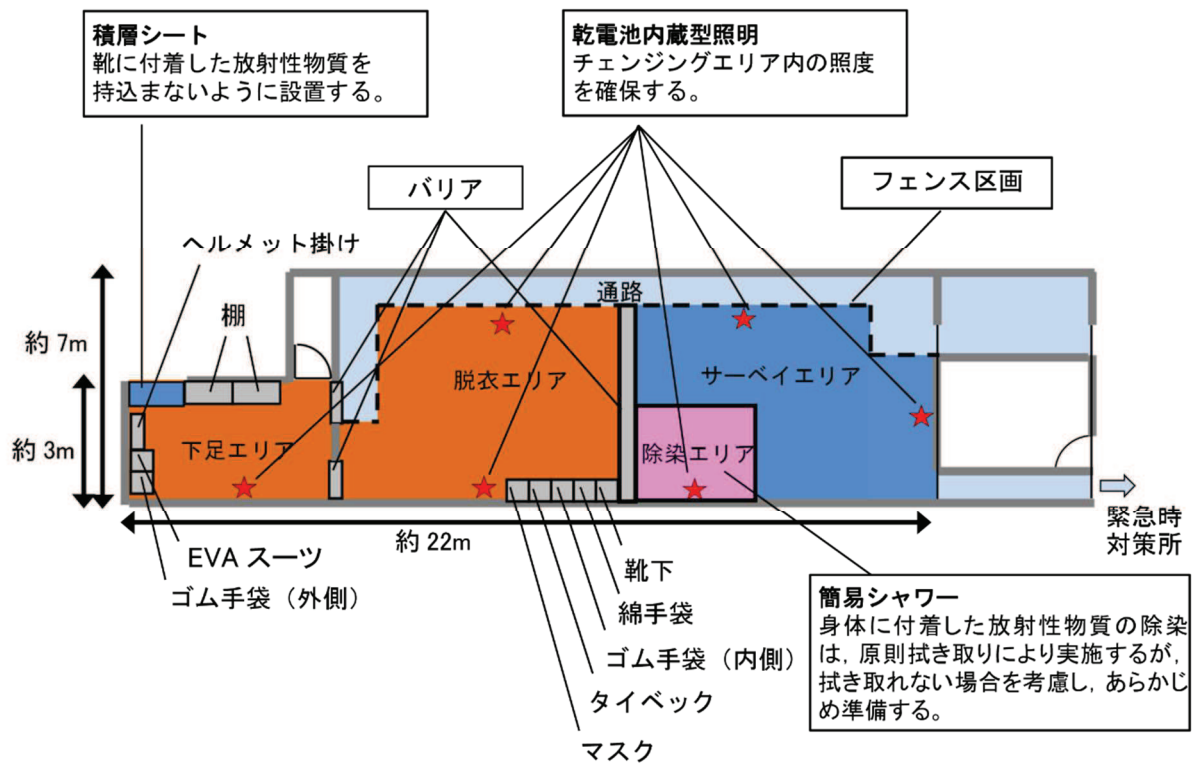


図 1-11 緊急時対策所チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 1-8、図 1-12 のとおりとする。

表 1-8 チェンジングエリア用資機材

名称	数量	根拠
養生シート（床用）	8 巻 ^{*1}	チェンジングエリア設営 及び補修に必要な数量
養生シート（壁用）	12 巻 ^{*2}	
バリア	9 個 ^{*3}	
フェンス	24 枚 ^{*4}	
積層シート	3 枚	
棚	2 台	
ヘルメット掛け	1 台	
ゴミ箱	7 個	
ポリ袋	100 枚	
テープ	5 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	50 個	
はさみ	3 丁	
カッター	3 本	
マジック	3 本	
除染エリア用ハウス	1 式 ^{*5}	
簡易シャワー	1 台 ^{*6}	
ポリタンク	1 台 ^{*7}	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
乾電池内蔵型照明	6 台（予備 1 台）	

*1：仕様 1,800mm×50m／巻

*2：仕様 2,100mm×25m／巻

*3：仕様 900mm×240mm×235mm／個（アルミ製）

*4：仕様 1,200mm×900mm×25mm／枚（アルミ製）

*5：仕様 1,100mm×1,100mm×1,950mm／式（折りたたみ式、ポリエステル製）

*6：仕様 タンク容量 7.5 リットル（手動ポンプ式）

*7：仕様 タンク容量 20 リットル



養生シート（床用）
<仕様>
1,800mm×50m/巻



養生シート（壁用）
<仕様>
2,100mm×25m/巻



バリア
<仕様>
900mm×240mm×235mm/個
(アルミ製)



フェンス
<仕様>
1,200mm×900mm×25mm/枚
(アルミ製)



除染エリア用ハウス
<仕様>
1,100mm×1,100mm×1,950mm
/式（折りたたみ式，ポリ
エステル製）



簡易シャワー
<仕様>
タンク容量7.5リットル
(手動ポンプ式)



ポリタンク
<仕様>
タンク容量20リットル

図 1-12 チェンジングエリア用資機材

1.2.5 チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 汚染管理, 廃棄物管理, 環境管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所に待機していた要員が、緊急時対策所外で作業を行った後、再度、緊急時対策所に入室する際等に利用する。緊急時対策所外は、放射性物質により汚染しているおそれがあることから、緊急時対策所外で活動する要員は防護具類を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 1-11 のとおりであり、チェンジングエリアには下記の①から④のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持込みを防止する。

①下足エリア

靴及びヘルメット等を着脱するエリア。

②脱衣エリア

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア。

③サーベイエリア

防護具類を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ移動する。

④除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具類の脱衣手順は以下のとおり。

①下足エリアで、靴、ヘルメット、ゴム手袋外側、EVAスーツ等を脱衣する。

②脱衣エリアで、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、帽子、靴下、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具類の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

①脱衣後、サーベイエリアに移動する。

②サーベイエリアにて汚染検査を受ける。

③汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所へ入室する。汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェン징エリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ①汚染検査にて汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。
- ②汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ③再度汚染箇所について汚染検査する。
- ④汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

e. 着衣

防護具類の着衣手順は以下のとおり。

- ①緊急時対策所内で、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側を着衣する。
- ②下足エリアで、ヘルメット、靴を着用する。

放射線管理班員は、要員の作業に応じて、EVAスーツ等の着用を指示する。

f. 汚染管理

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗による除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1-13 のとおり排水を受ける資機材及びウエスで受け、使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

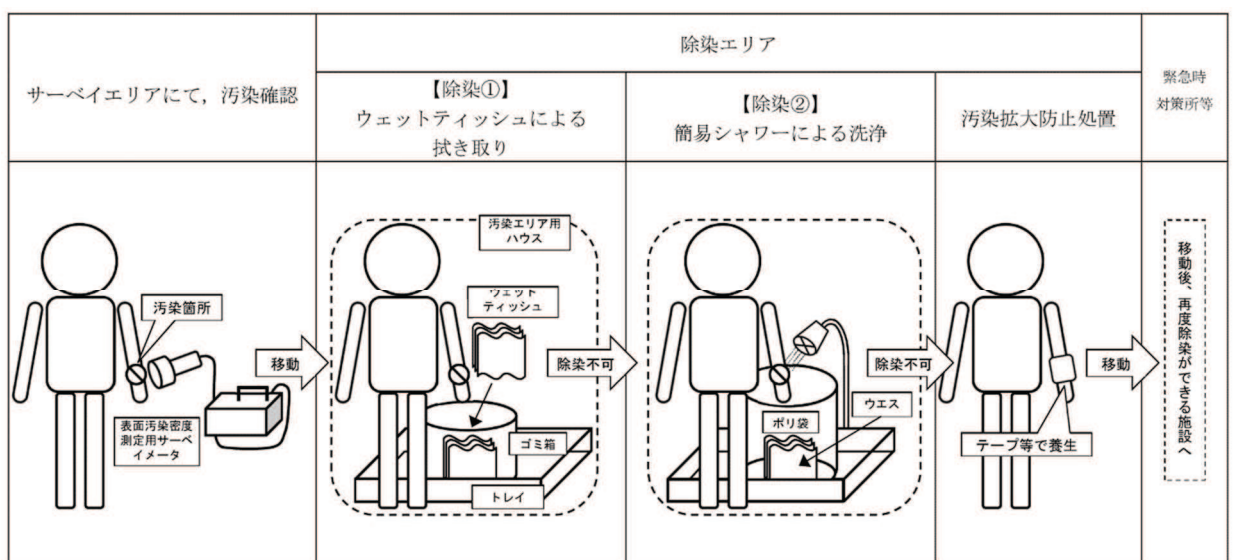


図 1-13 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具類については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. 環境管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

放射性雲通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

1.2.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、下足エリア、脱衣エリア及びサーベイエリアの境界をバリア等により区画する。チェンジングエリアの設営状況は図 1-14 のとおりである。

チェンジングエリア内は、汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

また、養生シート等に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

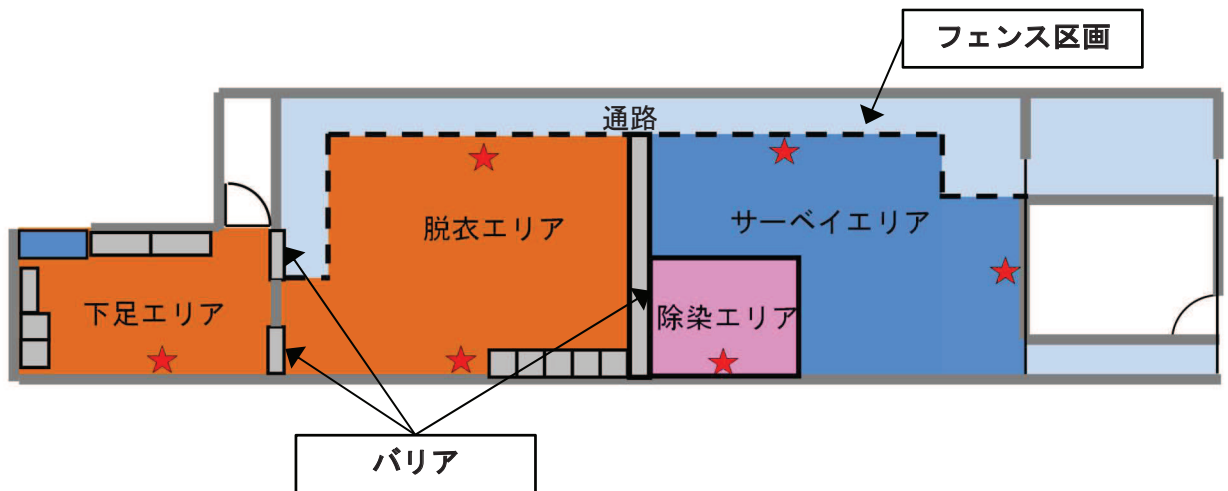


図 1-14 チェンジングエリア設営状況

b. チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策建屋内に設置し、図 1-15 のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、チェンジングエリアは、緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置の運転による換気を行い、チェンジングエリアに図 1-15 のように空気の流れをつくることで脱衣を行うホットエリア等の空気によるサーベイエリア側への汚染拡大を防止する。

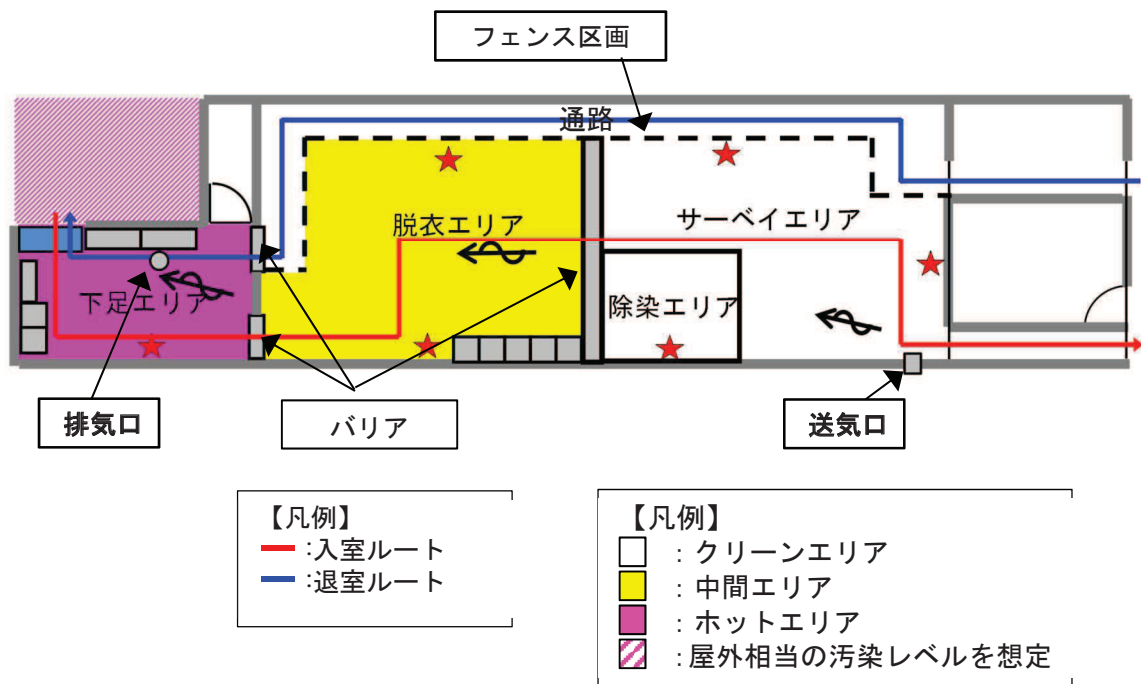


図 1-15 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

c. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、ほかの要員に伝播することがないようサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響を与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、要員は防護具類を着用していることから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具類を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

1.2.7 汚染の管理基準

表 1-9 のとおり，状況に応じた汚染の管理基準により運用する。

ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，表 1-9 の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 1-9 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準*1	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm*2	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度：40Bq/cm ² ）の 1/10
状況②	大規模放射性雲が放出されるような原子力災害時	40,000cpm*3	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm*4	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠

*1：計測器の仕様や校正により計数率が異なる場合は，計測器ごとの数値を確認しておく。また，測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

*2：4Bq/cm²相当。

*3：120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち，最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×3≒40,000cpm）。


*4：40Bq/cm²相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が 100mSv に相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）。

1.2.8 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。

乾電池内蔵型照明は，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために表 1-10 に示す数量及び仕様とする。

表 1-10 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	緊急時対策建屋内	6台 (予備1台)	電源：乾電池（単一×4） 点灯可能時間：約11時間 （消灯した場合，予備を点灯させ，乾電池交換を実施する。）

1.2.9 チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、放射性雲通過後に作業を行うことを想定している要員数 20 名を考慮し、同時に 20 名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 20 名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約 33 分であり、全ての要員が汚染している場合（局所的に汚染し、拭き取りによる除染を行う者を 14 名、広範囲に汚染し、簡易シャワーによる除染を行う者を 6 名と想定）でも約 87 分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、緊急時対策建屋入口からチェンジングエリアまでは要員が待機できる場所があることから、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

1.2.10 配備する資機材の数量について

緊急時対策建屋に配備する放射線管理用資機材の内訳を表 1-11 及び表 1-12 に示す。なお、放射線管理用資機材は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 1-11 防護具

品名	配備数	根拠
タイベック	2,100 着	60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日
下着（上下セット）	2,100 着	60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日
帽子	2,100 個	60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日
靴下	2,100 足	60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日
綿手袋	2,100 双	60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日
ゴム手袋	4,200 双	（60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日）×2
全面マスク	900 個	60 名（本部要員 38 名＋余裕）×3 日及び現場要員 40 名×6 回／日×3 日（除染による再使用を考慮）
マスク用チャコールフィルタ （2 個／セット）	2,100 セット	60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日
EVAスーツ（上下セット）	1,050 セット	（60 名（本部要員 38 名＋余裕）×7 日及び現場要員 40 名×6 回／日×7 日）×50% （年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	40 足	現場要員 20 名（放射性雲通過直後の現場要員）×2
タングステンベスト	20 着	現場要員 20 名（放射性雲通過直後の現場要員）

表 1-12 計測器

品名		配備台数	根拠
個人線量計	電子式線量計	200 台	100 名(本部要員 38 名+現場要員 40 名+余裕) ×2
	ガラスバッジ	200 台	100 名(本部要員 38 名+現場要員 40 名+余裕) ×2
表面汚染密度測定用 サーベイメータ		8 台	チェンジングエリア用 4 台(汚染検査を行う放射線管理班員 2 名分+余裕) +緊急時対策建屋内及び屋外用 4 台 (屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員 2 名分+余裕)
ガンマ線測定用 サーベイメータ		8 台	チェンジングエリア用 4 台(チェンジングエリアのモニタリングを行う放射線管理班員 2 名分+余裕) +緊急時対策建屋内及び屋外用 4 台(屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員 2 名分+余裕)
可搬型エリアモニタ		4 台	緊急時対策所内 2 台(1 台+余裕) +緊急時対策建屋内 2 台(1 台+余裕)

2. 環境放射線計測装置及び環境試料分析装置

2.1 可搬型放射線計測装置及び小型船舶

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型放射線計測装置及び小型船舶により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

可搬型放射線計測装置の計測範囲等を表 2-1 に示し、小型船舶の仕様等を表 2-2 に示す。また、可搬型放射線計測装置及び小型船舶の写真を図 2-1 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 2-2 に示す。

表 2-1 可搬型放射線計測装置の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	数量
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2台 (予備1台)
γ線サーベイメータ	NaI(Tl) シンチレーション	0~30k s ⁻¹	サンプリング 記録	2台 (予備1台)
β線サーベイメータ	GM管	0~100k min ⁻¹	サンプリング 記録	2台 (予備1台)
α線サーベイメータ	ZnS (Ag) シンチレーション	0~100k min ⁻¹	サンプリング 記録	1台 (予備1台)

表 2-2 小型船舶の仕様等

項目	内容
数量	1 艇（予備 1 艇）
最大積載重量	350kg 以上
モニタリング時に持ち込む 重大事故等対処設備等	電離箱サーベイメータ：1 台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1 台 採取用資機材（容器等）：1 式
保管場所	第 1 保管エリア，第 4 保管エリア
移動方法	ボートトレーラーを牽引，又は運搬車両にて物揚場まで運搬する。

	
<p>可搬型ダスト・よう素 サンプラ</p>	<p>γ線サーベイメータ</p>
	
<p>β線サーベイメータ</p>	<p>α線サーベイメータ</p>
	
<p>小型船舶</p>	

図 2-1 可搬型放射線計測装置及び小型船舶の写真

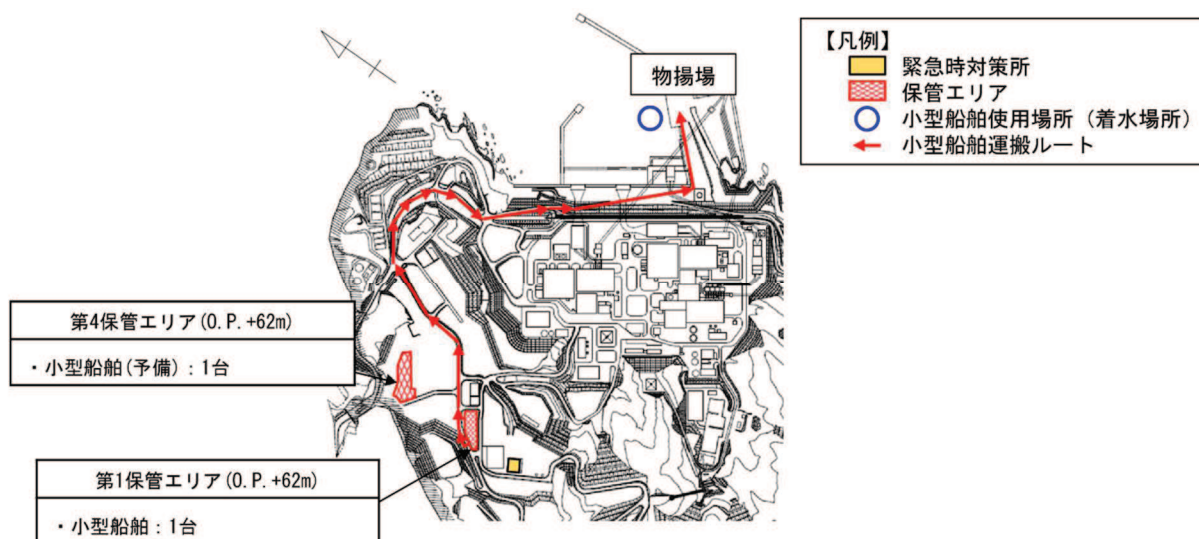


図 2-2 小型船舶の保管場所及び移動ルート

2.2 環境試料分析装置

海水，排水に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための環境試料分析装置の種類及び使用目的は表 2-3 に示す。

表 2-3 環境試料分析装置の種類及び使用目的

種類	使用目的
ろ過装置（ろ紙含む。）	海水，排水のろ過

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-07-0360-3_改4

補足-360-3 中央制御室の居住性に関する説明書に係る
補足説明資料

目 次

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
2. 事象選定の考え方について
3. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（冷却材喪失）における原子炉格納容器漏えい率について
4. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（冷却材喪失）における再循環運転の考慮について
5. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（主蒸気管破断）における燃料棒からの追加放出量について
6. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について
7. 線量評価に用いる大気拡散の評価について
8. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について
9. 内規との適合性について
10. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件
11. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について
12. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について
13. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について
14. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について
15. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるサプレッションプールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）について
16. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について
17. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について
18. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるNUR EG-1465を用いた評価とMAAP解析での評価の比較について
19. 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について
20. 中央制御室換気空調系のフィルタ保持容量及び吸着容量について
21. 中央制御室換気空調系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて
22. 全面マスクによる防護係数について

23. 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について
24. グランドシャイン評価モデルについて
25. エアロゾルの乾性沈着速度について
26. 地表面への沈着速度の設定について
27. 有機よう素の乾性沈着速度について
28. 実効放出継続時間の設定について
29. 待避時間の設定根拠について
30. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価
31. 中央制御室に保管する飲食料等について
32. 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法について
33. 重大事故等時の1次しゃへい壁の熱除去の評価について
34. 審査ガイドへの適合状況
35. 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について

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

中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価の評価条件について、以下の表 1-1～表 1-12 に示す。

表 1-1	大気中への放出量評価条件【冷却材喪失】
表 1-2	大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】
表 1-3	大気中への放出放射エネルギー評価結果（30 日積算）
表 1-4	大気拡散条件
表 1-5	相対濃度及び相対線量【冷却材喪失】
表 1-6	相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】
表 1-7	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【冷却材喪失】
表 1-8	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】
表 1-9	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度 （30 日積算）
表 1-10	中央制御室換気設備条件
表 1-11	運転員交替考慮条件
表 1-12	線量換算係数及び呼吸率の条件

表 1-1 大気中への放出量評価条件【冷却材喪失】(1/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
評価事象	冷却材喪失 (仮想事故相当)	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% (熱出力 2540MW)	同上	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していただくとする。
原子炉運転時間	2000 日	同上	同上
サイクル数 (バッチ数)	5	運転サイクルを想定	同上
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機(元素状)よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機(元素状)よう素の沈着効果	50%が沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとす。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。

表 1-1 大気中への放出量評価条件【冷却材喪失】(2/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
サブレーションプール水に無機よう素が溶解する割合	分配係数：100	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)e) サブレーションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/日	格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系等の起動時間	事故後瞬時に起動	LOCA 信号により瞬時起動を想定しており、通常運転中も原子炉建屋原子炉棟は負圧を維持しているため事故後瞬時に起動すると設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。
非常用ガス処理系等の容量	非常用ガス処理系換気率：0.5回/日	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。

表 1-1 大気中への放出量評価条件【冷却材喪失】(3/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス処理系のフィルター除去効率	よう素用チャコールフィルター効率 95%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS 再循環系からの漏えい率	ECCS により格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバの水の漏えいによる核分裂生成物の放出量の評価は省略する。	ECCS からの漏えいによる放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないため	4.1.1(2)h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
放出経路	排気筒	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。
事故の評価期間	30 日間	同上	【解説 3.2】 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

表 1-2 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(1/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
評価事象	主蒸気管破断 (仮想事故相当)	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% (熱出力 2540MW)	同上	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	同上	同上
サイクル数 (バッチ数)	5	運転サイクルを想定	同上
原子炉冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度	原子炉冷却材中の濃度 (I-131): 1.8×10 ³ Bq/g その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。

表 1-2 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(2/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
燃料棒からの追加放出量	燃料棒からの追加放出量 (I-131) : $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を, I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし, その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの追加放出割合	原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出される。	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は, 主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される。	同上	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。

表 1-2 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(3/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
<p>よう素及び希ガスの気相部への移行割合</p>	<p>燃料棒から放出されたよう素 有機よう素：10% 無機よう素：90% 有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキヤリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p>	<p>同上</p>	<p>4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキヤリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p>
<p>主蒸気隔離弁閉止前及び閉止後の大気中への放出想定</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止前： 放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。 主蒸気隔離弁閉止後： 放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>	<p>同上</p>	<p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>

表 1-2 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(4/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
主蒸気管からの漏えい率	120%/日 (主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないものとして、設計値に余裕を見込んだ値とし、漏えい率は一定とする。)	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
事故の評価期間	30日間	同上	【解説 3.2】 評価期間は、事故発生後 30日間とする。

表 1-3 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (30 日積算)

評価項目		評価結果 (Bq)	
冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算)	約 1.7×10^{16}	
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)	約 3.1×10^{14}	
主蒸気管 破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 1.5×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 2.0×10^{13}
	よう素 (I-131 等価量-成人実 効線量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止前	約 3.0×10^{11}
		主蒸気隔離弁 閉止後	約 4.6×10^{11}

表 1-4 大気拡散条件(1/7)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ (2012年1月～2012年12月)	<p>【冷却材喪失】 建屋影響を受けない大気拡散評価を行うため排気筒風(標高約175m(地上高約71m))の気象データを使用</p> <p>【主蒸気管破断】 建屋影響を受けない大気拡散評価を行うため保守的に地上風(標高約70m(地上高約10m))の気象データを使用</p> <p>被ばく評価手法(内規)に示されたとおり発電所において観測された1年間の気象資料を使用(補足の説明資料6参照)</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>【主蒸気管破断】 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。</p> <p>5.1.1(2) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。</p>

表 1-4 大気拡散条件(2/7)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	<p>【冷却材喪失】 希ガス : 24 時間 ヨウ素 : 24 時間 【主蒸気管破断】 希ガス等 : 1 時間 ヨウ素 : 1 時間</p>	<p>被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。ただし、24 時間を超えた場合は保守的に 24 時間とする。</p>	<p>【解説 5.13】(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。</p>
放出源及び放出源高さ	<p>【冷却材喪失】 排気筒 80m（有効高さ） 【主蒸気管破断】 原子炉建屋またはタービン建屋 ブローアウトパネル 0m</p>	<p>【冷却材喪失】 排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用 【主蒸気管破断】 地上放出と想定して設定。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるところ。 【主蒸気管破断】 4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は大気中に地上放散する。</p>

表 1-4 大気拡散条件 (3/7)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法 (内規) での記載
累積出現頻度	小さい方から 97%	被ばく評価手法 (内規) に示されたとおりに設定。	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。
建屋の影響	<p>【冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 考慮する。</p>	<p>【冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けないため考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 地上放出を想定し、建屋の影響を受けないため、放出点から近距離の建屋 (原子炉建屋又はタービン建屋) による巻き込みを考慮する。</p>	<p>5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p>

表 1-4 大気拡散条件(4/7)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載									
<p>巻き込みを生じる代表建屋</p>	<p>【冷却材喪失】 考慮しない。 【主蒸気管破断】 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出：原子炉建屋タービン建屋ブローアウトパネルからの放出：タービン建屋</p>	<p>【冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けないため考慮しない。 【主蒸気管破断】 放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法(内規)に示された選定例に基づき選定</p>	<p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。 表 5.1 放射性物質の巻き込みの对象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="544 293 798 994"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td>PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類										
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)										
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋										

表 1-4 大気拡散条件 (5/7)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法 (内規) での記載
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室換気空調系給気口 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理所 制御建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】 被ばく評価手法 (内規) に示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】 被ばく評価手法 (内規) に示された方法に基づき設定</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) での記載</p> <p>【中央制御室内】</p> <p>5.1.2(3)b)1) 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋 (以下、「当該建屋」) の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。</p> <p>5.1.2(3)b)3)i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>

表 1-4 大気拡散条件 (6/7)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法 (内規) での記載
着目方位	<p>【冷却材喪失】 中央制御室内 中央制御室中心：1 方位 中央制御室換気空調系給気口：1 方位 入退域時 出入管理所：1 方位 制御建屋出入口：1 方位</p> <p>【主蒸気管破断】 [原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出] 中央制御室内 中央制御室中心：6 方位 中央制御室換気空調系給気口：5 方位 入退域時 出入管理所：4 方位 制御建屋出入口：6 方位</p> <p>[タービン建屋ブローアウトパネルからの放出] 中央制御室内 中央制御室中心：7 方位 中央制御室換気空調系給気口：7 方位 入退域時 出入管理所：2 方位 制御建屋出入口：4 方位</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) に示された評価方法に基づき設定</p>	<p>5.1.2(3)c)i) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表 1-4 大気拡散条件(7/7)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
<p>建屋投影面積</p>	<p>[原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出] 2050m² (原子炉建屋) [タービン建屋ブローアウトパネルからの放出] 1630m² (タービン建屋)</p>	<p>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</p>	<p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、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。 5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p>
<p>形状係数</p>	<p>1/2</p>	<p>被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定</p>	<p>5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。</p>

表 1-5 相対濃度及び相対線量【冷却材喪失】

評価対象	評価点	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 換気空調系 給気口	約 1.4×10^{-6}	—
	中央制御室 中心	—	約 5.7×10^{-20}
入退域時	出入管理所	約 1.4×10^{-6}	約 7.5×10^{-20}
	制御建屋 出入口	約 1.4×10^{-6}	約 5.7×10^{-20}

表 1-6 相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】

評価対象	評価点	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 換気空調系 給気口	約 2.0×10^{-3}	—
	中央制御室 中心	—	約 7.0×10^{-18}
入退域時	出入管理所	約 9.9×10^{-4}	約 4.4×10^{-18}
	制御建屋 出入口	約 1.5×10^{-3}	約 6.0×10^{-18}

表 1-7 直接ガンマ線及びスカイインガンマ線の評価条件【冷却材喪失】(1/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい。 6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%とする。
線源条件 原子炉建屋 原子炉棟内 線源強度分布	原子炉格納容器から 原子炉建屋原子炉棟 内に漏えいした核分 裂生成物が均一に分 布	同上	6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。 6.1(1)e) スカイインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説 6.1】。
事故の評価期間	30 日	同上	【解説 3.2】 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

表 1-7 直接ガンマ線及びスカイガンマ線の評価条件【冷却材喪失】(2/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉建屋原子炉棟のモデル化	原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化	壁，床，天井を遮蔽体として考慮	6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイガンマ線の位置による全身に対する線量は，施設の位置，建屋の配置，形状及び地形条件から計算する。 6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。
中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	壁，床，天井を遮蔽体として考慮	7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，建造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，建造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。

計算モデル条件

表 1-7 直接ガンマ線及びスカイシヤインガンマ線の評価条件【冷却材喪失】(3/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N ・ 同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定	—
コンクリート密度	2.15g/cm ³	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N ・ 同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定	—
直接ガンマ線・スカイシヤインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシヤインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	許認可等で使用実績があるコードを使用している	—
計算モデル条件			

表 1-8 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(1/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
タービン建屋に放出される核分裂生成物	希ガス及びハロゲン等	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算対象としない。 6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとする。
タービン建屋内線源強度分布	主蒸気隔離弁からタービン建屋内に放出した核分裂生成物の全量が均一に分布	同上	6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
事故の評価期間	30 日	同上	【解説 3.2】 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

線 源 条 件

表 1-8 直接ガンマ線及びスカイシヤインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(2/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
タービン建屋のモデル化	タービン建屋の幾何形状をモデル化	壁, 床, 天井を遮蔽体として考慮	6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシヤインガンマ線による全身に対する線量は, 施設の位置, 建屋の配置, 形状及び地形条件から計算する。 6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために, 線源, 施設の位置関係, 建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。
中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	壁, 床, 天井を遮蔽体として考慮	7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにし, 遮へい効果を見込んでよい。 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにし, 遮へい効果を見込んでよい。

計算モデル条件

表 1-8 直接ガンマン線及びスカイシヤインガンマン線の評価条件【主蒸気管破断】(3/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	—
コンクリート密度	2.15g/cm ³	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	—
直接ガンマン線・スカイシヤインガンマン線評価コード	直接ガンマン線評価: QAD-CGGP2R スカイシヤインガンマン線評価: ANISN G33-GP2R	許認可等で使用実績があるコードを使用している	—
計算モデル条件			

表 1-9 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
積算線源強度 (30 日積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	
		冷却材喪失	主蒸気管破断
0.01	0.0 < E ≤ 0.01	約 9.67×10 ¹⁶	約 1.50×10 ¹⁴
0.02	0.01 < E ≤ 0.02	約 1.72×10 ¹⁵	約 1.33×10 ¹³
0.03	0.02 < E ≤ 0.03	約 5.72×10 ¹⁷	約 5.99×10 ¹⁴
0.045	0.03 < E ≤ 0.045	約 7.78×10 ¹⁴	約 1.42×10 ¹⁶
0.06	0.045 < E ≤ 0.06	0.0	0.0
0.07	0.06 < E ≤ 0.07	0.0	0.0
0.075	0.07 < E ≤ 0.075	0.0	0.0
0.10	0.075 < E ≤ 0.10	約 8.21×10 ²¹	約 9.27×10 ¹⁷
0.15	0.10 < E ≤ 0.15	約 1.48×10 ¹⁸	約 2.36×10 ¹⁷
0.20	0.15 < E ≤ 0.20	約 4.92×10 ¹⁹	約 2.46×10 ¹⁷
0.30	0.20 < E ≤ 0.30	約 5.02×10 ²⁰	約 1.94×10 ¹⁷
0.40	0.30 < E ≤ 0.40	約 7.93×10 ²⁰	約 3.76×10 ¹⁷
0.45	0.40 < E ≤ 0.45	約 1.50×10 ¹⁹	約 8.34×10 ¹⁵
0.51	0.45 < E ≤ 0.51	約 3.54×10 ¹⁹	約 2.40×10 ¹⁵
0.512	0.51 < E ≤ 0.512	約 2.03×10 ¹⁸	約 1.15×10 ¹⁵
0.60	0.512 < E ≤ 0.60	約 2.05×10 ²⁰	約 6.65×10 ¹⁶
0.70	0.60 < E ≤ 0.70	約 7.86×10 ²⁰	約 4.70×10 ¹⁶
0.80	0.70 < E ≤ 0.80	約 4.91×10 ²⁰	約 4.73×10 ¹⁶
1.0	0.80 < E ≤ 1.0	約 1.74×10 ²⁰	約 2.08×10 ¹⁶
1.33	1.0 < E ≤ 1.33	約 7.22×10 ¹⁹	約 2.11×10 ¹⁶
1.34	1.33 < E ≤ 1.34	約 4.02×10 ¹⁶	約 8.54×10 ¹³
1.5	1.34 < E ≤ 1.5	約 6.43×10 ¹⁹	約 3.99×10 ¹⁵
1.66	1.5 < E ≤ 1.66	約 4.60×10 ¹⁸	約 5.20×10 ¹⁵
2.0	1.66 < E ≤ 2.0	約 1.25×10 ¹⁹	約 6.33×10 ¹⁵
2.5	2.0 < E ≤ 2.5	約 2.77×10 ¹⁹	約 2.10×10 ¹⁶
3.0	2.5 < E ≤ 3.0	約 8.24×10 ¹⁷	約 1.49×10 ¹⁵
3.5	3.0 < E ≤ 3.5	約 2.23×10 ¹⁶	約 7.08×10 ¹³
4.0	3.5 < E ≤ 4.0	0.0	約 2.31×10 ¹³
4.5	4.0 < E ≤ 4.5	0.0	約 8.63×10 ¹¹
5.0	4.5 < E ≤ 5.0	0.0	0.0
5.5	5.0 < E ≤ 5.5	0.0	0.0
6.0	5.5 < E ≤ 6.0	0.0	0.0
6.5	6.0 < E ≤ 6.5	0.0	0.0
7.0	6.5 < E ≤ 7.0	0.0	0.0
7.5	7.0 < E ≤ 7.5	0.0	0.0
8.0	7.5 < E ≤ 8.0	0.0	0.0
10.0	8.0 < E ≤ 10.0	0.0	0.0
12.0	10.0 < E ≤ 12.0	0.0	0.0
14.0	12.0 < E ≤ 14.0	0.0	0.0
20.0	14.0 < E ≤ 20.0	0.0	0.0
30.0	20.0 < E ≤ 30.0	0.0	0.0
50.0	30.0 < E ≤ 50.0	0.0	0.0

表 1-10 中央制御室換気設備条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
事故時における 外気取り込み	[事故時運転モード] 少量外気取入	被ばく評価手法(内規)に従って非常用換気空調系から室内に取り入れることを考慮。	7.3.2 (1) 建屋の表面空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射線物質が外気から取り込まれることを想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接、流入すること
中央制御室換気 設備処理空間 容積	8900m ³	設計値	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
外部γ線による 全身に対する 線量評価時の 自由体積	8900m ³	同上	7.3.4 (3) b) ガンマ線による被ばく計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロップについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室 再循環フィルタ 装置の流量	通常時：0m ³ /h 事故時：8000m ³ /h	同上	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。

表 1-10 中央制御室換気設備条件(2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
中央制御室 チャコールエア フィルタによる 除去効率	90%	設計値(90%以上)	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。
事故時運転モードへの切替時間	20分	手動での隔離に要する時間と運転員が事故を検知し操作を開始するまでの値	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
空気流入率	1回/h	設計上期待できる値を設定	7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

表 1-11 運転員交替考慮条件

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室滞在期間	200 時間 40 分	運転員の勤務体系として 5 直 3 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転班を想定し設定	7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域回数	40 回 (12 分/回)	運転員の勤務体系として 5 直 3 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転班を想定し設定	7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。

表 1-12 線量換算係数及び呼吸率の条件

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定（ICRP Publication 71 に基づく）	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt$ H _I : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率 (成人活動時) (m ³ /s) H _∞ : よう素 (I-131) 吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) C _I (t) : 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m ³) T : 計算期間 (30 日間) (s)

中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価の評価対象核種について

中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日 原子力安全・保安院制定) (以下「被ばく評価手法(内規)」という。) に従い、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足することを評価している。

評価対象核種については、被ばく評価手法(内規)に基づき、冷却材喪失は希ガス及びヨウ素、主蒸気管破断は希ガス及びハロゲン等としており、具体的には、被ばく評価手法(内規)の解説 6.2 (別紙 1 参照) 及び発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十 (別紙 2 参照) を参考に以下の核種を評価対象としている。被ばく評価手法(内規)の解説 6.2 では、「代表的な核種以外に追加する場合は、半減期 10 分以上、放出ガンマ線実効エネルギー 0.05MeV 以上をめやすにする。」とされており、本評価においては、半減期が短く、放出ガンマ線実効エネルギーが低い核種は線量影響への寄与は小さいことから評価対象外としている。

表 設計基準事故時における居住性評価の評価対象核種

	評価対象核種
希ガス	^{83m}Kr , ^{85m}Kr , ^{85}Kr , ^{87}Kr , ^{88}Kr ^{131m}Xe , ^{133m}Xe , ^{133}Xe , ^{135m}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe
ハロゲン等	^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I ^{83}Br , ^{84}Br , ^{99}Mo , ^{99m}Tc

なお、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(平成元年 3 月 27 日 (一部改定平成 13 年 3 月 29 日) 原子力安全委員会了承)において、被ばく評価に必要な希ガス 15 核種、ハロゲン等 15 核種に関するデータ (別紙 3) がまとめられているが、上記の評価対象核種以外に、被ばく評価手法(内規)の解説 6.2「半減期 10 分以上、放出ガンマ線実効エネルギー 0.05MeV 以上となる核種」に該当する核種はないことを確認している。

被ばく評価手法(内規) (抜粋) (1/2)

6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算

(1) 原子炉冷却材喪失(BWR型原子炉施設)

- a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」とする。
- b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋(二次格納施設)に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。
- c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。
- d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。
- e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説 6.1】。
- f) 計算対象とする核種は希ガス及びヨウ素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説 6.2】。
- g) 希ガス及びヨウ素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ヨウ素 50%とする。
- h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。

(2) 主蒸気管破断(BWR型原子炉施設)

- a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」とする。
- b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
- c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。
- d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説 6.2】。
- e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件(「4.1.2 主蒸気管破断」参照)と同じとする。
- f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。

【解説 6.2】解析の対象にする核種の例

(1) 代表的な核種

希ガス及びハロゲン等は, 次の核種が標準的である。

解説表 6.2.1 標準的な核種

核種	半減期	核分裂収率 (%)	ガンマ線実効エネルギー (MeV / dis)
^{83m} Kr	1.83 h	0.53	0.0025
^{85m} Kr	4.48 h	1.31	0.159
⁸⁵ Kr	10.73 y	0.29	0.0022
⁸⁷ Kr	76.3 min	2.54	0.793
⁸⁸ Kr	2.80 h	3.58	1.950
^{131m} Xe	11.9 d	0.040	0.020
^{133m} Xe	2.25 d	0.19	0.042
¹³³ Xe	5.29 d	6.77	0.045
^{135m} Xe	15.65 min	1.06	0.0432
¹³⁵ Xe	9.083 h	6.63	0.250
¹³⁸ Xe	14.17 min	6.28	1.183
¹³¹ I	8.06 d	2.84	0.381
¹³² I	2.28 h	4.21	2.253
¹³³ I	20.8 h	6.77	0.608
¹³⁴ I	52.6 min	7.61	2.750
¹³⁵ I	6.61 h	6.41	1.645

(2) その他の核種

代表的な核種以外に追加する場合は, 半減期 10 分以上, 放出ガンマ線実効エネルギー 0.05MeV 以上をめやすにする。

女川 2 号炉発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十（抜粋）

第4.1-7表 放射性ハロゲン等の原子炉冷却材中濃度及び燃料棒から追加放出される核分裂生成物の全量⁽¹⁾⁽⁵⁾⁽⁸⁾

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ線エネルギー (MeV)	β線エネルギー (MeV)	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中濃度	冷却材中濃度	冷却材中濃度	追加放出量 (Bq)	追加放出量	追加放出量	追加放出量
						(I-131 等価量) (Bq/g)	(γ線0.5MeV 換算値) (Bq/g)	(β線0.5MeV 換算値) (Bq/g)		(I-131 等価量) (Bq)	(γ線0.5MeV 換算値) (Bq)	(β線0.5MeV 換算値) (Bq)
I-131	2.84	8.60×10 ⁻²	0.381	0.195	1.8×10 ³	1.8×10 ³	約1.3×10 ³	約6.8×10 ²	7.40×10 ¹³	7.40×10 ¹³	約5.64×10 ¹³	約2.89×10 ¹³
I-132	4.21	7.30	2.253	0.498	約1.7×10 ⁴	約1.0×10 ³	約7.8×10 ⁴	約1.7×10 ⁴	約1.10×10 ¹⁴	約6.43×10 ¹¹	約4.94×10 ¹⁴	約1.09×10 ¹⁴
I-133	6.77	8.00×10 ⁻¹	0.608	0.416	約1.2×10 ⁴	約2.1×10 ³	約1.5×10 ⁴	約1.0×10 ⁴	約1.76×10 ¹⁴	約2.98×10 ¹³	約2.15×10 ¹⁴	約1.47×10 ¹⁴
I-134	7.61	1.90×10 ¹	2.750	0.599	約3.5×10 ⁴	約3.5×10 ³	約1.9×10 ⁵	約4.2×10 ⁴	約1.98×10 ¹⁴	約1.98×10 ¹¹	約1.09×10 ¹⁵	約2.38×10 ¹⁴
I-135	6.41	2.52	1.645	0.382	約1.9×10 ⁴	約5.6×10 ²	約6.2×10 ⁴	約1.5×10 ⁴	約1.67×10 ¹⁴	約4.89×10 ¹²	約5.49×10 ¹⁴	約1.28×10 ¹⁴
Br-83	0.53	6.96	0.0075	0.331	約2.2×10 ³		約3.2×10 ³	約1.4×10 ³	約1.38×10 ¹³		約2.07×10 ¹¹	約9.14×10 ¹²
Br-84	0.97	3.14×10 ¹	1.742	1.208	約4.3×10 ³		約1.5×10 ⁴	約1.0×10 ⁴	約2.53×10 ¹³		約8.81×10 ¹³	約6.11×10 ¹³
Mo-99	6.13	2.49×10 ⁻¹	0.16	0.42	約2.2×10 ³		約7.1×10 ²	約1.9×10 ³	約1.60×10 ¹⁴		約5.11×10 ¹³	約1.34×10 ¹⁴
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	0.011	約9.3×10 ³		約2.4×10 ³	約2.0×10 ²	約1.41×10 ¹⁴		約3.66×10 ¹³	約3.10×10 ¹²
ハロゲン等合計	—	—	—	—	—	約4.5×10 ³	約3.7×10 ⁵	約9.9×10 ⁶	約1.06×10 ¹⁵	約1.10×10 ¹⁴	約2.58×10 ¹⁵	約8.58×10 ¹⁴
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	0.037					約2.76×10 ¹²		約1.38×10 ¹¹	約2.04×10 ¹²
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	0.253					約6.83×10 ¹³		約2.17×10 ¹³	約3.45×10 ¹³
Kr-85	0.29	1.77×10 ⁻⁴	0.0022	0.251					約4.51×10 ¹²		約1.98×10 ¹⁰	約2.26×10 ¹²
Kr-87	2.54	1.31×10 ¹	0.793	1.323					約1.32×10 ¹⁴		約2.10×10 ¹⁴	約3.50×10 ¹⁴
Kr-88	3.58	5.94	1.950	0.377					約1.87×10 ¹⁴		約7.28×10 ¹⁴	約1.41×10 ¹⁴
Xe-131m	0.040	5.82×10 ⁻²	0.020	0.143					約2.08×10 ¹²		約8.34×10 ¹⁰	約5.96×10 ¹¹
Xe-133m	0.19	3.08×10 ⁻¹	0.042	0.190					約9.90×10 ¹²		約8.32×10 ¹¹	約3.76×10 ¹²
Xe-133	6.77	1.31×10 ⁻¹	0.045	0.135					約3.53×10 ¹⁴		約3.18×10 ¹³	約9.53×10 ¹³
Xe-135m	1.06	6.38×10 ¹	0.432	0.095					約5.52×10 ¹³		約4.77×10 ¹³	約1.05×10 ¹³
Xe-135	6.63	1.83	0.250	0.316					約3.46×10 ¹⁴		約1.73×10 ¹⁴	約2.18×10 ¹⁴
Xe-138	6.28	7.04×10 ¹	1.183	0.611					約3.27×10 ¹⁴		約7.74×10 ¹⁴	約4.00×10 ¹⁴
希ガス合計	—	—	—	—	—	—	—	—	約1.51×10 ¹⁵	—	約1.99×10 ¹⁵	約1.26×10 ¹⁵
ハロゲン等+希ガス 合計	—	—	—	—	—	約4.5×10 ³	約3.7×10 ⁵	約9.9×10 ⁶	約2.58×10 ¹⁵	約1.10×10 ¹⁴	約4.57×10 ¹⁵	約2.12×10 ¹⁵

被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（抜粋）

第1表 希ガス核種(γ)

核種	半減期	核分裂収率 (%)	X線				γ線				(X+γ)線			
			本数	放出割合 ξ	平均エネルギー E _{ava}	実効エネルギー E _{a,eff}	本数	放出割合 F _γ	平均エネルギー E _{av}	実効エネルギー E _{eff}	本数	放出割合 ξ+ξ _γ	平均エネルギー (E _x +E _γ) _{av}	実効エネルギー (E _x +E _γ) _{eff}
			N _x	(photons/dis)	(MeV/photon)	(MeV/dis)	N _γ	(photons/dis)	(MeV/photon)	(MeV/dis)	N _{x+γ}	(photons/dis)	(MeV/photon)	(MeV/dis)
^{81m} Kr	1.83h	0.53	4	0.175	0.012	0.0020	2	0.049	0.0096	0.00047	6	0.224	0.011	0.0025
⁸¹ Kr	4.48h	1.31	7	0.064	0.013	0.00081	5	0.895	0.176	0.158	12	0.959	0.165	0.159
⁸³ Kr	10.73y	0.29	0	—	—	—	1	0.0043	0.514	0.0022	1	0.0043	0.514	0.022
⁸⁵ Kr	76.3min	2.54	1	0.0012	0.013	0.000016	19	0.822	0.964	0.793	20	0.824	0.962	0.793
⁸⁷ Kr	2.80h	3.53	4	0.080	0.013	0.0011	50	1.359	1.434	1.949	54	1.439	1.355	1.950
⁸⁹ Kr	3.18min	4.63	0	—	—	—	299	1.840	1.123	2.067	299	1.840	1.123	2.067
⁹⁰ Kr	32.32s	4.69	0	—	—	—	103	1.689	0.784	1.325	103	1.689	0.784	1.325
^{130m} Xe	11.9d	0.040	4	0.621	0.027	0.017	1	0.020	0.164	0.0033	5	0.641	0.031	0.020
¹³⁰ Xe	2.25d	0.19	4	0.647	0.027	0.018	1	0.103	0.233	0.024	5	0.750	0.055	0.042
¹³² Xe	5.29d	6.77	4	0.528	0.029	0.015	3	0.374	0.081	0.030	7	0.902	0.050	0.045
^{130m} Xe	15.65min	1.06	4	0.151	0.027	0.0041	1	0.812	0.527	0.428	5	0.963	0.448	0.432
¹³² Xe	9.08h	6.63	1	0.040	0.032	0.0016	13	0.946	0.262	0.248	14	0.995	0.251	0.250
¹³² Xe	3.83min	6.13	1	0.0024	0.032	0.000076	49	0.334	0.543	0.181	50	0.336	0.540	0.181
¹³⁴ Xe	14.17min	6.28	4	0.093	0.014	0.0013	43	1.209	0.978	1.182	47	1.301	0.909	1.183
¹³⁶ Xe	39.5s	5.16	0	—	—	—	222	1.538	0.553	0.850	222	1.538	0.553	0.850

第2表 ハロゲン核種(γ)

核種	半減期	核分裂収率 (%)	X線				γ線				(X+γ)線			
			本数	放出割合 ξ	平均エネルギー E _{ava}	実効エネルギー E _{a,eff}	本数	放出割合 F _γ	平均エネルギー E _{av}	実効エネルギー E _{eff}	本数	放出割合 ξ+ξ _γ	平均エネルギー (E _x +E _γ) _{av}	実効エネルギー (E _x +E _γ) _{eff}
			N _x	(photons/dis)	(MeV/photon)	(MeV/dis)	N _γ	(photons/dis)	(MeV/photon)	(MeV/dis)	N _{x+γ}	(photons/dis)	(MeV/photon)	(MeV/dis)
⁸⁰ Br	2.39h	0.53	0	—	—	—	6	0.014	0.531	0.0075	6	0.014	0.531	0.0075
^{80m} Br	6.0min	0.019	0	—	—	—	6	3.010	0.920	2.769	6	3.010	0.920	2.769
⁸² Br	31.8min	0.97	0	—	—	—	50	1.099	1.585	1.742	50	1.099	1.585	1.742
⁸⁰ Br	2.87min	1.30	0	—	—	—	3	0.077	0.840	0.065	3	0.077	0.840	0.065
⁸⁰ Br	59s	1.56	0	—	—	—	19	1.802	1.875	3.379	19	1.802	1.875	3.379
⁸² Br	55.7s	2.20	0	—	—	—	7	1.001	1.526	1.528	7	1.001	1.526	1.528
¹²⁹ I	1.57×10 ⁷ y	0.66	1	0.702	0.030	0.021	1	0.075	0.040	0.0030	2	0.777	0.031	0.024
¹³¹ I	8.06d	2.84	2	0.058	0.026	0.0051	15	1.005	0.378	0.379	17	1.063	0.359	0.381
¹³² I	2.28h	4.21	0	—	—	—	57	2.952	0.763	2.253	57	2.952	0.763	2.253
¹³³ I	20.8h	6.77	0	—	—	—	23	1.039	0.585	0.603	28	1.039	0.585	0.608
^{134m} I	3.7min	0.43	2	0.114	0.028	0.0032	4	0.914	0.246	0.225	6	1.028	0.222	0.228
¹³⁴ I	52.6min	7.61	0	—	—	—	89	3.187	0.863	2.750	89	3.187	0.863	2.750
¹³⁵ I	6.61h	6.41	0	—	—	—	90	1.463	1.124	1.645	90	1.463	1.124	1.645
¹³⁶ I	83s	2.93	0	—	—	—	16	1.374	1.573	2.168	16	1.374	1.578	2.168
^{136m} I	46s	2.11	2	0.131	0.027	0.0036	4	2.880	0.659	1.897	6	3.011	0.631	1.901

2. 事象選定の考え方について

1. 設計基準事故時について

設計基準事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく線量の評価対象については、「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）」（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日 原子力安全・保安院制定）に従い、原子炉施設の構造、特性及び安全上の諸対策から、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として、原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の 2 種類を考え、原子炉格納容器内放出として「冷却材喪失」を、原子炉格納容器外放出として「主蒸気管破断」を対象とする。

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合について

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線量は、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放射性物質による被ばくが支配的であることから、放射性物質の放出量が多くなる事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。さらに、格納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は中央制御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。

炉心の著しい損傷が発生した場合における対応として、代替循環冷却系を使用できず、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器減圧及び除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する場合は、格納容器圧力の抑制のため格納容器ベント実施までは原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作（以下「格納容器スプレイ」という。）を実施する。格納容器スプレイによる圧力抑制効果を高くする観点で、格納容器圧力を比較的高い領域で維持するため、代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、大気への放射性物質の放出量が多くなる。さらに、格納容器ベントの実施に伴い放射性物質を大気へ放出するため、放出量が多くなる。

また、非常用ガス処理系の起動により、原子炉建屋から大気への放射性物質の放出率低減効果に期待できることから、事象進展が早く非常用ガス処理系の起動前の格納容器貫通部等からの漏えい量が多いほど、大気への放出量が多くなる。さらに、炉心損傷時間が早いほど、早期に格納容器内に放出される放射性物質は多くなるため、格納容器貫通部からの漏えい量も多くなる。

以上より、代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合、かつ炉心損傷の時間が早く評価上想定している非常用ガス処理系の起動までの時間が長い場合には、放射性物質の放出量が多くなる。

表 2-1 に炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響を示す。第 2-1 表に示すとおり、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象を中央制御室の居住性に係る被ばく評価で想定する事象として選定する。

表 2-1 炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響

事象	大破断 LOCA シナリオ*1		DCH シナリオ*2	中央制御室被ばく評価への影響
格納容器ベント (7日間)	代替循環冷却系を使用する場合	代替循環冷却系を使用できない場合	代替循環冷却系を使用する	
	実施しない	実施する	実施しない	
	代替循環冷却系の使用により格納容器圧力は低い状態で推移する。	格納容器圧力が高い状態で推移する。また、格納容器ベント実施に伴い放射性物質を大気へ放出する。	代替循環冷却系の使用により格納容器圧力は低い状態で推移する。	
炉心損傷開始時間 (燃料被覆管温度 1,000K 到達時間を想定)	約 4 分		約 43 分	大気への放出率低減効果に期待できる非常用ガス処理系の起動（原子炉建屋原子炉棟負圧達成は事象発生 70 分後）までに、炉心損傷時間が早いほど放出量が多くなる。
	大破断 LOCA を想定しており、早期（非常用ガス処理系の起動前）に炉心損傷に至る。		静的負荷シナリオよりは遅いが、非常用ガス処理系の起動前に炉心損傷に至る。	

注記*1：格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」の評価事故シーケンスである大破断 LOCA 時に HPCS 及び低圧 ECCS による注水に失敗し、全交流動力電源を喪失する事故シーケンス

*2：格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスである過渡事象時に高圧注水及び低圧 ECCS による注水または原子炉減圧に失敗する事故シーケンス

3. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（冷却材喪失）における原子炉格納容器漏えい率について

原子炉格納容器からの漏えい率は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日 原子力安全・保安院制定）にて、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とするように記述されている。

女川原子力発電所第 2 号機の評価においては、ライセンシングレポート[1]に基づき、「GE の評価式」、「AEC の評価式」、「定常流の式」を考慮し、事故時の原子炉格納容器からの漏えいによる被ばく量を保守的に評価する観点から、設計漏えい率 0.5%/日一定を設定している。

参考文献

[1]沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について（TLR-032 改訂 5）

4. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（冷却材喪失）における再循環運転の考慮について

再循環運転については、「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）」（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日 原子力安全・保安院 制定）にて、以下の通り記述されている。

- ・ ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
- ・ 再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉内内蔵量の 50% が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は 50% と仮定する。

女川原子力発電所第 2 号機の評価においては、ECCS からの漏えいによる放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分に小さく（0.4%未満*）、有意な寄与はないため、ECCS により格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバのプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量の評価は省略している。

注記*：「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について（TLR-032）」 Appendix C に基づく評価値

再循環系からの原子炉冷却材漏えい量

再循環系からの原子炉冷却材漏えいを考慮する場合，原子炉冷却材中に溶解したよう素が再循環系から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいし，非常用ガス処理系のチャコールエアフィルタを経て排気筒より大気へ放出される。再循環系からの漏えいによる環境への放出放射エネルギーは，各核種について以下のとおり評価する。

(1) 原子炉冷却材中の存在量

事故発生から t 秒後の原子炉冷却材中の核分裂生成物の存在量は，

$$Q_{ECCS}(t) = q_c \cdot e^{-(\lambda_R + \lambda_{LECCS})t}$$

ここで，

- $Q_{ECCS}(t)$: t 秒後の原子炉冷却材中の存在量 [Bq]
- q_c : 事故直後の原子炉冷却材中の存在量 [Bq] (炉内内蔵量の 50%)
- λ_R : 崩壊定数 [1/s]
- λ_{LECCS} : 再循環系からの原子炉冷却材漏えい率 [1/s] (約 7.937×10^{-10})
- t : 事故後の時間 [s]

(2) 原子炉建屋原子炉棟内の存在量

再循環系から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいが継続している場合の t 秒後における原子炉建屋原子炉棟内の核分裂生成物の存在量は，

$$Q_{RB}(t) = F_P \cdot F_I \cdot q_c \cdot \frac{\lambda_{LECCS}}{(\lambda_{LECCS} - \lambda_{LSGTS})} \cdot \left[e^{-(\lambda_R + \lambda_{LSGTS}) \cdot (t - T_S)} - e^{-(\lambda_R + \lambda_{LECCS}) \cdot (t - T_S)} \right]$$

ここで，

- $Q_{RB}(t)$: t 秒後の原子炉建屋原子炉棟内の存在量 [Bq]
- F_P : 再循環水中のよう素の気相中への移行率 (5%)
- F_I : 原子炉建屋原子炉棟内でのよう素沈着割合 (50%)
- q_c : 事故直後の原子炉冷却材中の存在量 [Bq] (炉内内蔵量の 50%)
- T_S : 再循環開始時間 [s] (0 秒)
- λ_{LECCS} : 再循環系からの原子炉冷却材漏えい率 [1/s] (約 7.937×10^{-10})
- λ_{LSGTS} : 非常用ガス処理系換気率 [1/s] (0.5 回/d = 約 5.787×10^{-6})

(3) 大気への放出量

事故後に非常用ガス処理系により換気され，排気筒から大気に放出される核分裂生成物の放出量は，

$$Q_{TO}(t) = \int_0^{TO} (1 - f_{SGTS}) \cdot \lambda_{LSGTS} \cdot Q_{RB}(t) dt$$

ここで，

- $Q_{TO}(t)$: 大気への放出量 [Bq]

- T_0 : 再循環系からの漏えい期間[s]
 f_{SGTS} : 非常用ガス処理系フィルタのよう素除去効率 (0.95)

再循環系からの漏えいが無限時間継続するとした場合,

$$\begin{aligned}
 Q_{TO}(t) &= \int_0^{TO} (1-f_{SGTS}) \cdot \lambda_{LSGTS} \cdot Q_{RB}(t) dt \\
 &= F_P \cdot F_I \cdot q_c \cdot (1-f_{SGTS}) \cdot \lambda_{LECCS} \cdot \lambda_{LSGTS} / \{(\lambda_R + \lambda_{LECCS}) \cdot (\lambda_R + \lambda_{LSGTS})\}
 \end{aligned}$$

上記に基づき計算した結果、よう素放出量 (I-131 等価量) は、原子炉冷却材漏えい事故時の原子炉格納容器からの漏えいによる放出量約 3.1×10^{14} Bq に対し、再循環系からの漏えいによる放出量は約 1.0×10^{12} Bq となり、再循環系からの漏えいによる放出量の寄与は約 0.32%となる。

5. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（主蒸気管破断）における燃料棒からの追加放出量について

燃料棒からの追加放出量については、「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）」（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日 原子力安全・保安院制定）にて、以下の通り記述されている。

- ・原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。

女川原子力発電所第 2 号機の評価においては、燃料棒からの追加放出量を以下の通り設定している。

- ・よう素
 - ①I-131： $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}^*$
 - ②その他の放射性物質：平衡組成として求める
- ・希ガス：よう素の 2 倍

注記*：過去に実測された I-131 追加放出量を全希ガス漏えい率（30 分減衰換算値）当たりの I-131 追加放出量として整理した結果から 97%出現頻度値は $19 \text{Ci}/(\text{mCi}/\text{s})$ となる。女川原子力発電所 2 号機の全希ガス漏えい率（30 分減衰換算値）は $3.7 \times 10^9 \text{Bq}/\text{s} (100 \text{mCi}/\text{s})$ であり、

$$19 \text{Ci}/(\text{mCi}/\text{s}) \times 100 \text{mCi}/\text{s} = \text{約 } 2000 \text{Ci}$$

$$2000 \text{Ci} \times 3.7 \times 10^{10} \text{Ci}/\text{Bq} = 7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$$

参考文献

[1] 沸騰水型原子力発電所事故時の被ばく評価手法について（TLR-032 改訂 5）

6. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

被ばく評価を実施するに当たって、安全解析に用いる気象条件について、その妥当性を確認した。この結果、表 6-1～表 6-5 に示すとおり、これまで、安全解析に用いてきた 1991 年 11 月から 1992 年 10 月までの 1 年間の気象条件は、申請時の至近 10 年間（2002 年 1 月～2011 年 12 月）の気象観測結果による検定の結果、棄却数が多くなっていることから、安全解析に用いる気象条件の見直しを行った。

新たに採用した 2012 年 1 月から 2012 年 12 月まで 1 年間の気象条件については、申請時の至近 10 年間（2002 年 1 月～2011 年 12 月）及び最新の至近 10 年間（2008 年 1 月～2018 年 12 月（2012 年の 1 年間を除く））の気象観測結果による検定を行い、敷地内の代表性の確認を行っている。この結果について、申請時における検定結果を表 6-1 及び表 6-6～表 6-9 に、今回の検定結果を表 6-1 及び表 6-10～表 6-13 に示す。

（1）検定方法

a. 検定に用いた観測記録

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 175m（地上高 71m 及び地上高 115m）の観測データに加え、参考として標高 70m（地上高 10m）の観測データを用いて検定を行った。気象観測設備の配置を図 6-1 に示す。

b. データ統計期間

統計年（申請時）：2002 年 1 月～2011 年 12 月（10 年間）

統計年（今回）：2008 年 1 月～2018 年 12 月（2012 年を除く 10 年間）

検定年（従来）：1991 年 11 月～1992 年 10 月（1 年間）

検定年（新規設定）：2012 年 1 月～2012 年 12 月（1 年間）

c. 検定方法

F 分布検定

（2）検定結果

表 6-2～表 6-5 に従来の気象条件の検定結果を、表 6-6～表 6-9 に申請時の気象条件の検定結果を、表 6-10～表 6-13 に今回の気象条件の検定結果を示す。

従来、安全解析に用いた気象条件については、標高 70m（地上高 10m）での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 17 個であり、標高 175m（地上高 71m）での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 5 個であった。

一方、今回新たに安全解析に用いた気象条件については、申請時の統計年における

結果では、標高 70m (地上高 10m) での観測点では 28 項目のうち、有意水準 (危険率) 5%で棄却された項目が 1 個であり、標高 175m (地上高 71m) での観測点では 28 項目のうち、有意水準 (危険率) 5%で棄却された項目はなかった。また、今回の統計年における結果では、標高 70m (地上高 10m) 及び標高 175m (地上高 71m 及び地上高 115m) での観測点ともに有意水準 (危険率) 5%で棄却された項目はなかったことから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断した。

表 6-1 異常年検定結果

検定年	観測点	観測項目	検定結果
1991 年 11 月～ 1992 年 10 月 (統計年：2002 年 1 月 ～2011 年 12 月)	標高 70m (地上高 10m)	風向出現頻度	棄却数 9
		風速出現頻度	棄却数 8
	標高 175m (地上高 71m)	風向出現頻度	棄却数 5
		風速出現頻度	棄却なし
2012 年 1 月～ 2012 年 12 月 (統計年：2002 年 1 月 ～2011 年 12 月)	標高 70m (地上高 10m)	風向出現頻度	棄却数 1
		風速出現頻度	棄却なし
	標高 175m (地上高 71m)	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし
2012 年 1 月～ 2012 年 12 月 (統計年：2008 年 1 月 ～2018 年 12 月)	標高 70m (地上高 10m)	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし
	標高 175m (地上高 71m 及び 115m)	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし

表 6-2 棄却檢定表 (風向) (標高 70m)

檢定年：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 1991 年 11 月～1992 年 10 月
 統計期間：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2002 年 1 月～2011 年 12 月 (%)

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

表 6-3 棄却檢定表 (風速) (標高 70m)

檢定年：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 1991 年 11 月～1992 年 10 月
 統計期間：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

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

表 6-4 棄却檢定表 (風向) (標高 175m)

檢定年：敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 1991 年 11 月～1992 年 10 月
 統計期間：敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 2002 年 1 月～2011 年 12 月 (%)

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

表 6-5 棄却檢定表 (風速) (標高 175m)

檢定年：敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 1991 年 11 月～1992 年 10 月
 統計期間：敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 2002 年 1 月～2011 年 12 月 (%)

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

表 6-6 棄却檢定表 (風向) (標高 70m)

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

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

表 6-7 棄却檢定表 (風速) (標高 70m)

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

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

表 6-8 棄却檢定表 (風向) (標高 175m)

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

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

表 6-9 棄却檢定表 (風速) (標高 175m)

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

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

表 6-10 棄却檢定表 (風向) (標高 70m)

檢定年：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2008 年 1 月～2018 年 12 月 (%)

統計年 風向	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	檢定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上 限	下 限	
N	7.22	7.86	6.31	6.34	5.89	6.27	7.16	9.08	7.13	7.37	7.06	6.73	9.29	4.84	○
NNE	2.91	2.21	2.10	2.52	1.87	1.94	2.95	3.80	2.75	3.94	2.69	2.50	4.42	0.96	○
NE	4.46	3.60	3.10	3.04	3.13	3.13	4.16	3.12	3.22	2.60	3.36	3.24	4.69	2.03	○
ENE	6.10	5.78	5.53	4.49	5.27	4.81	5.42	7.19	7.02	7.61	5.92	6.13	8.40	3.45	○
E	6.33	6.57	5.96	5.05	6.49	5.67	5.63	3.86	4.18	2.71	5.27	6.23	8.31	2.22	○
ESE	2.37	2.68	2.72	1.66	2.61	1.93	2.55	2.14	2.14	1.77	2.27	2.41	3.18	1.35	○
SE	5.74	6.12	5.42	4.80	5.40	6.17	5.64	4.40	3.96	3.37	5.12	6.49	7.35	2.89	○
SSE	2.03	2.18	1.58	1.89	1.74	1.88	2.59	4.21	3.55	3.94	2.55	2.19	4.87	0.24	○
S	3.43	3.91	3.47	3.81	3.90	4.33	5.40	5.28	3.84	3.76	4.11	5.18	5.76	2.47	○
SSW	5.67	7.31	7.30	7.15	7.82	5.96	6.16	7.48	7.24	6.85	6.89	7.45	8.59	5.19	○
SW	11.88	12.58	15.58	15.29	13.35	15.46	15.41	14.38	17.20	14.90	14.58	10.95	18.36	10.80	○
WSW	4.21	4.08	4.66	4.97	4.37	6.88	8.01	6.54	7.15	7.16	5.78	3.99	9.26	2.29	○
W	12.67	11.99	11.75	12.46	12.67	12.80	9.68	9.20	10.69	9.21	11.32	11.42	14.84	7.80	○
WNW	10.04	9.64	9.94	10.11	9.61	8.59	6.23	6.42	7.47	10.98	8.90	9.28	12.83	4.98	○
NW	6.84	6.55	7.29	8.23	7.36	5.66	3.68	3.51	3.06	3.56	5.57	7.52	10.18	0.96	○
NNW	2.32	2.09	2.56	2.24	2.41	2.26	2.71	3.13	2.49	3.46	2.57	2.43	3.58	1.55	○
CALM	5.79	4.87	4.72	5.95	6.11	6.45	6.60	6.23	6.90	6.79	6.04	5.85	7.80	4.27	○

表 6-11 棄却檢定表 (風速) (標高 70m)

檢定年：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点 (標高 70m, 地上高 10m) 2008 年 1 月～2018 年 12 月

統計年 風速 (m/s)	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	檢定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.79	4.87	4.72	5.95	6.11	6.45	6.60	6.23	6.90	6.79	6.04	5.85	7.80	4.27	○
0.5～1.4	39.84	38.53	37.31	39.13	40.87	39.27	40.79	37.24	37.29	37.71	38.81	38.51	42.15	35.47	○
1.5～2.4	29.60	28.47	30.35	28.81	28.15	29.73	30.07	31.11	29.23	30.07	29.56	30.04	31.72	27.40	○
2.5～3.4	13.84	15.18	15.22	15.79	14.06	15.21	14.84	14.97	15.68	14.57	14.92	15.76	16.42	13.42	○
3.5～4.4	7.23	7.66	7.46	6.74	6.97	6.22	5.89	6.19	6.87	6.79	6.81	6.47	8.17	5.45	○
4.5～5.4	2.25	3.42	3.35	2.35	2.50	2.22	1.49	2.52	2.49	2.41	2.50	2.30	3.82	1.19	○
5.5～6.4	1.05	1.26	1.17	0.99	0.95	0.63	0.27	1.07	1.01	0.99	0.94	0.71	1.62	0.26	○
6.5～7.4	0.31	0.41	0.33	0.18	0.28	0.21	0.03	0.49	0.40	0.41	0.31	0.21	0.63	-0.02	○
7.5～8.4	0.05	0.15	0.08	0.05	0.09	0.03	0.01	0.17	0.09	0.19	0.09	0.10	0.23	-0.05	○
8.5～9.4	0.03	0.03	0.00	0.01	0.02	0.01	0.00	0.01	0.04	0.05	0.02	0.03	0.06	-0.02	○
9.5以上	0.01	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.01	0.01	0.01	0.00	0.02	-0.01	○

表 6-12 棄却検定表 (風向) (標高 175m)

検定年：敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 2008 年 1 月～2017 年 1 月まで
 敷地内 A 点 (標高 175m, 地上高 115m) 2017 年 1 月～2018 年 12 月まで
 (%)

統計年 風向	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
														上限	
N	2.89	3.12	3.15	2.57	2.31	2.01	2.88	2.51	2.16	3.14	2.68	2.68	3.68	1.67	○
NNE	3.77	3.84	2.82	2.66	2.76	2.15	3.13	2.81	6.40	6.55	3.67	3.03	7.35	-0.02	○
NE	9.13	7.12	5.48	6.41	4.65	4.82	7.13	7.60	7.42	8.82	6.84	7.41	10.48	3.20	○
ENE	6.40	6.37	6.55	5.90	6.28	5.79	6.55	6.69	4.08	3.31	5.81	6.66	8.55	3.07	○
E	6.49	6.23	5.29	4.69	6.90	5.54	5.58	4.51	2.80	2.32	5.07	5.99	8.64	1.49	○
ESE	3.06	3.55	3.25	2.67	3.74	3.54	3.58	2.76	1.90	2.24	3.05	3.32	4.52	1.57	○
SE	2.84	3.04	3.60	2.07	3.34	2.74	2.70	1.95	2.96	2.93	2.82	2.99	4.02	1.62	○
SSE	3.77	3.81	3.17	2.85	3.39	4.26	3.31	3.43	2.62	3.44	3.42	4.28	4.54	2.29	○
S	3.84	3.92	3.00	3.29	3.07	2.89	3.06	3.63	3.37	3.70	3.37	3.83	4.27	2.48	○
SSW	5.13	5.21	5.37	4.43	3.93	3.57	4.50	5.21	8.18	7.42	5.27	5.65	8.73	1.82	○
SW	7.01	8.03	10.79	9.54	8.36	8.40	8.47	9.03	8.15	8.16	8.59	7.46	11.00	6.19	○
WSW	4.58	4.74	5.96	6.00	4.66	5.86	5.38	5.44	7.26	7.84	5.75	4.34	8.32	3.18	○
W	7.68	8.11	9.40	9.59	8.40	9.34	8.06	7.20	11.65	10.03	8.92	7.21	12.06	5.78	○
WNW	12.86	14.19	13.60	15.58	13.31	15.18	13.33	13.17	18.51	16.66	14.60	14.76	18.95	10.25	○
NW	15.83	14.00	13.57	17.17	19.01	18.30	16.79	17.80	8.33	8.49	14.98	15.14	24.12	5.84	○
NNW	3.29	3.35	3.51	3.24	4.33	3.86	3.74	5.26	2.70	3.78	3.71	3.66	5.37	2.05	○
CALM	1.44	1.39	1.48	1.35	1.55	1.74	1.82	1.01	1.53	1.15	1.45	1.60	2.02	0.87	○

表 6-13 棄却検定表 (風速) (標高 175m)

検 定 年 : 敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 2012 年 1 月 ~ 2012 年 12 月
 統計期間 : 敷地内 B 点 (標高 175m, 地上高 71m) 2008 年 1 月 ~ 2017 年 1 月まで
 敷地内 A 点 (標高 175m, 地上高 115m) 2017 年 1 月 ~ 2018 年 12 月まで
 (%)

統計年 風速(m/s)	2008	2009	2010	2011	2013	2014	2015	2016	2017	2018	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.44	1.39	1.48	1.35	1.55	1.74	1.82	1.01	1.53	1.15	1.45	1.60	2.02	0.87	○
0.5~1.4	10.99	8.87	9.64	9.20	9.36	9.87	9.16	7.18	8.43	9.16	9.20	9.22	11.52	6.87	○
1.5~2.4	15.36	14.10	14.75	13.93	13.81	12.77	13.39	11.50	10.39	11.09	13.14	13.84	17.03	9.25	○
2.5~3.4	14.91	15.12	14.79	14.98	13.65	13.10	13.96	14.16	11.72	13.56	14.01	13.48	16.51	11.50	○
3.5~4.4	12.74	13.00	12.16	12.46	12.68	11.92	11.48	12.30	12.17	13.01	12.39	12.56	13.55	11.24	○
4.5~5.4	8.91	9.83	10.28	10.89	9.82	9.77	9.69	10.55	10.64	10.76	10.10	10.28	11.56	8.64	○
5.5~6.4	7.94	7.75	7.62	8.29	7.89	8.43	8.03	8.95	10.53	9.33	8.46	8.39	10.59	6.32	○
6.5~7.4	6.67	6.47	6.30	6.58	6.70	7.08	6.39	7.58	9.30	8.85	7.17	7.07	9.70	4.65	○
7.5~8.4	5.28	5.18	5.58	5.60	5.73	6.03	5.81	6.82	7.17	6.67	5.98	5.89	7.58	4.37	○
8.5~9.4	4.19	4.74	4.59	4.57	4.76	5.01	5.02	5.77	5.89	5.74	5.02	4.23	6.40	3.63	○
9.5以上	11.55	13.55	12.81	12.15	14.06	14.28	15.25	14.19	12.24	10.68	13.10	13.43	16.48	9.71	○





図 6-1 気象観測設備配置図 (2/2)

(参考) F分布検定の計算方法について

気象データの代表性はF分布検定法を用いて評価している。F分布検定法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを X_0 、その他のものを X_1, X_2, \dots, X_n とした場合、 X_0 を除く他の n 個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n (X_i \times 1/n)$ として、標本の分散からみて X_0 と \bar{X} との差が有意ならば X_0 を棄却とする方法である。F分布検定の計算方法を以下に示す。

- (1) 風向別、風速階級別で年単位に出現回数を求める。
- (2) (1) のデータを基に、次の計算をする。

[平均値]
$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n (X_i \times 1/n)$$

[分散]
$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

[標準偏差]
$$S = \sqrt{\sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n}$$

[F値]
$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot s^2}$$

[棄却限界値]
$$X_0 = \bar{X} \pm S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F_{n-1}^1(\alpha)}$$

(全統計年の標準偏差に判断の誤りの偏差で重みづけした値)

X_i : 年別出現回数

n : 統計年数

X_0 : 検定年の出現回数

$F_{n-1}^1(\alpha)$: 有意水準(危険率) α に対するF値

有意水準(危険率) α : 5%

(棄却限界値を超え異常と判断した時に、その判断が誤っている確率)

$n=10$ の場合 $F_{n-1}^1(0.05) = 5.12$

- (3) F_0 と $F_{n-1}^1(\alpha)$ を比較し検定する。

$F_0 \geq F_{n-1}^1(\alpha)$ なら異常年として棄却し、 $F_0 < F_{n-1}^1(\alpha)$ なら採択する。なお、 $F_0 < F_{n-1}^1(\alpha)$ は $\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F_{n-1}^1(\alpha)} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F_{n-1}^1(\alpha)}$ と同義である。

7. 線量評価に用いる大気拡散の評価について

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順番に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、建屋放出時の着目方位は、図 7-1 から図 7-12 に示す通り、建屋による広がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。

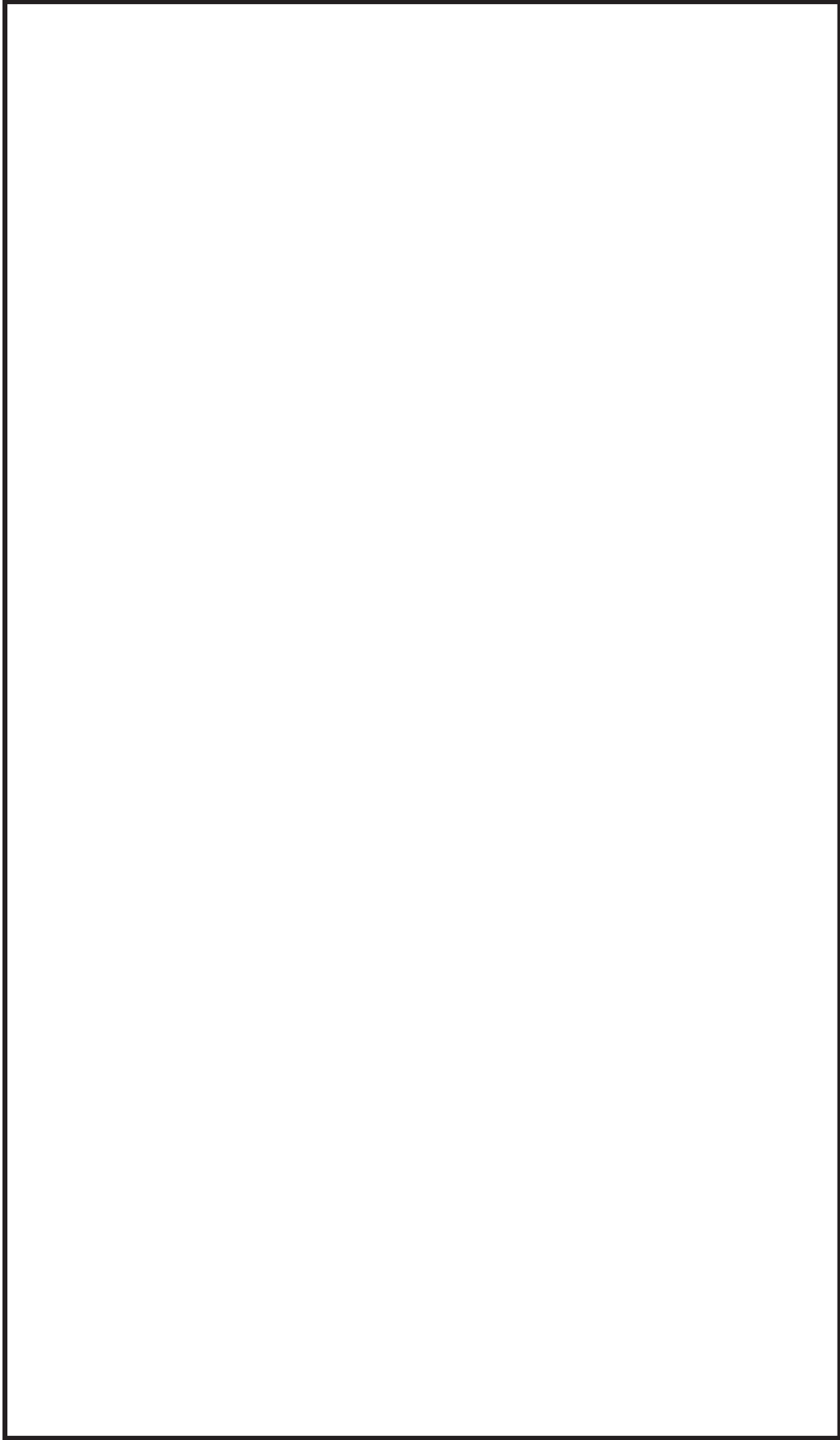


図7-1 冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

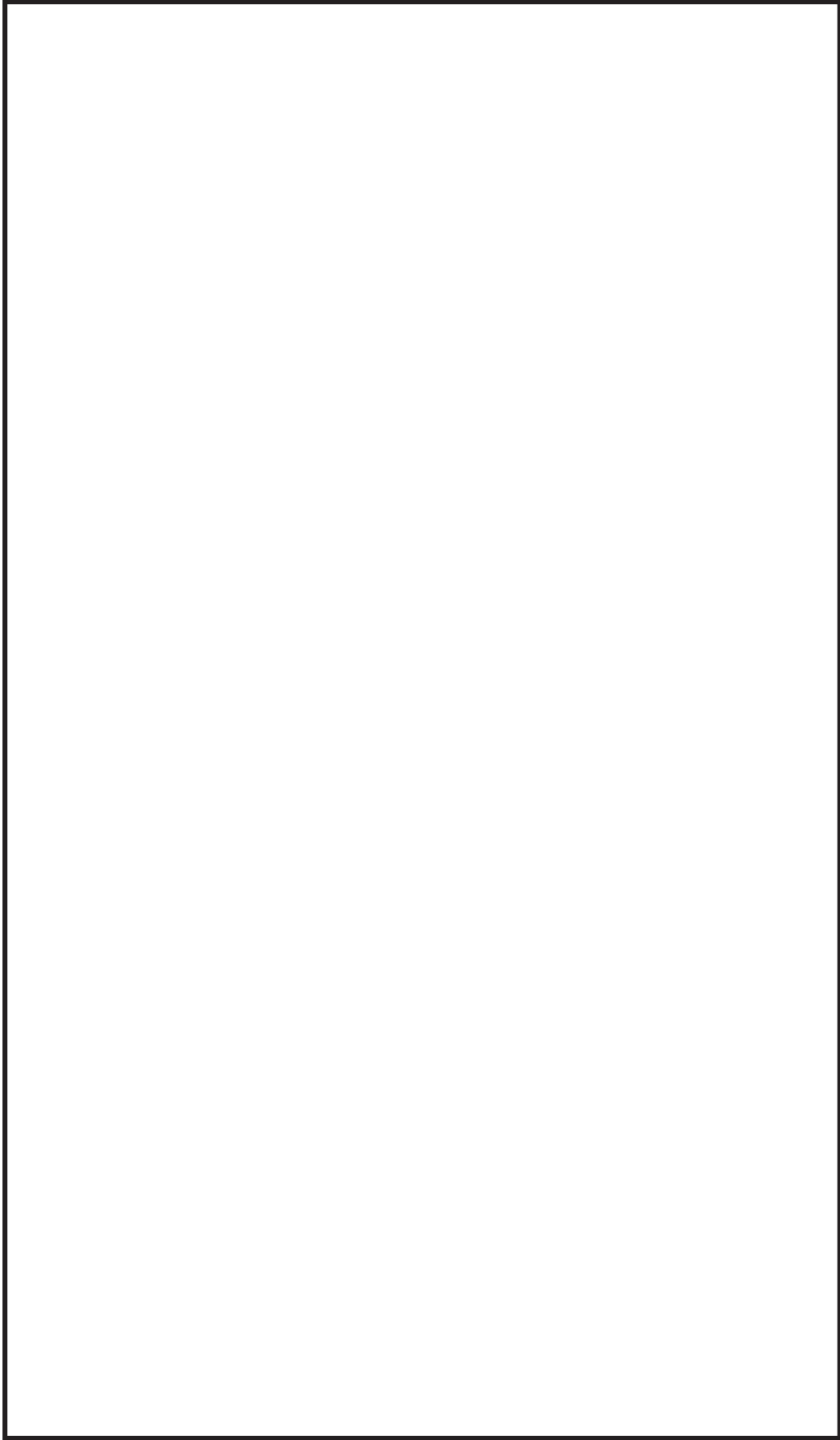


図7-2 冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

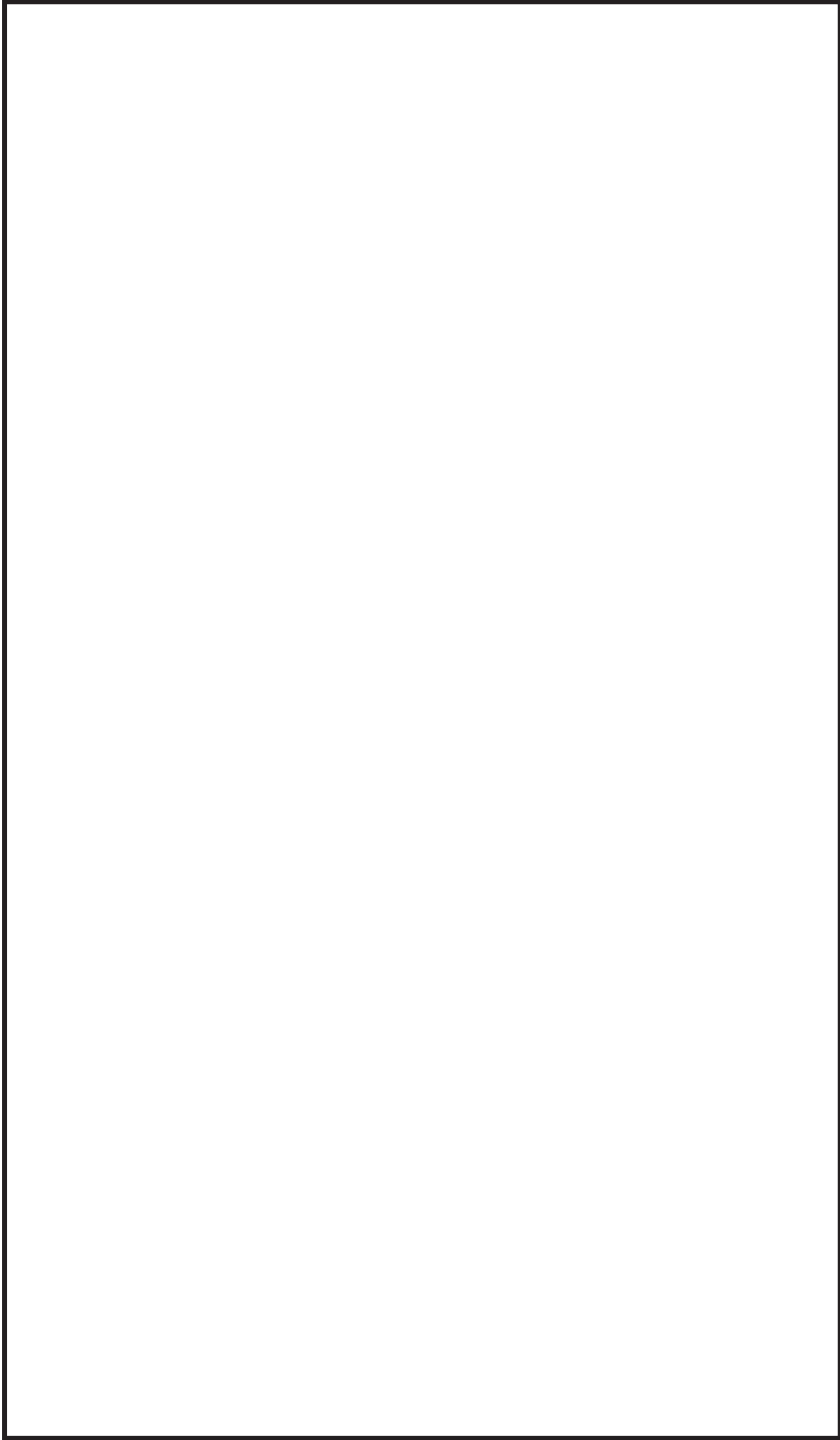


図7-3 冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

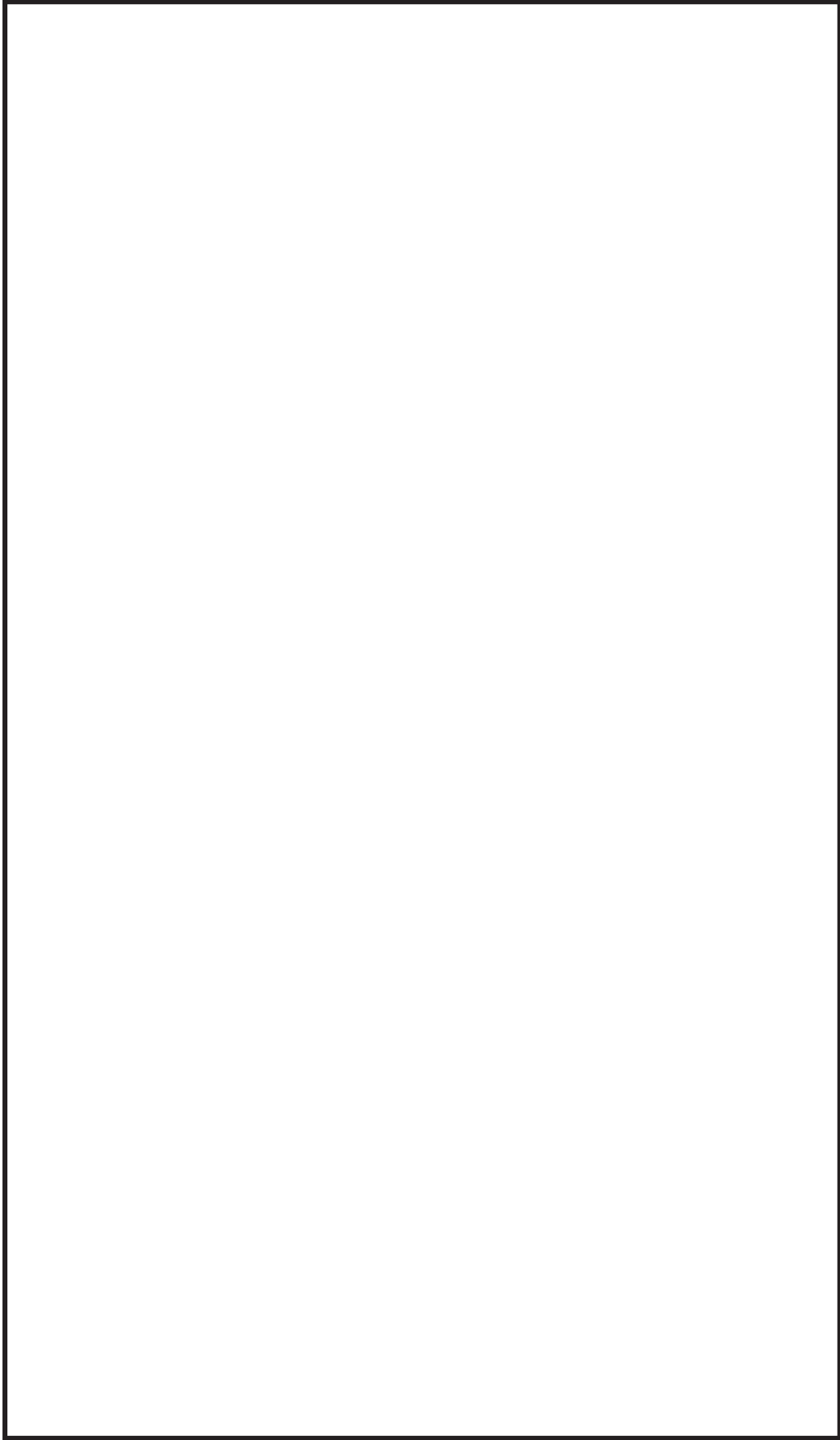


図7-4 冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

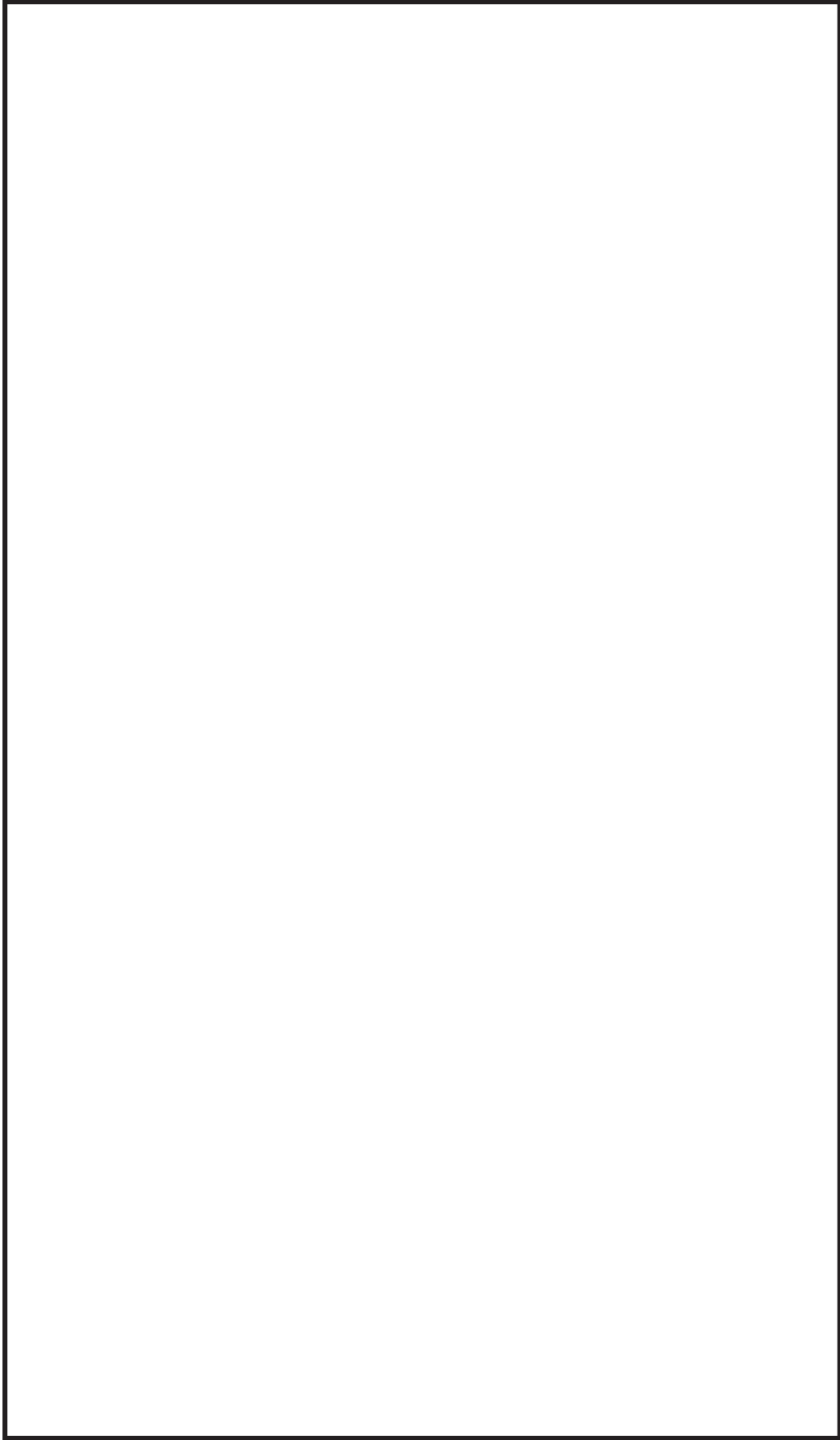


図 7-5 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

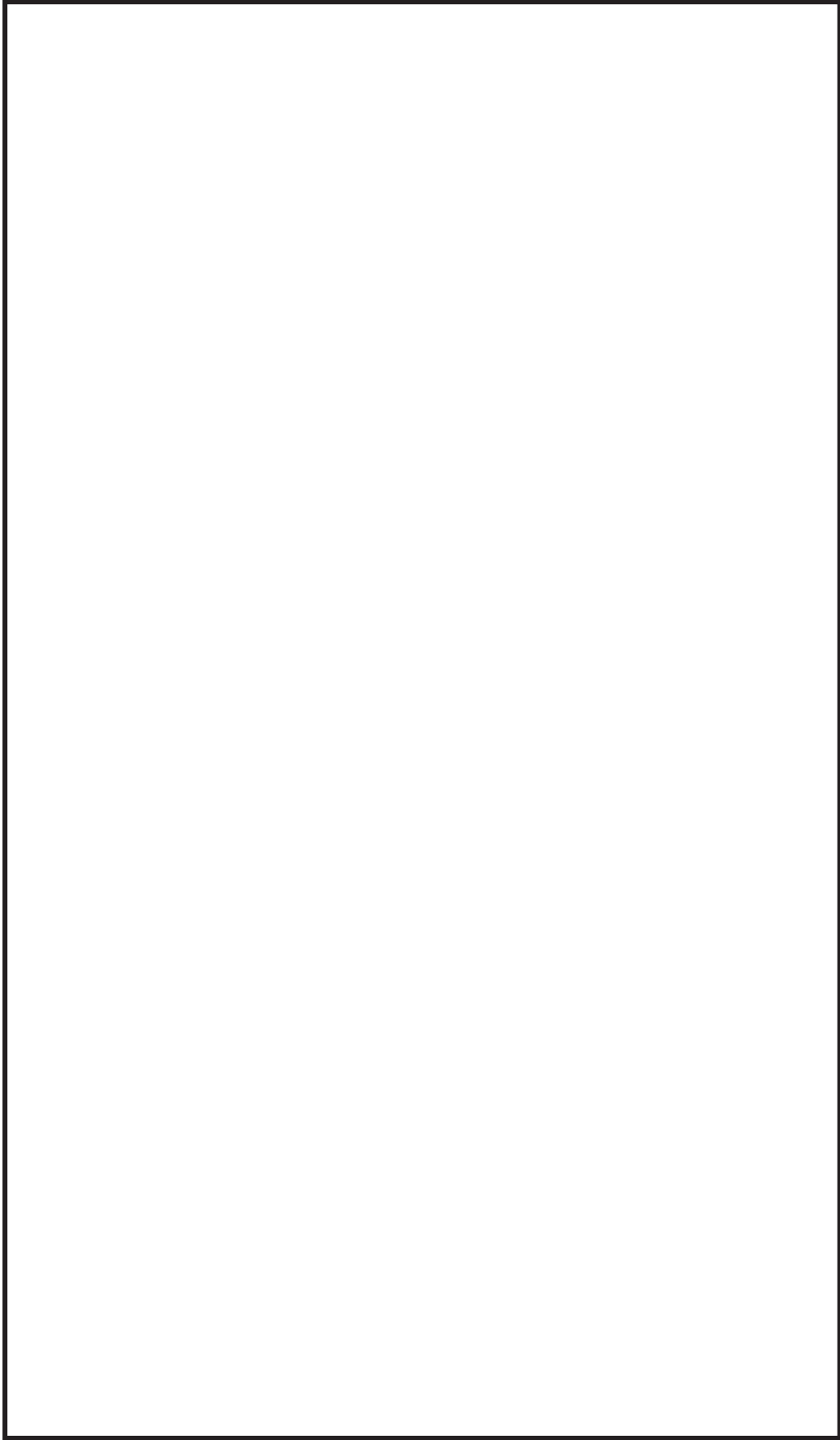


図 7-6 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

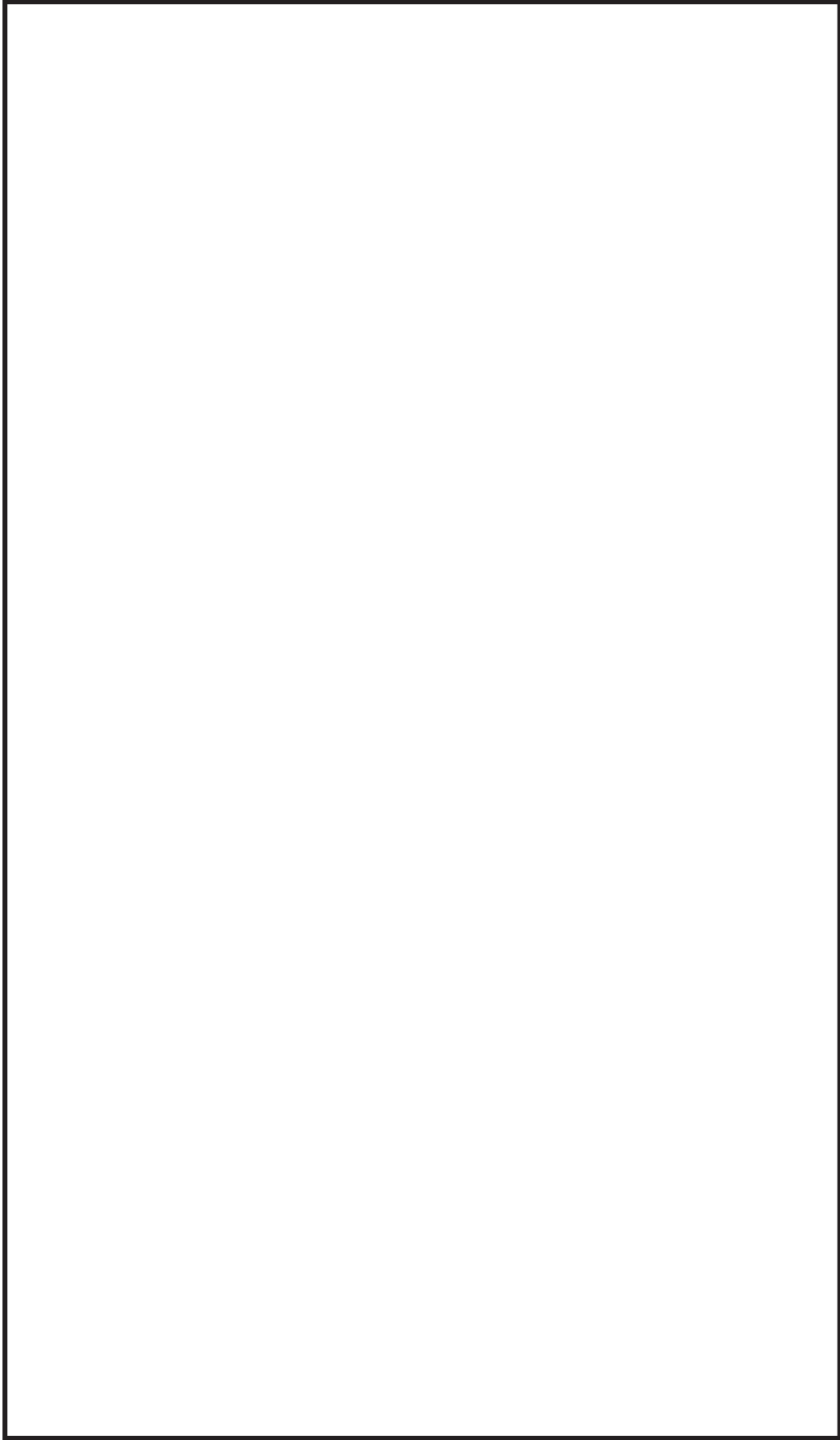


図 7-7 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

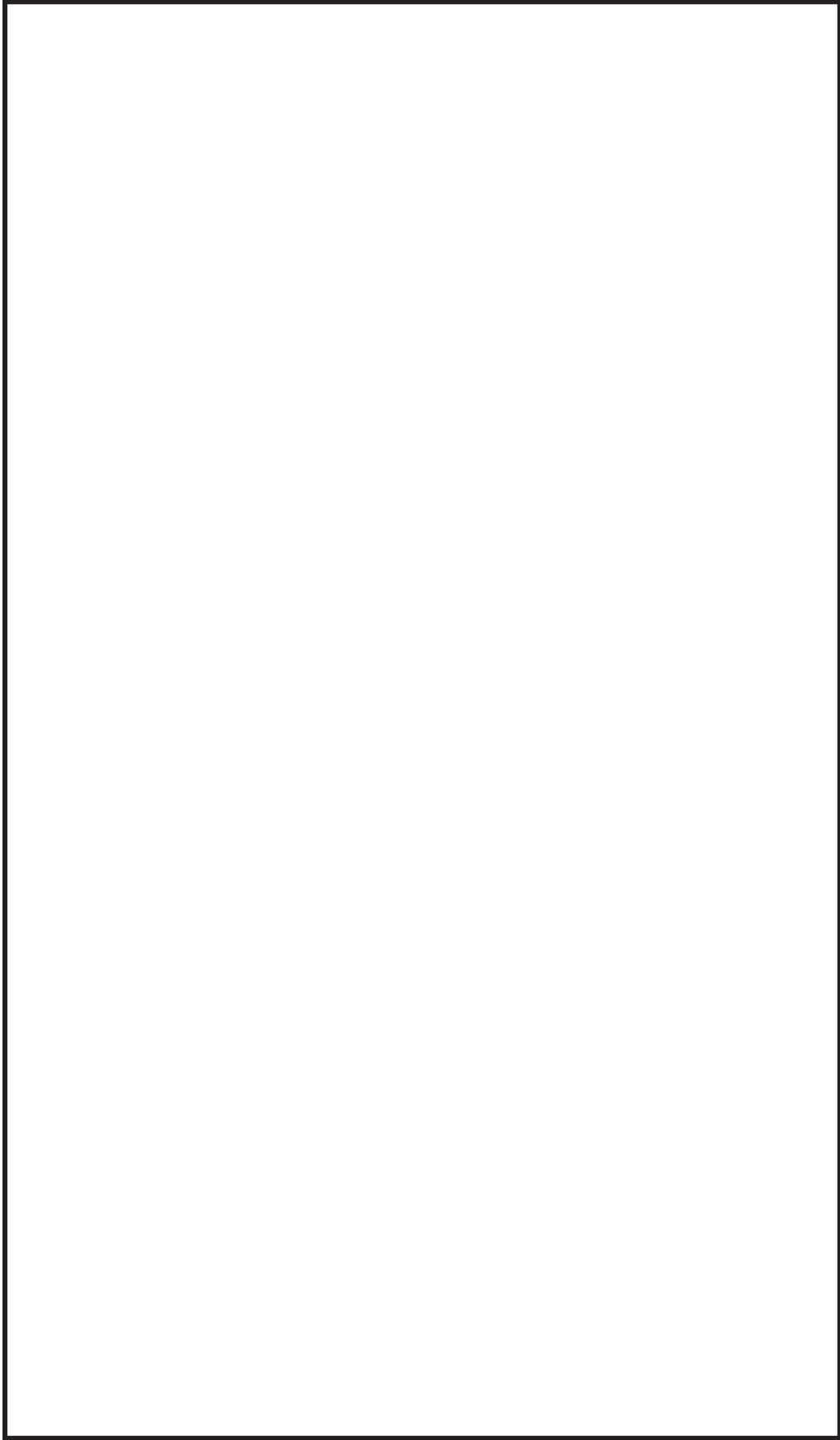


図 7-8 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

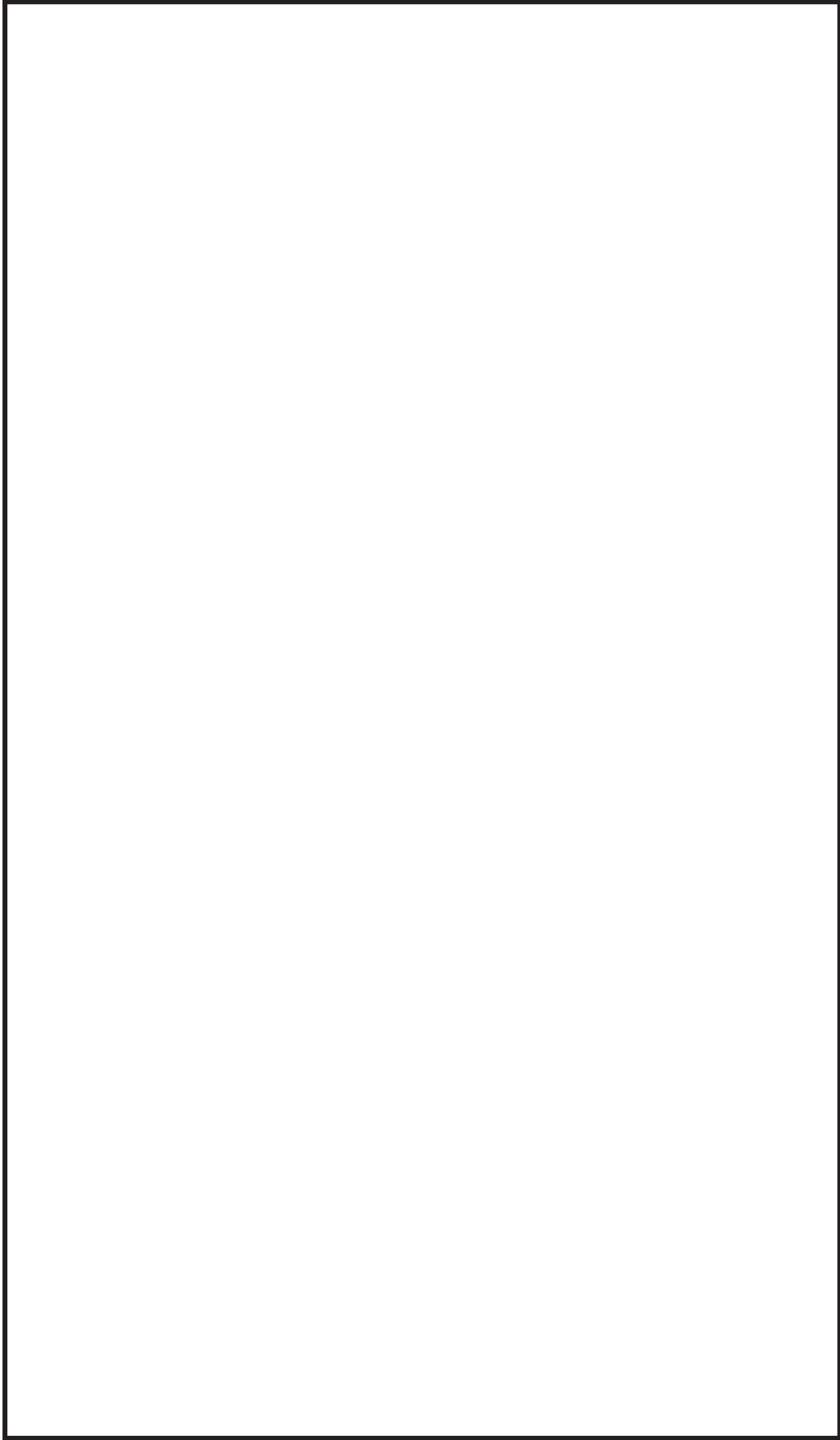


図 7-9 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

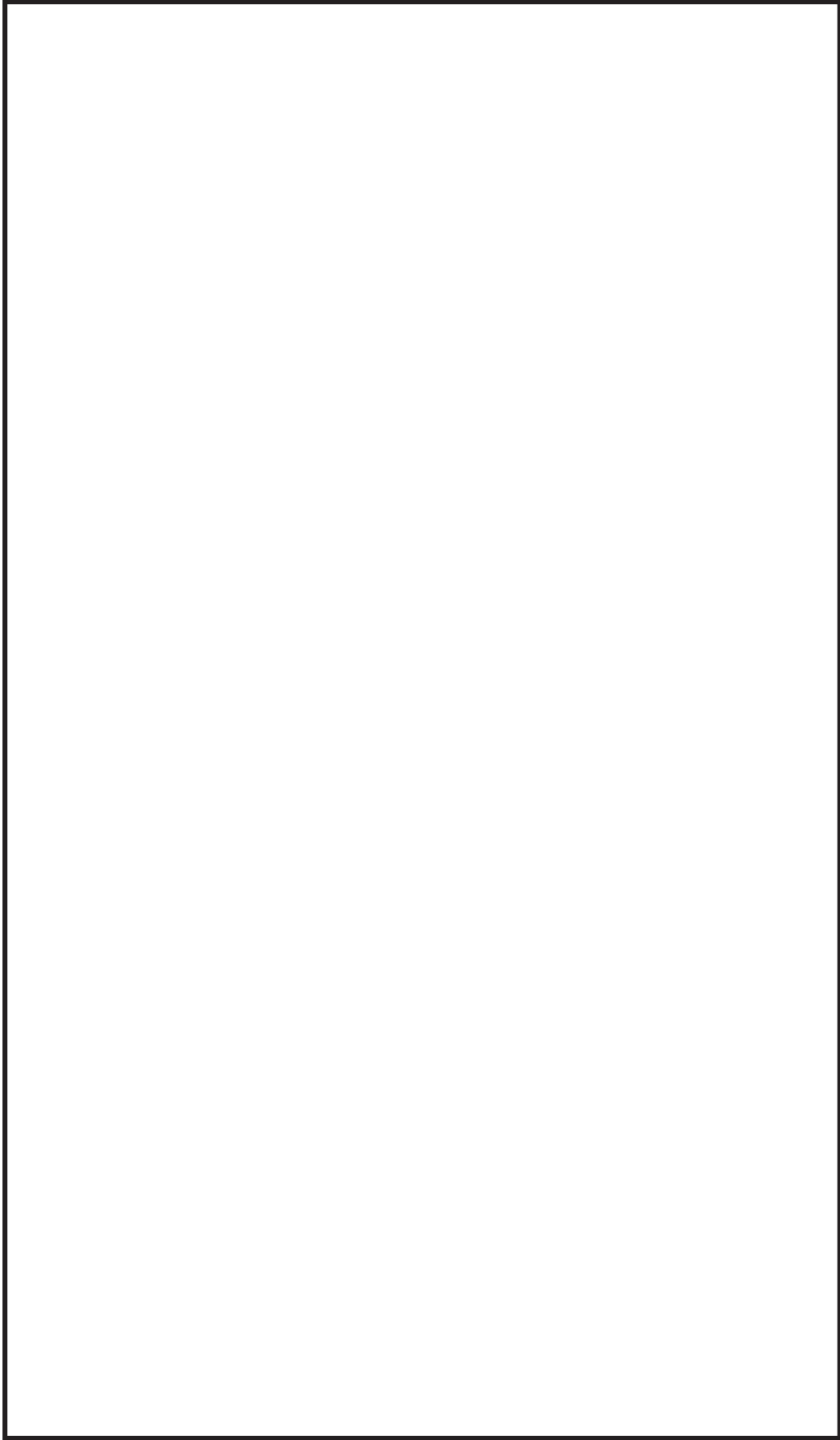


図 7-10 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

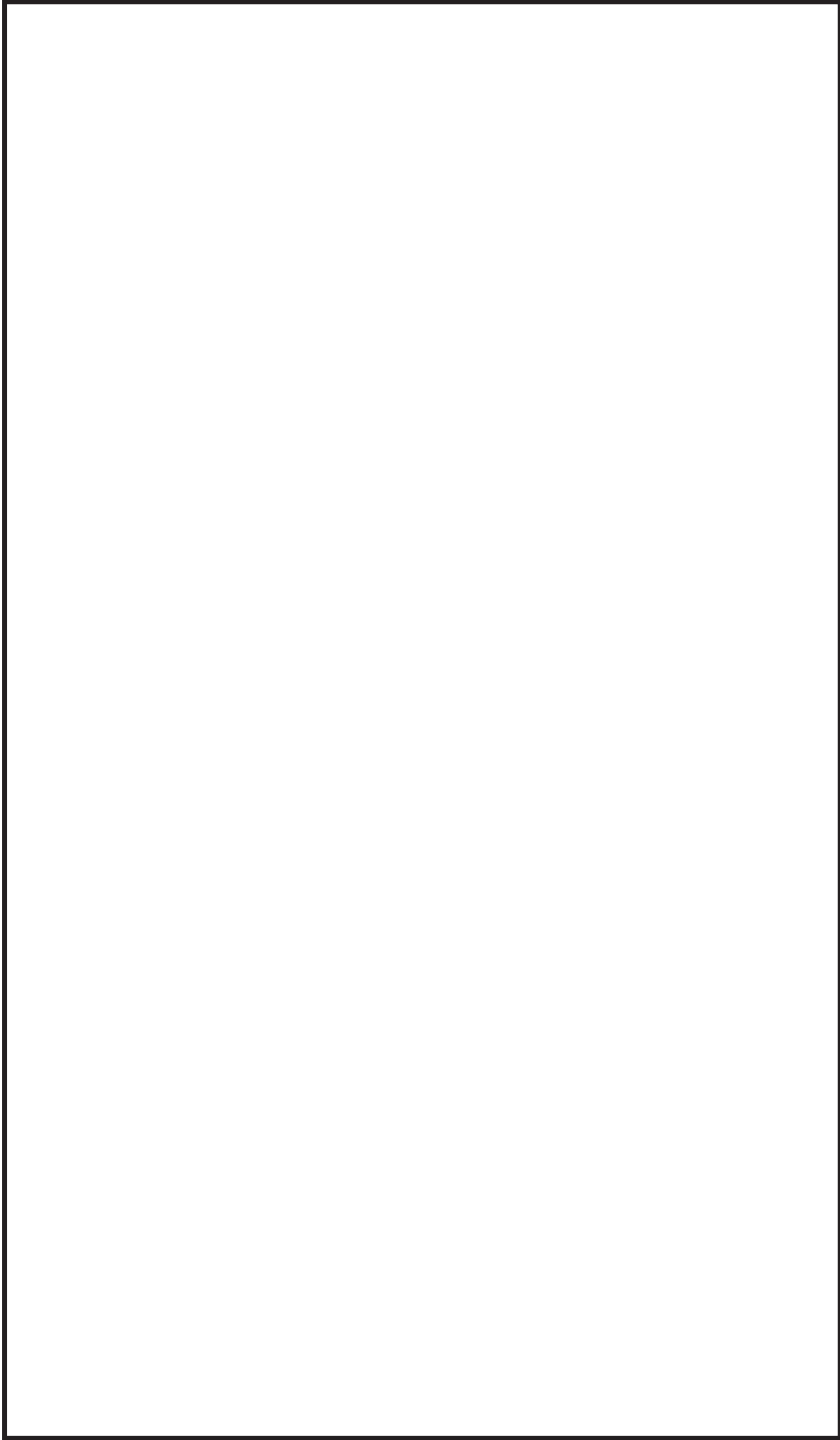


図 7-11 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

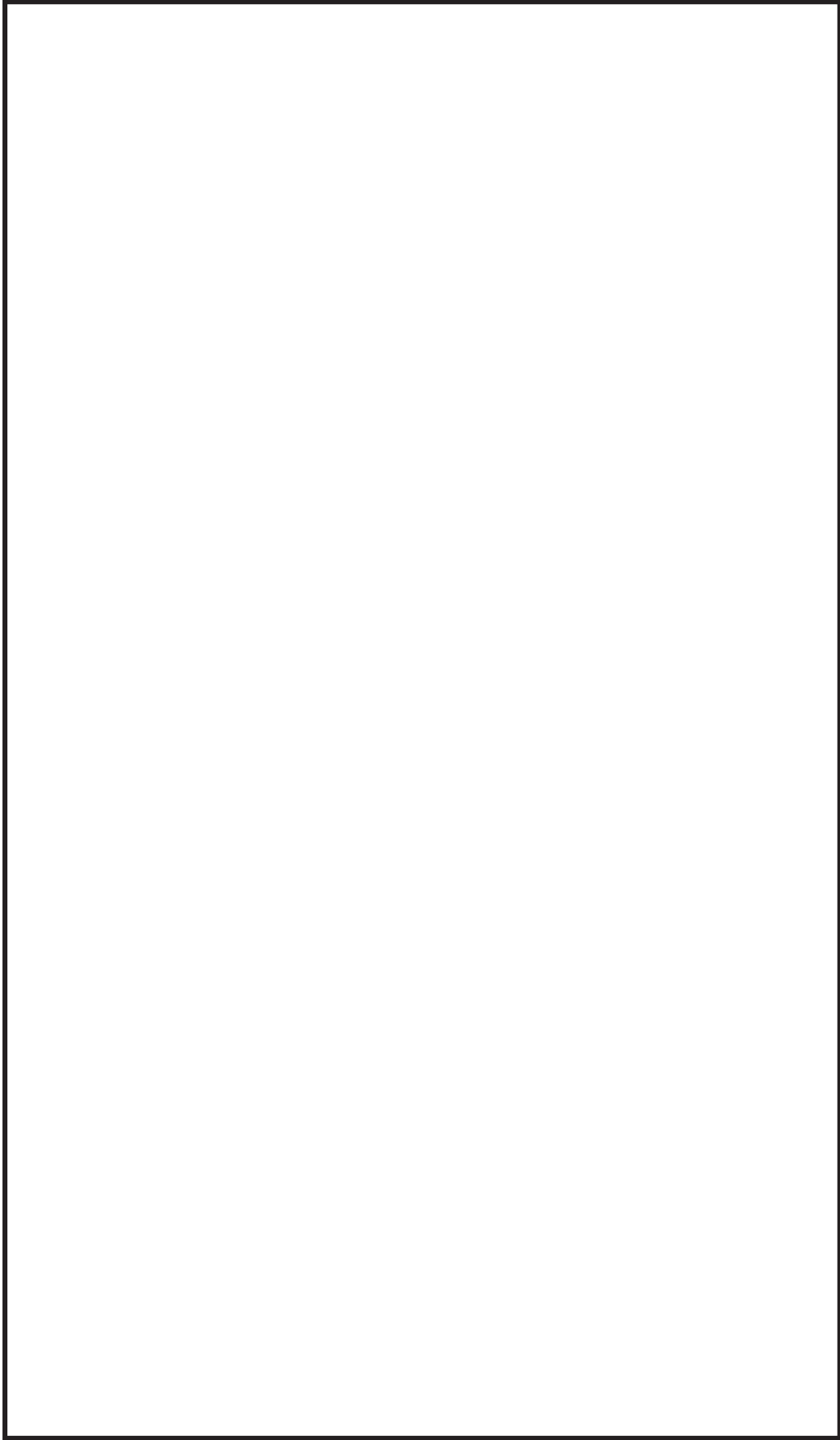


図 7-12 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

8. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について

(1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり、平常時の直交替である5直3交替を考慮した。直交替サイクルを表8-1に、評価期間30日間の直交替スケジュールを表8-2に示す。

表8-1 直交替サイクル

勤務	中央制御室の滞在時間	
1直	21時30分～9時00分	11時間30分
2直	8時40分～17時20分	8時間40分
3直	16時30分～21時50分	5時間20分
2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分

表8-2 直交替スケジュール

	日勤																														入退域回数
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
A班	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
B班	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30		
C班	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30			
D班	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
E班	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30		
滞在時間																															200:40
入退域回数																															40回
																															178:50
																															36回
																															122:10
																															24回
																															100:20
																															20回
																															150:30
																															30回

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

30日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると，A班の

中央制御室滞在時間：200時間40分（1直8回+2直4回+3直4回+2・3直4回）

が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のよう求める。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 12040m / (24h \times 60m \times 30日) \approx 0.27870$$

(2) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は，出入管理所及び制御建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め，その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は，入退域（片道）に必要な時間を，周辺監視区域境界から出入管理所までの移動については出入管理所を代表評価点とし7分間の滞在，出入管理所から中央制御室までは制御建屋出入口を代表評価点とし5分間の滞在，合計12分とし以下のように求める。

$$\text{入退域の時間割合} = 12\text{m} \times 40 \text{ 回} / (24\text{h} \times 60\text{m} \times 30 \text{ 日}) \approx 0.01111$$

9. 内規との適合性について

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含される場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p>	<p>3.1(1) →内規のとおり</p> <p>3.1(1)a) 女川発電所2号炉はBWR型原子炉施設であることから，原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2 →内規のとおり</p> <p>3.2(1)a) 1) 建屋内の放射性物質からのスカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 	<p>3. 2(1) a) 2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(1) a) 3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3. 2(1) b) 4) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>(2) 評価の手順</p> <p>評価の手順を図 3.2 に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布</p> <p>想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4. 大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5. 大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <p>1) 前項 c) の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p>	<p>3.2(1) b) 5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(2) a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2) b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2) c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2) d) 1) 前項 c) の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2) d) 2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <p>1) 前項 c) の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」）</p> <p>2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</p> <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順の a) から c) までのうち、b) は他の評価と並列に進めてもよい。また d) 及び e) は、並列に進めてもよい。</p> <p>3.3 判断基準 「3.1 想定事故」に対して、「3.2 評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <p>- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSv を超えない¹⁾</p> <p>1) 【解説 3.2】。</p>	<p>3.2(2) d) 3) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2) e) 1) 前項 c) の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2) e) 2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2) f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2) g) 評価手順の a) から c) までのうち、b) は他の評価と並列に進めている。また d) 及び e) は、並列に進めている。</p> <p>3.3 →内規のとおり</p> <p>「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSv を超えない」ことを満足していることを確認している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>→図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。</p>	<p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

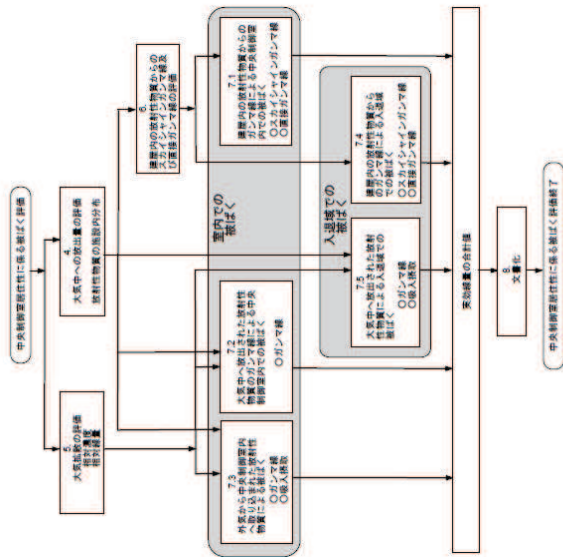
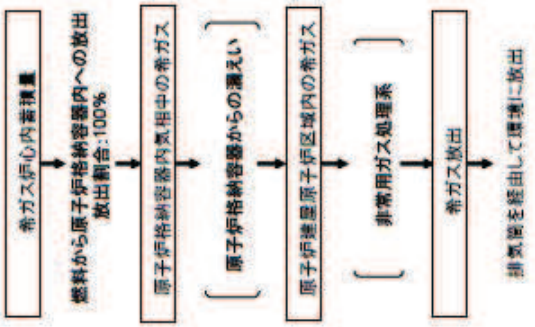


図 3.2 評価の手順

→図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR 型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとす【解 説 4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.1, よう素は図 4.2 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%, よう素 50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとす。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。</p> <p>e) サンプルシヨンプル水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 とす。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。</p>	<p>4.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2) a) 希ガスは図 4.1, よう素は図 4.2 に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(2) b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%, よう素 50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2) c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2) d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2) e) サンプルシヨンプル水のプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 として評価している。有機よう素</p>

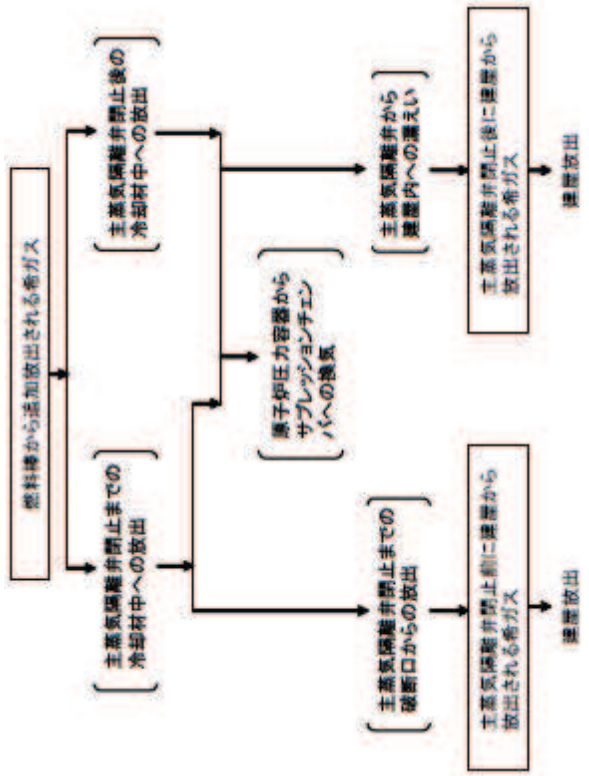
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>f) 希ガス及びヒ素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説 4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50% が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は 50% と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>及び希ガスは、この効果を見無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2) f) 希ガス及びヒ素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率一定として評価している。</p> <p>4.1.1(2) g) 原子炉建屋原子炉棟の非常用ガス処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋原子炉棟における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2) h) 非常用炉心冷却系によりサプレッションチェンバのプール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2) i) 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋原子炉棟内の非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
	<p>→図 4.1 の放出経路で希ガスを評価している。</p>
<p>図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路 (BWR 型原子炉施設)</p>	

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路(BWR 型原子炉施設)</p>	<p>→図 4.2 の放出経路でよう素を評価している。</p> <p>4.1.2 →内規のとおり</p> <p>4.1.2 (1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容</p>
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端</p>	<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができ、ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.3、ハロゲン等は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。</p>	<p>器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4. 1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉すると評価している。</p> <p>4. 1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4. 1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4. 1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるとして評価している。</p> <p>4. 1.2(7) a) 希ガスは図 4.3、ハロゲン等は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4. 1.2(7) b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とし、評価している。</p> <p>4. 1.2(7) c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の 2 倍の放出量として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例する。追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p>	<p>4.1.2(7) d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p>
<p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p>	<p>4.1.2(7) e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p>
<p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリアーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p>	<p>4.1.2(7) f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素として評価している。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリアーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。</p>
<p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になる。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>	<p>4.1.2(7) g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。</p>
<p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p>	<p>4.1.2(7) h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとし、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。</p>

<p>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）</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>4.1.2(7) i) 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するものとして評価している。</p>
	<p>→図 4.3 の放出経路で希ガスを評価している。</p>
<p>図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路 (BWR 型原子炉施設)</p>	

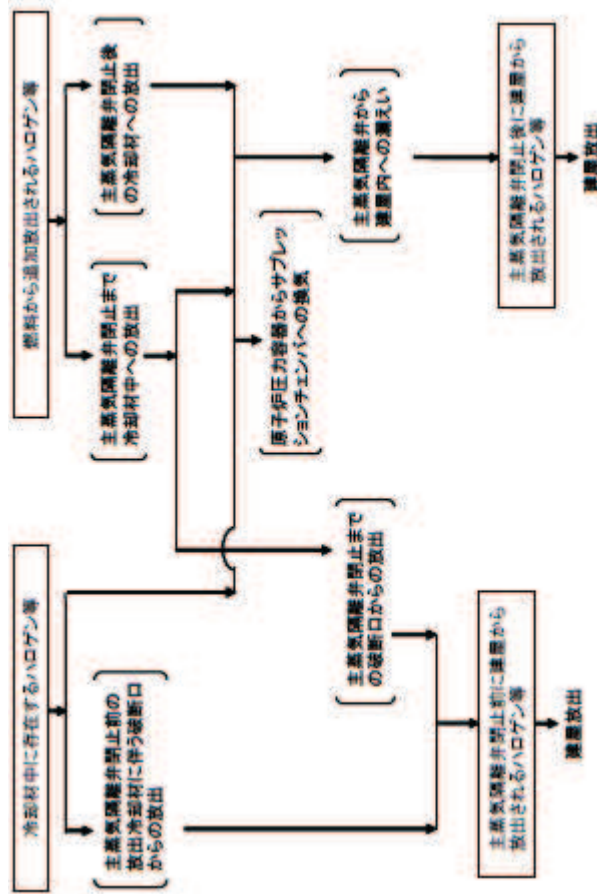


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路(BWR 型原子炉施設)

→図 4.4 の放出経路でハロゲン等を評価している。

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じたて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル^(参3)を適用して計算する。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>5.1.1 →内規のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用している。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失は建屋の影響を受けないため、</p> <p>5.1.1(1)に示された方法で評価している。なお、主蒸気管破断は建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p> <p>5.1.1(1)a)1) ガウスプルームモデルの空気中濃度は、示されたガウスプルームモデルにて評価している。</p>
--	---

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{y}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right] \dots\dots\dots (5.1)$ </p> <p> $\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s) z : 評価点の高さ (m) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) σ_y : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) </p>	<p> 拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。 2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。 </p> $\exp\left(-\lambda \frac{y}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p> b) σ_y 及び σ_z は、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。 c) 気象データ 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データ </p>
<p>5.1.1(1)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(1)b) 5.1.3 項に示された方法で評価している。</p> <p>5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象データを拡散式に用いて評価している。</p>	<p>5.1.1(1)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(1)b) 5.1.3 項に示された方法で評価している。</p> <p>5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象データを拡散式に用いて評価している。</p>

<p>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） が得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ σ_{y0}, σ_{z0} を加算した総合的な拡散パラメータ Σ_y, Σ_z を適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a)1) 建屋の影響を受ける場合には、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>
--	---

$$\lambda(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_{x'} \sum_{y'} U} \exp\left(-\lambda \frac{y}{U}\right) \exp\left[-\frac{y^2}{2\sum_{y'}^2}\right] \times \left[\exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right] \right] \dots \dots \dots (5.3)$$

$$\sum_{x'}^2 = \sigma_{x,0}^2 + \sigma_x^2, \quad \sum_{y'}^2 = \sigma_{y,0}^2 + \sigma_y^2$$

$$\sigma_{x,0}^2 = \sigma_{y,0}^2 = \frac{cA}{\pi}$$

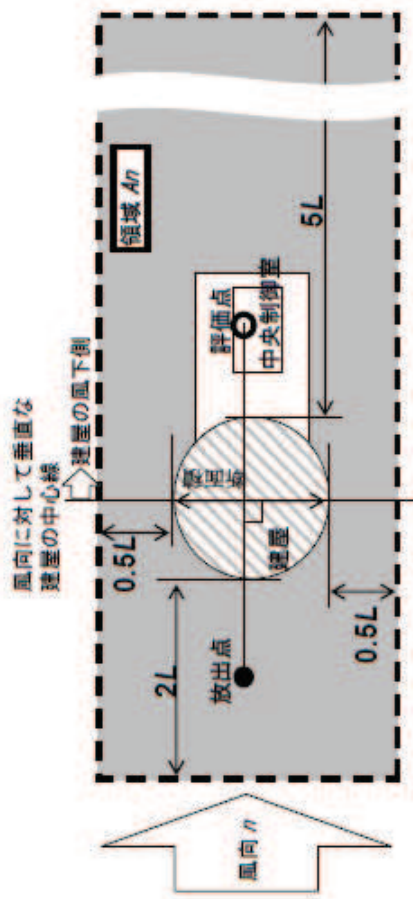
- | | | |
|--------------------|-------------------------|----------------------|
| $\lambda(x, y, z)$ | : 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 | (Bq/m ³) |
| Q | : 放射性物質の放出率 | (Bq/s) |
| U | : 放出源を代表する風速 | (m/s) |
| λ | : 放射性物質の積算定数 | (1/s) |
| z | : 評価点の高さ | (m) |
| H | : 放射性物質の放出源の高さ | (m) |
| \sum_y | : 建屋の影響を加算した | (m) |
| $\sum_{x'}$ | 濃度のy'方向の拡がりのパラメータ | (m) |
| | : 建屋の影響を加算した | (m) |
| σ_y | 濃度のz方向の拡がりのパラメータ | (m) |
| σ_z | 濃度のy方向の拡がりのパラメータ | (m) |
| σ_{y0} | 濃度のz方向の拡がりのパラメータ | (m) |
| | : 建屋による巻込み現象による | (m) |
| σ_{z0} | y方向の初期拡散パラメータ | (m) |
| | : 建屋による巻込み現象による | (m) |
| A | z方向の初期拡散パラメータ | (m ²) |
| c | : 建屋などの風向方向の投影面積 | (-) |
| | : 形状係数 | (-) |

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p>	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p>
<p>b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として $1/2$ を用いる。これは、Gifford により示された範囲 ($1/2 < c < 2$) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p>	<p>5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、$1/2$ を用いている。</p>
<p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は σ_{y0}, σ_{z0} が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、$\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}, σ_{z0} の値を適用してもよい。</p>	<p>5.1.1(2)c) $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ とした計算は行っていない。</p>
<p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p>	<p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）で評価している。</p>
<p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p>	<p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従って評価している。</p>
<p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」</p>	<p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>の(1), a)の放出源の条件に応じて，原子炉施設周辺の濃度を，次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には，評価点高さを放出源高さとして（$z=H$, $H>0$），(5.4)式で濃度を求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_i U_i} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_i z_i^2}\right) \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_i z_i^2}\right\} \right] \dots\dots (5.4)$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) \sum_i : 建屋の影響を加算した 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_i : 建屋の影響を加算した 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には，地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため，右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば，無視してよい【解説5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0$, $H=0$），地上面の濃度を適用し</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて，原子炉施設周辺の濃度を，次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には，評価点高さを放出源高さとして（$z=H$, $H>0$），(5.4)式で濃度を評価している。</p> <p>5.1.1(3)b)2) 右辺の指数減衰項は無視せずに，示された評価式に基づき計算している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0$, $H=0$），地上面の濃度を適用して，(5.5)式で評価している。</p>
---	---

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>て、(5.5) 式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_x \sum_y U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p> $\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) \sum_x : 建屋の影響を加算した濃度のx方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_y : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) </p>	<p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場合所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p>
<p>5.1.2 →内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 主蒸気管破断時の中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。なお、原子炉冷却材喪失については、放出点高さが建屋高さの2.5倍以上のため、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を実施している。</p>	

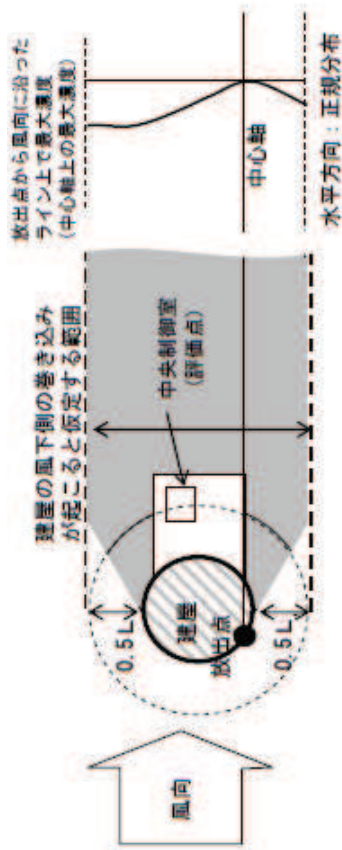
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <p>ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>	

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>風向に対して垂直な 建屋の中心線</p>  <p>風向 θ</p> <p>放出点</p> <p>2L</p> <p>0.5L</p> <p>建屋</p> <p>評価点</p> <p>中央制御室</p> <p>0.5L</p> <p>5L</p> <p>領域 A_0</p> <p>建屋の風下側</p> <p>注-1. 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</p> <p>図 5.1 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)</p> <p>b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。</p>	<p>5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。</p>

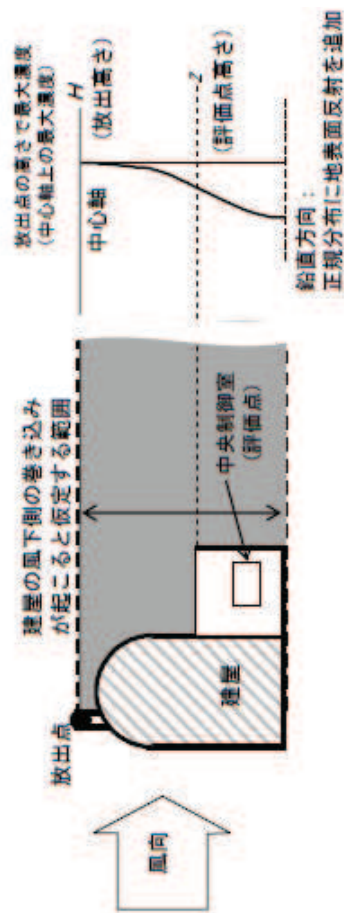
<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <pre> graph TD A{放出点高さが 周辺建物の2.5倍以上か?} -- Yes --> B[建物影響なし] A -- No --> C[放出点と評価点を結んだ直線と平行で 放出点を風上とした風向かを決定] C --> D[巻き込みを生じる代表建物及び 図5.1の領域の範囲を決定] D --> E{風向について放出点が 図5.1の領域の範囲内に 存在するか?} E -- No --> B E -- Yes --> F{評価点が風向について 建物の風下側にあるか?} F -- Yes --> G[建物影響あり] F -- No --> B G --> H[終了] B --> H </pre>
--	--

図 5.2 建物影響の有無の判断手順

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方</p> <p>a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、プルーフは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。</p> <p>このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。</p> <p>b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中の濃度分布は正規分布と仮定する。</p> <p>建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図5.3)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。</p> <p>5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中の濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>
---	--



(a) 水平方向



(b) 鉛直方向

図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <p>1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</p> <p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説 5.6】。</p> <p>3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表 5.1 に示されているとおり、原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい方で代表している。</p>
--	--

表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例

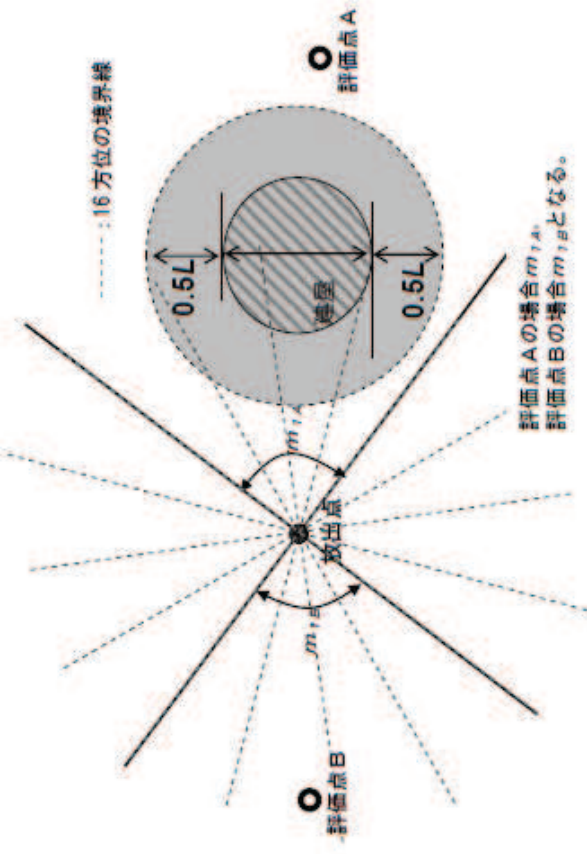
原子炉施設	想定事故	建屋の種類
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)
	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
PWR 型原子炉施設	蒸気発生器伝熱管 破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <p>1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定</p> <p>中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。</p> <p>2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。</p> <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、中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</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、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p>	<p>5. 1. 2 (3) b) 1) 事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に少量外気取入を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。</p> <p>5. 1. 2 (3) b) 2) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提としているため、給気口が設置されている制御建屋の表面の濃度を評価している。</p> <p>5. 1. 2 (3) b) 3) 外気を取入れるため、給気口が設置されている制御建屋の表面を評価点としている。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma y=0$ 及び $\sigma z=0$ として、σy_0, σz_0 の値を適用してもよい。</p> <p>c) 着目方位</p> <p>1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説 5.7】。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>
---	--

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
	<p>全 16 方位について次の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。</p>
<p>図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位</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 	<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>うな範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。</p> <p>放出点が建屋に接近し、0.5L の拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内 部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
--	------------------------------



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

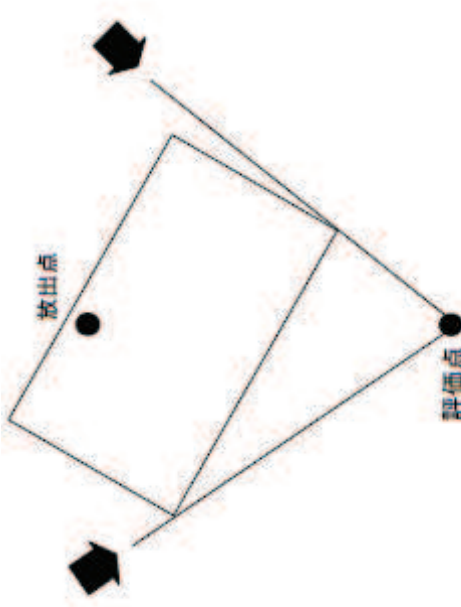
iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図 5.6 に示す方法を用いることができる。

評価点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内
部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対

<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>
<p>象となる【解説 5.8】。</p>	<div data-bbox="438 1176 1029 1960" data-label="Diagram"> </div> <p>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小さい方</p> <p>図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位m_0の選定方法(水平断面での位置関係)</p> <p>図 5.5 及び図 5.6 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同一要領で評価対象の方位を決定すること</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） とができる【解説 5.9】。 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を，図 5.7 に示す。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
---	------------------------------

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<pre> graph TD A[建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)] --> B[5.1.2 (3)c)1) i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択] B --> C[5.1.2 (3)c)1) 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)] B --> D[5.1.2 (3)c)1) 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)] C --> E[I~IIIの重なる方位を選定] D --> E E --> F[方位選定終了] </pre>	<p>→図 5.7 のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順にしたがって，建屋の巻き込み評価をしている。</p> <p>5.1.2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から，原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p>
<p>2) 具体的には，図 5.8 のとおり，当該建屋表面において定めた評価点から，原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して，気象評価上の方位とのずれによって，評価すべき方位の数が増加することが考えられるが，この場合，幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。</p>	<p>図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div style="text-align: center;">  <p>放出点</p> <p>評価点</p> </div> <p style="text-align: center;">図 5.8 評価対象方位の設定</p>	<p>d) 建屋投影面積</p> <p>1) 図 5.9 に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説 5.11】。</p>
<p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p>	

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 建屋の影響がある場合は複数の風向を対象に計算する必要がある。ただし、対象となる複数の風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。すべての方位の方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説 5.12】。</p>	<p>5.1.2(3)d)2) すべての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋又はタービン建屋の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉建屋又はタービン建屋の最小投影面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p>	<p>5.1.2(4) → 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメ</p>

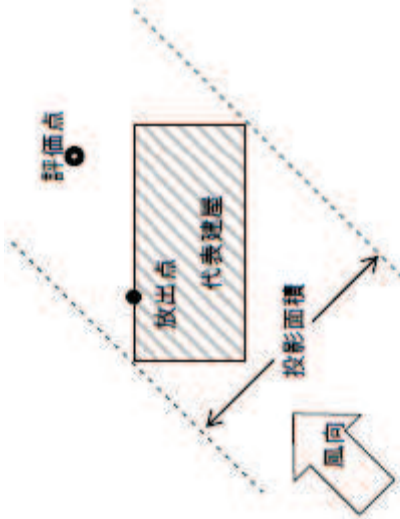


図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定</p> <p>建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータはσ_y及びσ_zのみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位</p> <p>建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータσ_y、σ_z</p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする（参³⁾。</p>	<p>一タはσ_y及びσ_zのみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、1)のとおり、外気取入口の設置されている点を評価点とし、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算している。</p> <p>5.1.3 →内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求められている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

$$\log \sigma_y = \log \sigma_1 + (a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2) \log x \quad (5.6)$$

$$\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad (5.7)$$

- x : 風下距離 (km)
- σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)
- $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

a) 角度因子 θ は、 $\theta (0.1\text{km}) / \theta (100\text{km}) = 2$ とし、図 5.10 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。 $\theta (0.1\text{km})$ の値を表 5.2 に示す。

b) (5.6)式の σ_1 , a_1 , a_2 , a_3 の値を、表 5.3 に示す。

表 5.2 $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10

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

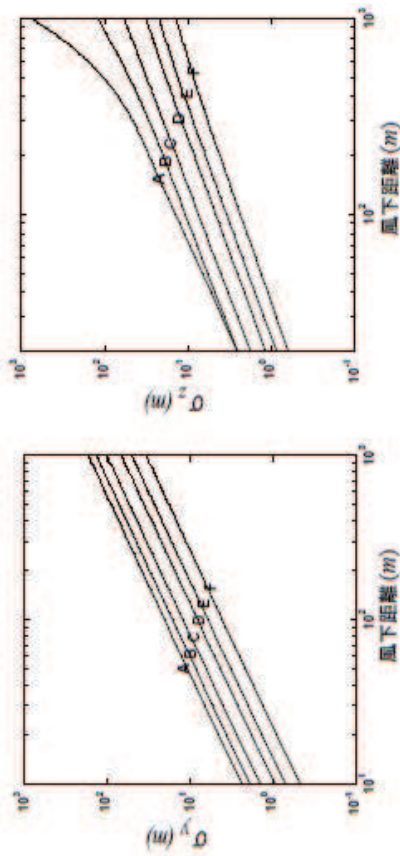
(a) 風下距離が $0.2km$ 未満
(a_2, a_3 は 0 とする)

大気安定度	σ_1	a_1
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

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

(b) 風下距離が $0.2km$ 以上

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0



(a)y方向の拡がりのパラメータ(σ_y) (b)z方向の拡がりのパラメータ(σ_z)

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

図 5.10 は, Pasquill-Meade の, いわゆる鉛直 1/10 濃度幅 h の図及び水平 1/10 濃度幅を見込む角 θ の記述にほぼ忠実に従って作成したもので, 中央制御室の計算に適用できる。

h 及び θ は, 次のとおりである (参 3)。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $h = 2.15\sigma_x \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2} \theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_x}{x} \dots\dots\dots (5.9)$ </p> <p> h : 濃度が1/10になる高さ (m) θ : 角度因子 (deg) x : 風下距離 (m) </p> <p>5.2 相対濃度 (α/Q)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方</p> <p>事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という）をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする【解説5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 α/Q は、(5.10)式^(参3)によって計算する【解説5.13】。</p>	<p>5.2.1 →内規のとおり</p> <p>5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。）をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度として評価している。</p> <p>5.2.2 →内規のとおり</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 α/Q は、(5.10)式によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $X/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^n (X/Q)_i \delta_i^d \quad (5.10)$ </p> <p> X/Q T $(X/Q)_i$ δ_i^d </p> <p> :実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3) :実効放出継続時間 (h) :時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m^3) :時刻<i>i</i>で、風向が評価対象<i>d</i>の場合 $\delta_i^d = 1$:時刻<i>i</i>で、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$ </p> <p> a) この場合、$(X/Q)_i$ は、時刻 <i>i</i> における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。 b) 風洞実験の結果等によって $(X/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。 </p> <p> (2) $(X/Q)_i$ の計算式 </p> <p> a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の 1) 及び 2) のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。 </p> <p> 1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(X/Q)_i$ の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(参)によって計算する。 </p>	<p> 5.2.2(1)a) $(X/Q)_i$ は時刻 <i>i</i> における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。 5.2.2(1)b) 補正は不要である。 </p> <p> 5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失の場合は、建屋の巻き込みによる影響を受けないため、相対濃度は次の 2) の長時間放出に応じて計算している。 </p>

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

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

2) 長時間放出の場合

実効放出時間が 8 時間を超える場合には、 $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内のみに一様分布すると仮定して (5.12) 式³⁾

³⁾ によって計算する。

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p> $(X/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_x U_i x} \left[\exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right] \dots\dots\dots (5.12)$ </p> <p> $(X/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 (g/m³) H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) x : 放出源から評価点までの距離 (m) U_i : 時刻<i>i</i>の風速 (m/s) σ_x : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) </p> <p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方に基つき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに対応する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。</p> <p>短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式(参³⁾)によって計算する。</p>	<p>5.2.2(2)b) 主蒸気管破断の場合は、5.1.2 項の考え方に基つき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)によって、相対濃度を計算して評価している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに対応する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出のため保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p>

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{j=1}^n \sum_{m=1}^M U_j} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{m=1}^M \sigma_{jm}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{m=1}^M \sigma_{jm}^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.13)$ $\sum_{m=1}^M \sqrt{\sigma_{jm}^2 + \frac{cA}{\pi}} \cdot \sum_{m=1}^M \sqrt{\sigma_{jm}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <p> $(\chi/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 H : 放出源の高さ z : 評価点の高さ U_j : 時刻<i>j</i>の風速 A : 建屋等の風向方向の投影面積 c : 形状係数 $\sum_{j=1}^n$: 時刻<i>j</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ $\sum_{m=1}^M$: 時刻<i>j</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ σ_{jm} : 時刻<i>j</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ σ_{jm} : 時刻<i>j</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ </p> </p>	<p>5.2.2(2)b)2) 建屋の影響を受け、長時間放出となるケースはない。</p> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p> <p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の 1 方位の幅よりも拡がり</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説5.14】。</p> <p>iii) ii)の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv /Gy とする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式(参5)によって計算する。</p>	<p>5.3 →内規のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p>

$$D = K_1 E \mu_0 \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \lambda(x, y, z) dx dy dz \dots \dots \dots (5.14)$$

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

- D** : 評価点 (x, y, 0) における空気吸収線量率 (μGy/s)
 - K₁** : 空気吸収線量率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$
 - E** : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)
 - μ₀** : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/m)
 - μ** : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (l/m)
 - r** : (x, y, z) から (x, y, 0) までの距離 (m)
 - B(μr)** : 空気に対するガンマ線の再生係数
 - λ(x, y, z)** : (x, y, z) の濃度 (Bq/m³)
- μ₀, μ, α, β, γ は, 0.5MeV のガンマ線に対する値を用いる。

(4) 建屋影響を受ける場合は, $\chi(x', y', z')$ の計算において, 建屋影響の効 5.3(4) 建屋影響を受ける場合は, $\chi(x', y', z')$ の計算におい

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>果を取入れてもよい。</p> <p>（「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照）</p> <p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$x(x', y', z')$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。</p> <p>ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次の a), b) 及び c) を、6.1 から 6.3 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射能量線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかにならざるに、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格</p>	<p>て、建屋影響の効果を取入れて計算している。</p> <p>5.3(5) (4) のとおり建屋影響の効果を取入れて計算している。</p> <p>6 → 内規のとおり</p> <p>6(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射能量線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1 から 6.3 に示す方法によって評価している。</p> <p>6(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1) → 内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説 6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくともよい【解説 6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、よう素 50%とする。</p> <p>h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p> <p>(2) 主蒸気管破断（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」とする。</p>	<p>物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋原子炉棟燃料取替床階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、よう素 50%として評価している。</p> <p>6.1(1)h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.1(2) →内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p>	<p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p>
<p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p>	<p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p>
<p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの【解説 6.2】。</p>	<p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p>
<p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p>	<p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p>
<p>f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p>	<p>6.1(2)f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>
<p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p>	<p>6.2 →内規のとおり</p>
<p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、形状及び地形条件</p>	<p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） 件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv /Gy とする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式<small>(参6, 参7, 参8)</small> とする。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況 屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2 (2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数を用いて評価している。</p> <p>6.2 (4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせて、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2 (4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>
--	---

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

$$D_s = \sum_{\theta} \int_{\Omega} \Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r} B(E, b) \exp\left(-\sum_{m=1}^N \mu_m X_m\right) dV \quad (6.1)$$

- H_s : 実効線量 (Sv)
- T : 計算期間 (s)
- D_s : ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s)
- $\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束 ($\gamma/(m^2 s)$)
- μ_l : 散乱エネルギー E に於ける物質 l の線減衰係数 ($1/m$)
- $K(E)$: 散乱エネルギー E の質量率換算係数 (Gy/(γ/m^2))
- $B(E, b)$: 散乱エネルギー E のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数 (-)
- X_m : 領域 m の透過距離 (m)
- r : 散乱点から計算点までの距離 (m)
- V : 散乱体積 (m^3)
- N : 空気中の電子数密度 (electrons/ m^3)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積 ($m^2 / steradian$)
- θ : 散乱角 (radian)

c) 散乱点におけるガンマ線束は、次の i) 又は ii) のいずれかの方法によって計算する。

i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 (参 8)

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

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

$$b^0 = \sum_k \mu_k X_k$$

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

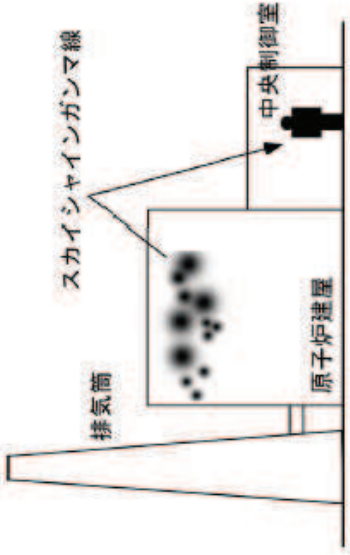
ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 (参6, 参7)

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi x^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots \dots \dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_i \cos \theta$ <p> μ_i : 線源エネルギーEに於ける領域iの線減衰係数 (1/m) x_i : 領域iの透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$: 線源エネルギーEの線源強度 (C/s) θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian) $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めたθ方向の角密度 (C/m²s・weight) </p> <p> Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_i : 天井面積 (m²) </p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv /Gy とする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限する。</p>	<p>6.3 →内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p>

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>																								
<p>るものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式（参6, 参7, 参9）とする。</p> $H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i B(E, b)}}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <table border="0"> <tr> <td>H_d</td> <td>: 実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td>$K(E)$</td> <td>: 線源エネルギー E に対する線量換算係数</td> <td>(Sv/(γ/m^2))</td> </tr> <tr> <td>$S(E, x, y, z)$</td> <td>: 積算線源強度</td> <td>(γ/m^2)</td> </tr> <tr> <td>$B(E, b)$</td> <td>: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>μ_i</td> <td>: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数</td> <td>(1/m)</td> </tr> <tr> <td>l_i</td> <td>: 物質 i の透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>R</td> <td>: 微小体積 dV から計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>: 線源体積</td> <td>(m^3)</td> </tr> </table>	H_d	: 実効線量	(Sv)	$K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数	(Sv/(γ/m^2))	$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度	(γ/m^2)	$B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数	(-)	μ_i	: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数	(1/m)	l_i	: 物質 i の透過距離	(m)	R	: 微小体積 dV から計算点までの距離	(m)	V	: 線源体積	(m^3)	<p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>
H_d	: 実効線量	(Sv)																							
$K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数	(Sv/(γ/m^2))																							
$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度	(γ/m^2)																							
$B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数	(-)																							
μ_i	: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数	(1/m)																							
l_i	: 物質 i の透過距離	(m)																							
R	: 微小体積 dV から計算点までの距離	(m)																							
V	: 線源体積	(m^3)																							
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a) 及び b) のとおり, 想定事故に対し, すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出につ</p>																								

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えい停止までの放出など、事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては、入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する（図 7.1）。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>いては、入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定している。</p> <p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>
--	---

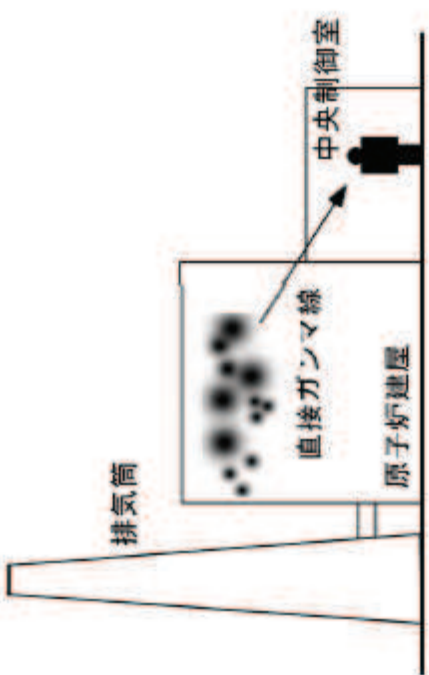
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.2）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及びび直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及びび</p>	<p>7.1.1 →内規のとおり</p> <p>7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及びび直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p>

<p>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）</p> <p>組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心点、操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h / 直 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(1)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>
 <p>図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p>	

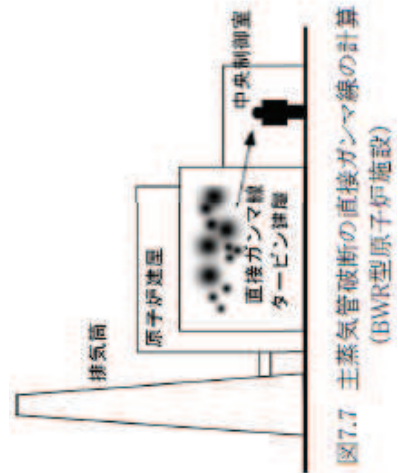
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.4）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="padding-left: 2em;">*1) 例：4 直 3 交替勤務の場合 $0.25 = (8h / 直 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p>	<p>7.1.1(3) → 内規のとおり</p> <p>7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算し評価している。</p> <p>7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(3)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div data-bbox="311 1254 710 1881" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="726 1254 805 1881">図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="877 1075 917 2060">7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="925 1075 965 2060">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p data-bbox="973 1075 1109 2060">a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.5）。</p> <p data-bbox="1117 1075 1204 2060">b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="1260 1075 1300 2060">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び</p>	<p data-bbox="877 772 917 1064">7.1.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="973 212 1109 1064">7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1117 212 1252 1064">7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1260 212 1300 1064">7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="padding-left: 2em;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h / 直 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(1)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>
---	--

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div style="text-align: center;">  <p>図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後 30 日間, タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を計算する (図 7.7)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して, 配置, 形状及び組成</p>	<p>7.1.2(3) a) 主蒸気管破断発生後 30 日間, タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(3) b) 直接ガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(3) c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から評価している。</p>

<p>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）を明らかなにして、遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>
<p>7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被</p>	<p>7.2 →内規のとおり</p> <p>7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線に</p>



<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>ばくを，次の(2)から(5)によって計算する（図7.8）。</p> <div data-bbox="526 1254 1069 1881" data-label="Diagram"> <p>(a) BWR型原子炉施設 図7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> </div> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。</p> <p>(3) 相対線量D/Qの評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよ</p>	<p>よる運転員の被ばくを，次の(2)から(5)によって計算している。</p> <p>7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。</p> <p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は，中央制御室の中心を代表点としている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>い。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$ 以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量 = 大気中へ放出された希ガス等 (BWR プラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) のガンマ線による実効線量 \times 直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。</p> <p>外部被ばく線量 = 放出希ガス等のガンマ線 (BWR プラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) による実効線量 \times 直交替による滞在時間割合^{*1} + (半球状雲による線量)</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p>	<p>7.2 (4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$ 以上) の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2 (5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2 (5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2 (5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

$$H_T = \int_0^T K(D/Q) Q_T(t) B \exp(-\mu' X') dt \dots\dots\dots (7.1)$$

- H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, K=1)
 - D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
 - $Q_T(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s)
 - (ガンマ線0.5MeV換算)
 - B : ビルドアップ係数 (-)
 - μ : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
 - X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m)
 - T : 計算対象期間(30日間) (s)
- (注) 30日間連続滞在の場合の値である。

上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu' X')$ は、テューラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。

- 2) 主蒸気管破断時
 - i) 半球雲通過時の線量 (参5)

$$H_T = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_T}{V} E_T \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \dots\dots\dots (7.2)$$

- H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- Q_T : 半球雲中の放射性物質質量(γ 線0.5MeV換算) (Bq)

V	: 半球室体積	(m^3)
E_γ	: ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV)	(MeV/dis)
μ	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	(l/m)
R	: 半球室直径	(m)
U	: 半球室の移動速度	(m/s)
B	: ビルドアップ係数	(-)
μ'	: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数	(l/m)
X'	: 中央制御室コンクリート厚さ	(m)

ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい、放出放射能による線量

$$H_s = \int_0^T K(D/Q) Q_s(t) B \exp(-\mu' X') dt \dots\dots\dots (7.3)$$

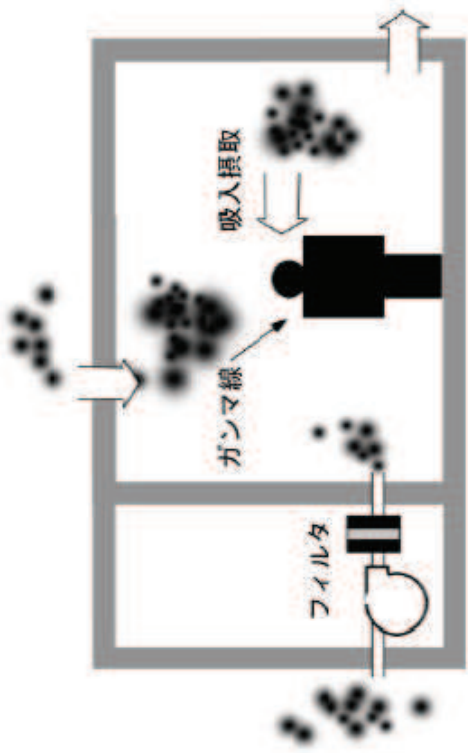
H_s	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)
K	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv/Gy, $K=1$)
D/Q	: 相対線量	(Gy/Bq)
$Q_s(t)$: 時刻 t における核種の環流放出率 (γ 線0.5MeV換算)	(Bq/s)
B	: ビルドアップ係数	(-)
μ'	: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数	(l/m)
X'	: 中央制御室コンクリート厚さ	(m)
T	: 計算対象期間(30日間)	(s)

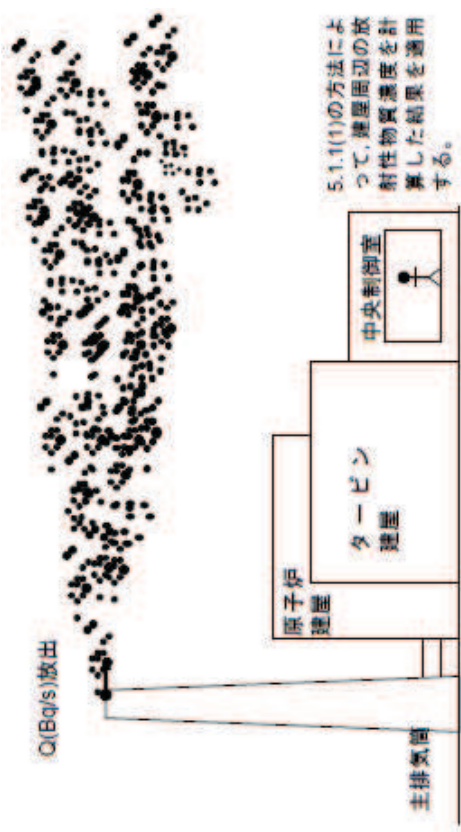
(注)30日間連続滞在の場合の値である。


7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく
 (1) 次の a) 及び b) について、7.3.1 から 7.3.2 までに示す方法によって計算す

7.3 →内規のとおり
 7.3(1) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度及び室内に外気から取

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>る。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次の a) 及び b) の被ばく経路による運転員の被ばくを、7.3.3 から 7.3.4 ま でに示す方法によって計算する。(図 7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては、7.3.1 から 7.3.2 ま でに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては、7.3.3 から 7.3.4 ま でに示す方法によって評価している。</p>
--	---

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
 <p>図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路</p> <p>7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。</p>	<p>7.3.1 →内規のとおり</p> <p>7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.3.1(1)a) 原子炉冷却材喪失の場合は建屋の影響を考慮しないため、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
 <p>5.1.1(1)の方法によ って、建屋周辺の放 射性物質濃度を計 算した結果を適用 する。</p>	<p>7.3.1(1)b) 主蒸気管破断の場合は建屋の影響を考慮し、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>
<p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。</p>	<p>図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p>  <p>5.1.1(2)及び5.1.1(3)の方法によって、建屋周辺の放射性物質濃度を計算した結果を適用する。</p> <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率ηは、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における核種 i の外気濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。((7.4)式</p>	<p>7.3.2 →内規のとおり</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室の非常用換気空調及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率ηは、設計値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への外気取入及び空流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における核種 i の外気濃度を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行うため中央制御室の外気取入口としている。</p>

<p>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（内規の中央制御室の区画の濃度とする。）</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説 7.2】。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.3.2 (6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p>7.3.2 (7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2 (7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>
---	--

$$\frac{dM_k^*(t)}{dt} = -\lambda M_k^*(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_j}{V_j} M_k^*(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{kj}^*) \frac{G_j}{V_j} M_k^*(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{kj}^*) \alpha_j S_j^*(t) + \alpha_i S_i^*(t)$$

$$S_k^*(t) = (\chi/Q), Q^*(t)$$

$$S_i^*(t) = (\chi/Q), Q^*(t)$$

..... (7.4)

- $M_k^*(t)$: 時刻 t における区画 j の核種 k の放射性物質の量 (Bq)
- V_j : 区画 j の体積 (m^3)
- E_{kj}^* : 区画 j から i の経路にあるフィルタの除去効率 (-)
- G_j : 区画 j から i の体積流量 (m^3/s)
- λ : 核種 k の崩壊定数 (1/s)
- $S_j^*(t)$: 時刻 t における外気取入口 j での核種 k の濃度 (Bq/ m^3)
- α_j : 外気取入口 j からの外気取入量 (m^3/s)
- $(\chi/Q)_i$: 評価点 i の相対濃度 (s/ m^3)
- $Q^*(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s)
- α_i : 空気流入量 (m^3/s)
空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積)
- $S_k^*(t)$: 空気流入を計算する核種 k の濃度 (Bq/ m^3)
- $(\chi/Q)_i$: 空気流入に対する評価点 i の相対濃度 (s/ m^3)

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

7.3.2 (7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウ

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）とする。</p> <p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 × 直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="padding-left: 2em;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h / 直 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p> <p>ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>ンダリ内体積（容積）としている。</p> <p>7.3.3 →内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>
---	--

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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)

$$H_I = \int_0^T RH = C_I(t) dt \quad (7.5)$$

- H_I : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s)
 - H_m : 放射性物質(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) (Bq/m^3)
 - $C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射性物質濃度 (Bq/m^3)
 - T : 計算期間(30日間) (s)
- (注)30日間連続滞在の場合の値である。

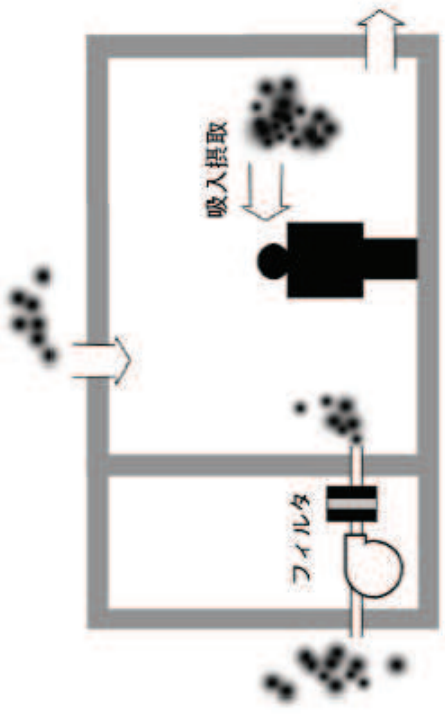


図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。

(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。

<p>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）</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量</p> <p>× 直交替による滞在時間割合</p> <p>+（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p>
$H_I = \int_0^T RH_{\Sigma} C_{IP}(t) dt \quad (7.6)$ <p> H_I : 由来の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_{Σ} : 由来(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) T : 計算期間(30日間) (5) (注) 30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御</p> <p>7.3.4 →内規のとおり</p>	

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） 室内での被ばく	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(6)までの方法によって計算する（図 7.13）。</p> <p>(2) 中央制御室は，容積が等価な半球状とする。そして，半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は，中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p> <p>a) ただし，エンベロープの一部が，ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され，運転員がその区画内のみに入居する場合には，当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では，中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて，階層間の天井等による遮へいがあるので，中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="padding-left: 2em;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h / 直 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は，(7.7)式（参5）によって計算する。</p>	<p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は，容積が等価な半球状とする。そして，半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は，中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，a)で示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

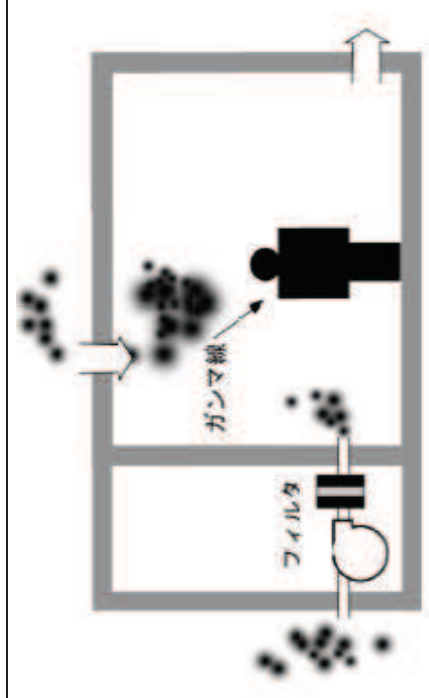
$$H_T = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_T (1 - e^{-\mu R}) C_T(t) dt \quad (7.7)$$

- H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - E_T : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
 - μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
 - R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
 - $C_T(t)$: 時刻における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³) (ガンマ線0.5MeV換算)
 - T : 計算期間 (30日) (s)
- (注) 30日間連続滞在の場合の値である。

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

$$H_T = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu R) \} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu R) \} \right] \frac{E_T}{0.5} C_T(t) dt \quad (7.8)$$

- H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- K : 線量率換算係数 (Sv/(y/m²))
- A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく</p>  <p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量×直交替による滞在時間割合 + (半球状雲による線量)</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(参5)によって計算する。</p>	<p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> $H_T = \int_0^T 6.2 \times 10^{-12} E_T (1 - e^{-\mu R}) C_p(t) dt \quad \dots \dots \dots (7.9)$ <p> H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_T : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dts) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 中央制御室半球換算時空価半径 (m) $C_p(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを, 7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算する (図 7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p>	<p>7.4 →内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは, 7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算している。</p>

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div data-bbox="300 1294 678 1848" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="686 1182 718 1953">図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p> <p data-bbox="782 1075 861 2060">7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="877 1344 909 2060">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p data-bbox="925 1075 1053 2060">a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</p> <p data-bbox="1117 1075 1197 2060">b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="1260 1075 1292 2060">c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成</p>	<p data-bbox="782 761 813 1052">7.4.1 →内規のとおり</p> <p data-bbox="925 224 1101 1052">7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p data-bbox="1117 224 1244 1052">7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p data-bbox="1260 224 1292 1052">7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。【解説 7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p style="padding-left: 2em;">*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>置，形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては，2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また，入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。</p>
--	--

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="438 1187 869 1960" data-label="Image"> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p> </div> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>置，形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(3)e) 計算に当たっては，2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また，入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。</p>
---	--

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div data-bbox="300 1294 667 1910" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="699 1205 754 1921">図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="834 1171 866 2067">7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="882 1350 914 2067">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p data-bbox="930 1081 1058 2045">a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する（図 7.18）。</p> <p data-bbox="1074 1081 1153 2045">b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="1217 1081 1297 2045">c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。</p>	<p data-bbox="834 779 866 1059">7.4.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="930 230 1058 1059">7.4.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p data-bbox="1074 230 1201 1059">7.4.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p data-bbox="1217 230 1297 1059">7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算している。</p>

<p>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）</p> <p>d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25h / 直 \times 2 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.4.2(1)d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e) 計算に当たっては，2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(1)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また，入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。</p>
---	--

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div data-bbox="300 1182 686 1825" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="702 1191 774 1960" data-label="Caption"> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p> </div> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する（図 7.20）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシヤインガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算</p>	<p>7.4.2(3) a) 主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3) b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3) c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3) d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） 線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p style="padding-left: 4em;">*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合 $0.015625 = (0.25h/直 \times 2 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、2) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の 2 箇所として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>
---	---

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div data-bbox="300 1198 678 1870" data-label="Diagram"> <p>The diagram illustrates the layout of a nuclear power plant. On the left is a tall smokestack labeled '排気筒'. To its right is the reactor building '原子炉建屋'. A '直接ガンマ線' (direct gamma line) is shown as a dashed line originating from the reactor building and pointing towards the '中央制御室' (central control room) located on the right. Below the reactor building is the turbine building 'タービン建屋'.</p> </div> <p data-bbox="694 1198 758 1971">図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="877 1310 909 2060">7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="925 1075 1005 2060">(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを, 7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p data-bbox="1021 1075 1053 2060">a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="1069 1075 1101 2060">b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="1117 1075 1252 2060">(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し, 放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで (5.大気拡散の評価), 中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p>	<p data-bbox="877 795 909 1064">7.5 →内規のとおり</p> <p data-bbox="925 212 1101 1064">7.5(1)大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは, 7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算している。</p> <p data-bbox="1117 212 1300 1064">7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し, 放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで (5.大気拡散の評価), 中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p>

<p>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）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図 7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図 7.22）。</p>	<p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

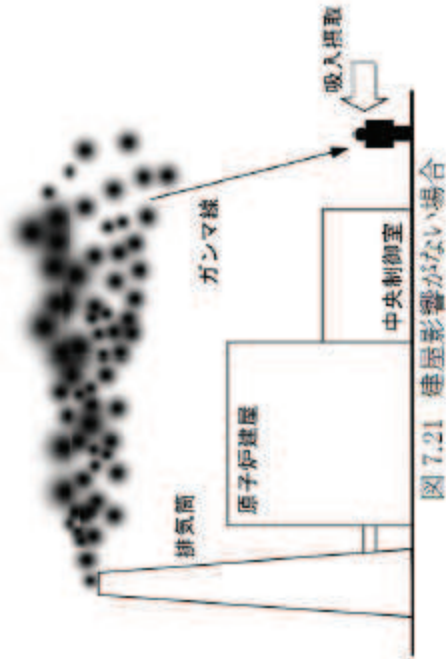
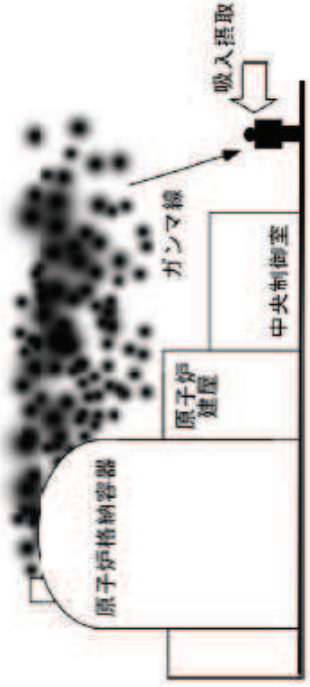


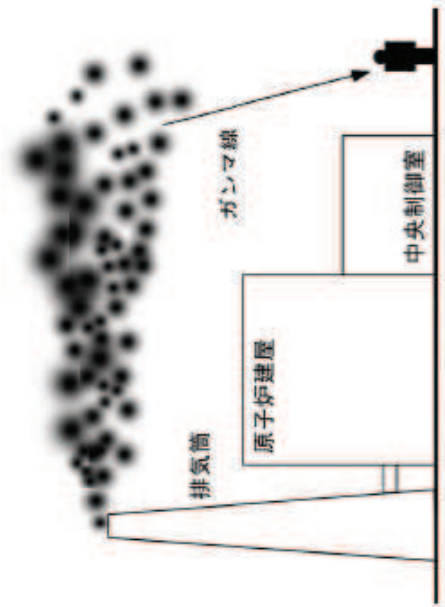
図 7.21 建屋影響がない場合

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>原子炉格納容器</p>  <p>原子炉 建屋</p> <p>中央制御室</p> <p>ガンマ線</p> <p>吸入採取</p> <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p> <p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する（図 7.23）。 ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の 2 次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。 (2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。 (3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 D/Q を求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて求める。</p>	<p>7.5.1 →内規のとおり</p> <p>7.5.1(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 D/Q を求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては，以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に，15分間滞在するとする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。【解説 7.5】</p> <p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 × 直交替による入退所要時間割合*1</p> <p style="padding-left: 40px;">*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25h / 直 \times 2 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p> <p>ここで，ガンマ線による運転員の実効線量は，(7.10)式によって計算する。</p>	<p>7.5.1(4) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては，b)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.1(5) b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また，入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所として評価している。</p> <p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。</p>

$$H_T = \int_0^T K(D/Q)Q_T(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$$

- H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_T(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s)
(ガンマ線0.5MeV換算)
- T : 計算期間(30日)
(注)30日間連続滞在の場合の値である。

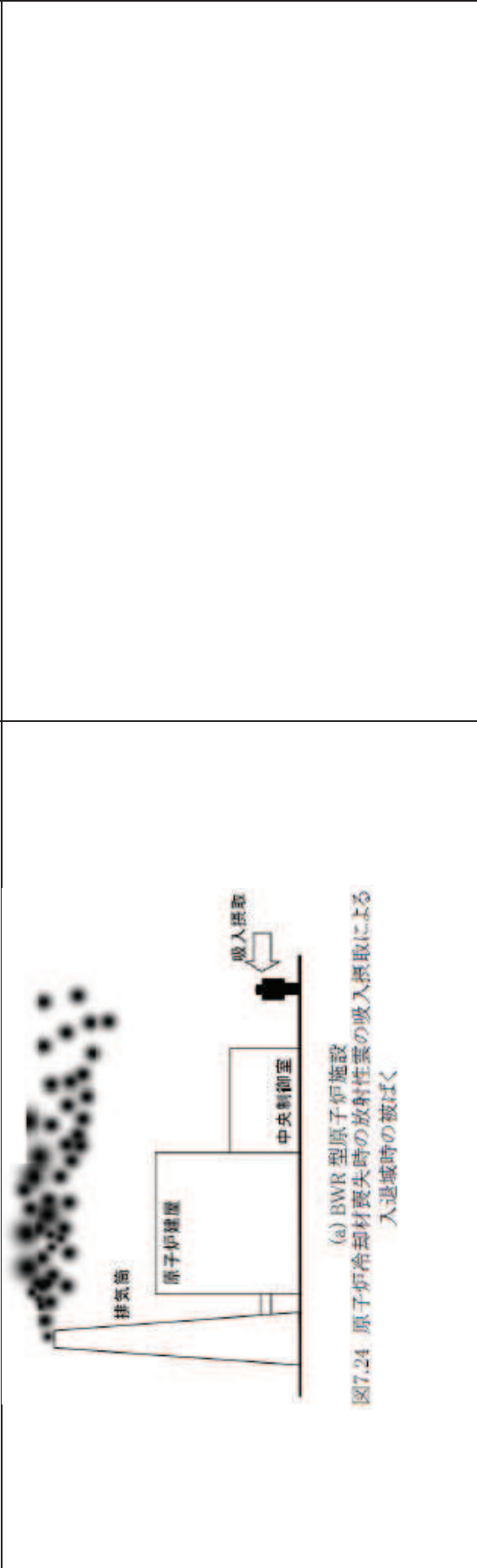


(a) BWR型原子炉施設
 図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による
 入退域時の被ばく

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する（図 7.24）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の 2 次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 x/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p>(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p>	<p>7.5.2 →内規のとおり</p> <p>7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 x/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、b) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.2(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の 2 箇所として評価している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T R H_{in}(r/Q) Q_i(r) dt \dots\dots\dots (7.11)$ <p> H_i : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_{in} : よう素(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) r/Q : 相対濃度 (s/m^3) $Q_i(r)$: 時刻rにおけるよう素環境放出率(1-131等価量) (Bq/s) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>
---	---

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
--	------------------------------



10. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件について、表 10-1～表 10-11 及び図 10-1 図～図 10-5 に示す。

- 表 10-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件
- 表 10-2 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日積算）（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）
- 表 10-3 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日積算）（格納容器ベントの実施を想定する場合）
- 図 10-1 放射性物質の大気放出過程
- 図 10-2 大気中への放出率の推移（格納容器ベントの実施を想定した場合）
- 表 10-4 大気拡散評価条件
- 表 10-5 相対濃度及び相対線量
- 表 10-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件
- 表 10-7 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エネルギー群別ガンマ線積算線源強度（事故後 168 時間時点）
- 図 10-3 原子炉建屋の計算モデル
- 図 10-4 制御建屋の計算モデル
- 図 10-5 入退域時における評価点
- 表 10-8 中央制御室換気設備条件
- 表 10-9 中央制御室内待避所設備条件
- 表 10-10 運転員交替考慮条件
- 表 10-11 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件

表 10-1 大気中への放出放射能評価条件 (1/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	<p>「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失したシナシナ」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系を使用する場合 ・格納容器ベントを実施した場合 	<p>審査ガイドに示されたとおり設定</p>	<p>4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナシナ（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p>
炉心熱出力	2436MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 10-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
炉内内蔵量	<p>希ガス類 : 1.6×10^{19} Bq よう素類 : 2.1×10^{19} Bq Cs 類 : 8.4×10^{17} Bq Te 類 : 6.0×10^{18} Bq Ba 類 : 1.8×10^{19} Bq Ru 類 : 1.8×10^{19} Bq Ce 類 : 5.5×10^{19} Bq La 類 : 4.1×10^{19} Bq</p> <p>(核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)</p>	<p>「単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW) × 「2436MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 女川 2 号機と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料), 運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出した A BWR のサイクル末期*1 の値を使用)</p>	<p>4.3(1)a. 希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。</p>
放出開始時間	<p>原子炉格納容器漏えい : 事故発生直後(なお, 放射性物質は, MAAP 解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい) 格納容器ベント : 事故発生から約 45 時間後 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出 : 事故発生から 70 分後</p>	<p>原子炉格納容器漏えい : MAAP 解析に基づく格納容器ベント : MAAP 解析に基づく原子炉建屋原子炉棟漏えい : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出 : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻</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>
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	<p>考慮しない</p>	<p>原子炉格納容器内の 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、保守的に設定</p>	<p>—</p>
よう素の形態	<p>粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%</p>	<p>R. G. 1. 195*2 に基づき設定</p>	<p>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。</p>

表 10-1 大気中への放出放射能評価条件 (3/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、エアロゾル粒子及び有機よう素）	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、原子炉格納容器の圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下 : 1.0Pd で 0.9%/日 1～1.5Pd : 1.5Pd で 1.1%/日 1.5～2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積	MAAP 解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/日）及び AEC の式等に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シナリオの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1Pd 以下 : 0.9%/日 1～1.5Pd : 1.1%/日 1.5～2Pd : 1.3%/日	MAAP 解析、原子炉格納容器の設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定	—
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス : 1 エアロゾル粒子 : 10 無機よう素 : 1 有機よう素 : 1	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮	—
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル粒子）	MAAP 解析に基づく（沈着、サブレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	MAAP の FP 挙動モデル	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレいの作動については、4.1(2)a で選定した事故シナリオの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。

表 10-1 大気中への放出放射能評価条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定	—
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率： 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の積算放出量の 1/200 まで) サプレッションプールのスクラビング による除去効果：5	CSE 実験及び Standard ReviewPlan 6.5.2*3 に基 づき設定 Standard Review Plan 6.5.5*4 に基づき設定	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。
原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.2×10^{-2} よう素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9} 代替循環冷却系を用いて事象を収束 すること想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.2×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.2×10^{-9}	MAAP 解析結果及び N U R E G -1465*5 の知見に 基づき設定	—

表 10-1 大気中への放出放射能評価条件 (5/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座にすべて大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	—
非常用ガス処理系から大気への放出率 (原子炉建屋原子炉棟負圧達成後)	0.5 回/日 (排気筒放出)	設計換気率に基づき設定	4.3(3)a. 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 で選定した事故シナケソンの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 60 分後 (負圧達成は 70 分後)	起動操作時間 + 負圧達成時間 (保守的に負圧達成時間として 10 分を想定)	4.3(3)b. 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。
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	—
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため	—

表 10-1 大気中への放出放射能評価条件 (6/6)

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放出割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類 : 約 9.5×10^{-1} よう素類 : 約 3.0×10^{-2} Cs 類 : 約 1.2×10^{-6} Te 類 : 約 2.4×10^{-7} Ba 類 : 約 9.4×10^{-8} Ru 類 : 約 1.2×10^{-8} La 類 : 約 9.4×10^{-10} Ce 類 : 約 2.4×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 ^{*5} の知見に基づき設定	—
原子炉格納容器 フィルタベント 系フィルタ装置 の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 500 エアロゾル粒子 : 1000	設計値に基づき設定	—
評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3. (解釈より抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b) 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。

*1 女川原子力発電所 2 号炉 (BWR 5) に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内内蔵量を保守的に評価する ABWR の値を使用。

*2 R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

*3 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

*4 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”

*5 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

表 10-2 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日積算）
 （代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉建屋原子炉棟からの放出 及び排気筒からの放出	
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}	
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}	
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}	
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{12}	
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.9×10^{12}	
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.2×10^{11}	
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.8×10^{11}	
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.5×10^{10}	

表 10-3 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日積算）
 （格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉格納容器フ ィルタベント系を 経由した放出	原子炉建屋原子炉棟 からの放出及び排気 筒からの放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 4.6×10^{18}	約 8.9×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.3×10^{15}	約 3.0×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 9.6×10^8	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 6.7×10^8	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 6.3×10^8	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 1.3×10^8	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 7.9×10^7	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 2.0×10^7	約 7.5×10^{10}

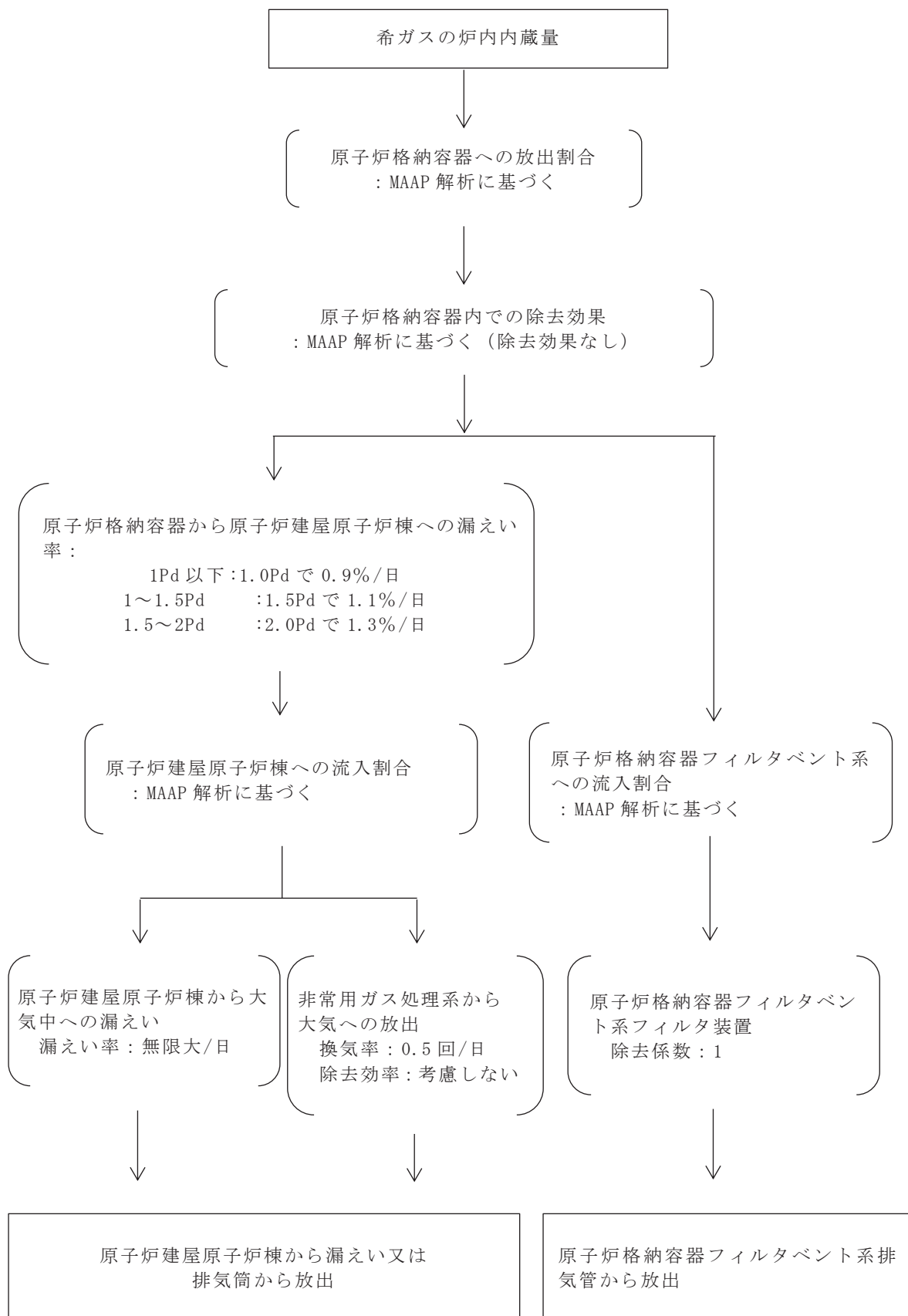


図 10-1 放射性物質の大気放出過程 (1/5)
(希ガス)

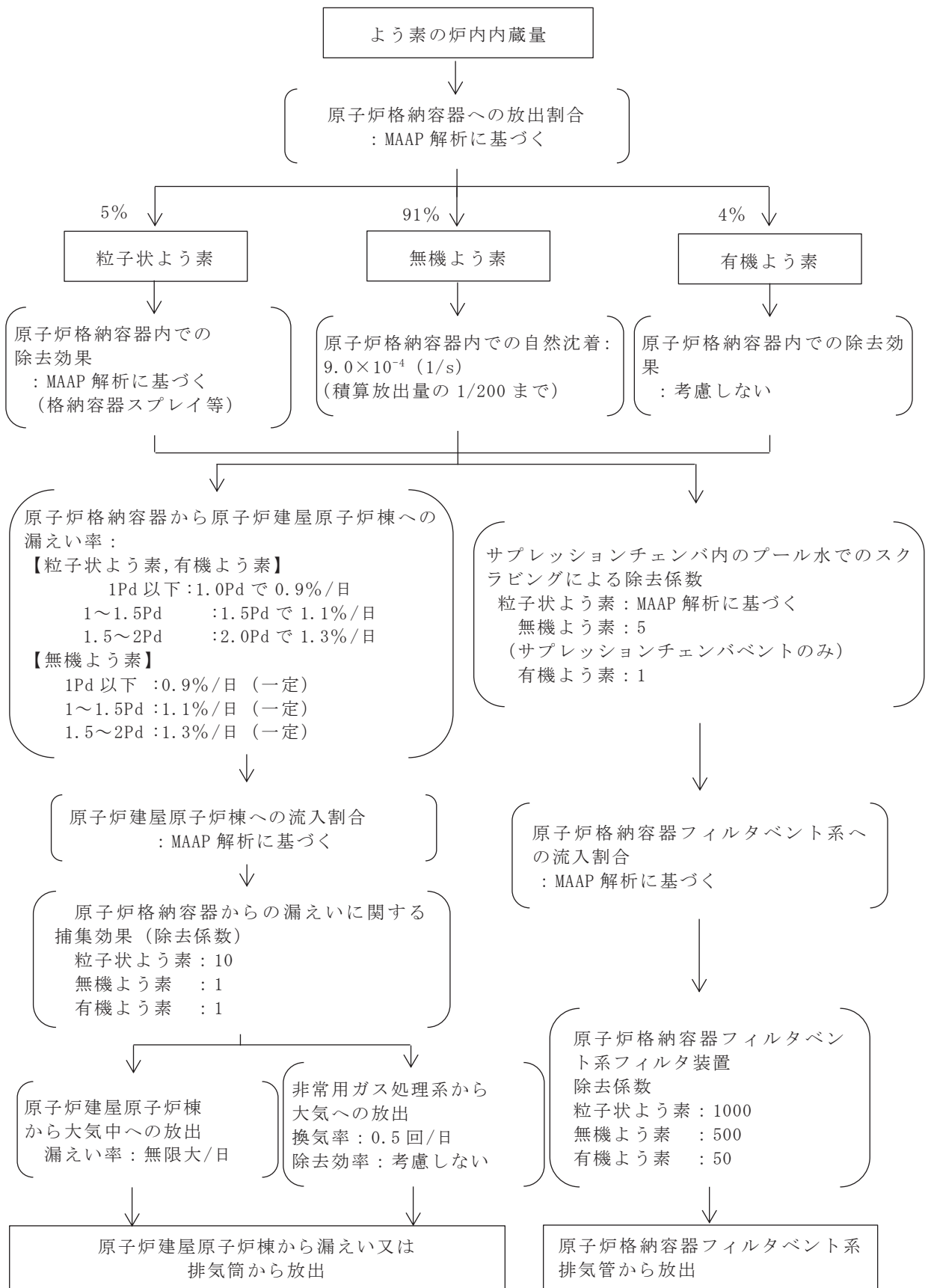


図 10-1 放射性物質の大気放出過程 (2/5)
(よう素)

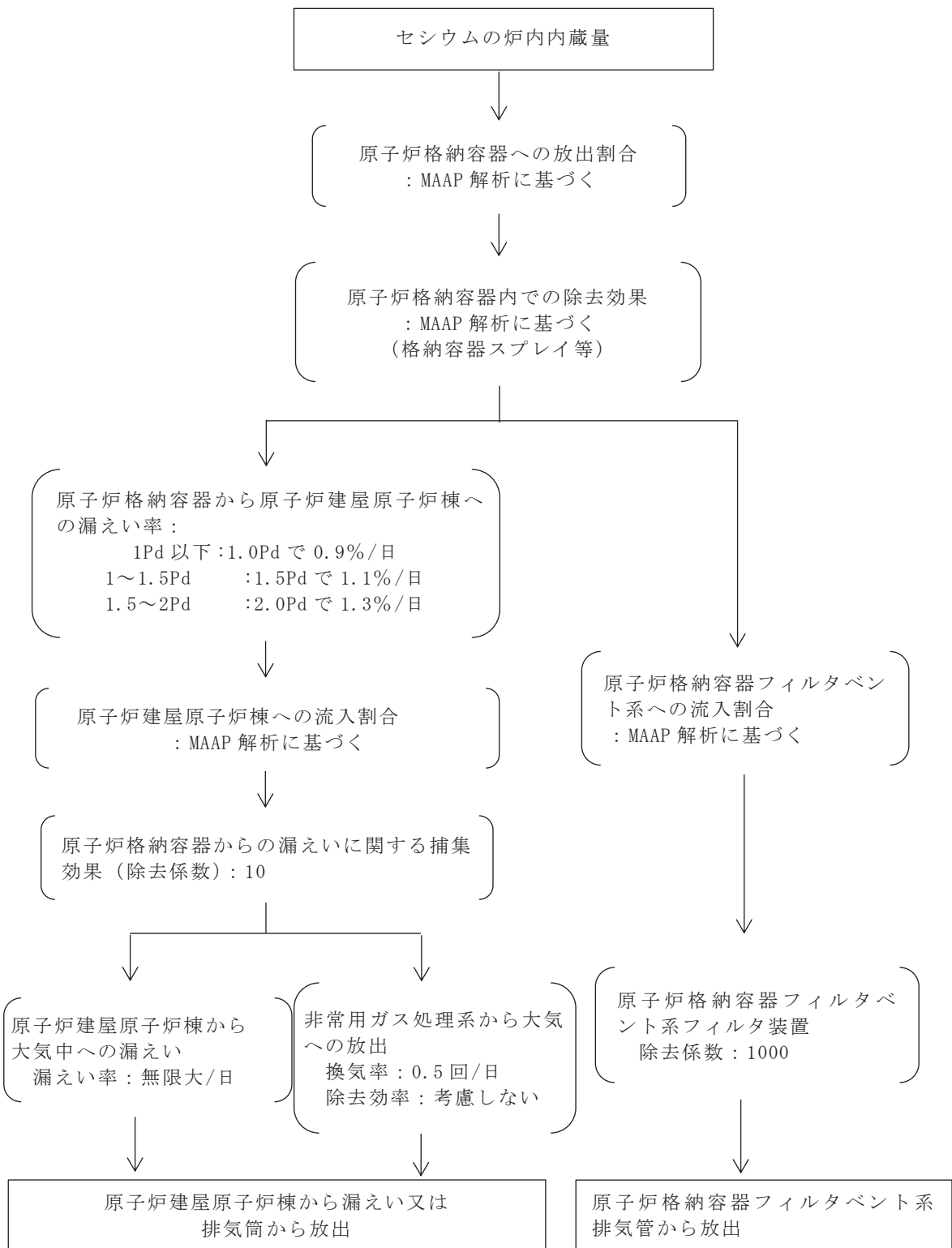


図 10-1 放射性物質の大気放出過程 (3/5)
(セシウム)

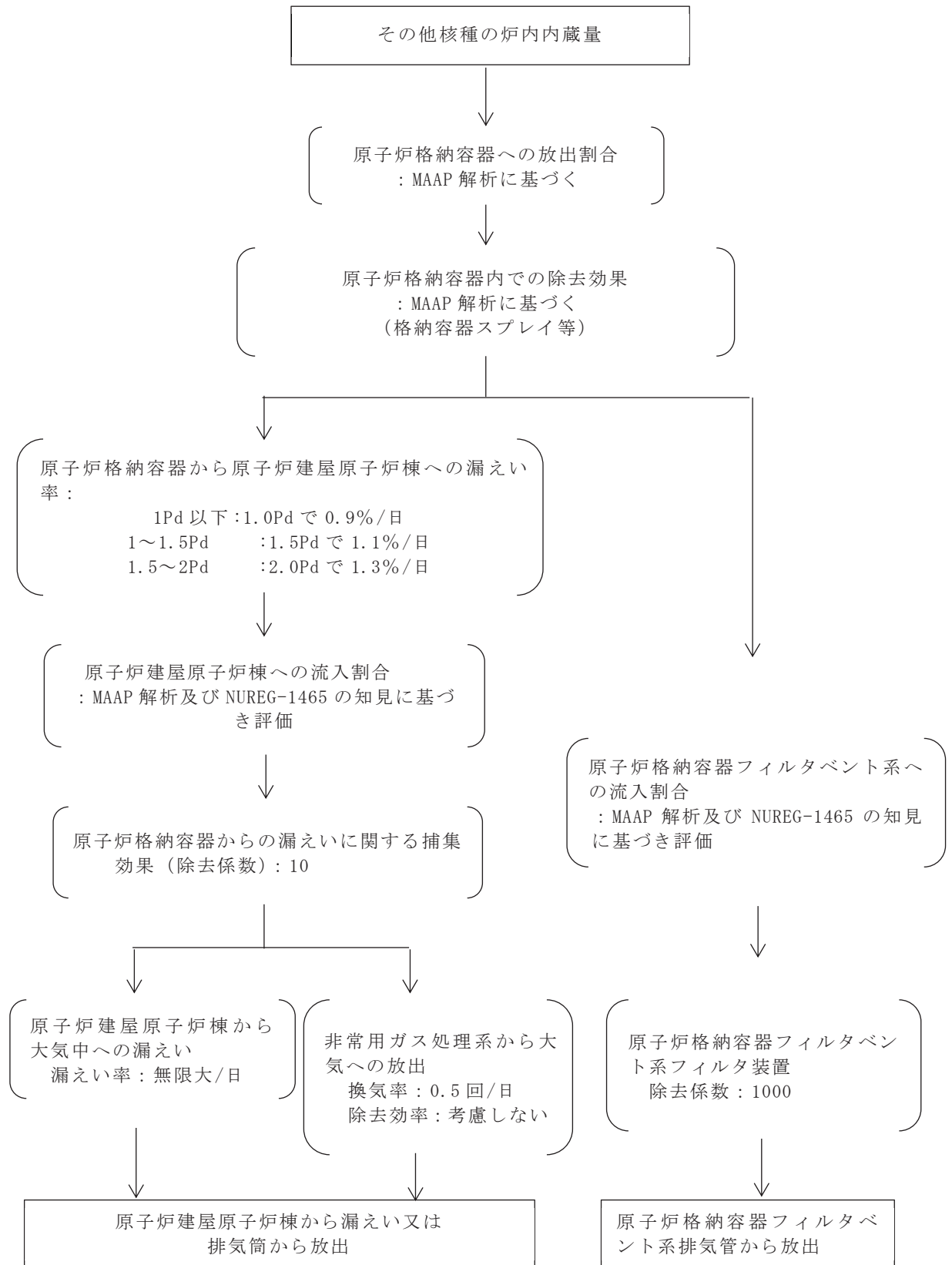
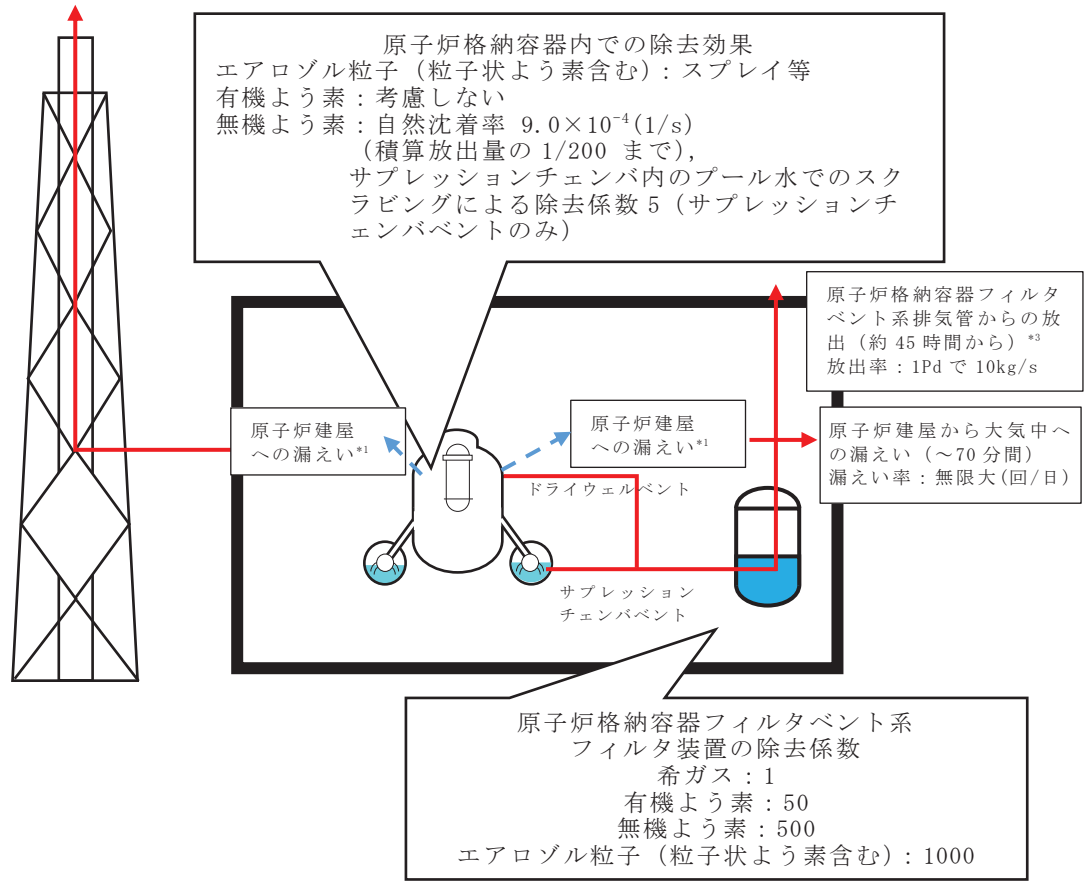


図 10-1 放射性物質の大気放出過程 (4/5)
(その他核種)

排気筒から放出（70分後～）*2
 放出率：0.5回/日
 除去効率：考慮しない



大気への放出経路	0時間	▼70分*2	▼45時間*3	168時間▼
原子炉建屋漏えい	■			
排気筒からの放出		■		
原子炉格納容器フィルタベント系 排気管からの放出			■	

注記 *1：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
 【希ガス，エアロゾル粒子（粒子状よう素含む），有機よう素】
 1Pd 以下：1.0Pd で 0.9%/日，1～1.5Pd：1.5Pd で 1.1%/日，1.5～2.0：2Pd で 1.3%/日
 【無機よう素】
 1Pd 以下：0.9%/日（一定），1～1.5Pd：1.1%/日（一定），1.5～2Pd：1.3%/日（一定）

*2：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 70 分以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

*3：事象発生後約 45 時間以降は，「排気筒から放出」及び「原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 10-1 放射性物質の大気放出過程(5/5) (イメージ)

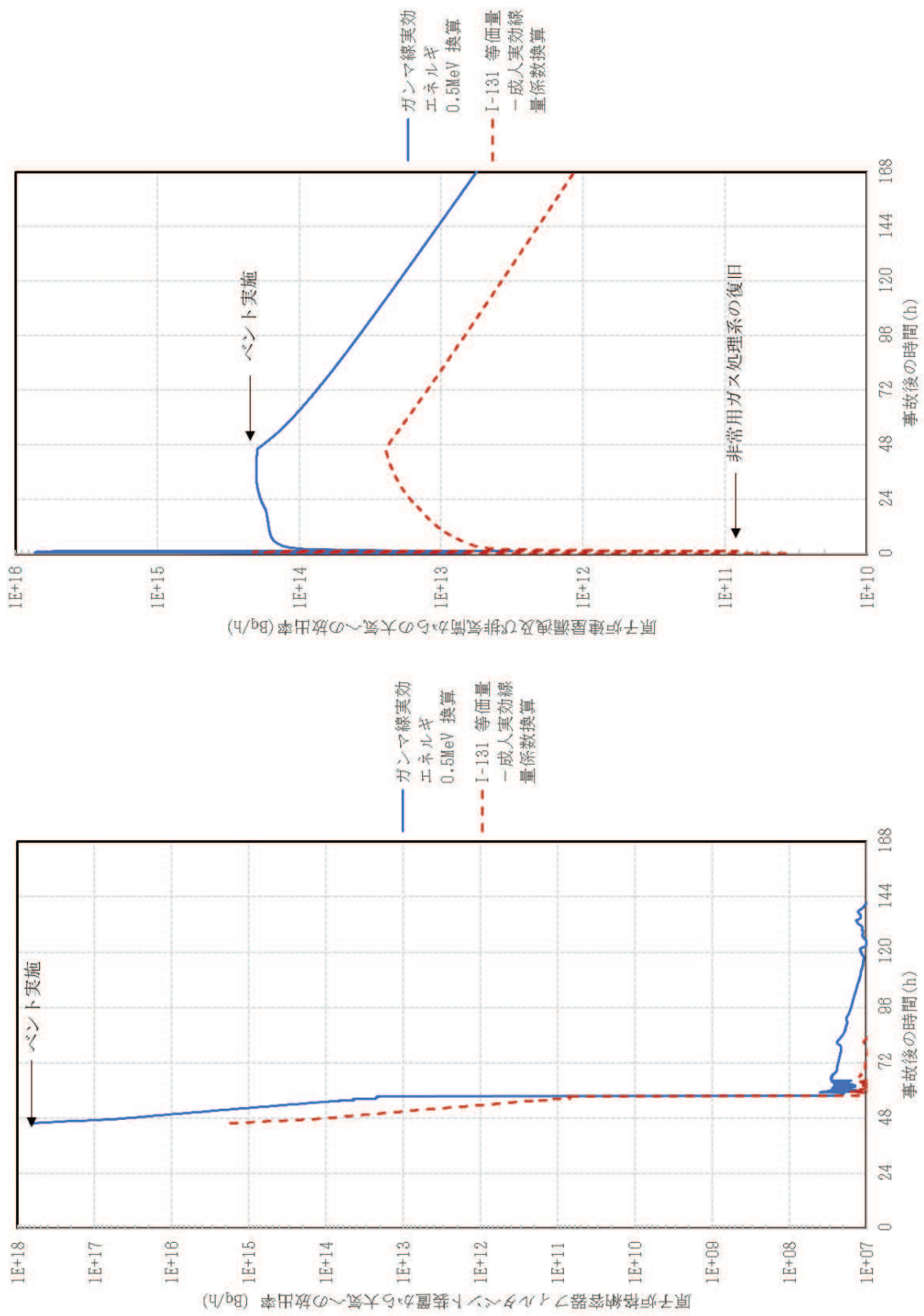


図 10-2 大気中への放出率の推移 (格納容器ベントの実施を想定した場合)

表 10-4 大気拡散評価条件(1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイド及び被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向とも正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月)(地上風を代表する観測点(地上高10m)の気象データ)	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(地上高10m)の気象データを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年間の気象資料を使用	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	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	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ごとに計算する。

表 10-4 大気拡散評価条件 (2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出源及び放出源高さ	原子炉格納容器フイルタベント系排気管からの放出：地上 36m 原子炉建屋漏えい：地上 0m 排気筒からの放出：地上 80m	審査ガイドに示されたとおり設定。ただし、放出エネルギーによる影響は考慮しない。なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用。	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a で選定した事故シナシナに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シナシナ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。
累積出現頻度	小さい方から 97%	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	原子炉格納容器フイルタベント系排気管からの放出：考慮する 原子炉建屋漏えい：考慮する 排気筒からの放出：考慮しない	原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉格納容器フイルタベント系排気管からの放出は放出源から近距離の原子炉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 10-4 大気拡散評価条件 (3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	<p>4.2(2)b.</p> <ul style="list-style-type: none"> 巻き込みを生じる代表建屋 <p>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、コントール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室換気空調系 給気口 中央制御室中心 【入退域時】 出入管理所 制御建屋出入口</p>	<p>【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定 【入退域時】 被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>4.2(2)b.</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質濃度の評価点 <p>2) i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／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>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。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。（被ばく評価手法（内規））</p> <p>なお、審査ガイドには入退域時の評価点について、記載なし。</p>

表 10-4 大気拡散評価条件 (4/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	<p>原子炉建屋ブローアウトパネル： 中央制御室換気空調系給気口：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6 方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系排気管： 中央制御室換気空調系給気口：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>排気筒： 中央制御室換気空調系給気口：1 方位 (ESE) 中央制御室中心：1 方位 (ESE)</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネル： 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系排気管： 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>排気筒： 出入管理所：1 方位 (SE) 制御建屋出入口：1 方位 (ESE)</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法に基づき設定</p>	<p>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、放射線物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、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>
入退域時			

表 10-4 大気拡散評価条件 (5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	原子炉建屋の投影断面積： 2050m ²	原子炉建屋の投影断面積	4.2(2)b. ・ 建屋投影面積 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。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる (被ばく評価手法 (内規)) なお、審査ガイドには形状係数について、記載なし。

表 10-5 相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)	
室内作業時	中央制御室 換気空調系 給気口	原子炉建屋 ブローアウト パネル	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
		排気筒	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
		原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室 中心	原子炉建屋 ブローアウト パネル	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
		排気筒	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
		原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
入退域時	出入管理所	原子炉建屋 ブローアウト パネル	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
		排気筒	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
		原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出 入口	原子炉建屋 ブローアウト パネル	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
		排気筒	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
		原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}

表 10-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(1/3)

	項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
	原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ放出される放射性物質	「表 10-1 大気中への放出放射能評価条件」を参照	「表 10-1 大気中への放出放射能評価条件」を参照	4.3(5)a. 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、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。
線源条件	原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布	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。
	評価期間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3.(解釈より抜粋)第 74 条 (原子炉制御室) 1b) 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。	7 日間
計算モデル条件	遮蔽厚さ	図 10-3 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。

表 10-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を，スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元，三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R，ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	4.1②実験等を基に検証され，適用範囲が適切なモデルを用いる。

表 10-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価点	図 10-4 及び図 10-5 のとおり	中央制御室内滞在時の評価は線量が最大となる位置とする。 入退域時の評価は制御建屋入口及び出入管理所の高さ 1.2m を選定。	—
遮蔽厚さ	図 10-3 及び図 10-4 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) に基づき設定	—
コンクリート密度	2.15g/cm ³	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) に基づき設定	—

表 10-7 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
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度
(事故後 168 時間時点)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 6.9×10^{20}	22	1.5	約 1.1×10^{19}
2	0.02	約 7.6×10^{20}	23	1.66	約 3.5×10^{18}
3	0.03	約 4.3×10^{20}	24	2.0	約 7.4×10^{18}
4	0.045	約 5.7×10^{21}	25	2.5	約 2.0×10^{19}
5	0.06	約 8.3×10^{19}	26	3.0	約 7.5×10^{17}
6	0.07	約 5.5×10^{19}	27	3.5	約 9.7×10^{15}
7	0.075	約 8.4×10^{20}	28	4.0	約 9.7×10^{15}
8	0.10	約 4.2×10^{21}	29	4.5	約 2.5×10^5
9	0.15	約 3.1×10^{19}	30	5.0	約 2.5×10^5
10	0.20	約 3.6×10^{20}	31	5.5	約 2.5×10^5
11	0.30	約 7.2×10^{20}	32	6.0	約 2.5×10^5
12	0.40	約 1.5×10^{20}	33	6.5	約 2.9×10^4
13	0.45	約 7.7×10^{19}	34	7.0	約 2.9×10^4
14	0.51	約 5.3×10^{19}	35	7.5	約 2.9×10^4
15	0.512	約 1.8×10^{18}	36	8.0	約 2.9×10^4
16	0.60	約 7.8×10^{19}	37	10.0	約 8.8×10^3
17	0.70	約 8.9×10^{19}	38	12.0	約 4.4×10^3
18	0.80	約 1.8×10^{19}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 3.6×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 2.2×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 6.7×10^{17}	42	50.0	0.0

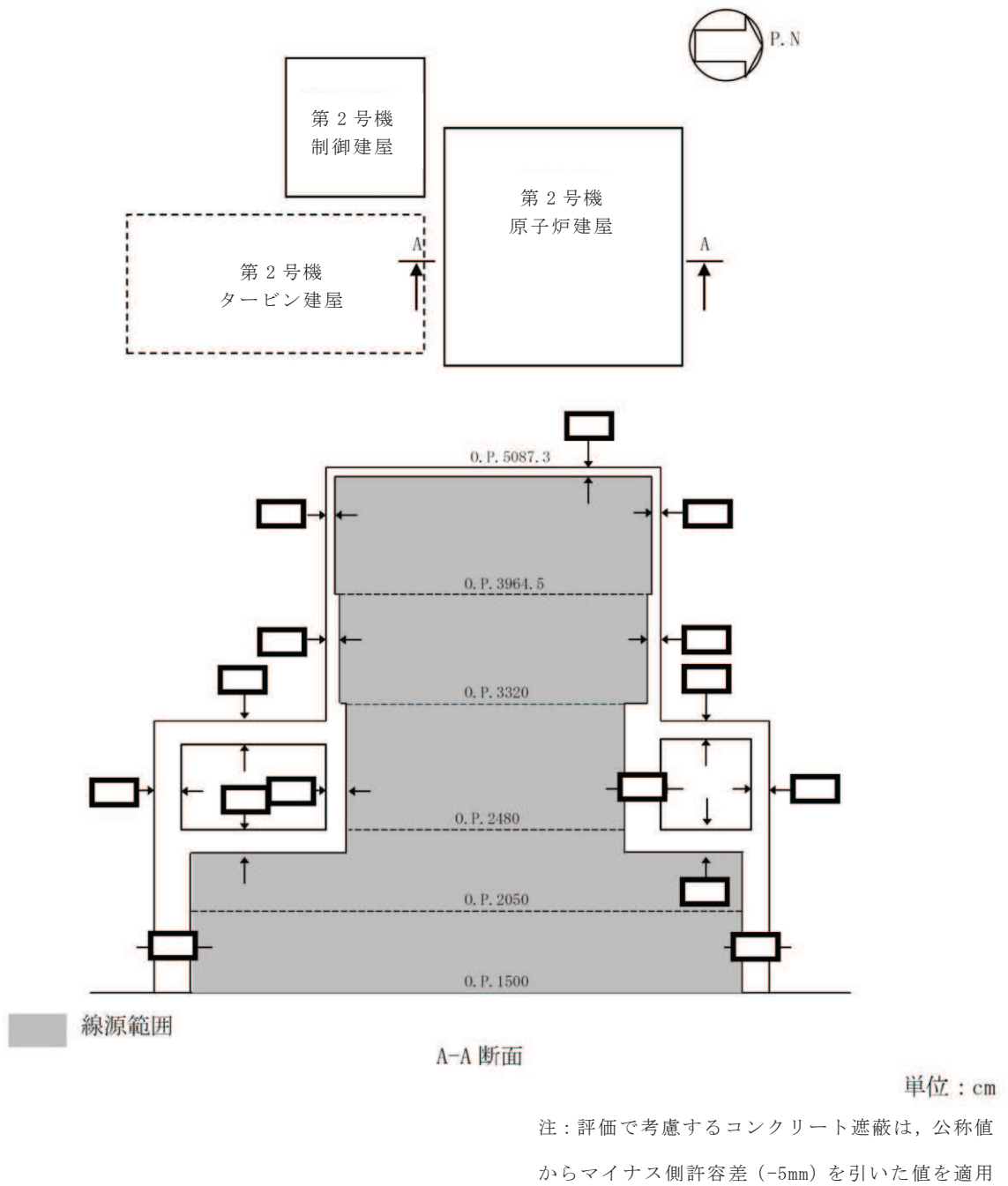
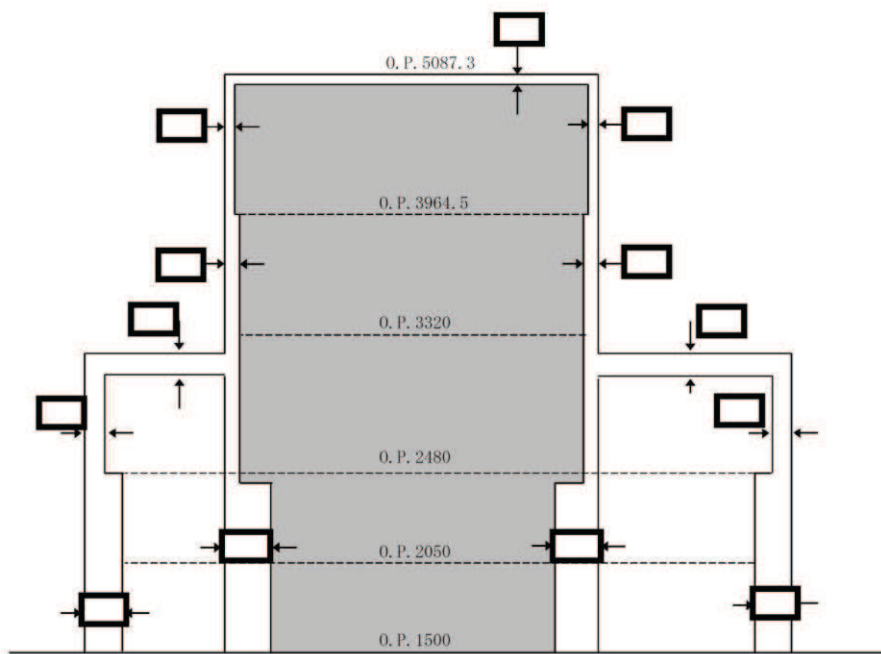
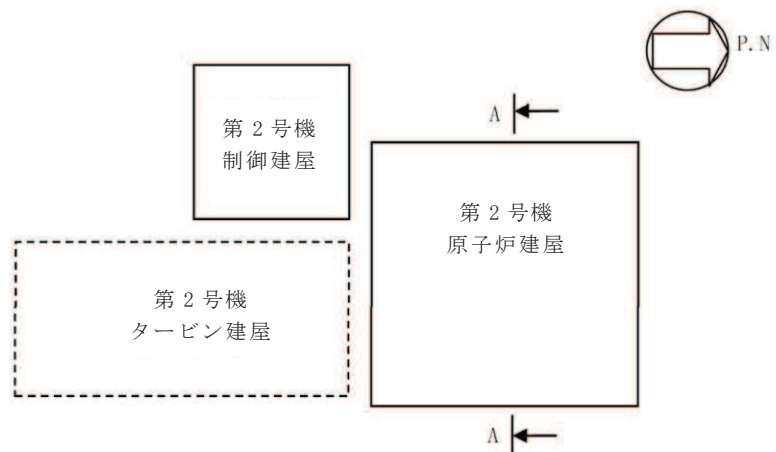


図 10-3 原子炉建屋の計算モデル(1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



線源範囲

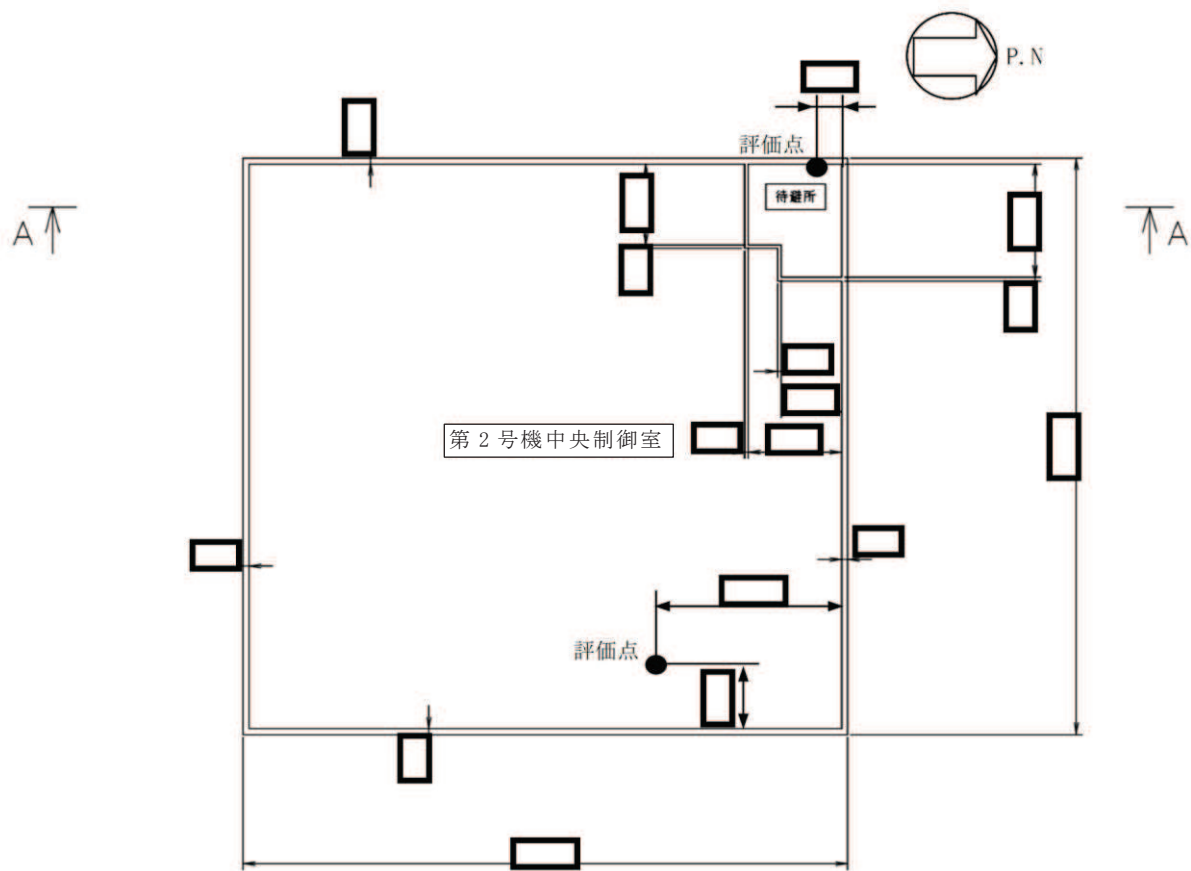
A-A 断面

単位：cm

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適

図 10-3 原子炉建屋の計算モデル(2/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

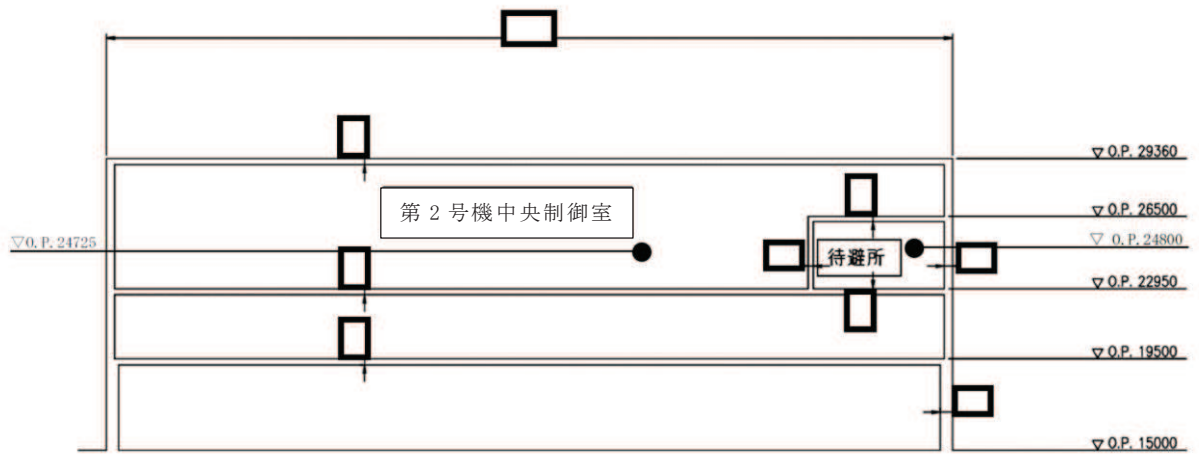


単位:mm

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図 10-4 制御建屋の計算モデル(1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



A-A 断面図

単位：mm

注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図 10-4 制御建屋の計算モデル(2/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

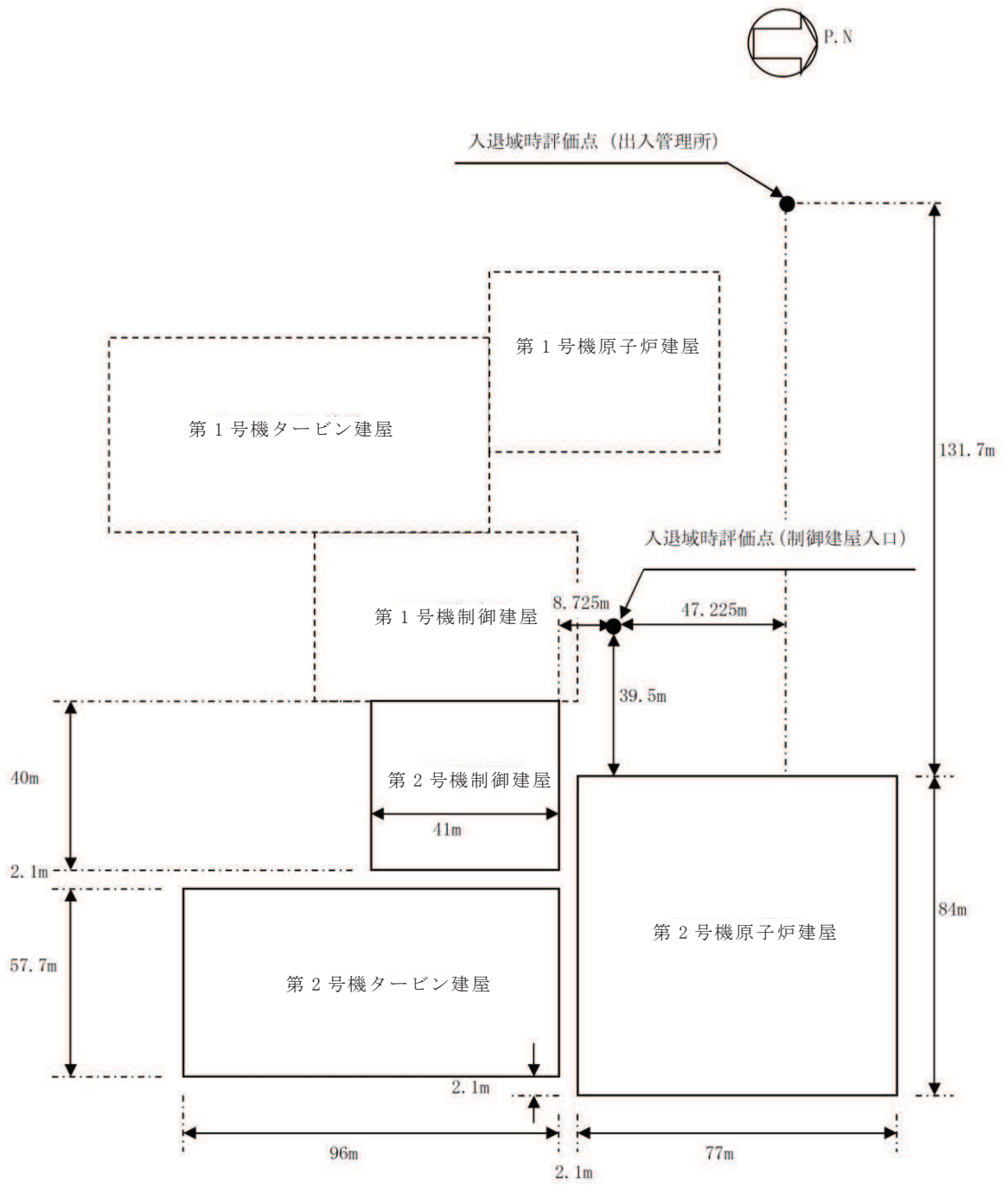


図 10-5 入退域時における評価点

表 10-8 中央制御室換気設備条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室チャコールエアフィルタによる除去効率	90%	フィルタユニットの設計値 (チャコールフィルタ効率: 90%以上) に設定	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率 は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気系高性能エアフィルタによる除去効率	99.9%	フィルタユニットの設計値 (換気系高性能エアフィルタ: 99.9%) に設定	同上
中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 30 分	選定した事故シナシケンスに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
空気流入率	1 回/h	設計上期待できる値を設定	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 10-8 中央制御室換気設備条件(2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
外気取り込み 量	[事故時運転モード] 少量外気取入	審査ガイドに従って非常用換 気空調系から室内に取り入れ ることを考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時 対策所の建屋の表面空気から、次の二つの経路 で放射性物質が外気から取り込まれることを仮 定する。 一 原子炉制御室／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）
マスクによる 防護係数	中操滞在時： 1日目 1000 （ただし、6時間当たり18分間外す） 2～7日目 50 （ただし、6時間当たり1時間外す） 入退域時： 1日目 1000 2～7日目 50 （常時マスク着用）	中央制御室非常用換気系作動 前及び中央制御室内の放射性 物質濃度が下がらるまでの時間 についてマスクの着用を考 慮。	4.2(3)c. 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。

表 10-9 中央制御室内待避所設備条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避所遮蔽	遮蔽厚：コンクリート <input type="text" value="□"/> cm (公称値) 相当	中央制御室内に流入した放射性物質からのガンマ線による被ばくを十分に低減できる設計。	—
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	—
コンクリート密度	2.15g/cm ³	建築工事標準仕様書 J A S S 5 N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	—
待避所加圧開始時間	事象発生から約45時間後 (ベント開始時)	格納容器ベントにより放出される放射性物質からの被ばくを防護するため待避所に待避すると想定	—
待避所加圧時間	ベント開始から10時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定	—
空気流入率	ボンベ加圧時：0回/h	待避所への待避時は待避所内を空気ボンベにより加圧し、外部からの空気流入がないと想定	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 10-10 運転員交替考慮条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在時	運転員の直交替（5直3交替）に基づき，班ごとの中 央制御室の滞在時間で評価 （日勤業務の班ごととの交 替も考慮）	運転員の勤務形態（5直3交替）に基づき， 班ごととに中央制御室滞在中の被ばくを評 価。	3.（解釈より抜粋）第74条（原子炉制御室） 1 b) ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしそ の場合には実施のための体制を整備するこ と。
入退域時	運転員の直交替（5直3交 替）に基づき，班ごととの入 退域時間で評価	運転員の勤務形態（5直3交替）に基づき， 班ごととに入退域に必要な時間を12分（片道） として被ばくを評価。	—

表 10-11 線量換算係数, 呼吸率及び地表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を使用 (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 Pub. 71等に基づく</p>	ICRP Publication 71等に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71に基づく	—
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 : 4.0×10^{-3}cm/s 希ガス : 沈着無し</p>	<p>線量目標値評価指針*6を参考に, 湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s及び10^{-3}cm/s) の4倍を設定。 エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551Vol. 2*7より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322*8より設定</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。

*6 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(原子力安全委員会)

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

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

11. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について

中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について、図 11-1 に示す。

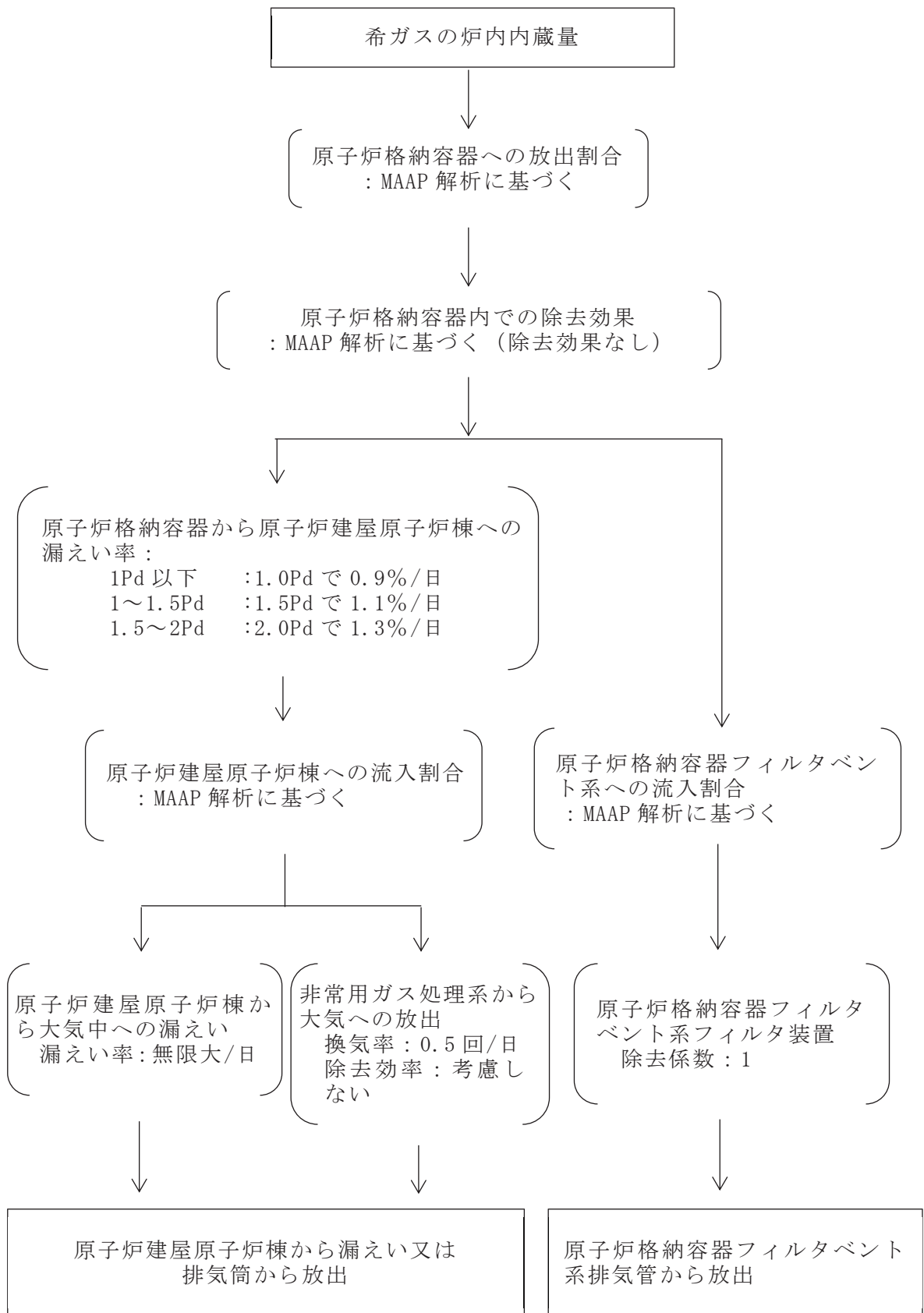


図 11-1 放射性物質の大気放出過程 (1/5)
(希ガス)

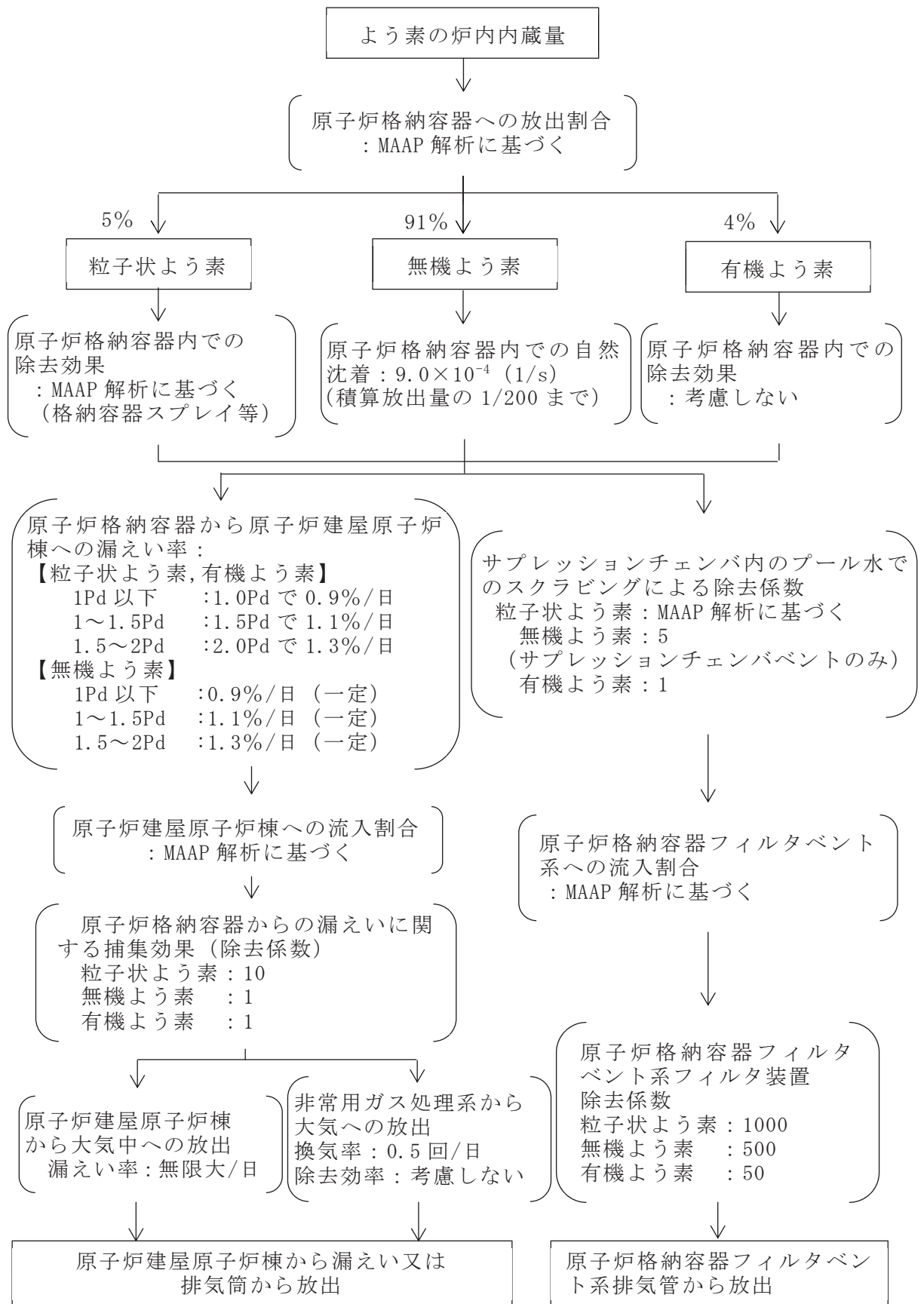


図 11-1 放射性物質の大気放出過程 (2/5)
(よう素)

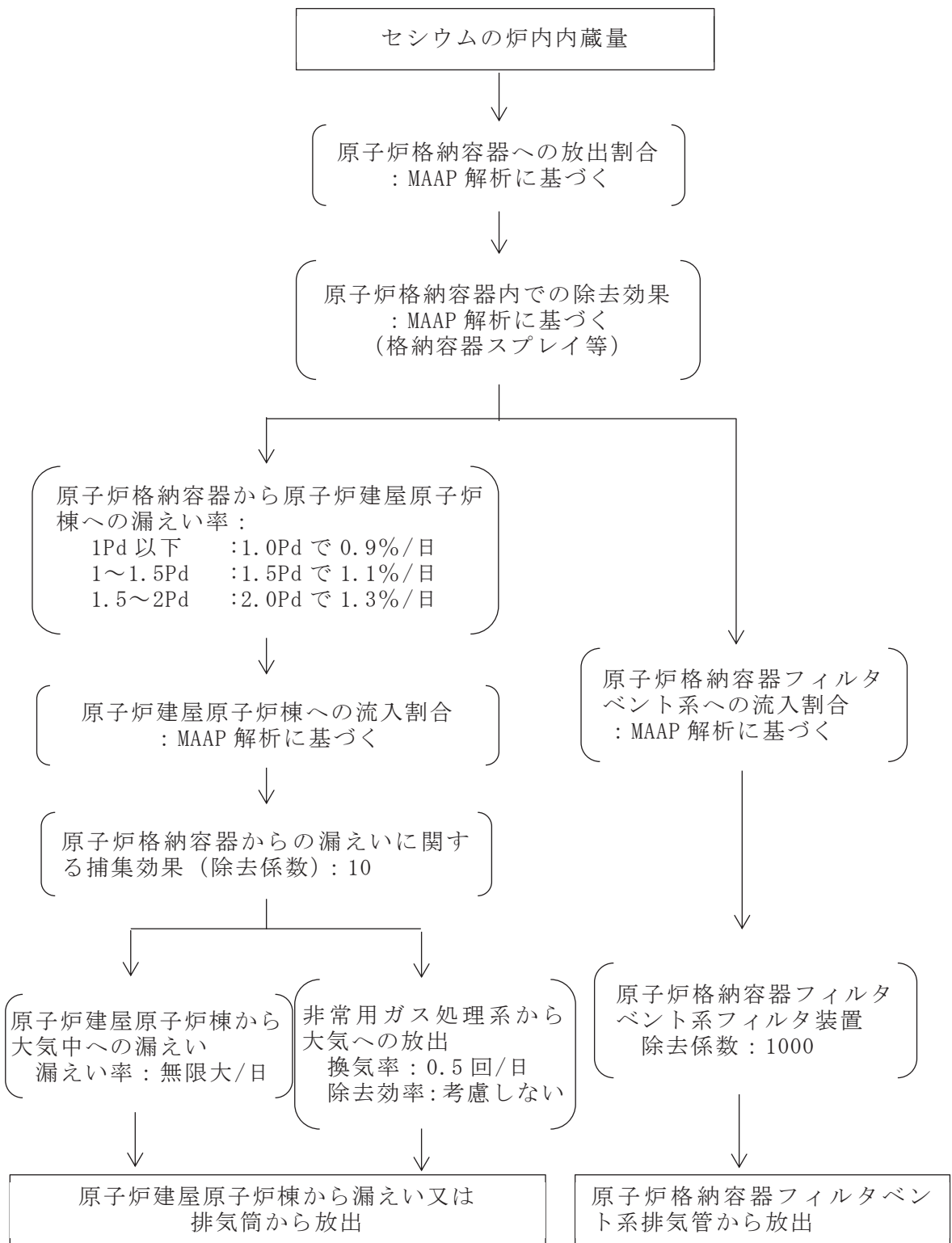


図 11-1 放射性物質の大気放出過程 (3/5)
(セシウム)

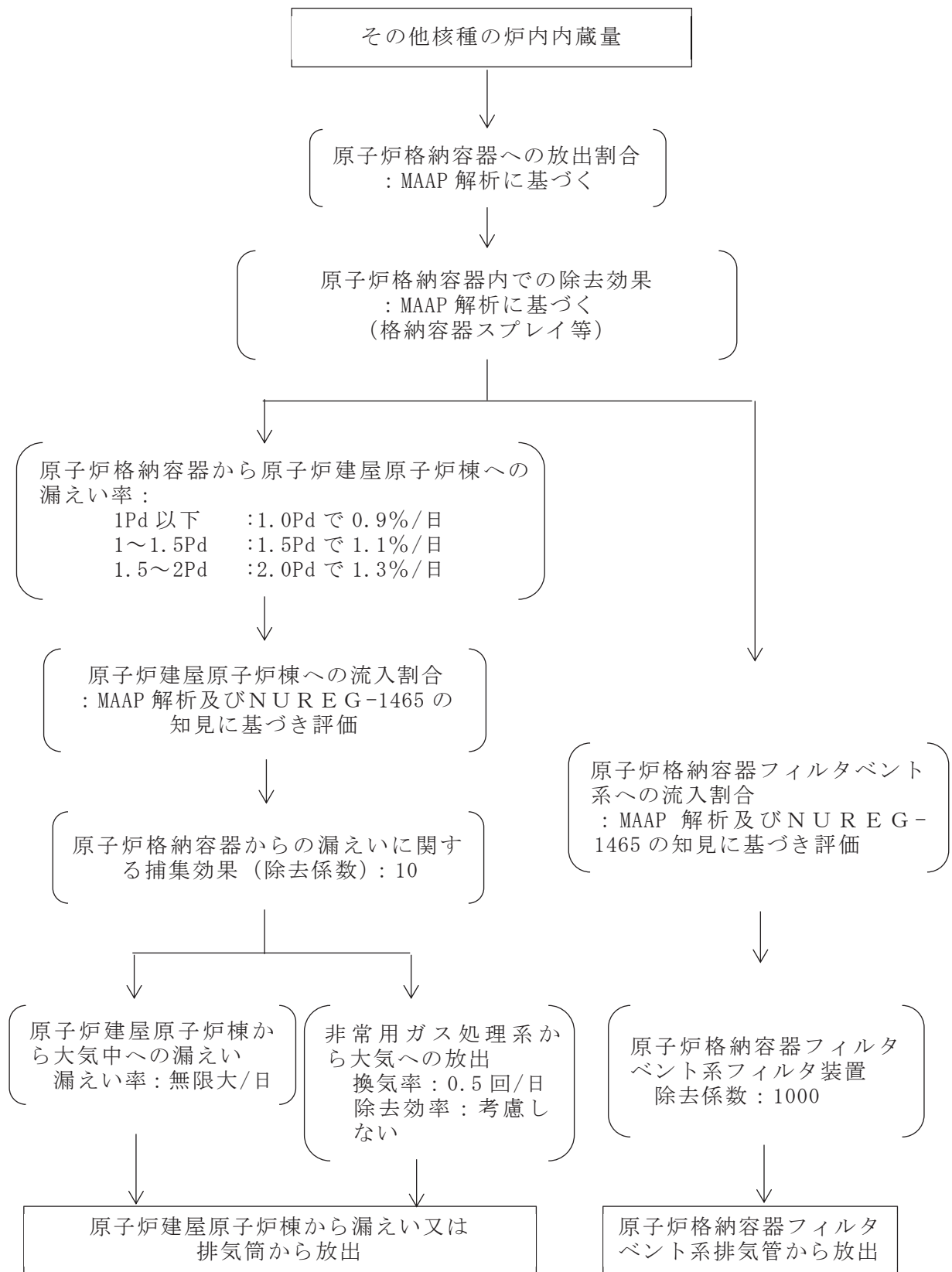
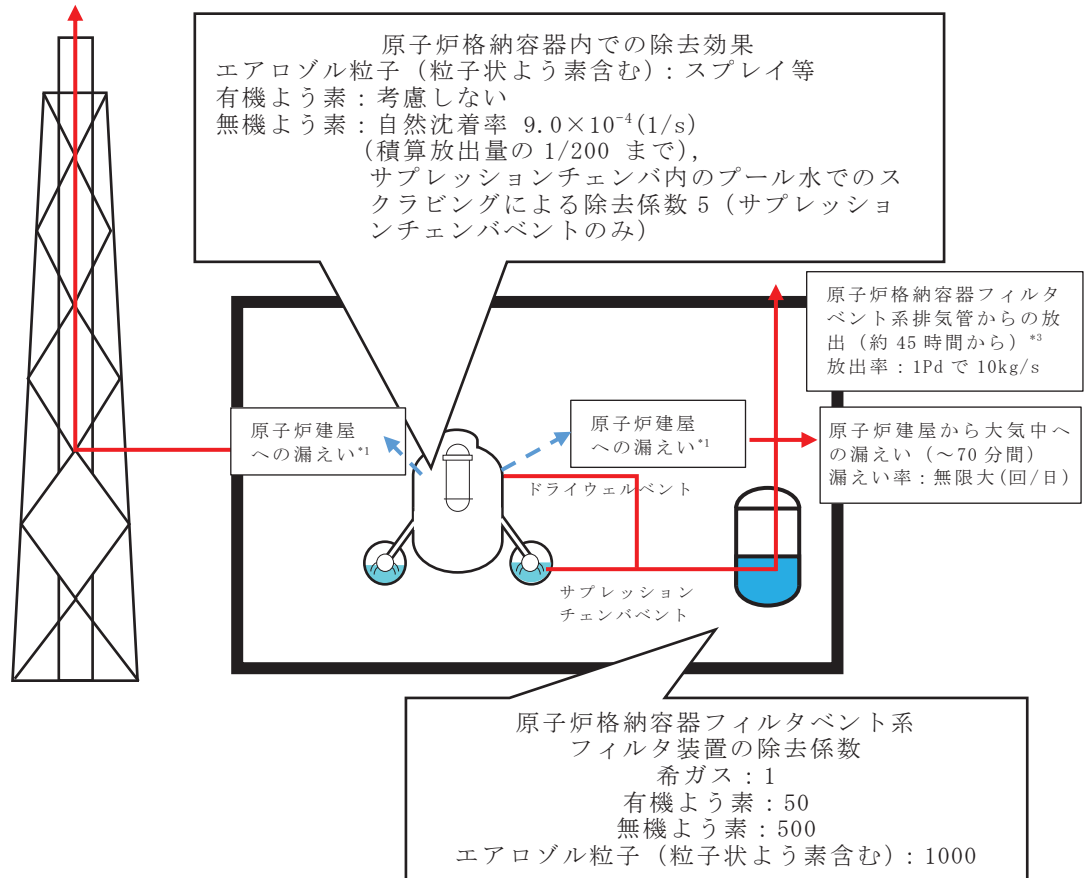


図 11-1 放射性物質の大気放出過程 (4/5)
(その他核種)

排気筒から放出（70分後～）*2
 放出率：0.5回/日
 除去効率：考慮しない



大気への放出経路	0時間	▼70分*2	▼45時間*3	168時間▼
原子炉建屋漏えい	■			
排気筒からの放出		■	■	■
原子炉格納容器フィルタバント系排気管からの放出			■	■

注記 *1：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，エアロゾル粒子（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：1.0Pd で 0.9%/日，1～1.5Pd：1.5Pd で 1.1%/日，1.5～2.0：2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

1Pd 以下：0.9%/日（一定），1～1.5Pd：1.1%/日（一定），1.5～2Pd：1.3%/日（一定）

*2：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 70 分以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

*3：事象発生後約 45 時間以降は，「排気筒から放出」及び「原子炉格納容器フィルタバント系排気管からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 11-1 放射性物質の大気放出過程(5/5) (イメージ)

12. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について

原子炉格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は、MAAP 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す原子炉格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、1Pd～1.5Pd の場合及び 1.5Pd～2Pd の場合の 3 種類を設定する。

ただし、MAAP 解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率は別途設定する。

1. 原子炉格納容器圧力が 1Pd 以下の場合

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

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

2. 原子炉格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合

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

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

3. 原子炉格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd 場合

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

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

○AEC の評価式*1

<原子炉格納容器圧力が 1Pd の場合>

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

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
L ₀	: 設計漏えい率(圧力 Pd に対して(ここでは 0.9Pd))	【0.5% / 日】
P _t	: 事故時の原子炉格納容器内圧力	【528kPa [abs]】
P _d	: 設計圧力	【485kPa [abs]】
P _a	: 原子炉格納容器外の圧力	【101.325kPa [abs]】
R _t	: 事故時の気体定数*2	【487.4J / Kg・K】
R _d	: 空気の気体定数	【287J / Kg・K】
T _t	: 事故時の原子炉格納容器内温度	【473.15K】
T _d	: 設計格納容器内温度 漏えい試験時の温度(20℃)	【293.15K】

<原子炉格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

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

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
P _t	: 事故時の原子炉格納容器内圧力	【741kPa [abs]】
R _t	: 事故時の気体定数*2	【487.4J / Kg・K】
T _t	: 事故時の原子炉格納容器内温度	【473.15K】

<原子炉格納容器圧力が 2Pd の場合>

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

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
P _t	: 事故時の原子炉格納容器内圧力	【955kPa [abs]】
R _t	: 事故時の気体定数*2	【487.4J / Kg・K】
T _t	: 事故時の原子炉格納容器内温度	【473.15K】

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

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

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

<原子炉格納容器圧力が 1Pd の場合>

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

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率
L₀ : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5% / 日】
P_t : 事故時の原子炉格納容器内圧力 【528kPa [abs]】
P_d : 設計圧力 【485kPa [abs]】
P_a : 原子炉格納容器外の圧力 【101.325kPa [abs]】

<原子炉格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

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

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率
P_t : 事故時の原子炉格納容器内圧力 【741kPa [abs]】

<原子炉格納容器圧力が 2Pd の場合>

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

- L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率
P_t : 事故時の原子炉格納容器内圧力 【955kPa [abs]】

4. 無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率

4.1 無機よう素

他の核種と同様に原子炉格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、MAAP 解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP 解析結果による原子炉格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、図 12-1 のとおり MAAP 解析結果による原子炉格納容器圧力を包絡した原子炉格納容器圧力を設定し、その原子炉格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、1.0Pd 以下で 0.9%/日、1.0Pd～1.5Pd で 1.1%/日、1.5Pd 超過で 1.3%/日を一律に与えるものであり、MAAP 解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であると考えられる。

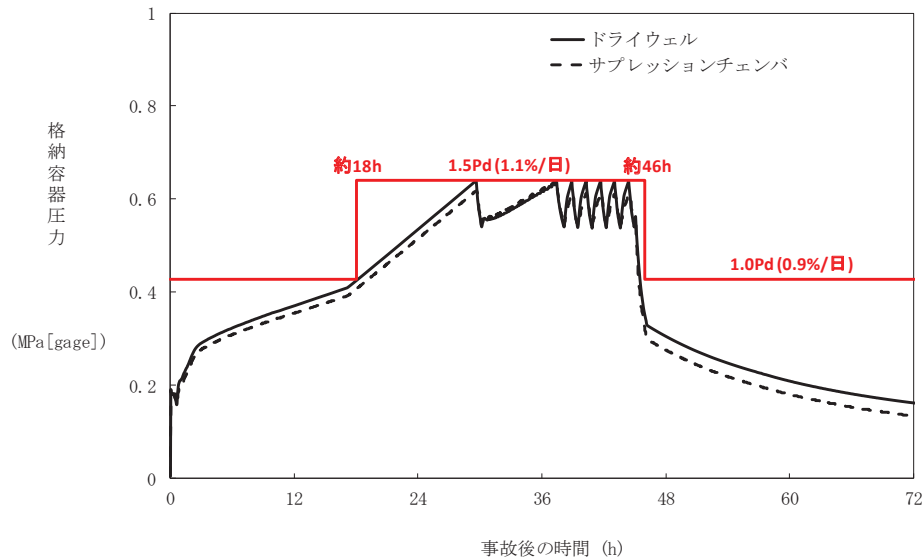


図 12-1 原子炉格納容器圧力と漏えい率の時間変化
(無機よう素の原子炉格納容器漏えい率の設定)

4.2 有機よう素

有機よう素についても、無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが、有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから、MAAP 解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし、1. 及び 2. に基づき漏えい率を設定する。

13. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について

MAAP におけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として、沈着、サブプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の
「第5部 MAAP」（抜粋）

(2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサブプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体，エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては，重力沈降，拡散泳動，熱泳動，慣性衝突，F Pガス凝縮，F Pガス再蒸発を模擬している。なお，沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は，Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて，浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお，Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり，この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は，水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は，Epsteinのモデルを用い，沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は，原子炉格納容器内でのみ考慮され，流れの中にある構造物に，流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し，沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F Pガスの凝縮は，F Pガスの構造物表面への凝縮であり，雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

5-66

F Pガスの再蒸発は，凝縮と逆であり，気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると，蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては，スクラビングによる除染係数(D F)を設定し，エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は，クエンチャ，垂直ベント，水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し，詳細コード SUPRA^[9]を用いて，圧力，プール水深，キャリアガス中の水蒸気質量割合，プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており，これらのデータから求める。

また，格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており，スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率，スプレーの液滴径，流量及び落下高さから計算する。

1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。解析結果を図 13-1 に示す。なお、感度解析では、以下の式により原子炉格納容器内の除去効果（除染係数（以下「DF」という。））を算出している。

$$\text{原子炉格納容器内 DF} = \frac{\text{原子炉格納容器内への } C_{sI} \text{ 放出割合}}{\text{ベントラインから大気への } C_{sI} \text{ 放出割合}}$$

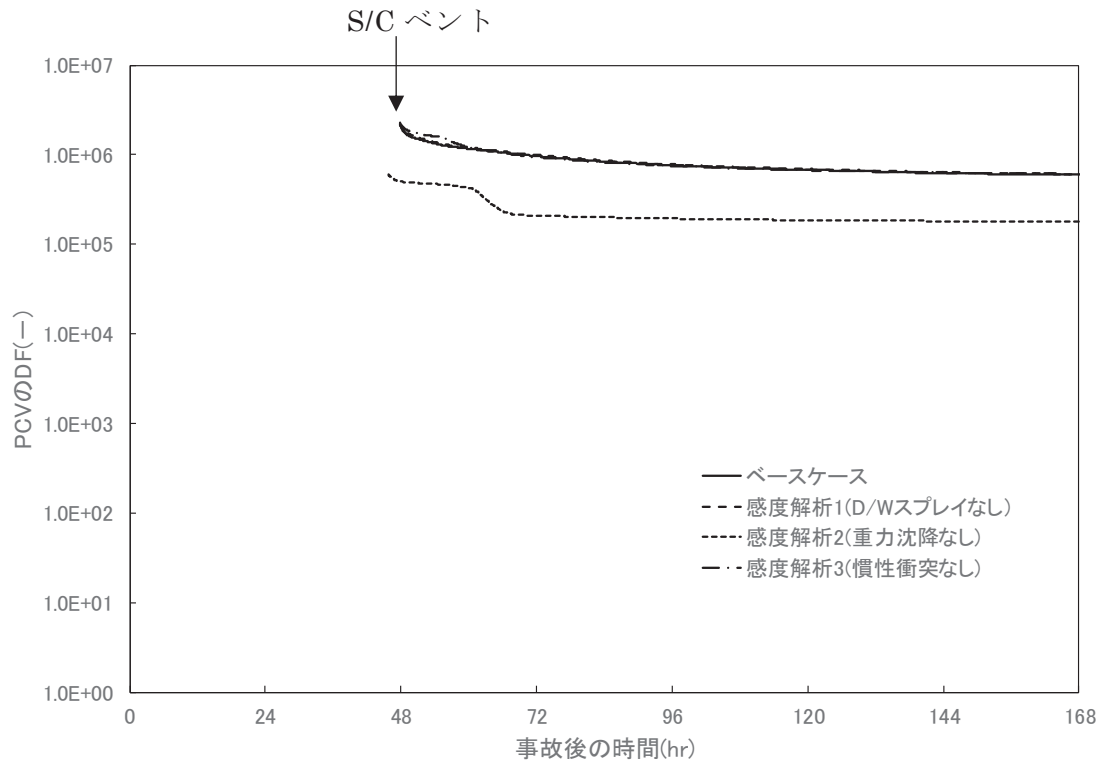


図 13-1 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

図 13-1 より、全除去効果を考慮したベースケースにおける DF との比較から、重力沈降の DF は 10 程度であることがわかる。これより、エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降の影響が大きいと考える。

2. サプレッションプールでのスクラビングによる除去効果

2.1 スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

2.2 MAAP 解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、MAAP 解析ではスクラビング計算プログラム (SUPRA コード) により計算された DF 値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、原子炉格納容器圧力及びサブプレッションプールのサブクール度の条件を補間して求めている。

SUPRA コードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動 (気泡サイズ及び気泡上昇速度)、初期気泡生成時の DF、気泡上昇時の DF を評価式により与えている。図 13-2 に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルの DF を与えている。

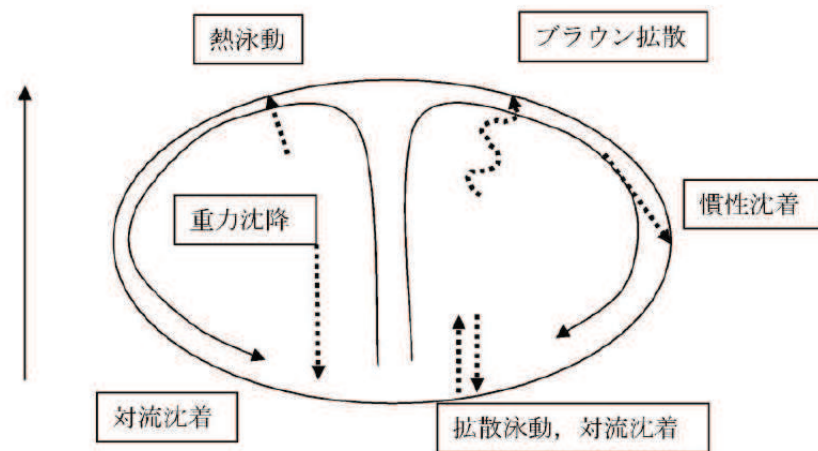


図 13-2 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

2.3 SUPRA コードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRA コードによる計算結果については、電力共同研究*1にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を表 13-1 及び図 13-3 に示す。また、試験結果を図 13-4 から図 13-10 に示す。

試験結果より、SUPRA コードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減による DF 値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径 $\square \mu\text{m}$ までの粒子について、SUPRA コードによる計算結果が実験結果より小さい DF 値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径 $\square \mu\text{m}$ の粒子について、SUPRA コードによる計算結果が実験結果より大きい DF 値を示しているが、これは実験と SUPRA コードで用いている粒子の違い (実験: L A T E X 粒子 (密度 $\square \text{g/cm}^3$), SUPRA コード: C s O H (密度 $\square \text{g/cm}^3$)) が影響しているためである。SUPRA コードの計算結果を密度補正*2した図 13-7 及び図 13-9 では、SUPRA コードによる計算結果は実験結果より概ね小さい DF 値を示すことが確認できる。

以上より、SUPRA コードにより計算された DF 値を用いることは妥当と考える。

注記*1: 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(P H A S E 2)
最終報告書平成 5 年 3 月

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

*2: 実験ではL A T E X粒子を用いているため、その粒径は [] となる。
 一方、S U P R AコードではC s O Hの粒径を基にしているため、粒径に
 粒子密度 ([] g/cm³) の平方根を乗じることにより [] に換算
 する。

表 13-1 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI

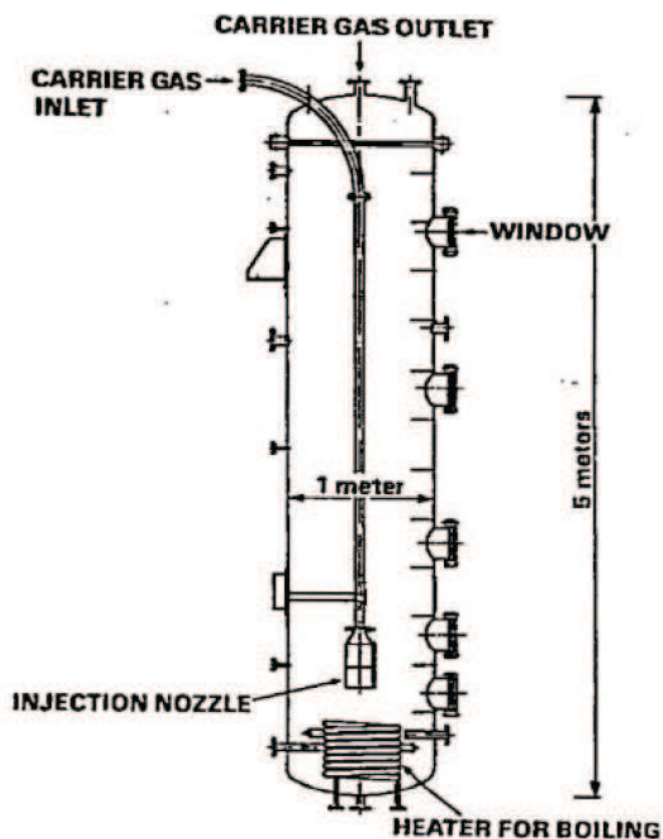


図 13-3 試験装置の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

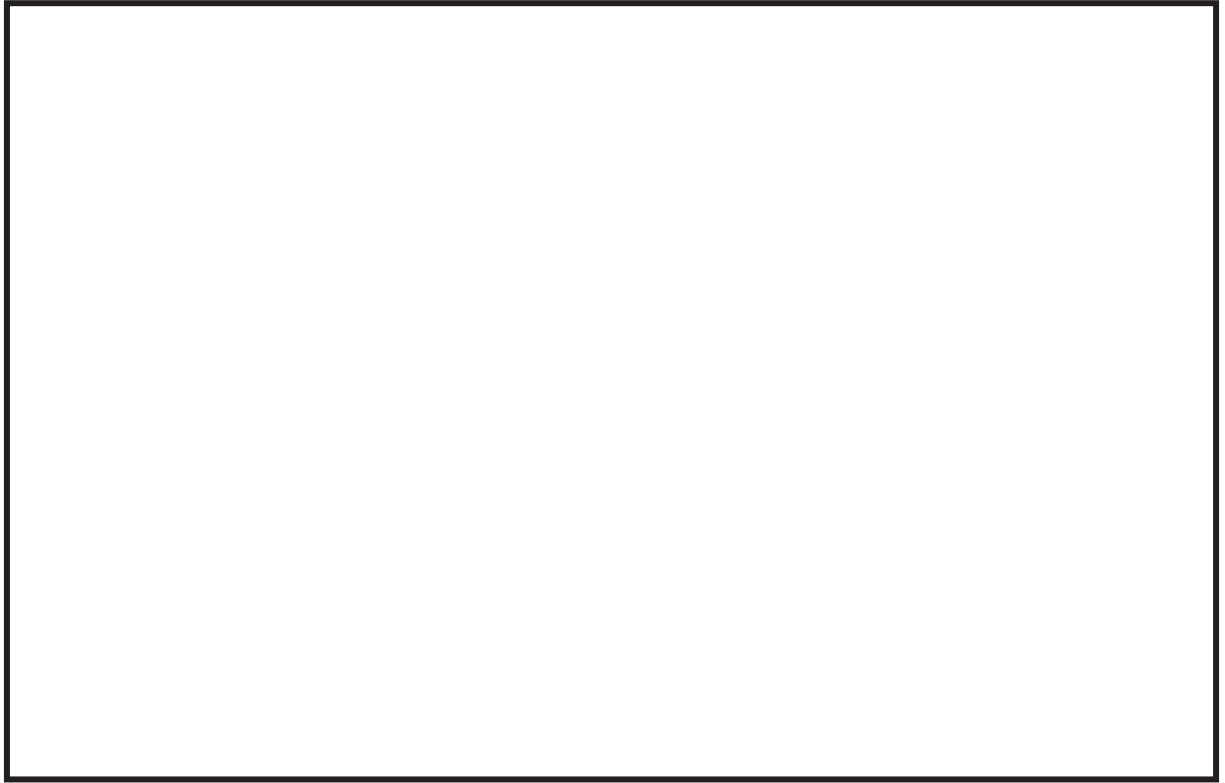


図 13-4 キャリアガス流量に対するDFの比較

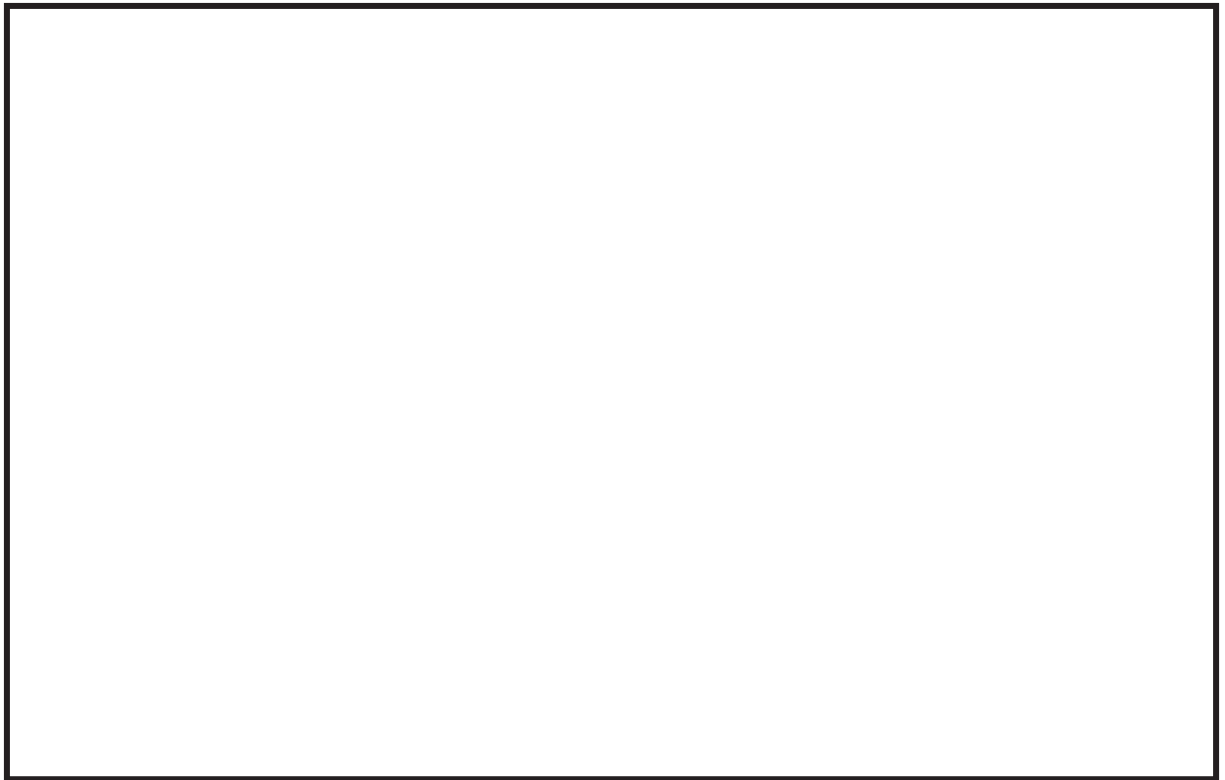


図 13-5 プール水温に対するDFの比較

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

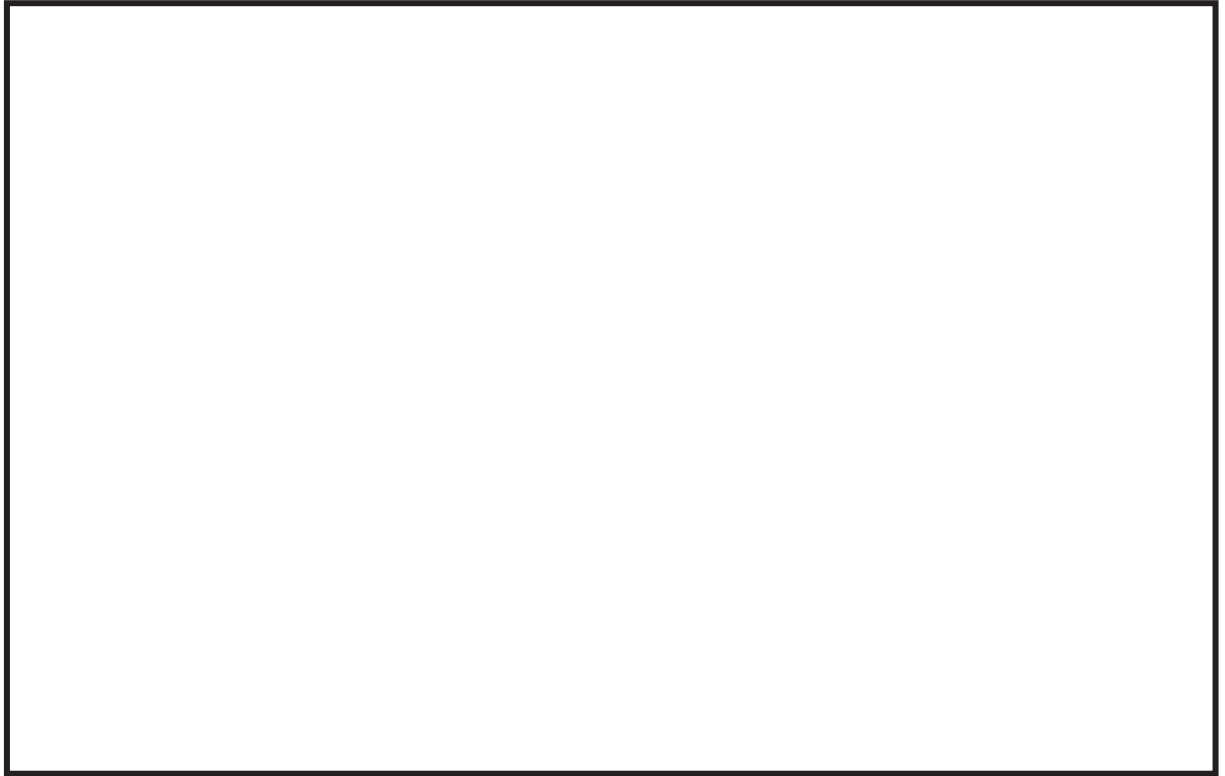


図 13-6 水蒸気割合に対するDFの比較

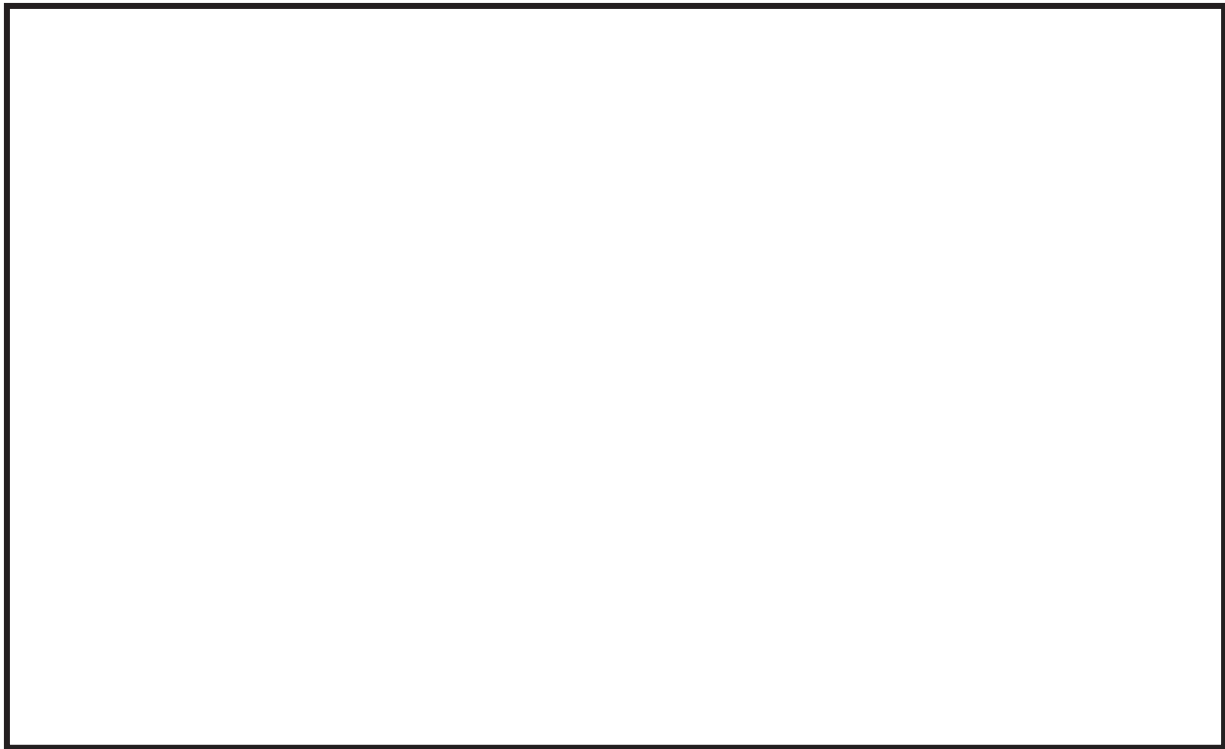


図 13-7 水蒸気割合に対するDFの比較（密度補正）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

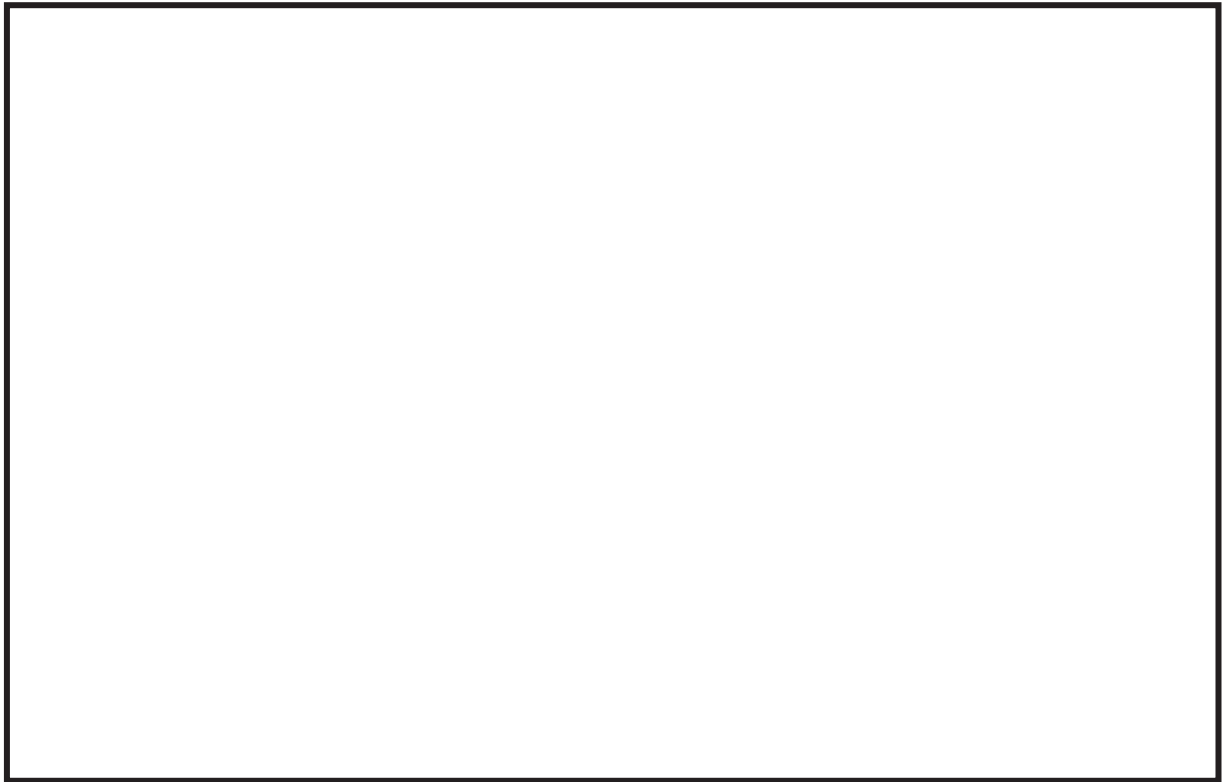


図 13-8 スクラビング水深に対するDFの比較

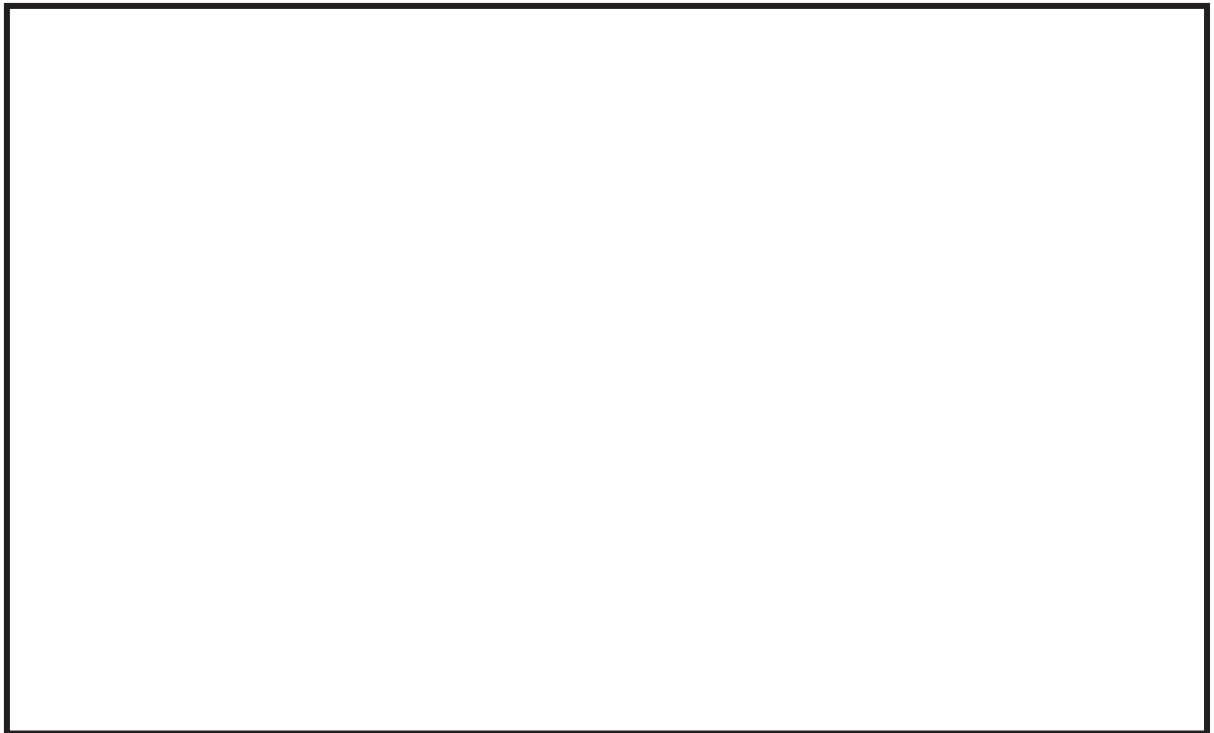


図 13-9 スクラビング水深に対するDFの比較（密度補正）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

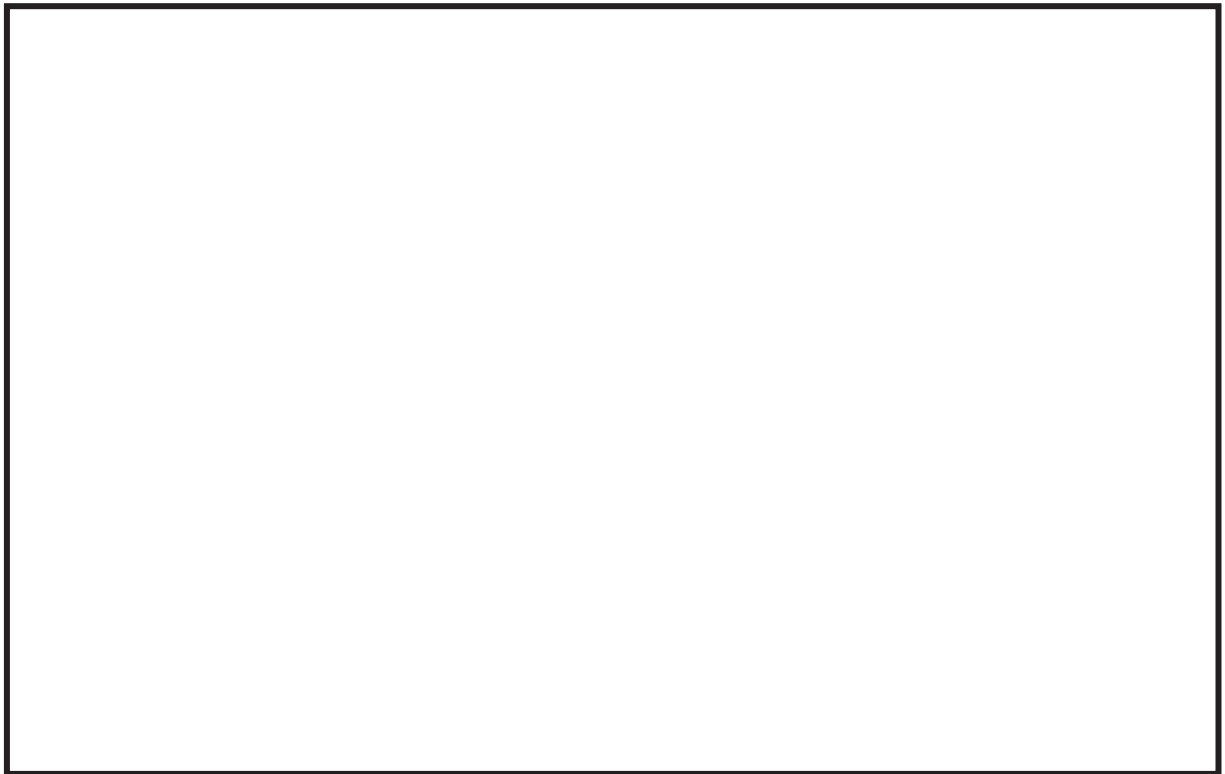


図 13-10 ガス温度に対するDFの比較

2.4 沸騰による除去効果への影響について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは，図 13-11 のとおり，格納容器逃がし装置による原子炉格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサブレーションプールは飽和状態（沸騰状態）になるため，サブレーションプールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP 解析条件及び評価結果を表 13-2 及び表 13-3 に示す。なお，エアロゾルの粒径については，スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果，表 13-3 のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは，図 13-12 のとおり，原子炉圧力容器内の Cs-137 は，大破断 LOCA により生じた破断口より原子炉格納容器内気相部へ移行し，その後重力沈降等により，事象発生 5 時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行するため，本評価においてサブレーションプールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

なお，CsI，CsOH の融点はそれぞれ 621℃，272℃以上*3 であり，沸点はそれ以上の温度であることから，シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で CsI，CsOH が揮発することは考えにくい，サブレーションプールの沸騰に伴い液相部中の CsI，CsOH の一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし，その場合でも，ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合の Cs-137 放出量（事象発生 7 日間で約 18TBq）に包絡されると考えられる。

*3：「化学大辞典 縮刷版」 共立出版

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

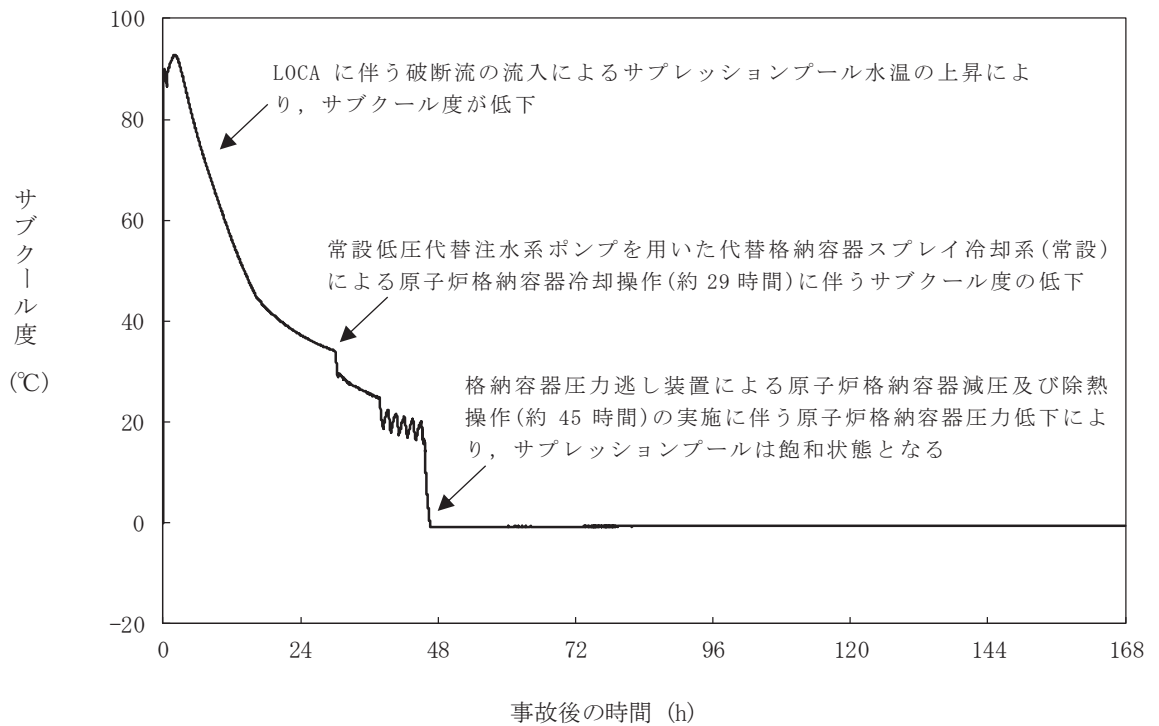


図 13-11 サプレッションプールのサブクール度の推移

表 13-2 評価条件

項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	□%	原子炉格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合(約 68%)より, 保守的に□%を採用
原子炉格納容器圧力	□kPa[gage]	原子炉格納容器ベント実施前の原子炉格納容器圧力(約 554kPa[gage])より, 設定上限値を採用
サブプレッションプール水深	□m	実機では水深□m以上のため, 設定上限値を採用
サブクール度	□°C	未飽和状態として設定(設定上限値)
	□°C	飽和状態として設定(設定下限値)
エアロゾルの粒径(半径)	□μm	スクラビング前において最も割合が多い粒径(約 0.5μm)および, スクラビング後において最も割合が多い粒径(約 0.4μm)より, □μmと□μmを採用
	□μm	

注記*: SUPRA コードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 13-3 評価結果

粒径 (半径)	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μ m	約 <input type="text"/>	約 <input type="text"/>
<input type="text"/> μ m	約 <input type="text"/>	約 <input type="text"/>

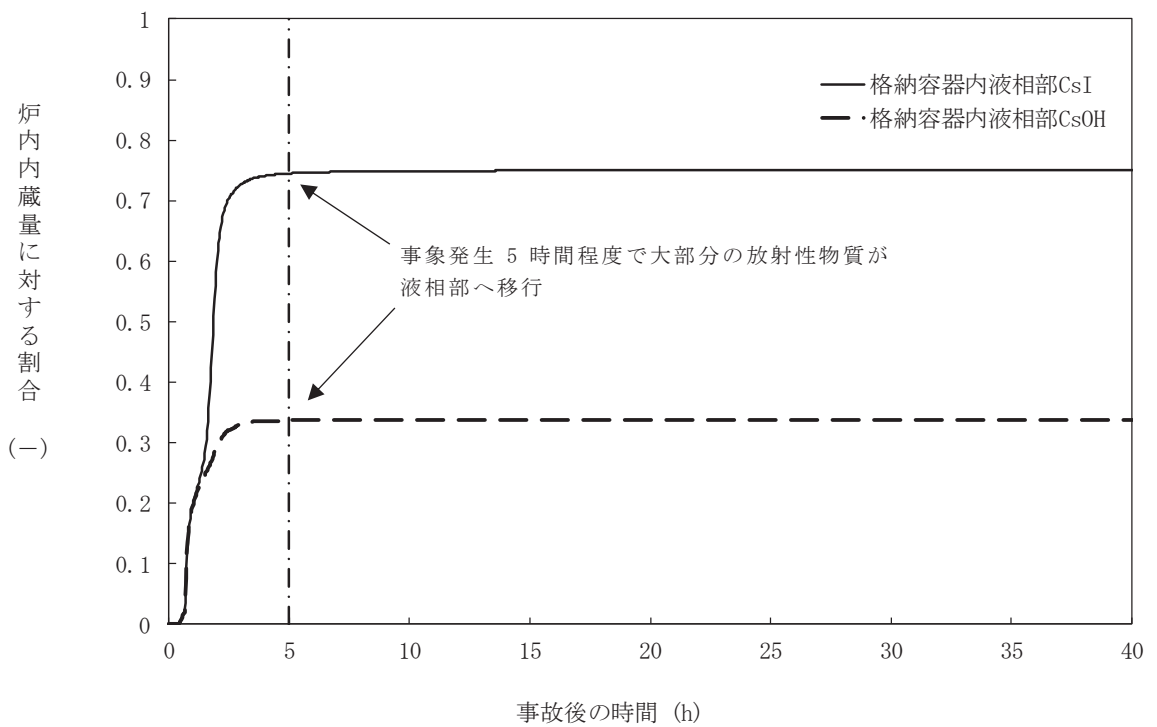


図 13-12 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

14. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

1. 無機よう素の自然沈着率の設定

原子炉格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s)（原子炉格納容器内への積算放出量の 1/200 まで）を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成 9 年度 NUREG-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（平成 10 年 3 月）」において、CSE（Containment Systems Experiment）A6 実験に基づく値が示されている。

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を λ_d (1/s) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度 ρ ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) の濃度変化は式 1 で表され、自然沈着率 λ_d は時刻 t_0 における無機よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における無機よう素濃度 ρ_1 を用いて式 2 のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式 1})$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right) \quad (\text{式 2})$$

なお、NUPEC の報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載（CSE A6 実験）より、時刻 0 分における無機よう素の気相濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ を上式に代入することで、式 3 のとおり、無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

この自然沈着率は、BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” の CSE A6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分から 30 分の濃度変化は、よう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。（図 14-1 参照）

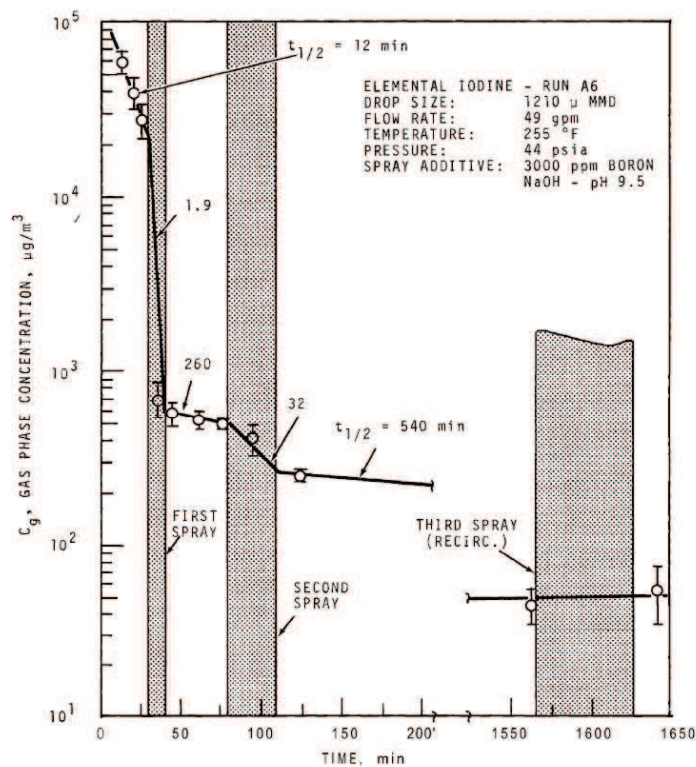


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 14-1 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. CSE実験の適用について

CSE実験条件と女川原子力発電所第2号機の評価条件の比較を表14-1に示す。

表 14-1 CSE実験条件と女川2号機の評価条件の比較

	CSE実験の Run No.			女川2号機
	A6 *1, *2	A5 *3	A11 *3	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa [gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.31 *4
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 170 *4
格納容器 スプレイ	間欠 *5	なし	なし	あり *6

注記*1: R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

*2: R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244, 1970

*3: R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457, 1970

*4: 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+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値

*5: A6 実験はスプレイを伴う実験だが、自然沈着率の算出には1回目のスプレイ実施前における原子炉格納容器内の濃度変化より設定している

*6: 格納容器スプレイを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していないCSE A5及びA11実験における無機よう素の原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化を図14-2に示す。初期の沈着についてはA6と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の1程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国SRP6.5.2では、原子炉格納容器内の無機よう素濃度が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。

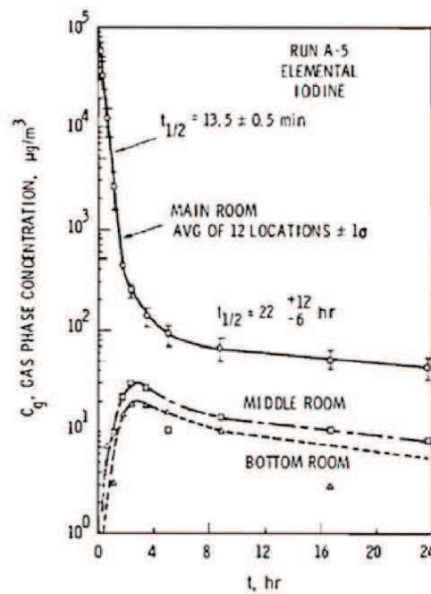


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

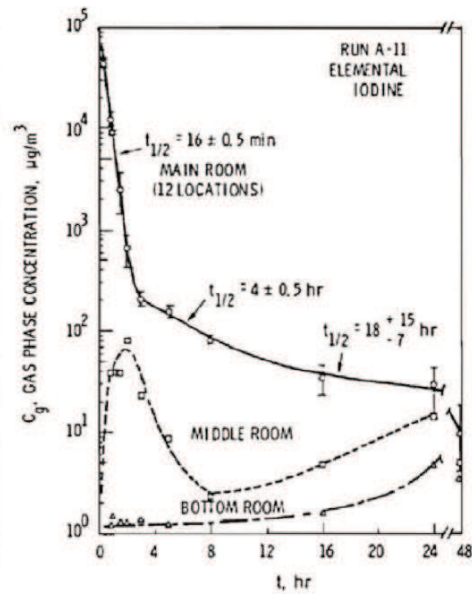


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

図14-2 CSE A5及びA11実験における無機よう素の原子炉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表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ため、CSE実験と女川原子力発電所第2号機の比表面積の比較を表14-2に示す。表からCSE実験と女川原子力発電所第2号機の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

表14-2 CSE実験と女川2号機の比表面積の比較

	CSE実験体系	女川2号機
体積 (m ³)	約 600	約 13,000
表面積 (m ²)	約 570	約 12,000
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 0.93

15. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるサプレッションプールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）について

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効果（以下「DF」という。）として、Standard Review Plan 6.5.5に基づきDF5を設定している。これはStandard Review Plan 6.5.5において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark-II及びMark-IIIに対してDF10以下、Mark-Iに対してDF5以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載（抜粋参照）に基づくものであり、女川原子力発電所第2号機はMark-I型原子炉格納容器を採用していることから、サプレッションプールの沸騰の有無に関わらず、DF5を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本DFの効果には期待していない。粒子状よう素のDFについては、MAAP解析のスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

1. **Pool Decontamination Factor.** The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

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効果に関する他の知見について

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効果に関する他の知見として、SPARC コードによる計算結果並びに UKAEA 及び POSEIDON にて行われた実験がある。

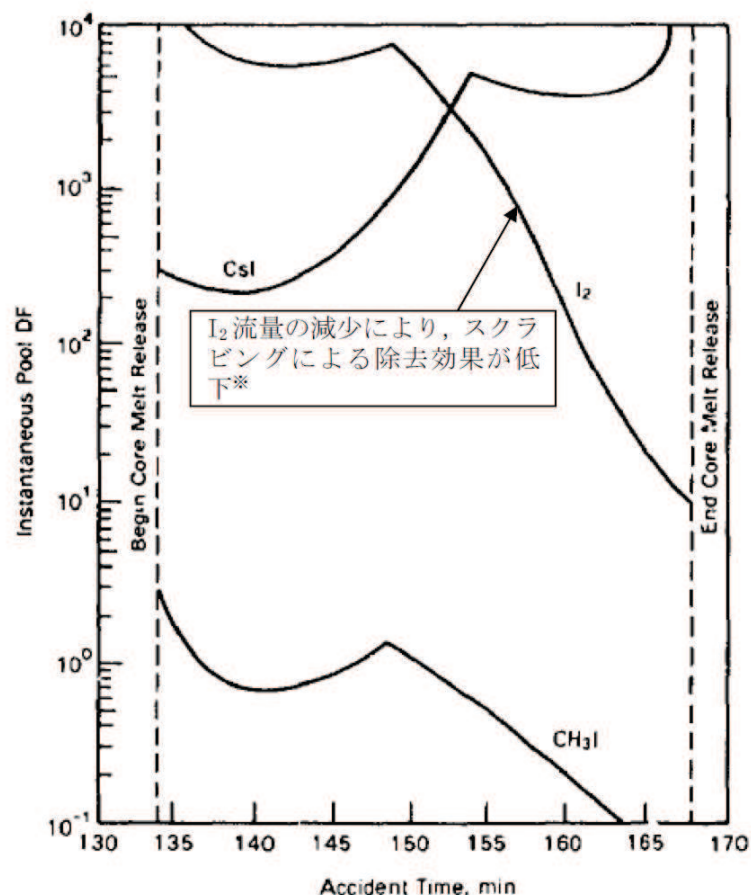
1. SPARC コードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5 の引用文献*1において、SPARC コードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、Mark-I 型原子炉格納容器を対象として無機よう素 (I_2)、粒子状よう素 (CsI) 及び有機よう素 (CH_3I) に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は図 15-1 のとおりであり、無機よう素に対する DF は最小で 10 程度である。

なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。

- ・ 過渡時において制御棒の挿入不良が発生
- ・ 緊急炉心冷却システムは作動するが、原子炉出力レベルはサプレッションプールの冷却能力を超過
- ・ 原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果、炉心損傷が発生

注記*1: P.C.Owczarski and W.K.Winegarder, "Capture of Iodine in Suppression Pools", 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



※文献中の記載 (抜粋)

“Here the I_2 flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I_2 concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool. ”

図 15-1 SPARC 計算結果 (瞬時値 DF)

2. UKAEA 及び POSEIDON にて行われた実験

無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA^{*2} 及び POSEIDON^{*3} において実験が行われている。実験体系を図 15-2 及び図 15-3、実験条件及び実験結果を表 15-1 及び表 15-2 に示す^{*4}。表 15-2 のとおり、無機よう素の DF は最小で 14 である。

*2: イギリスのウィンフリス (重水減速沸騰軽水冷却炉 (SGHWR)) の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

*3: スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のスクラビングに関する実験

*4: “State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995

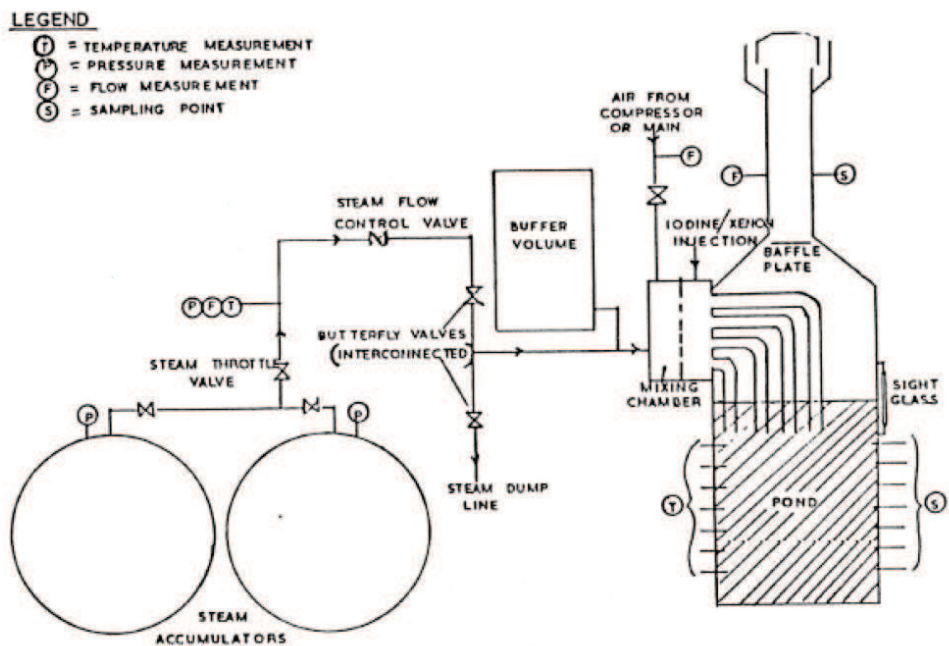


図 15-2 UKAEA 実験体系

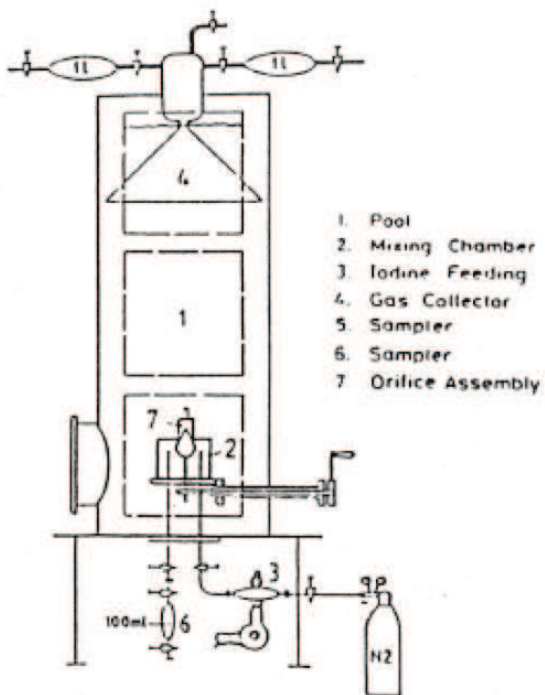


図 15-3 POSEIDON 実験体系

表 15-1 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, μm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N_2 + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO_2 Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N_2 or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~ 4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu_2O_3 CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	N_2 + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N_2	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	I_2 vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEI- DON	I_2 vapour	-	N_2	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

表 15-2 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO_2 Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu_2O_3 CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I_2	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I_2	20 - 300 000

* Only one test performed.

16. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉内蓄積量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。（参考 1 参照）

原子炉格納容器外への放出割合の評価に当たっては、想定事故シナリオ「大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗 + 全交流動力電源喪失したシーケンス」において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、そのプラント状態を模擬可能な MAAP コードを用いることとするが、以下の考察から、より実態に即した原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合を設定するため、NUREG-1465 の知見を用いて中・低揮発性核種の放出割合を補正する。なお、被ばく評価に与える影響としては高揮発性核種からの寄与がほとんどとなるが、NUREG-1465 の知見を用いて補正する中・低揮発性核種のうち短半減期核種についても被ばく評価への寄与が考えられ、その観点からもより実態に即した評価とするため、NUREG-1465 の知見を用いた放出割合の補正を行う。MAAP 解析結果を表 16-1 に、NUREG-1465 の知見を用いて一部補正した結果を表 16-2 に示す。

表 16-1 放出割合の評価結果（MAAP 解析）

核種グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合*1	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への放出割合*1
希ガス類	約 2.2×10^{-2}	約 9.6×10^{-1}
CsI 類	約 7.0×10^{-5}	約 1.3×10^{-6}
CsOH 類	約 2.8×10^{-5}	約 1.2×10^{-6}
Sb 類	約 8.4×10^{-5}	約 2.5×10^{-6}
TeO ₂ 類	約 4.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}
SrO 類	約 1.8×10^{-5}	約 4.7×10^{-5}
BaO 類	約 3.0×10^{-5}	約 2.5×10^{-5}
MoO ₂ 類	約 7.1×10^{-5}	約 1.1×10^{-6}
CeO ₂ 類	約 5.6×10^{-6}	約 4.2×10^{-5}
La ₂ O ₃ 類	約 5.4×10^{-6}	約 4.2×10^{-5}

注記*1：小数点第 2 位を切り上げ

表 16-2 放出割合の評価結果
(中・低揮発性の核種グループに対する補正後)

核種グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合*1	原子炉格納容器フィルタベント 系フィルタ装置への放出割合*1
希ガス類	約 2.2×10^{-2}	約 9.6×10^{-1}
CsI 類	約 7.0×10^{-5}	約 1.3×10^{-6}
CsOH 類	約 2.8×10^{-5}	約 1.2×10^{-6}
Cs 類*2	約 3.2×10^{-5}	約 1.2×10^{-6}
Sb 類	約 6.3×10^{-6}	約 2.4×10^{-7}
TeO ₂ 類	約 6.3×10^{-6}	約 2.4×10^{-7}
SrO 類	約 2.6×10^{-6}	約 9.5×10^{-8}
BaO 類	約 2.6×10^{-6}	約 9.5×10^{-8}
MoO ₂ 類	約 3.2×10^{-7}	約 1.2×10^{-8}
CeO ₂ 類	約 6.3×10^{-8}	約 2.4×10^{-9}
La ₂ O ₃ 類	約 2.6×10^{-8}	約 9.5×10^{-10}

注記*1：小数点第2位を切り上げ

*2：CsI 類及び CsOH 類の値から評価（評価式は式1）

① TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

表 16-1 によると、高揮発性核種（CsI，CsOH）の原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの放出割合（ 10^{-6} オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が大きい（ 10^{-5} オーダー）という結果になっている。

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

表 16-3 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に炉内蓄積量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。

表 16-3 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在割合*3

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹²⁹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	-	-	-	1	-	0.2	3	1	-
地階水、気相タンク類	0.01	-	-	2.1	0.5	0.7	47	(47) [†]	54
補助建屋	-	-	-	0.1	-	0.7	5	7	-
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

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

*3 存在割合=サンプル試料の分析結果/ORIGEN2コード解析結果

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

また、表 16-4 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(セシウムやヨウ素)であり、多くの中・低揮発性核種は不検出(ND)という結果となっている。

表 16-4 福島第一原子力発電所事故後に検出された
土壤中の放射性核種

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野鳥の塚 (西約500m)*2			【定点③】*1 産業処分場遺構 (南南西約500m)*2			4.6号機サビス と本館 (北約1000m)*2		⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟遺構 (北約500m)*2		⑥南南西 約500m*2		⑦南南西 約750m*2		⑧南南西 約1,000m*2	
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22		
試料採取日	JAEA	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA		
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	3/24	3/25	3/25		
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06							
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4							
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+03	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	5.9E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05							
Cs-135(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	5.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04							
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+03	7.0E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.0E+04	1.0E+05							
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+03	5.3E+04	ND	2.7E+06	8.0E+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	6.0E+04	ND	ND	ND							
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+02	ND	ND	6.1E+03	ND	ND	7.9E+02							
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04							
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	5.5E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND							
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03							
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03							
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND							
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND							

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

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており*4、高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し、中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右されるものであり、高揮発性核種は中・低揮発性核種に比べ放出割合が大きくなる特徴をもつ。

希ガス:高温にてほぼ全量放出される。

- I, Cs : 高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。
 Sb, Te : 被覆管と反応した後, 被覆管の酸化に伴い放出される。
 Sr, Mo, Ru, Rh, Ba : 雰囲気条件 (酸化条件 or 還元条件) に大きな影響を受ける。
 Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb : 高温状態でも放出速度は低い。
 *4 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチノイドの放出挙動評価のための研究 (JAEA-Review 2013-034, 2013 年 12 月)」

③補正について

①及び②より, 表 16-1 の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず, これは, MAAP 解析において, 中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ, 要因としては, 熔融燃料が再冠水し熔融燃料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燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや, 熔融燃料上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。なお, MAAP コードの開発元である EPRI から, 以下の報告がなされている。

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

したがって, 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, 環境中への放出量を評価するため, 中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり, TMI 事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ, 被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し, BWR 及び PWR それぞれに対して放出割合を設定する等, より現実的なソースタームの設定を目的として制定された NUREG-1465 の知見を利用する。事象発生後, 炉心損傷が開始し, 原子炉压力容器が破損するまでの MAAP 解析と NUREG-1465 の想定と比較を表 16-5 のとおりであり, 想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉压力容器破損には至らないが, NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく, 本評価において NUREG-1465 の知見は利用可能と判断している。

表 16-5 MAAP 事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し, ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し, 熔融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 30 分* ⁵	約 30 分～約 3.0 時間* ⁶
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

*5 炉心損傷開始 (燃料被覆管 1000K) ～燃料溶融開始 (燃料温度 2500K)

*6 原子炉注水をしなない場合における原子炉压力容器破損時間 (本評価においては原子炉注水により原子炉压力容器破損には至らない)

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ、C s Iグループ、C s OHグループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP 解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお、C s の放出割合については、C s Iグループ及びC s OHグループの放出割合、I 元素とC s 元素の原子炉停止直後の炉内蓄積重量より、式 1 を用いて評価する。(式 1 の導出過程は、参考 2 参照)

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式 1})$$

$F_{Cs}(T)$:	時刻 T における C s の放出割合
$F_{CsOH}(T)$:	時刻 T における C s OHグループの放出割合
$F_{CsI}(T)$:	時刻 T における C s Iグループの放出割合
M_I	:	停止直後の I の炉内蓄積重量
M_{Cs}	:	停止直後の C s の炉内蓄積重量
W_I	:	I の分子量
W_{Cs}	:	C s の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

中低揮発性の核種グループについては、MAAP 解析から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C s の放出割合、希ガスグループの放出割合及びNUR E G-1465 の知見を利用して放出割合を評価する。

ここで、中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは、格納容器ベントからの放出については希ガス、原子炉建屋への漏えいについてはC s と同一になるものとし⁷、事象発生から 168 時間経過時点におけるC s 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NUR E G-1465 で得られた比率に等しいとして、式 2 及び式 3 に基づき評価する。また、表 16-6 に、NUR E G-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

$F_i(T)$:	時刻 T における i 番目のMAAP核種グループの放出割合
$F_{NG}(T)$:	時刻 T における希ガスグループの放出割合
$F_{Cs}(T)$:	時刻 T におけるC s の放出割合
γ_i	:	NUR E G-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}	:	NUR E G-1465 におけるC s 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

*7 原子炉格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受けるCsの振る舞いに近いと考えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、Csに比べて原子炉格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に伴い大気への放出が生じるCsではなく、原子炉格納容器気相部に浮遊し、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又はCsの放出割合」に比例するものとする。

表 16-6 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*8
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

*8 NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「LateIn-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉内蓄積量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの原子炉格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を表16-7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は図16-1のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は同等である。

表16-7 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種* ⁹
希ガス類	K r, X e
C s I類	I
C s O H類	C s, R b
S b類	S b
T e O ₂ 類	T e
S r O類	S r
B a O類	B a
M o O ₂ 類	M o, T c, R u, R h
C e O ₂ 類	C e, N p, P u
L a ₂ O ₃ 類	L a, Y, Z r, N b, P r, N d, A m, C m, S m

*⁹ 本評価において「T e₂類」及び「U O₂類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

[FPの核種グループ]

(NUREG-1465)

(MAAP)

グループ	核種	グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス
2	ハロゲン/I, Br	2	CsI
3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO ₂
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	4	SrO
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	5	MoO ₂
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co,	6	CsOH
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	7	BaO
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	8	La ₂ O ₃
		9	CeO ₂
		10	Sb
		11	Te ₂
		12	UO ₂

図 16-1 MAAP 及び NUREG-1465 における核種グループの比較
 (「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の
 「第 5 部 MAAP」(抜粋))

参考2 C s の放出割合の評価式について

C s の放出割合については、C s I グループ及びC s OHグループの放出割合、I 及びC s の原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びにI 及びC s の分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について示す。

$$F_{CS}(T) = F_{CSOH}(T) + \frac{M_I}{M_{CS}} \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times (F_{CSI}(T) - F_{CSOH}(T)) \quad (\text{式 1})$$

$F_{CS}(T)$:	時刻 T における C s の放出割合
$F_{CSOH}(T)$:	時刻 T における C s OHグループの放出割合
$F_{CSI}(T)$:	時刻 T における C s I グループの放出割合
M_I	:	停止直後の I の炉内蓄積重量
M_{CS}	:	停止直後の C s の炉内蓄積重量
W_I	:	I の分子量
W_{CS}	:	C s の分子量

1. C s I に含まれる C s

I は全てC s I として存在しているため、C s I 中に含まれるC s は、C s I 中に含まれる I の重量に I 及びC s の分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{CS(CSI)}(T) = M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times F_{CSI}(T)$$

$M_{CS(CSI)}(T)$: 時刻 T における C s I 中に含まれる C s の放出量

2. C s OH に含まれる C s

C s はC s I 又はC s OHのいずれかの形態で存在しているため、C s OH中に含まれるC s は、1. で算出したC s I 中に含まれるC s を差引くことで算出する。

$$M_{CS(CSOH)}(T) = \left(M_{CS} - M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \right) \times F_{CSOH}(T)$$

$M_{CS(OH)}(T)$: 時刻 T における C s OH中に含まれる C s の放出量

3. C s の放出割合

1. 及び 2. で得られたC s の放出量をC s の炉内蓄積重量で除することで、C s の放出割合を算出する。

$$\begin{aligned} F_{CS}(T) &= \frac{M_{CS(CSI)}(T) + M_{CS(CSOH)}(T)}{M_{CS}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times F_{CSI}(T) + (M_{CS} - M_{CS(CSI)}) \times F_{CSOH}(T)}{M_{CS}} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} &= \frac{M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times F_{CSI}(T) + \left(M_{CS} - M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \right) \times F_{CSOH}(T)}{M_{CS}} \\ &= F_{CSOH}(T) + \frac{M_I}{M_{CS}} \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times (F_{CSI}(T) - F_{CSOH}(T)) \end{aligned}$$

参考3 MAAP 解析結果及びN U R E G-1465 の放出割合について

被ばく評価への寄与が大きい核種に対する MAAP 解析結果及びN U R E G-1465 の放出割合を表 16-8 に示す。表 16-8 のとおり，C s 及び I については MAAP 解析結果の方が大きい。また，希ガスについては，N U R E G-1465 の放出割合の方が大きい，これは女川原子力発電所 2 号機の想定事故シナリオでは，原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

表 16-8 MAAP 解析結果及びN U R E G-1465 の放出割合

	MAAP	N U R E G-1465* ⁸
希ガス	約 0.98	1
I	約 0.76	0.30
C s	約 0.38	0.25

17. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について

よう素の化学形態に対する存在割合として、R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示された、よう素の存在割合を用いている。

よう素類の性状については、「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」（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委員会決定）にて、適切に考慮されるように記述されている。

よう素の化学形態に対する存在割合について、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 に記載はあるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている（放出全よう素のうち、無機よう素は 5%を超えない、有機よう素は無機よう素の 3%（0.15%）を超えない（95%が粒子状））。

pH 調整がされない可能性がある場合には、無機よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、無機よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。無機よう素は原子炉格納容器内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要である。

したがって、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について、以下のとおり検討し、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH が 7 未満の場合での直接的な値の記述ではないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って無機よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を表 17-1、pH 調整がなされない場合の結果を表 17-2 に示す。BWR プラントである Grand Gulf 及び Peach Bottom の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I^- となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、無機よう素（ガス状及び液体状）となる割合が増加する。また、有機よう素についても、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合の方が、より多くなる結果が示されている。

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Grand Gulf 及び Peach Bottom の評価結果によるよう素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、という観点から考察し、表 17-3 に示す R.G.1.195 のよう素の化学形態毎の存在割合を用いることとした。

表 17-1 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

表 17-2 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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

表 17-3 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

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

18. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における NUREG-1465 を用いた評価と MAAP 解析での評価の比較について

被ばく評価への寄与が大きい核種に対する MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の放出割合を表 18-1 及び図 18-1 に示す。Cs 及び I については MAAP 解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465 の放出割合が大きい、これは女川原子力発電所 2 号機の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

表 18-1 MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の放出割合

	MAAP	NUREG-1465*
希ガス	約 0.98	1
I	約 0.76	0.30
Cs	約 0.38	0.25

* NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465 では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

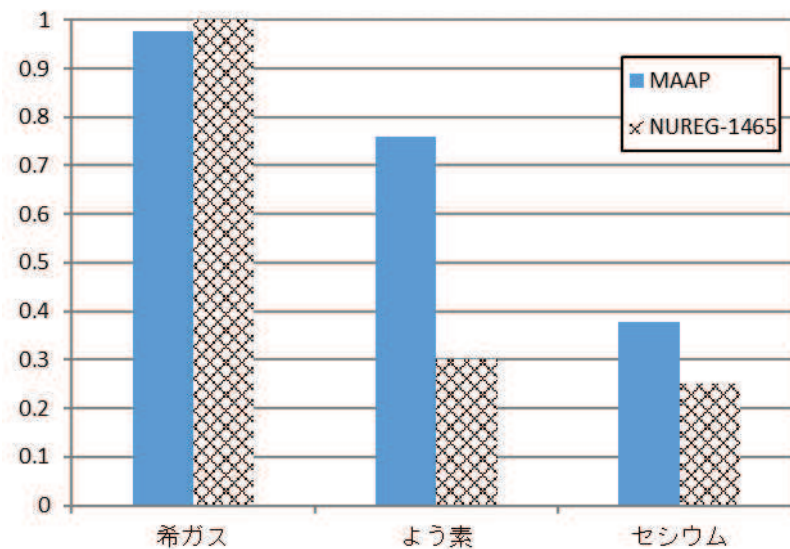


図 18-1 原子炉格納容器内への放出割合の比較

19. 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について

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。評価対象方位を図 19-1 から図 19-12 に、各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果を表 19-1 に示す。

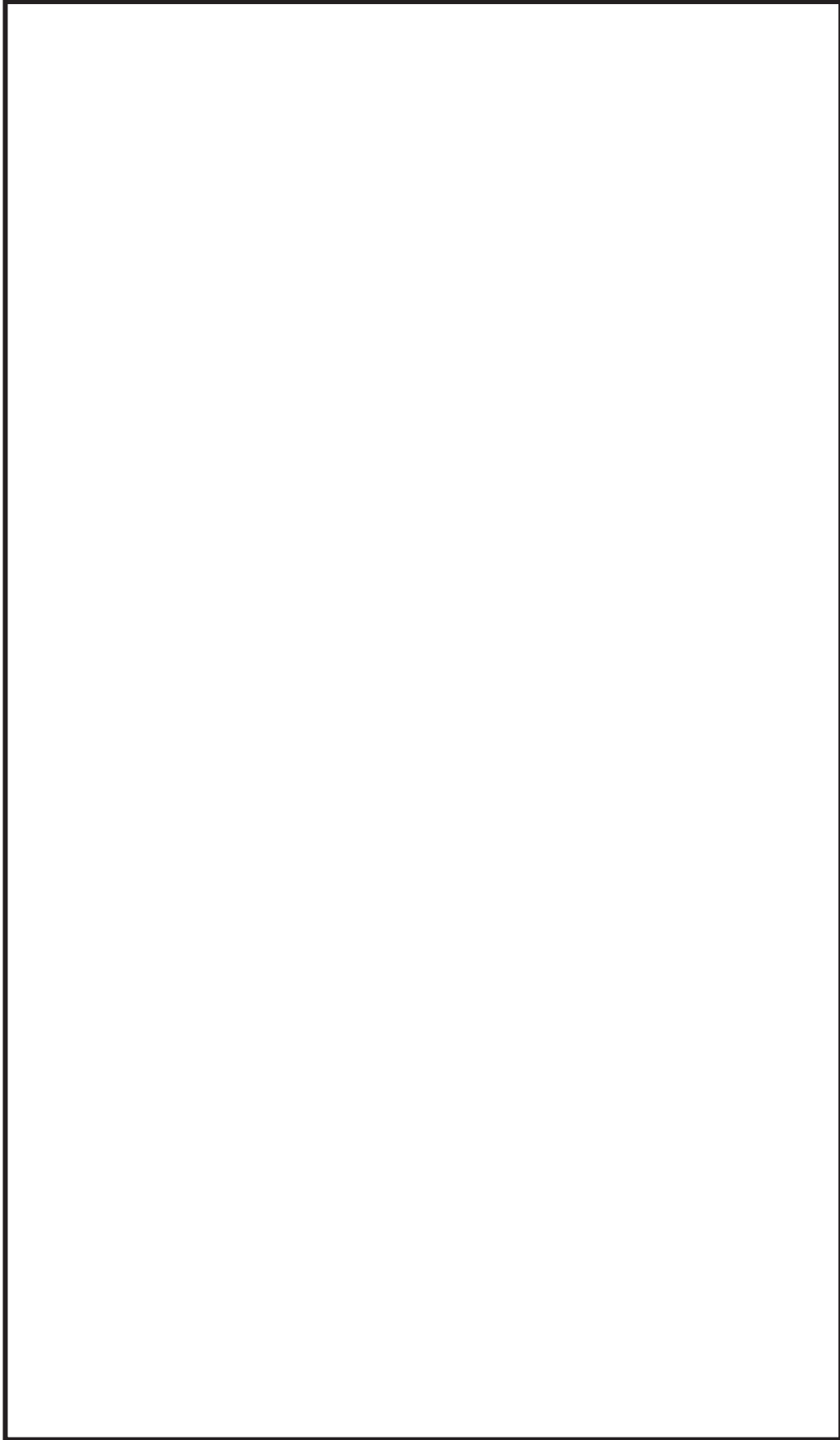


図 19-1 評価対象方位

(放出源：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

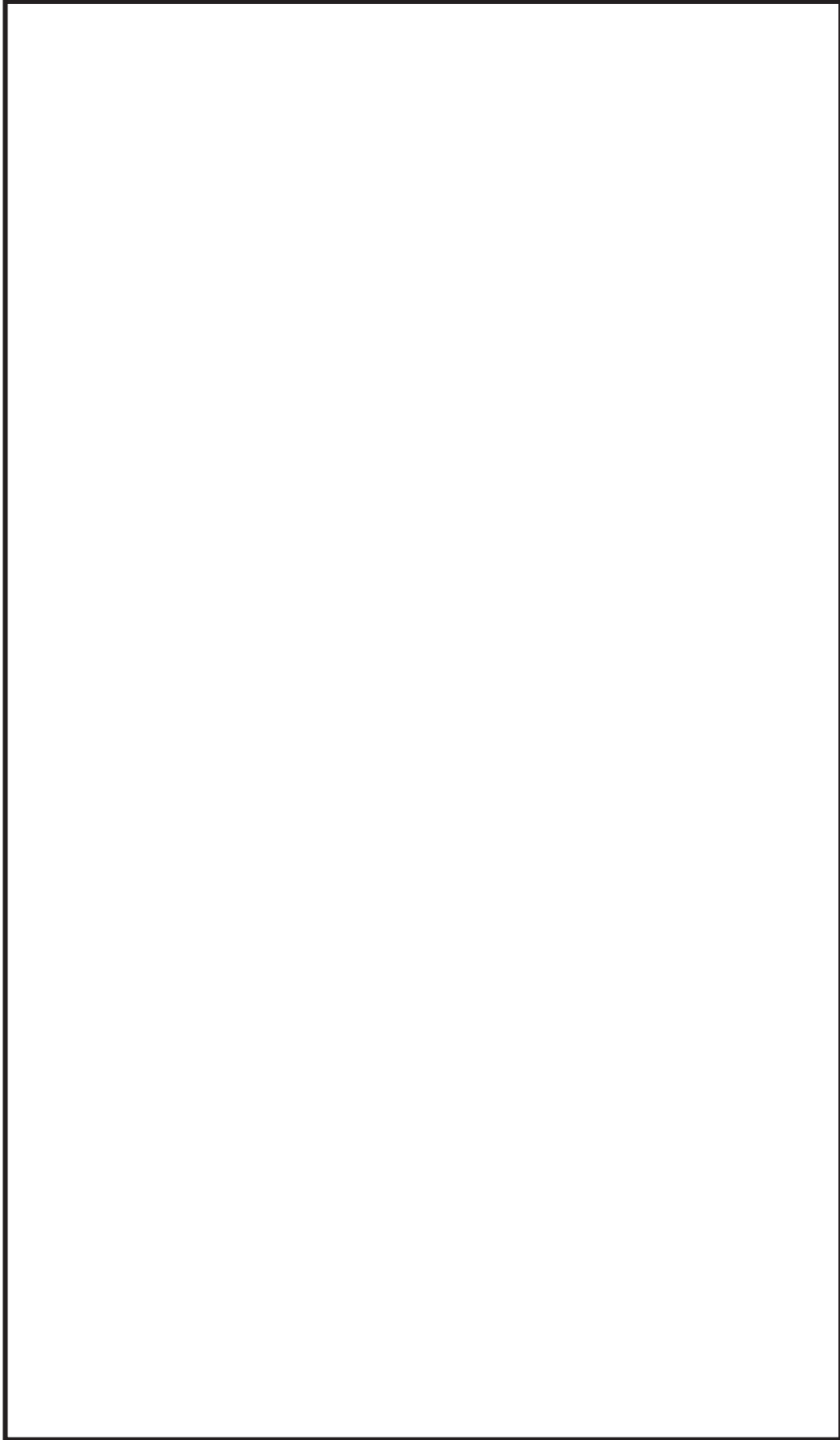


図 19-2 評価対象方位

(放出源：原子炉格納容器フイルタベント系排気管，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

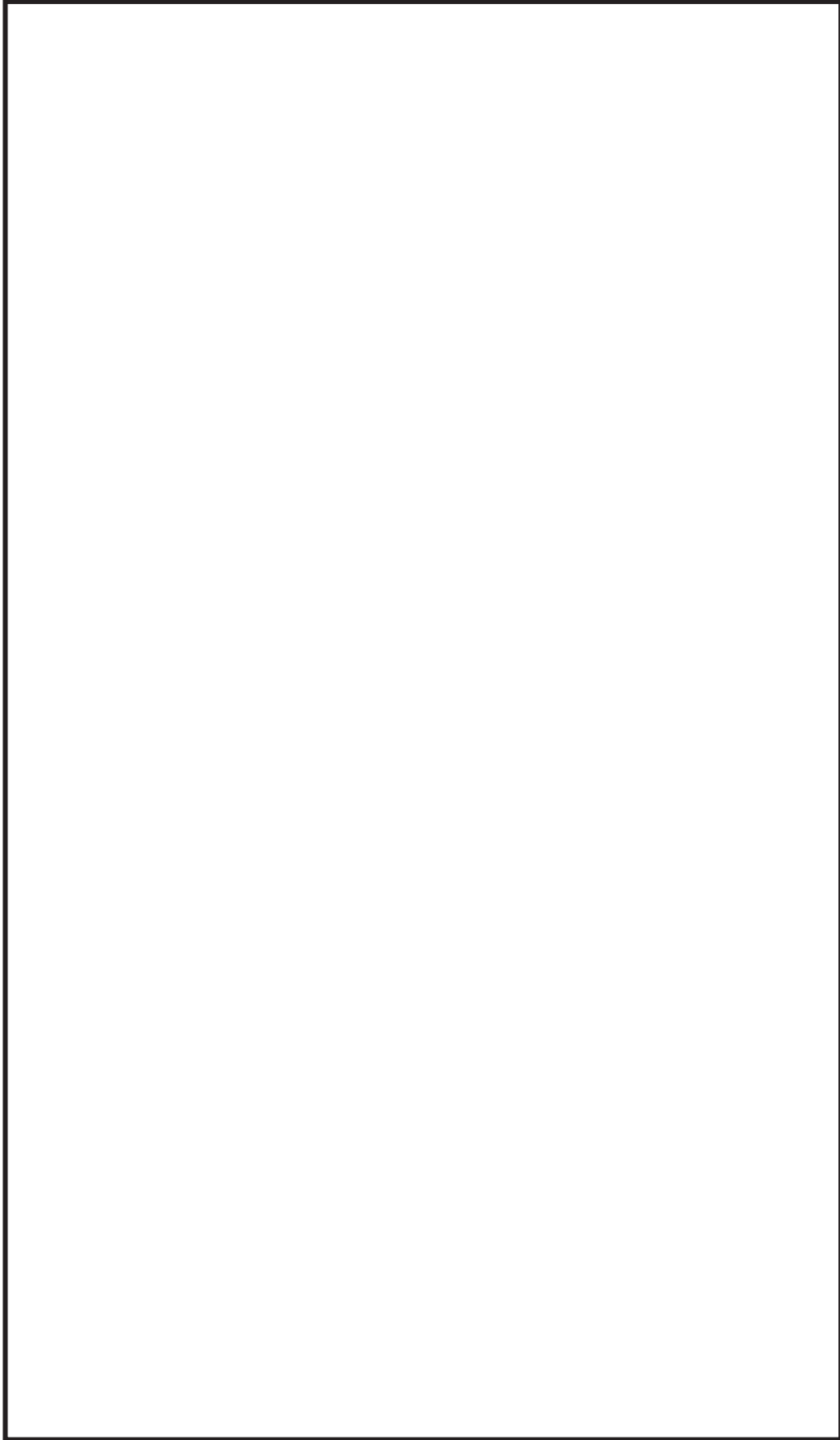


図 19-3 評価対象方位

(放出源：原子炉格納容器フイルタベント系排気管，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

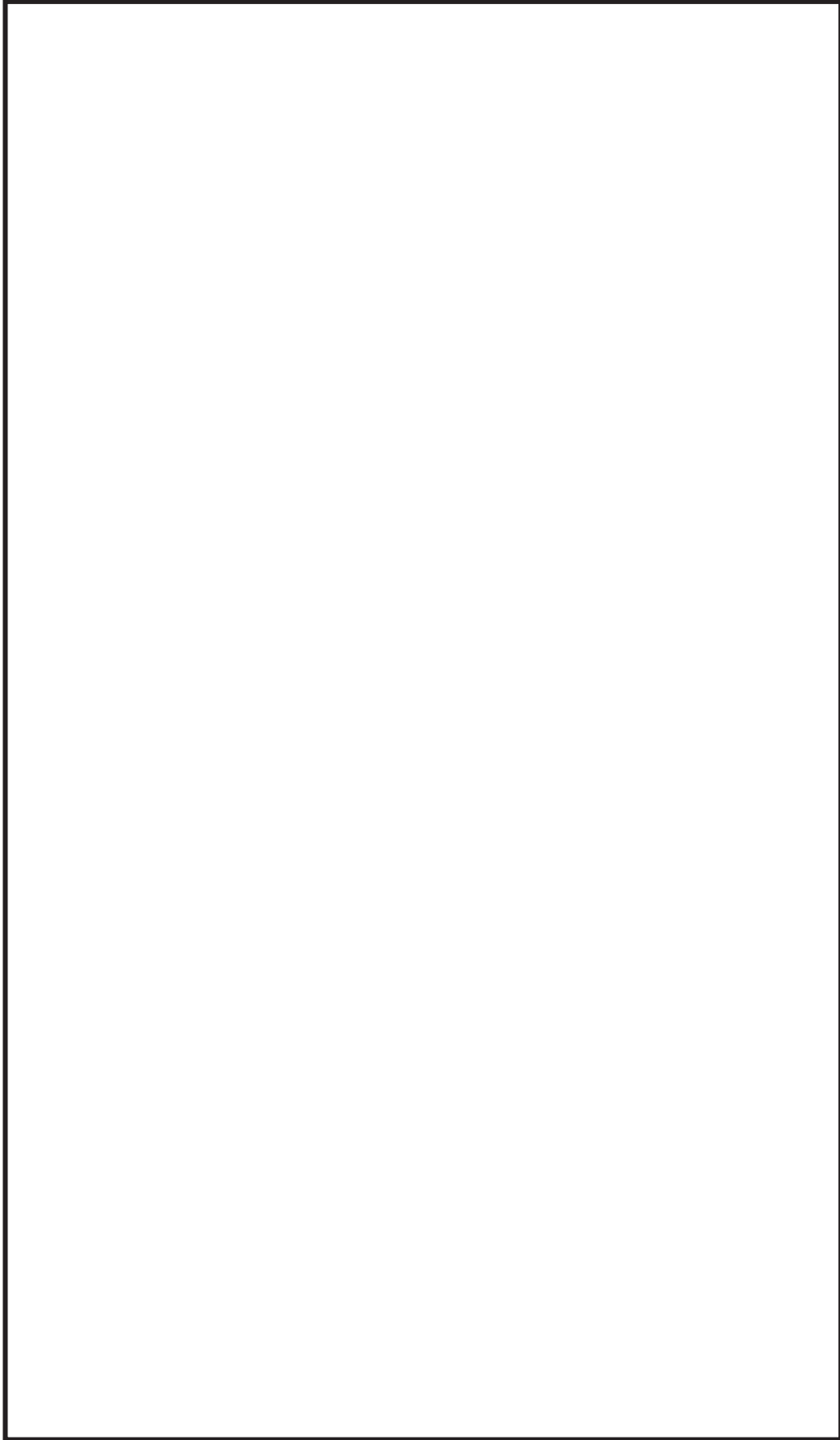


図 19-4 評価対象方位

(放出源：原子炉格納容器フイルタベント系排気管，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

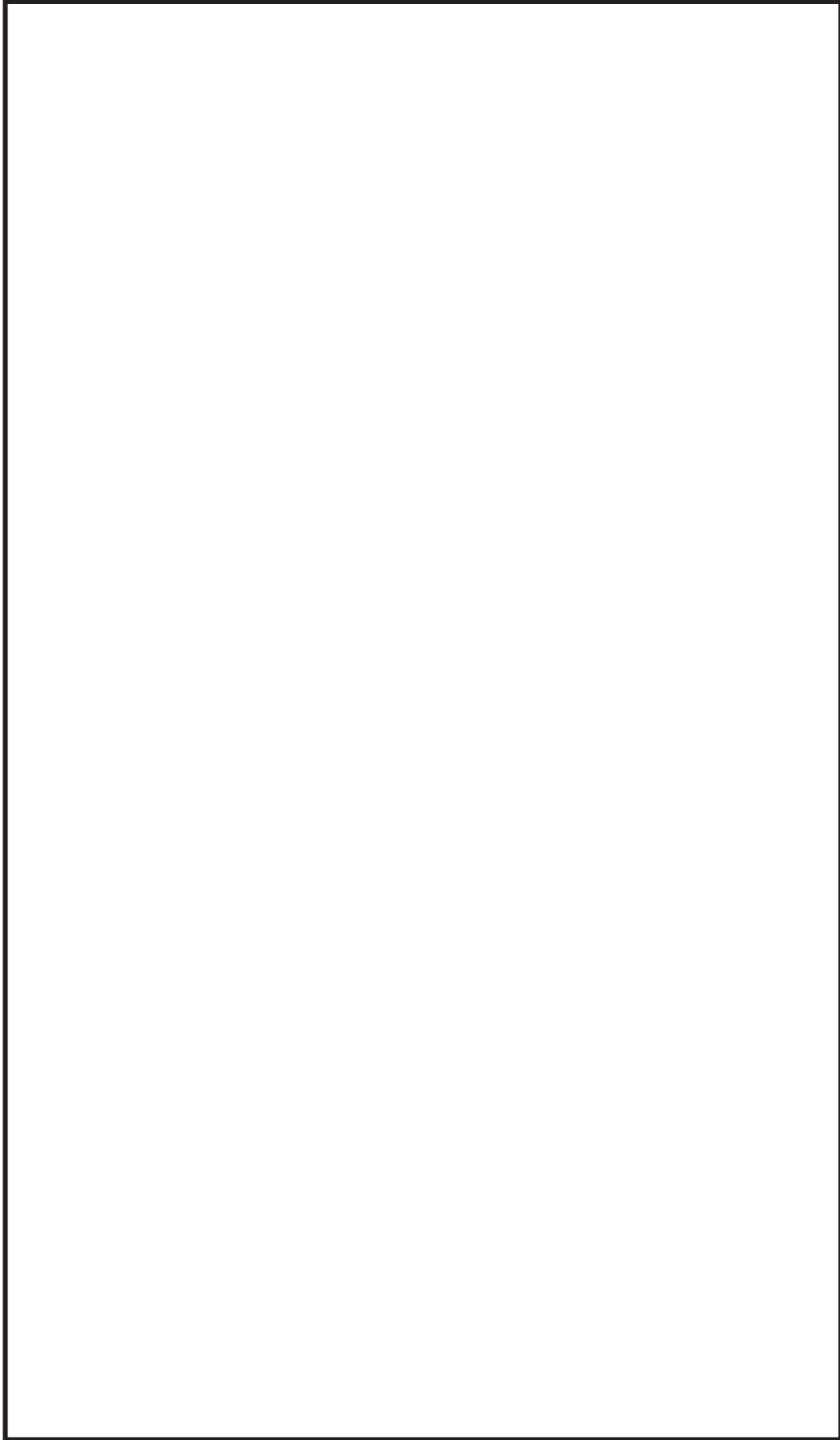


図 19-5 評価対象方位

(放出源：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

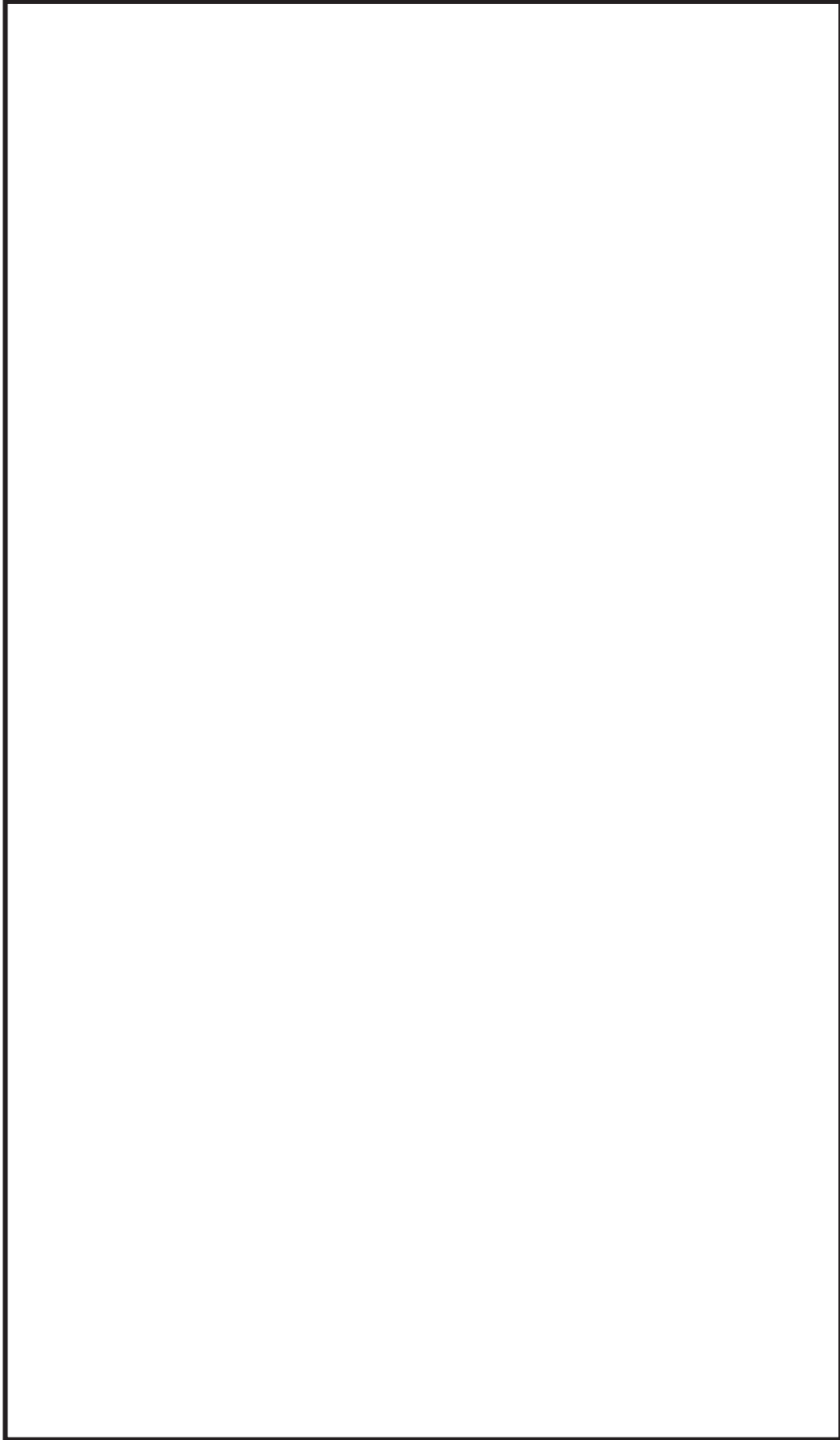


図 19-6 評価対象方位

(放出源：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

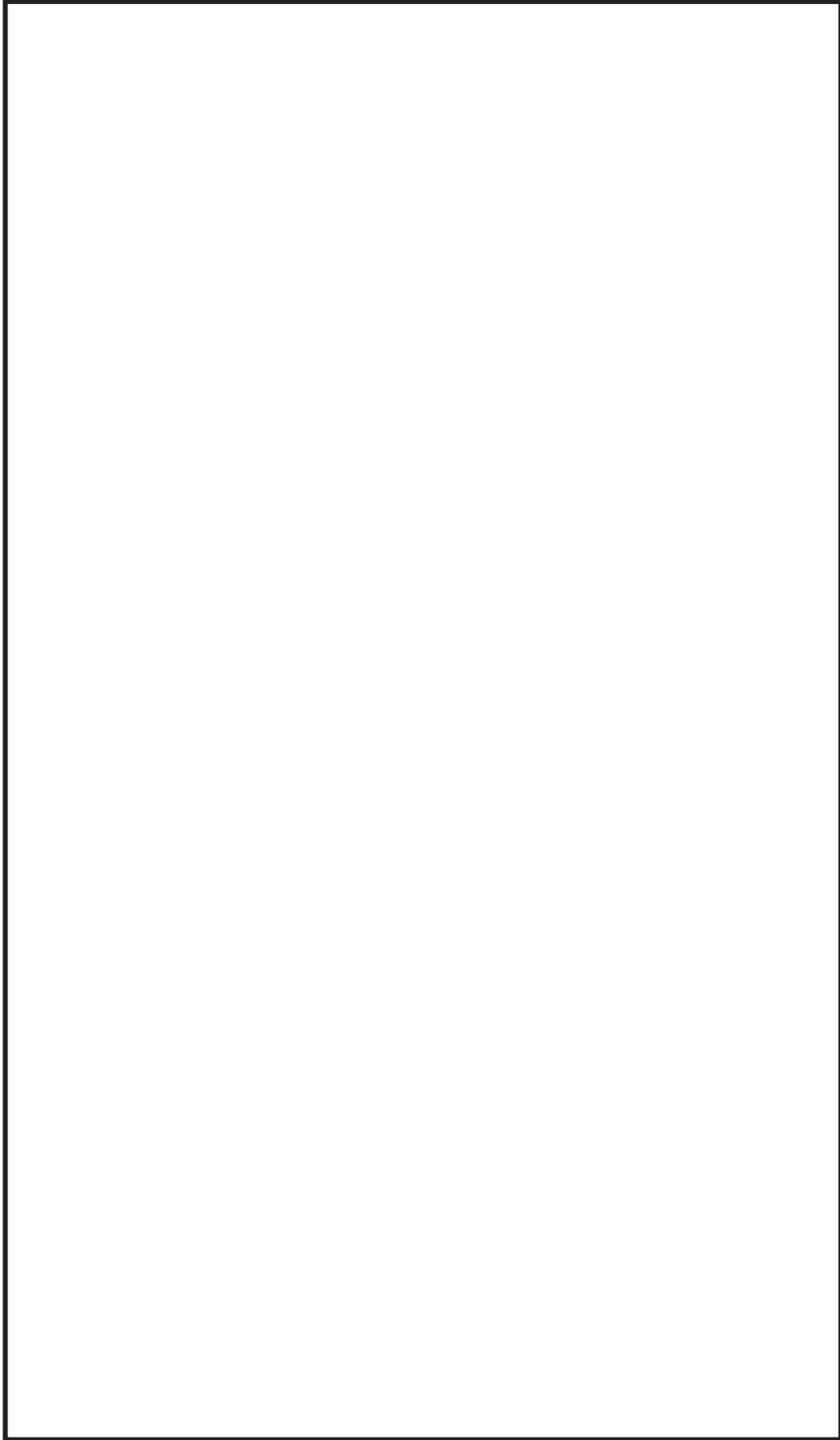


図 19-7 評価対象方位

(放出源：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

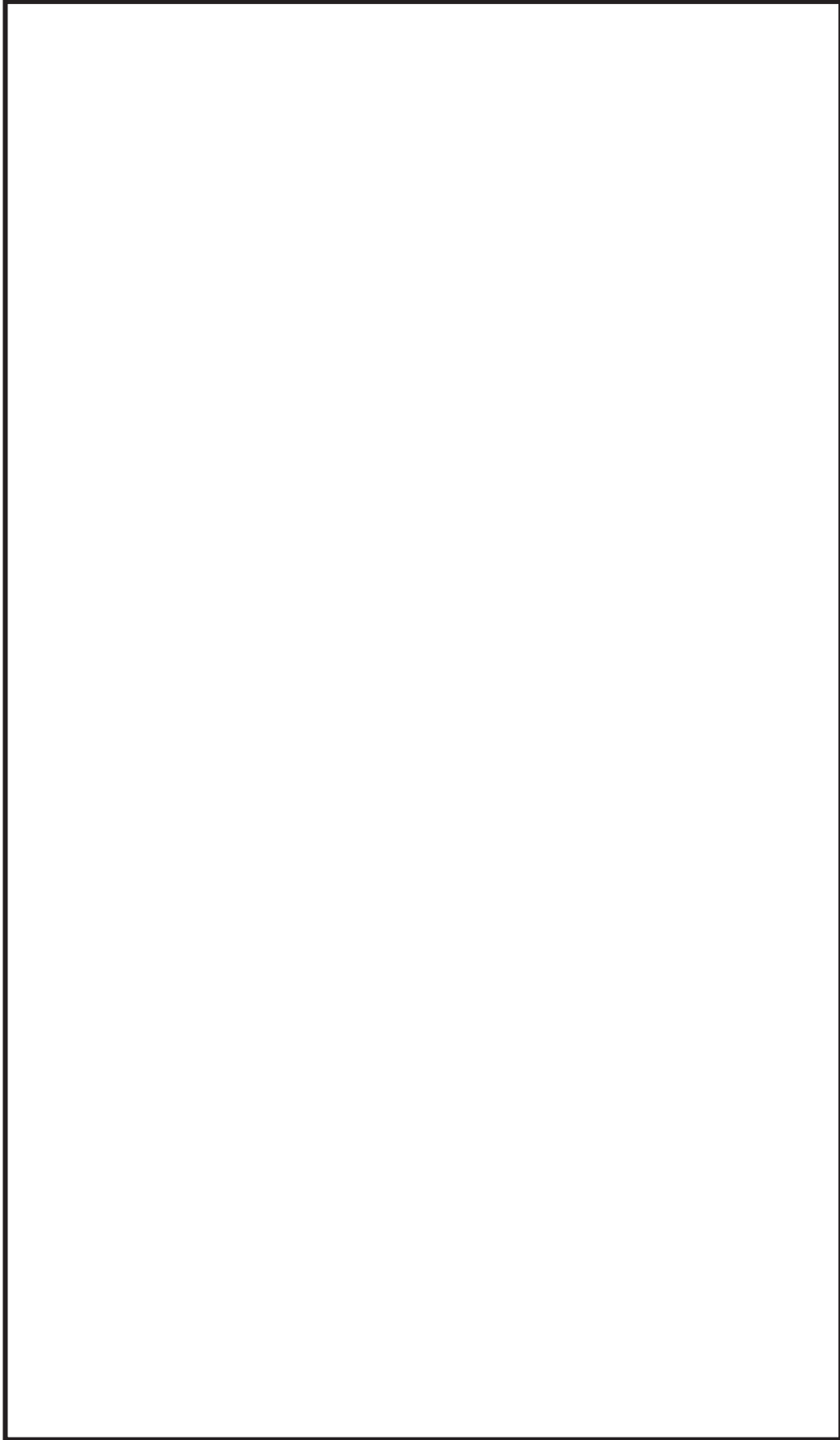


図 19-8 評価対象方位

(放出源：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

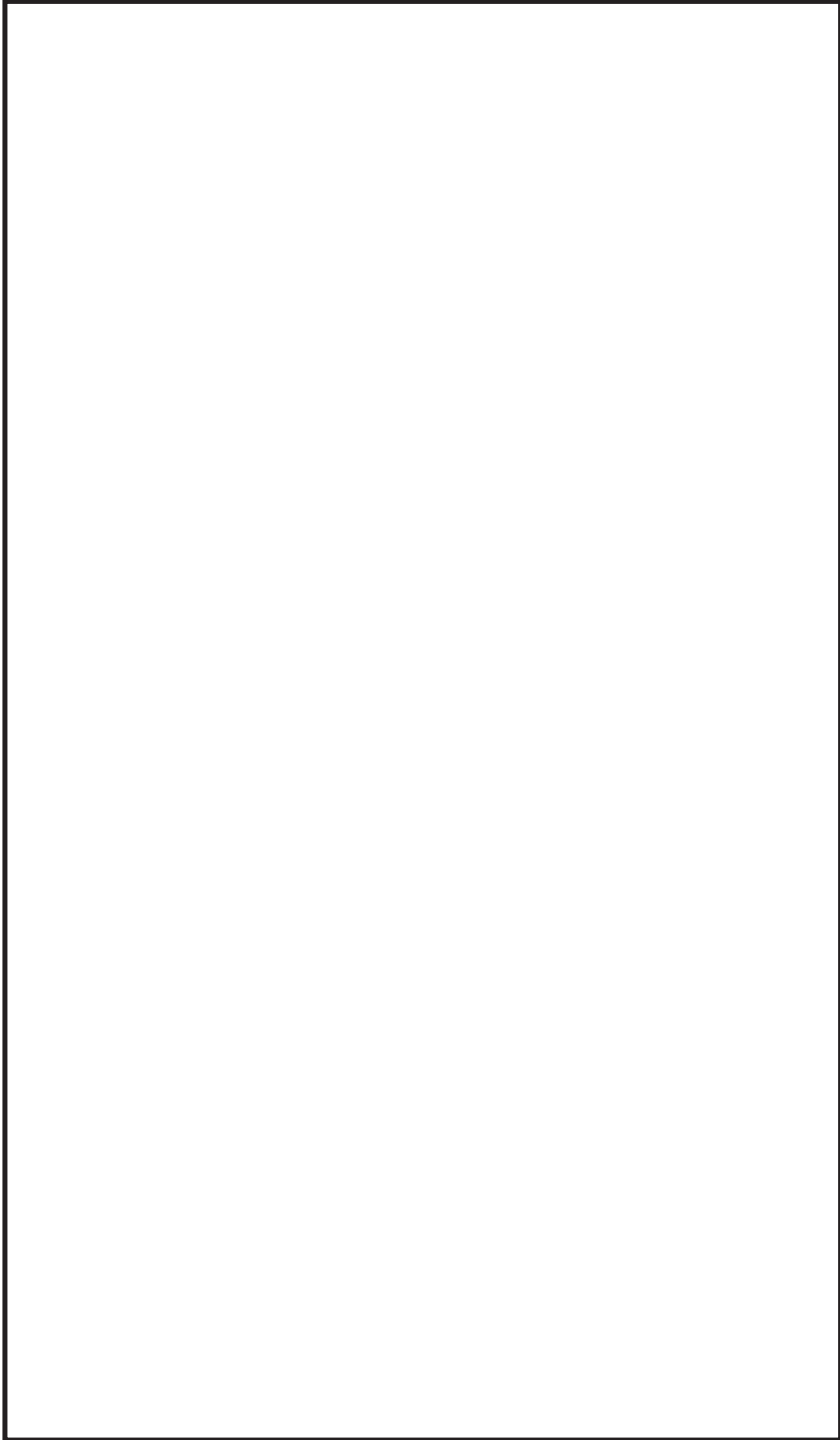


図 19-9 評価対象方位

(放出源：排気筒，評価点：中央制御室換気空調系給気口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

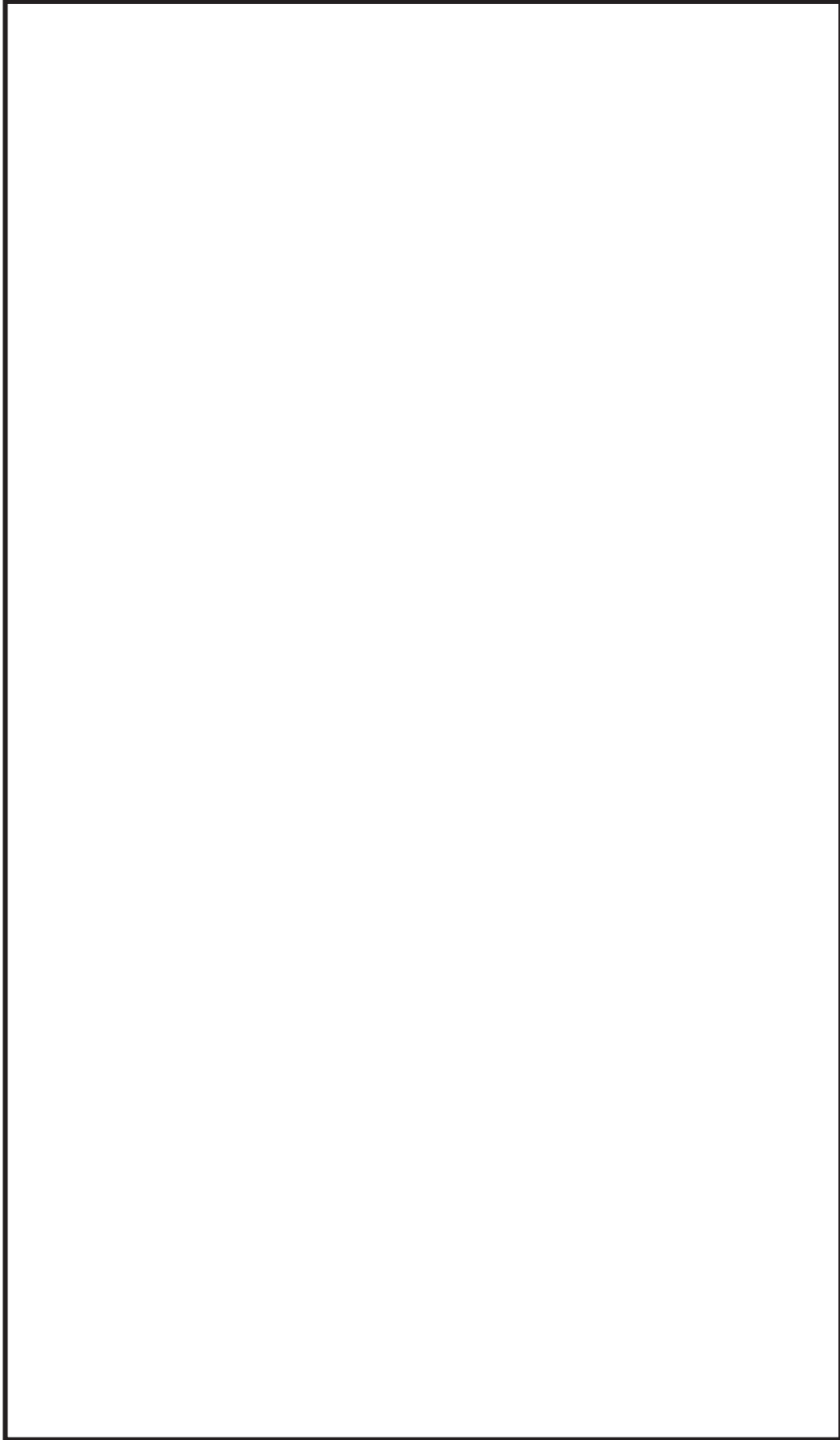


図 19-10 評価対象方位

(放出源：排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

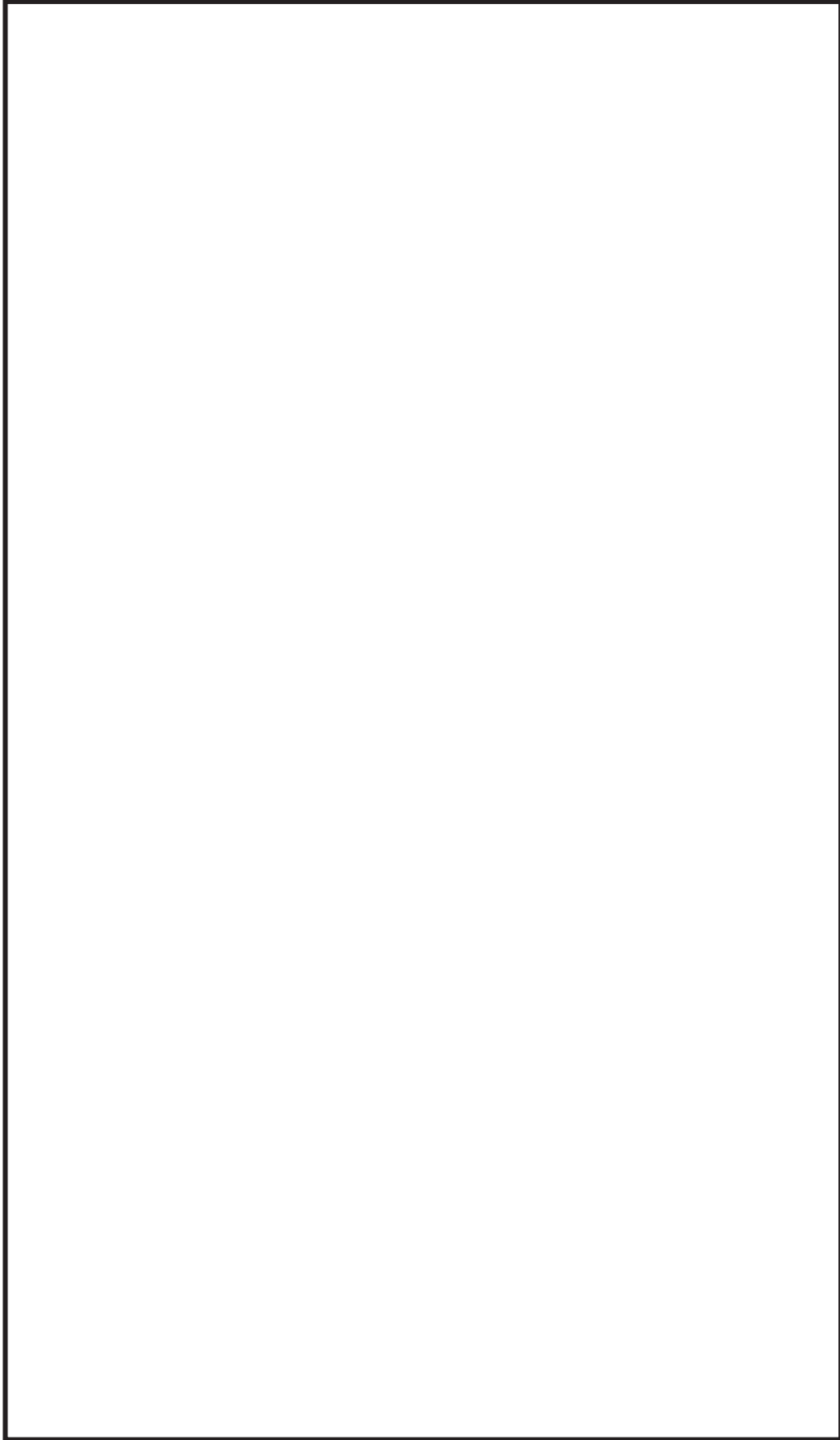


図 19-11 評価対象方位
(放出源：排気筒，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

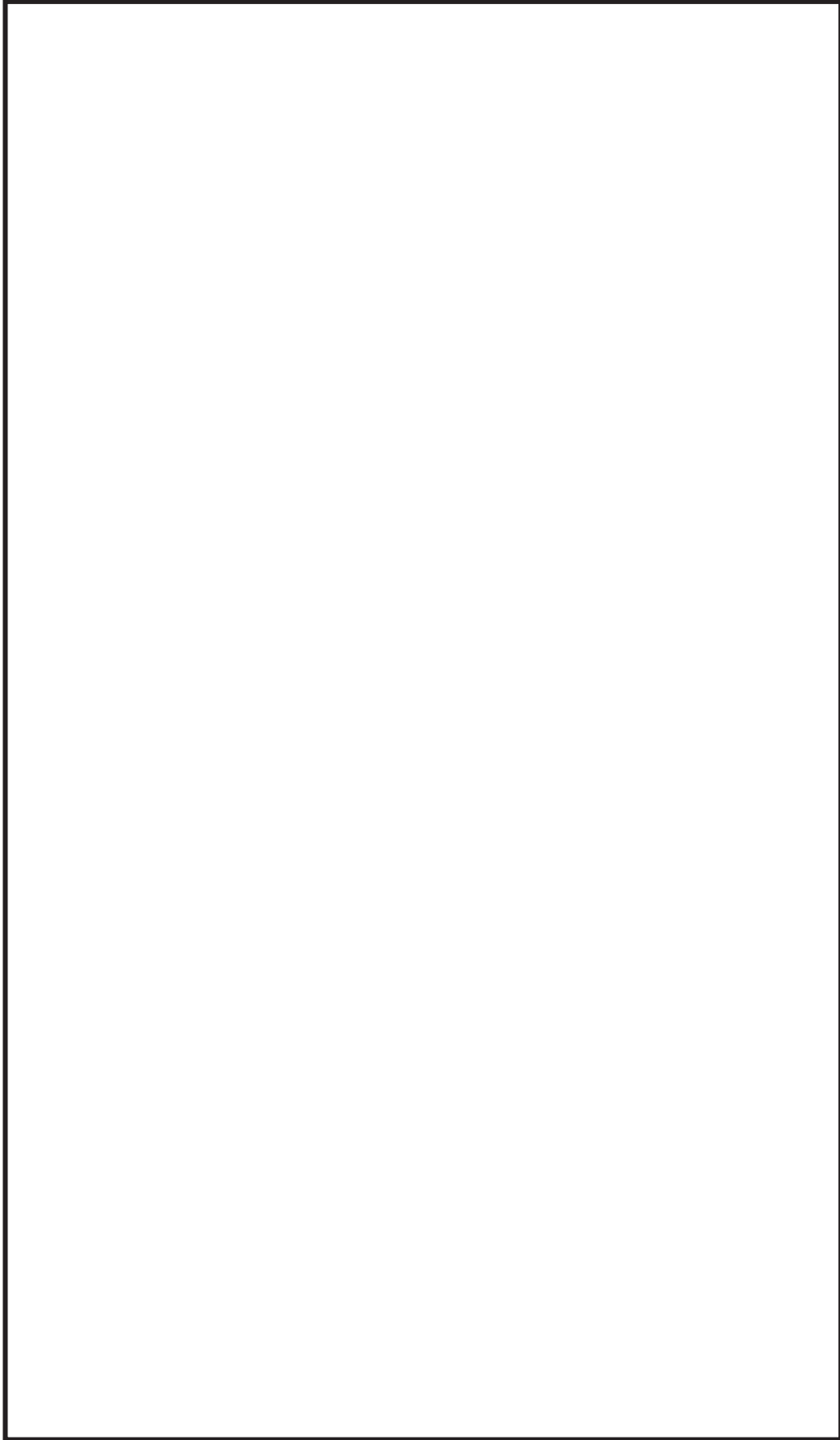


図 19-12 評価対象方位
(放出源：排気筒，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 19-1 各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果

放出源及び 放出高さ	評価点 (放出源からの距離)	評価方位	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 36m)	中央制御室換気空調 系給気口 (129m)	SE, SSE, S, SSW, SW (5 方位)	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心 (100m)	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW (8 方位)	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所 (178m)	SSW, SW, WSW, W (4 方位)	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口 (105m)	SSE, S, SSW, SW, WSW, W (6 方位)	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブロー アウトパネル (地上 0m)	中央制御室換気空調 系給気口 (92m)	SE, SSE, S, SSW, SW (5 方位)	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心 (64m)	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW (6 方位)	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所 (181m)	SSW, SW, WSW, W (4 方位)	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口 (87m)	SSE, S, SSW, SW, WSW, W (6 方位)	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 80m)	中央制御室換気空調 系給気口 (256m)	ESE (1 方位)	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心 (244m)	ESE (1 方位)	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所 (120m)	SE (1 方位)	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口 (198m)	ESE (1 方位)	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

*1 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出については、被ばく評価手法（内規）に従い、建屋の影響を受け、放出源の高さで濃度を計算する場合の計算拡散式とされている以下の式より算出した。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \Sigma_y \cdot \Sigma_z \cdot U} \exp\left[-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right] \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\}\right] \quad \dots \text{内規(5.4)式}$$

$$\Sigma_y = \sqrt{\sigma_y^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)
Σ_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)
Σ_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_y	: 濃度の水平方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ	(m)
c	: 形状係数	(-)
A	: 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)

*2 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出については、被ばく評価手法（内規）にて建屋の影響を受け、地上面の高さで濃度を計算する場合の計算式とされている以下の式より算出した。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{\pi \cdot \Sigma_y \cdot \Sigma_z \cdot U} \exp\left[-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right] \quad \dots \dots \text{内規(5.5)式}$$

$$\Sigma_y = \sqrt{\sigma_y^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)
z	: 評価点の高さ	(m)
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)
Σ_y	: 建屋等の影響を入れた 濃度の水平方向の拡がりのパラメータ	(m)
Σ_z	: 建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_y	: 濃度の水平方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ	(m)
c	: 形状係数	(-)
A	: 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)

*3 排気筒からの放出については、被ばく評価手法（内規）にて建屋の影響を受けない場合の計算式とされている以下の式より算出した。

$$\chi/Q = \frac{1}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad \dots \text{内規(5.11)式}$$

χ/Q	:	相対濃度	(s/m ³)
z	:	評価点の高さ	(m)
H	:	放射源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)
U	:	風速	(m/s)
σ_y	:	濃度の水平方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	:	濃度の鉛直方向の拡がりのパラメータ	(m)

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19-2に示す。

表 19-2 相対濃度及び相対線量の評価結果 (1/4)
(中央制御室換気空調系給気口)

放出源	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s/m ³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy/Bq)
原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管
	97.01	約 5.8×10^{-4}	97.01	約 4.6×10^{-18}
	97.00	約 5.8×10^{-4}	97.00	約 4.6×10^{-18}
	96.99	約 5.8×10^{-4}	96.99	約 4.6×10^{-18}
原子炉建屋 ブローアウ トパネル
	97.01	約 1.3×10^{-3}	97.01	約 5.0×10^{-18}
	97.00	約 1.3×10^{-3}	97.00	約 5.0×10^{-18}
	96.99	約 1.3×10^{-3}	96.99	約 5.0×10^{-18}
排気筒
	97.02	約 2.8×10^{-6}	97.02	約 1.0×10^{-19}
	97.01	約 2.8×10^{-6}	97.01	約 1.0×10^{-19}
	96.99	約 2.8×10^{-6}	96.99	約 1.0×10^{-19}

表 19-2 相対濃度及び相対線量の評価結果 (2/4)
(中央制御室中心)

放出源	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s/m ³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy/Bq)
原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管
	97.01	約 8.6×10^{-4}	97.01	約 6.6×10^{-18}
	97.00	約 8.6×10^{-4}	97.00	約 6.6×10^{-18}
	96.99	約 8.6×10^{-4}	96.99	約 6.6×10^{-18}
原子炉建屋 ブローアウ トパネル
	97.01	約 1.6×10^{-3}	97.01	約 6.3×10^{-18}
	97.00	約 1.6×10^{-3}	97.00	約 6.3×10^{-18}
	96.99	約 1.6×10^{-3}	96.99	約 6.3×10^{-18}
排気筒
	97.02	約 2.8×10^{-6}	97.02	約 1.0×10^{-19}
	97.01	約 2.8×10^{-6}	97.01	約 1.0×10^{-19}
	96.99	約 2.8×10^{-6}	96.99	約 1.0×10^{-19}

表 19-2 相対濃度及び相対線量の評価結果 (3/4)
(出入管理所)

放出源	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s/m ³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy/Bq)
原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管
	97.01	約 5.0×10^{-4}	97.01	約 4.3×10^{-18}
	97.00	約 5.0×10^{-4}	97.00	約 4.3×10^{-18}
	96.99	約 5.0×10^{-4}	96.99	約 4.3×10^{-18}
原子炉建屋 ブローアウ トパネル
	97.01	約 9.9×10^{-4}	97.01	約 4.4×10^{-18}
	97.00	約 9.9×10^{-4}	97.00	約 4.4×10^{-18}
	96.99	約 9.9×10^{-4}	96.99	約 4.4×10^{-18}
排気筒
	97.02	約 4.0×10^{-6}	97.02	約 1.4×10^{-19}
	97.01	約 4.0×10^{-6}	97.01	約 1.4×10^{-19}
	96.99	約 4.0×10^{-6}	96.99	約 1.4×10^{-19}

表 19-2 相対濃度及び相対線量の評価結果 (4/4)
(制御建屋出入口)

放出源	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s/m ³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy/Bq)
原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管
	97.01	約 7.1×10^{-4}	97.01	約 5.6×10^{-18}
	97.00	約 7.1×10^{-4}	97.00	約 5.6×10^{-18}
	96.99	約 7.1×10^{-4}	96.99	約 5.6×10^{-18}
原子炉建屋 ブローアウ トパネル
	97.01	約 1.5×10^{-3}	97.01	約 6.0×10^{-18}
	97.00	約 1.5×10^{-3}	97.00	約 6.0×10^{-18}
	96.99	約 1.5×10^{-3}	96.99	約 6.0×10^{-18}
排気筒
	97.02	約 2.8×10^{-6}	97.02	約 1.0×10^{-19}
	97.01	約 2.8×10^{-6}	97.01	約 1.0×10^{-19}
	96.99	約 2.8×10^{-6}	96.99	約 1.0×10^{-19}

20. 中央制御室換気空調系のフィルタ保持容量及び吸着容量について

中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタは十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

1. 中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの放射性微粒子の保持容量は、500g/枚であり、中央制御室換気系高性能粒子フィルタの枚数は、5枚（1系統）で、保持容量は2500gとなる。

2. 中央制御室再循環フィルタ装置チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室再循環フィルタ装置チャコールエアフィルタの活性炭充てん量は、17.3 kg/トレイ×15個(1系統)で259.5kgであり、吸着容量は、648.75g(2.5g/kg×259.5kg)となる。

中央制御室換気空調系のフィルタ保持容量及び吸着容量を表 20-1 に示す。

表 20-1 中央制御室再循環フィルタ装置のエアフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
高性能エアフィルタ	2500g
チャコールフィルタ	648.75g

21. 中央制御室換気空調系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて

中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室換気空調系の中央制御室再循環送風機により中央制御室再循環フィルタ装置を通した事故時運転モードとする設計としており、中央制御室再循環フィルタ装置には放射性物質が取り込まれることが想定される。ここでは、中央制御室再循環フィルタ装置に取り込まれた放射性物質が中央制御室に滞在する運転員に与える被ばく影響について評価する。

評価条件を表 21-1 に、評価モデルを図 21-1 に示す。また、評価モデルは、図 21-2 に示す中央制御室再循環フィルタ装置の設置位置等を基に設定する。

評価の結果、中央制御室再循環フィルタ装置による被ばく線量は、約 4.3×10^{-4} (mSv/7 日間) となり、他の被ばく経路からの被ばく線量と合算しても、運転員の実効線量は 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

表 21-1 評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価シナリオ	格納容器ベント(W/W ベント)を実施する場合	フィルタに捕集される放射エネルギーの観点から保守的シナリオであるため、代表として選定
フィルタに吸着される放射性物質	エアロゾル粒子、有機よう素及び無機よう素	フィルタに捕集される放射性物質を選定。なお、フィルタの捕集効率は、保守的に 100%とした。
フィルタへの取り込み量	事故発生直後から 7 日後まで、中央制御室への取り込み量 (9400m ³ /h)	空気流入率 (8900m ³ /h) + 外気取り込み量 (500m ³ /h) を考慮して設定
評価コード	QAD-CGGP2R コード	—

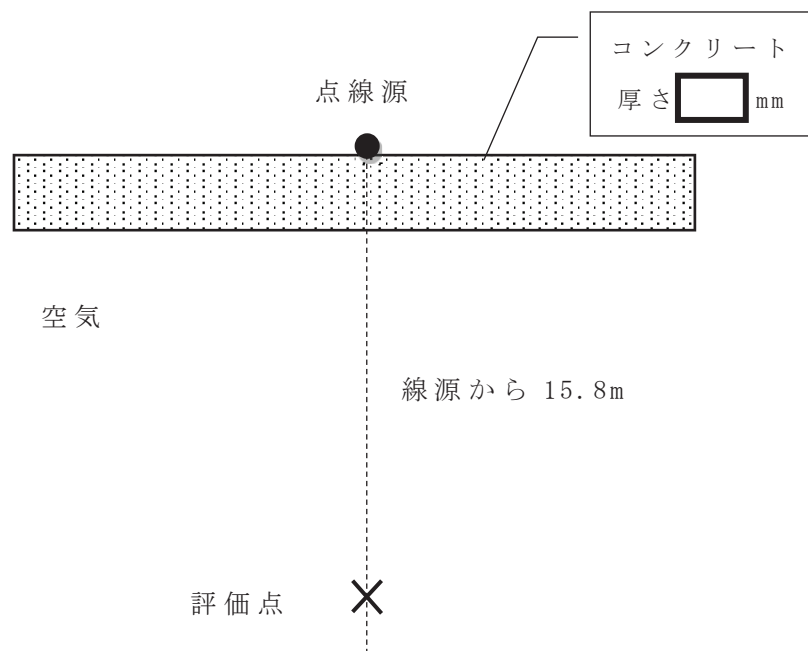


図 21-1 評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

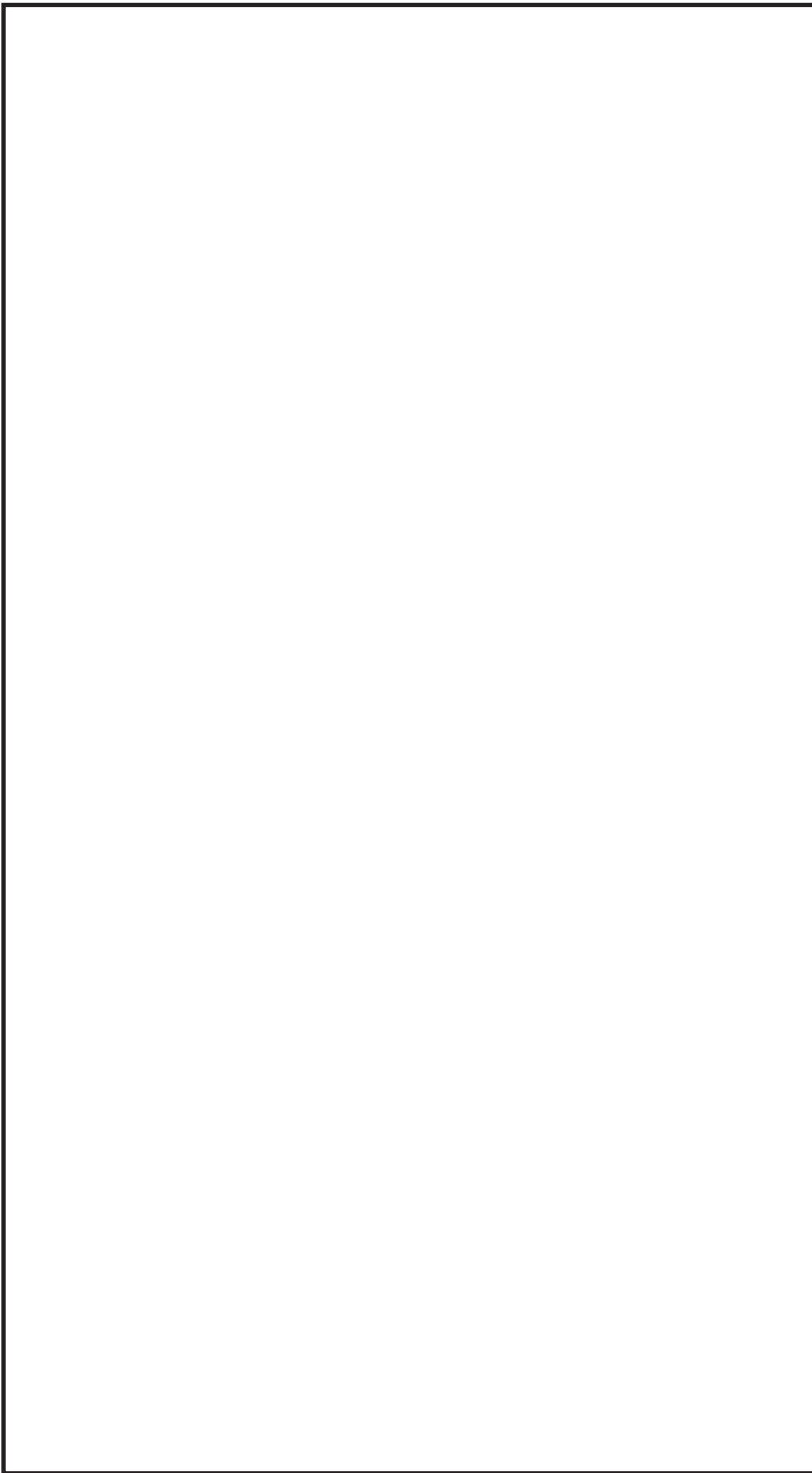


図 21-2 評価モデル (A-A 断面)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

22. 全面マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクによる防護係数を 50、電動ファン付き全面マスクによる防護係数を 1000 として使用する。

1. 厚生労働省労働基準局長通知について

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

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：平成 25 年 7 月 8 日）抜粋

第三十八条 事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをも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 22-1 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 (Bq/cm ³)	4時間後		10時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF値	出口濃度 (Bq/cm ³)	DF値	
9.45×10^{-2}	ND (4.17×10^{-7})	2.27×10^5	8.33×10^{-7}	1.13×10^5	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59×10^{-5}	ND (6.25×10^{-8})	1.21×10^3	ND (2.78×10^{-8})	2.73×10^3	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

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

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

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

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

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

3. 電動ファン付き全面マスクの防護係数 1000 について

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

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

表 22-2 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 22-3 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})	$3.0 \times 10^{3*2}$	ND (2.2×10^{-8})	$4.5 \times 10^{3*2}$	

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 22-1 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。

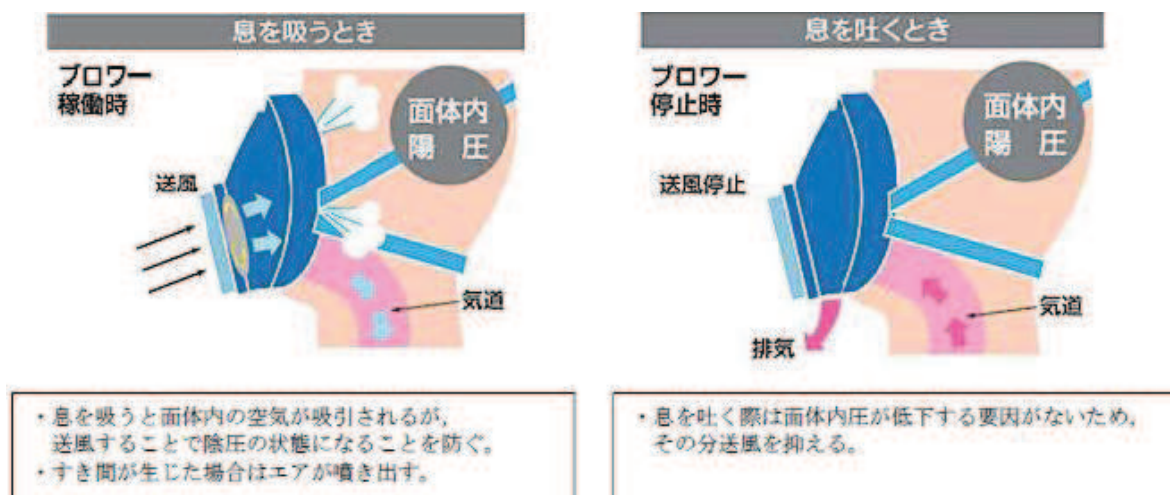


図 22-1 陽圧化マスクのイメージ
(興研株式会社 HP より一部抜粋)

以上のことから, J I S 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。

23. 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について

1. はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について示す。

2. 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間

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棟の負圧達成時間 70 分（＝非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）排風機起動 60 分＋排風機起動から原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間 10 分）は，表 23-1 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建屋原子炉棟への漏えい量，原子炉建屋原子炉棟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 23-1 女川原子力発電所 2 号機の原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間について

		2 号機
原子炉建屋原子炉棟自由空間体積		115, 000m ³
SGTS 排風機流量		2, 500m ³ /h
原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間	事故発生～SGTS 排風機起動	60 分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	< 約 10 分
		< 約 70 分
評価において使用する原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間		70 分

原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間の算出について

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

1. 評価モデル

原子炉建屋原子炉棟の圧力評価モデルを図 1 に示す。

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

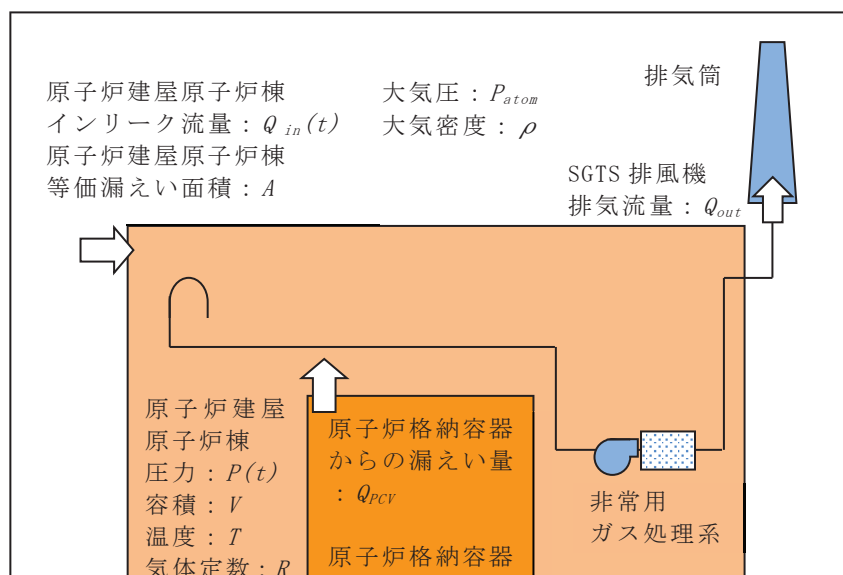


図 1 原子炉建屋原子炉棟の圧力評価モデル

2. 評価式

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

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

したがって、原子炉建屋原子炉棟の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

$$P(t + \Delta t) = P(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt}$$

$$\Leftrightarrow P(t + \Delta t) = P(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{P(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\}$$

$$\Leftrightarrow P(t + \Delta t) = P(t) + \Delta t \frac{P(t)}{V} \{ (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \} \quad \dots (2)$$

Q_{out} : SGTS 排風機流量 [m^3/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉建屋原子炉棟インリーク流量 [m^3/s]

$Q_{PCV}(t)$: 原子炉格納容器からの漏えい流量 [m^3/s]

原子炉建屋原子炉棟インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建屋原子炉棟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。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(P_{atm} - P(t))}{\rho}} \quad \dots (3)$$

A : 原子炉建屋原子炉棟等価漏えい面積 [m^2]

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

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は、原子炉格納容器内のガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいし、体積膨張するものとして求める。すべ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、原子炉建屋原子炉棟の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

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

3. 評価条件

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

表 1 原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	P_{atom}	Pa(abs) (kPa(abs))	101,325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温 40℃の密度を設定
原子炉建屋原子炉棟 圧力	$P(t)$	Pa(abs)	-	事故発生後, 原子炉建屋原子炉棟圧力は大気圧まで戻ると想定し, 初期圧力には大気圧を設定
原子炉建屋原子炉棟 容積	V	m ³	115,000	設計値
原子炉建屋原子炉棟 温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建屋原子炉棟 等価漏えい面積	A	m ²	0.063	原子炉建屋原子炉棟の設計気密度に基づき, ベルヌーイ式より算出* ¹
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.694 (2500)	設計値 (定格流量)
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10^3 (384)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m ³	13,100	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建屋原子炉棟と同じ温度を仮定
原子炉格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

注記*1: 原子炉建屋原子炉棟の設計気密度は, 「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

原子炉建屋原子炉棟圧力の時間変化を図 2 に示す。

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

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

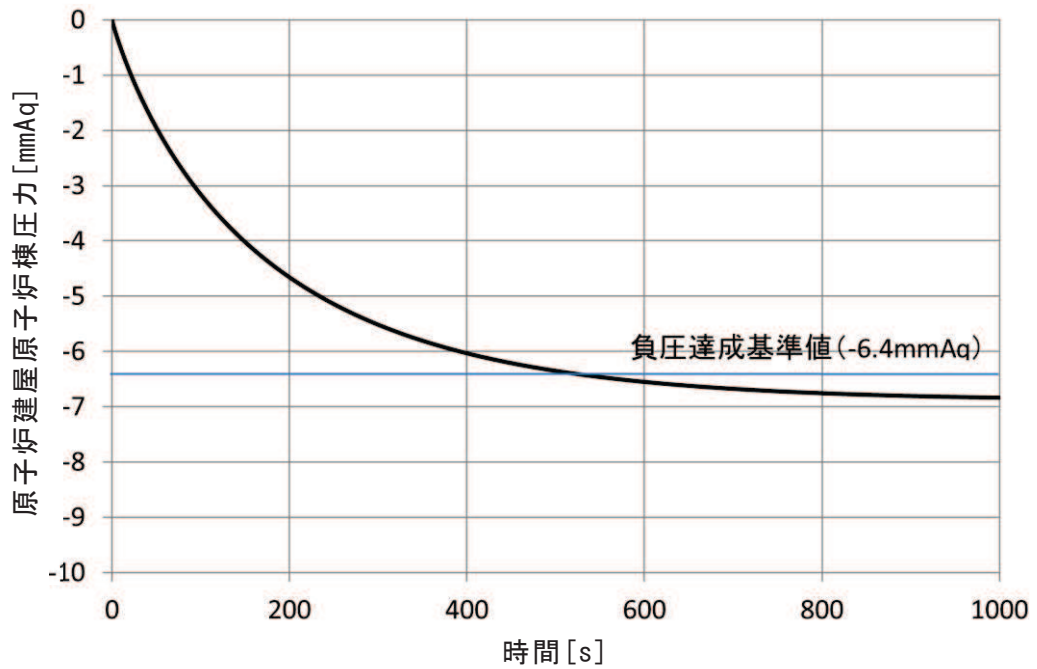


図 2 原子炉建屋原子炉棟圧力の時間変化

24. グランドシャイン評価モデルについて

中央制御室の居住性に影響するグランドシャインの評価モデルを以下に示す。

(1) 線源領域

原子炉建屋周辺の地形を図24-1に、中央制御室の評価モデルを図24-2及び図24-3に示す。線源領域は炉心の著しい損傷が発生した場合に大気中に放出された放射性物質が、制御建屋天井及び制御建屋周りの地表面に均一に沈着した面線源とし、評価点である中央制御室中心を囲む一辺2000mの正方形と設定した。

入退域時の評価モデルを図24-4に示す。地表線源からのグランドシャインの評価にあたっては、大気中に放出された放射性物質が平坦な土壌に一様に沈着したものとし、線源領域は評価点を囲む一辺2000mの正方形と設定した。

(2) 遮蔽

グランドシャインによる影響の評価に当たって、遮蔽物は図24-3に示す制御建屋の外壁・床・天井及び中央制御室待避所遮蔽のみを遮蔽として考慮した。また、コンクリートの種類は普通コンクリート（密度 2.15g/cm^3 ）とした。

(3) 評価点

中央制御室内の評価点は、線量が最大となる位置とした。評価点を図24-3中に示す。

入退域時の評価点は、計算モデルの中心、地表面より高さ1.2mの位置とした。評価点を図24-4中に示す。

(4) 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコードを用いた。

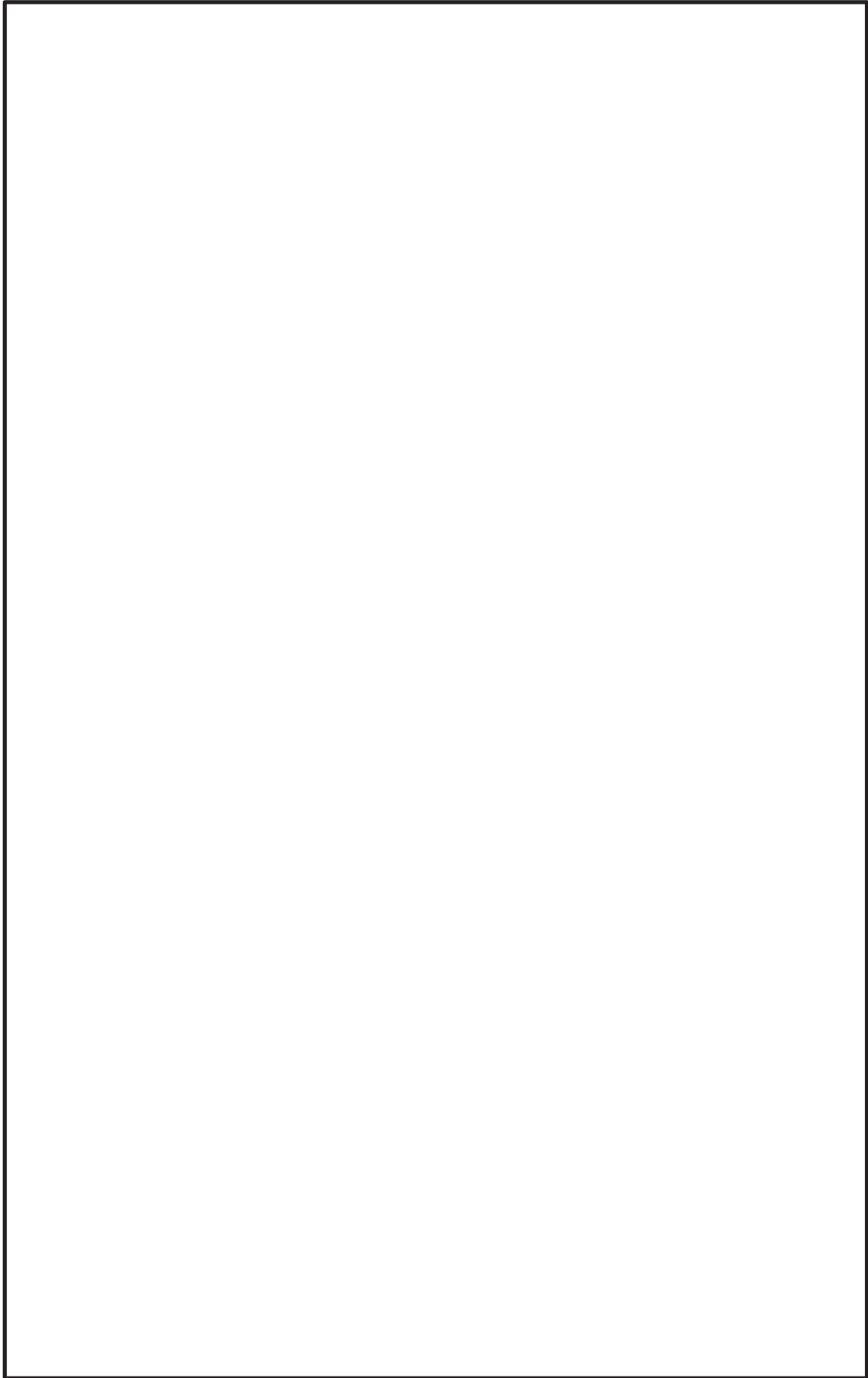
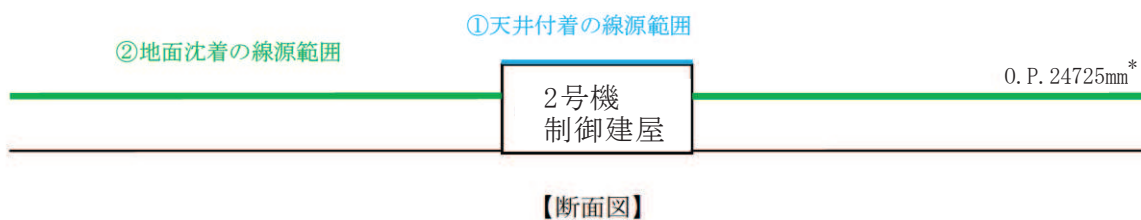
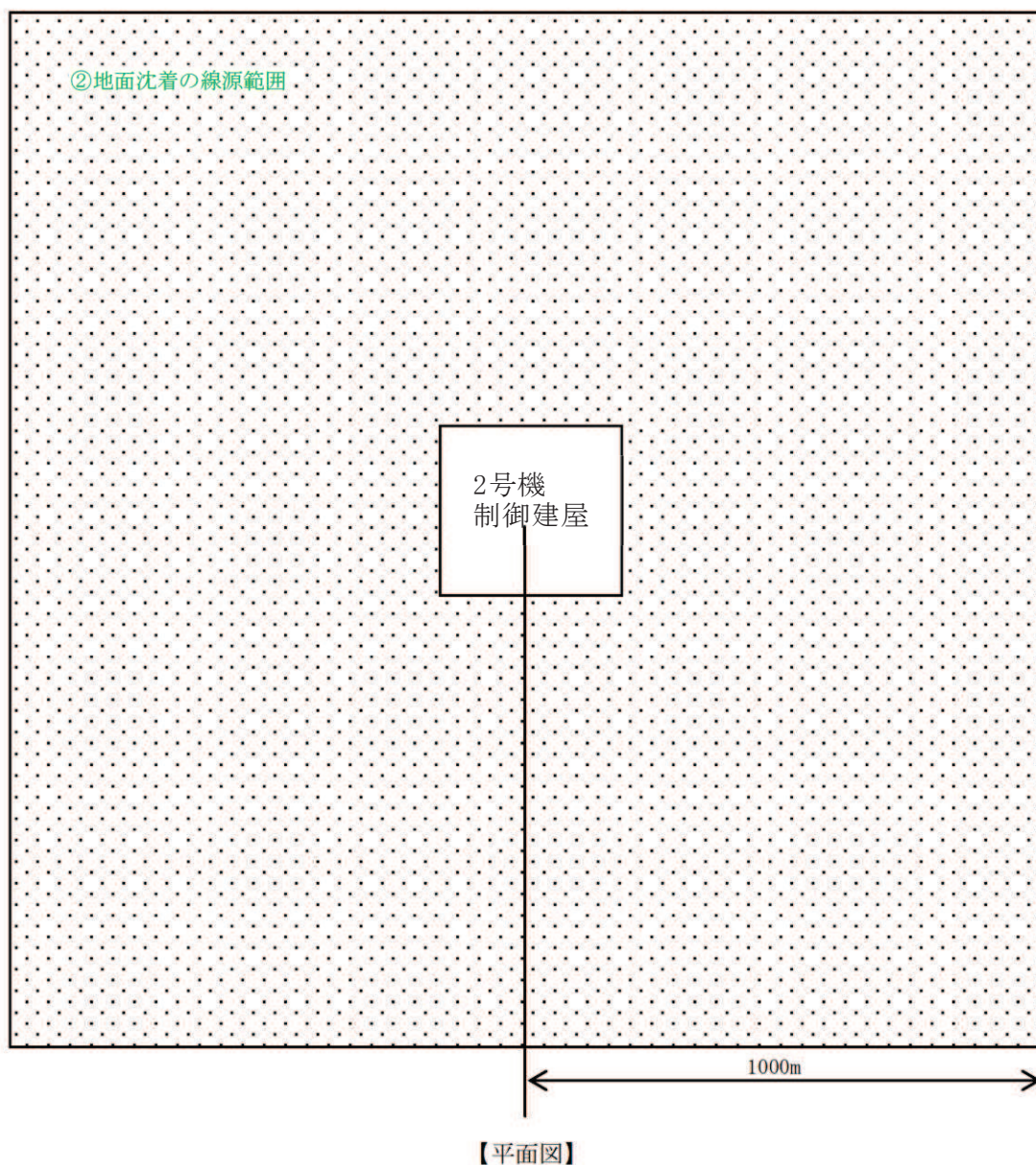


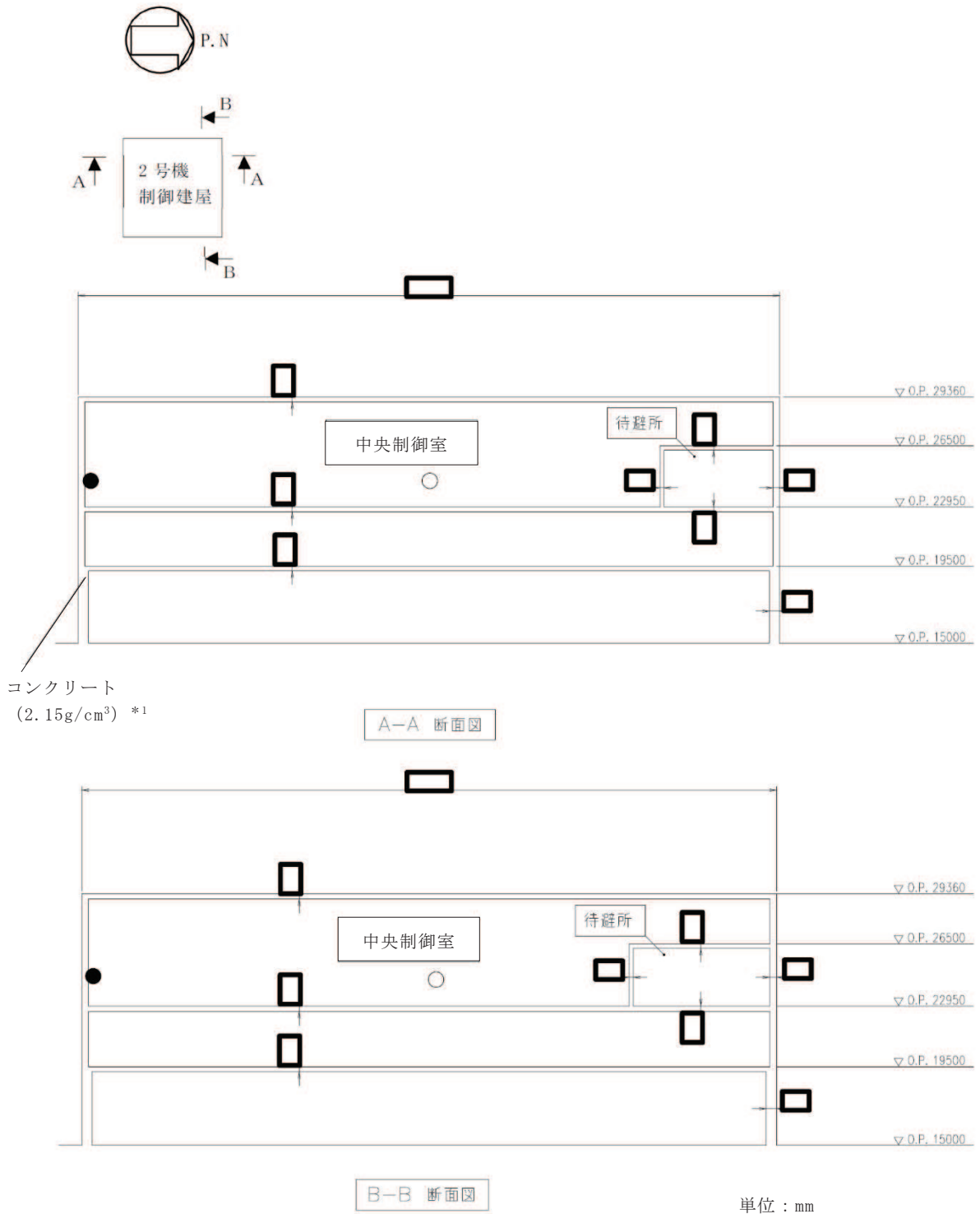
図24-1 原子炉建屋周辺の地形

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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

図24-2 制御建屋周辺の線源領域



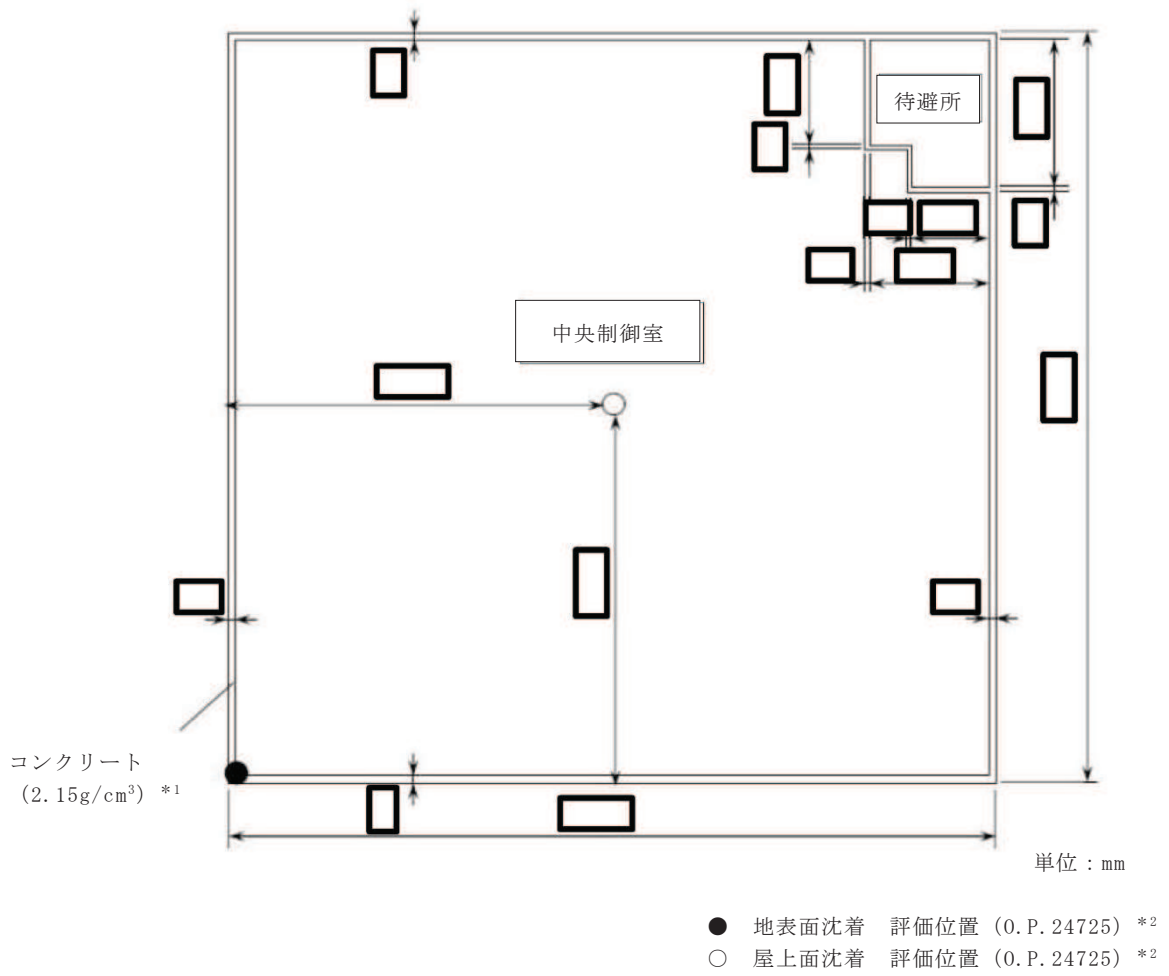
- 地表面沈着 評価位置 (O.P. 24725) *2
- 屋上面沈着 評価位置 (O.P. 24725) *2

注釈*1：評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2：床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図24-3 中央制御室の評価モデル及び評価点（中央制御室滞在時）（1/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

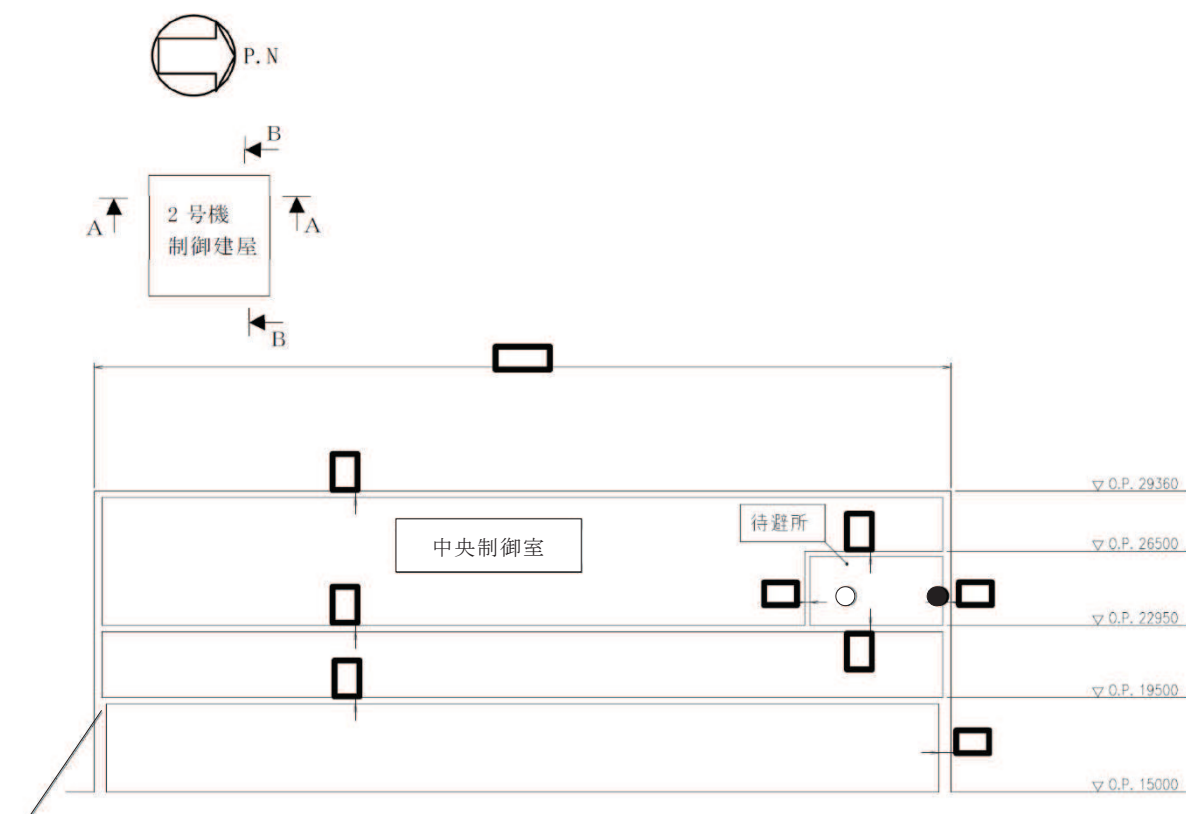


注釈*1：評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2：床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

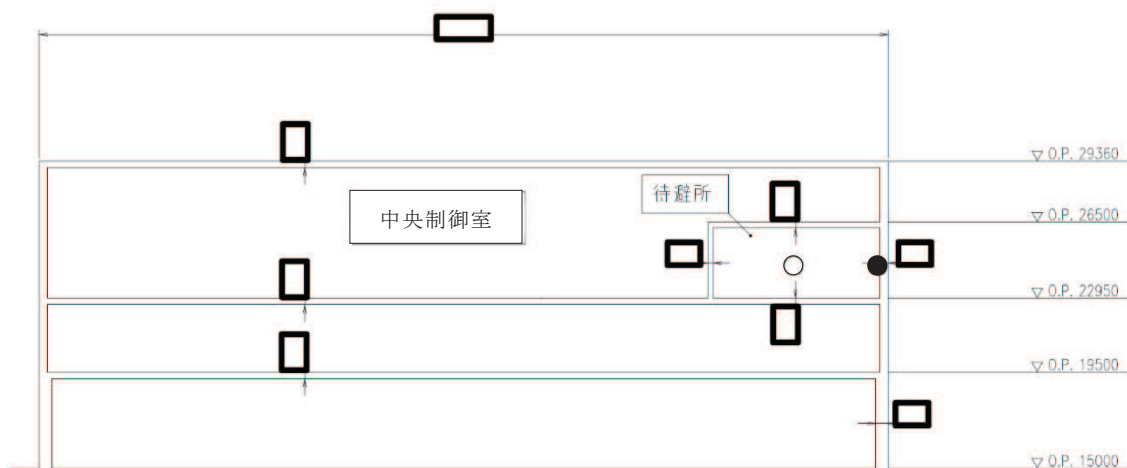
図24-3 中央制御室の評価モデル及び評価点（中央制御室滞在時）（2/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



コンクリート
(2.15g/cm³) *1

A-A 断面図



B-B 断面図

単位 : mm

- 地表面沈着 評価位置 (O.P. 24800) *2
- 屋上面沈着 評価位置 (O.P. 24800) *2

注釈*1 : 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

*2 : 床面 (フリーアクセスフロア) から 1.2m の高さ

図24-3 中央制御室の評価モデル及び評価点 (中央制御室待避所滞在時) (3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

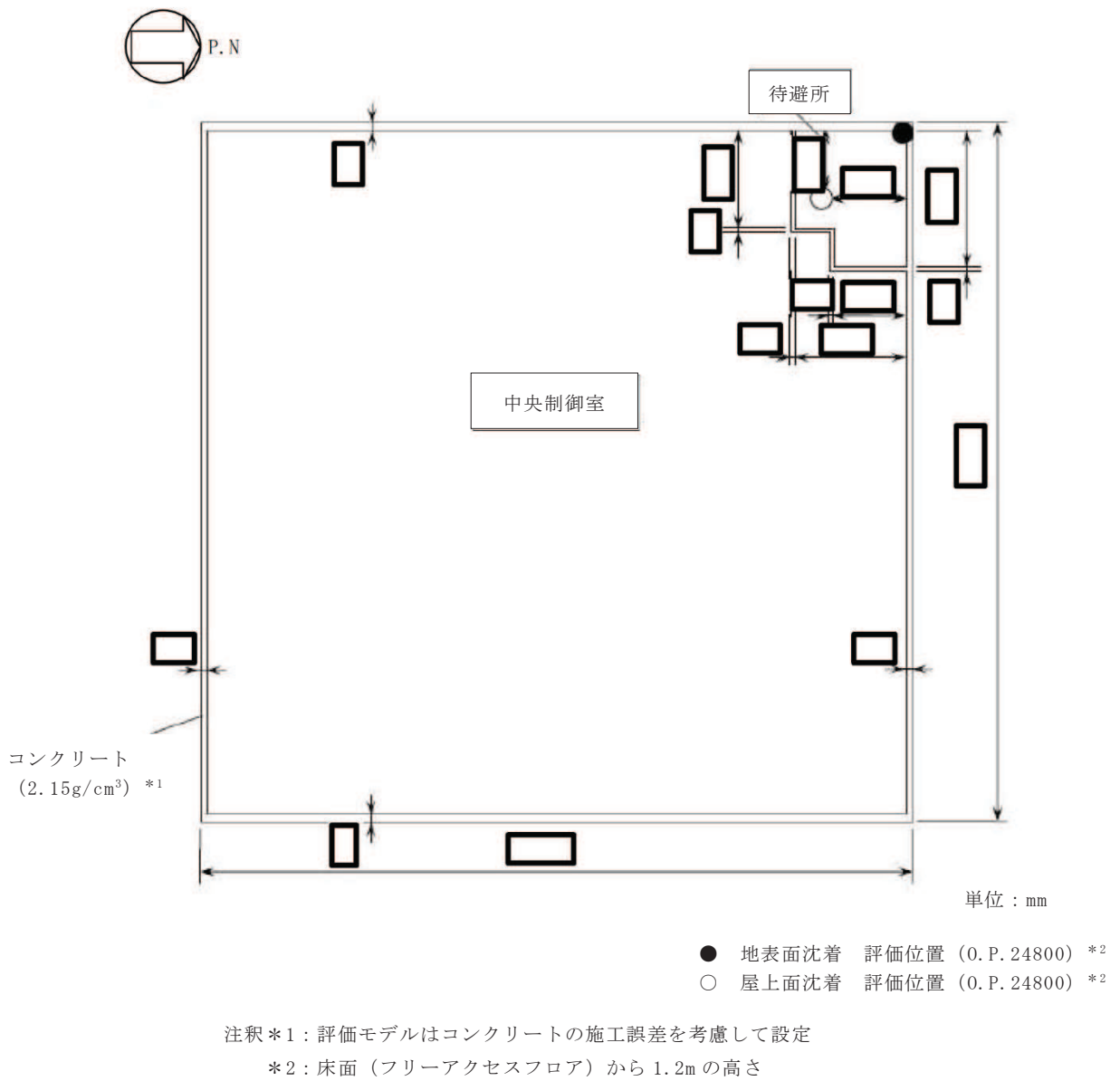
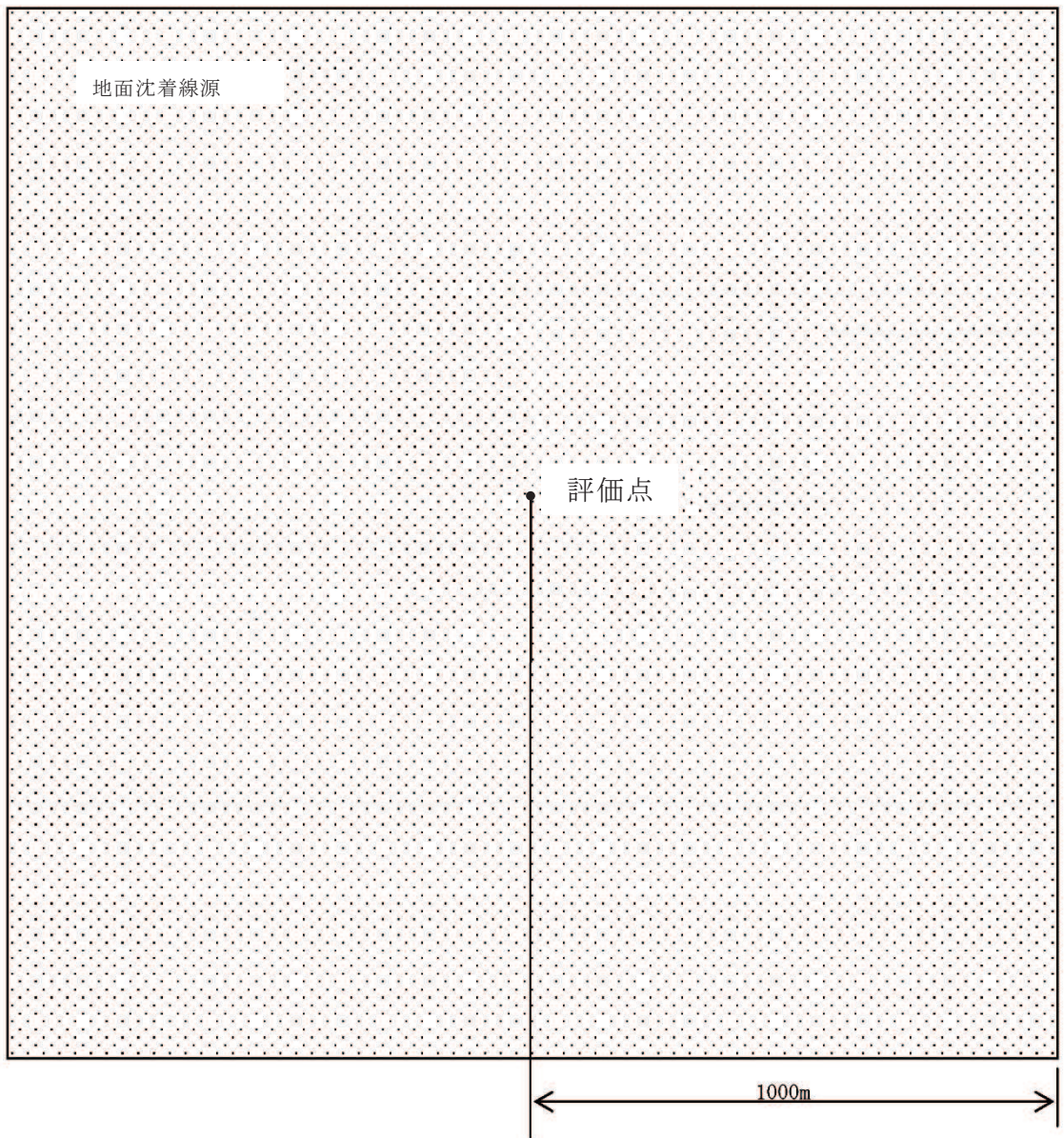
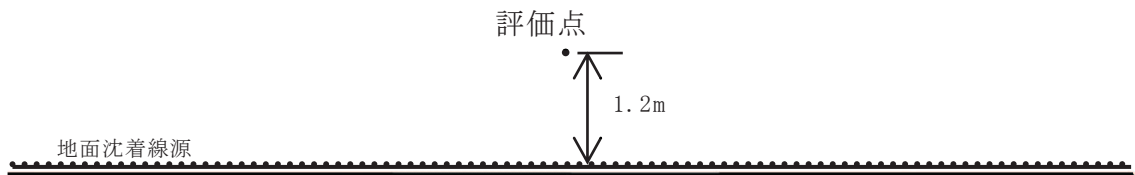


図24-3 中央制御室の評価モデル及び評価点（中央制御室待避所滞在時）（4/4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



【平面図】



【断面図】

図24-4 入退域時の評価モデル及び評価点

25. エアロゾルの乾性沈着速度について

中央制御室の線量影響評価では、地表面への放射性物質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)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。以下に、乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は、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。原子力発電所内も同様の構成であるため、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、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W.G.N.Slinnの検討*²によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1 μ m～5 μ mの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度(図25-1)である。以上のことから、現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として0.3cm/sを適用できると判断した。

ENVIRONMENTAL EFFECTS

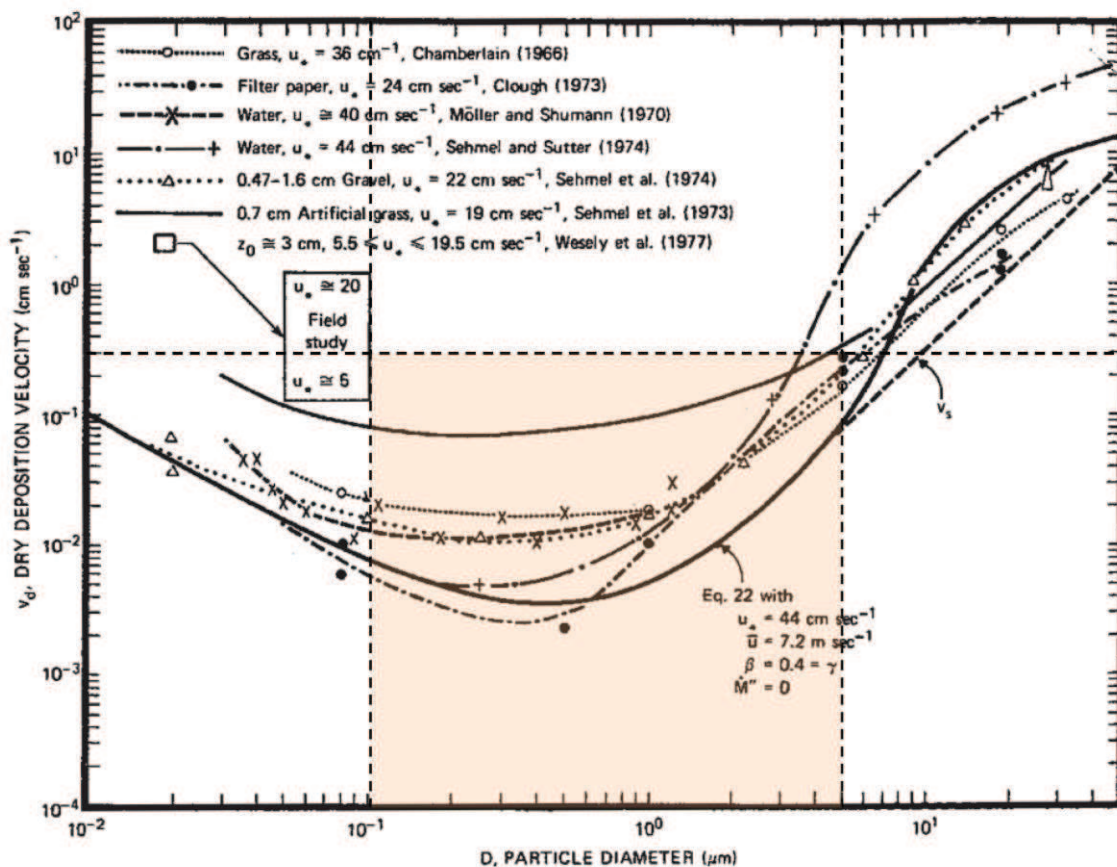


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain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

図 25-1 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19*2)

*1: J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

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

(参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」の範囲であることは、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。

シビアアクシデント時には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、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「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 25-1 の②, ⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾル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シビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等 (表 25-1 の①, ③, ④) を調査した。以上の調査結果を表 25-1 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 (格納容器, 原子炉冷却材配管等), 水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

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カバーする値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

表 25-1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2* ¹	約0.5~5 (図25-2参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの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)	格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した 試験* ³	0.1~3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント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)	シビアアクシデント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	PHEBUS-FP* ³	0.5~0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

*1: A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND 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)

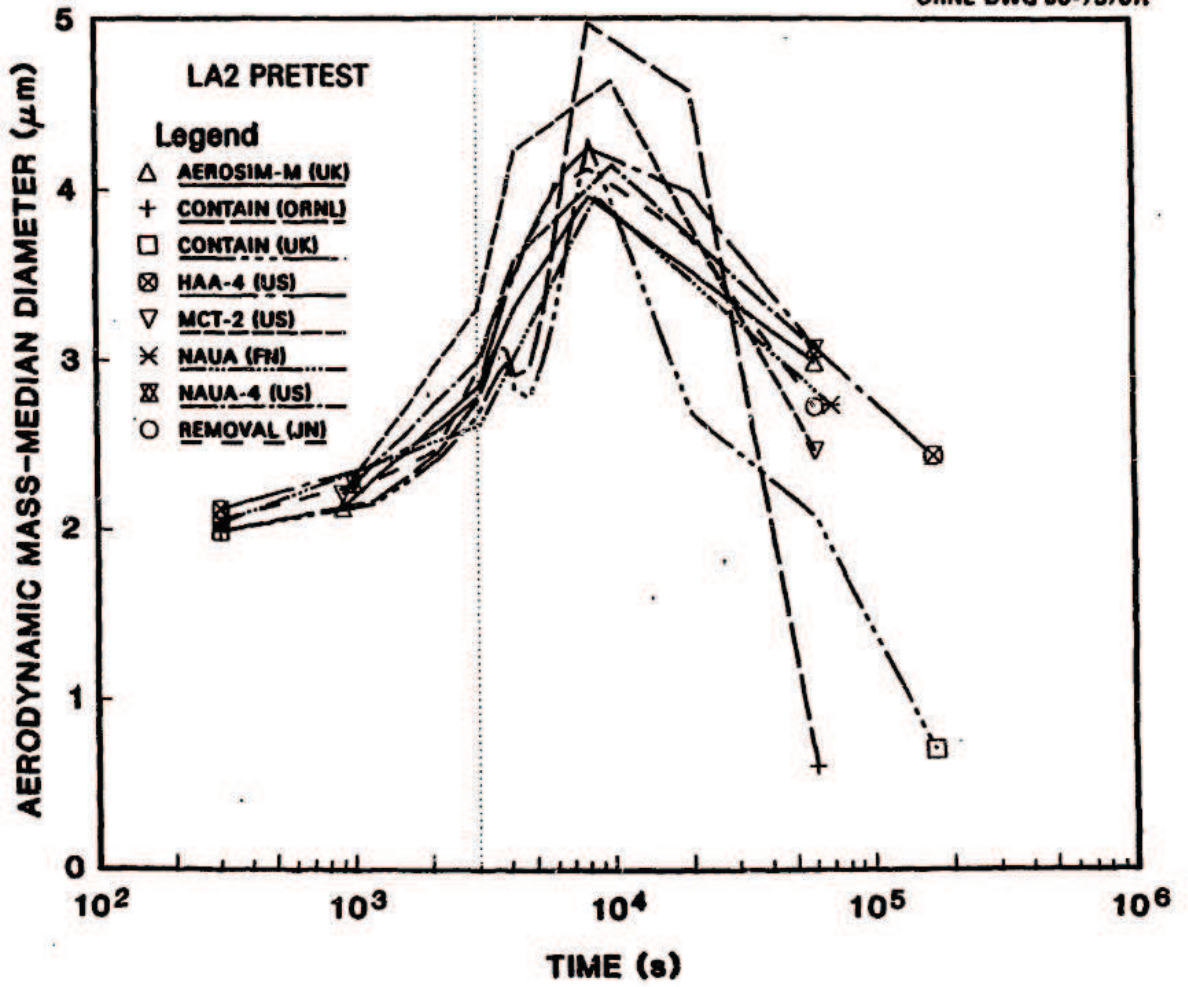


図 25-2 LACE LA2 でのコード比較試験で得られた
エアロゾル粒径の時間変化グラフ

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:

参考 1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,
NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要

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.

表 25-2 試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCL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次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

26. 地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、図 26-1 に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。

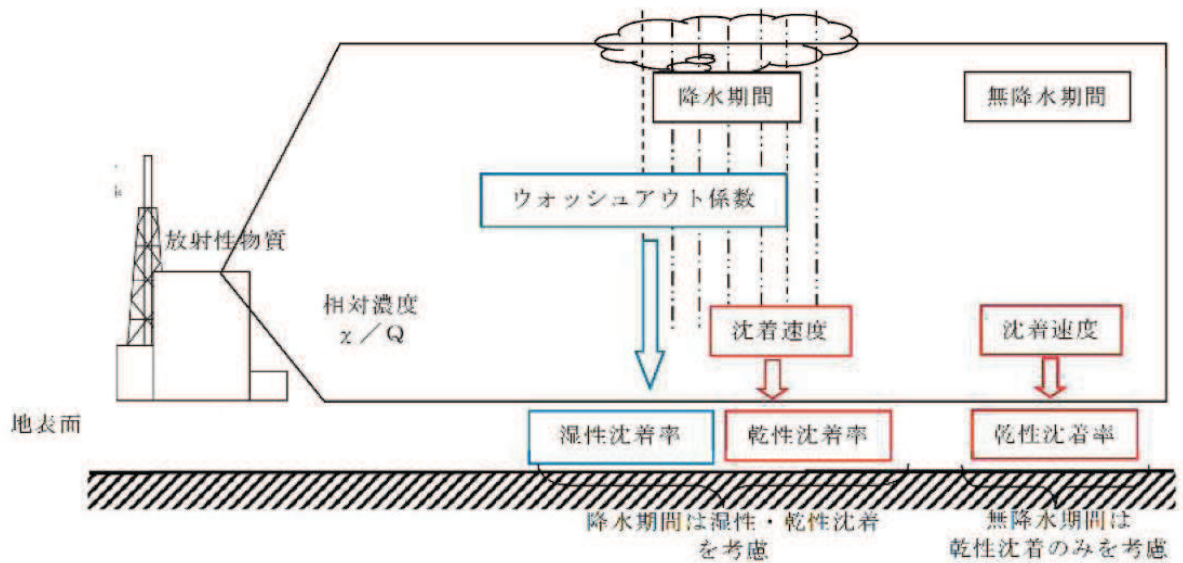


図 26-1 地表面沈着のイメージ

中央制御室の居住性評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着速度 0.3cm/s の 4 倍である 1.2cm/s^{*1} を用いている。

* 1：有機よう素の地表面への沈着速度としては $4.0 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

「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）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の 4 倍と設定した。

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

1. 評価手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の適用性は、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% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その

比と乾性沈着速度 (0.3cm/s) の積が 1.2cm/s を超えていないことを確認する。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)」【解説 5.3】に従い、地上高さの相対濃度を用いた。

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

- $(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 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。

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

- $(\chi/Q)_W(x,y)_i$: 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]
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times P_{ri}^{0.8}$ 学会標準より)
- P_{ri} : 時刻 i での降水強度 [mm/h]
- Σ_{zi} : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m]
- h : 放出高さ [m]

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

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①)

$$= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \cdot \sqrt{\frac{\pi}{2}} \cdot \Sigma_{zi} \cdot \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \dots\dots\dots ③$$

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97% 値の求め方*2 に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った (図 26-2 参照)。

(1) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間毎に算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率 (乾性沈着率+湿性沈着率) もゼロとなる。

図 26-2 の例は、評価対象方位を S W とした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位 S W 以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記 (1) で求めた 1 時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97% 値を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の 97% 値とする (地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる)。

*2: 気象指針解説抜粋

VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

1. 線量計算に用いる相対濃度

(2) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。

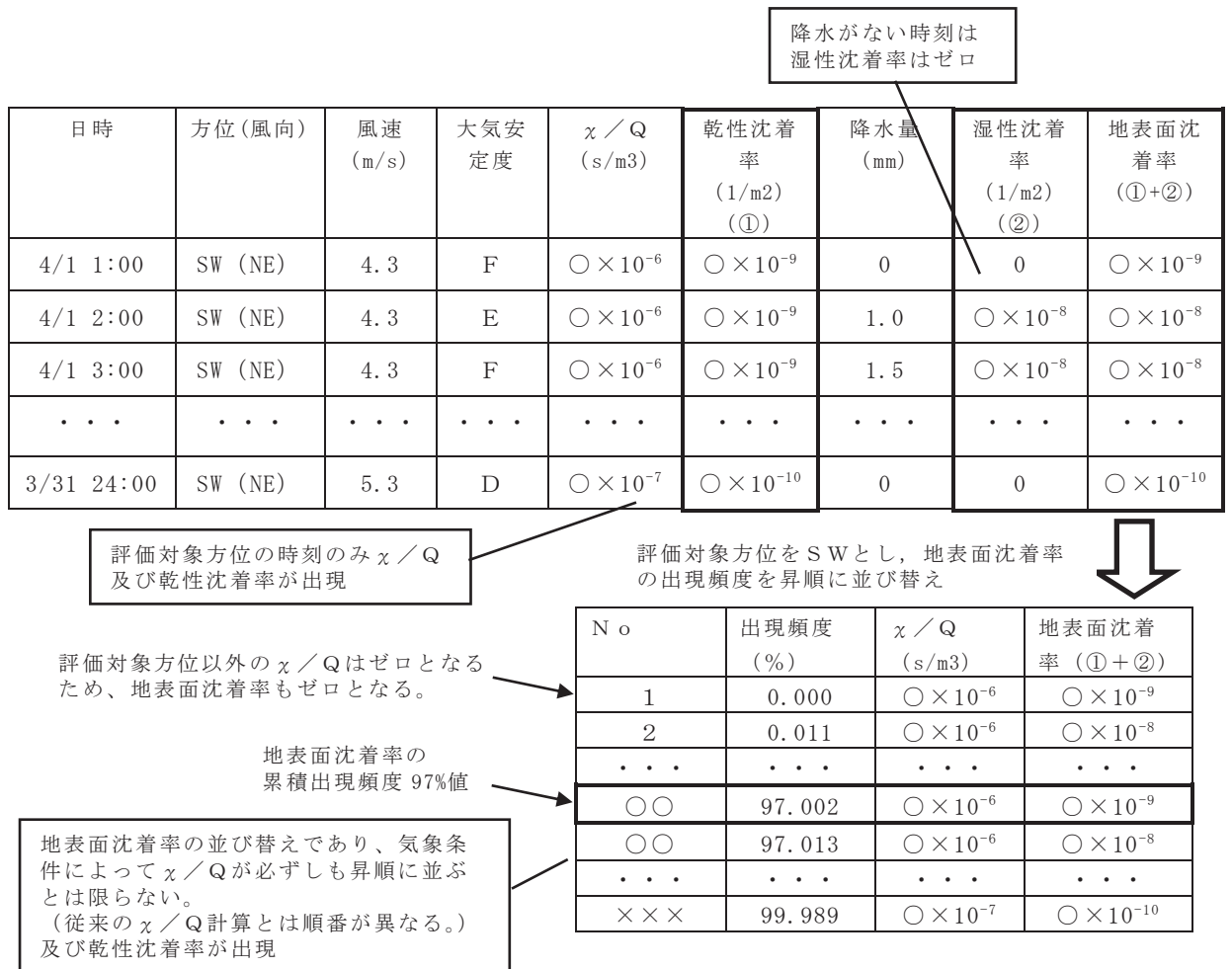


図 26-2 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方
(評価対象方位が SW の場合)

3. 評価結果

表 26-1 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。乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比は 1.0~1.2 程度となった。

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

表 26-1 沈着率評価結果

放出点	評価点	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)
原子炉格納 容器フィル タベント系 排気管	中央制御室 換気空調系 給気口	5.8×10^{-4}	約 1.7×10^{-6}	約 2.0×10^{-6}	約 1.2
	中央制御室 中心	8.6×10^{-4}	約 2.6×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 1.0
	出入管理所	5.0×10^{-4}	約 1.5×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}	約 1.2
	制御建屋 出入口	7.1×10^{-4}	約 2.1×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}	約 1.2
原子炉建屋 ブローアウ トパネル	中央制御室 換気空調系 給気口	1.3×10^{-3}	約 3.9×10^{-6}	約 4.1×10^{-6}	約 1.1
	中央制御室 中心	1.6×10^{-3}	約 4.8×10^{-6}	約 5.5×10^{-6}	約 1.1
	出入管理所	9.9×10^{-4}	約 3.0×10^{-6}	約 3.3×10^{-6}	約 1.1
	制御建屋 出入口	1.5×10^{-3}	約 4.5×10^{-6}	約 5.3×10^{-6}	約 1.2
排気筒	中央制御室 換気空調系 給気口	2.8×10^{-6}	約 8.4×10^{-9}	約 9.0×10^{-9}	約 1.1
	中央制御室 中心	2.8×10^{-6}	約 8.4×10^{-9}	約 9.0×10^{-9}	約 1.1
	出入管理所	4.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-8}	約 1.3×10^{-8}	約 1.1
	制御建屋 出入口	2.8×10^{-6}	約 8.4×10^{-9}	約 9.0×10^{-9}	約 1.1

27. 有機よう素の乾性沈着速度について

今回の評価では、原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に乾性沈着速度を 10^{-3}cm/s とし、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4倍である $4\times 10^{-3}\text{cm/s}$ を設定した。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、以下の通り報告されている。

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

(2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル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影響は無視できる。

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の乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことがいえる。

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

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

* 1 : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al.*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-5} 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.

28. 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」*に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、排気筒及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を表 28-1 に示す。

原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出の実効放出継続時間は1時間程度であり、排気筒からの放出の実効放出継続時間は60時間～70時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は1時間である。

また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均をその期間の拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出における実効放出継続時間である1時間を排気筒放出に対しても適用し大気拡散評価を行った。

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度、相対線量）の変化について表 28-2 に示す。

* 気象指針解説抜粋

(3) 実効放出継続時間（T）は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

表 28-1 S/C からベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			(①÷②) 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 漏えい分	排気筒 放出分	原子炉格納容 器フイルタペ ント系排気管 放出分	原子炉建屋 漏えい分	排気筒 放出分	原子炉格納容 器フイルタペ ント系排気管 放出分	原子炉建屋 漏えい分	排気筒 放出分	原子炉格納容 器フイルタペ ント系排気管 放出分
ガンマ線実 効エネルギー 0.5MeV 換算値	約 3.7×10^{15}	約 1.4×10^{16}	約 5.4×10^{17}	約 2.8×10^{15}	約 2.0×10^{14}	約 2.3×10^{17}	約 1.3	約 67.9	約 2.3
I-131 等価 量-成人実 効線量係数 換算	約 1.0×10^{14}	約 1.6×10^{15}	約 1.4×10^{15}	約 8.0×10^{13}	約 2.4×10^{13}	約 5.9×10^{14}	約 1.3	約 66.4	約 2.3

表 28-2 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変化

	中央制御室中心		中央制御室給気口	
	相対濃度 (s/m^3)	相対線量 (Gy/Bq)	相対濃度 (s/m^3)	相対線量 (Gy/Bq)
1 時間	約 2.8×10^{-6}	約 1.0×10^{-19}	約 2.8×10^{-6}	約 1.0×10^{-19}
5 時間	約 2.6×10^{-6}	約 8.4×10^{-20}	約 2.6×10^{-6}	約 8.4×10^{-20}
10 時間	約 1.7×10^{-6}	約 7.6×10^{-20}	約 1.7×10^{-6}	約 7.6×10^{-20}
20 時間	約 1.5×10^{-6}	約 5.8×10^{-20}	約 1.5×10^{-6}	約 5.8×10^{-20}
60 時間	約 9.8×10^{-7}	約 4.6×10^{-20}	約 9.8×10^{-7}	約 4.6×10^{-20}

29. 待避時間の設定根拠について

中央制御室では、ベント実施時における放射性物質による被ばく低減のために中央制御室待避所内に待避することとしており、中央制御室の居住性評価においては待避時間を10時間としている。

待避時間の設定については、運転員の実効線量が100mSv/7日間を超えないよう、余裕を考慮し設備、運用等を整備している。

加圧時間を10時間とする場合、中央制御室待避所内における単位時間当たりの被ばく線量（外部被ばく）は、図29-1に示すとおり最大でも10mSv/h程度と評価しており、中央制御室待避所外と比べ2桁程度低減される。

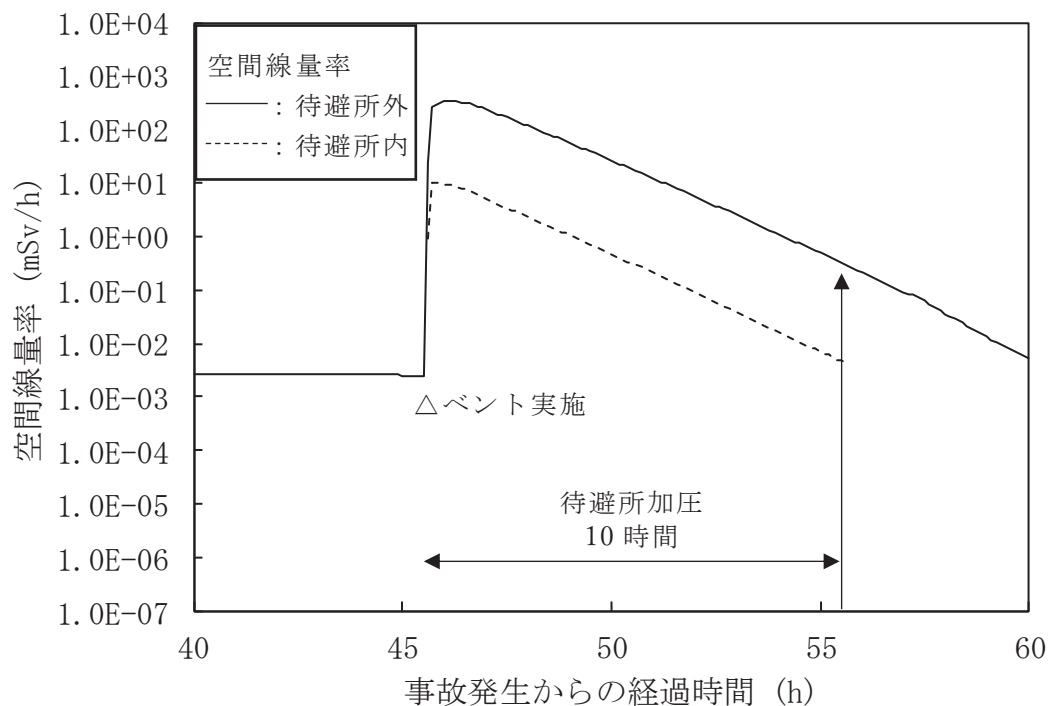


図 29-1 待避所内外の空間線量率

なお、実際には被ばく低減の観点から、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）の本数は10時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

30. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価

1. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱い

二次遮蔽をモデル化するにあたり、ブローアウトパネルによる遮蔽厚の差は考慮していない。これは、二次遮蔽内の構造物（床や内壁、原子炉格納容器等）を詳細にモデル化しない等の保守性を含め、モデルの単純化を行っていることによる。

2. ブローアウトパネルによる遮蔽厚の差を考慮した場合の影響評価

原子炉建屋の3階の壁（コンクリート）は□cm、ブローアウトパネルは□mm厚さの鋼板である。中央制御室の居住性評価において、ブローアウトパネル部分にコンクリート遮蔽がないとした場合に影響を受ける被ばく経路は原子炉建屋内の核分裂生成物による直接線及びブスカイシャイン線のうち直接線（参考参照）である。ブローアウトパネルの影響を確認するために、ブローアウトパネルを考慮した評価モデルを用い、原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線による実効線量を評価し、ブローアウトパネル部分のコンクリート遮蔽の有無による影響を確認した。評価結果を表30-1に示す。

表30-1 ブローアウトパネルの影響評価(30日間積算値)

(単位：mSv)

項目	ベース評価*	影響評価（ブローアウトパネル部分を遮蔽なしとした場合）	影響評価（ブローアウトパネル部分を鋼板とした場合）
原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線による実効線量	約 6.1×10^{-2}	約 1.1×10^{-1} (約1.8倍)	約 9.8×10^{-2} (約1.7倍)
原子炉建屋内の核分裂生成物からのスカイシャイン線による実効線量	約 4.4×10^{-3}	←	←

注記*：「VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」表4-19 冷却材喪失(仮想事故)における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

3. 中央制御室の居住性評価への影響

2.の評価より、原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線による実効線量はブローアウトパネルの鋼板の効果を検討した場合、約1.7倍に増加することを確認した。表30-2の通り基準を十分満足する結果となっている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表30-2 居住性評価への影響*

(単位：mSv)

項目		ベース評価	影響評価	基準値	
設計基準事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価(原子炉冷却材喪失時)	室内作業時	原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線による実効線量	約 6.1×10^{-2}	約 9.8×10^{-2}	合計 100
		原子炉建屋内の核分裂生成物からのスカイシャイン線による実効線量	約 4.4×10^{-3}	←	
		大気中へ放出された放射性物質による実効線量	約 9.2×10^{-2}	←	
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による実効線量	約 4.6×10^{-1}	←	
	入退域時	原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線による実効線量	約 3.1×10^{-1}	←	
		原子炉建屋内の核分裂生成物からのスカイシャイン線による実効線量	約 1.8×10^{-1}	←	
		大気中へ放出された放射性物質による実効線量	約 4.5×10^{-2}	←	
合計		約 1.2	約 1.2		

注記*：(1)「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」については、原子炉建屋内の核分裂生成物からの寄与が合計値に対して十分に小さいため、評価から除外した。
 (2)「重大事故時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価」については緊急時対策所の位置が原子炉建屋のブローアウトパネルが設置されている壁面に対して後方に位置しているため、ブローアウトパネルからの直接線の影響を受けないため、評価から除外した。

以上

ブローアウトパネルを考慮した直接線及びスカイシャイン線の影響について

冷却材喪失時の周辺公衆の線量評価において、ブローアウトパネル部分はコンクリート遮蔽がないとしたときの直接線及びスカイシャイン線による線量評価への影響について以下に述べる。評価地点と原子炉建屋の位置関係を図1に示す。

直接線及びスカイシャイン線による線量の評価において影響があるブローアウトパネルは、原子炉建屋の南側の1枚となる。

スカイシャイン線による線量の評価では、評価地点から直視できる部分及び評価地点から直視できない部分から散乱するスカイシャイン線の影響が考えられる。評価地点から直視できる部分については、直接線の評価で散乱するスカイシャイン線の影響も考慮されている。評価地点から直視できない部分から散乱するスカイシャイン線の線量は、散乱線による線量評価に係る文献*によれば、直視できる部分からの直接線による線量と比較して4桁以上低い結果となっている。このため、評価地点から直視できない部分から散乱するスカイシャイン線は、直接線及びスカイシャイン線の試算結果に有意な影響を与えない。

注記*：(1)H. Hirayama, Y. Harima, et al. ,” Data Library of Line-and Conical-Beam Response Functions And Four-Parameter Empirical Formula in Approximating Response Functions for Gamma-ray Skyshine Dose Analyses” , High Energy Accelerator Research Organization(KEK),2008

(2)散乱角 0° のときの線量約 $2.8 \times 10^{-18} \text{Sv/photon}$ に対し、散乱角を 90° としたときの線量は約 $5.1 \times 10^{-23} \text{Sv/photon}$ となる。ここで、ガンマ線エネルギーは冷却材喪失時の線源のうち、コンプトン散乱後評価地点に到達しやすい高エネルギー 3MeV, 評価距離は 200m とした。

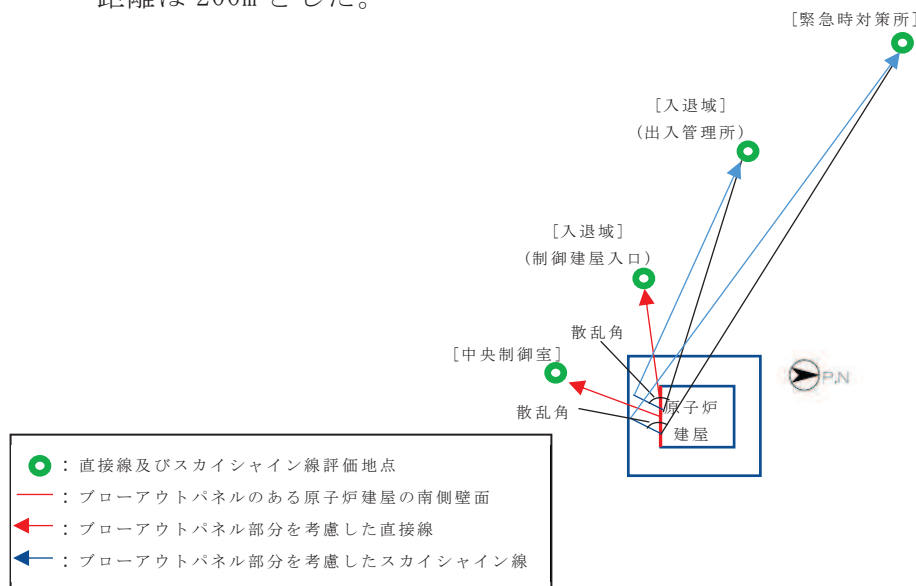


図1 評価地点と原子炉建屋の位置関係

31. 中央制御室に保管する飲食料等について

中央制御室に保管する飲食料等の数量とその考え方については、表 31-1 に示すとおりであり、そのうち表 31-2 に示す数を中央制御室待避所に常時配備する。

表 31-1 中央制御室に保管する飲食料等

品名		配備数 ^{*5}
食料等	・食料	147食 ^{*1}
	・飲料水（1.5リットル）	98本 ^{*2}
簡易トイレ		30個 ^{*3}
よう素剤		56錠 ^{*4}

注記*1：7名（運転員）×7日×3食

*2：7名（運転員）×7日×2本

*3：7名（運転員）×（3回／10時間（放射性雲通過中））＋余裕＝30個

*4：7名（運転員）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）＝56錠

*5：今後，訓練等で見直しを行う

表 31-2 中央制御室待避所に保管する飲食料等

品名		配備数 ^{*4}
食料等	・食料	21食 ^{*1}
	・飲料水（1.5リットル）	14本 ^{*2}
簡易トイレ		30個 ^{*3}

注記*1：7名（運転員）×1日×3食

*2：7名（運転員）×1日×2本

*3：7名（運転員）×（3回／10時間（放射性雲通過中））＋余裕＝30個

*4：今後，訓練等で見直しを行う

32. 2次しゃへい壁及び補助しゃへいにおける入射線量の設定方法について

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で想定するシナリオにおける、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの遮蔽体表面における入射線量の評価については、添付書類「VI-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の補足説明資料*を参照のこと。

注記*：「補足-200-10 安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について」の「添付資料1 環境放射線の設定方法について」の「図2 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図」

33. 重大事故等時の1次しゃへい壁の熱除去の評価について

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評価（以下「居住性評価」という。）においては、1次しゃへい壁が十分なコンクリート厚さを有しているため、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線の影響は無視できるほど小さく考慮していない。ここでは、重大事故等時の原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による1次しゃへい壁の温度上昇を考慮した1次しゃへい壁の熱除去の評価を行い、1次しゃへい壁の遮蔽機能上問題ないことを確認する。

熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体の温度上昇を計算する。評価に当たっては、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下となることを確認する。

1. ガンマ線発熱量の評価

想定事象としては、居住性評価に用いている事故シーケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）シナリオにおいて代替循環冷却系を用いて事象収束する場合とし、ガンマ線による発熱量評価の対象線源は原子炉格納容器内の放射性物質及び原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質とする。

1次しゃへい壁内の発熱量は影響を受ける線源領域によって異なる。ここでは線源領域を考慮して以下の2ケースの評価を行った。

ケース1：ドライウェル気相部とトールス室を除く建屋側

ケース2：ドライウェル液相部とサプレッションチェンバ

評価に用いる放射能は、居住性評価の評価期間である7日間の放射能分布を基に設定する。放射能を基に算出したガンマ線線源強度を第33-1表に示す。また、QAD-CGGP2Rコードを使用し、対象線源からのガンマ発熱量を評価する。原子炉建屋及び原子炉格納容器の立面図を第33-1図、1次しゃへい壁のガンマ発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点を第33-2図に示す。

なお、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の配管、支持構造物等による自己遮蔽効果については保守的に考慮しない。

2. 温度上昇の計算方法

1.により得られたガンマ発熱量の分布を用いた1次しゃへい壁内部発熱、1次しゃへい壁表面の熱伝達率及びコンクリートの熱伝導率を用いて、1次しゃへい壁内部の温度分布を求める。温度分布の計算には以下の熱伝導方程式を用い、1次しゃへい壁内側、外側の伝熱条件を設定し、収束計算により温度分布を求める。

なお、コンクリート密度は 2.15g/cm^3 を用いる。

$$\lambda \frac{d^2 T}{dx^2} + Q(x) = 0$$

λ : 熱伝導率 (W/(cm・°C))

$Q(x)$: 1次しゃへい壁内側表面からの距離 x における発熱量*1 (W/cm³)

また、遮蔽表面の伝熱条件は次式で与えられる。

$$q = h \cdot \Delta t$$

q : 伝達される熱量 (W/cm²)

h : 自然対流熱伝達係数 (W/(cm²・°C)) [内面はふく射伝熱を含む]

Δt : 遮蔽表面とその周辺の温度差 (°C)

注記 *1: $Q(x)$ は、QAD-CGGP2Rコードで計算した距離毎の対象線源からのガンマ線束 (cm⁻²・s⁻¹) にガンマ線エネルギー (MeV) を乗じて単位換算し、それに質量エネルギー吸収係数 (cm²/g) 及びコンクリート密度 (2.15 g/cm³) を乗じて発熱量 (W/cm³) を算出し、それを指数関数で近似し設定する。

重大事故等時の原子炉格納容器表面温度 (最高温度171 °C*2) 及び原子炉建屋原子炉棟内雰囲気温度 (一般的な区画66 °C*2, トーラス室130°C*2) について保守的に一定温度として境界条件を設定し計算する。計算した1次しゃへい壁の温度分布を第33-3図に示す。

注記 *2: 温度設定の保守性については以下のとおりである。

- ・原子炉格納容器表面温度と原子炉建屋原子炉棟内雰囲気温度は時間変化するが、保守的に最高温度で一定として設定している。
- ・原子炉建屋原子炉棟内雰囲気温度は、重大事故等時の条件による温度評価 (原子炉建屋原子炉棟外壁からの放熱を考慮) の一般的な区画の結果を包絡する保守的な温度として66°C, トーラス室の結果を包絡する保守的な温度として130°Cとする。
- ・重大事故等時の条件による温度評価においては、ガンマ線の発熱を考慮した評価を行っている (温度評価で熱源として考慮している核分裂生成

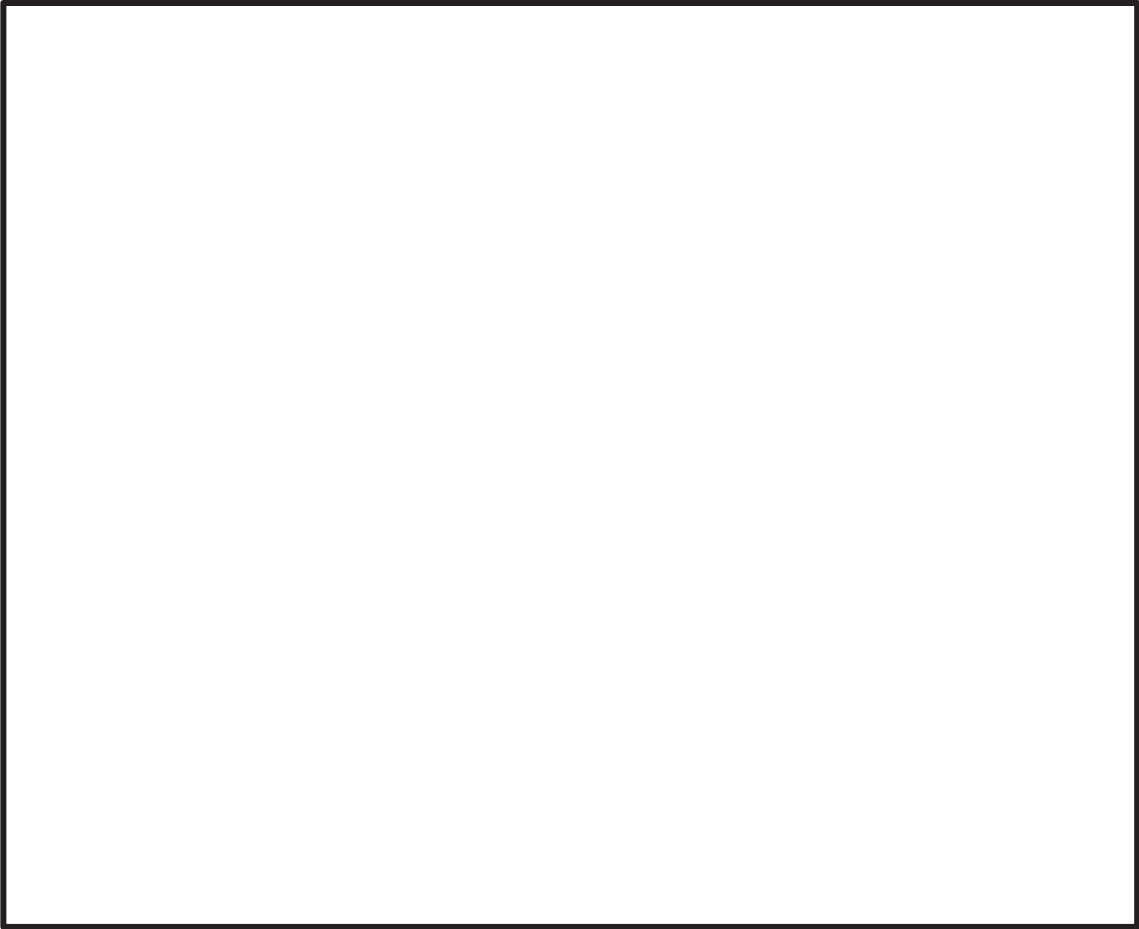
物の崩壊熱には崩壊に伴い放出されるガンマ線による熱も含んでいる)。

3. まとめ

1次しゃへい壁のコンクリート温度は、1次しゃへい壁内部でのガンマ線による温度上昇を考慮しても第33-3図に示すとおり173℃以下となり、「日本原子力学会 1977年 遮蔽設計基準等に関する現状調査報告」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値177℃以下であることを確認した。

第33-1表 ガンマ線線源強度

エネルギー (MeV)	ケース1 線源強度(s ⁻¹)				ケース2 線源強度(s ⁻¹)			
	ドライウエル 気相部	ドライウエル 液相部	ドライウエル 壁面付着	原子炉建屋 原子炉棟内	ドライウエル 液相部	サブプレッション チェンバ気相部	サブプレッション チェンバ液相部	サブプレッション チェンバ壁面付着
0.01	約2.7×10 ¹⁷	約3.9×10 ¹⁶	約1.0×10 ¹⁸	約4.7×10 ¹⁵	約6.0×10 ¹⁷	約3.5×10 ¹⁷	約1.7×10 ¹⁷	約5.7×10 ¹⁷
0.025	約8.2×10 ¹⁶	約3.5×10 ¹⁶	約3.1×10 ¹⁷	約1.4×10 ¹⁵	約2.2×10 ¹⁷	約1.1×10 ¹⁷	約1.5×10 ¹⁷	約1.8×10 ¹⁷
0.0375	約8.1×10 ¹⁷	約1.1×10 ¹⁶	約1.5×10 ¹⁷	約1.6×10 ¹⁶	約9.5×10 ¹⁶	約1.1×10 ¹⁸	約4.9×10 ¹⁶	約8.3×10 ¹⁶
0.0575	約3.0×10 ¹⁶	約1.2×10 ¹⁶	約1.9×10 ¹⁷	約5.1×10 ¹⁴	約1.1×10 ¹⁷	約3.9×10 ¹⁶	約4.9×10 ¹⁶	約9.8×10 ¹⁶
0.085	約7.0×10 ¹⁷	約4.5×10 ¹⁵	約1.4×10 ¹⁷	約1.4×10 ¹⁶	約9.6×10 ¹⁶	約9.5×10 ¹⁷	約2.0×10 ¹⁶	約9.1×10 ¹⁶
0.125	約8.0×10 ¹⁵	約5.9×10 ¹⁵	約7.3×10 ¹⁶	約1.3×10 ¹⁴	約3.9×10 ¹⁶	約1.0×10 ¹⁶	約3.0×10 ¹⁶	約3.3×10 ¹⁶
0.225	約5.0×10 ¹⁷	約4.1×10 ¹⁶	約2.9×10 ¹⁷	約7.0×10 ¹⁵	約2.2×10 ¹⁷	約6.7×10 ¹⁷	約1.7×10 ¹⁷	約1.8×10 ¹⁷
0.375	約4.1×10 ¹⁶	約1.8×10 ¹⁶	約1.3×10 ¹⁸	約6.6×10 ¹⁴	約1.2×10 ¹⁸	約3.0×10 ¹⁶	約8.2×10 ¹⁶	約1.2×10 ¹⁸
0.575	約7.4×10 ¹⁶	約1.6×10 ¹⁷	約4.0×10 ¹⁸	約1.1×10 ¹⁵	約1.5×10 ¹⁸	約7.1×10 ¹⁶	約6.7×10 ¹⁷	約1.4×10 ¹⁸
0.85	約5.9×10 ¹⁵	約9.2×10 ¹⁶	約1.8×10 ¹⁸	約2.4×10 ¹⁴	約2.6×10 ¹⁷	約4.4×10 ¹⁵	約3.8×10 ¹⁷	約1.7×10 ¹⁷
1.25	約7.3×10 ¹⁵	約2.3×10 ¹⁶	約6.0×10 ¹⁷	約1.5×10 ¹⁴	約2.6×10 ¹⁷	約4.8×10 ¹⁵	約9.8×10 ¹⁶	約2.4×10 ¹⁷
1.75	約1.9×10 ¹⁵	約1.8×10 ¹⁵	約8.9×10 ¹⁶	約3.4×10 ¹³	約5.7×10 ¹⁶	約1.4×10 ¹⁵	約7.6×10 ¹⁵	約5.6×10 ¹⁶
2.25	約1.2×10 ¹⁵	約1.1×10 ¹⁵	約3.2×10 ¹⁶	約2.5×10 ¹³	約7.1×10 ¹⁵	約1.6×10 ¹⁵	約4.4×10 ¹⁵	約6.0×10 ¹⁵
2.75	約1.3×10 ¹³	約2.3×10 ¹³	約6.3×10 ¹⁴	約3.2×10 ¹¹	約2.3×10 ¹³	約1.8×10 ¹³	約9.4×10 ¹³	約8.8×10 ¹¹
3.5	約4.0×10 ⁹	約6.4×10 ⁹	約1.8×10 ⁹	約2.4×10 ⁸	約6.4×10 ⁹	約4.4×10 ⁹	約2.1×10 ¹⁰	約3.7×10 ⁶
5	約1.5×10 ³	約1.2×10 ⁴	約3.6×10 ³	約3.6×10 ⁰	約1.2×10 ⁴	約2.7×10 ⁰	約4.0×10 ⁴	約7.2×10 ⁰
7	約1.7×10 ²	約1.4×10 ³	約4.1×10 ²	約4.2×10 ⁻¹	約1.4×10 ³	約3.1×10 ⁻¹	約4.6×10 ³	約8.3×10 ⁻¹
9.5	約2.0×10 ¹	約1.6×10 ²	約4.7×10 ¹	約4.8×10 ⁻²	約1.6×10 ²	約3.5×10 ⁻²	約5.3×10 ²	約9.6×10 ⁻²



第33-1図 原子炉建屋及び原子炉格納容器の立面図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (1/8)
(ケース1, ドライウェル気相部線源)

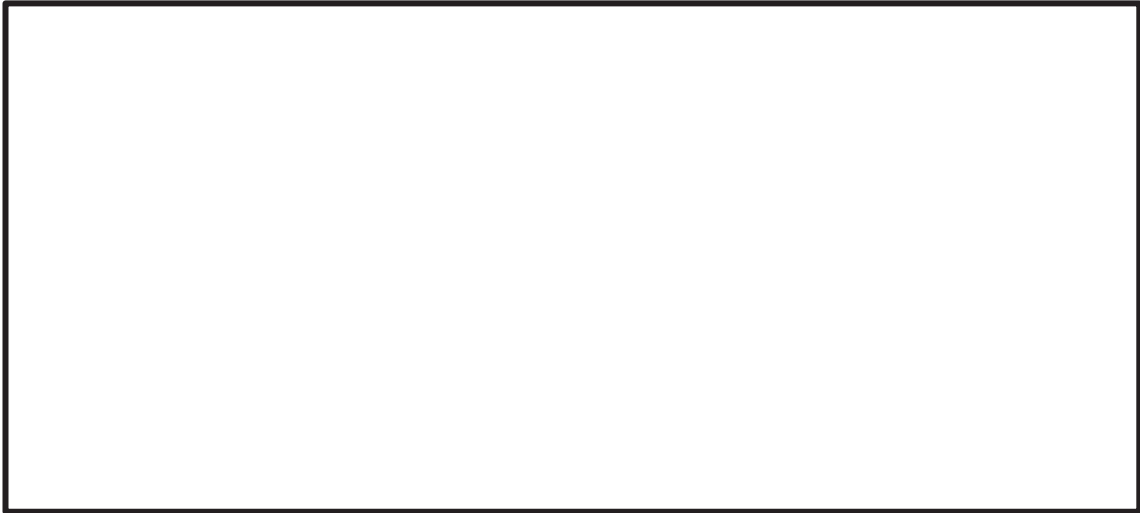


第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (2/8)
(ケース1, ドライウェル液相部線源)



第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (3/8)
(ケース1, ドライウェル壁面付着線源)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (4/8)
(ケース1, 原子炉建屋原子炉棟内線源)

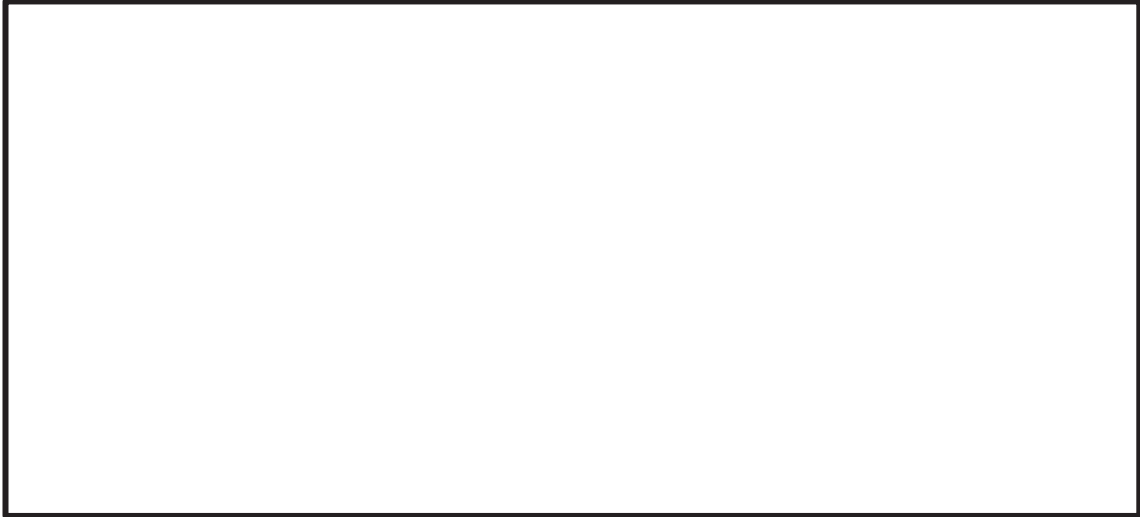


第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (5/8)
(ケース2, ドライウェル液相部線源)



第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (6/8)
(ケース2, サプレッションチェンバ気相部線源)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

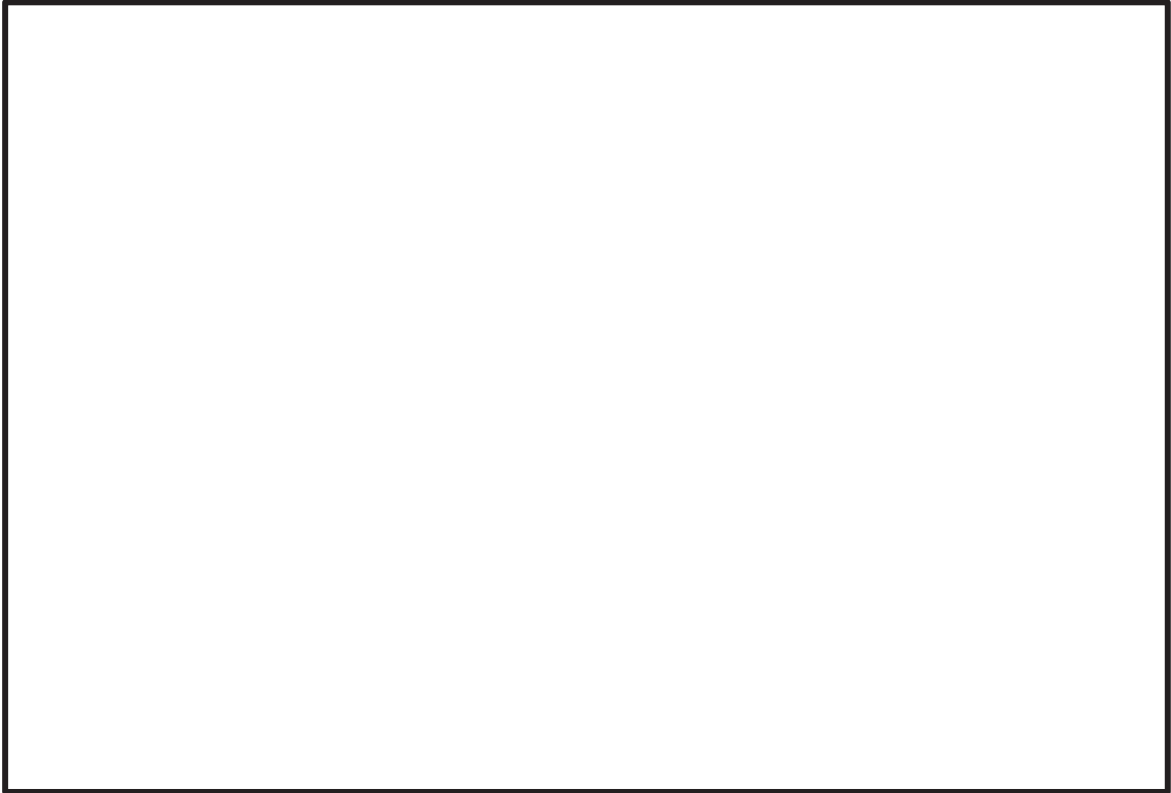


第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (7/8)
(ケース2, サプレッションチェンバ液相部線源)

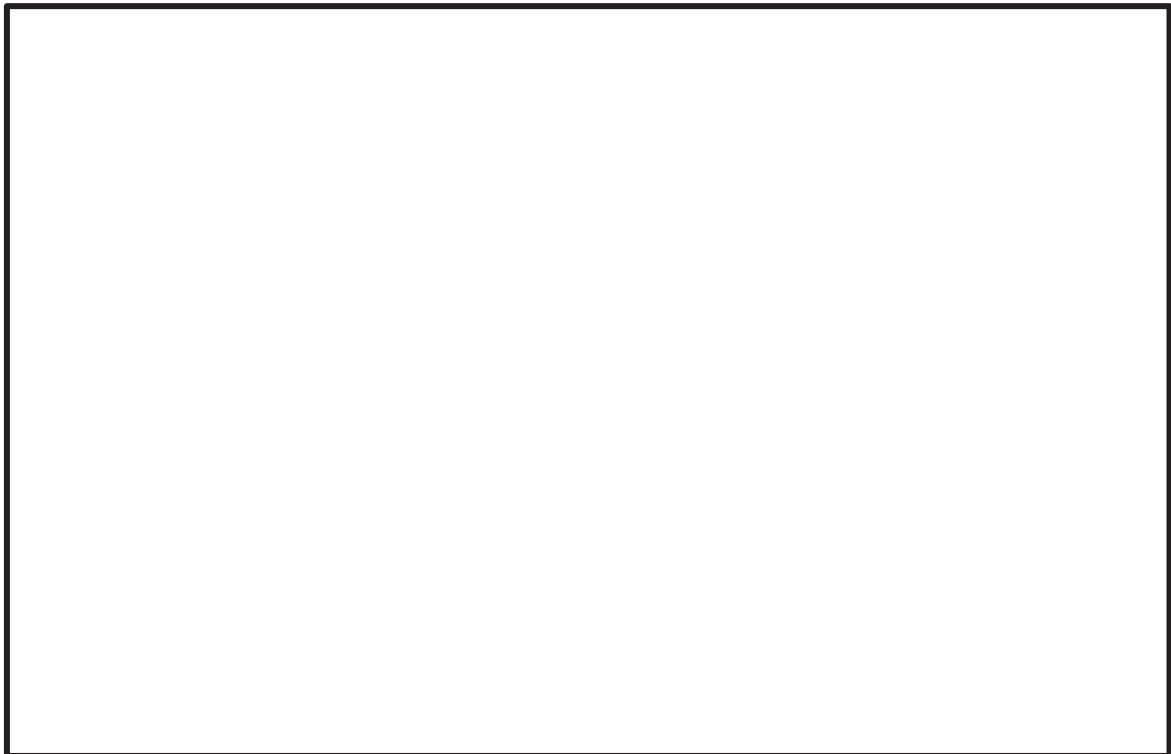


第33-2図 1次しゃへい壁の発熱量評価に使用した計算モデル及び評価点 (8/8)
(ケース2, サプレッションチェンバ壁面付着線源)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第33-3図 1次しゃへい壁内部の温度分布(1/2)
(ケース1)



第33-3図 1次しゃへい壁内部の温度分布(2/2)
(ケース2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

34. 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ナケンス (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>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用手法を適用し、「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。 (1) 被ばく経路 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</p>	<p>1 b) → 審査ガイドのとおり</p> <p>① 評価事象については、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの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ナケンス」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+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失を評価対象としている。当該事故シナ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、格納容器ベントを実施する場合についても想定した。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮して評価しており、実施のための体制を整備している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態 (5直3交替) を考慮して評価しており、実施のための体制を整備している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p> <p>4. 1 → 審査ガイドのとおり</p> <p>① 最適用手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>② 実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (1) → 審査ガイドのとおり 制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。 ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時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> <ul style="list-style-type: none"> 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 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>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <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（グラウンドシャイン） <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p>	<p>4. 1 (1) ① → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイドのとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイドのとおり</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p> <p>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>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ⑤ → 審査ガイドのとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②」及び「4.1(1)③」外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。</p>

<p>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^(※)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結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナケンス（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の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の運転員又は対策要員</p>	<p>4. 1 (2) → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価は図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価における放射性物質の大気中への放出量は、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋全交流動力電源喪失する事故シナケンスを選定した。当該事故シナケンスにおいては第一に代替循環冷却により現象を収束するが、被ばく評価においては、代替循環冷却に失敗し、原子炉格納容器フイルタベント系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原子炉格納容器フイルタベント系への流入量、及び、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい量を、MAAP 解析及びNUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードではよ素の化学組成は考慮されないため、粒子状よ素、無機よ素及び有機よ素については、大気中への放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。</p> <p>4. 1 (2) b. → 審査ガイドのとおり</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方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。評価においては、2012年1月1日から2012年12月31日の1年間ににおける気象データを使用している。</p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシヤインガン線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉建屋原子炉棟内の線源強度を計算している。</p> <p>4. 1 (2) d. → 審査ガイドのとおり</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適状況</p>
<p>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（スカイラインガンマ線、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>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。 	<p>上記cの結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。</p> <p>上記a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>上記a及びbの結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4. 1 (2) e. → 審査ガイドのとおり</p> <p>上記dで計算した線量の合計値が、判断基準（運転員の実効線量が7日間で10mSvを超えないこと）を満たしていることを確認している。</p> <p>4. 2 (1) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、ヨウ素フィルタ除去効率は90%、高性能エアフィルタ除去効率は99.9%と仮定して評価している。</p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室待避所を加圧している間は、待避所への空気の流入は考慮しない。</p> <p>空気流入率は、1,2号炉の中央制御室について空気流入率試験を実施した結果、空気流入率換算で2,940m³/hであった。仮に2号炉中央制御室（空間容積：8,900m³）のみへの空気流入量を2,940m³/hと仮定すると、換気率換算で0.33回/hとなるため、被ばく評価においては保守的に1.0回/hとして設定した。</p> <p>4. 2 (2) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。</p>

<p>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適合状況</p>
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・ガウスブルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(参3)における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 ・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 <ol style="list-style-type: none"> 一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に於いて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合 三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、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 	<p>女川発電所内で観測して得られた2012年1月1日から2012年12月31日の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用して、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点（原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）と建屋の高さがほぼ同じであるため、建屋高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点（原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を考慮している。</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>ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参考)による。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近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。 <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 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 <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。 <ol style="list-style-type: none"> 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 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入 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>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</p>
<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイドのとおり</p> <p>建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。</p> <p>事故時に外気を取入れる運転としているため、給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入として評価している。</p> <p>評価期間中は給気口から外気を取入れることを前提としているため、給気口が設置されている中央制御室が属する建屋の表面を選定している。具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>また、クラウドシャインの評価には、室内への取り込みではないため、中央制御室が属する建屋の屋上面を選定している。具体的には、保守的に放出点と</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>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>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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>同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表面としており、評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心とし、保守的に放出点と評価点とが同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p>

<p>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>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡散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>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1a}、m_{1b} のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、</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、建屋の後流側の拡散の影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づき複数方位を対象として評価している。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>風向の方位 m_1 の選定には、図6に示す方法を用いて選定している。</p>

<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適合状況</p>
<p>風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射線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は複数の風向を対象に計算する必要がある。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>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があるのある複数の方位を評価方位として選定している。</p> <p>「着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地表面から上面の投影面積を用いている。</p>

<p>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）」^(※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。 <ol 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） <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 	<p>4. 2 (2) c. → 審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、短時間放出の式を適用し、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いる。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%相当に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイドのとおり</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着速度を計算している。</p> <p>沈着速度については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4倍を設定。乾性沈着速度はエアロゾル及び無機よう素はNUREG/CR-4551 Vol.2より、有機よう素はNRPB-R822より設定。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイドの主旨に基づいて評価</p> <p>評価期間中は外気を取入れることを前提としているため、一の経路（外気取入）及び二の経路（空気流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って評価している。</p>

<p>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適状況</p>
<p>条件に従って計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所パウダリ体積（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（クラウドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシヤ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／緊急時対策所内にある運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシヤイン）</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クラウドシヤ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／緊急時対策所内にあ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。 	<p>空気流入量は空気流入率及び中央制御室パウダリ体積を用いて計算している。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室におけるクラウドシヤインについては、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. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室におけるグラウンドシヤインについては、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>4. 2 (3) c. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p>

<p>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適合状況</p>
<p>・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> <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ヤ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（クラウドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシヤ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（グラウンドシヤイン）</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ヤ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>マスクの着用を考慮して評価している。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. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空気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での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e. → 審査ガイドのとおり</p> <p>入退域におけるクラウドシヤインについては、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. → 審査ガイドのとおり</p> <p>入退域でのグラウンドシヤイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤ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. → 審査ガイドのとおり</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の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>入退域での放射線防護（マスク着用）による被ばく低減を考慮している。</p>

<p>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適合状況</p>
<p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 <p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)aで選定した事故シナリオ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で選定した事故シナリオ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で選定した事故シナリオの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1(2)aで選定した事故シナリオの事故進展解析条件を基に設定する。</p>	<p>4. 2 (3) h. → 審査ガイドのとおり</p> <p>新規制基準に基づく複数原子炉の設置変更申請を実施していないため考慮しない。</p> <p>4. 3 (1) → 審査ガイドのとおり</p> <p>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している。</p> <p>希ガス類、ヨウ素類、Cs類、Te類、Ba類、Ru類、Ce類及びLa類を考慮している。</p> <p>よ素の性状については、R.G.1.195を参照している。</p> <p>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している。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイドのとおり</p> <p>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している。</p> <p>4. 3 (3) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>非常用ガス処理系の作動時間については、事故発生から70分後（非常用ガス処理系排風機起動60分+排風機起動から原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間10分）として評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアンユラス空気浄化設備 (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クエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p> <p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1 (2) a で選定した事故シークエ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クエ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クエンスに応じた放出口</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. → 審査ガイドのとおり スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエ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. → 審査ガイドのとおり 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。無機よう素のサブレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan 6.5.5 に基づき5と設定している。</p> <p>4. 3 (3) e. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定 4.1 (2) a. 選定した事故シークエ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。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果としてDF=10を考慮している。</p> <p>4. 3 (3) f. → 審査ガイドのとおり 中央制御室換気設備の作動時間については、全交流動力電源喪失を想定した起動遅れ (30分) を考慮した評価としている。起動遅れ時間30分はガスタービン発電機による電源回復及び手動による中央制御室換気空調系起動操作を想定。</p> <p>4. 3 (4) a. → 審査ガイドのとおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1 (2) a. で選定した事故シークエ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. → 審査ガイドのとおり 放出源高さは、ベント放出の場合は原子炉格納容器フィルタベント系排気管</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適合状況</p>
<p>からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーは考慮しない。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 4.1(2)aで選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記aと同様に設定する。 積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記aと同様の条件で計算する。 	<p>高さ、原子炉建屋原子炉棟漏えい分は地上高さを仮定している。放出エネルギーは考慮していない。</p> <p>4.3(5)a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>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、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記で評価した積算線源強度、施設の位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮蔽構造（原子炉建屋遮蔽構造、制御建屋遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接線量をQAD-CGGP2R、スカイシャイン線量をANISN、G33-GP2Rで計算している。</p> <p>4.3(5)b. → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)a.と同様の条件で計算している。</p>

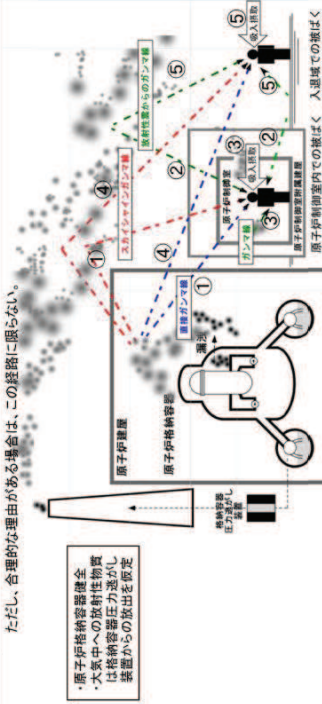
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路

原子炉 制御室 内での 被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく)
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、グラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

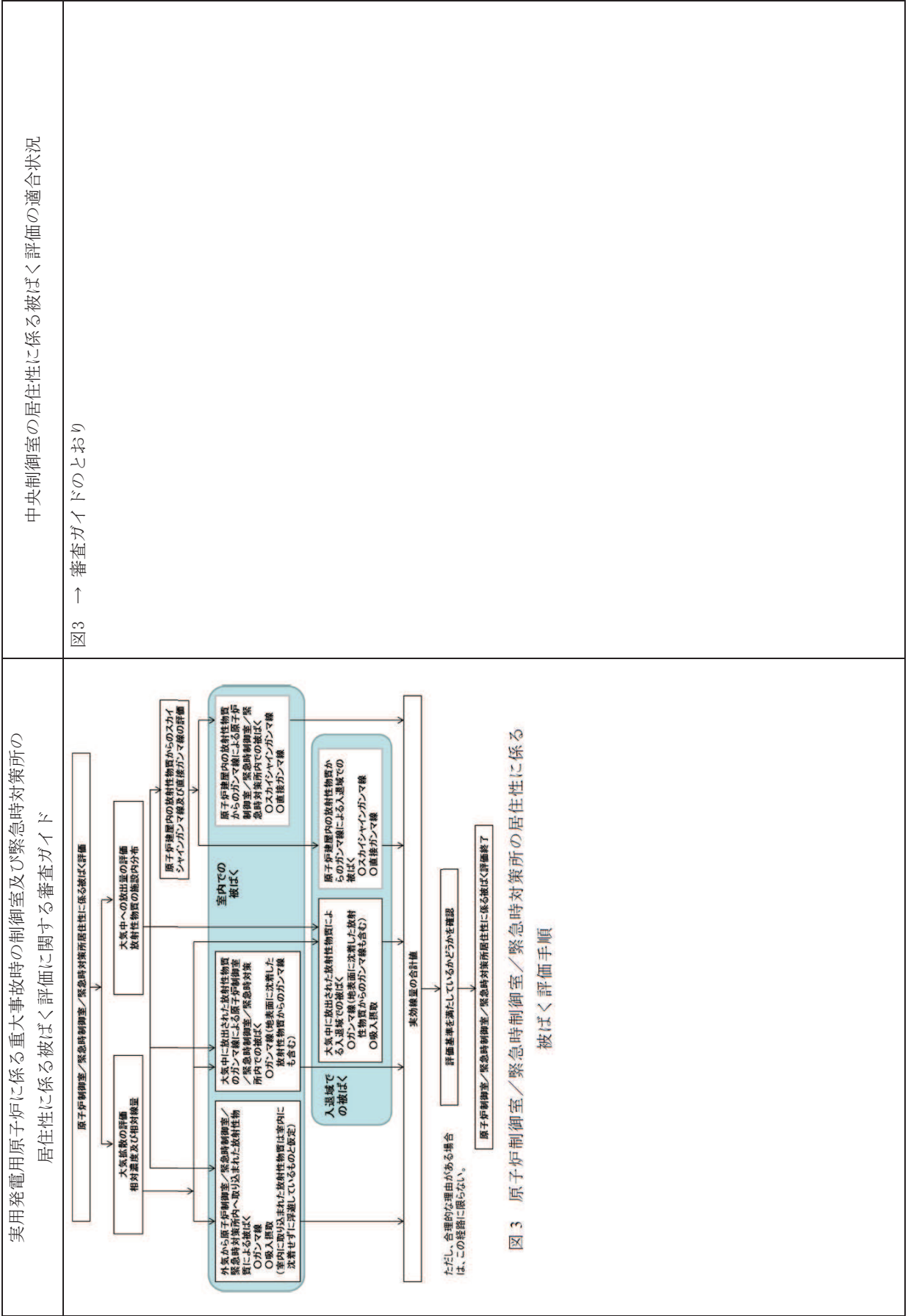
ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

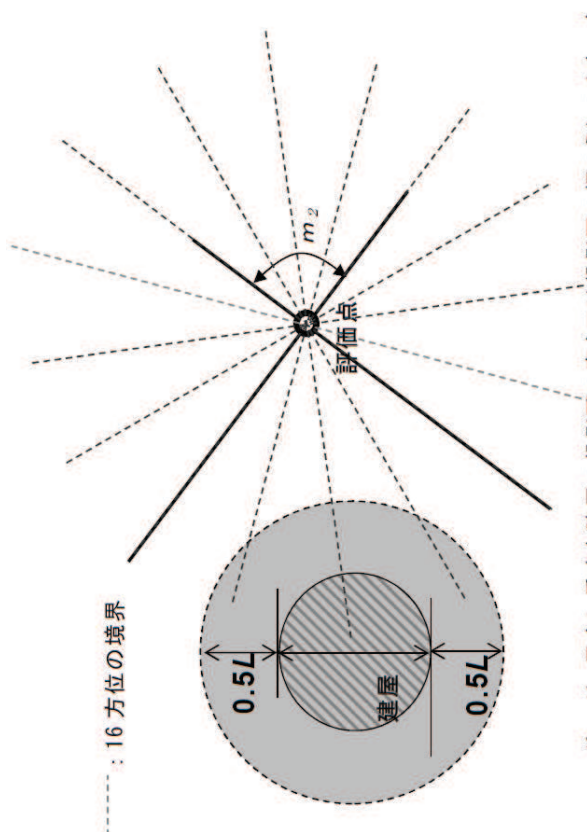
図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

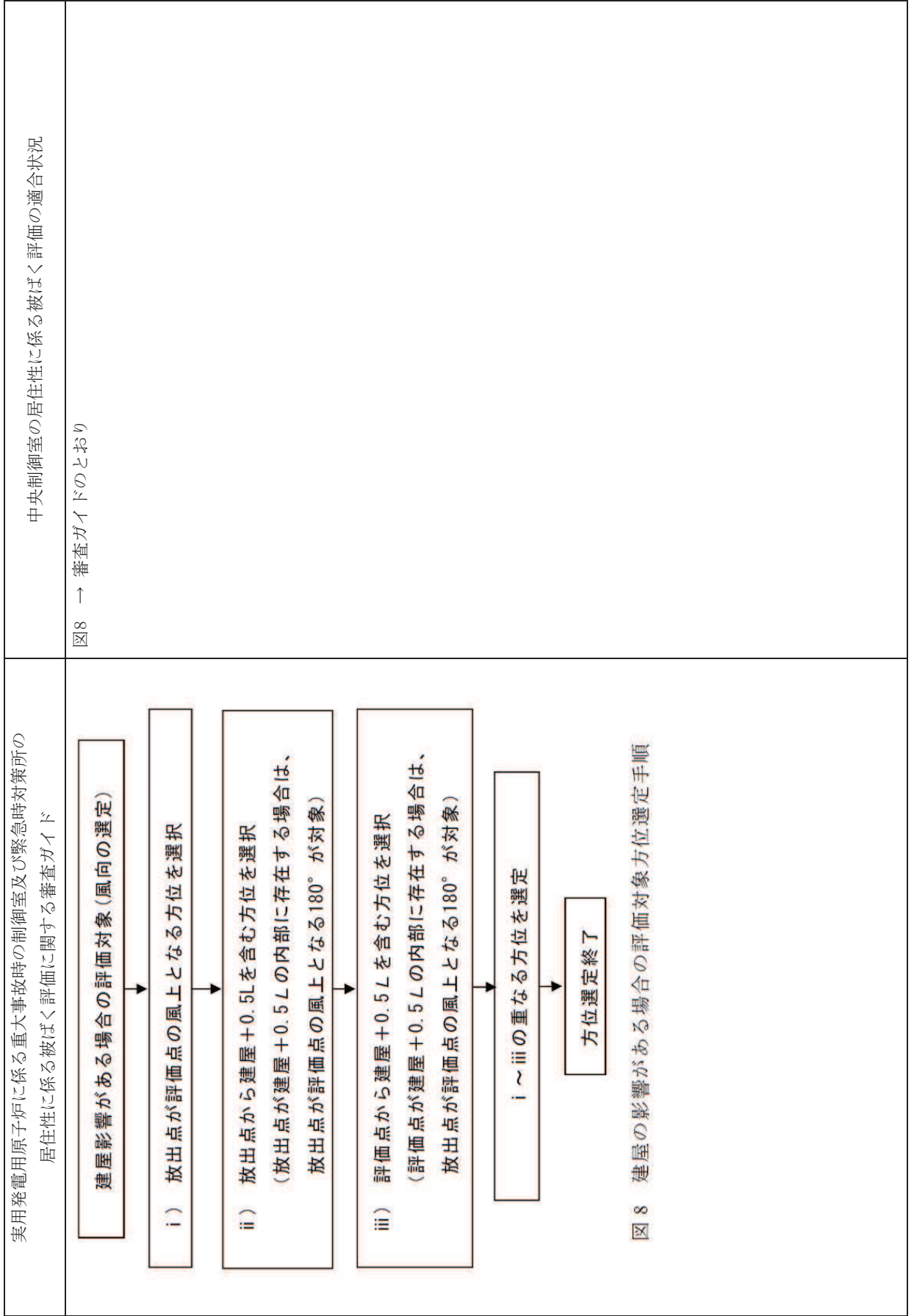
図1 → 審査ガイドのとおり



<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適合状況</p>
<p>図4 → 審査ガイドのとおり</p> <p>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</p>	<p>図5 → 審査ガイドのとおり</p> <p>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</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適合状況</p>
<div data-bbox="335 1164 909 1971"> <p>放射点</p> <p>評価点</p> <p>評価点</p> <p>境界 : 16 方位の境界</p> <p>0.5L</p> <p>0.5L</p> <p>建物</p> <p>m_1</p> <p>m</p> <p>評価点Aの場合 m_{1A}</p> <p>評価点Bの場合 m_{1B}となる。</p> </div> <p>注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方 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)</p>	<p>図6 → 審査ガイドのとおり</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>図7 → 審査ガイドのとおり</p>  <p>注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方 図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)</p>	<p>図7 → 審査ガイドのとおり</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div data-bbox="327 1500 734 2004" data-label="Diagram"> </div> <p>図 9 評価対象方位の設定</p>	<p>図9, 10 → 審査ガイドのとおり</p>
<div data-bbox="893 1523 1252 1982" data-label="Diagram"> </div> <p>図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	

35. 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について

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

乾燥収縮ひび割れについては、実験結果等から、あらかじめ乾燥収縮ひび割れがある躯体と乾燥収縮ひび割れが無い躯体で、地震時のひび割れの傾向に大きな差異がないことを確認している。地震時については、建屋の機能維持は、建屋の各層の耐震壁が鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみの許容限界 (2.0×10^{-3}) を満足していれば基本的な機能は満足されていると考えられるが、地震によらない場合を含めて躯体に生じるひび割れに対して、以下のとおり機能を維持する設計とする。

なお、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震等による影響については、初期剛性低下を考慮した建屋地震応答解析モデルを用いた地震応答解析によって、耐震壁のせん断ひずみ等を評価する。評価結果の詳細については、添付書類「VI-2-8-4-3 中央制御室しゃへい壁の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-2-8-4-4 中央制御室待避所遮蔽の耐震性についての計算書」に示す。

1. 気密性の維持

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

地震時に生じるひび割れについては、耐震壁のせん断ひずみがおおむね弾性状態にとどまらない場合は、建物・構築物の許容限界であるせん断ひずみを用いて空気漏えい量を算定し、設置する換気設備の性能以下であることを確認することで、気密性を維持する設計とする。また、スラブについては、地震時に生じる応力に対して鉄筋が降伏しないことを確認することで、気密性を維持する設計とする。（財）原子力発電技術機構は、「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書*1」において、耐震壁の残留ひび割れからの通気量の評価式が、十分に実機への適用性があることを確認している。更に、開口部の存在による通気量割増率の評価式も示されており、「開口部の残留ひび割れ幅の割増率がおおよそ推定できる」としている。

したがって、中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリを構成する壁が鉄筋コンクリート造であり、壁厚も「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書」に示される壁厚と同程度であることから、同文献にて提案されている各評価式を用い、

中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリにおける空気漏えい量の算出を行う。以下に評価式を示す。

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

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

ここで、

Q : 単位面積あたりの流量(L/min/m²)

C : 定数

(中央値は 2.24×10^6 , 95%非超過値は 1.18×10^7 , 5%非超過値は 4.21×10^5)

γ : 最大せん断ひずみ

ΔP : 差圧(mmAq)

T : 壁厚(m)

$$\Delta_Q = \left\{ (\alpha^2 - 1) \cdot \left(\frac{Q'}{Q_0} - 1 \right) - 1 \right\} \cdot \beta + 1$$

ここで、

Δ_Q : 通気量割増率

α : 通気量割増範囲 (=3)

$\frac{Q'}{Q_0}$: 定数

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

β : 壁の見付け面積に対する開口の総面積

中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリにおける空気漏えい量の算出を行った結果、中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリは、鉄筋コンクリート造耐震壁の許容限界として設定したせん断ひずみ 2.0×10^{-3} を適用した場合において、換気設備とあいまって機能を維持できる気密性を有していること、また、鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみが 2.0×10^{-3} を下回っていることを確認しており、評価結果の詳細については、添付書類「VI-2-8-4-3 中央制御室しゃへい壁の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-2-8-4-4 中央制御室待避所遮蔽の耐震性についての計算書」に示す。

2. 遮蔽性の維持

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

地震時に生じるひび割れについては、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震力に対して構造強度を確保し、遮蔽体の形状及び厚さを確保することで、地震後における残留ひずみを小さくし、ひび割れがほぼ閉鎖し、貫通するひび割れが直線的に残留しないこととすることで、遮蔽性を維持する設計とする。

中央制御室しゃへい壁及び中央制御室待避所遮蔽の遮蔽性については、構造強度を有していること及び遮蔽体の損傷により遮蔽性能を損なわないことを確認しており、評価結果の詳細については、添付書類「VI-2-8-4-3 中央制御室しゃへい壁の耐震性についての計算書」及び添付書類「VI-2-8-4-4 中央制御室待避所遮蔽の耐震性についての計算書」に示す。