

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-260 改0

工事計画に係る補足説明資料  
補足-260【放射線管理施設】

平成30年10月  
日本原子力発電株式会社

添付書類に係る補足説明資料

「放射線管理施設」に係る添付書類の記載内容を補足するための説明資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料	
V-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-260-1	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ついて
V-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-260-2	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置について
V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書	補足-260-3	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

補足-260-1 【放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び  
警報動作範囲について】

## 目次

1. プロセスモニタリング設備	1
1.1 格納容器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 (低レンジ), (高レンジ)	3
1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ	5
2. エリアモニタリング設備	7
2.1 緊急時対策所エリアモニタ	7
2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について	7
2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要	12
2.2 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) 及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ)	13
2.2.1 想定事故	13
2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について	14
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	16
3. 固定式周辺モニタリング設備	22
3.1 モニタリング・ポスト	22
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	22
3.1.2 モニタリング・ポストの電源	25
3.1.3 モニタリング・ポストの伝送	27
4. 移動式周辺モニタリング設備	28
4.1 可搬型モニタリング・ポスト	28
4.1.1 モニタリング・ポストの代替測定装置	28
4.1.2 放射能放出率の算出	30
4.1.3 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲	33
4.2 可搬型放射能測定装置等	34
5. 計測結果の記録の保存	37
5.1 設計基準対象施設	37
5.2 重大事故等対処設備	37



1. プロセスモニタリング設備

1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), (S/C)

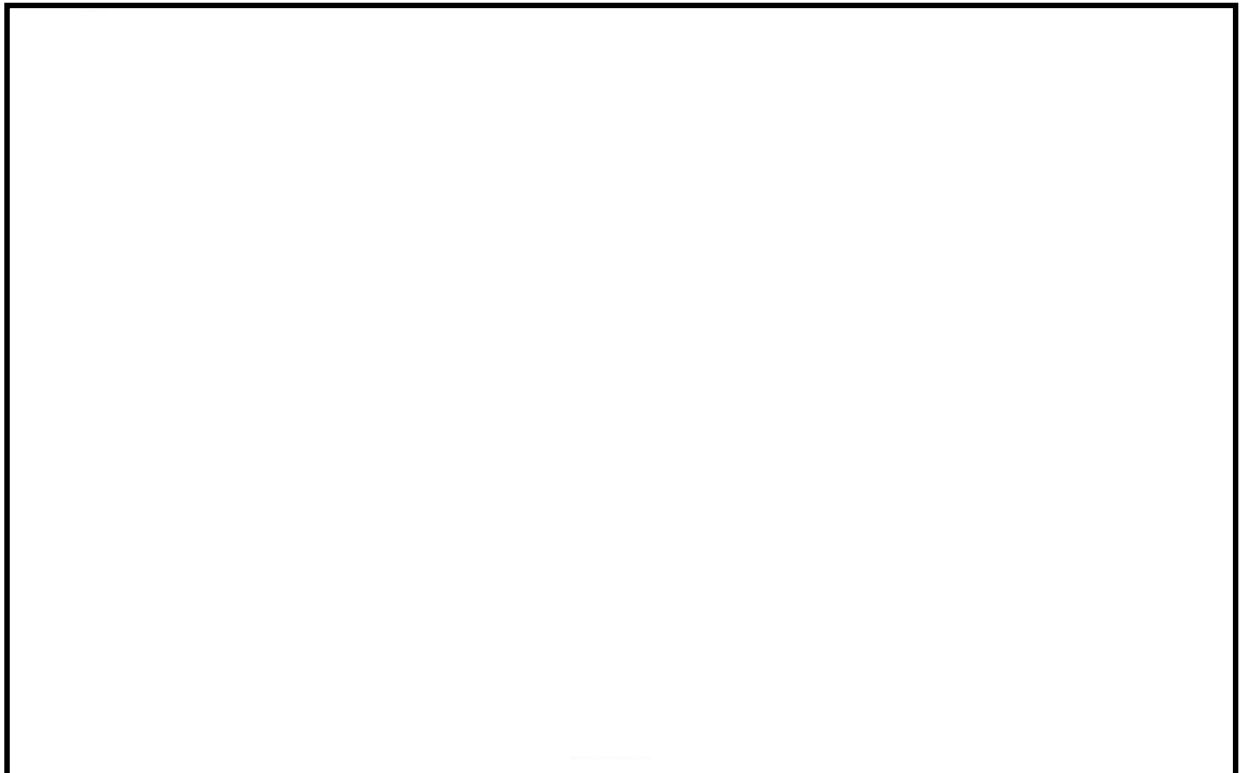
格納容器雰囲気放射線モニタは、(D/W) を 2 個、(S/C) を 2 個それぞれ対角に配置することで位置的分散を図るとともに独立した回路で構成している。また、格納容器雰囲気放射線モニタは、非常用電源設備より受電している。

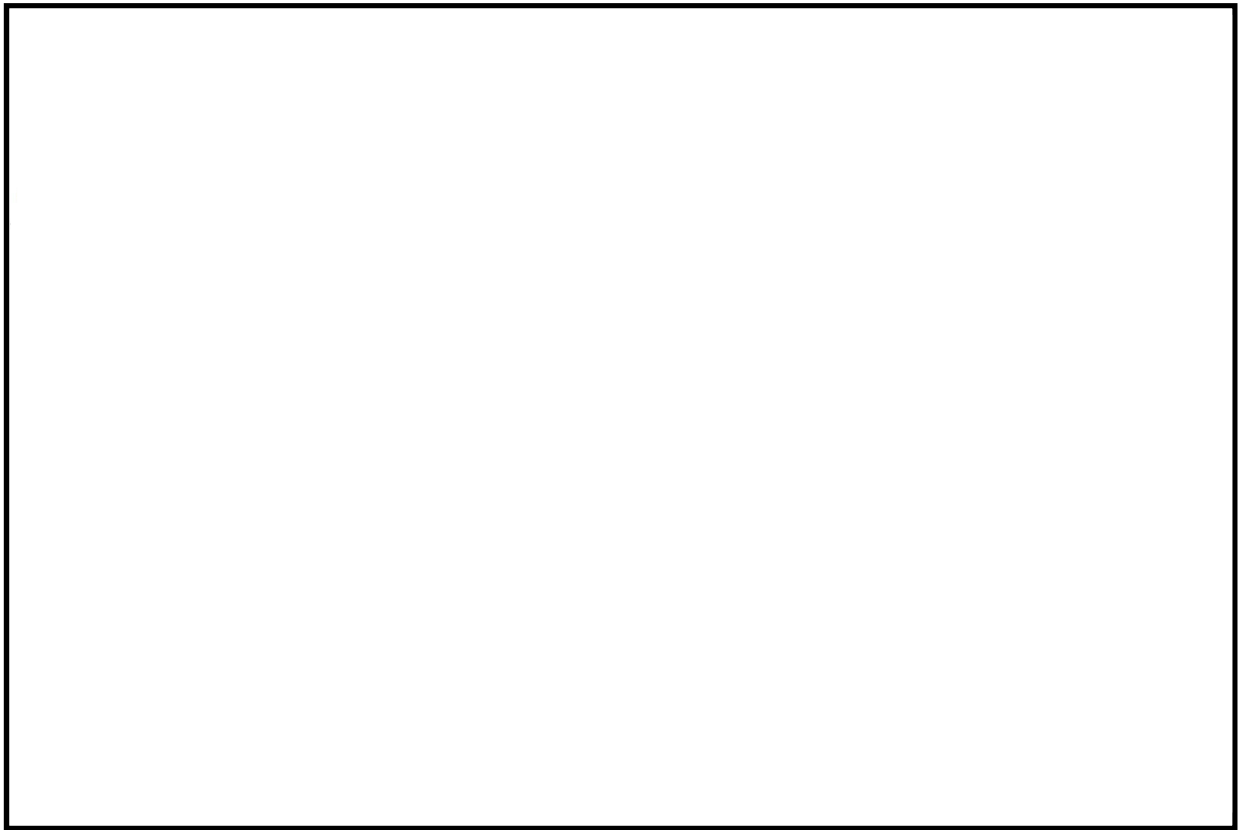
全交流動力電源喪失時においても常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

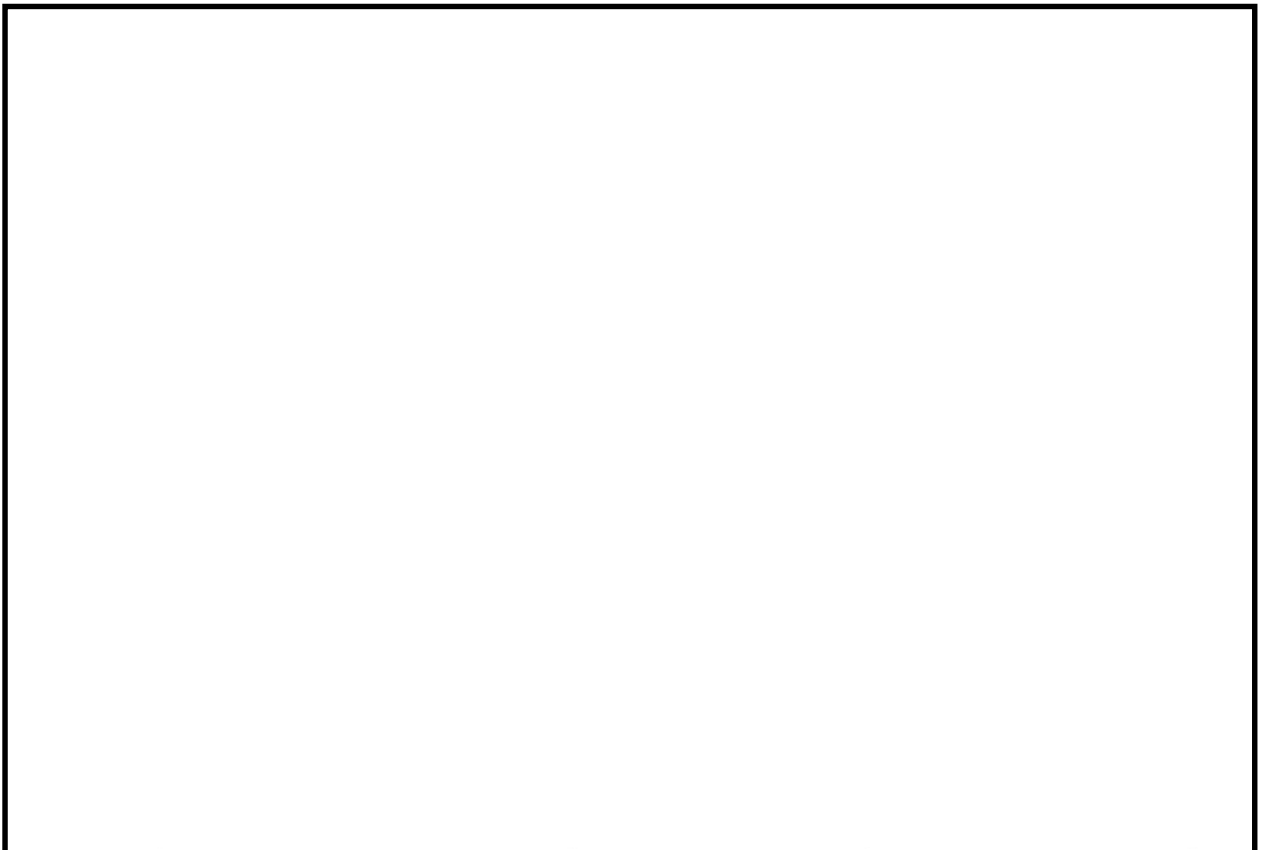
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。

【格納容器雰囲気放射線モニタの配置図】





【格納容器雰囲気放射線モニタの電源構成概略図】



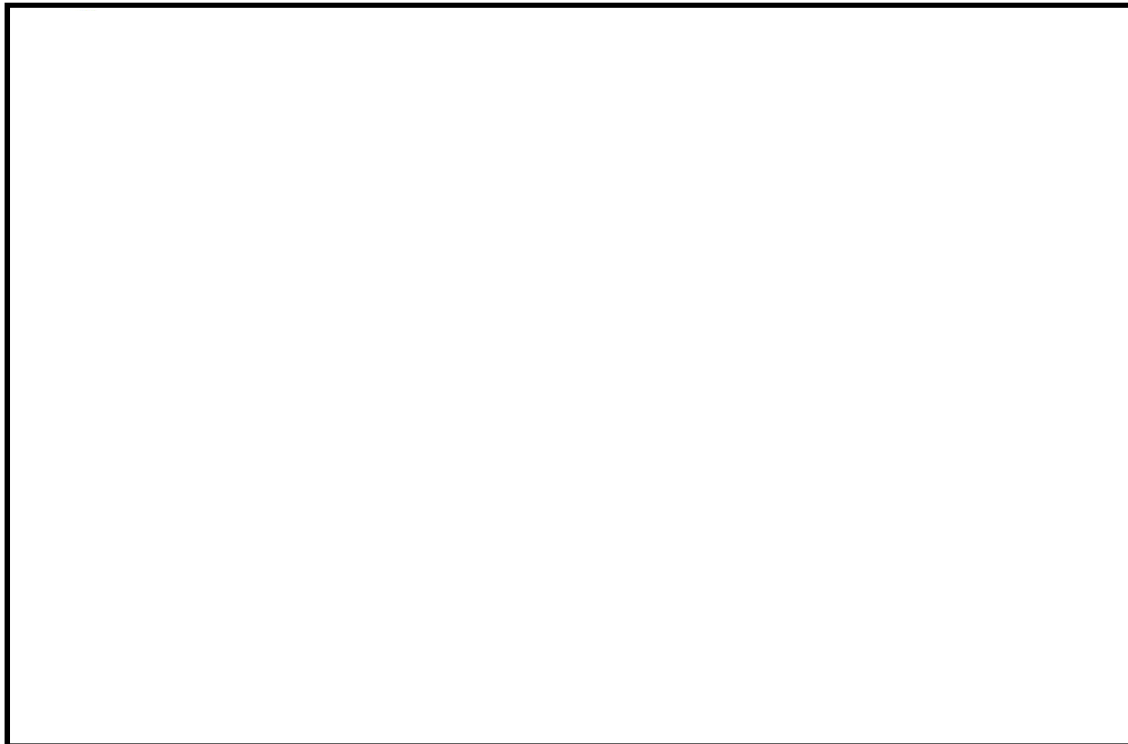
1.2 フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）

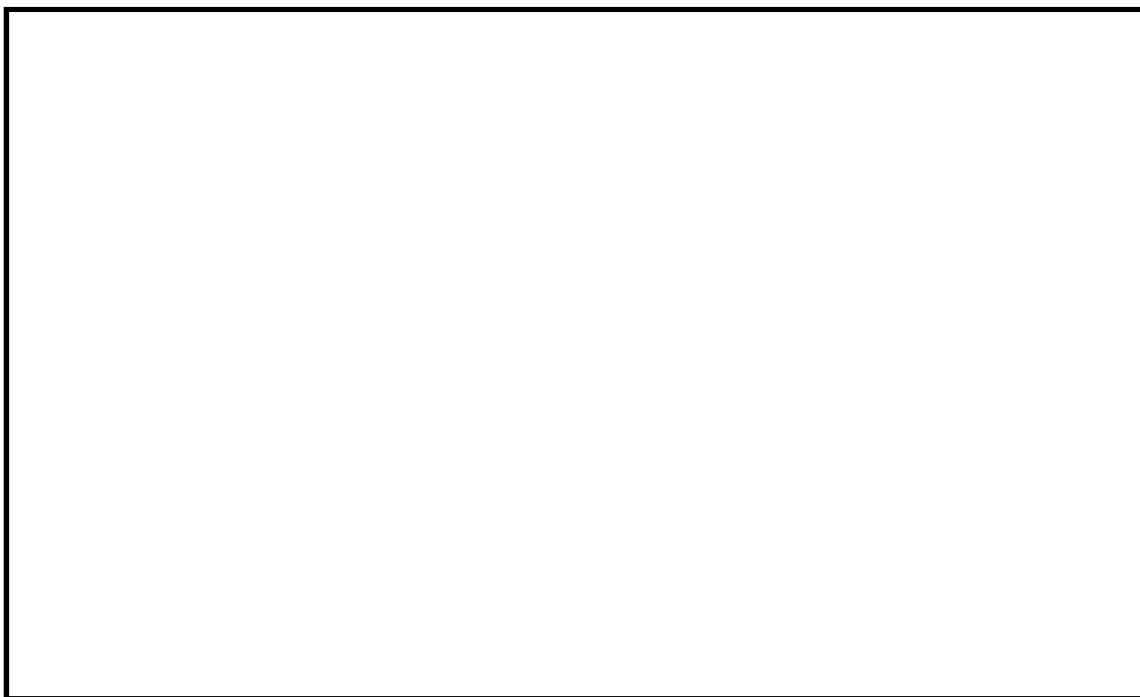
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）は、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。

【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（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率（約 $7 \times 10^0$ mSv/h）を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	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最大線量当量率（約 $5 \times 10^1$ Sv/h）を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は、重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

【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】



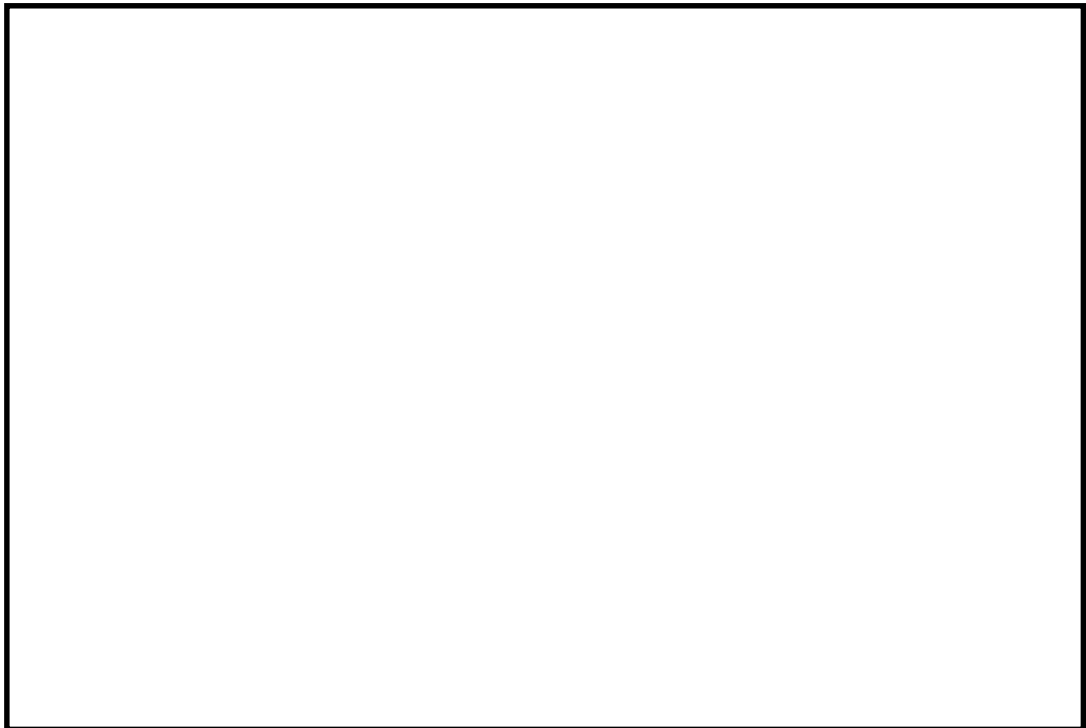
### 1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。

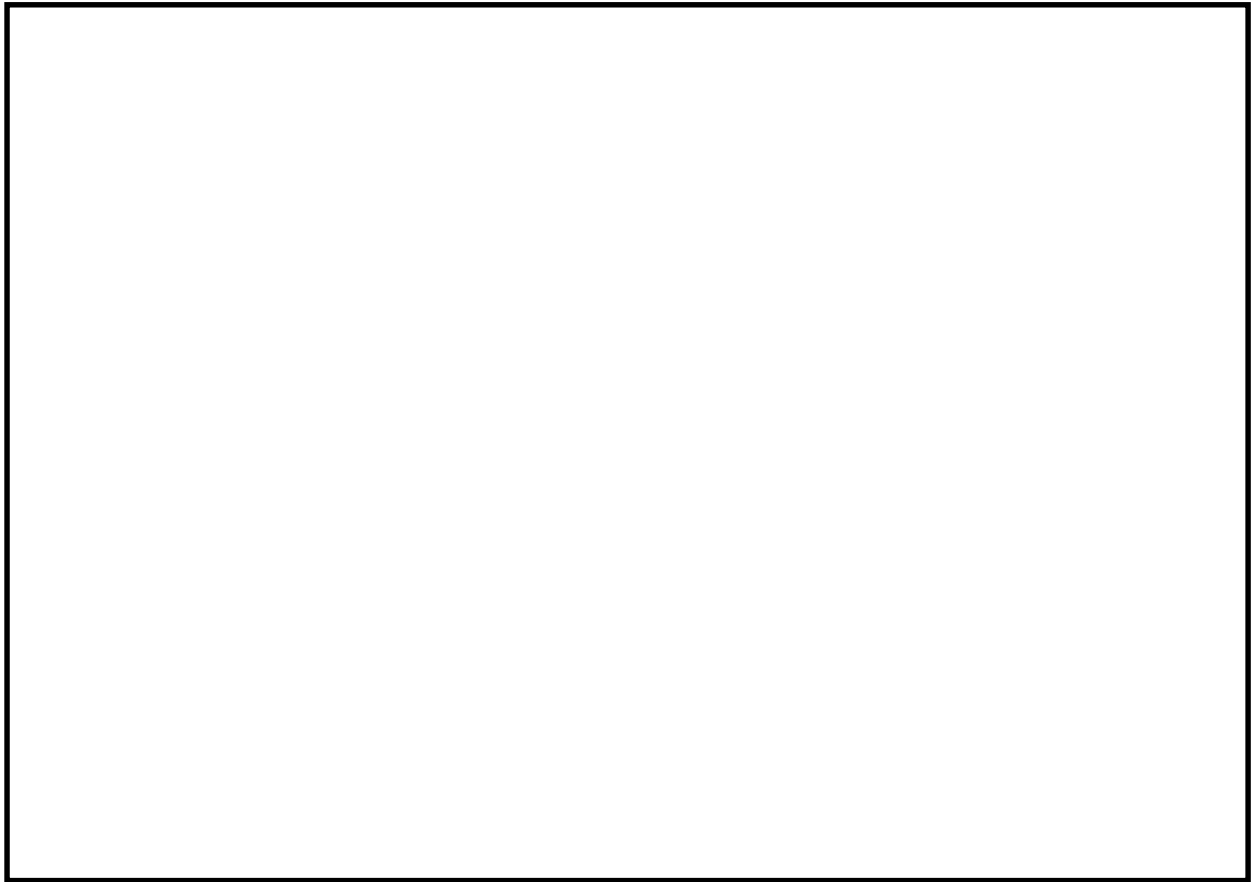
#### 【放射線管理用計測装置の計測範囲】

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（約 $9 \times 10^4$ mSv/h）を計測できる範囲として設定する。

#### 【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 緊急時対策所エリアモニタ

#### 2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について

##### (1) 判断基準に係る検討

プルーム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、緊急時対策所加圧設備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	緊急時対策所建屋付近に設置し、線量当量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所に設置し、線量当量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
原子炉圧力容器温度等	炉心損傷に伴う原子炉格納容器圧力の上昇等を確認し、原子炉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（緊急時対策所建屋付近に設置するものを除く）	緊急時対策所建屋付近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プルームの通過を把握することができる。
気象観測設備（風向等）	プルームの通過を把握することができないため、参考扱いとするがプルーム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
準備判断	パラメータの監視強化及び空気ポンベ加圧に係る準備	・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場合	—	監視パラメータとは別に中央制御室から炉心損傷判断の連絡があった場合
			・格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器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、又は格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器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
			・格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
			・原子炉圧力容器温度	
使用開始判断	緊急時対策所は空気ポンベ加圧、緊急時対策所以外の緊急時対策所建屋内については外気少量取り込み	・プルーム放出・接近	—	監視パラメータとは別に中央制御室から原子炉格納容器ベント実施の連絡があった場合
			・サブプレッションプール・水位	通常水位+6.4 m <sup>*1</sup>
			・格納容器内酸素濃度 (SA)	4.3 % <sup>*2</sup>
			・可搬型モニタリング・ポスト	20 mSv/h 以上
			・緊急時対策所エリアモニタ	0.5 mSv/h 以上



判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準
停止判断	緊急時対策所以外の緊急時対策所建屋内について外気取り込み量を増加させた建屋浄化運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プルーム放出が収束</li> <li>・モニタリング・ポスト等の線量当量率が屋外作業可能なレベルまで低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型モニタリング・ポスト</li> </ul>	指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下し、安定した場合
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ(低レンジ)</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)</li> </ul>	指示値低下
	空気ボンベによる加圧運転を停止	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所建屋内の放射性物質を排出</li> </ul>	—	建屋浄化運転に切換えした1時間後

注記 \*1: 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント前(サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5 mにて実施)に加圧設備への切り替え操作を行う。

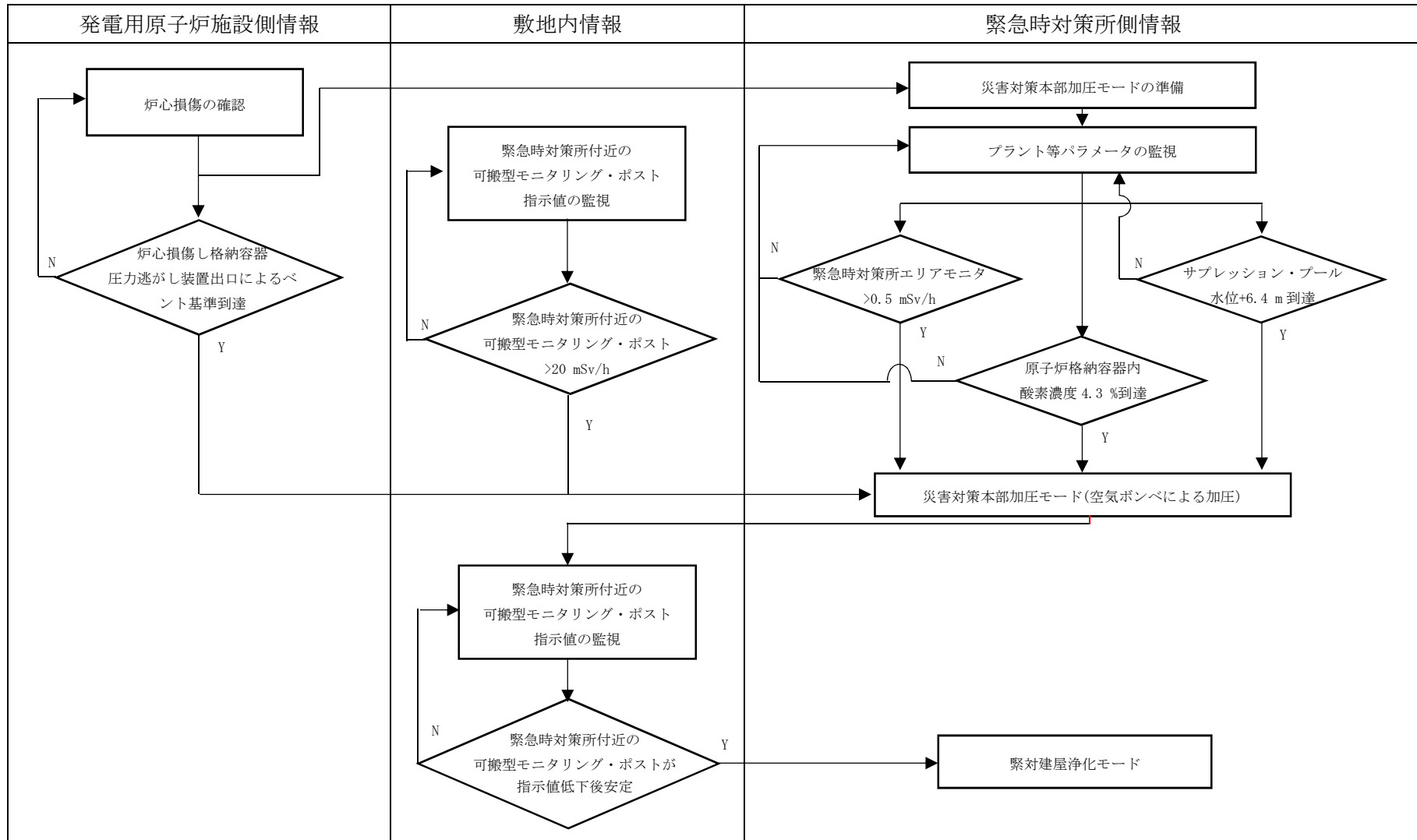
\*2: 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器ベント実施基準

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	20 mSv/h	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空気ポンベ加圧による加圧を開始するための指標として設定する。</li> <li>・プルーム通過時の敷地内の線量当量率は、数 Sv/h 程度となることから、それよりも十分に低い値として 20 mSv/h を設定。</li> <li>・原子炉格納容器ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の最大線量当量率約 10 mSv/h よりも高い値とすることで原子炉格納容器ベント実施時等のプルーム放出に伴う線量当量率の上昇を確実に判断できることから、誤判断を防止する。</li> </ul>
緊急時対策所エリアモニタ	0.5 mSv/h	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、空気ポンベによる加圧を開始するための指標として設定する。</li> <li>・対策要員の被ばく線量が 7 日間で 100 mSv を満足する基準 (100 mSv / (7 d × 24 h)) として設定する。</li> <li>・原子炉格納容器ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の線量当量率は最大でも約 10 mSv/h であり、原子炉格納容器ベント実施前の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、緊急時対策所外壁等の遮蔽で、緊急時対策所内は十分に低い線量となっているため、プルーム放出に伴う線量当量率の上昇を確実に判断できる。</li> </ul>

○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 エリアモニタ	半導体式	B. G. ～999.9 mSv/h	—	緊急時対策所建屋 (EL. 約 23 m)	1 (予備 1)

### (2) 緊急時対策所エリアモニタの仕様

項目	内容
電源	緊急時対策所用代替電源設備より給電可能
記録	記録装置にて電磁的に記録, 保存
概略寸法	検出部: 約 60 (W) × 約 25 (D) × 約 145 (H) mm (コネクタ, スイッチ等の突起部を除く) 表示部: 約 352 (W) × 約 90 (D) × 約 270 (H) mm (取手, ゴムシート, スタンド等の突起部を除く)
重量	検出部 (プローブ): 約 270 g 表示部: 約 6 kg

## 2.2 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）における計測範囲は以下に示す想定事故 1, 2 及び使用済燃料プール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プール内の水位が異常に低下した場合に想定される最大線量率を測定可能な設計としている。

### 2.2.1 想定事故

a. 「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 69 条第 1 項での想定事故は、「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」第 37 条解釈 3-1(a) 想定事故 1 及び(b) 想定事故 2 であり、下記のとおりである。

#### (a) 想定事故 1

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

#### (b) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故。

b. 「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 69 条第 2 項での想定事故は、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、原子炉建屋原子炉棟 6 階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（10 mSv/h）を超えない水位として、通常水位より約 0.86 m とする。（図 2.2.2-1 参照）

なお、本有効性評価で用いる線源（制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料ラック）からの線量率を求める際に設定する評価点は、制御棒貯蔵上段ハンガの真上の原子炉建屋 6 階床面高さ（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。

線源毎の評価点における、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表 2.2.2-1 に示す。

また、線源毎の線量率計算は QAD-CGGP2R コード（ver1.04）を用いている。

### a. 使用済燃料プール保有水高さ

燃料集合体頂部より上の水の高さ＝約 7.26 m

### b. 必要水遮蔽厚さ

グラフから約 6.40 m 以上

### c. 放射線の遮蔽が維持できる水位（遮蔽水位）

燃料集合体頂部から約 6.40 m（通常水位から約 0.86 m）

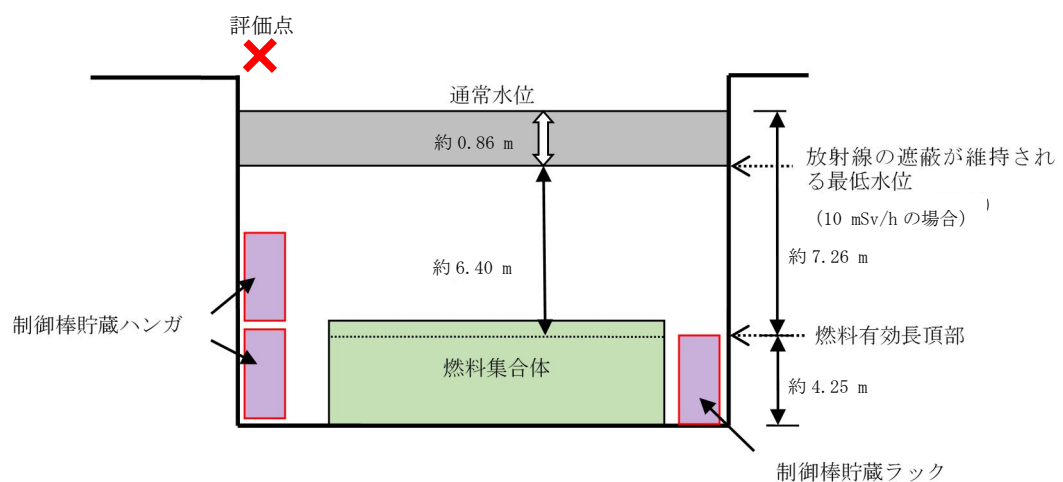


図 2.2.2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

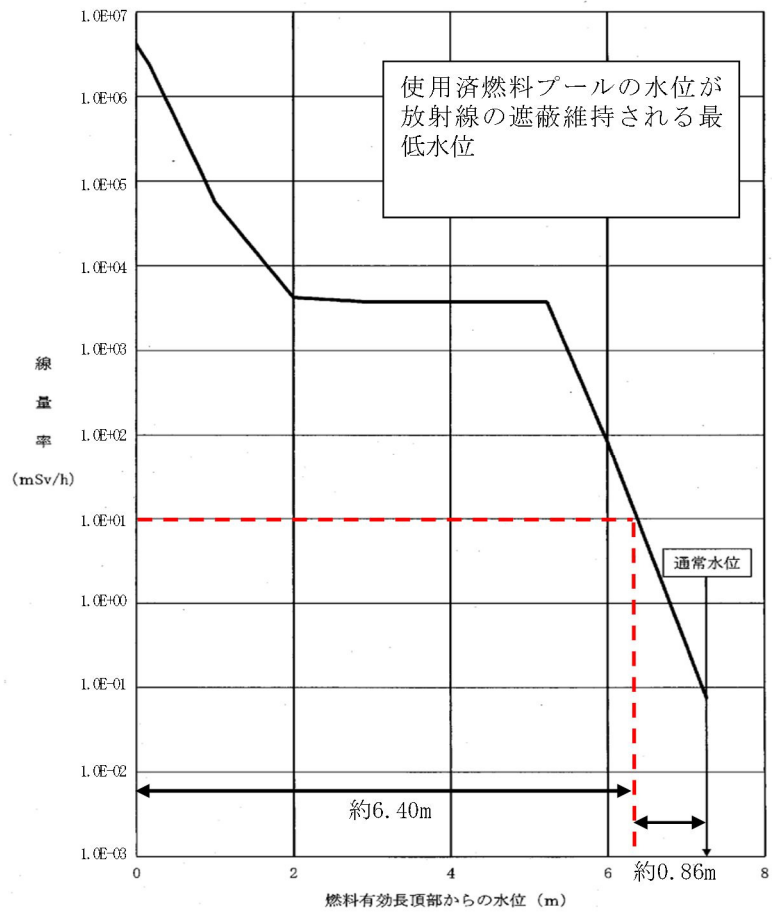


表 2.2.2-1 放射線の遮蔽が維持される水位

### 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ため、以下の評価により、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、使用済燃料プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）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、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料ラック）からの線量率を求める際に設定する評価点は、使用済燃料プールエリア放射線モニタ設置位置を設定した。

なお、線源毎の線量率計算はQAD-CGGP2R コード（ver1.04）を用いている。

#### (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放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）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放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図 2.2.3-1 に示す。

線量率計算モデルの評価点は、図 2.2.3-2 に示すとおり評価点と線源（制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラック、使用済燃料ラック）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。

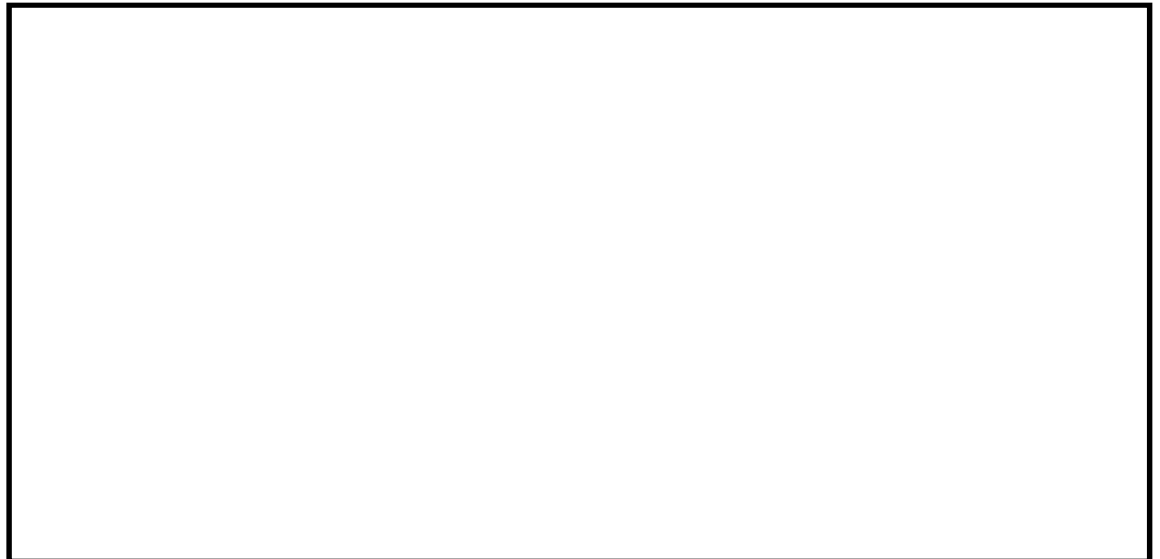
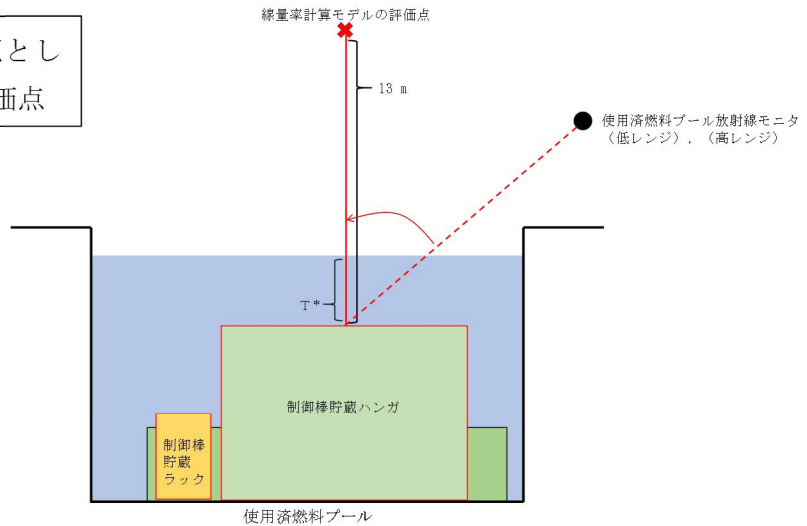


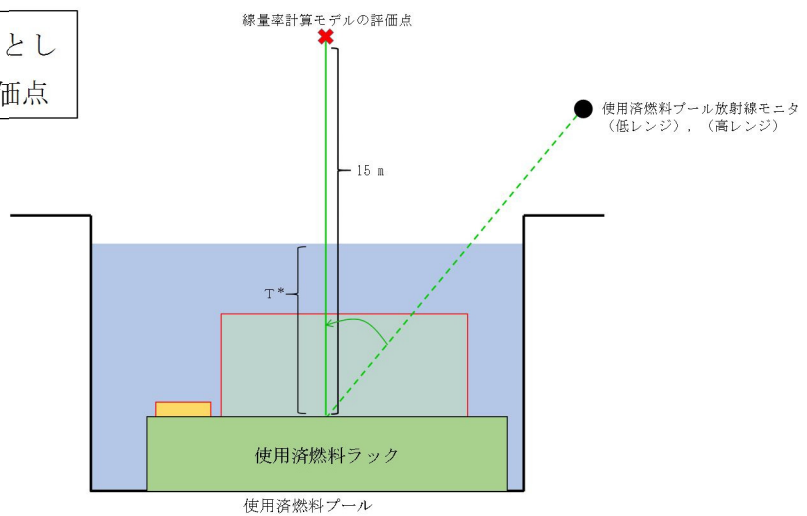
図 2.2.3-1 各線源と評価点の平面位置関係



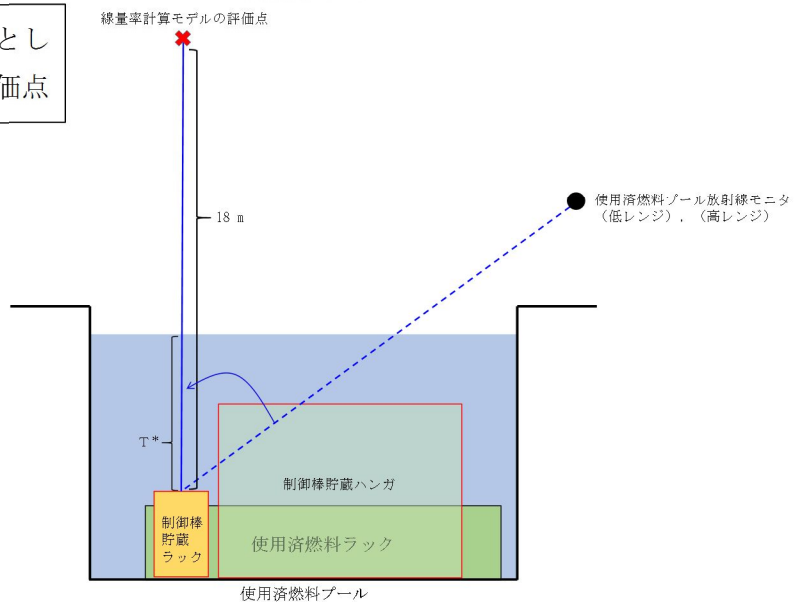
制御棒貯蔵ハンガを線源とした線量率計算モデルの評価点



使用済燃料ラックを線源とした線量率計算モデルの評価点



制御棒貯蔵ラックを線源とした線量率評価モデルの評価点



\*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 (m) を示す。使用済燃料ラックを例とすると水面から評価点までの距離は  $15 - T$  m 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 2.2.3-2 線量率計算モデルの評価点の立面概要図

(3) 評価結果

線源毎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 2.2.3-3 に示す。また、それらの結果の合計を図 2.2.3-4 に示す。表に示すとおり、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放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）にて計測可能である。

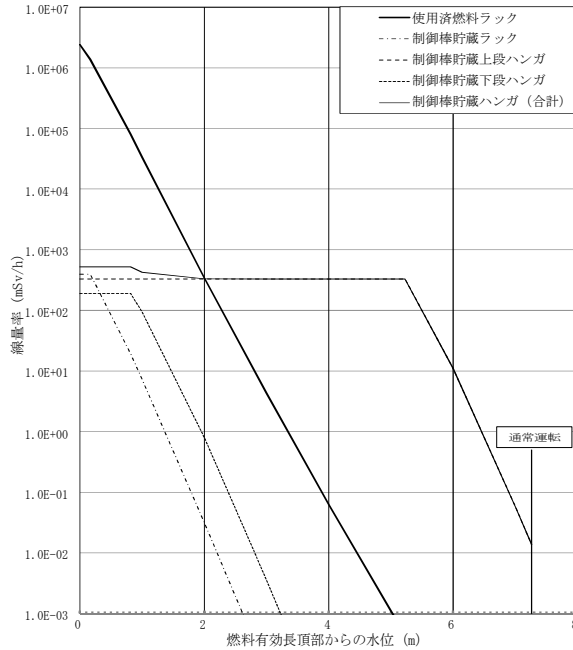


図 2.2.3-3 各線源から使用済燃料プールエリア放射線モニタ設置位置における線量率推移

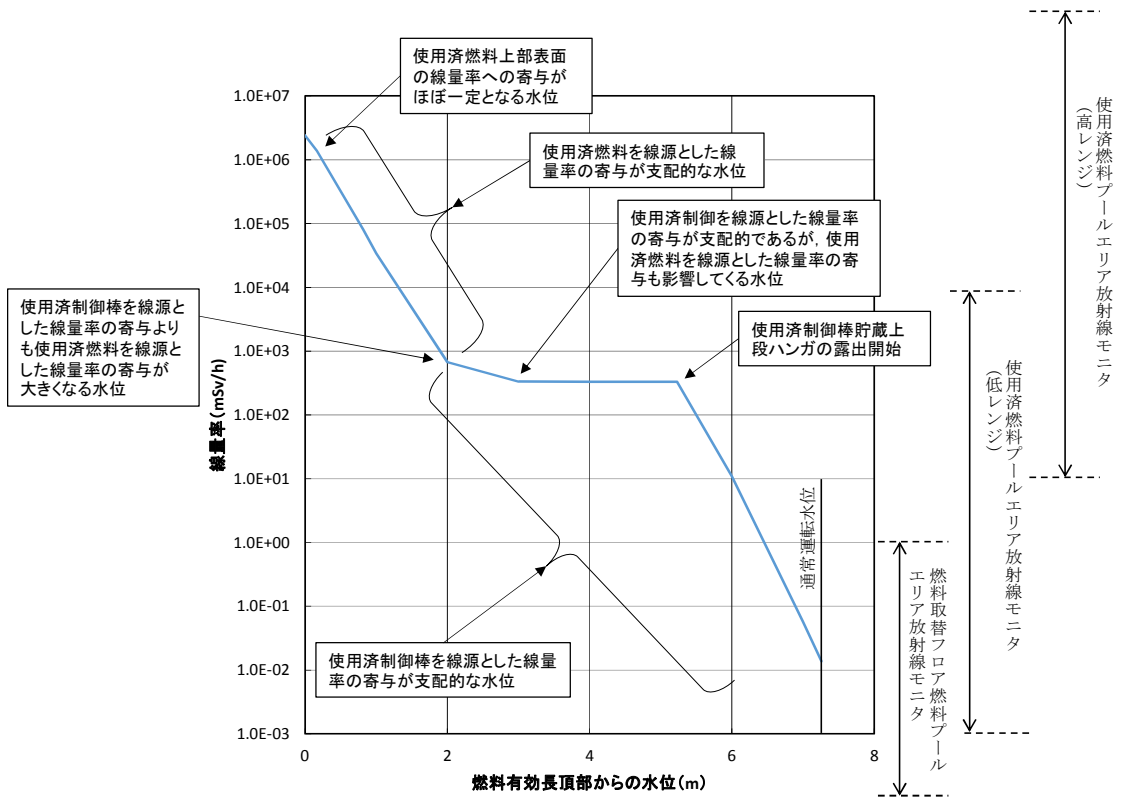


図 2.2.3-4 使用済燃料プールエリア放射線モニタ設置位置における線量率推移

(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 °C とし、水の密度は 0.958 g/cm<sup>3</sup>\* とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 7.8 m × 約 7.8 m × 約 3.7 m) 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全て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 °C とし、水の密度は 0.958 g/cm<sup>3</sup>\* 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) 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 180 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が定期検査毎に取り出される想定とし、14 カ月運転 + 100 日定検を繰り返すものとした。最後の取替は原子炉停止後 9 日で全燃料取出し、10 日目に制御棒取替えとした。また、10 定期検査以上前の取替分は、保守的に全て 10 定期検査前取替とした。Hf 制御棒は 5 定期検査に一度取り替えるものとした。制御棒の冷却期間及び保管本数を第 1 表に示す。なお、最大保管数量は 134 本にて運用 (制御棒貯蔵ラックへの貯蔵及び制御棒貯蔵ハンガ 1 本あたりプール壁側に制御棒 2 本の吊り下げにて管理) するため、評価上の想定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

使用済燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値\*<sup>1</sup>記載のガンマ線エネルギー 4 群の線源強度 (MeV/ (W・s)) を単位体積あたりの線源強度 (cm<sup>-3</sup>・s<sup>-1</sup>) に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射期間は 10<sup>6</sup> 時間 (約 114 年) \*<sup>2</sup>, 原子炉停止後貯蔵までの期間を、9 日\*<sup>3</sup>, 原子炉運転中の燃料集合体 1 体当たりの熱出力を 4.31 MW (9 × 9 燃料 (A 型)), 燃料集合体体積は 7.2 × 10<sup>4</sup> cm<sup>3</sup> とする。

注記 \*1: Blizard E.P. and Abbott L.S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

\*2: 文献\*1には、照射期間ごと及び冷却期間ごとにU-235核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は $10^3$ 時間、 $10^6$ 時間から通常運転で想定される照射期間を超える $10^6$ 時間を選択した。

\*3: 原子炉停止後貯蔵までの期間9日とは、過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

## 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\*4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。なお、評価に用いる解析コードORIGEN2の検証、妥当性評価については、添付書類「V-5-7 計算機プログラム(解析コード)の概要・ORIGEN2」に示す。

(2) 各制御棒(Hf, B<sub>4</sub>C)の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒を上部、中間部、下部の3領域に分割し算出する。

(3) 制御棒は、タイプ(Hf, B<sub>4</sub>C)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。

注記 \*4: A.G.Croff, ”A User’s Manual for the ORIGEN2 Computer code”, ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

### 2.2.2 放射化断面積

ORIGEN2に入力する放射化断面積は、JENDL-3.3ベースBS340J33.LIBを適用する(BWR STEP-III ボイド率40% UO<sub>2</sub> < 60 Gwd/THM)。

### 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、評価点を制御棒貯蔵上段ハンガの真上の原子炉建屋6階床面高さ（使用済燃料プール放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）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，制御棒貯蔵ラック，使用済燃料ラック）との最短距離に等しい距離で各線源毎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（ver1.04）」を用いて計算する。なお，評価に用いる解析コードQAD-CGGP2R コード（ver1.04）の検証，妥当性評価については，添付書類「V-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CGGP2R」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（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4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視，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・ポストの空気吸収線量率計（東海，東海第二発電所共用（以下同じ））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： $10^1\sim 10^5$  nGy/h）及び高レンジ域を測定する電離箱（計測範囲： $10^{-8}\sim 10^{-1}$  Gy/h）の2種類の検出器から構成され，計測範囲 $10^{-8}\sim 10^{-1}$  Gy/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30～40 nGy/h）からの有意な変動を検知するため，平常値の10倍を目安（約400 nGy/h）に設定する。

モニタリング・ポストの配置図を図3.1.1-1に，計測範囲，警報動作範囲等を表3.1.1-1に示す。

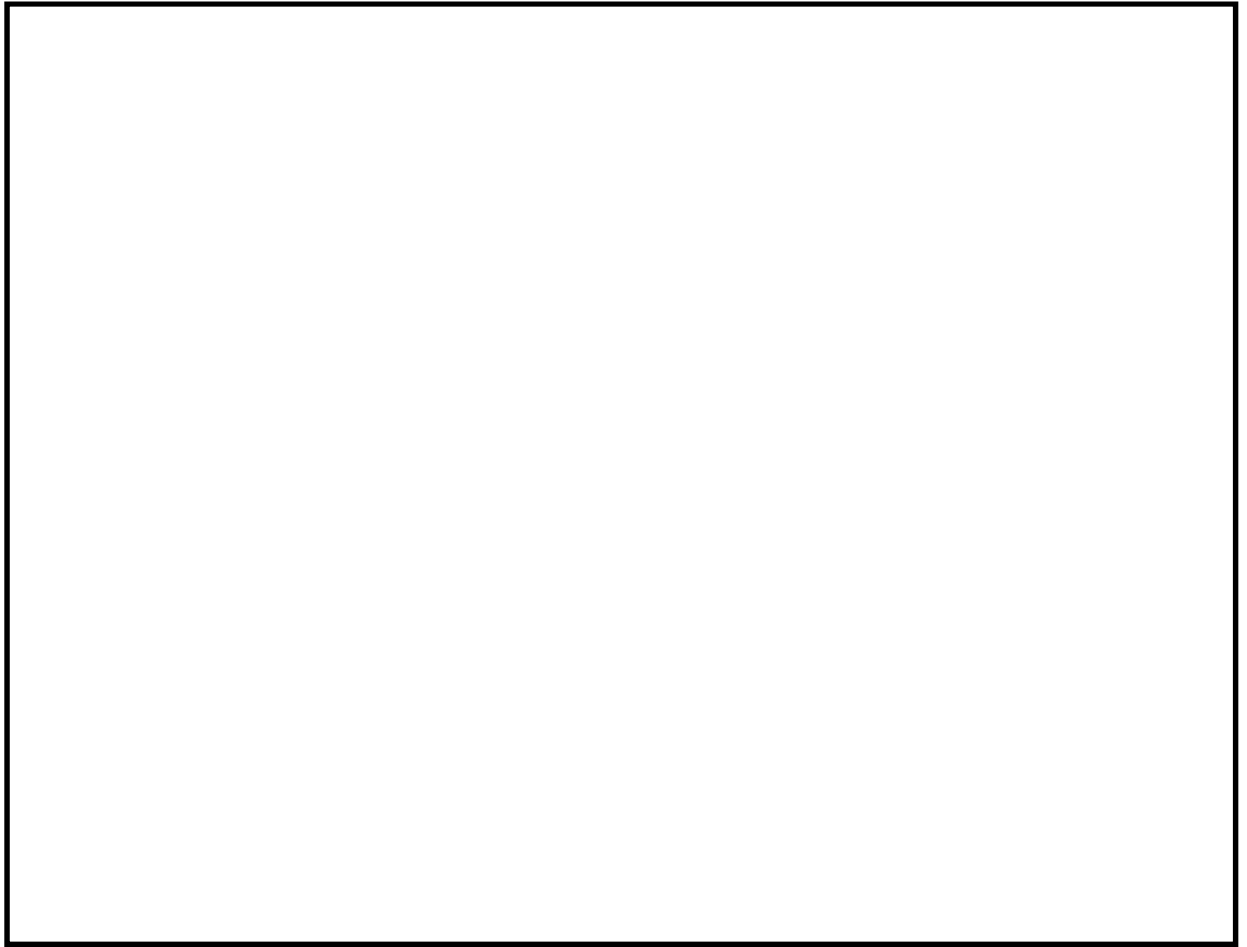
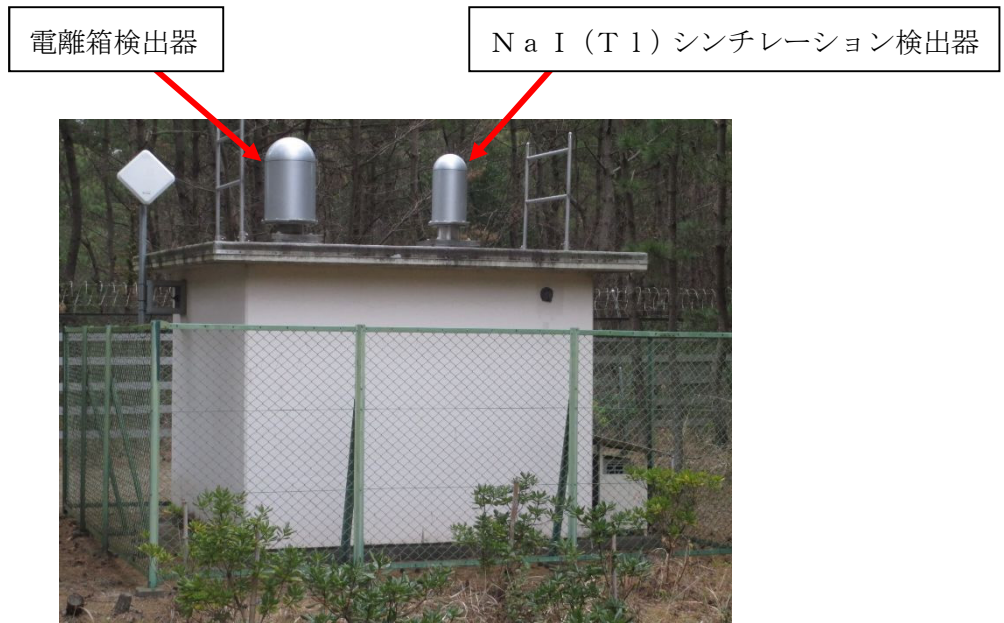


図 3.1.1-1 モニタリング・ポストの配置図

表 3.1.1-1 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	警報設定値	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	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	1	モニタリング・ポストは 周辺監視区域 境界付近に 4 台
	電離箱	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	1	



(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、非常用所内電気設備に接続し、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及び可搬型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3.1.2-1に示す。

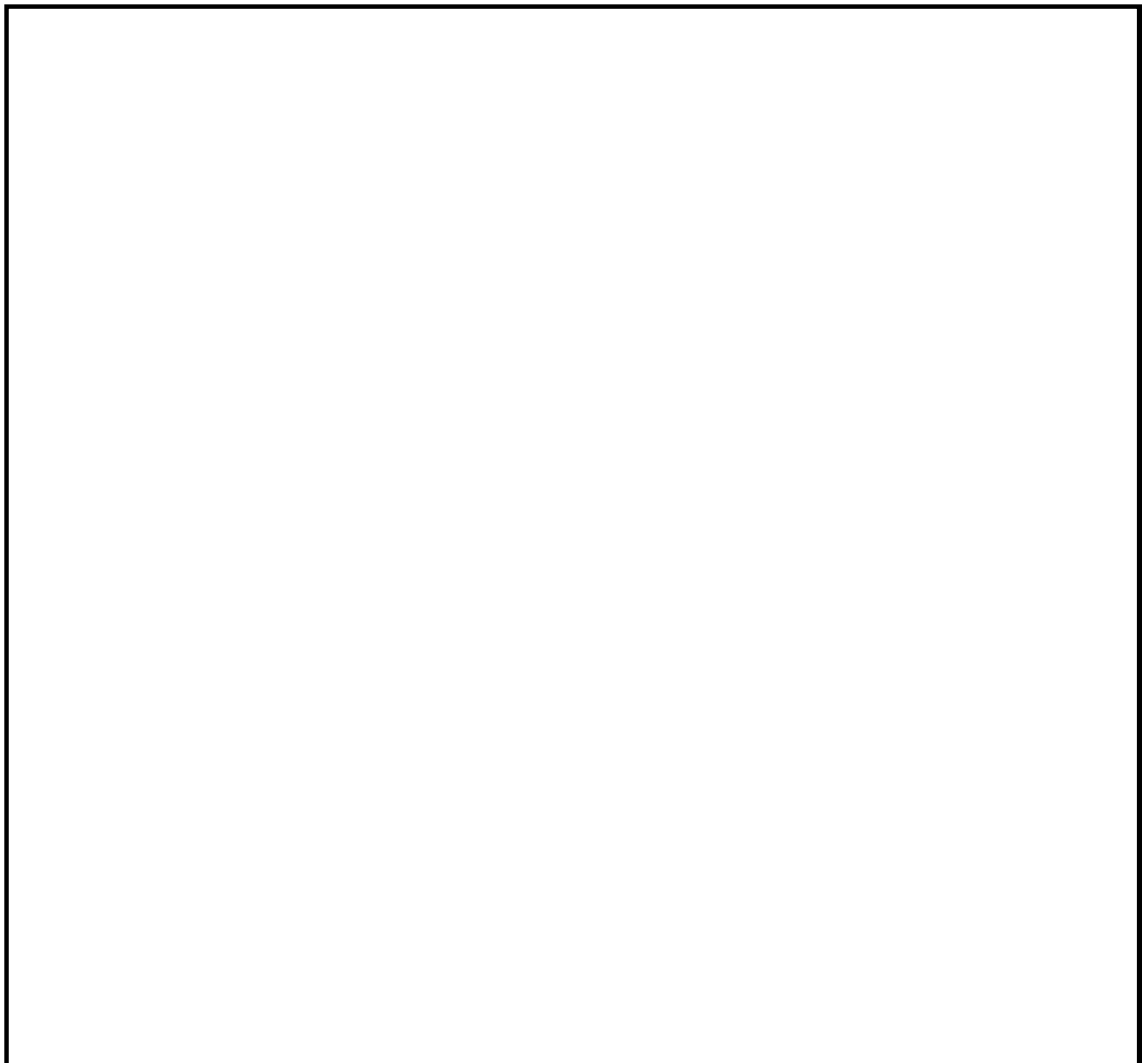
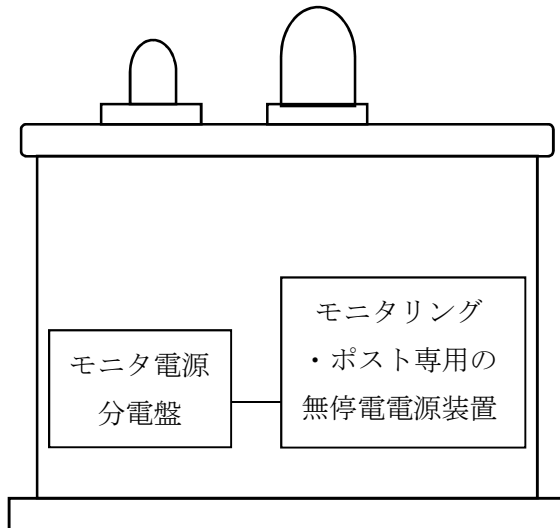


図 3.1.2-1 モニタリング・ポストの電源構成図

(1) 無停電電源装置の設備仕様

項目	個数	容量	発電方式	バックアップ時間	燃料
無停電電源装置	局舎毎 に1台 計4台	3.0 kVA	蓄電池	約12時間	—

(2) モニタリング・ポストの電源（無停電電源装置）概略図



モニタリング・ポスト



モニタリング  
・ポスト専用の  
無停電電源装置

モニタリング・ポスト専用の  
無停電電源装置の写真

### 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 3.1.3-1 に示す。

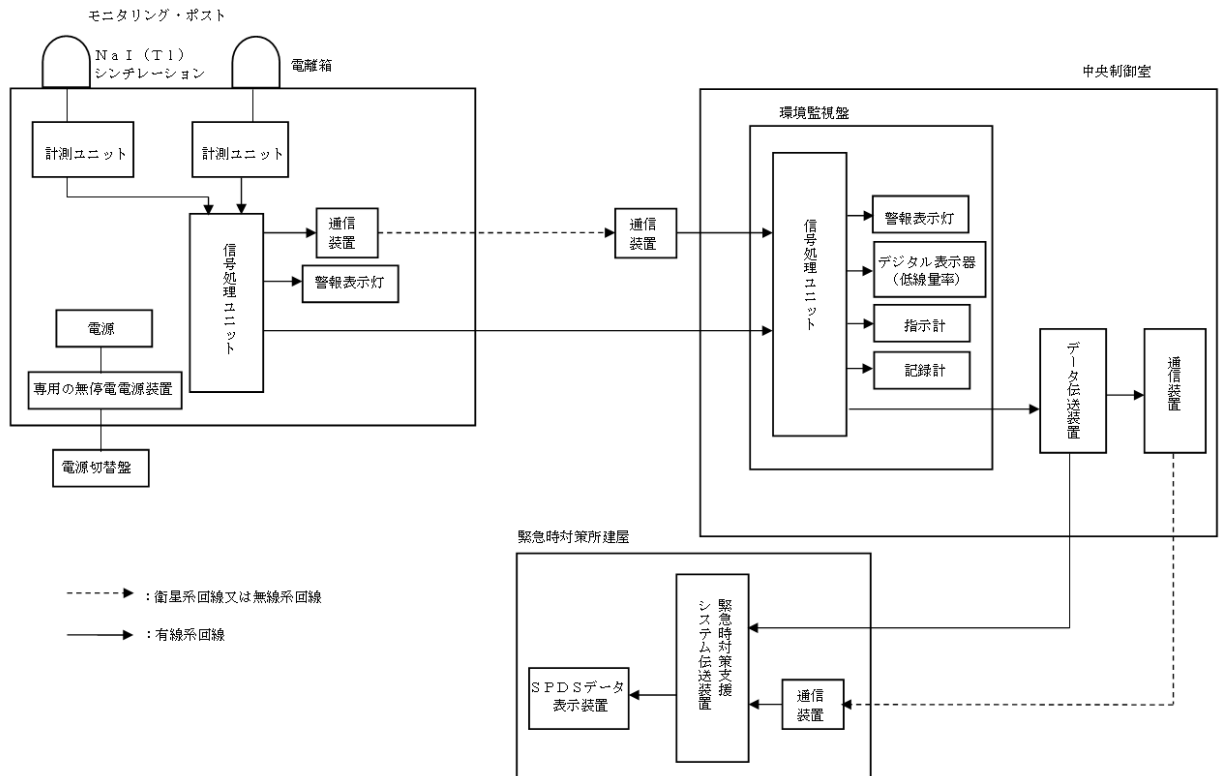


図 3.1.3-1 モニタリング・ポストの伝送概略図

#### 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10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4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5台、緊急時対策所建屋付近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4.1.1-1、仕様を表4.1.1-2、配置位置を図4.1.1-1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6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 4.1.1-1 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	個数
可搬型モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. ~10 <sup>9</sup> nGy/h	—	10 (予備 2)
	半導体			

表 4.1.1-2 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（10個）により6日間以上連続で稼働可能。6日後からは、予備の外部バッテリー（4個ずつ）と交換することにより継続して計測可能。
記録	測定値は7日間以上電子メモリに記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にデータ伝送。
概略寸法	本体（測定部）：約350（W）×約240（D）×約555（H） mm バッテリー部：約350（W）×約240（D）×約420（H） mm
重量	本体（検出・測定部）：約15 kg バッテリー部（外部バッテリー4個含む）：約17 kg 外部バッテリー（6個）：約10.5 kg アンテナ部：約5 kg 設置台：約5 kg 外線ケーブル：約2 kg 合計：約54.5 kg ※訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大約475分（2名でリヤカーを用いて10箇所設置）

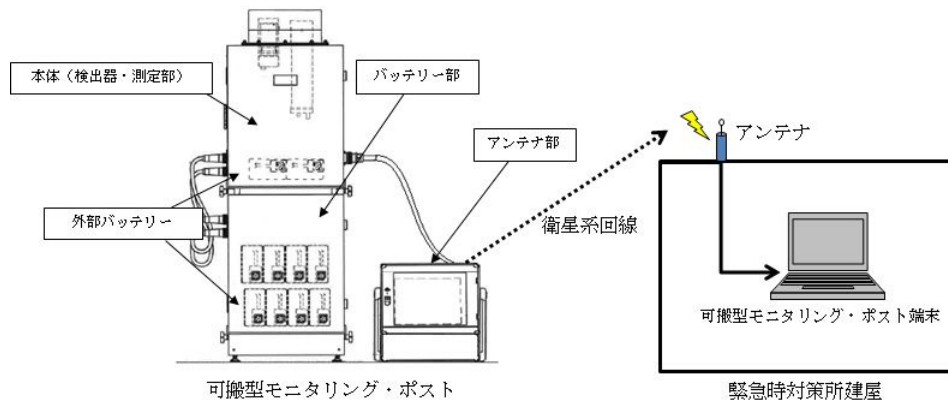


図 4.1.1-1 可搬型モニタリング・ポストの配置位置

#### 4.1.2 放射能放出率の算出

環境放射線モニタリング指針に基づき、重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストから得られた測定データより、放射能放出率を算出する。

##### (1) 放射能放出率の算出式について

放射能放出率の算出には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))

##### a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出

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

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

D : 風下の地表面モニタリング地点で実測された空気カーマ率\*1 ( $\mu\text{Gy/h}$ )

$D_0$  : 風下の空気カーマ率図のうち、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 ( $\mu\text{Gy/h}$ )

(放出率 : 1 GBq/h, 風速 : 1 m/s, 実効エネルギー : 1 MeV/dis)

U : 平均風速 (m/s)

E : 原子炉停止から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

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

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

$\chi$  : 風下の地表面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 ( $\text{Bq/cm}^3$ )

$\chi_0$  : 地表高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度\*2 ( $\text{Bq/cm}^3$ ) (at 放出率 : 1 GBq/h, 風速 : 1 m/s)

U : 平均風速 (m/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-Data/Code 2004-010)を使用

(2) 放射能放出率の計算例

放射能放出率の計算例として，地上高さから放出された放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を以下に示す。(風速は「1.0 m/s」，大気安定度は「D型」とする。)

$$\begin{aligned}
 \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\
 &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 2.0 \times 10^{-2} / 0.5 \\
 &= 1.6 \times 10^6 \text{ (GBq/h)} \\
 &= 1.6 \times 10^{15} \text{ (Bq/h)}
 \end{aligned}$$

4 : 安全係数

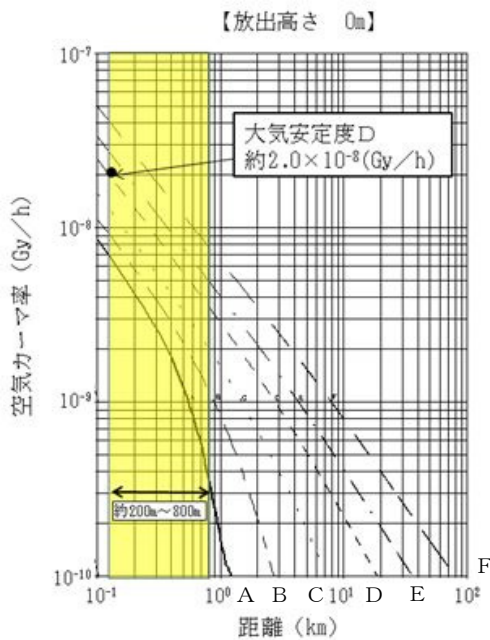
D : 地表モニタリング地点 (風下方向) にて実測された空気カーマ率\*1  
 $\Rightarrow 50 \text{ mGy/h (} 5.0 \times 10^4 \text{ Gy/h)}$  (1Sv=1Gy とした。)

U : 放出地上高さにおける平均風速  
 $\Rightarrow 1.0 \text{ m/s}$

$D_0$  : 放出高さ 0 m 及び大気安定度 D に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 (距離 200 m)  
 $\Rightarrow 2.0 \times 10^{-2} \text{ } \mu\text{Gy/h}$

E : 原子炉停止からの経過時間によるガンマ線実効エネルギー  
 $\Rightarrow 0.5 \text{ MeV/dis}$

注記 \*1: 放射性よう素の場合は，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。



$D_0$ は左記グラフより求める。

・可搬型モニタリング・ポスト設置場所  
 (原子炉建屋原子炉棟から約 200~800 m)

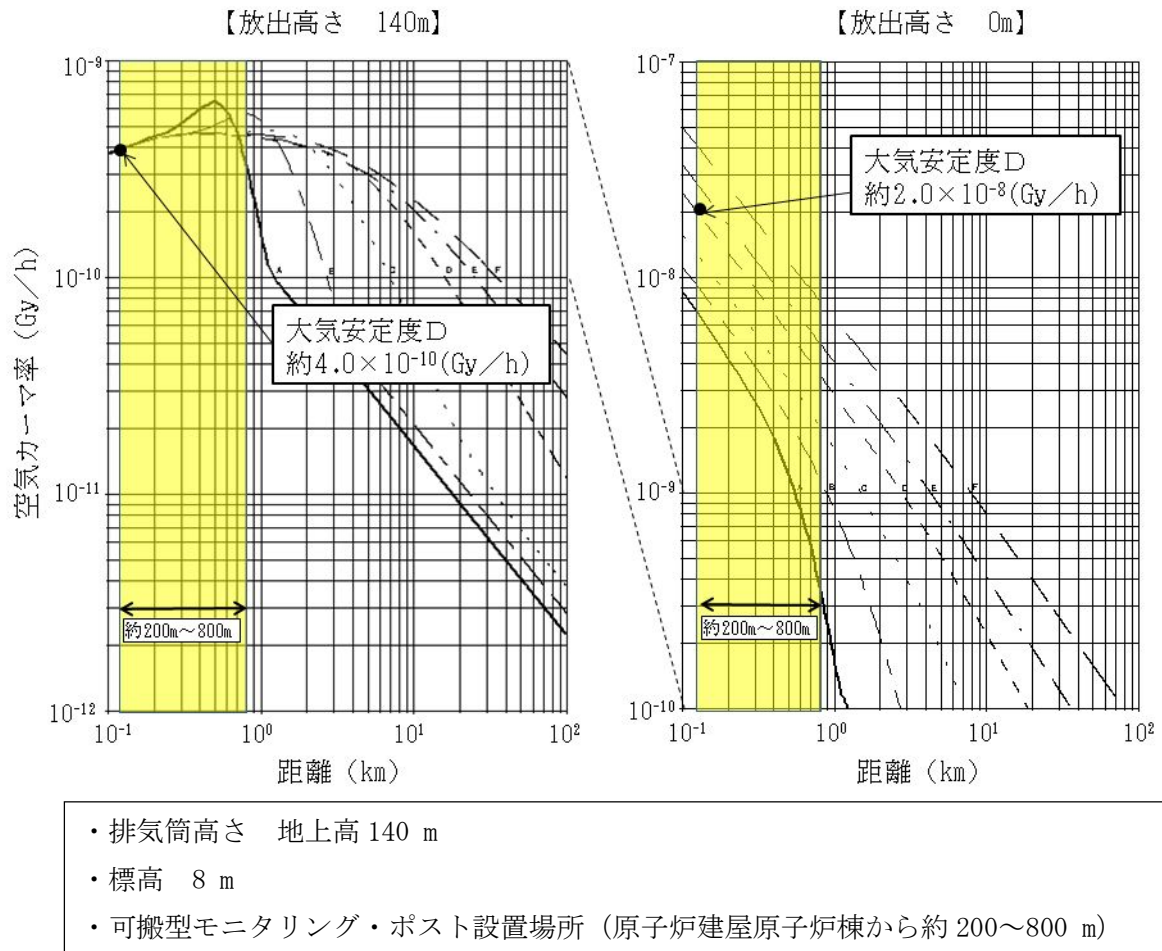
グラフでは各大気安定度 (A~F) における分布図を示している。なお，大気安定度は風速並びに日射量及び放射収支量を基に決定される大気の振る舞いを示すものである。

出典：「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-Data/Code 2004-010)

図 4.1.2-1 各大気安定度における地表面での放射性雲からの  $\gamma$  線による空気カーマ率分布図(1)

(3) 排気筒高さ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、地上位置に設置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて空間線量率は低くなる。しかしながら、プルーム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、地表面に設置する可搬型モニタリング・ポストで十分に計測が可能である。図 4.1.2-2 に各大気安定度における地表面での放射性雲からの $\gamma$ 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-Data/Code 2004-010)

図 4.1.2-2 各大気安定度における地表面での放射性雲からの $\gamma$ 線による空気カーマ率分布図(2)



#### 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

重大事故時等において、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150 mSv/h程度（炉心から最も近い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200 mの場合）が必要と考えられる。

このため、1000 mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、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900 mの距離にある正門付近で約11 mSv/h（2011年3月15日9:00）であった。これを基に炉心から約200 mにおける値を計算すると線量当量率は約13～150 mSv/hとなる。炉心からの距離と線量当量率の関係を表4.1.3-1に示す。

表4.1.3-1 炉心からの距離と線量当量率の関係

炉心からの距離	線量当量率
原子炉建屋原子炉棟から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約200 m	約13～150 mSv/h *
福島第一原子力発電所の正門付近 約900 m	約11 mSv/h

注記 \*：風速1 m/s，放出高さ30 m，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-Data/Code 2004-010）を用いて算出

#### 4.2 可搬型放射能測定装置等

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、可搬型放射能測定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、以下の可搬型放射能測定装置等を使用する。

可搬型放射能測定装置等の計測範囲等を表 4.2-1 に示し、小型船舶の仕様等を表 4.2-2 に示す。また、可搬型放射能測定装置等の写真を図 4.2-1、可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所を図 4.2-2 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 4.2-3 に示す。

表 4.2-1 可搬型放射能測定装置等の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	数量
電離箱サーベイ・メータ	電離箱	0.001～1000 mSv/h	サンプリング 記録	1 (予備 1)
可搬型ダスト・よう素 サンプラ	—	—	—	2 (予備 1)
NaIシンチレーション サーベイ・メータ	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. ～30 $\mu$ Gy/h	サンプリング 記録	2 (予備 1)
$\beta$ 線サーベイ・メータ	GM管	B. G. ～99.9 kmin <sup>-1</sup>	サンプリング 記録	2 (予備 1)
ZnSシンチレーション サーベイ・メータ	ZnS (Ag) シンチレーション	B. G. ～99.9 kmin <sup>-1</sup>	サンプリング 記録	2 (予備 1)

表 4.2-2 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	350 kg 以上
動力源	外部バッテリー：2 セット (予備 1 セット) 使用可能時間：1 セットあたり約 1 時間 航続距離：1 セットあたり約 15 km
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：1 式
保管場所	可搬型重大事故等対処設備保管場所 (西側, 南側)
移動方法	保管場所から船舶運搬車両を用いて岸壁まで運搬する。






		
<p>電離箱サーベイ・メータ</p>	<p>可搬型ダスト・よう素 サンプラ</p>	<p>NaIシンチレーション サーベイ・メータ</p>
		
<p><math>\beta</math>線サーベイ・メータ</p>	<p>ZnSシンチレーション サーベイ・メータ</p>	

図 4.2-1 可搬型放射能測定装置等の写真



図 4.2-2 可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所

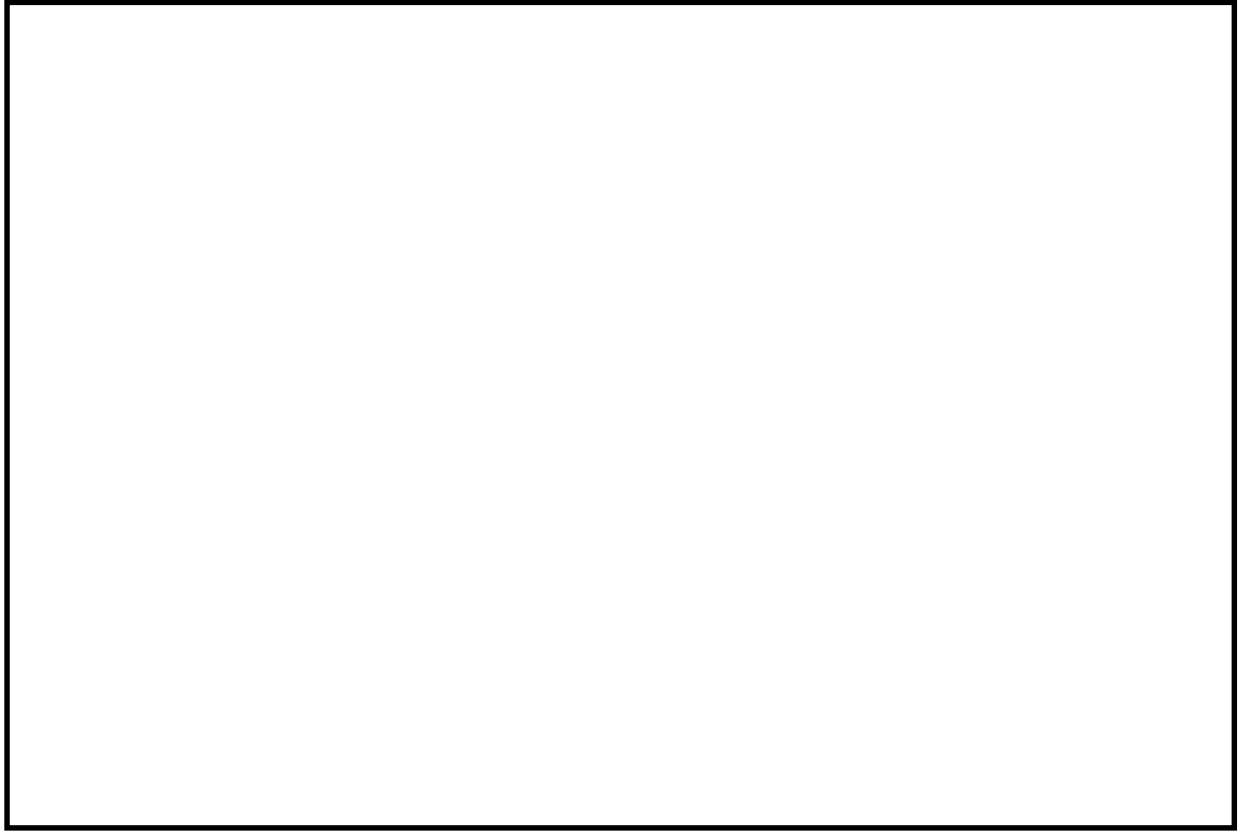


図 4.2-3 小型船舶の保管場所及び移動ルート

## 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、一次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5.1-1に示す。

### 5.2 重大事故等対処設備

重大事故等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。

格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器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 (低レンジ)、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)、耐圧強化ベント系放射線モニタ、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) の計測結果は、緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録、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。

$\beta$ 線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、ZnSシンチレーションサーベイ・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 5.1-1 記録を保存する計測項目と計測装置等 (1/2)

計測項目	計測装置等
一次冷却材の放射性物質の濃度	γ線測定装置
原子炉格納容器内の放射性物質の濃度および線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	漏えい検出系核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタ
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	排ガス放射線モニタ
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	主排気筒放射線モニタ
	非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ
	廃棄物処理建屋排気筒放射線モニタ
	γ線測定装置
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	γ線測定装置
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	原子炉建屋エリアモニタ(燃料取替フロア燃料プール)

表 5.1-1 記録を保存する計測項目と計測装置等 (2/2)

計測項目	計測装置等
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 (東海, 東海第二発電所共用)
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	γ線測定装置 放射能観測車 (東海, 東海第二発電所共用)
敷地内における風向及び風速	気象観測設備 風向 (EL. 18 m, 148 m) (東海, 東海第二発電所共用)
	気象観測設備 風速 (EL. 18 m, 148 m) (東海, 東海第二発電所共用)

補足-260-2 【管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置  
について】



## 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	23
2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置	36
2.1 可搬型放射能測定装置等	36
2.2 環境放射能測定装置	38

## 1. 出入管理設備

### 1.1 中央制御室チェンジングエリア

#### 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あたっては、「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 1 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 1 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、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ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣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。

#### 2. チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア、クリーンエリアからなり原子炉建屋付属棟内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。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

<p>設営場所</p>	<p>原子炉建屋付属棟 4階 空調機械室</p>	<p>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ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。 なお、チェンジングエリア設置場所近傍の空調機械室内への搬入口は地震竜巻等でも開放せず、事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。</p>
<p>設営形式</p>	<p>テントハウス (一部、通路区画化)</p>	<p>通路にテントハウスを設営し、テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。</p>
<p>判断基準 手順着手の</p>	<p>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長代理の指示があった場合。</p>	<p>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。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、速やかに設営を行う。</p>
<p>実施者</p>	<p>放射線管理班</p>	<p>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員が参集した後に設営を行う。</p>

3. チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

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アクセスルートは、図 1-1、図 1-2 のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内外のルートを設定する。作業員は放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから中央制御室へアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートの設定図を図 1-3 に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置、電離箱サーベイメータ、電動ドライバ等）についてはバックパックに入れ携行することで、携行時の負担を軽減する。

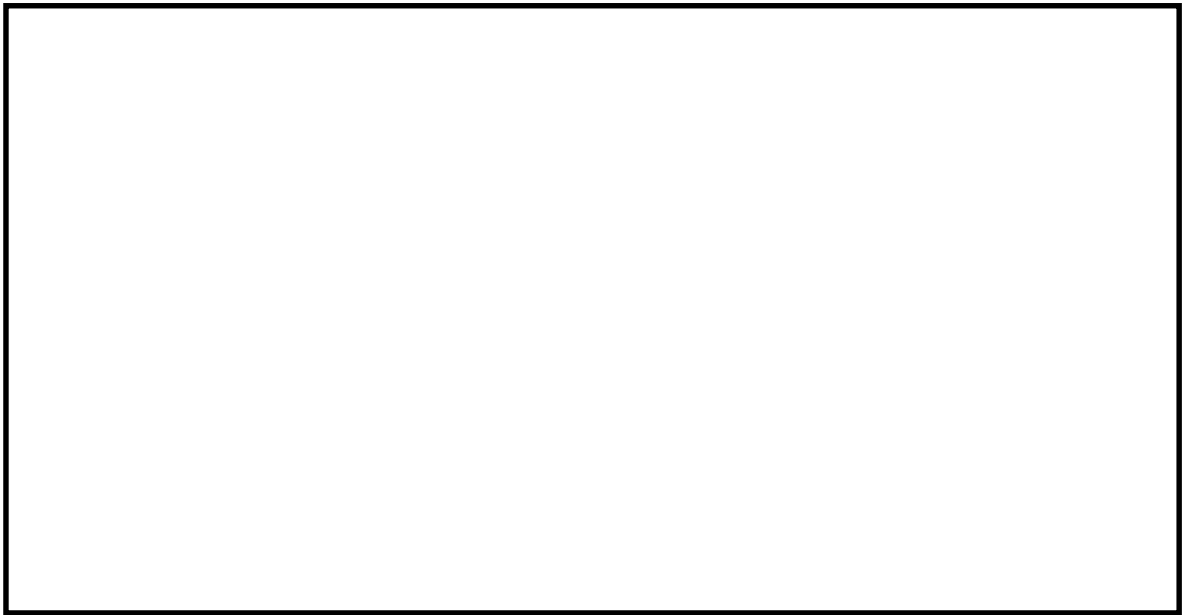
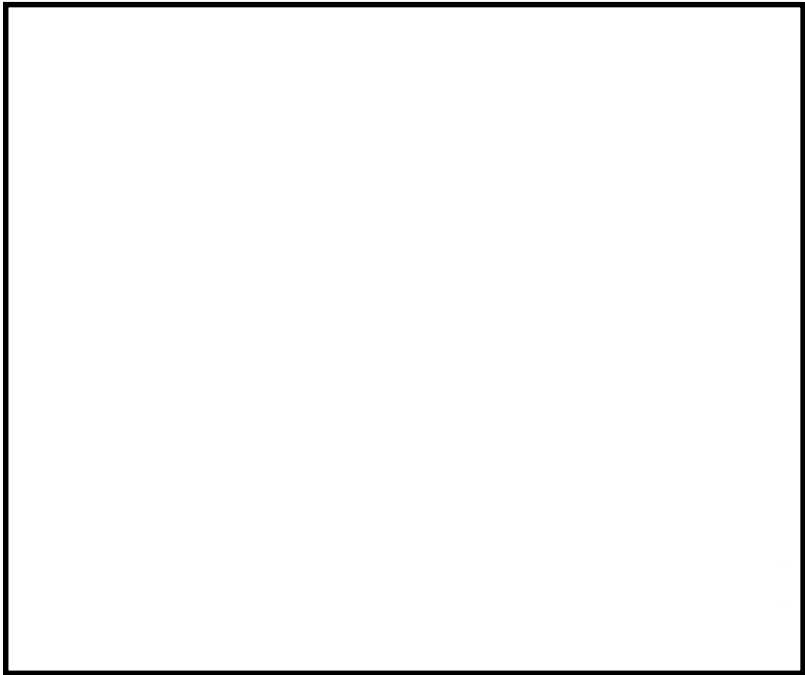


図 1-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所



(通行状態のイメージ)

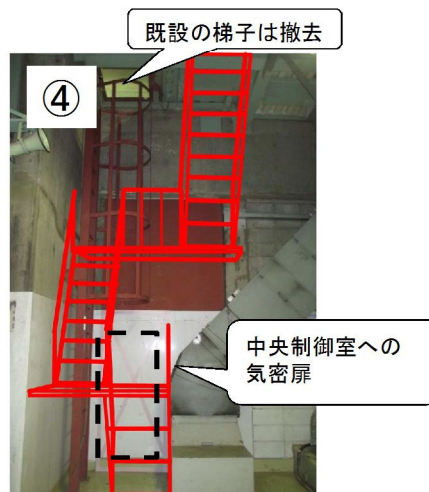
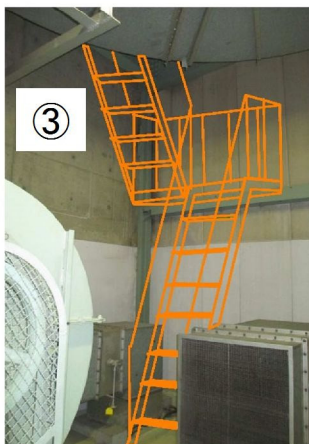
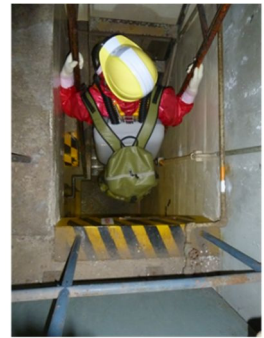


図 1-2 中央制御室へのアクセスルートの概要図

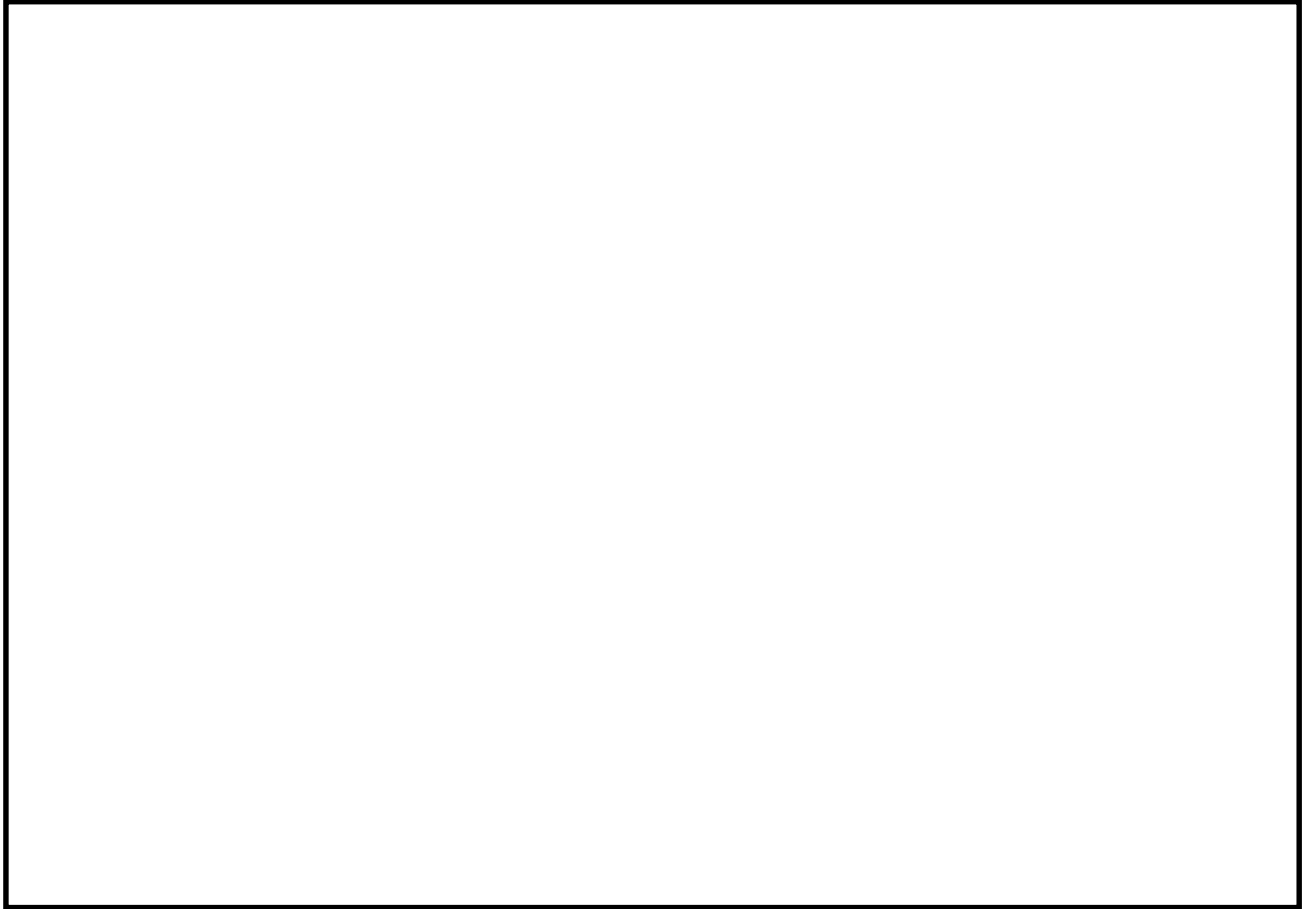


図 1-3 中央制御室へのアクセスルート設定図

#### 4. チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

##### （1）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 1-4 の設営フローに従い，図 1-5 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，初期運用開始に必要なサーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアについて約 60 分，さらに脱衣エリアの設営について約 80 分の合計 140 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。夜間休日に事故が発生した場合に参集までの時間を考慮しても約 3 時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班における重大事故等対応要員 4 名から 2 名以上の要員をチェンジングエリアの設営に割り当てて行う。設営の着手は，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し，災害対策本部長代理の指示があった場合に実施する。

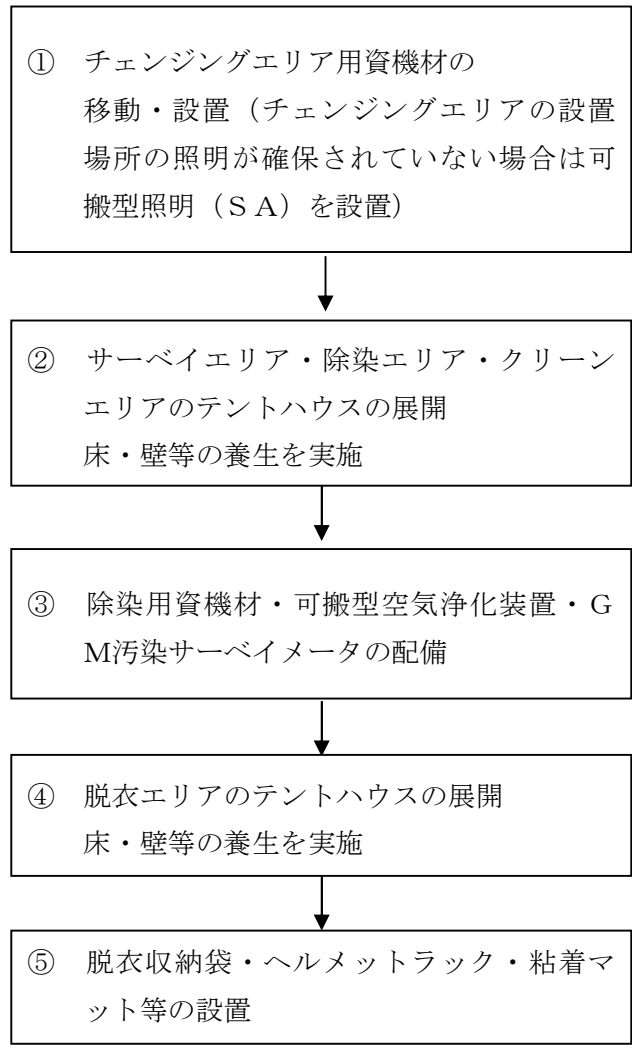


図 1-4 チェンジングエリアの設営フロー

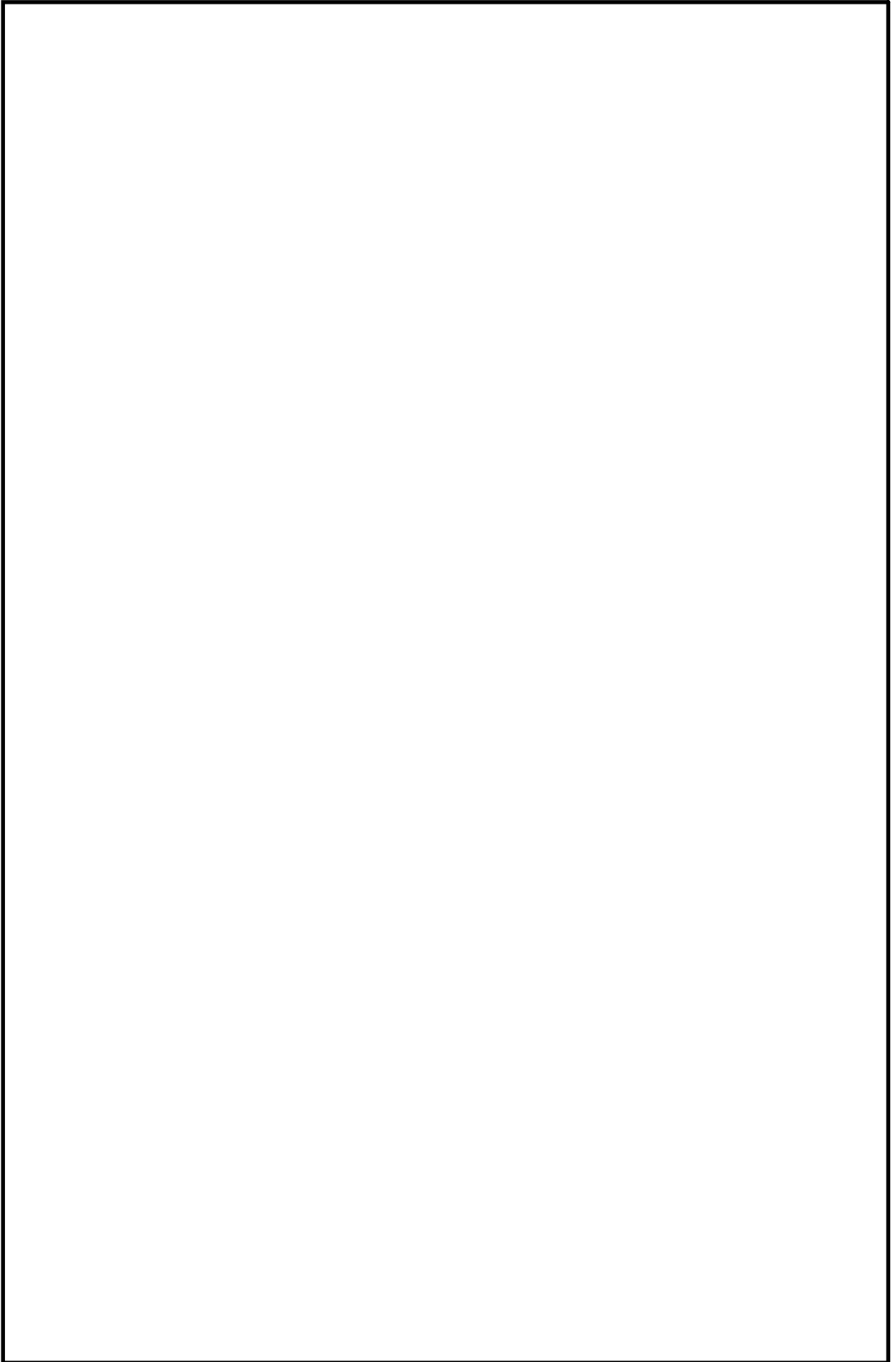


図 1-5 中央制御室チェンジングエリア



(2) 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 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
テントハウス	7 張	エリアの設営に必要な数量
バリア	6 個	各エリア間の 4 個×1.5 倍=6 個
簡易シャワー	1 式	エリアの設営に必要な数量
簡易水槽	1 個	エリアの設営に必要な数量
バケツ	1 個	エリアの設営に必要な数量
水タンク	1 式	エリアの設営に必要な数量
可搬型空気浄化装置	2 台	1 台×1.5 倍=1.5→2 台
はさみ, カッター	各 3 本	設置作業用, 脱衣用, 除染用の 3 本
筆記用具	2 式	サーベイエリア用, 除染エリア用の 2 式
養生シート	2 巻	$44.0 \text{ m}^2$ (床, 壁の養生面積) ×2 (補修張替え等) ÷90 $\text{m}^2/\text{巻}$ ×1.5 倍=1.5→2 巻
粘着マット	2 枚	1 枚 (設置箇所数) ×1.5 倍=1.5→2 枚
脱衣収納袋	8 個	8 個 (設置箇所数 修繕しながら使用)
難燃袋	84 枚	8 枚/日×7 日×1.5 倍=84 枚
難燃テープ	12 巻	$58.4 \text{ m}$ (養生エリアの外周距離) ×2 (シートの継ぎ接ぎ対応) ×2 (補修張替え等) ÷30 $\text{m}/\text{巻}$ ×1.5 倍=11.7→12 巻
クリーンウェス	5 缶	11 名 (中央制御室要員数) ×7 日×2 交替×8 枚 (マスク, 長靴, 両手, 身体の拭き取りに各 2 枚) ÷300 枚/缶 =4.1→5 缶
吸水シート	93 枚	11 名 (要員数) ×7 日×4 $\ell$ (1 回除染する際の排水量) ÷5 $\ell$ (シート 1 枚の吸水量) ×1.5 倍=92.4→93 枚

## 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, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

### (1) 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、中央制御室外で作業を行った要員が、中央制御室へ入室する際に利用する。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 1-5 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脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

#### ②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

#### ③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。

#### ④クリーンエリア

扉付シート壁により区画することでサーベイエリア等からの汚染の流入を防止するエリア。

### (2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット、アノラック、靴下（外側）を脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側）、タイベック等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側）、綿手袋、靴下（内側）を脱衣する。
- ・マスク及び帽子を着用したまま、サーベイエリアへ移動する。

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、防護具の脱衣の補助を行う。

### (3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は以下のとおり。

- ①サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ②汚染基準を満足する場合は、マスク及び帽子を脱衣し、全身の汚染検査を受ける。
- ③汚染基準を満足する場合は、脱衣後のマスクを持参し、クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。
- ④②又は③の汚染検査において汚染基準を満足しない場合は、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。

(4) 除染

サーベイエリア内で重大事故等に対処する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重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって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 1-6 のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

チェン징エリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（マスク及び帽子は除く）
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

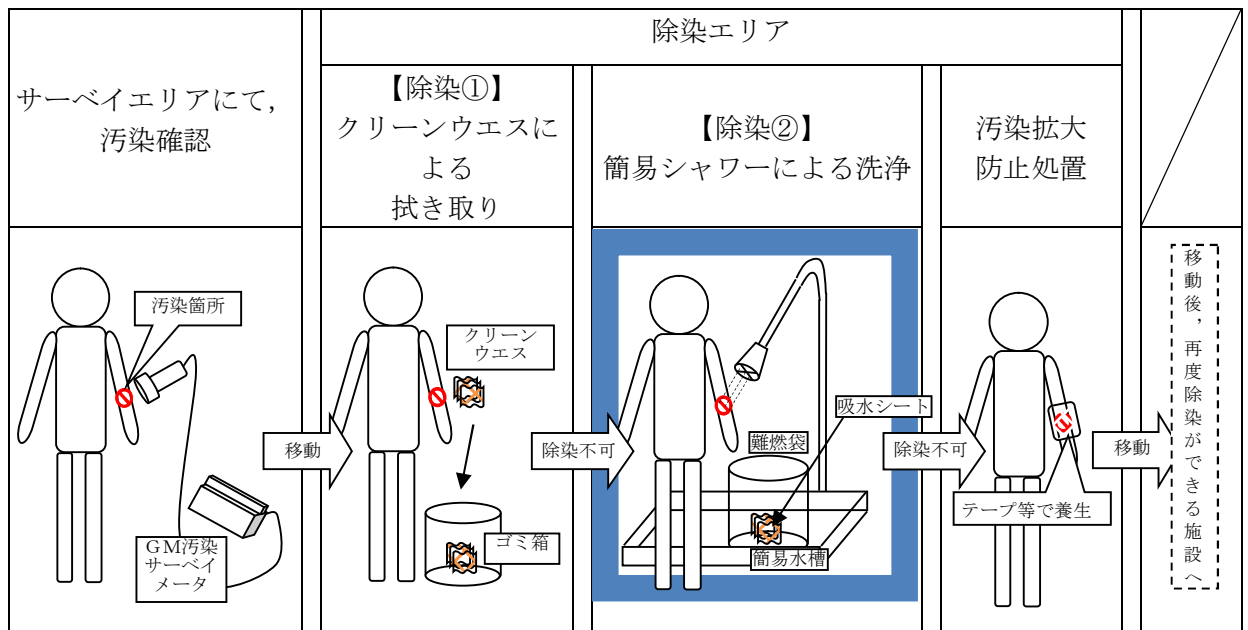


図 1-6 除染及び汚染水処理イメージ図

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイバック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェン징エリア出口で靴を着用し、靴脱ぎ場でヘルメットを着用する。

- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 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当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当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(7) チェンジングエリアの維持管理

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、線量当量率及び空気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。

## 6. チェンジングエリアの汚染拡大防止について

### (1) 汚染拡大防止の考え方

各テントハウスの接続部等をテープ養生することでテントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する。また、テントハウスの出入口等を扉付シート壁で区画することで中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止対策として、可搬型空気浄化装置を1台設置する。

### (2) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、テントハウスの出入口、クリーンエリア、除染エリアは扉付のシート壁により区画し、テントの接続部は放射性物質が外部から流入することを防止できる設計とする。テントハウスの外観は図 1-7 のとおりであり、仕様は表 1-3 のとおりである。また、図 1-8 はテントハウスの設置状況であり、図中①～⑦の各テントハウス間はファスナーを用いて接続する。なお、各テントハウス間の接続は図 1-9 のとおり行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は扉付のシート壁により2重に区画した上で2重のシート扉は同時に開けない運用とし、テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで、中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には、必要に応じて汚染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する。

更にチェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。



図 1-7 テントハウスの外観イメージ)

表 1-3 テントハウスの仕様

サイズ	幅 1.0～2.8 m×奥行 0.9 ～3.6 m×高さ 2.3 m 程度
本体重量	40 kg <sup>*1</sup> 程度
サイズ (折り畳み時)	80 cm×140 cm×40 cm 程度 <sup>*1</sup>
送風時間 (専用ブロワ) <sup>*2</sup>	約 2 分 <sup>*1</sup>
構造	7 張りのテントハウスを連結して組み立て

注記 \*1: 幅 2 m×奥行 2 m×高さ 2.4 m のテントハウスでの数値

\*2: 手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

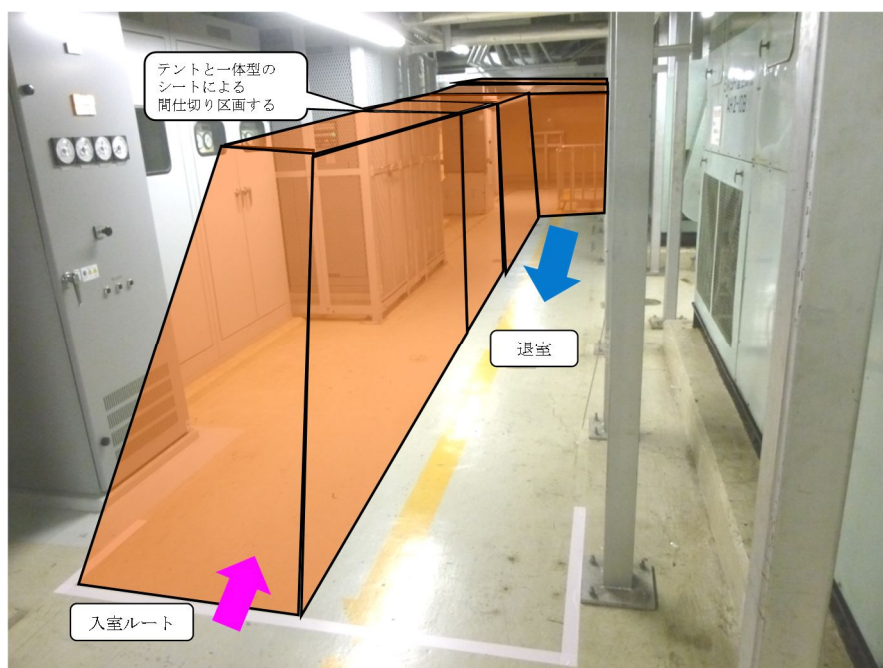
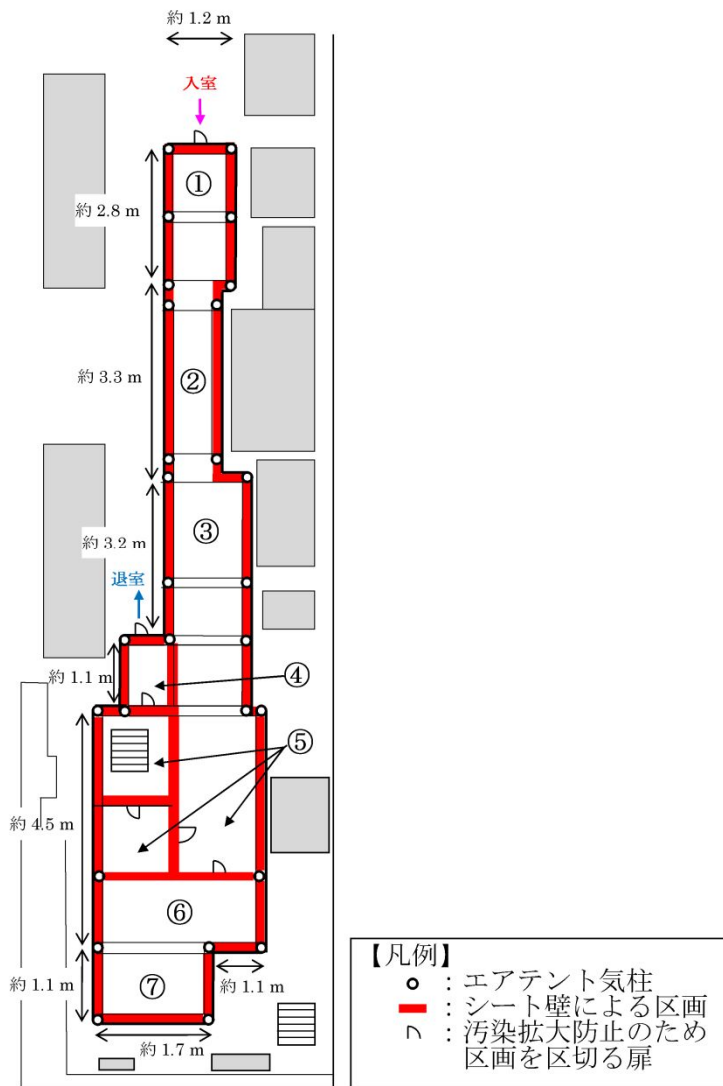


図 1-8 テントハウスの設置状況 (イメージ)

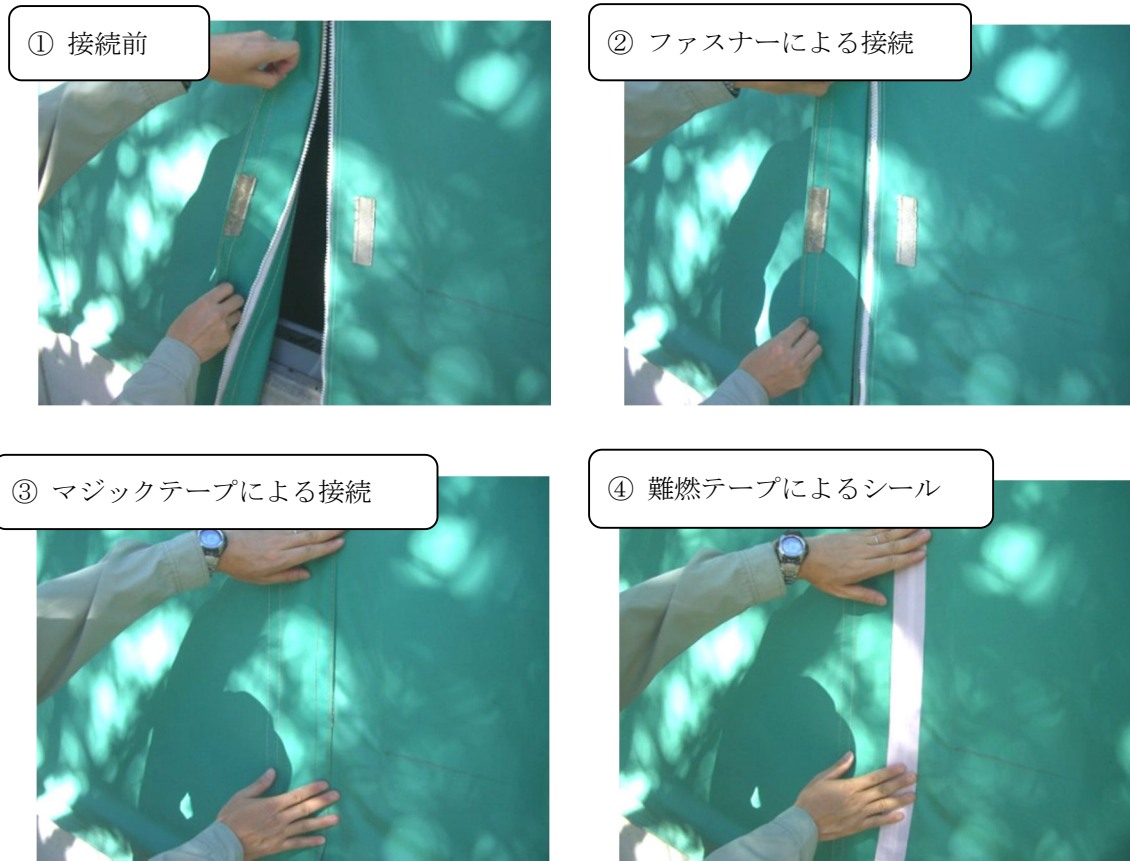


図 1-9 各テントハウス間の接続（イメージ）

### (3) 可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として、チェン징ングエリアに設置する可搬型空気浄化装置の仕様等を図 1-10 に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお、中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェン징ングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェン징ングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置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징ングエリアから遠ざけて保管する。




	<ul style="list-style-type: none"> <li>○外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 mm</li> <li>○風 量：9 m<sup>3</sup>/min (540 m<sup>3</sup>/h)</li> <li>○重 量：約 50 kg</li> <li>○フィルタ：微粒子フィルタ (除去効率 99 %以上) よう素フィルタ (除去効率 97 %以上)</li> </ul>
	<p>微粒子フィルタ 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 1-10 可搬型空気浄化装置の仕様等

#### (4) チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、図 1-11 のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる汚染拡大防止のため設置する、可搬型空気浄化装置により中央制御室へアクセスする階段室及びその前後室に浄化された空気を送り込むことで、中央制御室へ放射性物質が流入することを防止する。

図 1-11, 図 1-12 のとおりチェンジングエリア内に空気の流れを作ること、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお、テントハウス出入口はカーテンシートとすることで外部への空気の流れを確保する。

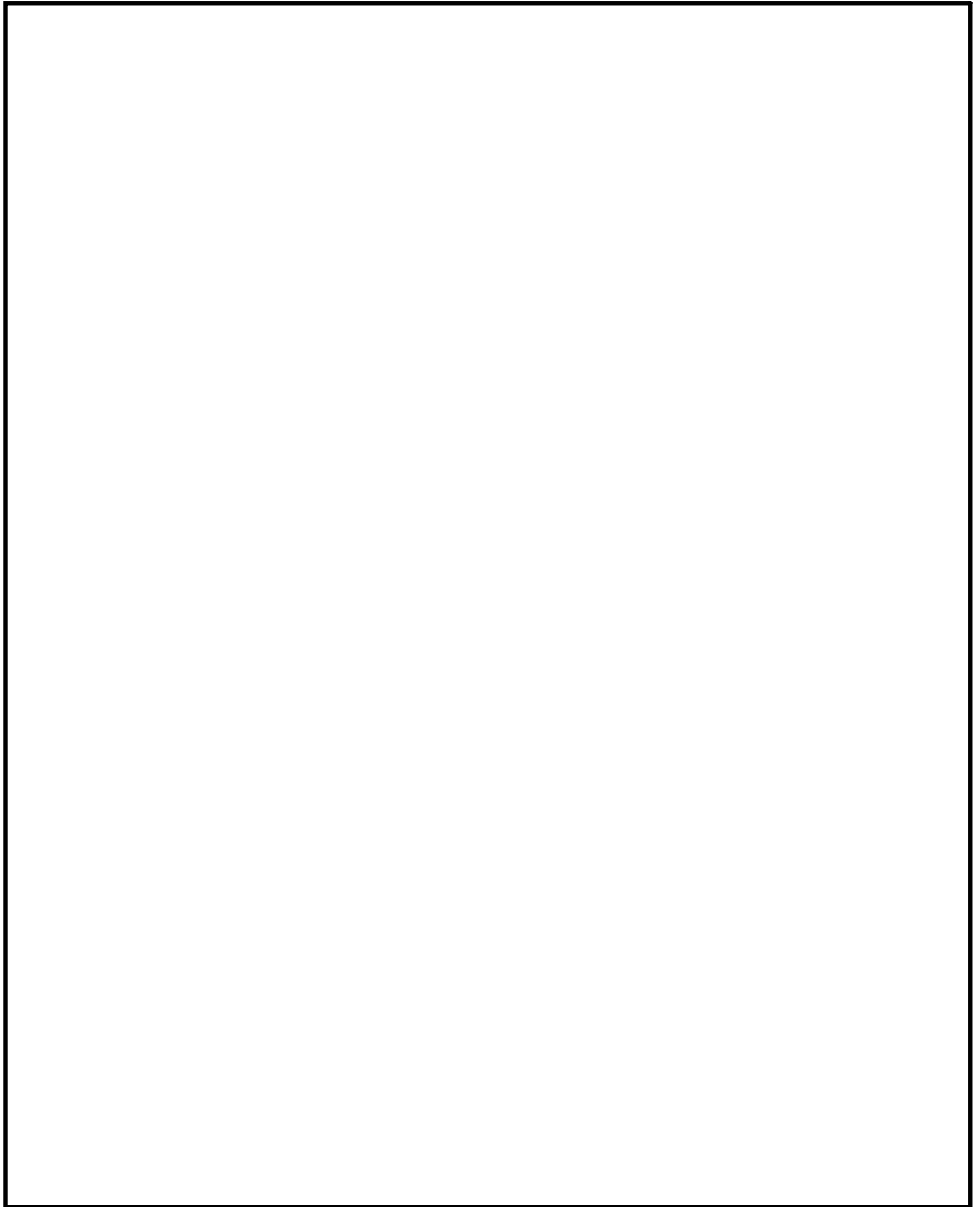


図 1-11 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

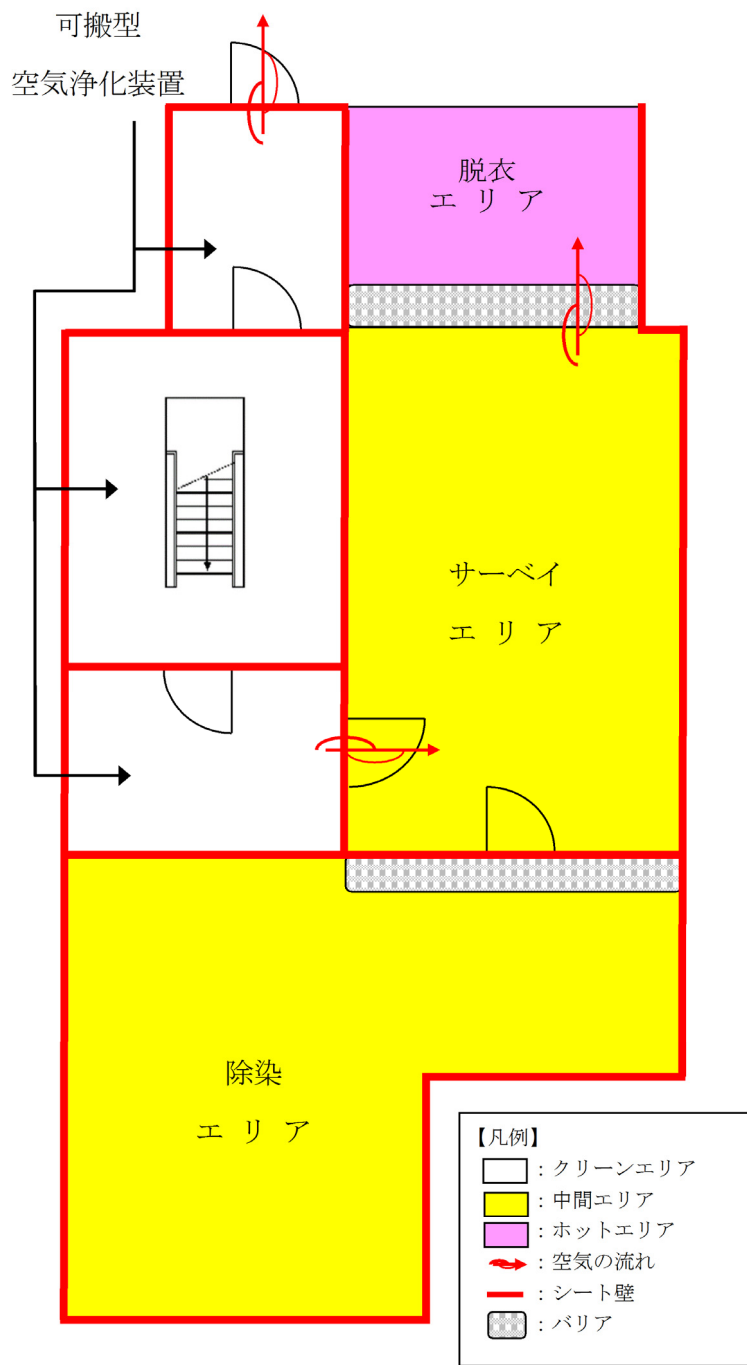


図 1-12 中央制御室へアクセスする階段の周囲の区画

(5) 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他の要員に伝播することがないように、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拡大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、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また、チェンジングエリア内は一方通行とし、扉付きシート壁により入域ルート側の汚染が退域エリアに伝播することを防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。

7. 汚染の管理基準

表 1-4 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 1-4 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 1-4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	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	1,300 cpm (4 Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	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：40 Bq/cm <sup>2</sup> の1/10)
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	13,000 cpm (40 Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	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
		40,000 cpm (120 Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L4に準拠

8. 可搬型照明（S A）

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使用する可搬型照明（S A）は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために3台（予備1台）を使用する。可搬型照明（S A）の仕様を表1-5に示す。

表1-5 チェンジングエリアの可搬型照明（S A）

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	原子炉建屋 附属棟4階 空調機械室	3台 (予備1台)	(AC) 100 V-240 V 点灯時間 片面：20～24時間 両面：10～12時間

チェンジングエリア内は、図1-13に示すように設置する可搬型照明（S A）により5ルクス以上の照度が確保可能であり、問題なく設営運用等が行えることを確認している。



図1-13 チェンジングエリア設置場所における可搬型照明（S A）確認状況

## 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等は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員等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14分（1人目の脱衣に6分+その後順次汚染検査2分×4名）と設定し、全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで約22分と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域でき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。

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持ち込みを防止するため、原子炉建屋付属棟内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所にチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアは運転員等が放射性物質で汚染された中央制御室外で作業を行った後、中央制御室に入室する際にチェンジングエリアを使用する。

チェンジングエリアの設営着手は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象\*が発生し、災害対策本部長代理の指示があった場合に実施し、放射線管理班員が設営（設営時間は、初期運用開始に必要なサーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアについて約60分、さらに脱衣エリアの設営について約80分の合計140分）を行い、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等の指導は放射線管理班員が継続して行う。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。

チェンジングエリアはテントハウスで構成され、各テントハウスの接続部等をテープ養生することでテントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する。また、テントハウスの出入口等を扉付きシート壁で区画することで中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止対策として、可搬型空気浄化装置を設置する。

注記 \*：「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第7条第1号表イのすべての項目」

10. 中央制御室内に配備する資器材の数量について

中央制御室に配備する放射線防護資機材の内訳を表 1-6 及び表 1-7 に示す。なお、放射線防護資機材等は、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1-6 放射線防護具類

品名	予定保管数	根拠
タイベック	17着	11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17着
靴下	34足	11名（中央制御室要員数）×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
帽子	17個	11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17個
綿手袋	17双	11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17双
ゴム手袋	34双	11名（中央制御室要員数）×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
全面マスク	17個	11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17個
チャコールフィルタ	34個	11名（中央制御室要員数）×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
アノラック	17着	11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17着
長靴	9足	6名（運転員（現場）3名+重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
胴長靴	9足	6名（運転員（現場）3名+重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
自給式呼吸用保護具	9式	6名（運転員（現場）3名+重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式
バックパック	17個	11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17個

表1-7 放射線計測器

名称	数量	根拠
GM汚染サーベイメータ	2台 (予備1台)	身体の汚染検査用に2台+1台（予備）=3台

## 1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

### 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あたっては、「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、緊急時対策所建屋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ち込みを防止するため、身体の汚染検査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。

（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）抜粋）

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。

### 2. チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は表 1-8 のとおり。

表 1-8 チェンジングエリアの概要

設営場所	緊急時対策所建屋 1 階入口	緊急時対策所建屋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ち込みを防止するため、身体の汚染検査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	シート区画化 (緊急時対策所建屋)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し、災害対策本部長代理の指示があった場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染する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。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、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員が参集した後に設営を行う。



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，緊急時対策所建屋入口に設置する。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 1-14 のとおり。

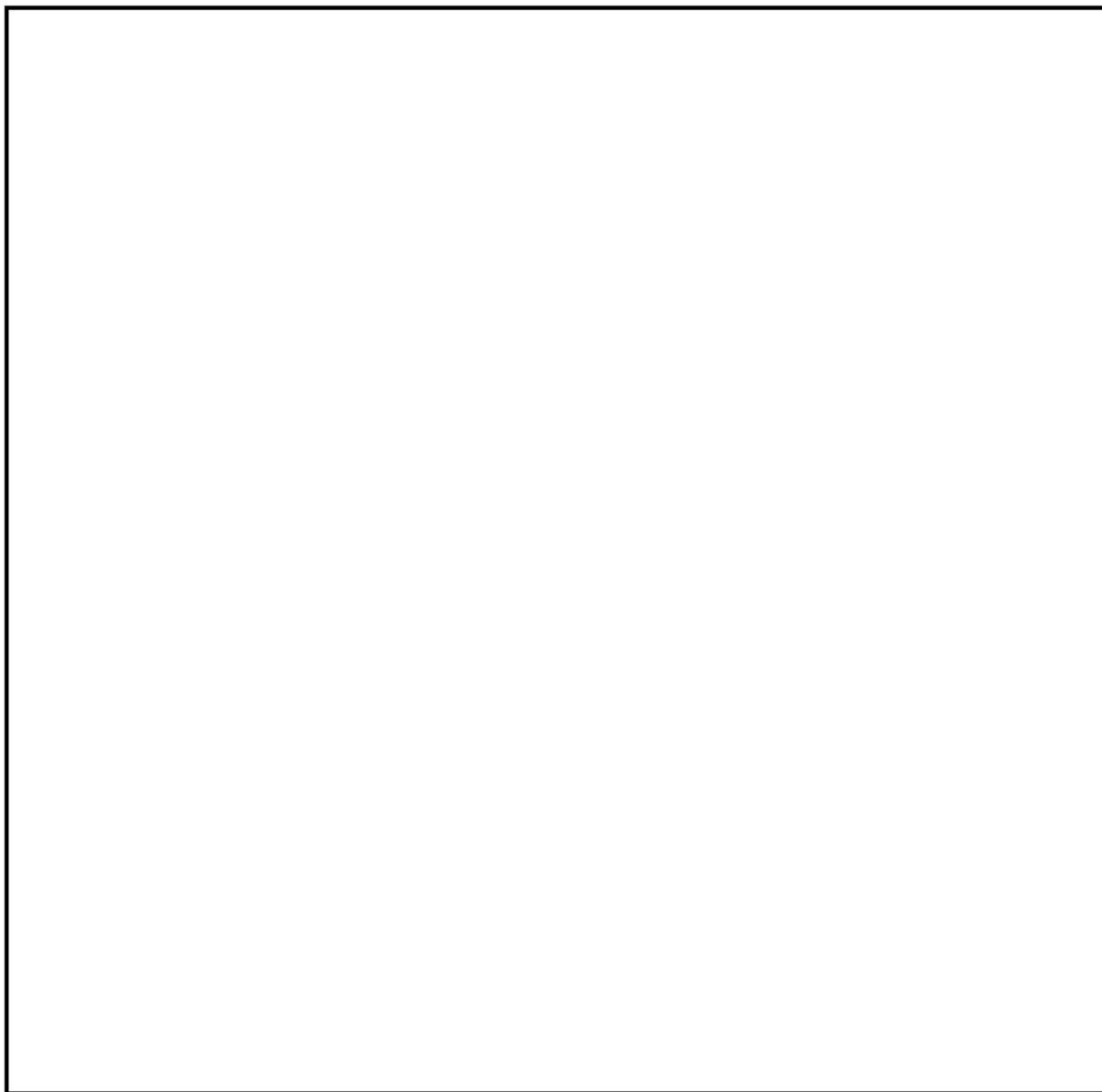


図 1-14 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

#### 4. チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

##### (1) 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため、図 1-15 の設営フローに従い、図 1-16 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（資機材の準備・移動に約 4 分、床・壁面養生確認及び資機材の設置に約 16 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、原子力防災組織の要員の放射線管理班における重大事故等対応要員 4 名から 2 名以上の要員をチェンジングエリアの設営に割り当てて行う。設営の着手は、原子力災害特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、事象進展の状況、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放射線管理班長が判断し、速やかに実施する。

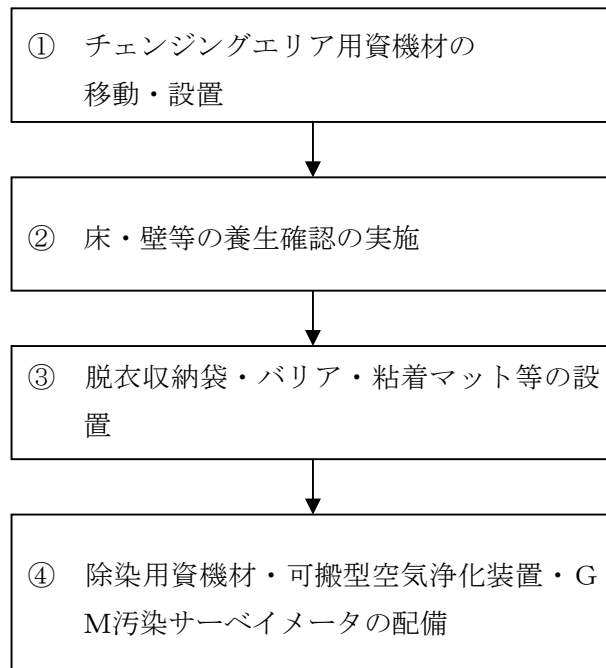


図 1-15 チェンジングエリア設営フロー

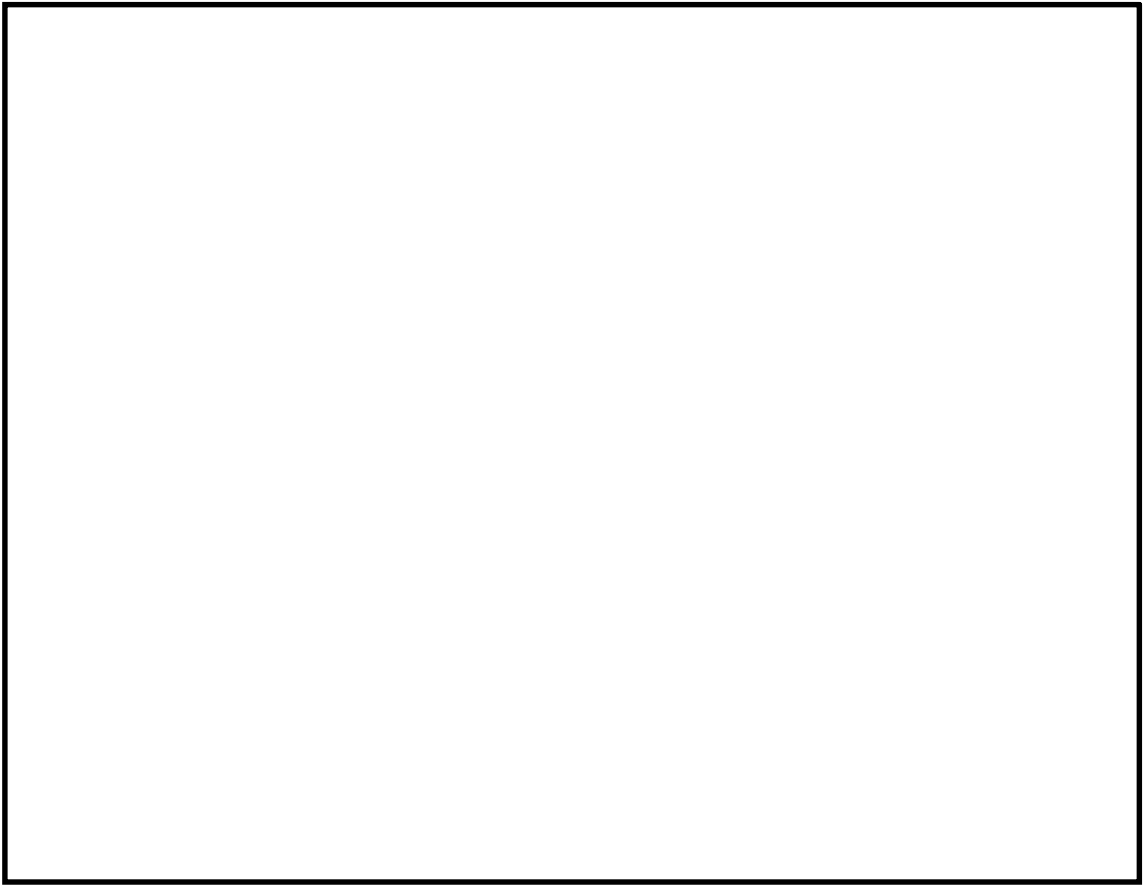


図 1-16 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2) 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、以下のとおりとする。

表1-9 緊急時対策所建屋チェンジングエリア用資機材

名称	数量	根拠
バリア	8個	各エリア間の5個×1.5倍=7.5個→8個
簡易シャワー	1式	エリアの設営に必要な数量
簡易水槽	1個	エリアの設営に必要な数量
バケツ	1個	エリアの設営に必要な数量
水タンク	1式	エリアの設営に必要な数量
可搬型空気浄化装置	3台	2台×1.5倍=3台
はさみ, カッター	各3本	設置作業用, 脱衣用, 除染用の3本
筆記用具	2式	サーベイエリア用, 除染エリア用の2式
養生シート	4巻	105.5 m <sup>2</sup> (床, 壁の養生面積) ×2 (補修張替え等) ÷ 90 m <sup>2</sup> /巻×1.5倍=4巻
粘着マット	3枚	2枚(設置箇所数)×1.5倍=3枚
脱衣収納袋	9個	9個(設置箇所数 修繕しながら使用)
難燃袋	525枚	50枚/日×7日×1.5倍=525枚
難燃テープ	12巻	57.54 m (養生エリアの外周距離) ×2 (シートの継ぎ接ぎ対応) ×2 (補修張替え等) ÷30 m/巻×1.5倍=11.5→12巻
クリーンウェス	32缶	111名 (要員数) ×7日×8枚 (マスク, 長靴, 両手, 身体の拭き取りに各2枚) ÷300 (枚/缶) ×1.5倍=31.08→32缶
吸水シート	933枚	111名 (要員数) ×7日×4 ℓ(1回除染する際の排水量) ÷ 5 ℓ(シート1枚の吸水量) ×1.5倍=932.4→933枚

## 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, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理, 加圧運転中の緊急時対策所への入室)

### (1) 出入管理

チェンジングエリアは, 緊急時対策所建屋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, 屋外で作業を行った後, 再度, 緊急時対策所へ入室する際に利用する。緊急時対策所建屋外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 緊急時対策所建屋外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 1-16 のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止する。

#### ①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

#### ②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

#### ③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

### (2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で, 安全靴, ヘルメット, ゴム手袋 (外側), タイベック, アノラック, 靴下 (外側) 等を脱衣する。
  - ・脱衣エリアで, マスク, ゴム手袋 (内側), 帽子, 綿手袋, 靴下 (内側) 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, 防護具の脱衣の補助を行う。

### (3) 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。

- ・脱衣後, サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は, 緊急時対策所に移動する。汚染基準を満足しない場合は, 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。

### (4) 除染

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, クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが, 拭き取

りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって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 1-17 のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。）

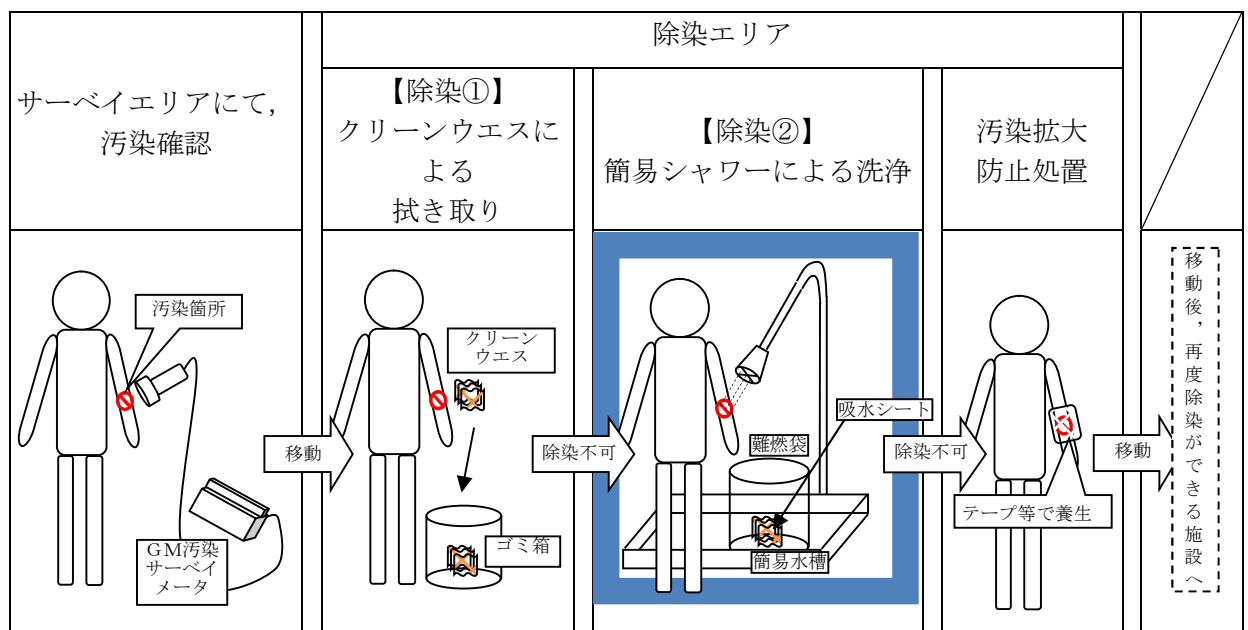


図 1-17 除染及び汚染水処理イメージ図

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・防護具着衣エリアで、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイバック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。

放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 廃棄物管理

緊急時対策所建屋外で活動した要員が脱衣した防護具については、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当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、適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(7) チェンジングエリアの維持管理

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、線量当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。

プルーム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、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

(8) プルーム通過時加圧運転（災害対策本部加圧モード）、プルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）中の緊急時対策所への入室

放射線管理班員は、緊急時対策所が空気加圧されている換気系運転状態（災害対策本部加圧モード、緊対建屋浄化モード）での緊急時対策所への万一の入室に備え、脱衣、汚染検査、除染を行うための資機材を緊急時対策所に緊急時対策所を加圧する際に持参し、外部からの入室時はエアロック内にて、脱衣、汚染検査、除染を実施する。また、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定の結果、エアロック内に汚染が確認された場合は除染を実施する。

## 6. チェンジングエリアの汚染拡大防止について

### (1) 汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査を行うためのサーベイエリア、脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着した放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに、緊急時対策所非常用換気設備により、緊急時対策所の空気を浄化し、緊急時対策所の放射性物質を低減する設計とする。

### (2) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリア及び靴・ヘルメット置場の空気を浄化するよう配置し、汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリア及び靴・ヘルメット置場を換気できる風量とし、仕様等を図 1-18 に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、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プルーム通過時は、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装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置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、可搬型空気浄化装置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屋外に保管する。


	○外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 mm ○風 量：9 m <sup>3</sup> /min (540 m <sup>3</sup> /h) ○重 量：約 50 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99 % 以上） よう素フィルタ（除去効率 97 % 以上）
	<u>微粒子フィルタ</u> 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。 <u>よう素フィルタ</u> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。

図 1-18 可搬型空気浄化装置の仕様等

### (3) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア毎に部屋が分けられており、各部屋の壁・床等について、通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点か



ら養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

更にチェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所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所建屋内の1階に専用で設置し、図 1-19 のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる汚染拡大防止のため、可搬型空気浄化装置を2台設置する。

1台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し、もう1台は、脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し、靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェンジングエリアに図 1-19 のように空気の流れをつくり、脱衣による汚染拡大を防止する。



図 1-19 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5) 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、他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拡大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し、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力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、退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから、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した要員は、防護具を着用しているため、チェンジングエリア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。

7. 汚染の管理基準

表 1-10 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 1-10 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 1-10 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	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	1,300 cpm (4 Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	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：40 Bq/cm <sup>2</sup> の1/10)
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	13,000 cpm (40 Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	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
		40,000 cpm (120 Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L4に準拠

#### 8. 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、ブルーム通過後現場復旧要員である 18 名を想定し、同時に 18 名の要員がチェンジングエリア内の靴・ヘルメット置場、脱衣エリア、サーベイエリアに待機できる十分な広さの床面積を確保する設計とする。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。

チェンジングエリアに同時に 18 名の要員が来た場合、全ての要員がチェンジングエリアを退域するまで約 42 分（1 人目の脱衣に 6 分＋その後順次汚染検査 2 分×18 名）、仮に全ての要員が汚染している場合でも除染が完了しチェンジングエリアを退域するまで約 78 分（汚染のない場合の 42 分＋除染後の再検査 2 分×18 名）と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

9. 緊急時対策所建屋に配備する資器材の数量について

緊急時対策所建屋に配備する放射線防護資器材の内訳を表1-11及び表1-12に示す。なお、放射線防護資器材等は、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 放射線防護具類

品名	予定保管数	根拠
タイベック	1,166着	111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5→1,166着
靴下	2,332足	111名(要員数)×7日×2倍(2足を1セットで使用)×1.5倍=2,331→2,332足
帽子	1,166個	111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5→1,166個
綿手袋	1,166双	111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5→1,166双
ゴム手袋	2,332双	111名(要員数)×7日×2倍(2双を1セットで使用)×1.5倍=2,331→2,332双
全面マスク	333個	111名(要員数)×2日(3日目以降は除染にて対応)×1.5倍=333個
チャコールフィルタ	2,332個	111名(要員数)×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍=2,331→2,332個
アノラック	462着	44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×7日×1.5倍=462着
長靴	132足	44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×2倍(現場での交替を考慮)×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=132足
胴長靴	12足	4名(重大事故等対応要員4名:放水砲対応)×2倍(現場での交替を考慮)×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=12足
遮蔽ベスト	15着	10名(重大事故等対応要員10名:放水砲,アクセスルート確保,電源確保,水源確保対応)×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=15着
バックパック	66個	44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×1.5倍=66個

表1-12 放射線計測器

名称	数量	根拠
GM汚染サーベイメータ	3台 (予備2台)	身体の汚染検査用に3台+2台(予備)=5台

## 2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置

### 2.1 可搬型放射能測定装置等

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、可搬型放射能測定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。

可搬型放射能測定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、可搬型放射能測定装置の写真を図 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 可搬型放射能測定装置の計測範囲等

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)
Na I シンチレーション サーベイ・メータ	Na I (Tl) シンチレーション	B. G. ~30 $\mu\text{Gy/h}$	サンプリング 記録	2 台 (予備 1 台)
$\beta$ 線サーベイ・メータ	GM管	B. G. ~99.9 $\text{kmin}^{-1}$	サンプリング 記録	2 台 (予備 1 台)
ZnS シンチレーション サーベイ・メータ	ZnS (Ag) シンチレーション	B. G. ~99.9 $\text{kmin}^{-1}$	サンプリング 記録	2 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	350 kg 以上
動力源	外部バッテリー 2 セット (予備 1 セット) 使用可能時間：1 セットあたり約 1 時間 航続距離：1 セットあたり約 15 km
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：1 式
保管場所	可搬型重大事故等対処設備保管場所 (南側, 西側)
移動方法	小型船舶を保管している可搬型設備保管建屋から船舶運搬 車両を用いて岸壁まで運搬する。



図 2-1 可搬型放射能測定装置の写真

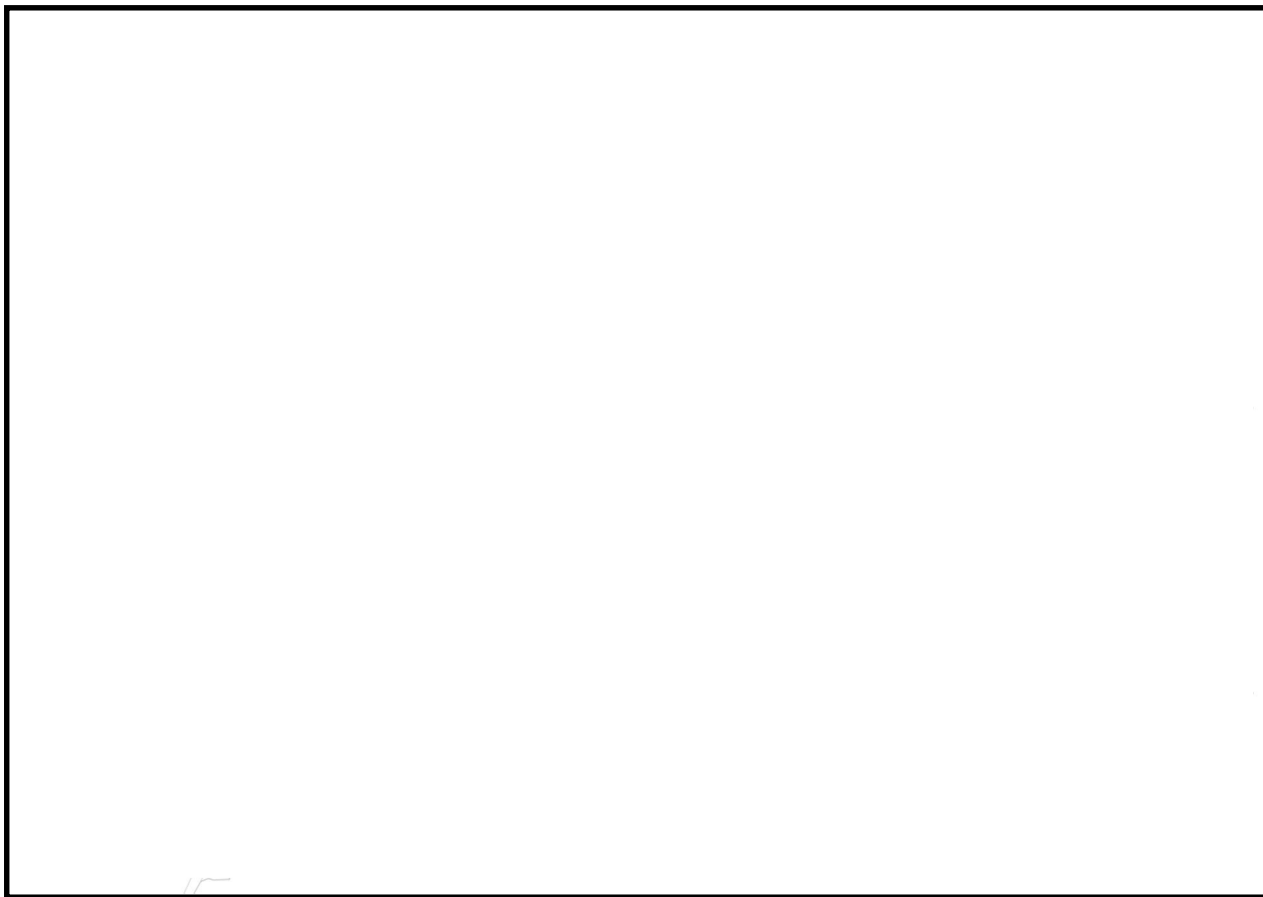


図 2-2 小型船舶の保管場所及び移動ルート

## 2.2 環境放射能測定装置

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「環境試料分析装置の種類及び使用目的」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
赤外線ランプ	海水，排水の蒸発乾固

補足-260-3 【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（原子炉冷却材喪失）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（原子炉冷却材喪失）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（原子炉冷却材喪失）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. 空気流入率測定試験結果について
9. 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
10. 内規との適合性について
11. 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
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大気中への放出放射エネルギーの推移について
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漏えい率について
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での除去効果について
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
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
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
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よう素の化学形態の設定について
19. 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
20. 重大事故時の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について
21. 中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量について
22. 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて
23. 全面マスクによる防護係数について
24. 運転員の勤務体系について
25. グランドシャイン評価モデルについて
26. エアロゾルの乾性沈着速度について
27. 地表面への沈着速度の設定について

28. 有機よう素の乾性沈着速度について
29. 実効放出継続時間の設定について
30. 待避時間の設定根拠について
31. 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
32. 中央制御室に保管する飲食料等について
33. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について
34. 審査ガイドへの適合状況

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、以下の第 1-1 表～第 1-12 表に示す。

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

第 1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(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	原子炉冷却材喪失 （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 3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を 考慮した値を設定	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	5 サイクル運転を考慮し た最大運転期間を設定	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	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る。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。

第 1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(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
サプレッション 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) サプレッションプール水に無機よう 素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有 機よう素及び希ガスは，この効果を見捨てる。
原子炉格納容器 からの漏えい率	0.5%/day	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	非常用ガス再循環系： 4.8 回/day 非常用ガス処理系： 1 回/day	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。

第 1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(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
非常用ガス再循環系等のフィルタ除去効率	非常用ガス再循環系（再循環）：80% 非常用ガス処理系（外部放出）：90%	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に小さく、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。
放出経路	非常用ガス処理系排気筒放出	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。

第 1-2 表 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 3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を考慮した値を設定	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	5 サイクル運転を考慮した最大運転期間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	5	運転サイクルを想定	同上
冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度	冷却材中の濃度（I-131）： $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 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。

第 1-2 表 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）： $4.44 \times 10^{14}$ 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約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約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。



第 1-2 表 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%                      有機よう素は原子炉压力容器内で分解により 1/10 程度に減少するので、気相部へは 1%の有機よう素が瞬時に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲン等が気相部にキャリーオーバーする割合は、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ャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p>
<p>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>

第 1-2 表 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。

第 1-3 表 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)	
原子炉 冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $2.8 \times 10^{16}$	
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))	約 $2.4 \times 10^{14}$	
主蒸気管 破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)	隔離弁 閉止前	約 $6.1 \times 10^{13}$
		隔離弁 閉止後	約 $1.2 \times 10^{14}$
	よう素 (I-131 等価量 (成人実 効線量係数換算))	隔離弁 閉止前	約 $1.5 \times 10^{12}$
		隔離弁 閉止後	約 $2.5 \times 10^{12}$

第 1-4 表 大気拡散条件 (1/6)

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。
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料 (2005 年 4 月～2006 年 3 月)	<p>【原子炉冷却材喪失】 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 148m（地上高約 140m））の気象データを使用</p> <p>【主蒸気管破断】 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（標高約 18m（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（補足説明資料 1-2 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>

第 1-4 表 大気拡散条件 (2/6)

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>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>希ガス : 24 時間</p> <p>よう素 : 24 時間</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>希ガス等 : 1 時間</p> <p>よう素 : 20 時間</p>	<p>被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。</p> <p>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>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>排気筒 : 95m (有効高さ)</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>地上 : 0m</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>排気筒放出を想定した風洞実験結果から保守的に最小の有効高さを設定。</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>地上放出と想定して設定。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>4.1.1(2) i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は, 原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後, 排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p> <p>【主蒸気管破断】</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>

第 1-4 表 大気拡散条件 (3/6)

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>【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 考慮する。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 地上放出を想定し、建屋の影響を受ける大気拡散評価を行うため、放出点から近距離の建屋（原子炉建屋）による巻き込みを考慮する。</p>	5.1.2(1) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

第 1-4 表 大気拡散条件 (4/6)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載									
巻き込みを生じる代表建屋	<p>【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 原子炉建屋</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。</p> <p>【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。</p> <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</p> <table border="1" data-bbox="1339 580 1937 794"> <thead> <tr> <th data-bbox="1339 580 1491 603">原子炉施設</th> <th data-bbox="1491 580 1644 603">想定事故</th> <th data-bbox="1644 580 1937 603">建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1339 603 1491 667">BWR 型原子炉施設</td> <td data-bbox="1491 603 1644 667">原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td data-bbox="1644 603 1937 667">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 data-bbox="1339 667 1491 794">PWR 型原子炉施設</td> <td data-bbox="1491 667 1644 794">原子炉冷却材喪失  蒸気発生器伝熱管破損</td> <td data-bbox="1644 667 1937 794">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										

第 1-4 表 大気拡散条件 (5/6)

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】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 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>【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入り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) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15 分間滞在するとする。</p>



第 1-4 表 大気拡散条件 (6/6)

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>【原子炉冷却材喪失】 中央制御室内：1 方位 入退域時：1 方位</p> <p>【主蒸気管破断】 中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位</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	5.1.2(3) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	$3.0 \times 10^3 \text{ m}^2$	原子炉建屋の投影断面積	5.1.2(3) 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	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2) 形状係数の値は、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。

第 1-5 表 相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】

評価対象	評価点	相対濃度 $\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	$1.2 \times 10^{-6}$	$4.9 \times 10^{-20}$
入退域時	建屋入口	$1.2 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-20}$

第 1-6 表 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 $\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	$8.3 \times 10^{-4}$ (希ガス) $4.9 \times 10^{-4}$ (よう素)	$2.9 \times 10^{-18}$
入退域時	建屋入口	$8.2 \times 10^{-4}$ (希ガス) $4.9 \times 10^{-4}$ (よう素)	$2.9 \times 10^{-18}$

第 1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(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
線 源 条 件	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)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。
	原子炉建屋内線 源強度分布	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(3)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。 6.1(3)c) 二次格納施設内の放射性物質は自 由空間容積に均一に分布するものとする。
	事故の評価期間	30 日	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間 とする。

第 1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(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
計 算 モ デ ル 条 件	原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁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ャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。
	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	床、天井、壁を遮蔽体として考慮	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。

第 1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(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
計 算 モ デ ル 条 件	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 JASS 5N・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	2.00g/cm <sup>3</sup>	建築工事標準仕様書 JASS 5N・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）を基に算出した値を設定	—
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価： 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	計算コードについて、記載なし。

第 1-8 表 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】(1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線源条件	タービン建屋に放出される核分裂生成物	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と同じとする。
	タービン建屋内線源強度分布	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

第 1-8 表 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】(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
計算モデル条件	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	床, 天井, 壁を遮蔽体として考慮	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。
	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 JASS 5N・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	2.00g/cm <sup>3</sup>	建築工事標準仕様書 JASS 5N・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)を基に算出した値を設定	—
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価: QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価: 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	計算コードについて, 記載なし。

第1-9表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
原子炉建屋内の積算線源強度（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)	
		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
0.01	0.0 < E ≤ 0.01	1.2×10 <sup>17</sup>	9.0×10 <sup>14</sup>
0.02	0.01 < E ≤ 0.02	2.3×10 <sup>15</sup>	8.0×10 <sup>13</sup>
0.03	0.02 < E ≤ 0.03	7.2×10 <sup>17</sup>	3.6×10 <sup>15</sup>
0.045	0.03 < E ≤ 0.045	1.0×10 <sup>15</sup>	7.7×10 <sup>16</sup>
0.06	0.045 < E ≤ 0.06	0	0
0.07	0.06 < E ≤ 0.07	0	0
0.075	0.07 < E ≤ 0.075	0	0
0.10	0.075 < E ≤ 0.10	6.2×10 <sup>21</sup>	5.6×10 <sup>18</sup>
0.15	0.10 < E ≤ 0.15	4.6×10 <sup>17</sup>	6.3×10 <sup>16</sup>
0.20	0.15 < E ≤ 0.20	4.8×10 <sup>19</sup>	1.3×10 <sup>18</sup>
0.30	0.20 < E ≤ 0.30	4.9×10 <sup>20</sup>	1.1×10 <sup>18</sup>
0.40	0.30 < E ≤ 0.40	1.5×10 <sup>20</sup>	2.0×10 <sup>18</sup>
0.45	0.40 < E ≤ 0.45	7.7×10 <sup>18</sup>	4.6×10 <sup>16</sup>
0.51	0.45 < E ≤ 0.51	7.8×10 <sup>18</sup>	1.2×10 <sup>16</sup>
0.512	0.51 < E ≤ 0.512	7.0×10 <sup>17</sup>	5.4×10 <sup>15</sup>
0.60	0.512 < E ≤ 0.60	6.2×10 <sup>19</sup>	3.1×10 <sup>17</sup>
0.70	0.60 < E ≤ 0.70	1.8×10 <sup>20</sup>	2.4×10 <sup>17</sup>
0.80	0.70 < E ≤ 0.80	1.1×10 <sup>20</sup>	2.5×10 <sup>17</sup>
1.0	0.8 < E ≤ 1.0	4.5×10 <sup>19</sup>	9.5×10 <sup>16</sup>
1.33	1.0 < E ≤ 1.33	2.2×10 <sup>19</sup>	9.3×10 <sup>16</sup>
1.34	1.33 < E ≤ 1.34	4.8×10 <sup>16</sup>	4.8×10 <sup>14</sup>
1.5	1.34 < E ≤ 1.5	1.5×10 <sup>19</sup>	1.8×10 <sup>16</sup>
1.66	1.5 < E ≤ 1.66	5.5×10 <sup>18</sup>	3.0×10 <sup>16</sup>
2.0	1.66 < E ≤ 2.0	4.5×10 <sup>18</sup>	2.8×10 <sup>16</sup>
2.5	2.0 < E ≤ 2.5	2.6×10 <sup>19</sup>	1.2×10 <sup>17</sup>
3.0	2.5 < E ≤ 3.0	1.1×10 <sup>18</sup>	8.9×10 <sup>15</sup>
3.5	3.0 < E ≤ 3.5	2.9×10 <sup>15</sup>	3.7×10 <sup>14</sup>
4.0	3.5 < E ≤ 4.0	0	8.2×10 <sup>13</sup>
4.5	4.0 < E ≤ 4.5	0	3.1×10 <sup>12</sup>
5.0	4.5 < E ≤ 5.0	0	0
5.5	5.0 < E ≤ 5.5	0	0
6.0	5.5 < E ≤ 6.0	0	0
6.5	6.0 < E ≤ 6.5	0	0
7.0	6.5 < E ≤ 7.0	0	0
7.5	7.0 < E ≤ 7.5	0	0
8.0	7.5 < E ≤ 8.0	0	0
10.0	8.0 < E ≤ 10.0	0	0
12.0	10.0 < E ≤ 12.0	0	0
14.0	12.0 < E ≤ 14.0	0	0
20.0	14.0 < E ≤ 20.0	0	0
30.0	20.0 < E ≤ 30.0	0	0
50.0	30.0 < E ≤ 50.0	0	0



第 1-10 表 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	外気間欠取込循環運 転（循環運転と外気 取入を交互に行う。） 閉回路循環運転 ：27 時間 外気取入循環運転 ：3 時間	閉回路循環運転時に保守的 にインリークがないと想定 した場合の室内の二酸化炭 素濃度を考慮し設定	7.3.2 (1) 建屋の表面空気中から，次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれること を想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取 入れること 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	$2.8 \times 10^3 \text{m}^3$	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 $\gamma$ 線による 全身に対する線 量評価時の自由 体積	$2.8 \times 10^3 \text{m}^3$	同上	7.3.4 (3) 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ープについ て，階層間の天井等による遮へいがあるので，中 央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室換気 設備フィルタ流 量	通常時： $0 \text{m}^3/\text{h}$ 事故時： $5,100 \text{m}^3/\text{h}$	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。

第 1-10 表 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
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（除去効率 97%）に余裕を考慮した値（設計上は 97%以上）	4.2.1(2) 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。
事故時運転モードへの切替時間	15 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	空気流入率測定試験結果（0.47 回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定（補足説明資料 1-3 参照）	7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

第 1-11 表 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	196 時間	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転直を想定し設定	7.1.1(1) 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	32 回 (15 分/回)	運転員の勤務体系として 5 直 2 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) 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)a) 管理建屋の入口を代表評価とし、入退域ごとに評価点に、15 分間滞在するとする。

第 1-12 表 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	<p>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</p> <p>I-131 : <math>2.0 \times 10^{-8}</math> Sv/Bq                      I-132 : <math>3.1 \times 10^{-10}</math> Sv/Bq                      I-133 : <math>4.0 \times 10^{-9}</math> Sv/Bq                      I-134 : <math>1.5 \times 10^{-10}</math> Sv/Bq                      I-135 : <math>9.2 \times 10^{-10}</math> Sv/Bq</p>	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 <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定（ICRP Publication 71 に基づく）	<p>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。</p> $H_1 = \int_0^T RH_{\infty} C_1(t) dt$ <p>R : 呼吸率（成人活動時）                      H<sub>∞</sub> : 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)                      C1(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<sup>3</sup>)                      T : 計算期間(30 日間)</p>

## 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、「原子炉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）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「原子炉冷却材喪失」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、格納容器圧力逃がし装置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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、原子炉建屋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、事象進展が早く原子炉建屋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原子炉建屋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。

第 2-1 表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の居住性に係る室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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」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。

第 2-1 表 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
	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	
格納容器 ベント (7 日間)	実施しない	実施する	実施しない	格納容器圧力が高い状態で推移すると、原子炉格納容器からの漏えい率が大きくなり、放出量が多くなる。格納容器ベントを実施すると、放射性物質が大気へ放出されるため、放出量が多くなる。
	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。	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 1,000 K 到達時間を想定）	約 4 分		約 35 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及び非常用ガス再循環系の起動（事象発生 2 時間後）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（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）に炉心損傷に至る。		静的負荷シナリオよりは遅いが、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前に炉心損傷に至る。	

※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 時に高圧注水及び低圧注水に失敗する事故シーケンス

※2 格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、 「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・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注水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（原子炉冷却材喪失）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、旧原子力安全・保安院、平成 21・07・27 原院第 1 号「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 年 8 月 12 日)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。

東海第二発電所の評価においては、ライセンシングレポート<sup>[1]</sup>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%/day 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 (HLR-021 訂 9)

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（原子炉冷却材喪失）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、旧原子力安全・保安院，平成 21・07・27 原院第 1 号「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 年 8 月 12 日）にて，以下の通り記述されている。

- ・ E C C S 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，E C C S 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。

東海第二発電所の評価においては，E C C S 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（0.3%未満\*），有意な寄与はないため，E C C S 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。

※「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（HLR-021）」付録 6 に基づく評価値



## 再循環系からの冷却材漏えい量

再循環系からの冷却材漏えいを考慮する場合、冷却材中に溶解したよう素が再循環系から原子炉建屋内に漏えいし、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のような素除去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) 冷却材中の存在量

事故発生から  $t$  秒後の冷却材中の核分裂生成物の存在量は、

$$Q_{ECCS}(t) = q_c \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot t)\}$$

ここで、

$Q_{ECCS}(t)$  :  $t$  秒後の冷却材中の存在量[Bq]

$q_c$  : 事故直後の冷却材中の存在量[Bq] (炉内内蔵量の 50%)

$\lambda_R$  : 崩壊定数[1/s]

$t$  : 事故後の時間[s]

## (2) 原子炉建屋内の存在量

再循環系から原子炉建屋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、

$$Q_{RB}(t) = F_P \cdot F_I \cdot q_c \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot \lambda_{LECCS} / (\lambda_{LSGTS} + \lambda_{LFRVS} \cdot f_{FRVS}) \cdot [\exp\{-\lambda_R \cdot (t - T_s)\} - \exp\{-(\lambda_R + \lambda_{LSGTS} + \lambda_{LFRVS} \cdot f_{FRVS}) \cdot (t - T_s)\}]$$

ここで、

$Q_{RB}(t)$  :  $t$  秒後の原子炉建屋内の存在量[Bq]

$F_P$  : 再循環水中のよう素の気相中への移行率 (5%)

$F_I$  : 原子炉建屋内でのよう素沈着割合 (50%)

$T_s$  : 再循環開始時間[s] (0 秒)

$\lambda_{LECCS}$  : 再循環系からの冷却材漏えい率[1/s] (約  $6.727 \times 10^{-10}$ )

$\lambda_{LSGTS}$  : 非常用ガス処理系換気率[1/s] (1 回/d = 約  $1.157 \times 10^{-5}$ )

$\lambda_{LFRVS}$  : 非常用ガス再循環系換気率[1/s] (4.8 回/d = 約  $5.556 \times 10^{-5}$ )

$f_{FRVS}$  : 非常用ガス再循環系フィルタのよう素除去効率 (0.8)

## (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、排気筒から大気へ放出される核分裂生成物の放出量は、

$$Q_{T0}(t) = \int_0^{T_0} (1 - f_{SGTS}) \cdot \lambda_{LSGTS} \cdot Q_{RB}(t) dt$$

ここで、

$Q_{T0}(t)$  : 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 (0.90)

再循環系からの漏えいが無限時間継続するとした場合,

$$\begin{aligned} Q_{T0}(t) &= \int_0^{T_0} (1-f_{SGTS}) \cdot \lambda_{LSGTS} \cdot Q_{RB}(t) dt \\ &= F_P \cdot F_I \cdot q_c \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot (1-f_{SGTS}) \cdot \\ &\quad \lambda_{LECCS} \cdot \lambda_{LSGTS} / \{\lambda_R \cdot (\lambda_R + \lambda_{LSGTS} + \lambda_{LFRVS} \cdot f_{FRVS})\} \end{aligned}$$

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  $2.470 \times 10^{14}$  Bq に対し, 再循環系からの漏えいによる放出量は約  $5.598 \times 10^{11}$  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 0.23%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、旧原子力安全・保安院、平成 21・07・27 原院第 1 号「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 年 8 月 12 日）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。

東海第二発電所の評価においては、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
  - ① I-131 :  $4.44 \times 10^{14}$  Bq<sup>※</sup>
  - 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

※ 過去に実測された I-131 追加放出量から、熱出力 1,000 MW 当たりの追加放出量の出現頻度をを用いて算出している<sup>[1]</sup>。

- ・国内外における運転実績のうち、I-131 増加量が 1Ci 以下のものを除いた I-131 増加量データを熱出力 1,000 MW 当たりに換算

平均値 : 218 Ci / 1,000 MW

- ・97%信頼度を有する I-131 増加量（平均値±標準偏差の 2 倍）を算出

平均値＋標準偏差の 2 倍 : 3,600 Ci / 1,000 MW

- ・東海第二発電所の熱出力（設計基準事故解析条件 : 3,440 MW）で換算

$$\begin{aligned} 3,600 \text{ Ci} / 1,000 \text{ MW} \times 3,440 \text{ MW} &= \text{約 } 12,000 \text{ Ci} \\ &= \text{約 } 4.44 \times 10^{14} \text{ Bq} \end{aligned}$$

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（HLR-021 訂 9）

## 6. 気象資料の代表性について

### (1) はじめに

本評価に当たっては、東海第二発電所敷地内で2005年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

### (2) 設置変更許可申請において2005年度の気象データを用いた理由

本評価に当り、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している1981年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）\*が整備されている2005年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした（別添1参照）。

注記 \*：線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に2005年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011年3月以前、東海第二発電所において、次のように2005年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の5%増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等、別添2参照）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982年）以降に増設された建屋も反映し、2005年度の気象データを用いて風洞実験（別添3参照）を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては、1981年度と2005年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が、人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため、従来の風洞実験（1982年）の結果による有効高さを用いることにした（別添4参照）。

(3) 2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された1年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下の(a) (b)について確認する。

- (a) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- (b) 異常年検定

(4) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(a) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）との比較を行った。その結果、2005年度気象での相対濃度\*は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005年度に対し2015年度の相対濃度は約1 %の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲30 %以内）であり、2005年度の気象データに特異性はない。

注記 \*：排気筒放出における各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97 %に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

(b) 異常年検定

i. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第6-1表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方气象台、小名浜特別地域気象観測所）の観測記録についても使用した。

第6-1表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年*1	観測地点*2
2005年度： 2005年4月 ～ 2006年3月	① 2001年4月～2013年3月 (申請時最新10年分の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高10 m, 81 m, 140 m)
	② 2004年4月～2016年3月 (最新10年分の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高10 m, 81 m, 140 m) <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

注記 \*1：2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

\*2：敷地内観測地点地上81 mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

ii. 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順により異常年検定を行った(別添5参照)。

iii. 検定結果(①～⑩ 棄却検定表参照)

検定結果は第6-2表のとおりであり、最新の気象データ(2004年4月～2016年3月)を用いた場合でも、有意水準(危険率)5%での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準(危険率)5%での棄却数は少なく、2005年度の気象データは異常年とは判断されない。

第6-2表 検定結果

検定年	統計年*1	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10 m	地上高 81 m*2	地上高 140 m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005年度	①	1個	0個	3個	—	—
	②	3個	1個	4個	1個	3個

注記 \*1：①：2001年4月～2013年3月(申請時最新10年分の気象データ)

②：2004年4月～2016年3月(最新10年分の気象データ)

2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

\*2：敷地内観測地点地上81 mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

(5) 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度17項目、風速階級別出現頻度10項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象（2005年度）を最新の気象データ（2004年4月～2016年3月）にて検定した結果、最大の棄却数は地上高140mの観測地点で27項目中4個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位はENE、E、ESE及びSSWである。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005年度と2015年度を第6-3表のとおり比較した。

ENE、E及びESEについては2005年度に対し2015年度は0.5～0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、SSWについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、SSWは頻度が比較的lowく相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第6-3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風 向	相対濃度* (s/m <sup>3</sup> ) (2005年度) : A	相対濃度* (s/m <sup>3</sup> ) (2015年度) : B	比 (B/A)
ENE	1.456×10 <sup>-6</sup>	1.258×10 <sup>-6</sup>	0.864
E	1.982×10 <sup>-6</sup>	1.010×10 <sup>-6</sup>	0.510
ESE	1.810×10 <sup>-6</sup>	1.062×10 <sup>-6</sup>	0.587
SSW	1.265×10 <sup>-6</sup>	1.421×10 <sup>-6</sup>	1.123

注記 \* : 燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

(6) 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (a) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。
- (b) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ(2001年4月～2013年3月)及び最新気象データ(2004年4月～2016年3月)で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005年度の気象データは棄却数が少なく、異常年とは判断されない。

- (c) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については, 最新気象データと比べて保守的, あるいは, ほぼ同等となっており, 線量評価結果への影響を与えない。  
以上より, 2005年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。



① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5~1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5~2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5~3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5~4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5~5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5~6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5~7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5~8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5~9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m, 地上高 81m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計, 1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m, 地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計, 1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2001年度を追加した。

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。



⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。



(参考)

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説X.での記載

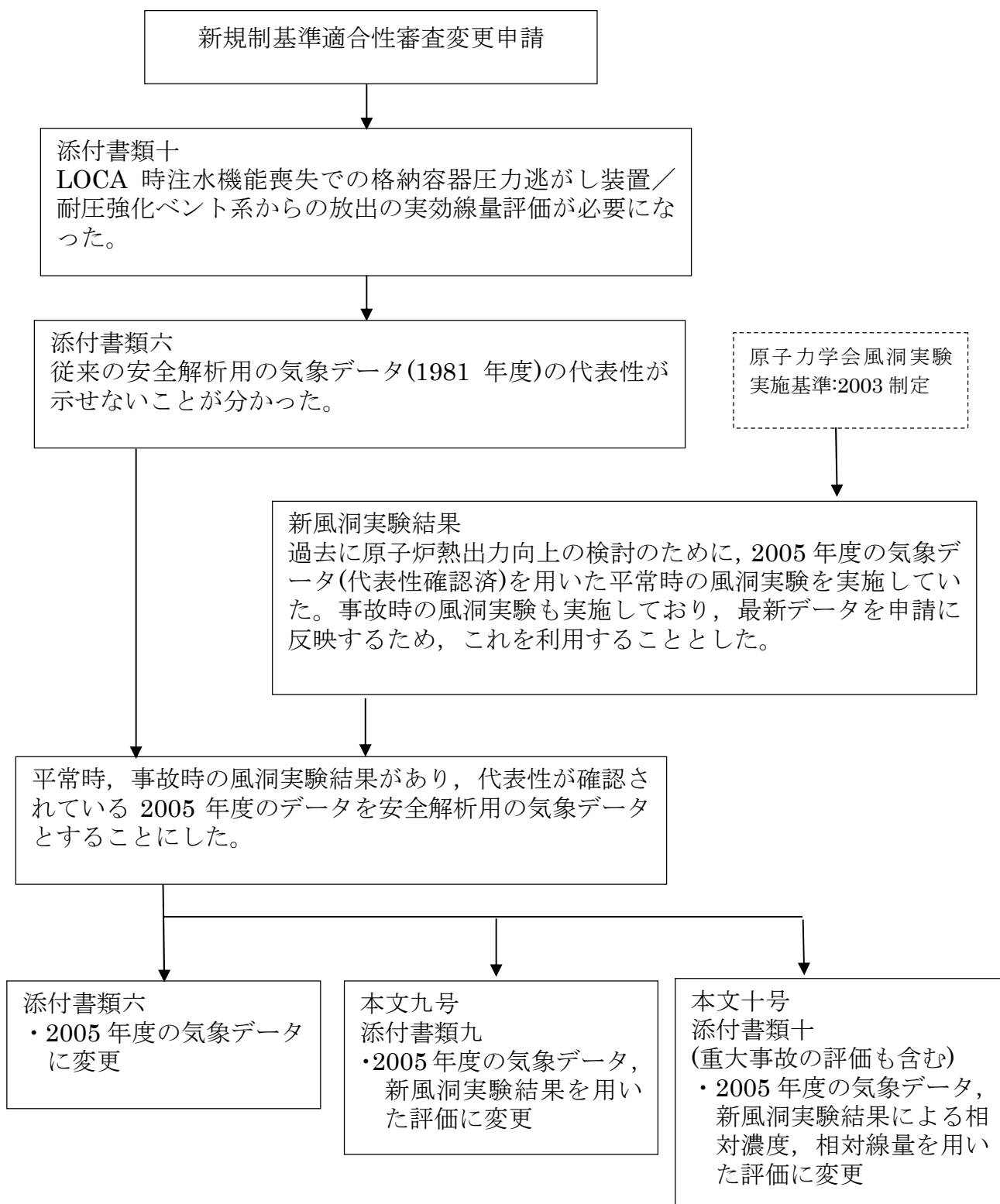
#### 1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期で繰り返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30 %以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



## 平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は、「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」に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、ここで主蒸気流量  $FS$  が増加した場合  $\gamma$  が増加するため、放射性よう素濃度は減少する。

$$H = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

$I_i$ : 核種  $i$  の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)

$f$ : 全希ガス漏えい率 ( $1.11 \times 10^{-10}$ )

$Y_i$ : 核種  $i$  の核分裂収率 (%)

$\lambda_i$ : 核種  $i$  の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$A_i$ : 核種  $i$  の冷却材中濃度 (Bq/g)

$M$ : 冷却材保有量 (g)

$\beta$ : 原子炉冷却材浄化系のような素除去率 ( $s^{-1}$ )

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

$DF$ : 原子炉冷却材浄化系の除染係数

$FC$ : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)

$\gamma$ : よう素の主蒸気への移行率 ( $s^{-1}$ )

$$\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$$

$CF$ : よう素の主蒸気中への移行割合

$FS$ : 主蒸気流量 (g/s)

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。

## 東海第二発電所風洞実験結果の概要について

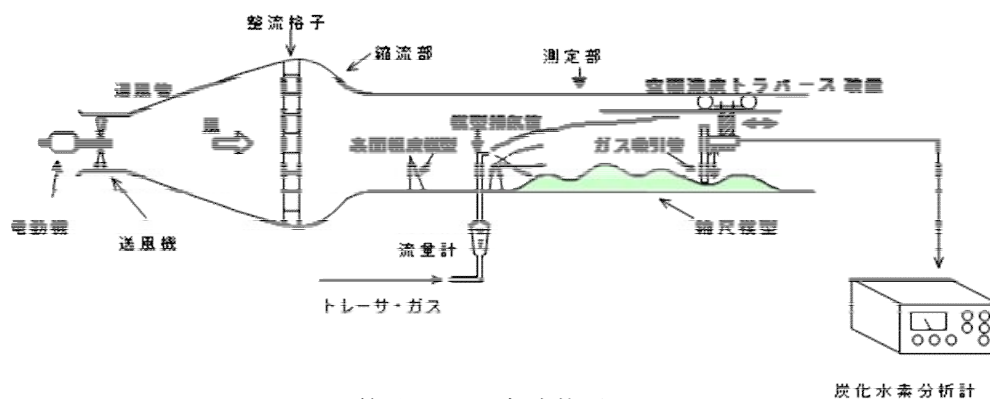
風洞実験結果は、参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成25年12月、三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

なお、風洞実験は「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」（2003年6月、社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

その後、風洞実験実施基準:2003は改訂され風洞実験実施基準:2009が発刊されているが、実験の要求事項は変更されておらず、複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点、野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので、2005年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009も満足している。

## 1. 実験手順

- (1) 大気安定度で中立（C～D）<sup>注）</sup>に相当する条件になるように風洞実験装置（第1図参照）内の気流（風速分布、乱流強度分布）を調整する（第2図参照）。
- (2) 排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため、風洞実験装置内に縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（ $CH_4$ ）を放出し、地表濃度を測定する平地実験を実施する（第3図参照）。
- (3) 風洞実験装置内に縮尺模型（1/2000、風下10km）を入れ、所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し、地表濃度を測定する模型実験を行い平地実験結果と照合し、排気筒源有効高さを求める（第4図参照）。これにより、建屋、地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第1図 風洞実験装置

注) 風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は、風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では、アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており、中立よりも安定側の気流状態になっていたが、風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型（スパイ

ア) が製作、採用されるようになり、風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため、放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の80～110 mに対し、今回は95～115 mと高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度（C～D）を再現したため、建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり、建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく、見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は、D～Eの大気安定度に相当する気流の乱れであり、建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して、見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方、平常時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の120～180 mに対し、今回は150～220 mと高く評価されている。これは、上記の気流の調整方法の違いによる影響に加え、気象データの変更及び吹出し速度の増加（14 m/sから16 m/sに増加）により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

第5図及び第6図に1987年の平地実験の結果、模型実験結果の一例を示す。

## 2. 放出源高さ

放出源高さは、事故時は通常の換気系は運転されないと想定し、排気筒実高 $H_{01}=H_S$ 、平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し、次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さ $H_{02}$ とする。ここで、 $1/U$ には、2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02}=H_S + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

- $H_S$  : 排気筒実高 (m)  
 $D$  : 排気筒出口の内径 (m)  
 $W$  : 吹出し速度 (m/s)  
 $1/U$  : 風速逆数の平均 (s/m)

第1表 放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ (m)	放出源高さ (GL m)	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	—	216
WSW	ENE	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—
NW	SE	0.27	58.3	—	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径 (m)				4.5	
吹出し速度 (m/s)				16.0	
排気筒高さ (GL) (m)				140.0	

\*1 風速逆数の平均 (2005年4月～2006年3月)

\*2 排気筒設置位置標高: EL 8m

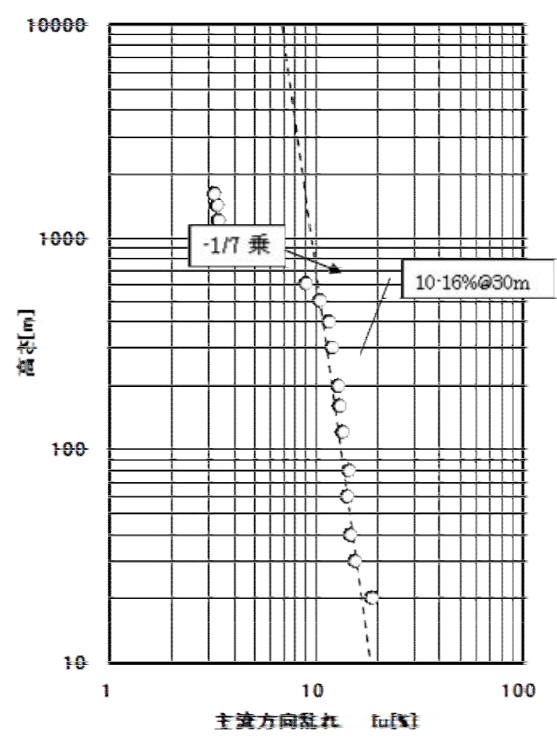
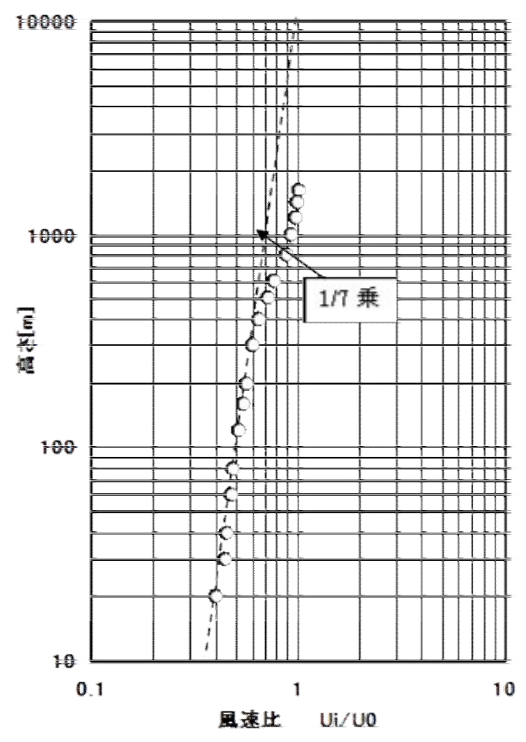
### 3. 排気筒有効高さ

縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から、第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

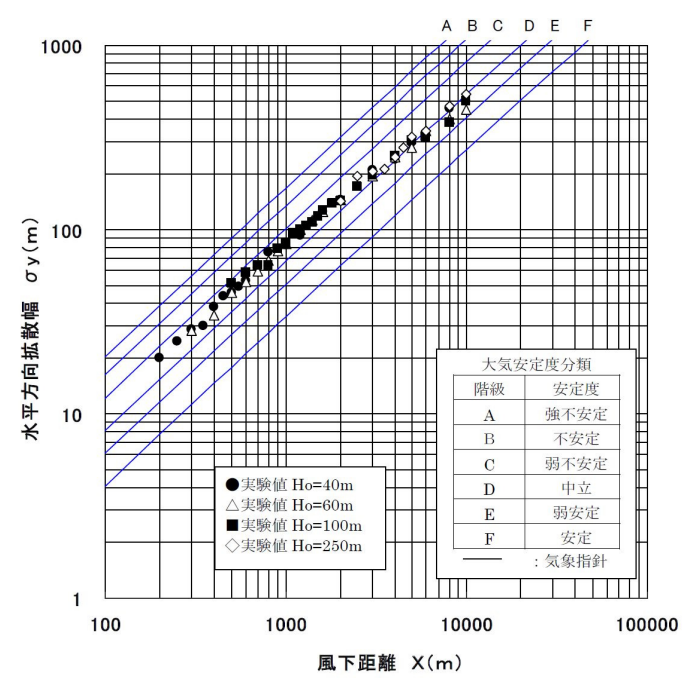
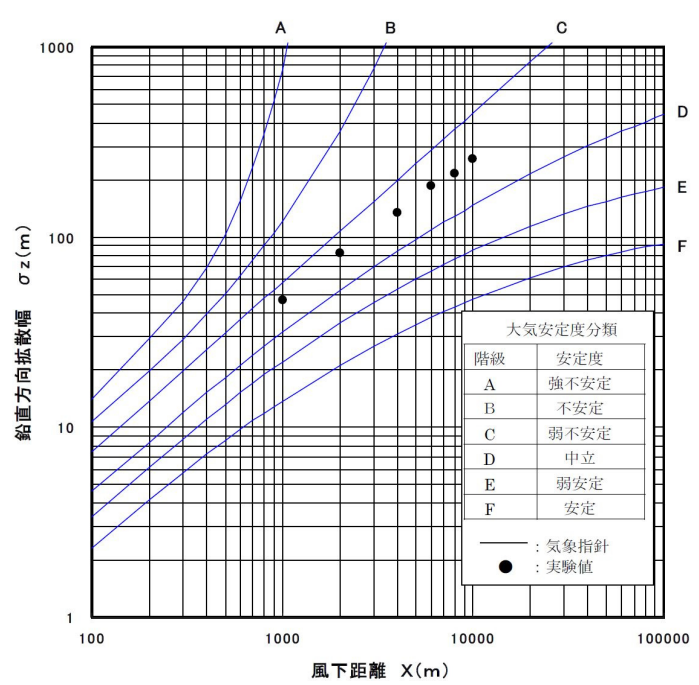
第2表 排気筒有効高さ

風 向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115

$U_i$ : 各高度の風速  
 $U_0$ : 一様流中の風速



注) 野外の相当高さで400mまでは風速分布, 乱れ分布を再現する。

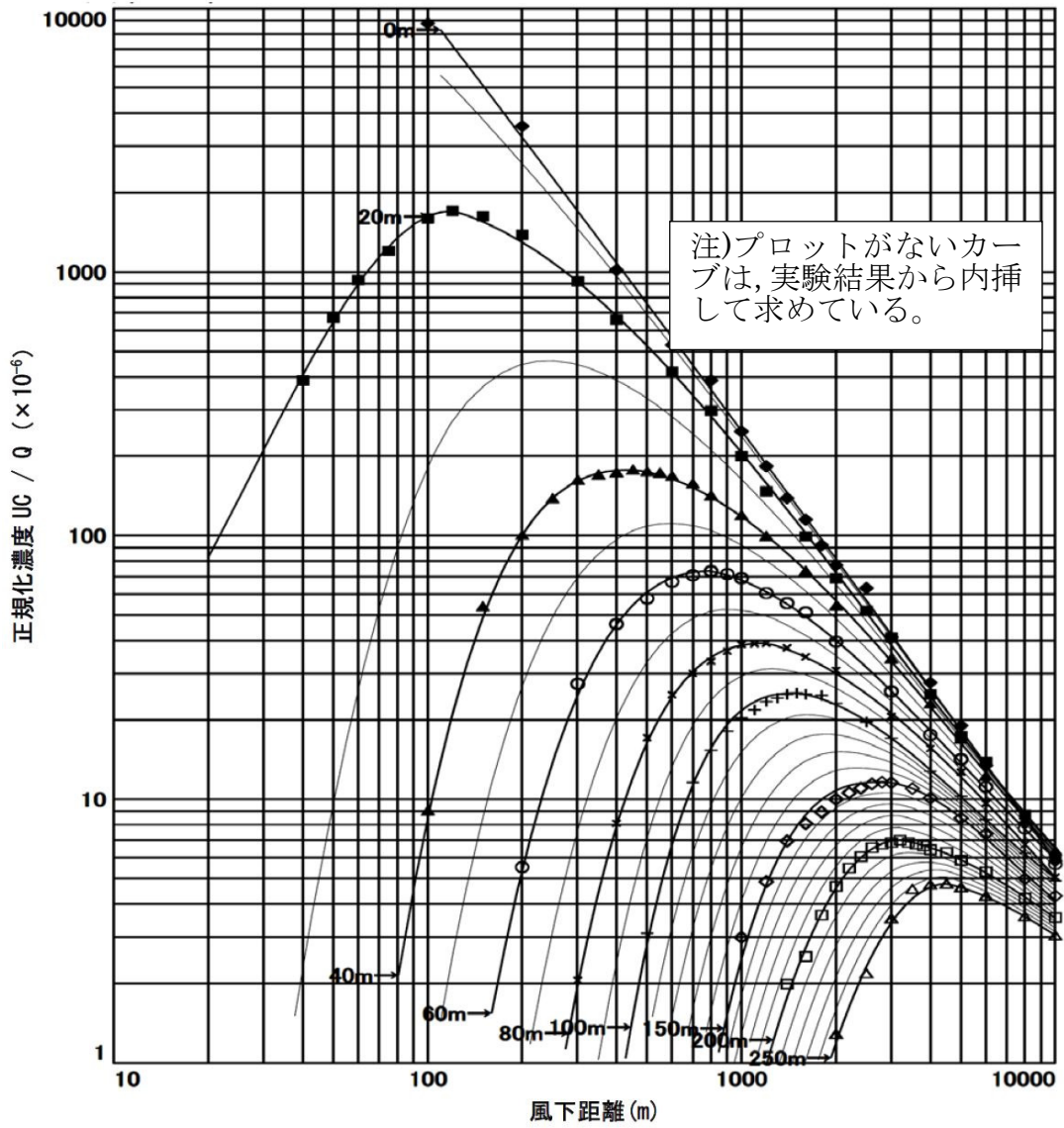


注) 鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値 (C~D) になっている。水平方向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値 (C~D) になっている。

第2図 気流条件調整結果

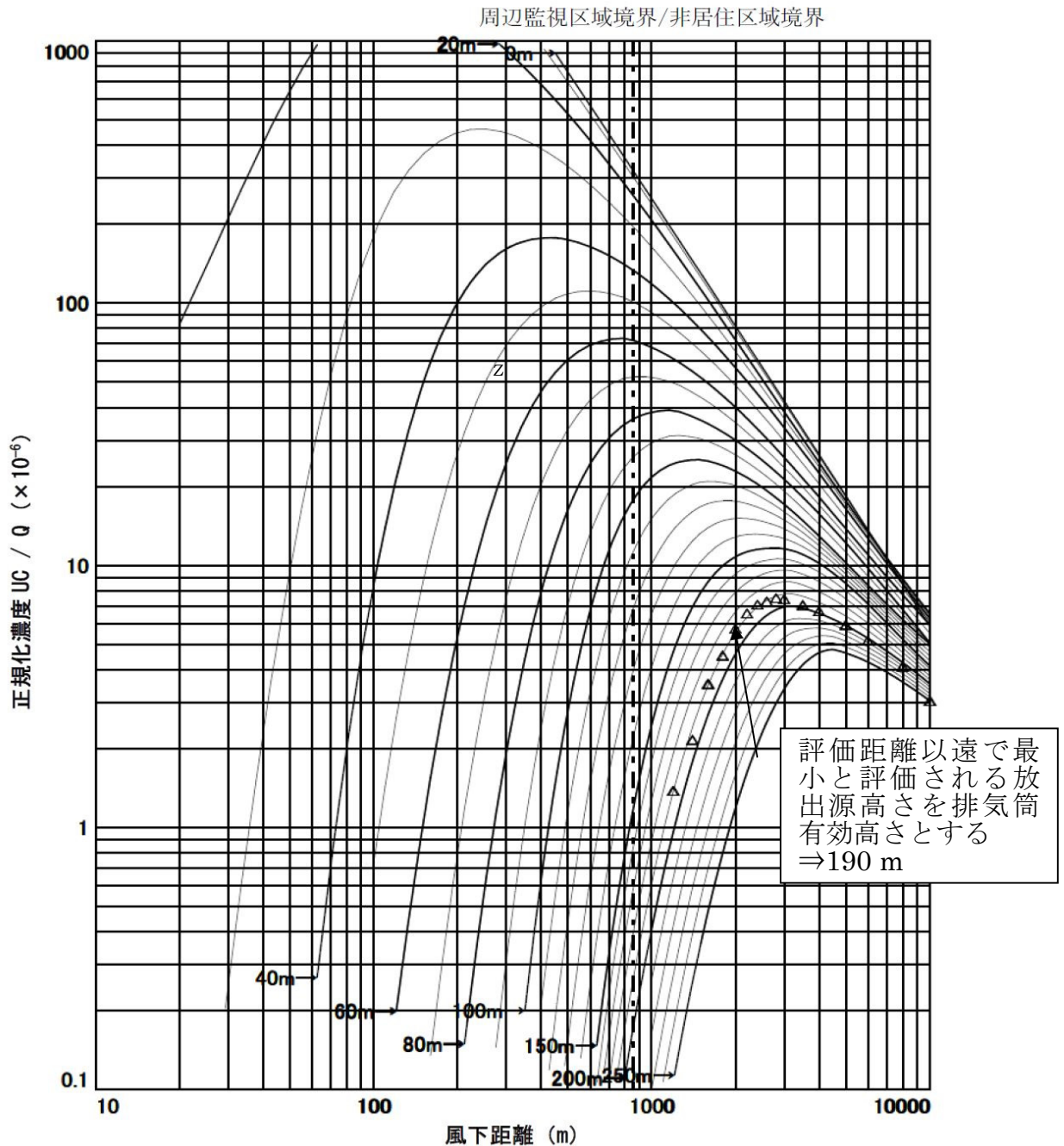


記号	Ho (m)	記号	Ho (m)
◆	0	+	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		



第3図 平地実験結果

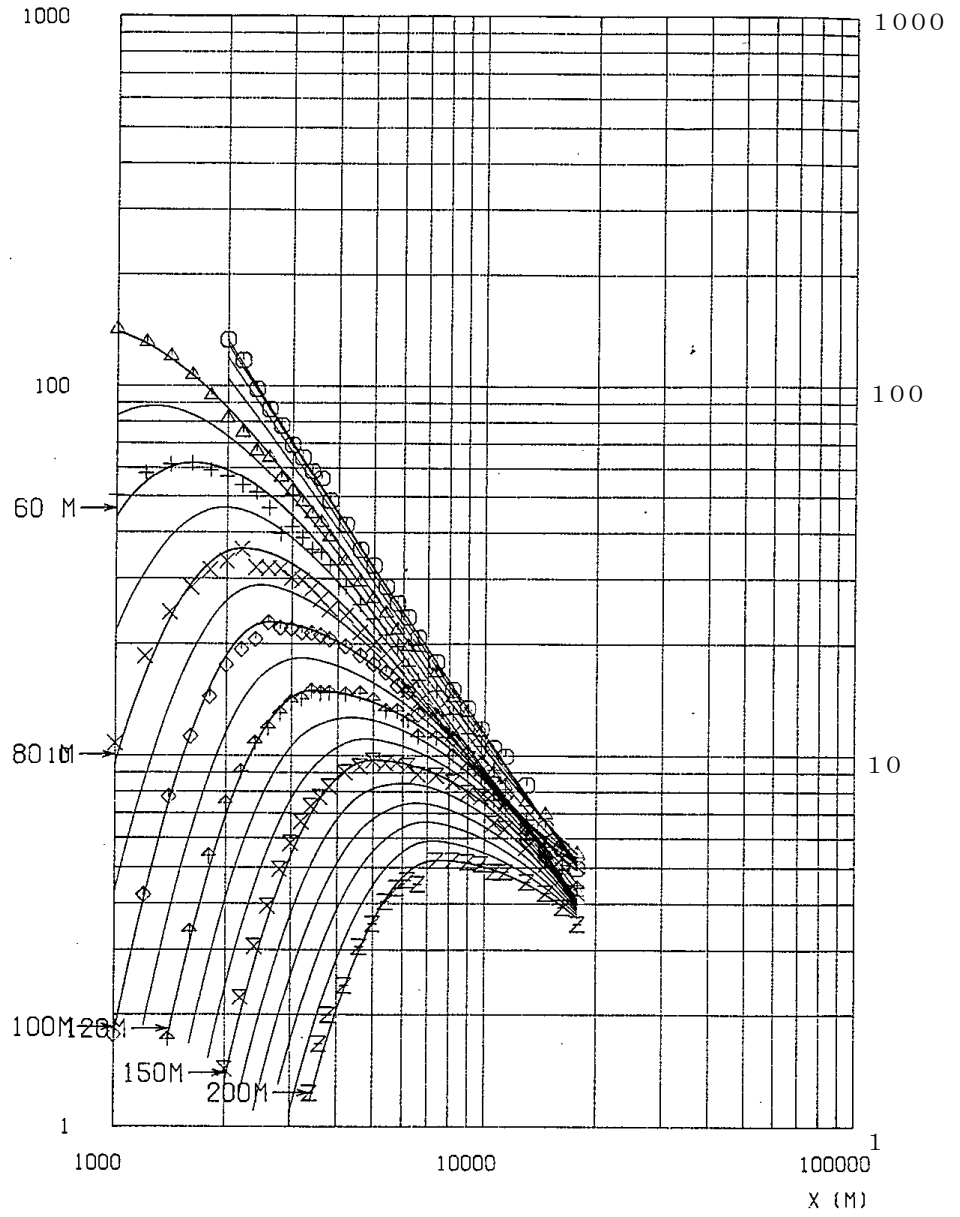
風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m



第4図 排気筒有効高さの求め方 (風向: S, 平常時の例)

$U \times C/Q * 0.000001$

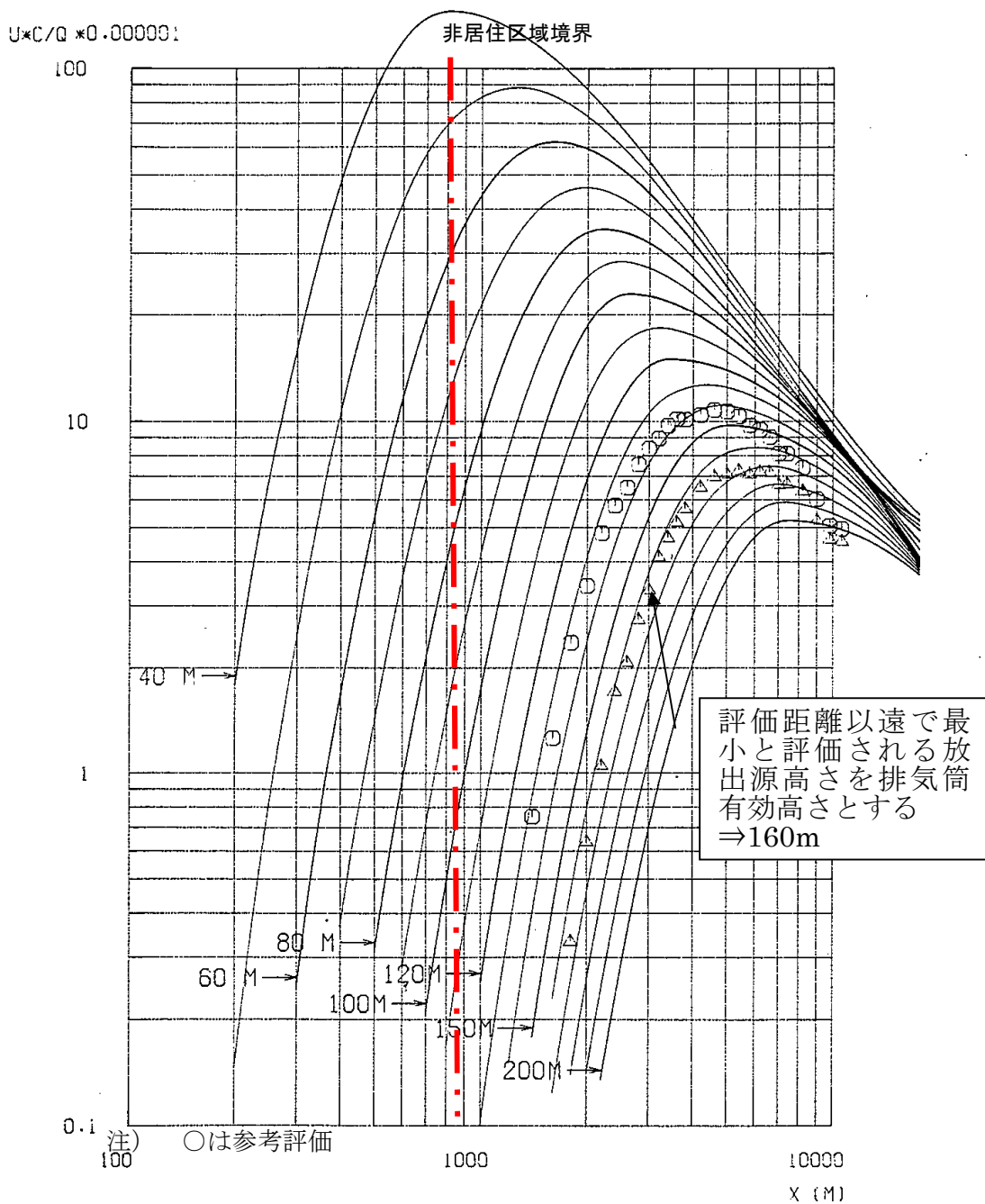
は近似曲線



- GENDEN-6A10-HEI-0(1)
  - GENDEN-HEI-40(3)
  - GENDEN-HEI-60(1)
  - GENDEN-D-HEI-80(1)
  - GENDEN-D-HEI-100(1)
  - GENDEN-D-HEI-120(1)
  - GENDEN-D-HEI-150(1)
  - GENDEN-D-HEI-200(1)
- ▲ + × ◇ ↗ × Z

第5図 1982年風洞実験の平地実験結果

風下 方位	風 向	放出高度 Ho m	有効高さ He m	評価地点 Xp Km	符 号
N	S	166	135~135	0.80	○
		191	160		△



第6図 1982年風洞実験の模型実験結果の一例 (風向: S, 平常時の例)

## 東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは、排気筒有効高さは1982年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準：2003の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」\*<sup>1</sup>では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、有効高さの変動が10 %以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点（SW方向）に向かう風の風向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを1981年度と2005年度気象データから求め比較した結果+5～-3 %と変動が10 %以内であった。放出源高さとは有効高さはほぼ比例である\*<sup>2</sup>ため有効高さの変動も10 %以内に収まると推定されることから、1987年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し、東海第二発電所は+6～+14 %と10 %を超えていた（下表参照）。

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
<del>NE</del>	<del>SW</del>	<del>26</del>	<del>107</del>	<del>25</del>	<del>106</del>	<del>1</del>	<del>17.88</del>
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
E	W	51	132	48	129	-2	4.32
<del>SSE</del>	<del>WNW</del>	<del>66</del>	<del>149</del>	<del>60</del>	<del>141</del>	<del>-4</del>	<del>2.77</del>
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			

東海第二発電所

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ (2007年風洞実験)		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		←			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		←			

注記 \*1：風洞実験実施基準：2003解説抜粋

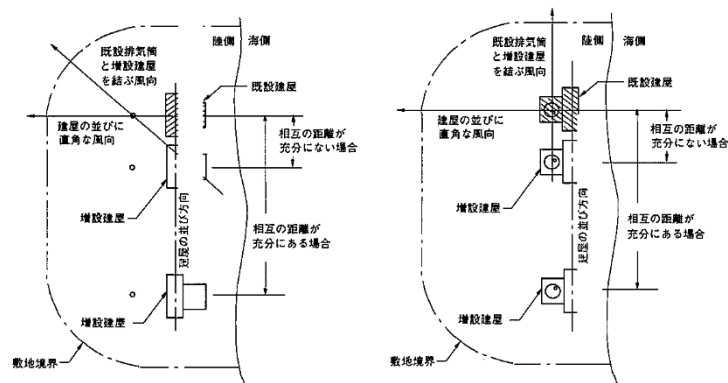
## 2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって、かつ、既設排気筒高さが増設建屋の高さの2.5倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、次のように取り扱うことができる。

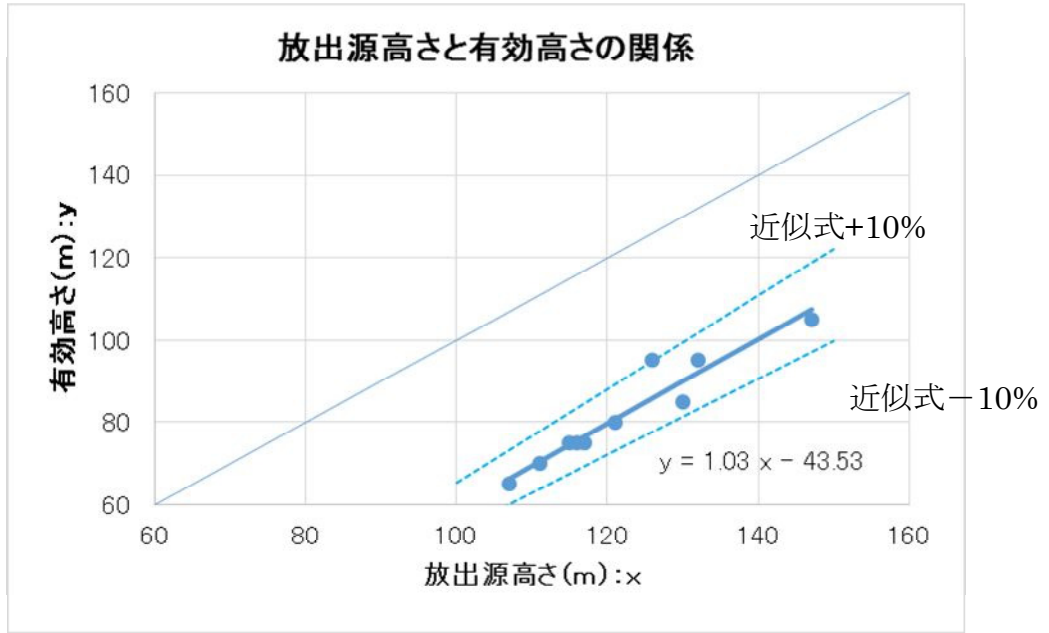
1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合\*は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図2-1参照)。

\* ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が10%以内であり、かつ、線量目標値、めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



## \*2：1982年東海発電所風洞実験時の放出源高さとは有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さとは有効高さは、下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから、放出源高さが10%変動したとしても、有効高さの変動は10%以内に収まると推定される。



## 異常年検定法の概要について

F分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は、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 $X_0$  (検定年)、その他のものを $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$  (比較年)とした場合、 $X_0$ を除く他の $n$ 個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$ として、標本の分散から見て $X_0$ 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。検定手順を以下に示す。

- (1) 仮説:不良標本  $X_0$  と他の標本 (その平均値)  $\bar{X}$  との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X} \left( \bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n \right)$$

- (2) 分散比  $F_0$  を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

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

- (3) 検定年は1年、比較年は10年、有意水準 (危険率) は5 %として、F分布表のF境界値 ( $F_{\frac{1}{10}}(0.05) = 5.12$ ) を求める。

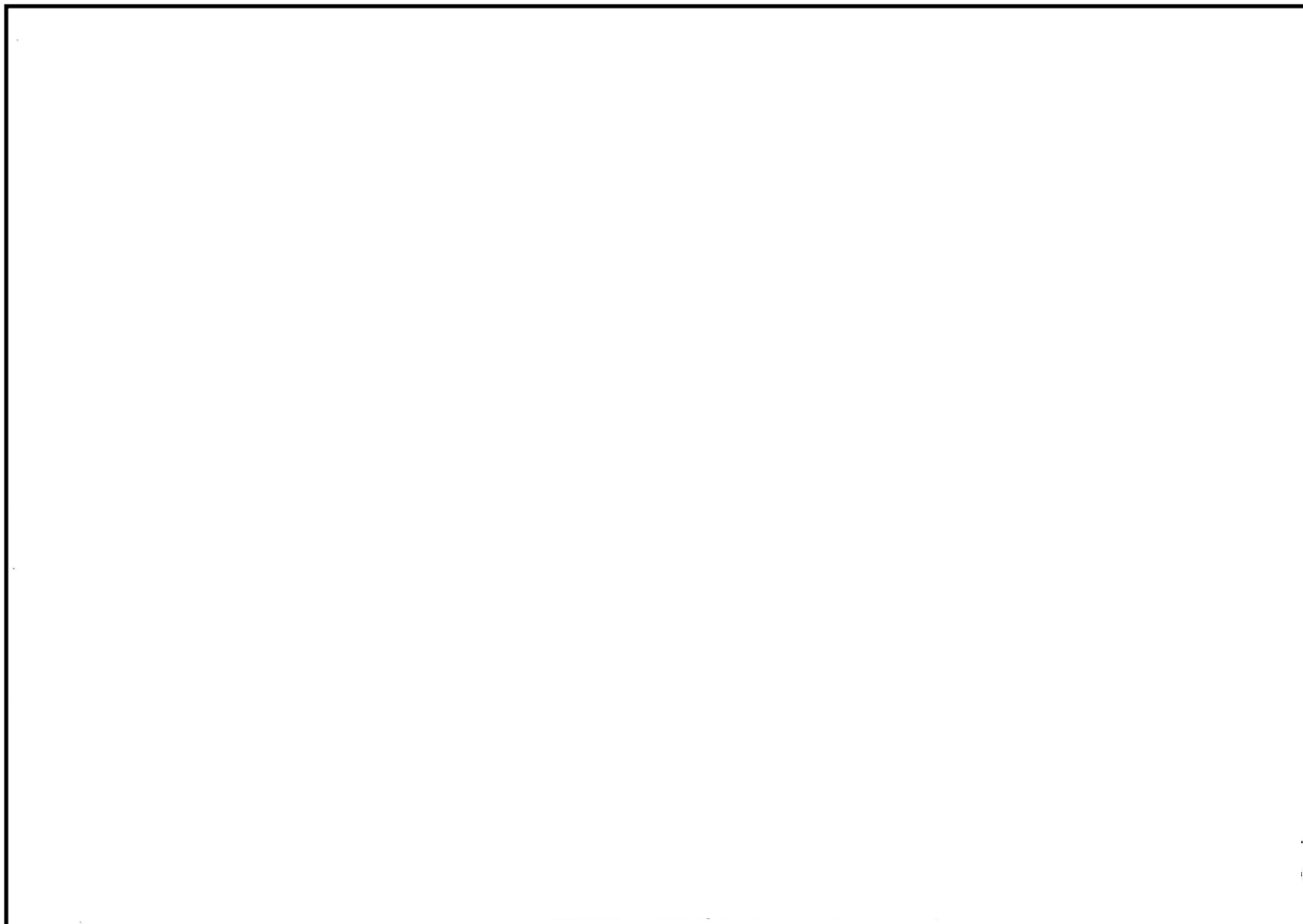
- (4)  $F_0$  と F 境界値を比較して、 $F_0 < F$  境界値であれば仮説は採択する。具体的には、次のように棄却限界の上限値と下限値を求め、その範囲に検定年  $X_0$  が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F \text{境界値}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F \text{境界値}}$$

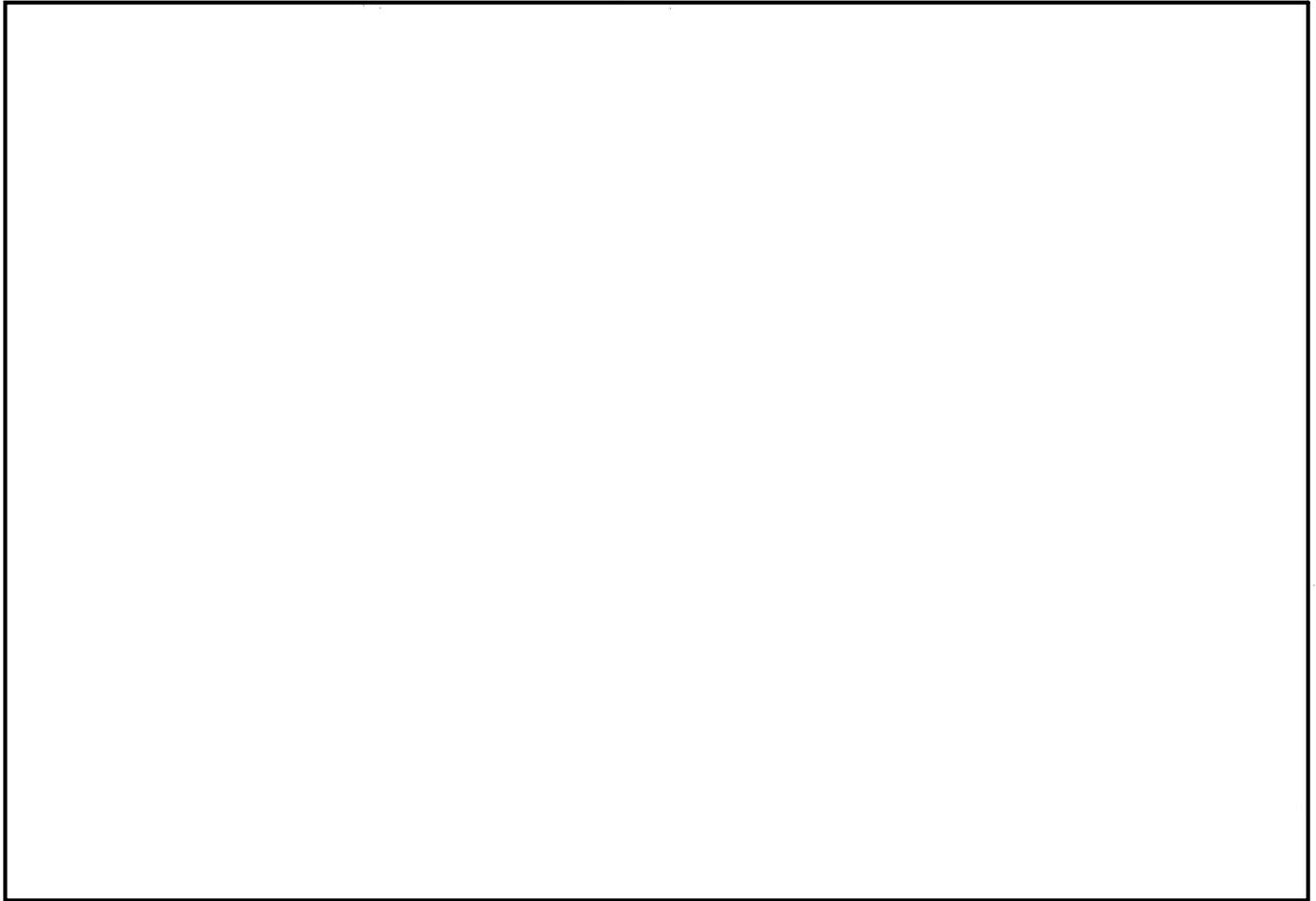


## 7. 線量評価に用いる大気拡散の評価について

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、第 7-1 図から第 7-2 図に示す通り、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。



第 7-1 図 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)



第 7-2 図 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：建屋入口)

## 8. 空気流入率測定試験結果について

「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）（平成21・07・27 原院第1号平成 21 年8 月12 日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.47回/h（±0.012（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細は次ページ以降に示す。

第8-1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成27年2月24日～平成27年2月26日 (試験時のプラント状態：停止中)		
空気流入率測定試験における均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ： (測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	-7.6～7.0%	
	B系	-5.7～8.1%	
試験手法	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」 / 「全サンプリング点による試験手順」にて実施		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数R <sup>2</sup> が0.90以上であること。	—	均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足している
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	特異点の除外はない
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	—	特定の区画を排除せず、全ての区画を包含するリーク率で評価している。
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)	決定係数R <sup>2</sup>
	A系	0.47 回/h (±0.012)	—
	B系	0.44 回/h (±0.012)	—
特記事項	—		

空気流入率測定試験における均一化確認については、第8-2表に実測値を示す。また、均一化測定の代表点16の測定個所については、第8-1図に示す。

第8-2表 空気流入率測定試験における均一化確認 (実測値)

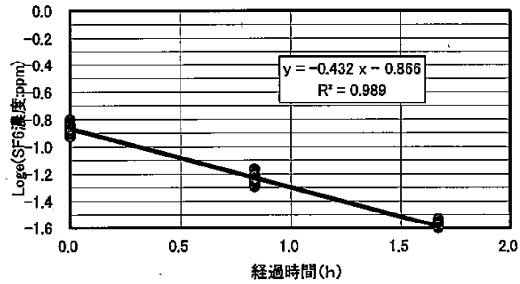
日立GEニュークリア・エナジー・株式会社/日立プラントストラクチャー

均一化確認 A系

試験日	2015年2月24日	開始時刻	0:10	
No.	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 (ppm)	測定値 Loge
<b>STEP 1</b>				
1	0:10	0.0	0.428	-0.85
2	0:10	0.0	0.426	-0.85
3	0:10	0.0	0.406	-0.90
4	0:10	0.0	0.430	-0.84
5	0:10	0.0	0.413	-0.88
6	0:10	0.0	0.397	-0.92
7	0:10	0.0	0.405	-0.90
8	0:10	0.0	0.426	-0.85
9	0:10	0.0	0.448	-0.80
10	0:10	0.0	0.414	-0.88
11	0:10	0.0	0.420	-0.87
12	0:10	0.0	0.410	-0.89
13	0:10	0.0	0.424	-0.86
14	0:10	0.0	0.427	-0.85
15	0:10	0.0	0.434	-0.83
16	0:10	0.0	0.418	-0.87
<b>STEP 2</b>				
1	1:00	0.8	0.294	-1.22
2	1:00	0.8	0.294	-1.22
3	1:00	0.8	0.281	-1.27
4	1:00	0.8	0.300	-1.20
5	1:00	0.8	0.285	-1.26
6	1:00	0.8	0.275	-1.29
7	1:00	0.8	0.286	-1.25
8	1:00	0.8	0.298	-1.21
9	1:00	0.8	0.313	-1.16
10	1:00	0.8	0.300	-1.20
11	1:00	0.8	0.287	-1.21
12	1:00	0.8	0.286	-1.22
13	1:00	0.8	0.295	-1.22
14	1:00	0.8	0.296	-1.22
15	1:00	0.8	0.300	-1.20
16	1:00	0.8	0.291	-1.23
<b>STEP 3</b>				
1	1:50	1.7	0.206	-1.58
2	1:50	1.7	0.196	-1.63
3	1:50	1.7	0.194	-1.64
4	1:50	1.7	0.206	-1.58
5	1:50	1.7	0.200	-1.61
6	1:50	1.7	0.192	-1.65
7	1:50	1.7	0.203	-1.59
8	1:50	1.7	0.213	-1.55
9	1:50	1.7	0.217	-1.53
10	1:50	1.7	0.206	-1.58
11	1:50	1.7	0.206	-1.58
12	1:50	1.7	0.206	-1.58
13	1:50	1.7	0.210	-1.56
14	1:50	1.7	0.211	-1.56
15	1:50	1.7	0.207	-1.58
16	1:50	1.7	0.202	-1.60
<b>STEP 4</b>				
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				
16				
<b>STEP 5</b>				
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				
16				

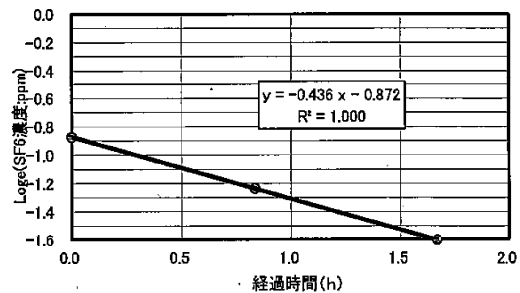
【全サンプリング点】

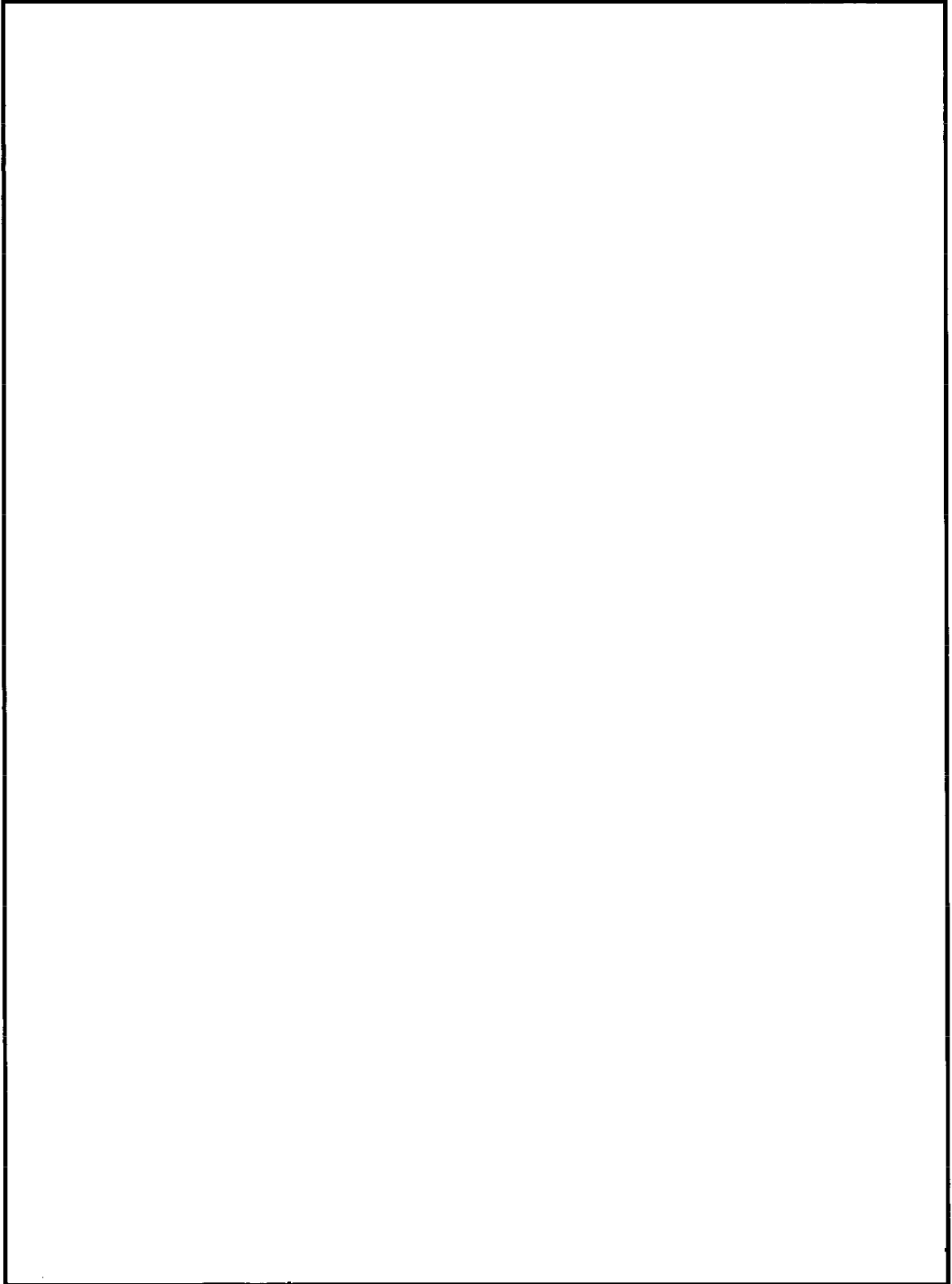
	時間平均 (h)	濃度平均 (ppm)	濃度平均 Loge	空気流入率 (回/h)
STEP1	0.0	0.420	-0.87	0.432
STEP2	0.8	0.294	-1.23	
STEP3	1.7	0.205	-1.59	
STEP4				
STEP5				
空気流入率Nの誤差項 ( $\alpha=0.05$ )				0.013
相関係数 R				-0.995
<b>空気流入率N+誤差項</b>				<b>0.432 + 0.013</b>



【代表点:16】

	時間 (h)	濃度 (ppm)	濃度 Loge	空気流入率 (回/h)
STEP1	0.0	0.418	-0.87	0.436
STEP2	0.8	0.291	-1.23	
STEP3	1.7	0.202	-1.60	
STEP4				
STEP5				
空気流入率Nの誤差項 ( $\alpha=0.05$ )				0.013
相関係数 R				-1.000
<b>空気流入率N+誤差項</b>				<b>0.436 + 0.013</b>





第 8-1 図 空気流入率測定試験における均一化確認の代表点

9. 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

運転員の交代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2交代を考慮した。直交替サイクルを第9-1表に、評価期間30日間の直交替スケジュールを第9-2表に示す。

第9-1表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:45（13時間45分）
2直	21:30～8:15（10時間45分）

第9-2表 直交替スケジュール

日	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	
1直 8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D	
2直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E	
指定休	/	D	/	A	/	B	/	C	/	D	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B	
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

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：196時間（1直8回+2直8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。

$$\text{中央制御室の滞在時間割合} = 196\text{h} / (24\text{h} \times 30\text{日}) \approx 0.27222$$

(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、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15分とし以下のよう求める。

$$\text{入退域の時間割合} = 8\text{h} / (24\text{h} \times 30\text{日}) \approx 0.001111$$

10. 内規との適合性について

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	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、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において、次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 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</li> <li>- 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</li> </ul> <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"> <li>- 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</li> <li>- 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</li> </ul> <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"> <li>- 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</li> <li>- 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</li> </ul>	<p>3.1 (1)→内規のとおり。</p> <p>3.1(1)a)東海第二発電所はBWR型原子炉施設であり、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ャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2)大気中に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>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	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 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"> <li>- 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</li> <li>- 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</li> </ul> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4.大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5.大気拡散の評価」）</p> <p>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> <ol style="list-style-type: none"> <li>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」）</li> <li>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」）</li> <li>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」）</li> </ol> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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」）</li> <li>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」）</li> </ol> <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>3.2(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施設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、施設内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャイン線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d) 3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)e) 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から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>

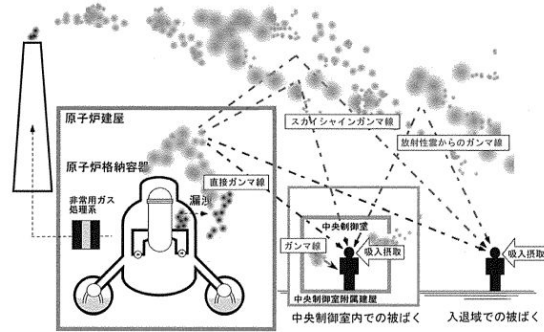
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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。

- 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<sup>(※1)</sup>【解説3.2】。



(a) BWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

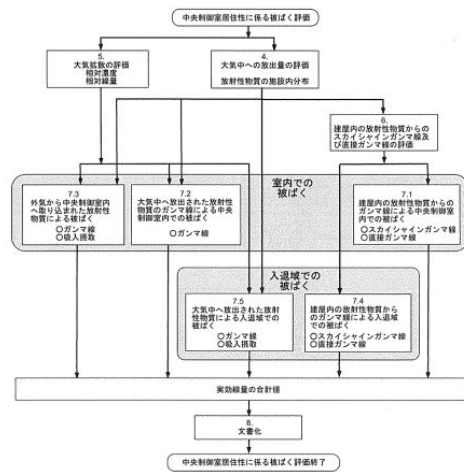


図3.2 評価の手順

3.3→内規のとおり。

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

→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。

→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	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る【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る。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率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>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の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、この効果を見捨てる。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッション・プール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率一定として評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋処理系は、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。原子炉建屋ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッション・プール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で処理された後、主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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

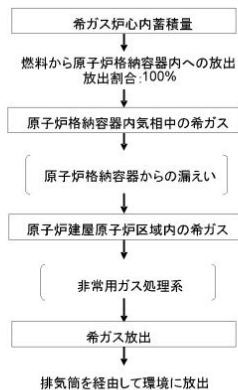


図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路 (BWR 型原子炉施設)

→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。

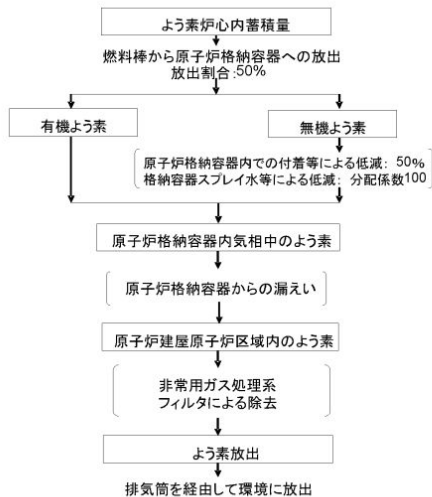


図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路 (BWR 型原子炉施設)

→非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系による処理として評価している

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

4.1.2 主蒸気管破断

- (1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。
- (2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。
- (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。
- (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。
- (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。
- (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。
- (7) 大気中への放出量の計算
  - 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。
  - 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。
  - 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。
  - 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。
  - 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。
  - f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
  - 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。
  - h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと。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。
  - 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。

4.1.2→内規のとおり

- 4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。
- 4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。
- 4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。
- 4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。
- 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。
- 4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、24時間で大気圧まで直線的に減少するとして評価している。
- 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する。
- 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。
- 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、
- 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。
- 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。
- 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いる。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

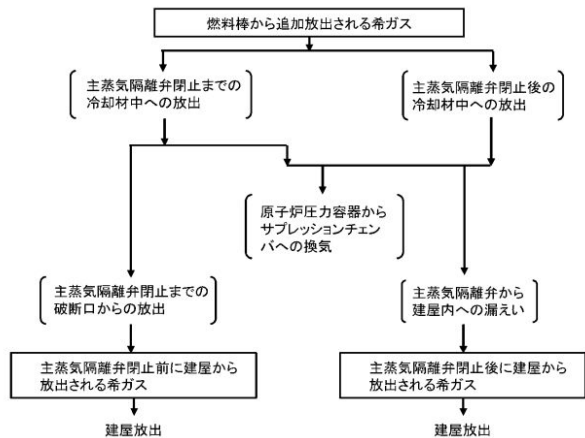


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)

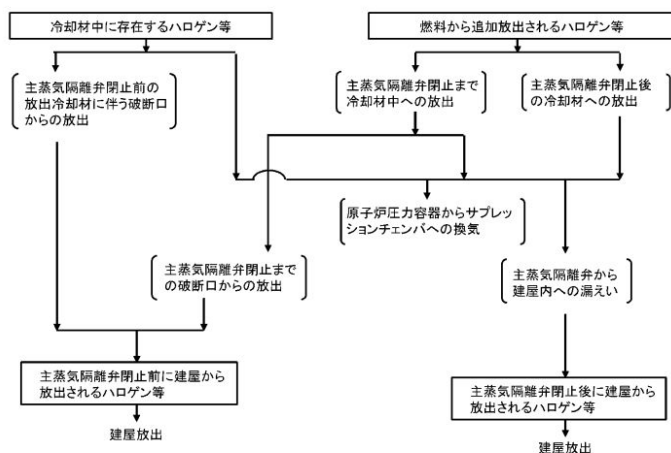


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路(BWR 型原子炉施設)

するとして評価している。

4. 1. 2(7) g)主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。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。

4. 1. 2(7) h)主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、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。

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。

図4. 3の放出経路で希ガスを評価している。

図4. 4の放出経路でハロゲン等を評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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 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 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<sup>(※3)</sup>を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)  <math>z</math> : 評価点の高さ (m)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sigma_y</math> : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 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。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) <math>\sigma_y</math> 及び <math>\sigma_z</math> 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離にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。</p>	<p>5.1.1→内規のとおり 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する。</p> <p>5.1.1(1)原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>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】            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<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>を加算した総合的な拡散パラメータ<math>\sum_y</math>、<math>\sum_z</math>を適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \times \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\sum_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2, \quad \sum_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)  <math>z</math> : 評価点の高さ (m)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sum_y</math> : 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)  <math>\sum_z</math> : 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)  <math>\sigma_y</math> : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_{y0}</math> : 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m)  <math>\sigma_{z0}</math> : 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m)  <math>A</math> : 建屋などの風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)  <math>c</math> : 形状係数 (-)</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ため、(5. 3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	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> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right)=1$ <p>b) 形状係数cの値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。これは、Giffordにより示された範囲(1/2&lt;c&lt;2)において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、<math>\sigma_y=0</math>及び<math>\sigma_z=0</math>として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1.a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして(<math>z=H</math>, <math>H&gt;0</math>)、(5.4)式で濃度を求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right] \dots\dots (5.4)$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sum_y</math> : 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)  <math>\sum_z</math> : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)</p>	<p>5.1.1(2)a)2)放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b)形状係数cの値は、1/2を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d)建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e)建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1.a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1)放出源と評価点の高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして(<math>z=H</math>, <math>H&gt;0</math>)、(5.4)式で濃度を評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<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 (<math>z=0, H=0</math>)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td><math>\chi(x,y,0)</math></td> <td>: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td><math>Q</math></td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td><math>U</math></td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_y</math></td> <td>: 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</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_z</math></td> <td>: 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</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。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"> <li>1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合</li> <li>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</li> <li>3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> </ol> <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<sup>(*)4)</sup>。 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>	$\chi(x,y,0)$	: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )	$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)	$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(3)b)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り、右辺の指数減衰項は 1 に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合 (<math>z=0, H=0</math>)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で評価している。</p> <p>5.1.2→内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建屋との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$	: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )														
$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)														
$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)														
$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)														
$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)														

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

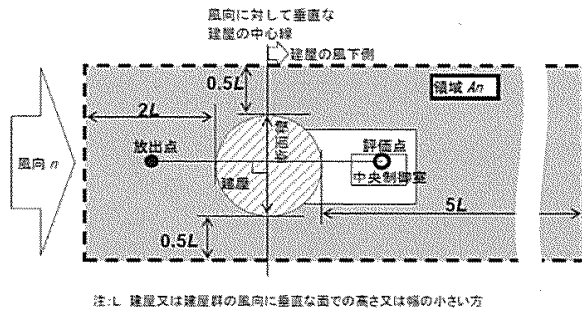


図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。

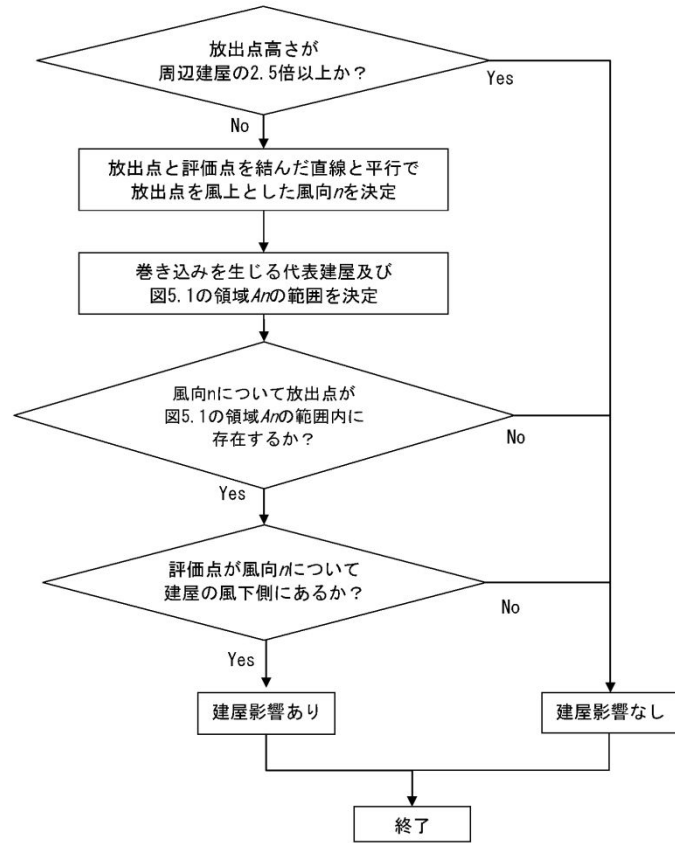


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方

- a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、ブルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。  
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。
- b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。  
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)

5.1.2(2)a) 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、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。

5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。

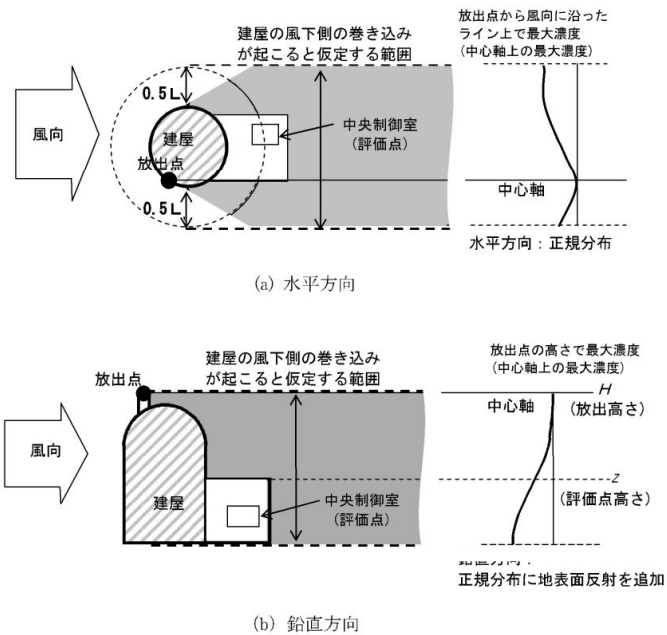


図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<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> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。</li> <li>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。</li> </ol> <p style="text-align: center;">表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="378 624 1025 858"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気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。</li> <li>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。 <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol> </li> </ol>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)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、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b).1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に外気取込を行うため、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。5.1.2(3)b)2) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面における評価点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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 <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</li> </ul> <p>c) 着目方位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及び可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</li> </ul>	<p>5.1.2(3)b) 3) 中央制御室が属する原子炉建屋屋上面を代表とし中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c) 1) 代表建屋の風下後流側での広縫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び可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

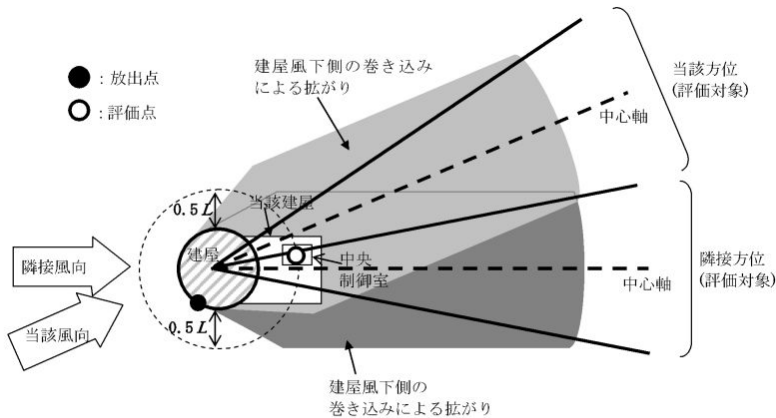


図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。

具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 $m_1$ の選定には、図5.5のような方法を用いることができる。図5.5の対象となる二つの風向の方位の範囲 $m_{1A}$ 、 $m_{1B}$ のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図5.5のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 $m_1$ は放出点が評価点の風上となる $180^\circ$ が対象となる【解説5.8】。

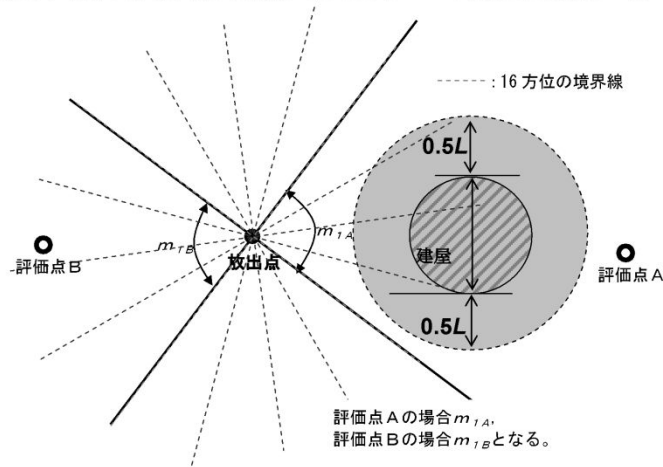


図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 $m_1$ の選定方法  
(水平断面での位置関係)

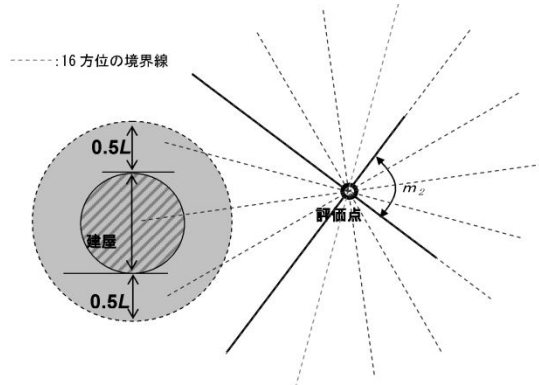
- iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 $m_2$ の選定には、図5.6に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図5.6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 $m_2$ は放出点が評価点の風上となる $180^\circ$ が対象となる【解説5.8】。

全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位 $m_2$ の選定方法(水平断面での位置関係)

図 5.5 及び図 5.6 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説 5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 5.7 に示す。

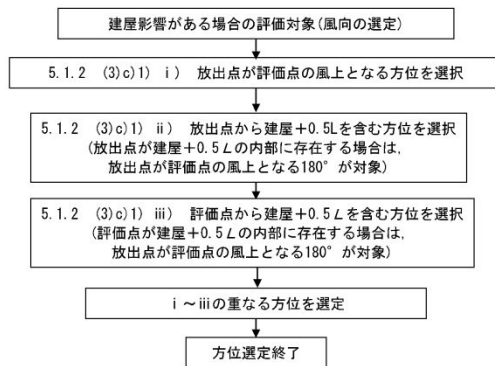
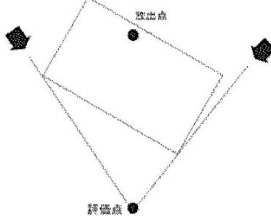
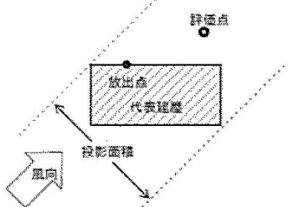


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順に従って、建屋の巻き込み評価をしている。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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】。</li> <li>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</li> <li>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説5.12】。</li> </ol>  <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</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>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式の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、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、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を用いたため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>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。 ① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離 ② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ<math>\sigma_y, \sigma_z</math></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<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>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<sup>(※3)</sup>。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>x</math> : 風下距離 (km)  <math>\sigma_y</math> : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\theta_{0.1}</math> : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)         </p> <p>a) 角度因子<math>\theta</math>は、<math>\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2</math>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。<math>\theta(0.1\text{km})</math>の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式の<math>\sigma_1, a_1, a_2, a_3</math>の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4)建屋の影響を考慮して評価している。</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<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

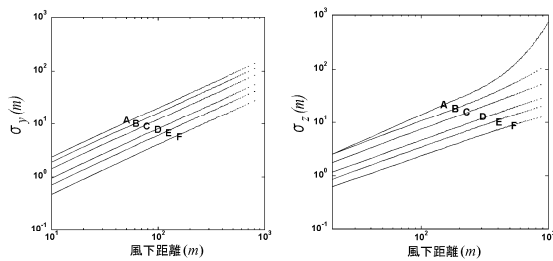
(a) 風下距離が0.2km未満  
( $a_2, a_3$  は 0 とする)

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$
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  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

(b) 風下距離が0.2km以上

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$	$a_2$	$a_3$
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( $\sigma_y$ ) (b) z 方向の拡がりのパラメータ( $\sigma_z$ )

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) <math>(\chi/Q)_i</math> 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、<math>(\chi/Q)_i</math> の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式<sup>(※3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \dots\dots (5.11)$ <p><math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>z</math> : 評価点の高さ (m)  <math>H</math> : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)  <math>U_i</math> : 時刻<i>i</i>の風速 (m/s)  <math>\sigma_{yi}</math> : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の    拡がりパラメータ (m)  <math>\sigma_{zi}</math> : 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>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、<math>(\chi/Q)_i</math> 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<sup>(※3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_i x} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \dots\dots (5.12)$ <p><math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>H</math> : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)  <math>x</math> : 放出源から評価点までの距離 (m)  <math>U_i</math> : 時刻<i>i</i>の風速 (m/s)  <math>\sigma_{zi}</math> : 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>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため 5.2.2(2)b) に基づき相対濃度を計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																				
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1)又は 2)によって、相対濃度を計算する。</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。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<sup>(*)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{y_i} \sum_{z_i} U_i} \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{z_i}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{z_i}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{y_i} = \sqrt{\sigma_{y_i}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{z_i} = \sqrt{\sigma_{z_i}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%;">(χ/Q)<sub>i</sub> : 時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td style="width: 50%; text-align: right;">(s/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td>H : 放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>z : 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>U<sub>i</sub> : 時刻<i>i</i>の風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td>A : 建屋等の風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">(m<sup>2</sup>)</td> </tr> <tr> <td>c : 形状係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td>∑<sub>y<sub>i</sub></sub> : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>∑<sub>z<sub>i</sub></sub> : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ<sub>y<sub>i</sub></sub> : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ<sub>z<sub>i</sub></sub> : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>1) 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>	(χ/Q) <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m <sup>3</sup> )	H : 放出源の高さ	(m)	z : 評価点の高さ	(m)	U <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )	c : 形状係数	(-)	∑ <sub>y<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	∑ <sub>z<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	σ <sub>y<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	σ <sub>z<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりを持つ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv) に基づき、実効放出継続時間によらず 5.2.2(2)b)1) によって、相対濃度を計算している。</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幅と高さに対応する拡がりの中で、放出点から軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行う代わりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
(χ/Q) <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m <sup>3</sup> )																				
H : 放出源の高さ	(m)																				
z : 評価点の高さ	(m)																				
U <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																				
A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )																				
c : 形状係数	(-)																				
∑ <sub>y<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
∑ <sub>z<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ <sub>y<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ <sub>z<sub>i</sub></sub> : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説 5.14】。</p> <p>iii) ii)の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式<sup>(※5)</sup>によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <p>D : 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率 (μGy/s)</p> <p>K<sub>I</sub> : 空気吸収線量率への換算係数 <math>\left( \frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot s} \right)</math></p> <p>E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>μ<sub>a</sub> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)</p> <p>r : (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離 (m)</p> <p>B(μr) : 空気に対するガンマ線の再生係数</p> <p>χ(x', y', z') : (x', y', z')の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)</p> <p>μ<sub>a</sub>, μ, α, β, γ は、0.5MeVのガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、χ(x', y', z')の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。          ([5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式]参照)</p>	<p>5.3→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> <p>5.3(4)建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、<math>\chi(x, y, z)</math>を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</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有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%とする。</p> <p>h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5)建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</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物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c)二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d)二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e)スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f)計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期のきわ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。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蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%としている。</p> <p>6.1(1)h)事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(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<sup>(※6, ※7, ※8)</sup>とする。</p>	<p>6.1(2)→内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期のきわ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。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2→内規のとおり</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</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、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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> <math display="block">H_s = \int D_s dt</math> <math display="block">D_s = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E, b) \exp\left(-\sum_m \mu_i X_m\right) dV</math> <span style="float: right;">…………… (6.1)</span> </p> <p> <math>H_s</math> :実効線量 (Sv)  <math>T</math> :計算期間 (s)  <math>D_s</math> :ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s)  <math>\Phi(E, x)</math> :散乱点に於けるガンマ線束 (<math>\gamma/(m^2 s)</math>)  <math>\mu_i</math> :散乱エネルギー <math>E'</math> に於ける物質 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>K(E')</math> :散乱エネルギー <math>E'</math> の線量率換算係数 (<math>Gy/(\gamma/m^2)</math>)  <math>B(E, b)</math> :散乱エネルギー <math>E'</math> のガンマ線の散乱点から計算点までの <math>b</math> に対するビルドアップ係数 (-)  <math>X_m</math> :領域 <math>m</math> の透過距離 (m)  <math>r</math> :散乱点から計算点までの距離 (m)  <math>V</math> :散乱体積 (<math>m^3</math>)  <math>N</math> :空気中の電子数密度 (electrons/<math>m^3</math>)  <math>\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)</math> : Klein-Nishina の微分散乱断面積 (<math>m^2 / steradian</math>)  <math>\theta</math> :散乱角 (radian)                 </p> <p>                     c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。                      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 <sup>(*)</sup> </p> <p> <math display="block">\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_j \mu_k X_j\right)</math> <span style="float: right;">…………… (6.2)</span> </p> <p> <math display="block">b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n</math> </p> <p> <math>\mu_i</math> :線源エネルギー <math>E</math> の物質 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>S(E)</math> :線源エネルギー <math>E</math> の線源強度 (<math>\gamma/s</math>)  <math>B(E, b^0)</math> :線源エネルギー <math>E</math> 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 <math>b^0</math> に対するビルドアップ係数 (-)  <math>X_j</math> :領域 <math>j</math> の透過距離 (m)  <math>\rho</math> :線源点から散乱点までの距離 (m)  <math>\mu_k</math> :線源エネルギー <math>E</math> の空気以外の物質 <math>k</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>X_n</math> :空気以外の物質の領域 <math>n</math> の透過距離 (m)                 </p>	<p>6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 <small>(※6、※7)</small></p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_s \cos\theta$ <p> <math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に於ける領域 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>x_i</math> : 領域 <math>i</math> の透過距離 (m)  <math>\rho</math> : 線源点から散乱点までの距離 (m)  <math>S_p(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> の線源強度 (γ/s)  <math>\theta</math> : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian)  <math>\Phi(\theta)</math> : 輸送計算式によって求めた <math>\theta</math> 方向の角度束 (γ/m<sup>2</sup>s·weight)  <math>weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}</math>  <math>\Omega</math> : ガンマ線の放出立体角 (steradian)  <math>A_s</math> : 天井面積 (m<sup>2</sup>)         </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式 <small>(※6、※7、※9)</small> とする。</p>	<p>6.3→内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対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として評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> <math>H_d</math> : 実効線量 (Sv)  <math>K(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に対する線量換算係数 (Sv/(<math>\gamma/m^2</math>))  <math>S(E, x, y, z)</math> : 積算線源強度 (<math>\gamma/m^3</math>)  <math>B(E, b)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> でガンマ線減衰距離 <math>b</math> に対するビルドアップ係数 (-)  <math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に対する物質 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>l_i</math> : 物質 <math>i</math> の透過距離 (m)  <math>R</math> : 微小体積 <math>dV</math> から計算点までの距離 (m)  <math>V</math> : 線源体積 (<math>m^3</math>)         </p> <p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a)及び b)のとおり, 想定事故に対し, すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように, 建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については, 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は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破断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>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務形態については, 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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="521 389 831 592" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="600 603 752 624">(a) BWR型原子炉施設</p> <p data-bbox="353 639 1014 663">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 data-bbox="271 719 992 743">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 data-bbox="271 746 763 770">(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="306 770 1059 1214"> 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)。  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。  c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。  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。  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。  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 data-bbox="383 1238 898 1286"> 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<sup>*1</sup> </p> <p data-bbox="389 1294 927 1318"> <sup>*1</sup>例：4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日/4)/(24h×30日) </p>	<p data-bbox="1160 719 1397 743">7.1.1 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 783 1977 871">7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1160 879 1977 967">7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1160 975 1957 1031">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 data-bbox="1160 1038 1977 1094">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 data-bbox="1160 1102 1977 1158">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 data-bbox="1160 1166 1977 1222">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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="465 309 882 571" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="434 587 882 635" data-label="Caption"> <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> </div> <div data-bbox="255 667 1128 1161" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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)。</li> <li>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。</li> <li>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> </div> <div data-bbox="376 1187 990 1273" data-label="Equation-Block"> <math display="block">\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}</math> <p>*1) 例: 4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p> </div>	<div data-bbox="1160 654 1980 1129" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> <li>7.1.1(3) →内規のとおり</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> </div>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

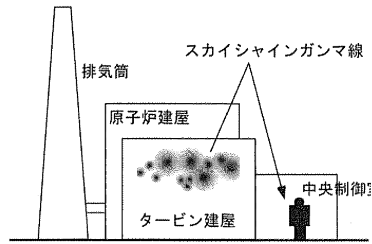


図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計  
(BWR型原子炉施設)

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

(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR型原子炉施設)

- 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)。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時直接ガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$$

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

7.1.2 →内規のとおり

- 7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間, 原子炉建屋等(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を評価している。
- 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。
- 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から評価している。
- 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。
- 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。
- 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。



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="495 316 896 582" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="526 592 869 635" data-label="Caption"> <p>図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="271 655 1122 1134" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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)。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> </div> <div data-bbox="389 1161 983 1246" data-label="Equation-Block"> <math display="block">\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時直接ガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}</math> <p>*1) 例:4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></p> </div>	<div data-bbox="1160 655 1977 1066" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</li> <li>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、形状及び組成から評価している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> </div>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

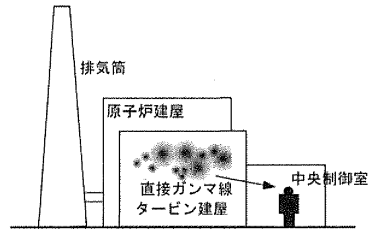
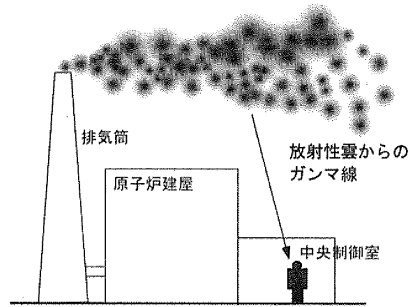


図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算  
(BWR型原子炉施設)

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

(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する(図7.8)。



(a) BWR型原子炉施設

図7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による  
中央制御室内での被ばく経路

(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。

7.2 →内規のとおり

7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。

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。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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い。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (<math>E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}</math>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 style="text-align: center;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})</math></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。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 +（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p><math>H_\gamma</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_\gamma(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (Bq/s)  (ガンマ線 <math>0.5\text{MeV}</math> 換算)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (<math>1/m</math>)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m)  <math>T</math> : 計算対象期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 <math>B \exp(-\mu' X')</math> は、テーラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (<math>E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}</math> 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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																																																						
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量<sup>(※5)</sup></p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-4} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left( 1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots \dots (7.2)$ <table style="margin-left: 20px; border: none;"> <tr><td><math>H_{\gamma}</math></td><td>: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量</td><td>(Sv)</td></tr> <tr><td><math>Q_{\gamma}</math></td><td>: 半球雲中の放射性物質質量 (<math>\gamma</math>線0.5MeV換算)</td><td>(Bq)</td></tr> <tr><td><math>V</math></td><td>: 半球雲体積</td><td>(<math>m^3</math>)</td></tr> <tr><td><math>E_{\gamma}</math></td><td>: ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV)</td><td>(MeV/dis)</td></tr> <tr><td><math>\mu</math></td><td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td><td>(1/m)</td></tr> <tr><td><math>R</math></td><td>: 半球雲直径</td><td>(m)</td></tr> <tr><td><math>U</math></td><td>: 半球雲の移動速度</td><td>(m/s)</td></tr> <tr><td><math>B</math></td><td>: ビルドアップ係数</td><td>(-)</td></tr> <tr><td><math>\mu'</math></td><td>: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数</td><td>(1/m)</td></tr> <tr><td><math>X'</math></td><td>: 中央制御室コンクリート厚さ</td><td>(m)</td></tr> </table> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int K(D/Q)Q_{\gamma}(t)B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots \dots (7.3)$ <table style="margin-left: 20px; border: none;"> <tr><td><math>H_{\gamma}</math></td><td>: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量</td><td>(Sv)</td></tr> <tr><td><math>K</math></td><td>: 空気カーマから実効線量への換算係数</td><td>(Sv/Gy, <math>K=1</math>)</td></tr> <tr><td><math>D/Q</math></td><td>: 相対線量</td><td>(Gy/Bq)</td></tr> <tr><td><math>Q_{\gamma}(t)</math></td><td>: 時刻<math>t</math>における核種の環境放出率 (<math>\gamma</math>線0.5MeV換算)</td><td>(Bq/s)</td></tr> <tr><td><math>B</math></td><td>: ビルドアップ係数</td><td>(-)</td></tr> <tr><td><math>\mu'</math></td><td>: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数</td><td>(1/m)</td></tr> <tr><td><math>X'</math></td><td>: 中央制御室コンクリート厚さ</td><td>(m)</td></tr> <tr><td><math>T</math></td><td>: 計算対象期間(30日間)</td><td>(s)</td></tr> </table> <p>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」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>	$H_{\gamma}$	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)	$Q_{\gamma}$	: 半球雲中の放射性物質質量 ( $\gamma$ 線0.5MeV換算)	(Bq)	$V$	: 半球雲体積	( $m^3$ )	$E_{\gamma}$	: ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV)	(MeV/dis)	$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	(1/m)	$R$	: 半球雲直径	(m)	$U$	: 半球雲の移動速度	(m/s)	$B$	: ビルドアップ係数	(-)	$\mu'$	: 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)	$H_{\gamma}$	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)	$K$	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv/Gy, $K=1$ )	$D/Q$	: 相対線量	(Gy/Bq)	$Q_{\gamma}(t)$	: 時刻 $t$ における核種の環境放出率 ( $\gamma$ 線0.5MeV換算)	(Bq/s)	$B$	: ビルドアップ係数	(-)	$\mu'$	: 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)	<p>7.3→内規のとおり。</p> <p>7.3(1)室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(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>
$H_{\gamma}$	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)																																																					
$Q_{\gamma}$	: 半球雲中の放射性物質質量 ( $\gamma$ 線0.5MeV換算)	(Bq)																																																					
$V$	: 半球雲体積	( $m^3$ )																																																					
$E_{\gamma}$	: ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV)	(MeV/dis)																																																					
$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	(1/m)																																																					
$R$	: 半球雲直径	(m)																																																					
$U$	: 半球雲の移動速度	(m/s)																																																					
$B$	: ビルドアップ係数	(-)																																																					
$\mu'$	: 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)																																																					
$H_{\gamma}$	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)																																																					
$K$	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv/Gy, $K=1$ )																																																					
$D/Q$	: 相対線量	(Gy/Bq)																																																					
$Q_{\gamma}(t)$	: 時刻 $t$ における核種の環境放出率 ( $\gamma$ 線0.5MeV換算)	(Bq/s)																																																					
$B$	: ビルドアップ係数	(-)																																																					
$\mu'$	: 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)																																																					

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

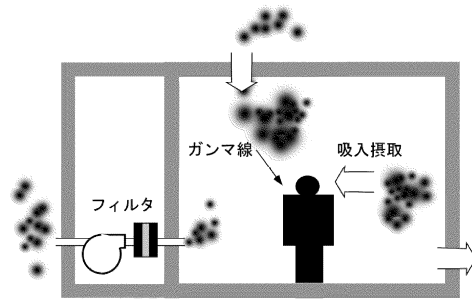


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

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

(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。

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）。

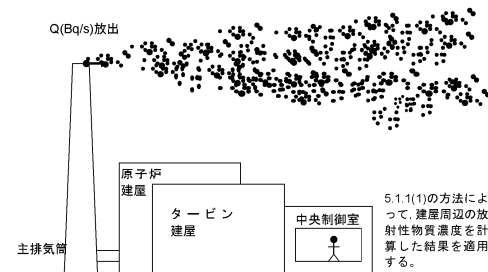


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

b) 建屋影響を考慮する場合

建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。

7.3.1→内規のとおり。

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。

7.3.1(1)a)建屋の影響を考慮して評価している。

7.3.1(1)b)建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

1) BWR の場合

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。

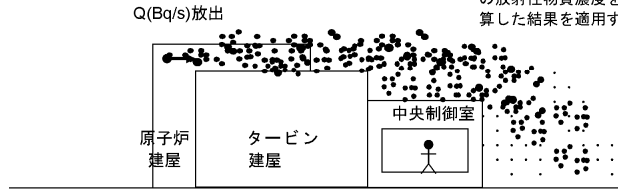


図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度

- (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。
  - 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
- (2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定する。
- (3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。
- (4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 $t$ における核種 $i$ の外気中濃度を用いる。
- (5) 相対濃度 $\chi/Q$ の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）
- (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のと同時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。
- (7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、次のとおり計算する。
  - 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】。

- 7.3.2→内規のとおり。
- 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。
- 7.3.2(2)中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。
- 7.3.2(3)中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。
- 7.3.2(4)中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 $t$ における核種 $i$ の外気中濃度を用いて評価している。
- 7.3.2(5)相対濃度 $\chi/Q$ の評価点は、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。
- 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。
- 7.3.2(7)中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、示されたとおり評価している。
- 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。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1-E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^N (1-E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> <math>M_i^k(t)</math> : 時刻<i>t</i>における区画<i>i</i>の核種<i>k</i>の放射性物質の量 (Bq)  <math>V_i</math> : 区画<i>i</i>の体積 (<math>m^3</math>)  <math>E_{ij}^k</math> : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の経路にあるフィルタの除去効率 (-)  <math>G_{ij}</math> : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の体積流量 (<math>m^3/s</math>)  <math>\lambda^k</math> : 核種<i>k</i>の崩壊定数 (1/s)  <math>S_l^k(t)</math> : 時刻<i>t</i>における外気取入口<i>l</i>での核種<i>k</i>の濃度 (<math>Bq/m^3</math>)  <math>\alpha_l</math> : 外気取入口<i>l</i>からの外気取入量 (<math>m^3/s</math>)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 評価点<i>l</i>の相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q^k(t)</math> : 放射性物質の放出率 (<math>Bq/s</math>)         </p> <p> <math>\alpha_l</math> : 空気流入量 (<math>m^3/s</math>)                    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)  <math>S_l^k(t)</math> : 空気流入を計算する核種<i>k</i>の濃度 (<math>Bq/m^3</math>)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 空気流入に対する評価点<i>l</i>の相対濃度 (<math>s/m^3</math>)         </p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p>	<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

- 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
- (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）。
  - (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。
  - (3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性元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。
  - (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。  
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

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

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。

$$H_i = \int_0^T RH_{\infty} C_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$$

- $H_i$  : 元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) ( $m^3/s$ )
- $H_{\infty}$  : 元素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
- $C_i(t)$  : 時刻 $t$ における中央制御室内の放射能濃度 ( $Bq/m^3$ ) (I-131等価量)
- $T$  : 計算期間(30日間) (s)  
(注) 30日間連続滞在の場合の値である。

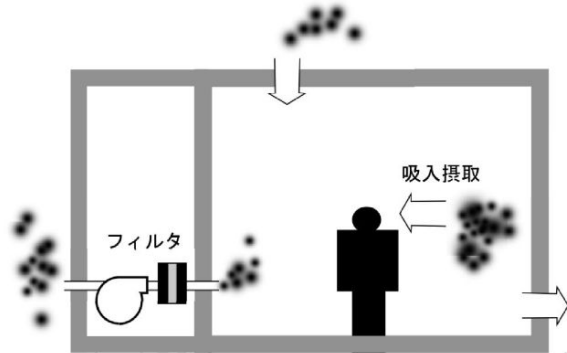


図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

- 7.3.3→内規のとおり
- 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。
  - 7.3.3(2) 線量の計算に当たって、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間をお計算し、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。
  - 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。
  - 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する。
- 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。



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(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> <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 ×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> $H_I = \int RH_w C_{Dp}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p><math>H_I</math> : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_w</math> : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)  <math>C_{Dp}(t)</math> : 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻 <math>t</math> における中央制御室内の放射能濃度 (<math>Bq/m^3</math>) (I-131等価量)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)</p> <p>(注)30日間連続滞滞在の場合の値である。</p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに入る場合には、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>外部被ばく線量=室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></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<sup>(*)5)</sup>によって計算する。</p>	<p>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。</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> <p>7.3.4→内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算に当たっては、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)で示されたとおりに計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p><math display="block">H_\gamma = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_\gamma (1 - e^{-\mu R}) C_\gamma(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)</math></p> <p> <math>H_\gamma</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>E_\gamma</math> : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV / dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  <math>R</math> : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)  <math>C_\gamma(t)</math> : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)                      (ガンマ線0.5MeV換算)  <math>T</math> : 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>b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式<sup>(※5)</sup>によって計算することも妥当である。</p> <p><math display="block">H_\gamma = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu'} \left[ \frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1)\mu'R)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2)\mu'R)\} \right] \frac{E_\gamma}{0.5} C_\gamma(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)</math></p> <p> <math>H_\gamma</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m<sup>2</sup>))  <math>A, \alpha_1, \alpha_2</math> : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)  <math>\mu'</math> : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)                 </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>	

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

(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。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量} \times \text{直交替による滞在時間割合} + (\text{半球状雲による線量})$$

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

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

- $H_{\gamma}$  : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
  - $E_{\gamma}$  : ガンマ線の実効エネルギー(0.5MeV) (MeV/dis)
  - $\mu$  : 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)
  - $C_p(t)$  : 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/m<sup>3</sup>) (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。

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

(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)。

- 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
- 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

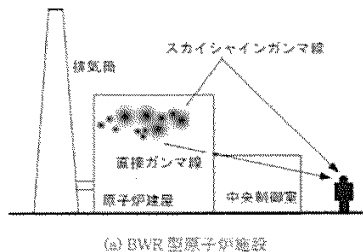


図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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。

半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。

7.4→内規のとおり

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。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

- 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  
 (1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）  
 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）。  
 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。  
 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。  
 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】。  
 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。  
 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。  
 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】  
 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。  
 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  
 \*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合  
 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$

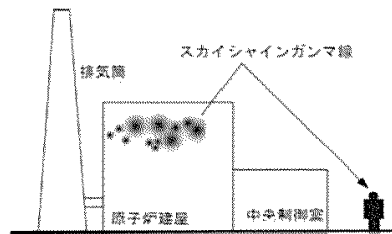
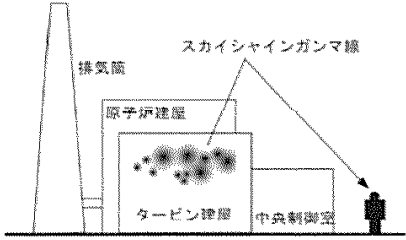
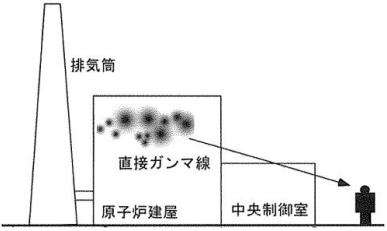


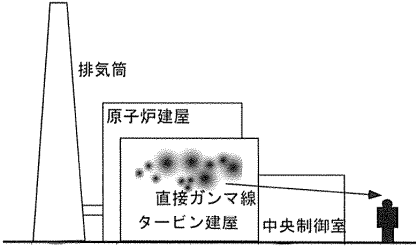
図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）

7.4.1→内規のとおり

- 7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内の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。  
 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。  
 7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。  
 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。  
 7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。  
 7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。  
 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。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	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、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、建造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 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  <math display="block">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})</math></p> <div style="text-align: center;">  <p>排気筒      スカイシャインガンマ線 原子炉建屋 タービン建屋      中央制御室</p> </div> <p>図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<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強度」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、建造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域までの所要時間を、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>7.3.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.18)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。  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。  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="text-align: center;">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  <math>0.015625 = (0.25h/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2→内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a)原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(2)b)直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c)線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(2)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、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1)入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	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直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.20)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>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。  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。  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="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量  ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合  <math>0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p>  <p style="text-align: center;">図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)a)主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b)直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c)線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)1)入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f)直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

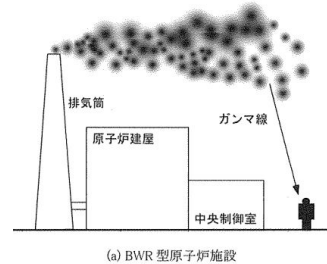
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで(5.大気拡散の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.21)。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.22)。</p> <div data-bbox="501 794 920 1046" style="text-align: center;"> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div data-bbox="465 1091 920 1299" style="text-align: center;"> <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する(図 7.23)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 <math>D/Q</math> を求め、これに放射性物質(この場合は、放射能)の放出率を乗じて求める。</p> <p>(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。  a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。  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="text-align: center;">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="text-align: center;">*1) 例: 4直3交替勤務・片道15分の場合  <math>0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p> <p>ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q)Q_{\gamma}(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p><math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_{\gamma}(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (Bq/s)  (ガンマ線 0.5MeV 換算)  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)  (注) 30日間連続滞滞在の場合の値である。</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 <math>D/Q</math> を求め、これに放射性物質(この場合は、放射能)の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.1(4)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.1(5)入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.1(5)a)入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.5.1(6)ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



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

7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。
- (2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度  $\chi/Q$  を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。
- (3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
- (4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性元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。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
  - a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。
  - 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】。

7.5.2→内規のとおり

- 7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲)による線量については、入退域時の線量としては評価していない。
- 7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度  $\chi/Q$  を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。
- 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。
- 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。
- 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。
- 7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

(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。

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

\*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合  
0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4)／(24h×30日)

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。

$$H_I = \int_0^T RH_{\infty}(\chi/Q)Q_I(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$$

- $H_I$  :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) ( $m^3/s$ )
- $H_{\infty}$  :よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への  
換算係数 ( $Sv/Bq$ )
- $\chi/Q$  :相対濃度 ( $s/m^3$ )
- $Q_I(t)$  :時刻  $t$  におけるよう素環境放出率 ( $Bq/s$ )  
(I-131等価量)
- $T$  :計算期間(30日間) (s)  
(注)30日間連続滞在の場合の値である。

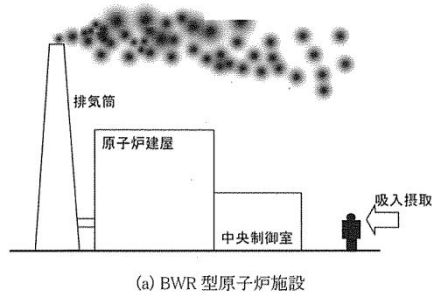


図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による  
入退域時の被ばく

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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。

11. 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、第 11-1 表～第 11-10 表に示す。

第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件

第 11-2 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7 日積算）

第 11-1 図 放射性物質の大気放出過程

第 11-2 図 大気中への放出率の推移

第 11-3 表 大気拡散評価条件

第 11-4 表 相対濃度及び相対線量

第 11-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

第 11-6 表 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

第 11-3 図 原子炉建屋の計算モデル

第 11-7 表 中央制御室換気設備条件

第 11-8 表 中央制御室内待避室設備条件

第 11-9 表 運転員交替考慮条件

第 11-10 表 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件

第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件(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	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である)のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3,293MW	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	—

第 11-1 表 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
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2.2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2.8 \times 10^{19}$ Bq CsOH類 : 約 $1.1 \times 10^{18}$ Bq Sb類 : 約 $1.3 \times 10^{18}$ Bq TeO <sub>2</sub> 類 : 約 $6.7 \times 10^{18}$ Bq SrO類 : 約 $1.2 \times 10^{19}$ Bq BaO類 : 約 $1.2 \times 10^{19}$ Bq MoO <sub>2</sub> 類 : 約 $2.4 \times 10^{19}$ Bq CeO <sub>2</sub> 類 : 約 $7.4 \times 10^{19}$ Bq La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5.5 \times 10^{19}$ Bq (核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」×「3,293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料 (9×9 燃料 (A型))、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出した ABWR のサイクル末期 <sup>*1</sup> の値を使用)	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。
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19 時間後	MAAP 解析結果	4.3. (4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水 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	—
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R. G. 1. 195 <sup>*2</sup> に基づき設定	4.3(1) a. 原子炉格納容器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。

第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件(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、エアロゾル及び有機よう素）	1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日 1Pd 超過：2Pd で 1.3%/日	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 で選定した事故シーケンス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）	1.5h 後～19.5h 後：1.3%/日 上記以外の期間：0.5%/日	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（格納容器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡するように 1.3%/日の漏えい率を設定）	
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	MAAP 解析に基づく（沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	MAAP の FP 挙動モデル	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。

第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件(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： $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200 まで)	C S E 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*3</sup> 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。
	サプレッション・プールのスクラビングによる除去効果：10	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*4</sup> に基づき設定	—
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 : 約 $4.3 \times 10^{-3}$ C s I 類 : 約 $6.2 \times 10^{-5}$ C s O H 類 : 約 $3.1 \times 10^{-5}$ S b 類 : 約 $6.7 \times 10^{-6}$ T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6.7 \times 10^{-6}$ S r O 類 : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ B a O 類 : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $3.4 \times 10^{-7}$ C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6.7 \times 10^{-8}$ L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $2.7 \times 10^{-8}$	MAAP 解析結果及び N U R E G -1465 <sup>*5</sup> の 知見に基づき設定	—
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	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	—



第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件(5/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）	設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）	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 で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から 2 時間後	起動操作時間（115 分）＋負圧達成時間（5 分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 5 分を想定）	
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	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。
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	—

第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (6/6)

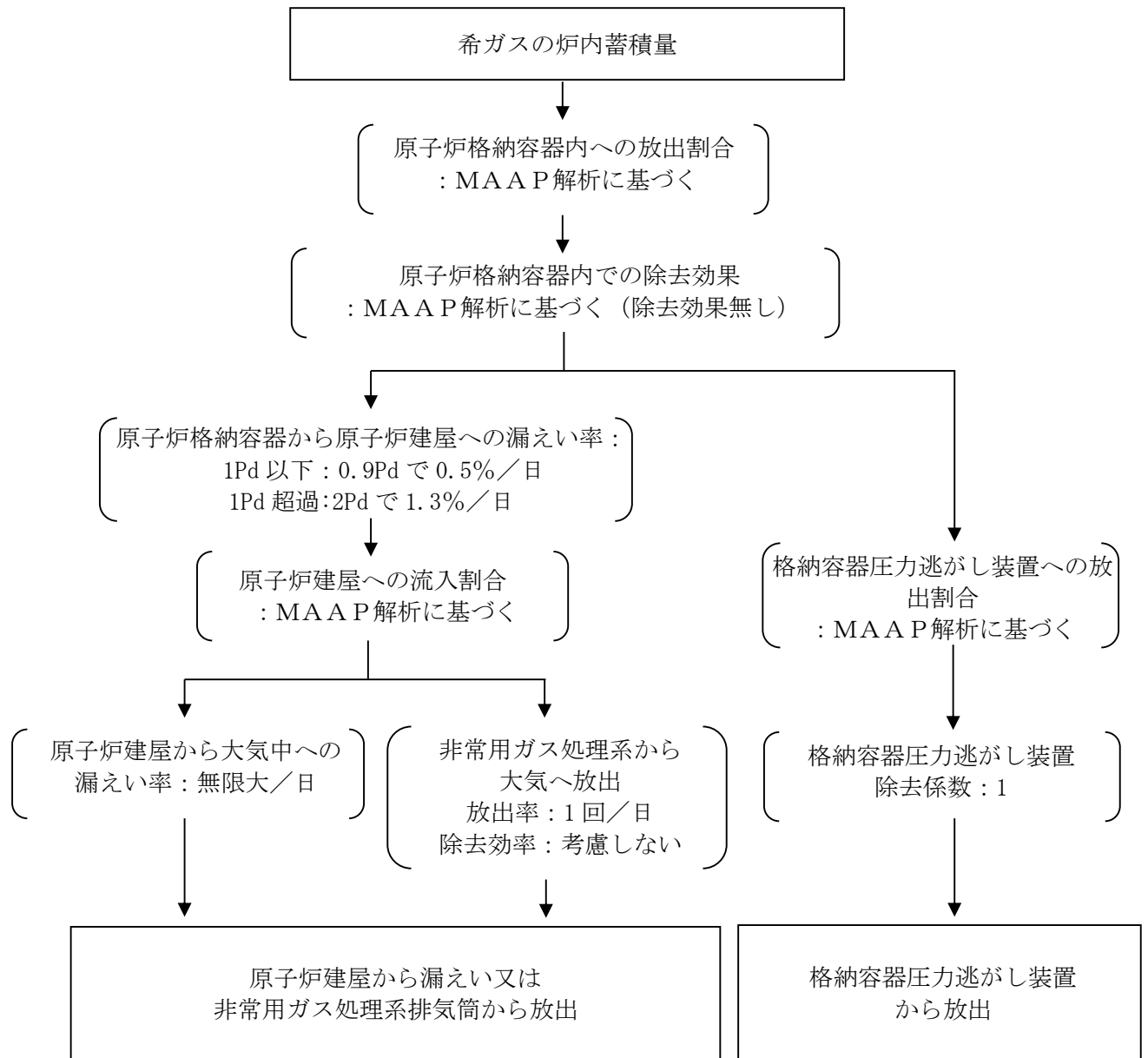
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ CsI 類 : 約 $1.0 \times 10^{-6}$ CsOH 類 : 約 $4.0 \times 10^{-7}$ Sb 類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ TeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ SrO 類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ BaO 類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ MoO <sub>2</sub> 類 : 約 $4.5 \times 10^{-9}$ CeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-10}$ La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $3.6 \times 10^{-10}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定	—
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル : 1,000	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 東海第二発電所 (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蓄積量を保守的に評価する ABWR の値を使用。
- ※2 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003
- ※3 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, December 2005
- ※4 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※5 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995

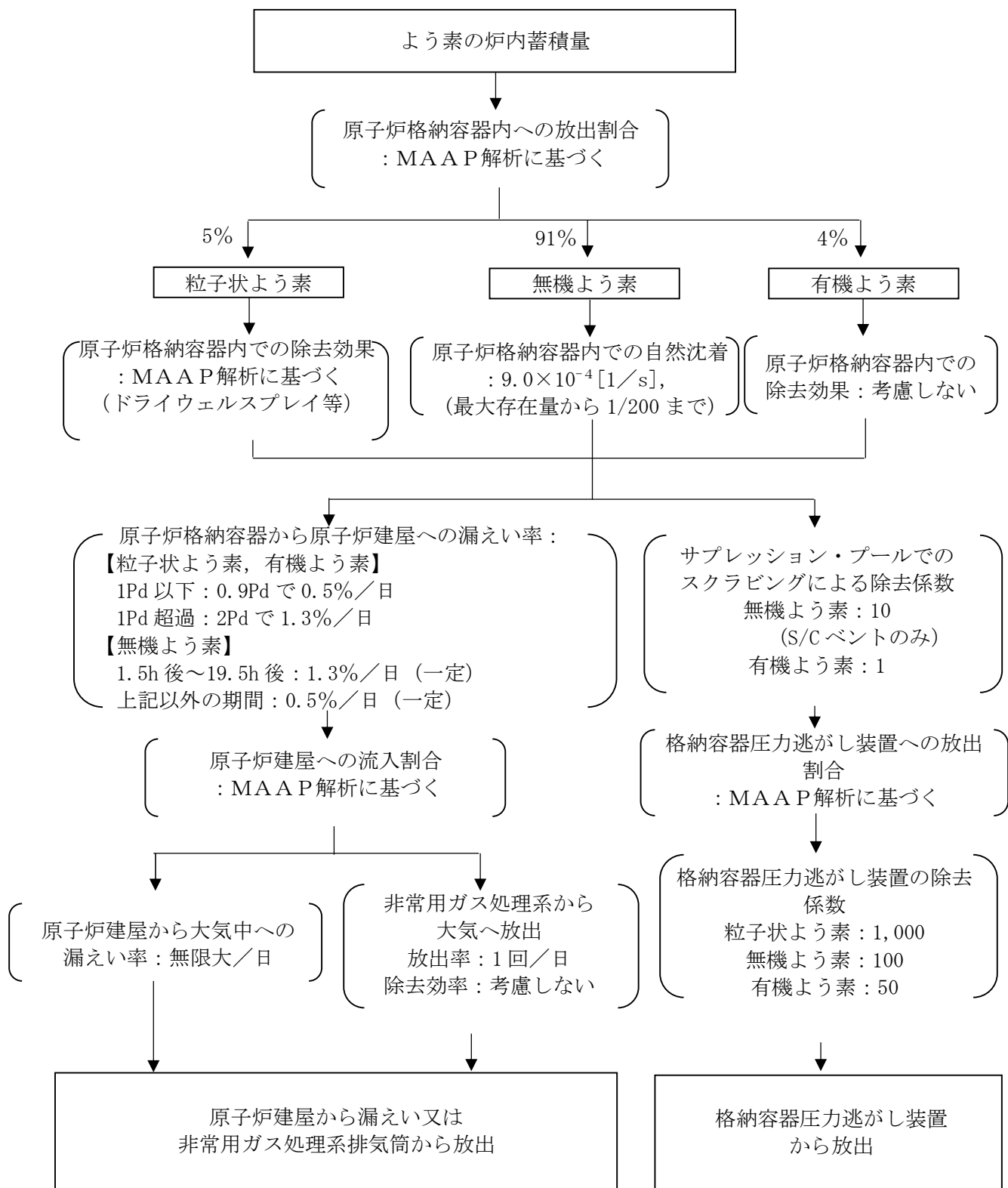
第 11-2 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (7 日積算)

核種 グループ	放出放射能[Bq] (gross 値) ※1		
	原子炉建屋から大気 中へ放出	格納容器圧力逃がし 装置を経由した放出	合計
希ガス類	約 $3.6 \times 10^{16}$	約 $8.9 \times 10^{18}$	約 $9.0 \times 10^{18}$
よう素類	約 $2.8 \times 10^{15}$	約 $7.3 \times 10^{15}$	約 $1.0 \times 10^{16}$
CsOH類	約 $3.8 \times 10^{13}$	約 $5.0 \times 10^8$	約 $3.8 \times 10^{13}$
Sb類	約 $4.5 \times 10^{12}$	約 $2.6 \times 10^7$	約 $4.5 \times 10^{12}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $3.7 \times 10^{13}$	約 $4.4 \times 10^8$	約 $3.7 \times 10^{13}$
SrO類	約 $2.0 \times 10^{13}$	約 $1.7 \times 10^8$	約 $2.0 \times 10^{13}$
BaO類	約 $2.0 \times 10^{13}$	約 $2.1 \times 10^8$	約 $2.0 \times 10^{13}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $6.9 \times 10^{12}$	約 $8.4 \times 10^7$	約 $6.9 \times 10^{12}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $4.3 \times 10^{12}$	約 $5.4 \times 10^7$	約 $4.3 \times 10^{12}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.2 \times 10^{12}$	約 $1.2 \times 10^7$	約 $1.2 \times 10^{12}$

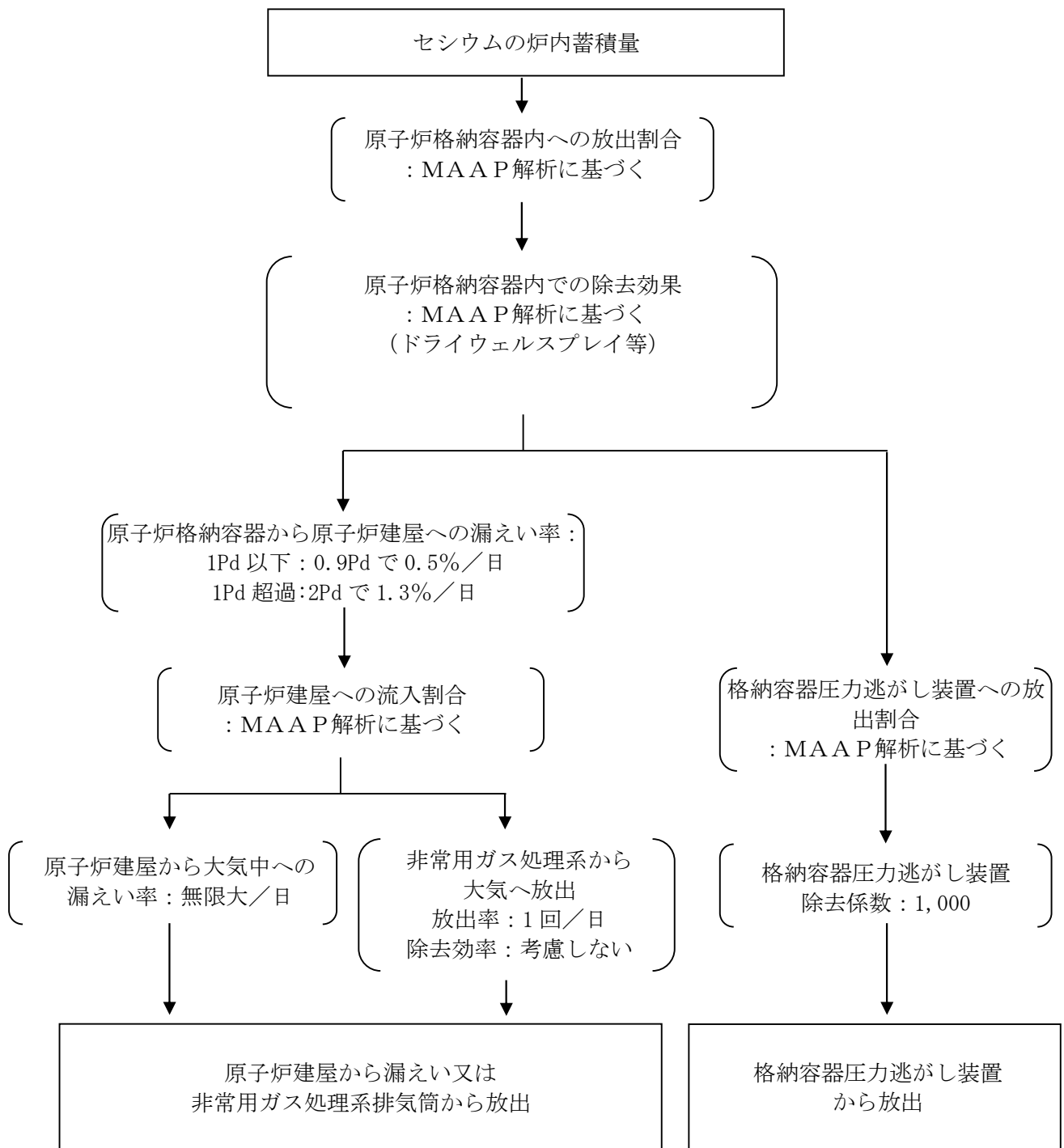
※1 小数点第 2 位以下切上げ



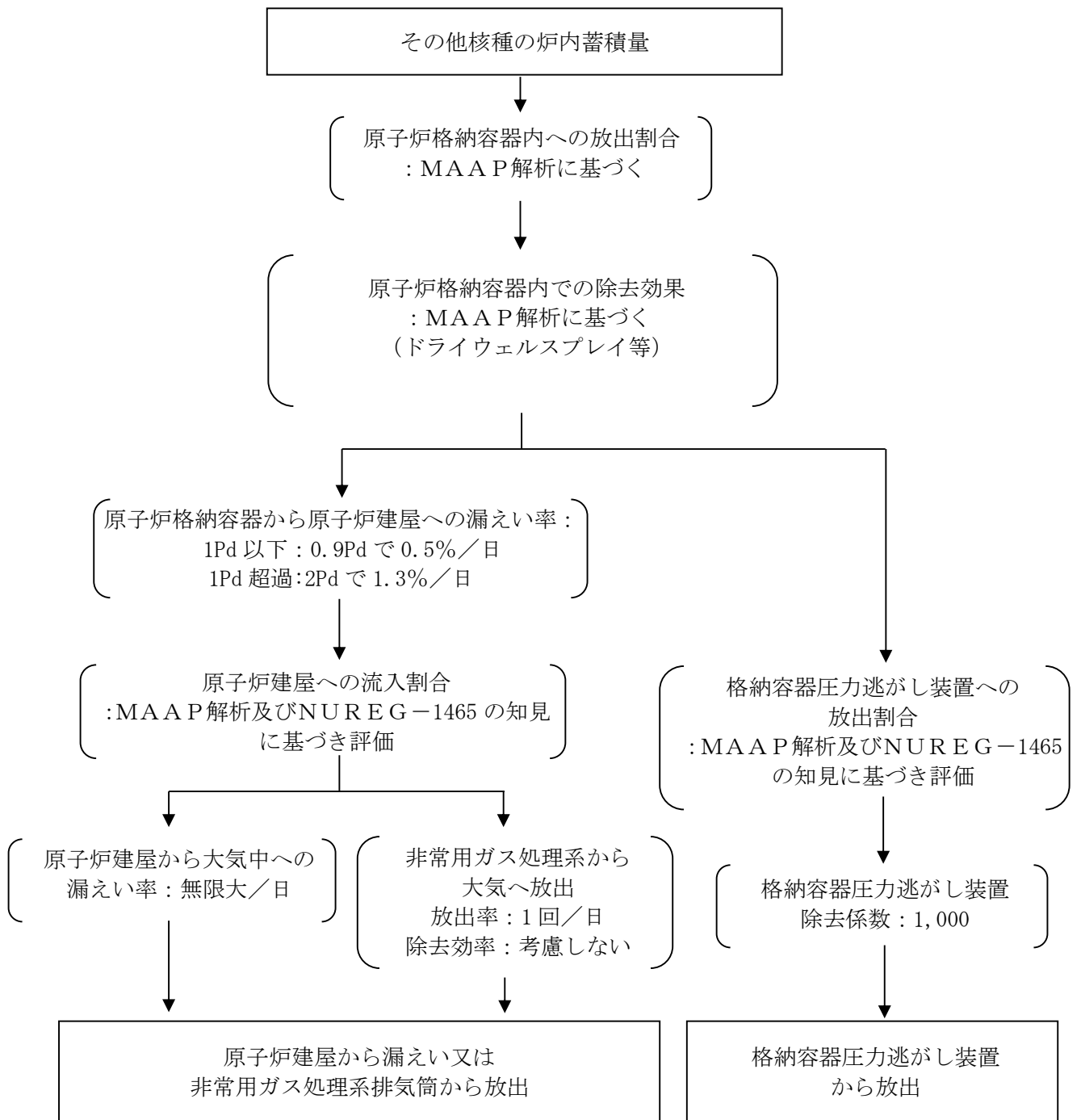
第 11-1 図 放射性物質の大気放出過程 (1/5)  
(希ガス)



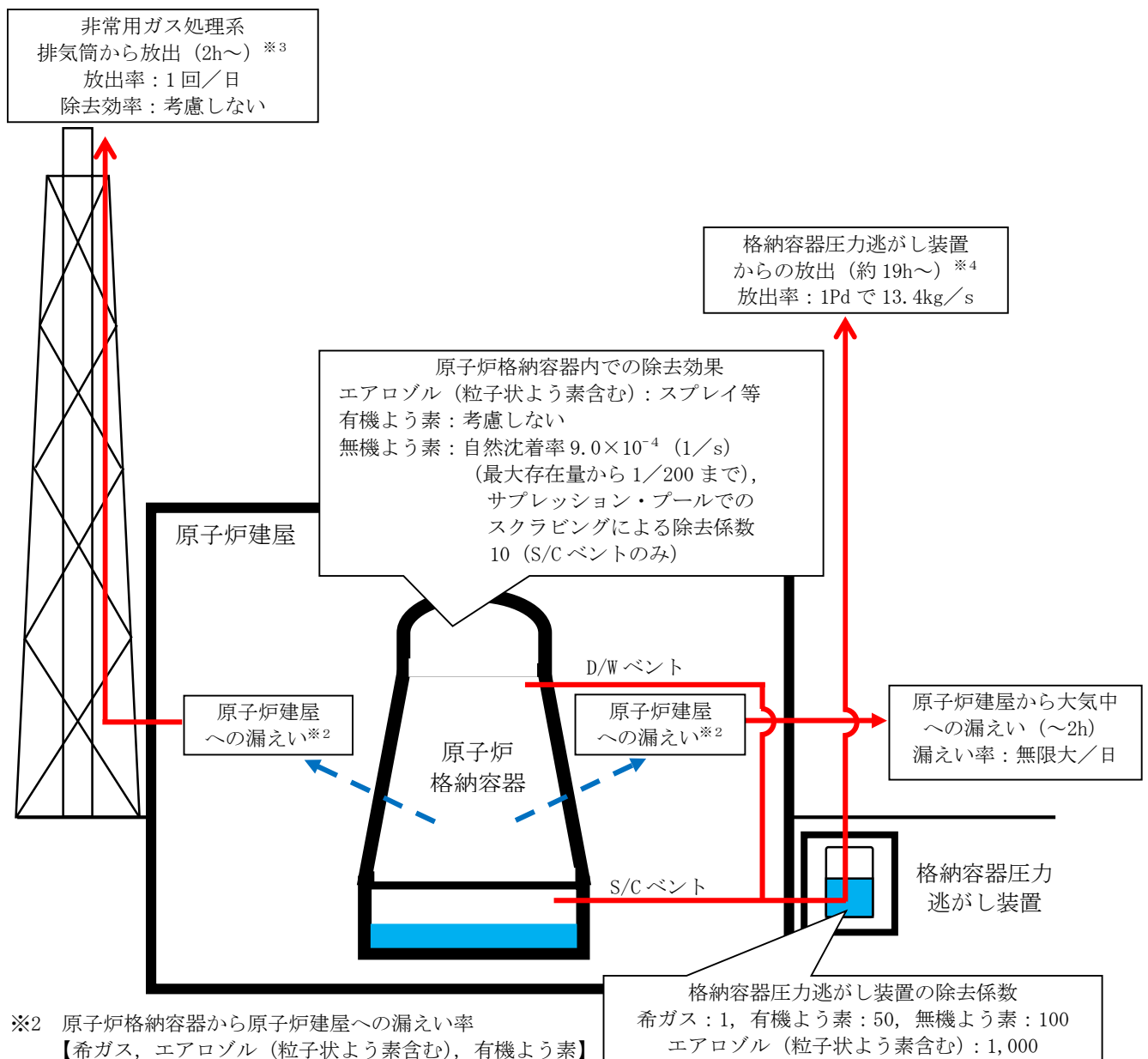
第 11-1 図 放射性物質の大気放出過程 (2/5)  
(よう素)



第 11-1 図 放射性物質の大気放出過程 (3/5)  
(セシウム)



第 11-1 図 放射性物質の大気放出過程(4/5)  
(その他核種)



※<sup>2</sup> 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 (粒子状よう素含む), 有機よう素】

1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過:2Pdで1.3%/日

【無機よう素】

1.5h後~19.5h後：1.3%/日 (一定), 左記以外の期間：0.5%/日 (一定)

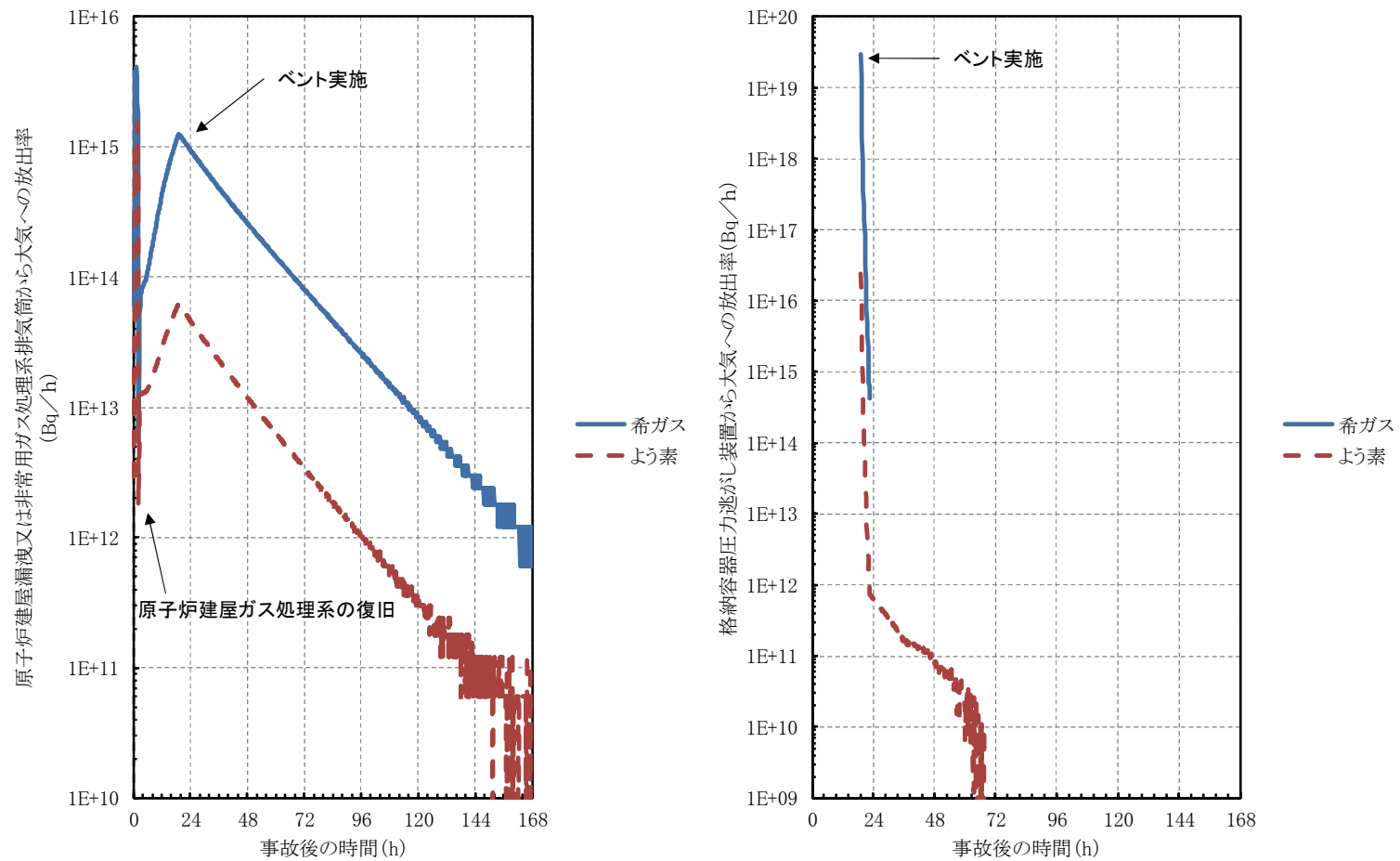
大気への放出経路	0h	▼2h※ <sup>3</sup>	▼19h※ <sup>4</sup>	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	斜線			
非常用ガス処理系排気筒から放出		斜線	斜線	斜線
格納容器圧力逃がし装置からの放出			斜線	斜線

※<sup>3</sup> 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため, 事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいは無くなる。

※<sup>4</sup> 事象発生後19h以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第11-1図 放射性物質の大気放出過程(5/5) (イメージ)





第 11-2 図 大気中への放出率の推移

第 11-3 表 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に正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	東海第二発電所における 1 年間の気象資料(2005 年 4 月～2006 年 3 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	全核種: 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点ごとに計算する。

第 11-3 表 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	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m）、格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定	4. 3. (4)b. 放出源高さは、4. 1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4. 1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。
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	考慮する	原子炉建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口放出は放出源から近距離の建屋（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。

第 11-3 表 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	4. 2. (2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】</p> <p>中央制御室中心</p> <p>【入退域時】</p> <p>建屋出入口</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>審査ガイドに示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】</p> <p>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. 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>【入退域時】</p> <p>7. 5. 1 (5) a) 管理区域の入口を代表評価とし、入退域ごとに評価点に、15 分間滞在するとする。（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>

第 11-3 表 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	中央制御室内滞在時	9 方位 建屋放出： S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出： SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE 1 方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4. 2. (2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	9 方位 建屋放出： S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出： SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE 1 方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W		

第 11-3 表 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： 3,000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の投影断面積	4. 2. (2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	5. 1. 1 (2) 形状係数の値は、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。

第 11-4 表 相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点		相対濃度 $\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	建屋放出	$8.3 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
		非常用ガス 処理系放出	$3.0 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-20}$
		格納容器圧 力逃がし装 置放出	$3.7 \times 10^{-4}$	$8.8 \times 10^{-19}$
入退域時	建屋 出入口	建屋放出	$8.2 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
		非常用ガス 処理系放出	$3.0 \times 10^{-6}$	$9.0 \times 10^{-20}$
		格納容器圧 力逃がし装 置放出	$3.7 \times 10^{-4}$	$9.4 \times 10^{-19}$

第 11-5 表 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
線源条件	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	「第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件」を参照	「第 11-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件」を参照	4.3(5)a. 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に, 想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。
	格納容器内線源強度分布	格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	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。
	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. (解釈抜粋) 第 7 4 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。	7 日間
計算モデル条件	遮蔽厚さ	第 11-2 図のとおり	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。



第 11-5 表 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
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価： 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 はそれぞれ一次元及び三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり、ガンマ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。

第 11-5 表 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	第 11-2 図のとおり	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。 入退域時の評価は建屋入口の高さ 2m を選定。	—
遮蔽厚さ	第 11-2 図のとおり	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 JASS 5N・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	2.00g/cm <sup>3</sup>	建築工事標準仕様書 JASS 5N・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)を基に算出した値を設定	—

第 11-6 表 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(1/4)  
 (格納容器ベント実施前)

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	$7.8 \times 10^{18}$	22	1.5	$2.4 \times 10^{18}$
2	0.02	$8.7 \times 10^{18}$	23	1.66	$7.5 \times 10^{17}$
3	0.03	$1.0 \times 10^{19}$	24	2.0	$1.6 \times 10^{18}$
4	0.045	$1.4 \times 10^{20}$	25	2.5	$4.6 \times 10^{18}$
5	0.06	$5.3 \times 10^{17}$	26	3.0	$1.3 \times 10^{17}$
6	0.07	$3.6 \times 10^{17}$	27	3.5	$1.5 \times 10^{15}$
7	0.075	$2.0 \times 10^{19}$	28	4.0	$1.5 \times 10^{15}$
8	0.1	$9.9 \times 10^{19}$	29	4.5	$5.0 \times 10^5$
9	0.15	$4.6 \times 10^{17}$	30	5.0	$5.0 \times 10^5$
10	0.2	$5.6 \times 10^{19}$	31	5.5	$5.0 \times 10^5$
11	0.3	$1.1 \times 10^{20}$	32	6.0	$5.0 \times 10^5$
12	0.4	$6.6 \times 10^{18}$	33	6.5	$5.7 \times 10^4$
13	0.45	$3.3 \times 10^{18}$	34	7.0	$5.7 \times 10^4$
14	0.51	$1.1 \times 10^{19}$	35	7.5	$5.7 \times 10^4$
15	0.512	$3.7 \times 10^{17}$	36	8.0	$5.7 \times 10^4$
16	0.6	$1.6 \times 10^{19}$	37	10.0	$1.8 \times 10^4$
17	0.7	$1.8 \times 10^{19}$	38	12.0	$8.8 \times 10^3$
18	0.8	$5.4 \times 10^{18}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.1 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$5.0 \times 10^{18}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$1.5 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0

第 11-6 表 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(2/4)  
 (格納容器ベント実施時)

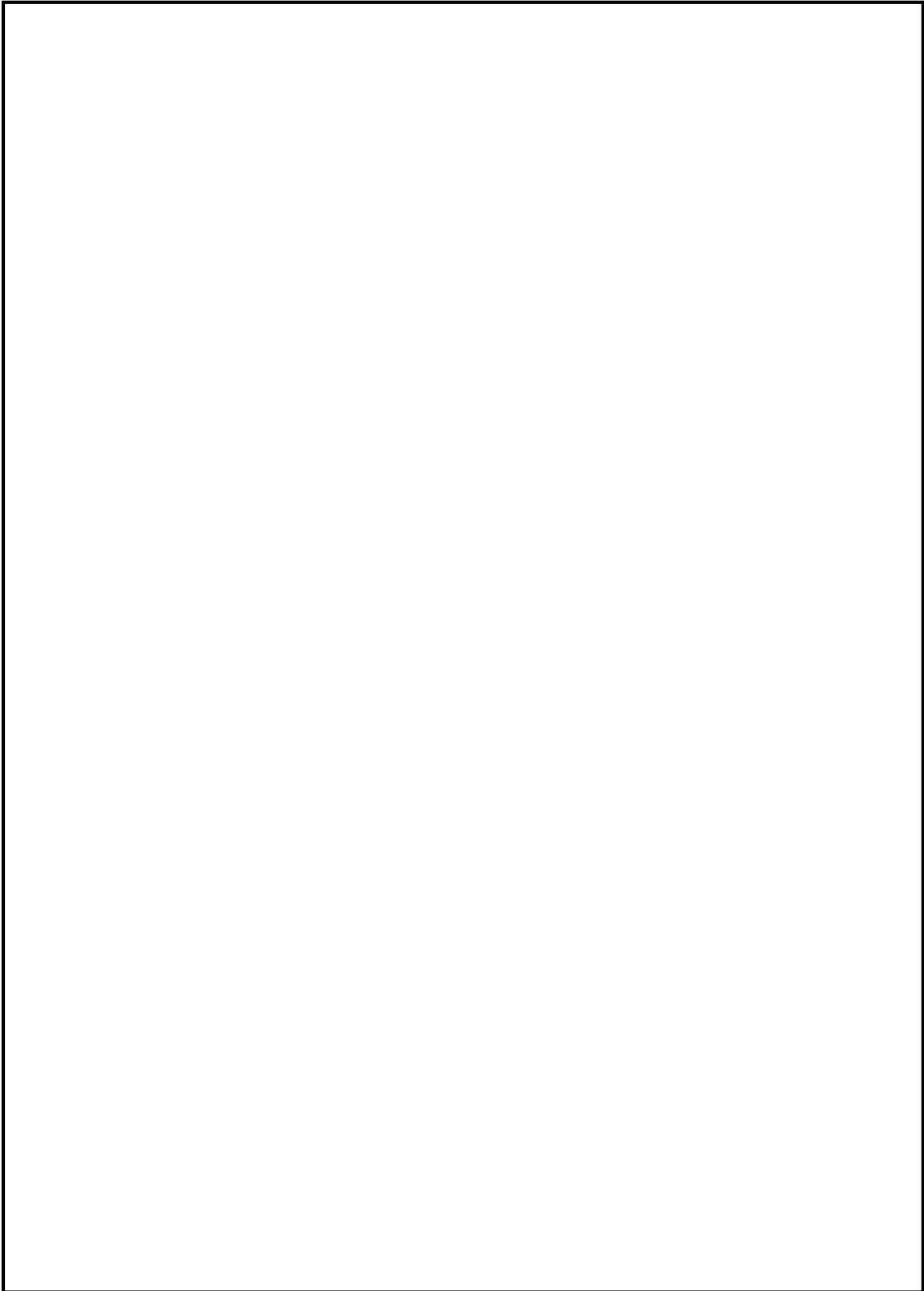
群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	$1.3 \times 10^{19}$	22	1.5	$2.2 \times 10^{18}$
2	0.02	$1.5 \times 10^{19}$	23	1.66	$3.7 \times 10^{17}$
3	0.03	$1.7 \times 10^{19}$	24	2.0	$8.0 \times 10^{17}$
4	0.045	$2.9 \times 10^{20}$	25	2.5	$1.1 \times 10^{18}$
5	0.06	$7.4 \times 10^{17}$	26	3.0	$1.7 \times 10^{16}$
6	0.07	$4.9 \times 10^{17}$	27	3.5	$4.8 \times 10^{12}$
7	0.075	$4.2 \times 10^{19}$	28	4.0	$4.8 \times 10^{12}$
8	0.1	$2.1 \times 10^{20}$	29	4.5	$2.2 \times 10^5$
9	0.15	$4.7 \times 10^{17}$	30	5.0	$2.2 \times 10^5$
10	0.2	$8.0 \times 10^{19}$	31	5.5	$2.2 \times 10^5$
11	0.3	$1.6 \times 10^{20}$	32	6.0	$2.2 \times 10^5$
12	0.4	$9.3 \times 10^{18}$	33	6.5	$2.6 \times 10^4$
13	0.45	$4.6 \times 10^{18}$	34	7.0	$2.6 \times 10^4$
14	0.51	$1.4 \times 10^{19}$	35	7.5	$2.6 \times 10^4$
15	0.512	$4.7 \times 10^{17}$	36	8.0	$2.6 \times 10^4$
16	0.6	$2.1 \times 10^{19}$	37	10.0	$7.9 \times 10^3$
17	0.7	$2.3 \times 10^{19}$	38	12.0	$4.0 \times 10^3$
18	0.8	$7.2 \times 10^{18}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.4 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$4.6 \times 10^{18}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$1.4 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0

第 11-6 表 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(3/4)  
 (格納容器ベント実施後)

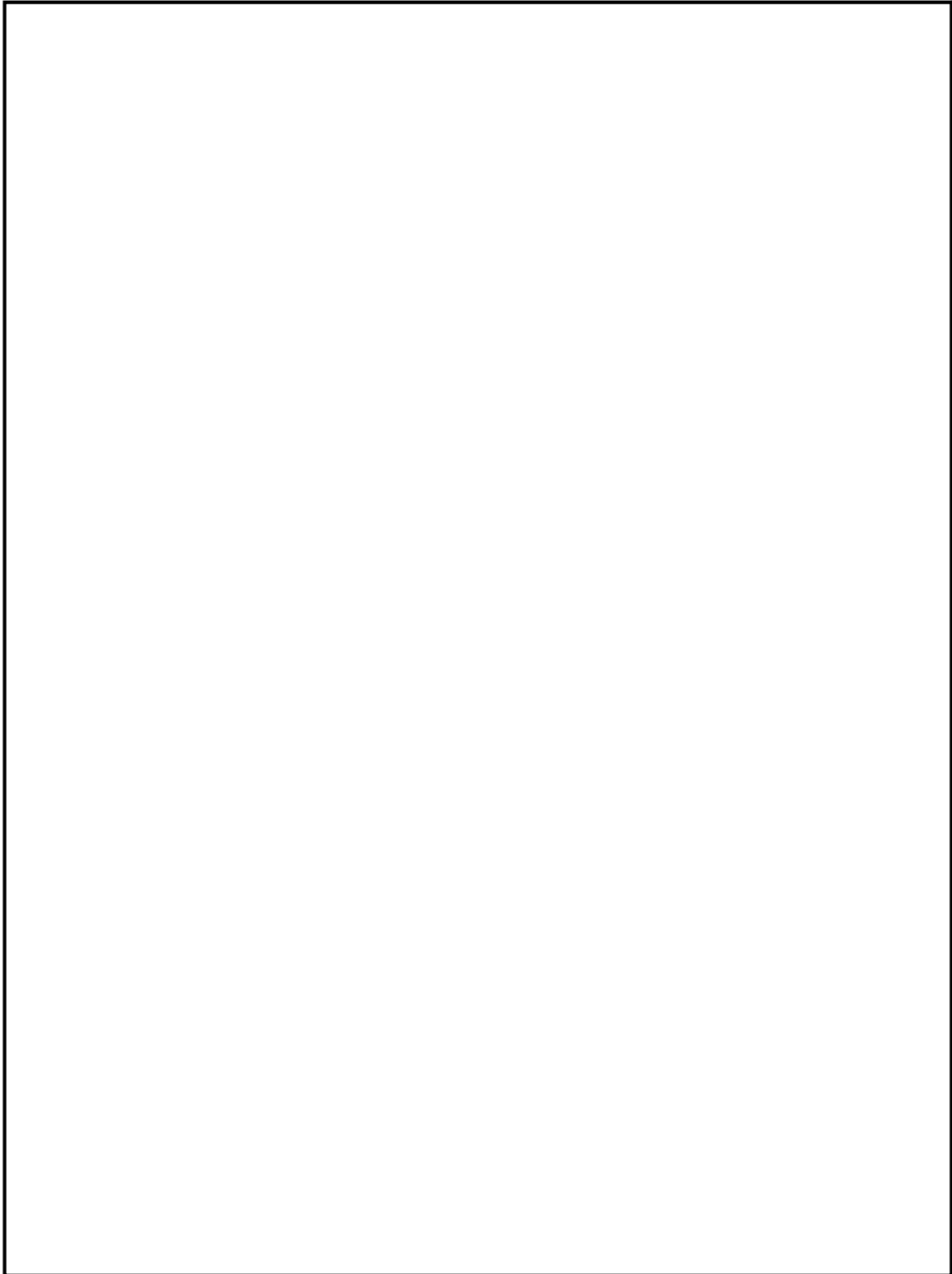
群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	$1.6 \times 10^{19}$	22	1.5	$1.9 \times 10^{18}$
2	0.02	$1.8 \times 10^{19}$	23	1.66	$1.9 \times 10^{17}$
3	0.03	$2.0 \times 10^{19}$	24	2.0	$4.1 \times 10^{17}$
4	0.045	$4.0 \times 10^{20}$	25	2.5	$4.1 \times 10^{17}$
5	0.06	$6.1 \times 10^{17}$	26	3.0	$9.4 \times 10^{15}$
6	0.07	$4.1 \times 10^{17}$	27	3.5	$3.5 \times 10^{11}$
7	0.075	$5.9 \times 10^{19}$	28	4.0	$3.5 \times 10^{11}$
8	0.1	$2.9 \times 10^{20}$	29	4.5	$3.6 \times 10^5$
9	0.15	$3.8 \times 10^{17}$	30	5.0	$3.6 \times 10^5$
10	0.2	$3.5 \times 10^{19}$	31	5.5	$3.6 \times 10^5$
11	0.3	$7.1 \times 10^{19}$	32	6.0	$3.6 \times 10^5$
12	0.4	$1.1 \times 10^{19}$	33	6.5	$4.1 \times 10^4$
13	0.45	$5.7 \times 10^{18}$	34	7.0	$4.1 \times 10^4$
14	0.51	$1.2 \times 10^{19}$	35	7.5	$4.1 \times 10^4$
15	0.512	$4.1 \times 10^{17}$	36	8.0	$4.1 \times 10^4$
16	0.6	$1.8 \times 10^{19}$	37	10.0	$1.3 \times 10^4$
17	0.7	$2.1 \times 10^{19}$	38	12.0	$6.3 \times 10^3$
18	0.8	$8.3 \times 10^{18}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.7 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$3.9 \times 10^{18}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$1.2 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0

第 11-6 表 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(4/4)  
 (合計)

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	$3.7 \times 10^{19}$	22	1.5	$6.5 \times 10^{18}$
2	0.02	$4.1 \times 10^{19}$	23	1.66	$1.3 \times 10^{18}$
3	0.03	$4.8 \times 10^{19}$	24	2.0	$2.8 \times 10^{18}$
4	0.045	$8.3 \times 10^{20}$	25	2.5	$6.2 \times 10^{18}$
5	0.06	$1.9 \times 10^{18}$	26	3.0	$1.6 \times 10^{17}$
6	0.07	$1.3 \times 10^{18}$	27	3.5	$1.5 \times 10^{15}$
7	0.075	$1.2 \times 10^{20}$	28	4.0	$1.5 \times 10^{15}$
8	0.1	$6.0 \times 10^{20}$	29	4.5	$1.1 \times 10^6$
9	0.15	$1.3 \times 10^{18}$	30	5.0	$1.1 \times 10^6$
10	0.2	$1.7 \times 10^{20}$	31	5.5	$1.1 \times 10^6$
11	0.3	$3.4 \times 10^{20}$	32	6.0	$1.1 \times 10^6$
12	0.4	$2.7 \times 10^{19}$	33	6.5	$1.2 \times 10^5$
13	0.45	$1.4 \times 10^{19}$	34	7.0	$1.2 \times 10^5$
14	0.51	$3.7 \times 10^{19}$	35	7.5	$1.2 \times 10^5$
15	0.512	$1.2 \times 10^{18}$	36	8.0	$1.2 \times 10^5$
16	0.6	$5.5 \times 10^{19}$	37	10.0	$3.8 \times 10^4$
17	0.7	$6.2 \times 10^{19}$	38	12.0	$1.9 \times 10^4$
18	0.8	$2.1 \times 10^{19}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$4.2 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$1.3 \times 10^{19}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$4.1 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0

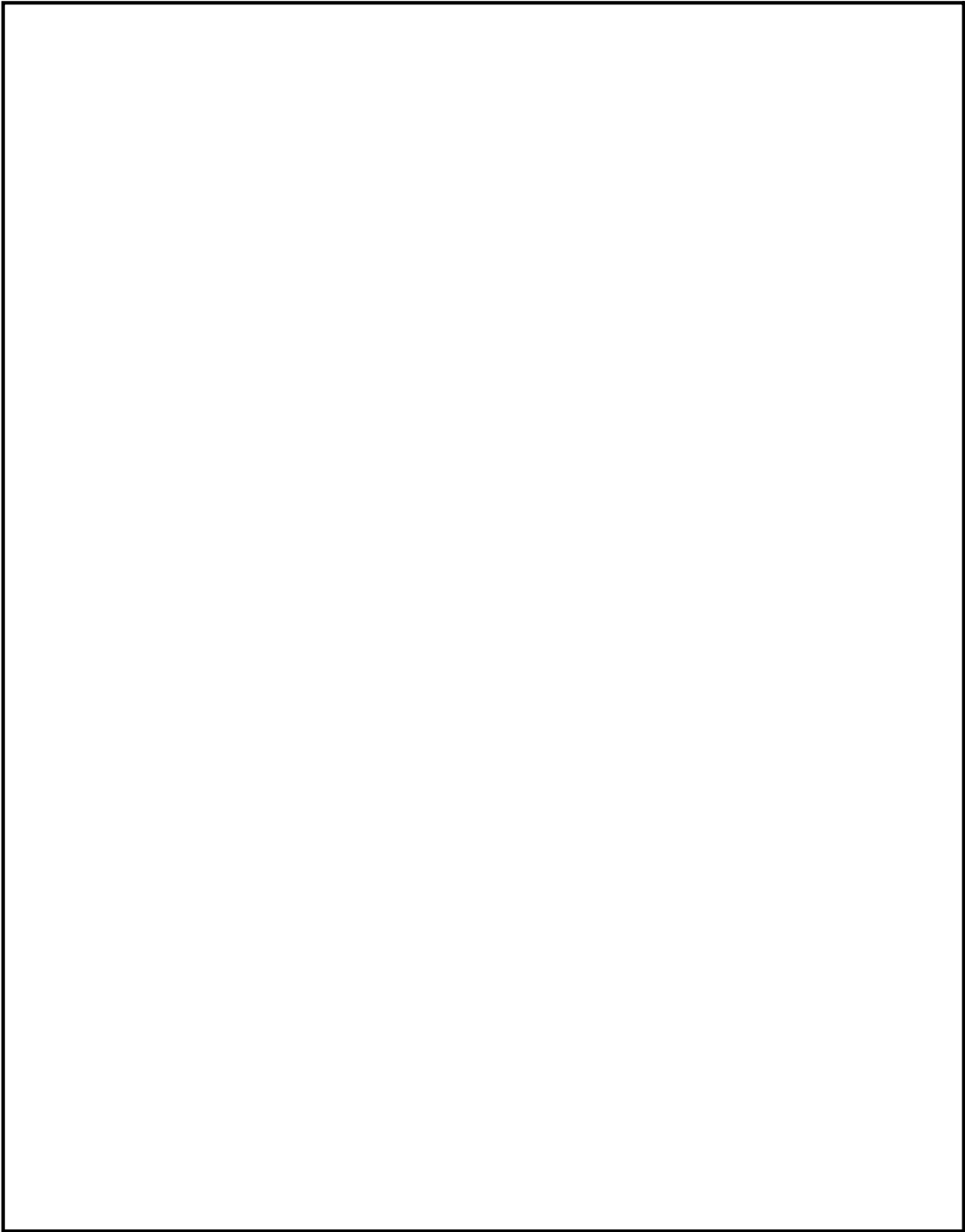


第 11-3 図 原子炉建屋の計算モデル(1/5)

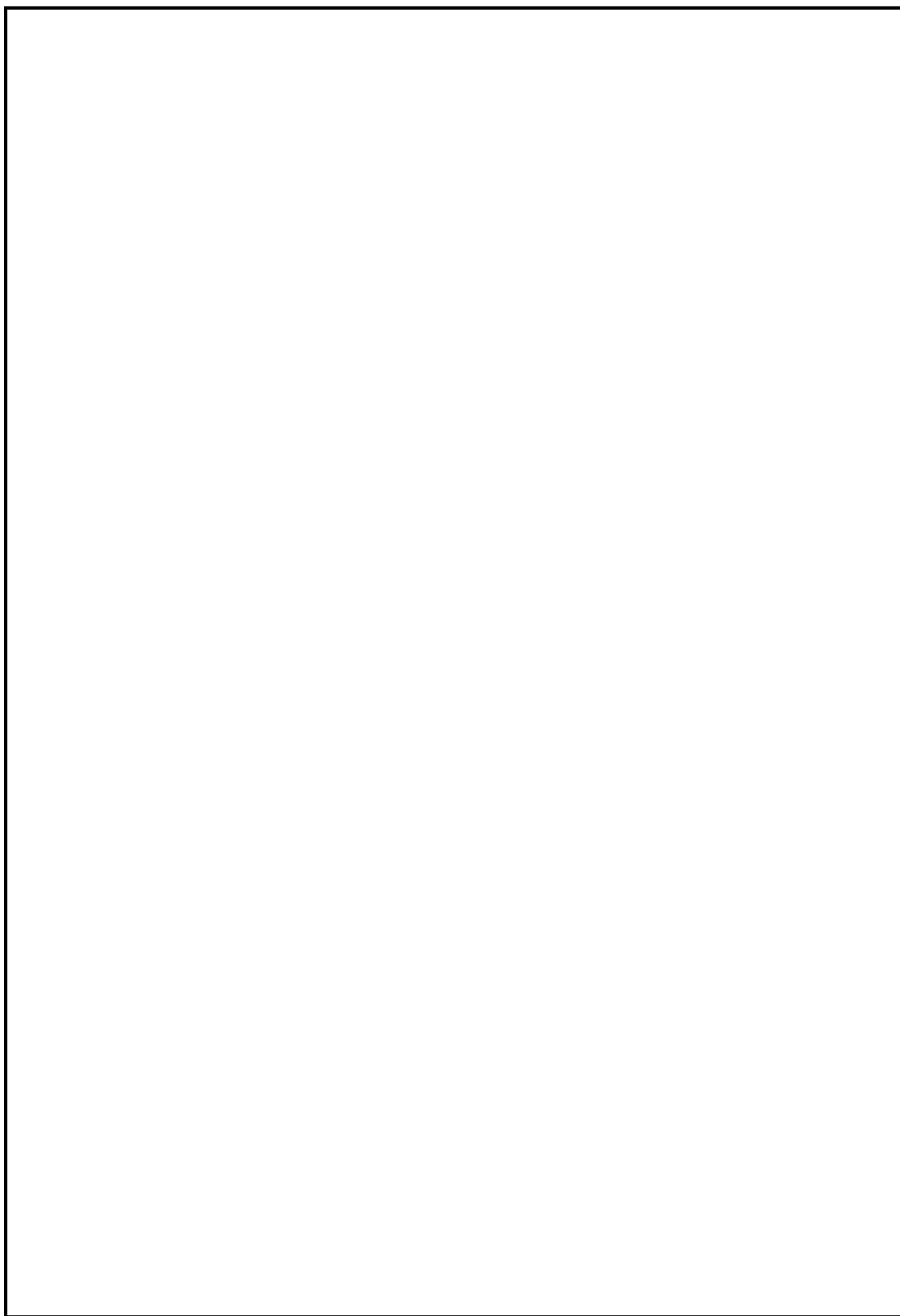


第 11-3 図 原子炉建屋の計算モデル(2/5)

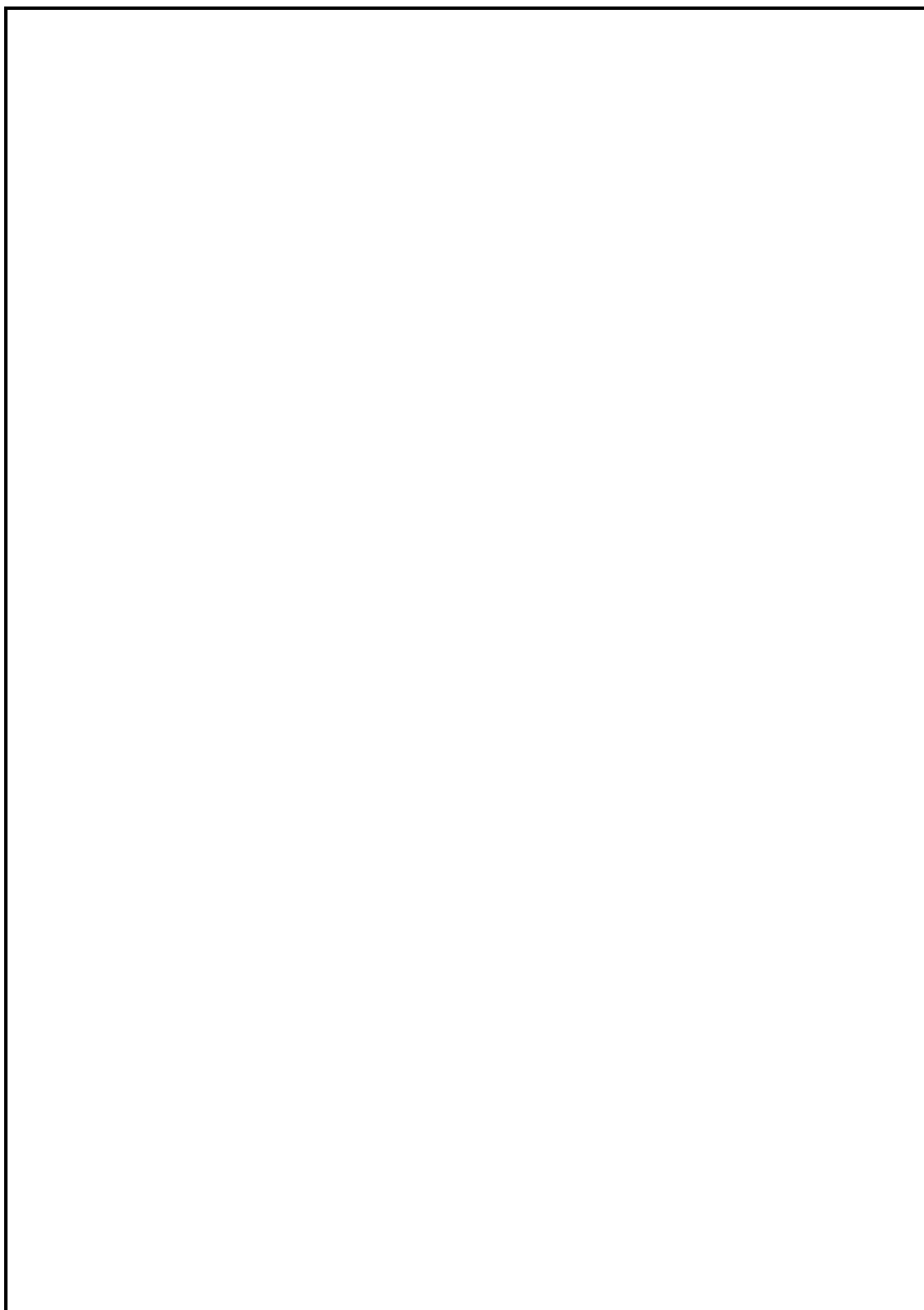




第 11-3 図 原子炉建屋の計算モデル(3/5)



第 11-3 図 原子炉建屋の計算モデル(4/5)



第 11-3 図 原子炉建屋の計算モデル(5/5)

第 11-7 表 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
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97%）を保守的に設定	4.2(1)a. ヨウ素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。
中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99%	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97%）を保守的に設定	同上
中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流動力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	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	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である約 0.47 回/h に対して外気からフィルタを通らずに中央制御室内に取り込まれる放射性物質の量が保守的となるように設定	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。

第 11-7 表 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	閉回路循環運転：27 時間 外気取り入れ運転：3 時間	閉回路循環運転が長期にわたり室内環境が悪化して外気取り入れる際に必要な運転時間として設定	—
マスクによる防護係数	事象発生から3時間及び入退域時：50 (その他の期間及びマスク着用を考慮しない場合は評価期間中常時マスク着用なし)	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。

第 11-8 表 中央制御室内待避室設備条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避室遮蔽	遮蔽厚：コンクリート 40cm (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 JASS 5N・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	2.10g/cm <sup>3</sup>	新設遮蔽のコンクリート密度は 2.10g/cm <sup>3</sup> 以上で施工	—
待避室加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後 (ベント開始時)	格納容器圧力逃がし装置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に待避室に待避すると想定	—
待避室加圧時間	ベント開始から 5 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	待避室への待避時は待避室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	—

第 11-9 表 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2交替）に基づき、班ごとの中央制御室の滞在時間で評価（日勤業務の班ごとの交替も考慮）	運転員の勤務形態（5直2交替）に基づき、班ごとに中央制御室滞在中の被ばくを評価。なお、一班当たり線量が高くなる場合には、被ばく平準化のために日勤業務に当たっている班に交替する。	3.74条 1. b)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事。
入退域時	運転員の直交替（5直2交替）に基づき、班ごとの入退域時間で評価	運転員の勤務形態（5直2交替）に基づき、班ごとに入退域に必要な時間を15分（片道）として被ばくを評価。	—

第 11-10 表 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	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づく	—
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /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	エアロゾル : 1.2 cm/s 無機よう素 : 1.2 cm/s 有機よう素 : $4.0 \times 10^{-3}$ cm/s 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針を参考に, 湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s 及び $10^{-3}$ cm/s) の 4 倍を設定。 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551Vol. 2 <sup>※5</sup> より設定 有機よう素の乾性沈着速度は NRPB-R322 <sup>※6</sup> より設定	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。

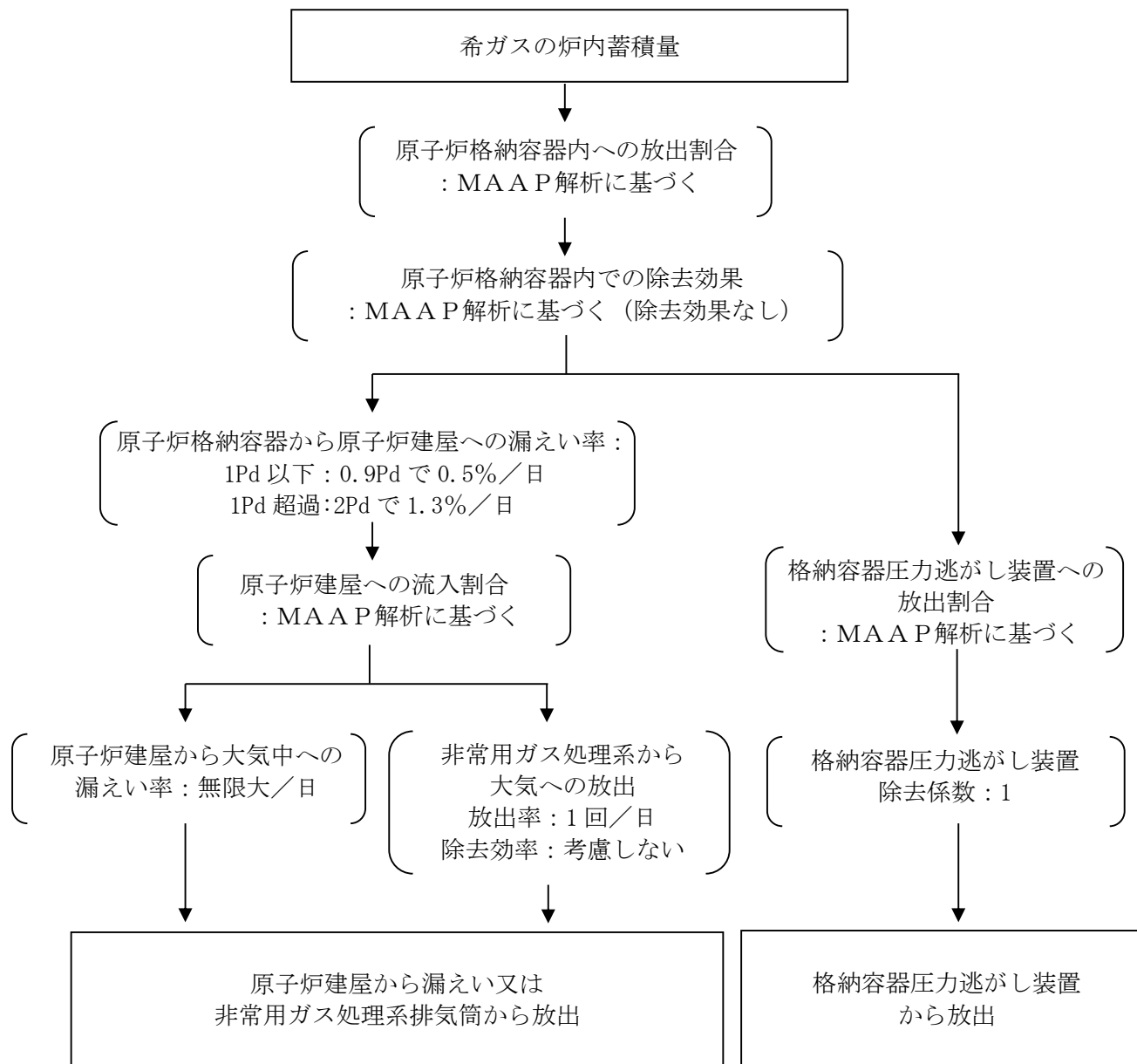
※5 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

※6 英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Mpdelling Liaison Committee Annual Report

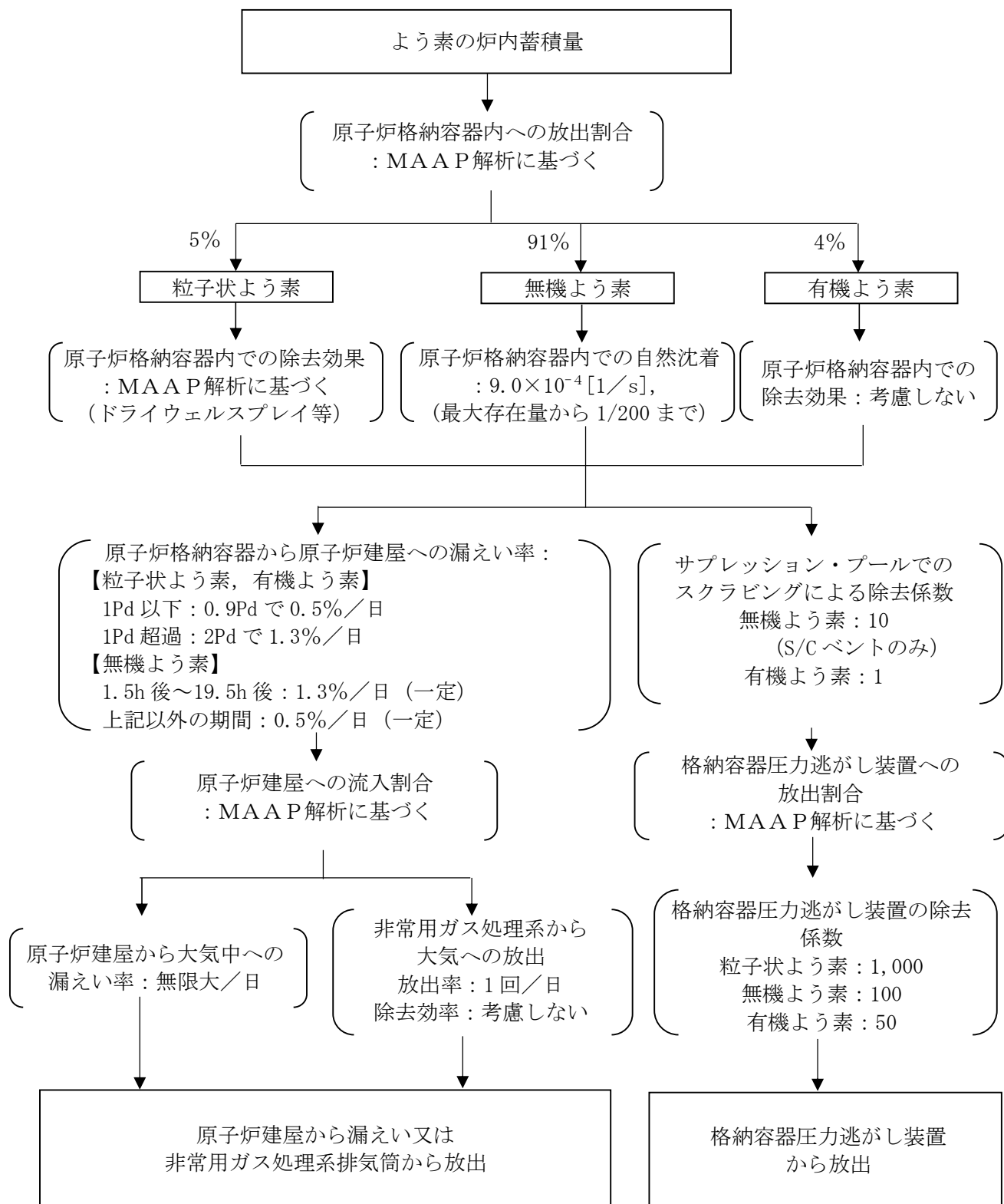


12. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について

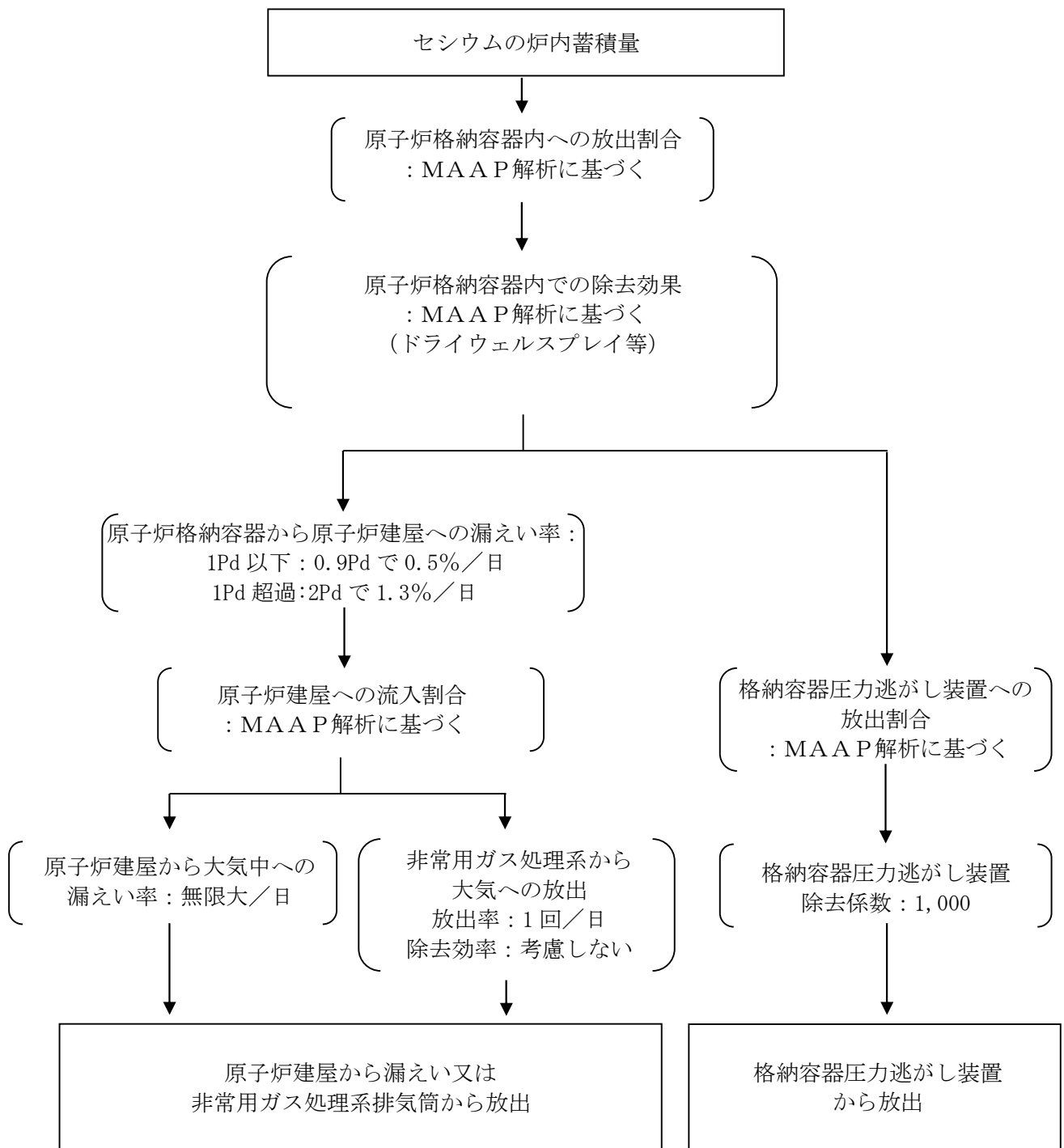
中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について、第 12-1 図に示す。



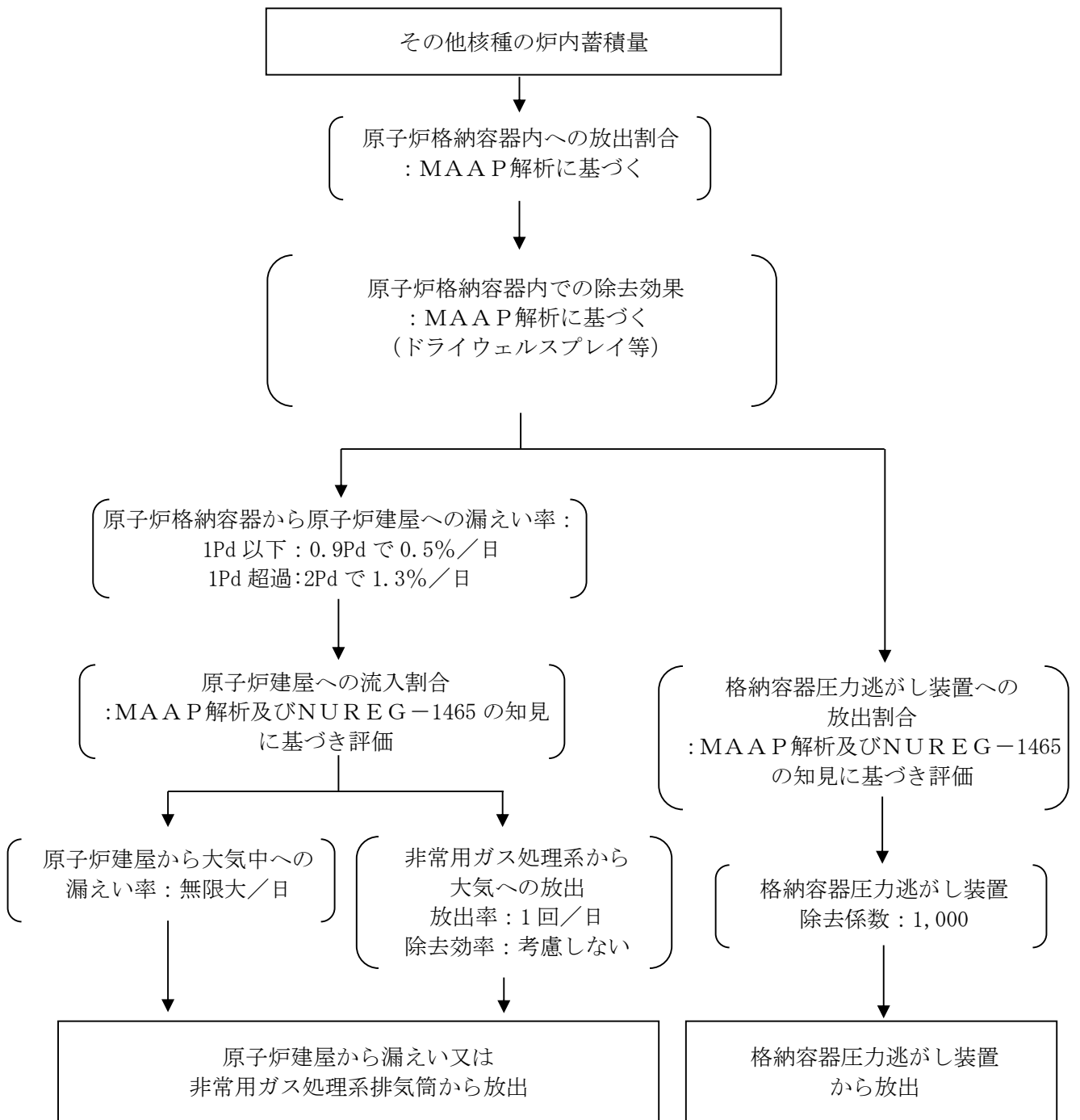
第 12-1 図 放射性物質の大気放出過程 (1/5)  
(希ガス)



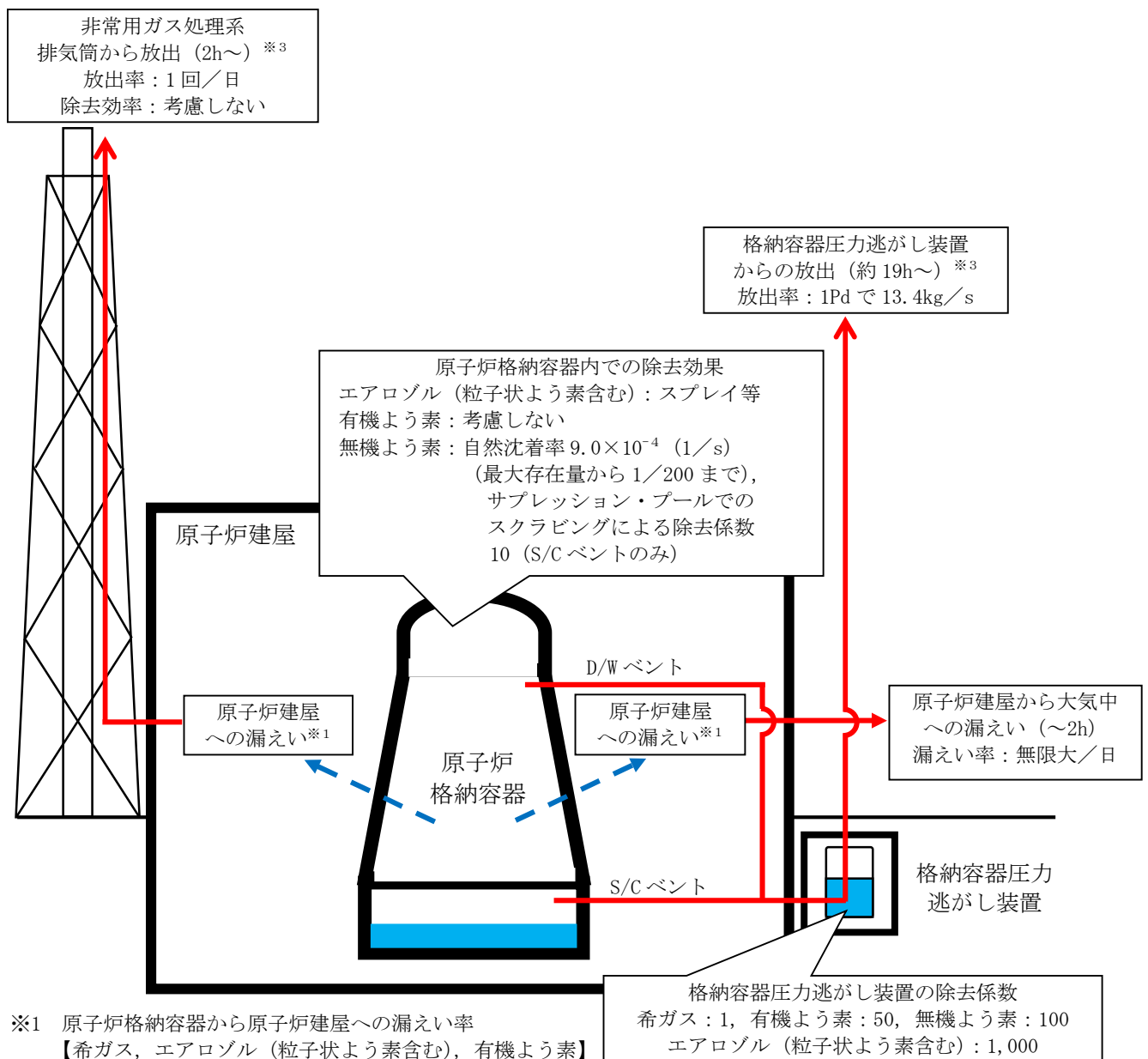
第 12-1 図 放射性物質の大気放出過程 (2/5)  
(よう素)



第 12-1 図 放射性物質の大気放出過程 (3/5)  
(セシウム)



第 12-1 図 放射性物質の大気放出過程(4/5)  
(その他核種)



※<sup>1</sup> 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 (粒子状よう素含む), 有機よう素】

1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過:2Pdで1.3%/日

【無機よう素】

1.5h後~19.5h後：1.3%/日 (一定), 左記以外の期間：0.5%/日 (一定)

大気への放出経路	0h	▼2h※ <sup>2</sup>	▼19h※ <sup>3</sup>	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■			
非常用ガス処理系排気筒から放出		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

※<sup>2</sup> 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2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいは無くなる。

※<sup>3</sup> 事象発生後19h以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第12-1図 放射性物質の大気放出過程(5/5) (イメージ)

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最高使用圧力である310kPa[gage]（1Pd）以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2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最高使用圧力以下の場合

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pdで0.5%/日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pdで漏えい率1.3%/日となる等価漏えい面積（約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pdにおける漏えい率1.3%/日は、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において原子炉格納容器漏えい率の評価に用いている理論式<sup>\*1</sup>である格納容器圧力が最高使用圧力の2倍である620kPa[gage]（2Pd）及び格納容器雰囲気温度（200℃）までは、事故後7日間に渡り、原子炉格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器圧力が格納容器圧力2Pd及び格納容器雰囲気温度200℃における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○AECの評価式

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

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率（2Pd）	【1.28%/日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5%/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器圧力（2Pd）	【721.325kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力（0.9Pd）	【380.325kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 原子炉格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
R <sub>t</sub>	: 事故時の気体定数 <sup>*2</sup>	【523.7J/Kg・K】

$R_d$ :	空気の気体定数	【287J/Kg・K】
$T_t$ :	事故時の格納容器雰囲気温度 (200°C)	【473.15K】
$T_d$ :	格納容器雰囲気温度 (20°C)	【293.15K】

○G Eの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

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

$L$ :	事故時の原子炉格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.51%/日】
$L_0$ :	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$P_t$ :	事故時の格納容器圧力 (2Pd)	【721.325kPa[abs]】
$P_d$ :	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa[abs]】
$P_a$ :	原子炉格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

$L$ :	事故時の原子炉格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.93%/日】
$L_0$ :	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$\rho_t$ :	事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度※ <sup>3</sup>	【2.9kg/m <sup>3</sup> 】
$\rho_d$ :	設計温度・圧力における原子炉格納容器内気体の平均密度※ <sup>4</sup>	【4.5kg/m <sup>3</sup> 】
$P_t$ :	事故時の格納容器圧力 (2Pd)	【721.325kPa[abs]】
$P_d$ :	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa[abs]】
$P_a$ :	原子炉格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

※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 (平成 16 年 1 月)」(株式会社日立製作所)

※2 事故時の気体定数  $R_t$  は、以下の式により算出した。

$$R_t [\text{J/kg} \cdot \text{K}] = \text{モル気体定数約 } 8.314 [\text{J/K} \cdot \text{mol}] / \text{平均分子量 } M [\text{kg/mol}]$$

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」) における水素発生量 (約 700kg (内訳: ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考えられる。



※3 事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度  $\rho_t$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_t [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{平均分子量} M [\text{kg}/\text{mol}] \times \text{物質質量} n [\text{mol}] / \text{原子炉格納容器体積} V [\text{m}^3]$$

定常流の式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また、上記計算式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2と同じであり、保守的な設定であると考え。

※4 原子炉格納容器内気体の平均密度  $\rho_d$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$

1.205 [kg/m<sup>3</sup>] : 乾燥空気密度 (20°C)

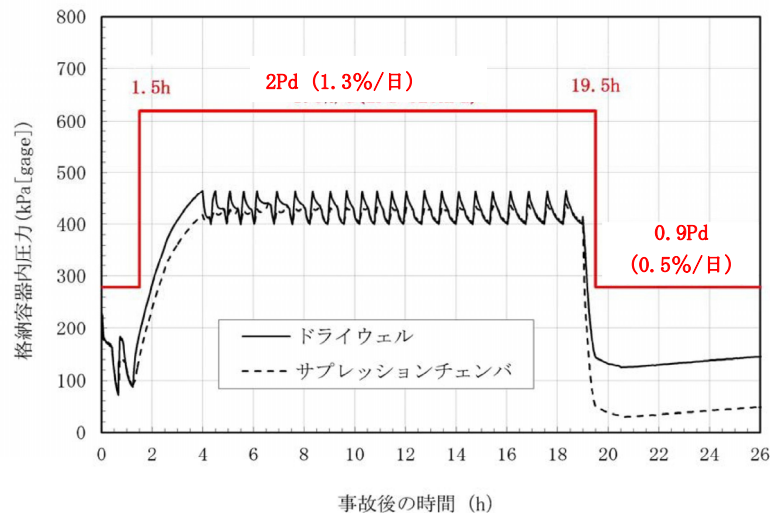
### 3. 無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率

#### 3.1 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、第13-1図のとおり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、0.9Pd以下で0.5%/日、0.9Pd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。



第13-1図 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)

#### 3.2 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。

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ーを考慮している。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。

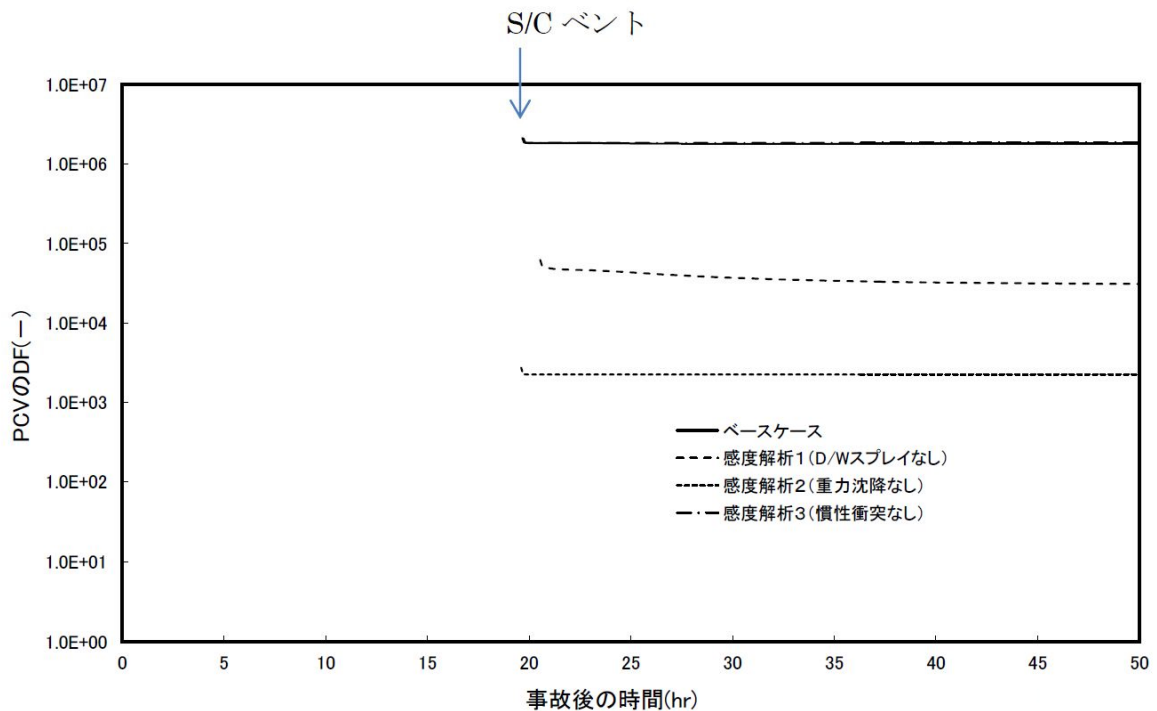
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>[9]</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

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。解析結果を第14-1図に示す。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。

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



第14-1図 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）

第14-1図より、全除去効果を考慮したベースケースにおけるDF（ $10^6$ オーダー）との比較から、重力沈降のDFは $10^3$ 程度、ドライウェルスプレイのDFは $10 \sim 10^2$ 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるDFは $10^4 \sim 10^5$ 程度となるため、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及びドライウェルスプレイ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

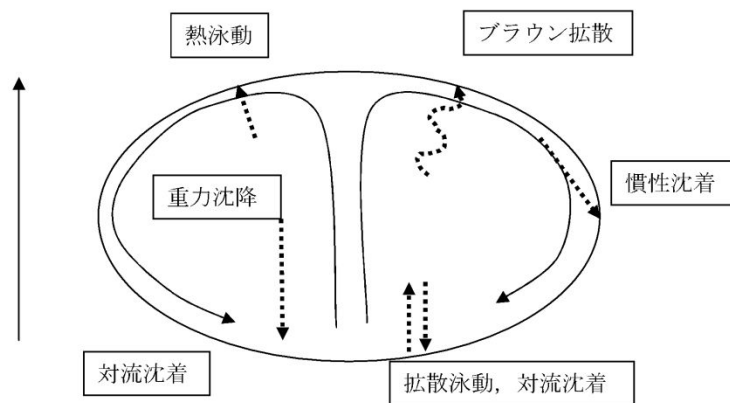
スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。



## 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。第14-2図に、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。



第14-2図 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<sup>※1</sup>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第14-1表及び第14-3図に示す。また、試験結果を第14-4図から第14-10図に示す。

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   $\mu\text{m}$  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   $\mu\text{m}$  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：LATEX粒子（密度   $\text{g}/\text{cm}^3$ ）、SUPRAコード：CsOH（密度   $\text{g}/\text{cm}^3$ ））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<sup>※2</sup>した第14-7図及び第14-9図では、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。

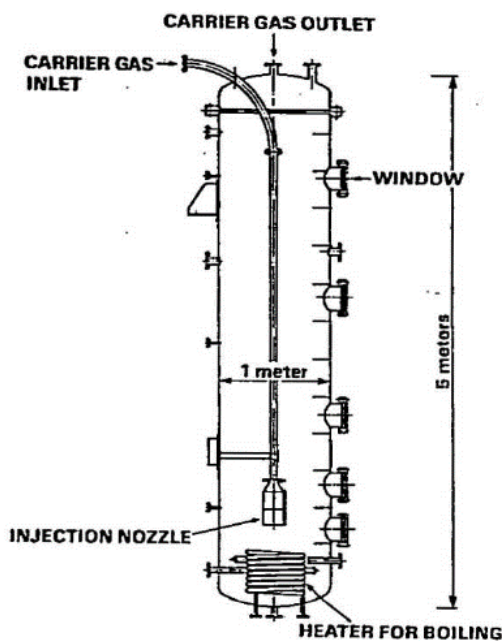
※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（PHASE 2）最終報告書  
平成5年3月

※2 実験ではLATEX粒子を用いているため、その粒径は

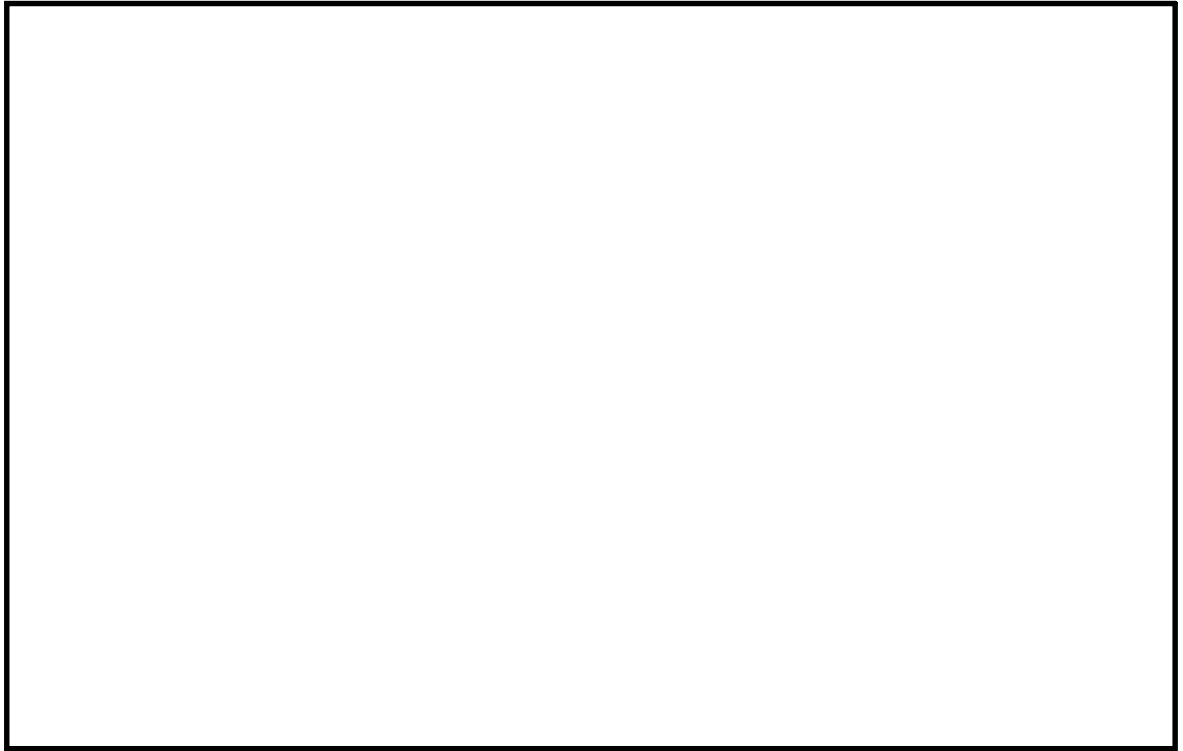
となる。一方、SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 ( $3.675\text{g}/\text{cm}^3$ ) の平方根を乗じることによりに換算する。

第 14-1 表 試験条件

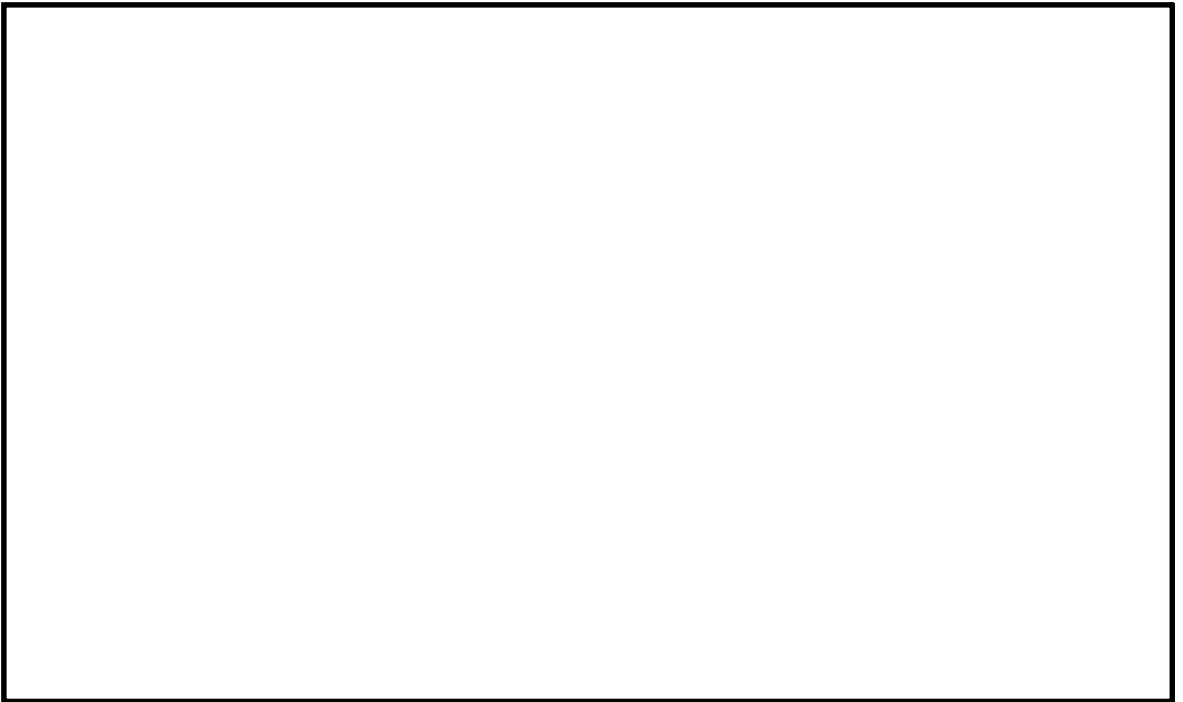
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	600	300~2000
Aerosol property	particle diameter ( $\mu\text{m}$ )	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



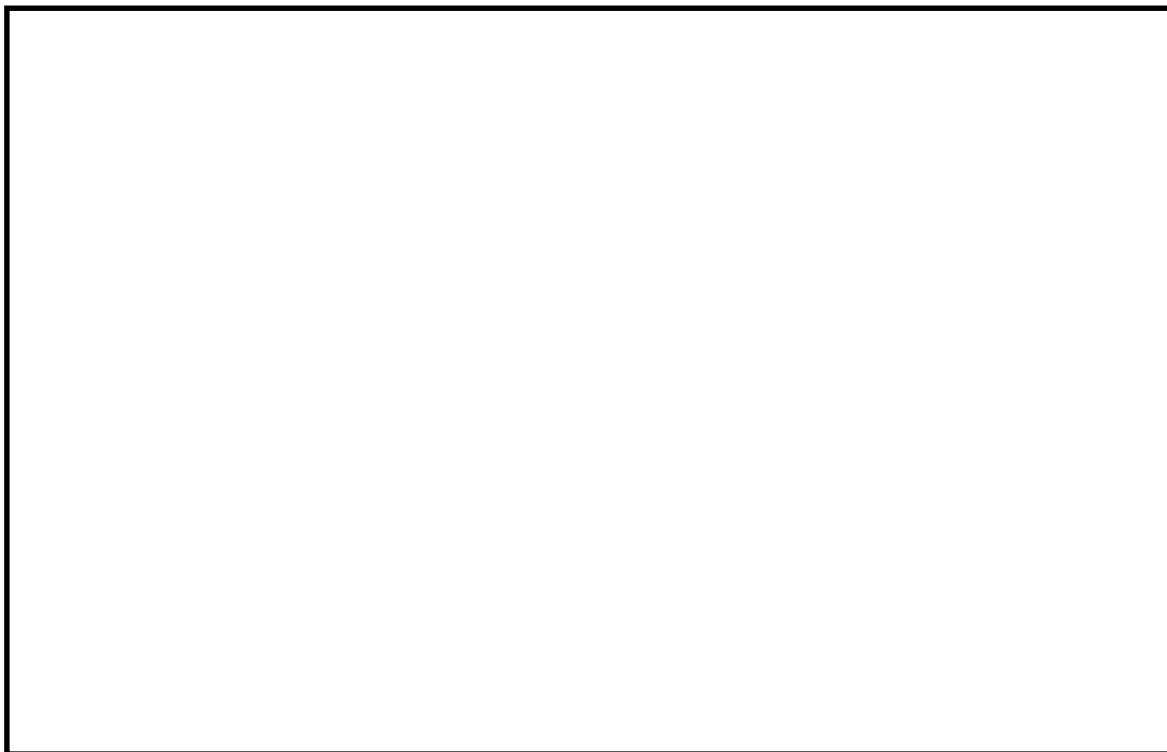
第 14-3 図 試験装置の概要



第 14-4 図 キャリアガス流量に対するDFの比較



第 14-5 図 プール水温に対するDFの比較

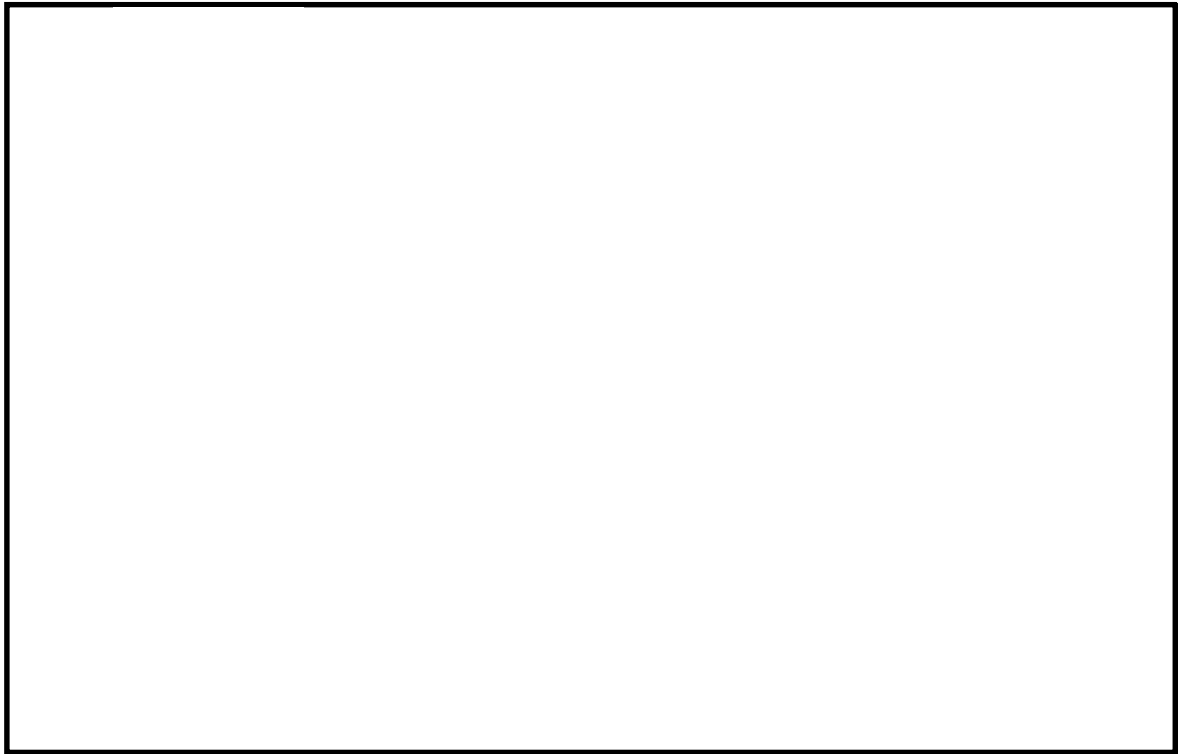


第 14-6 図 水蒸気割合に対するDFの比較

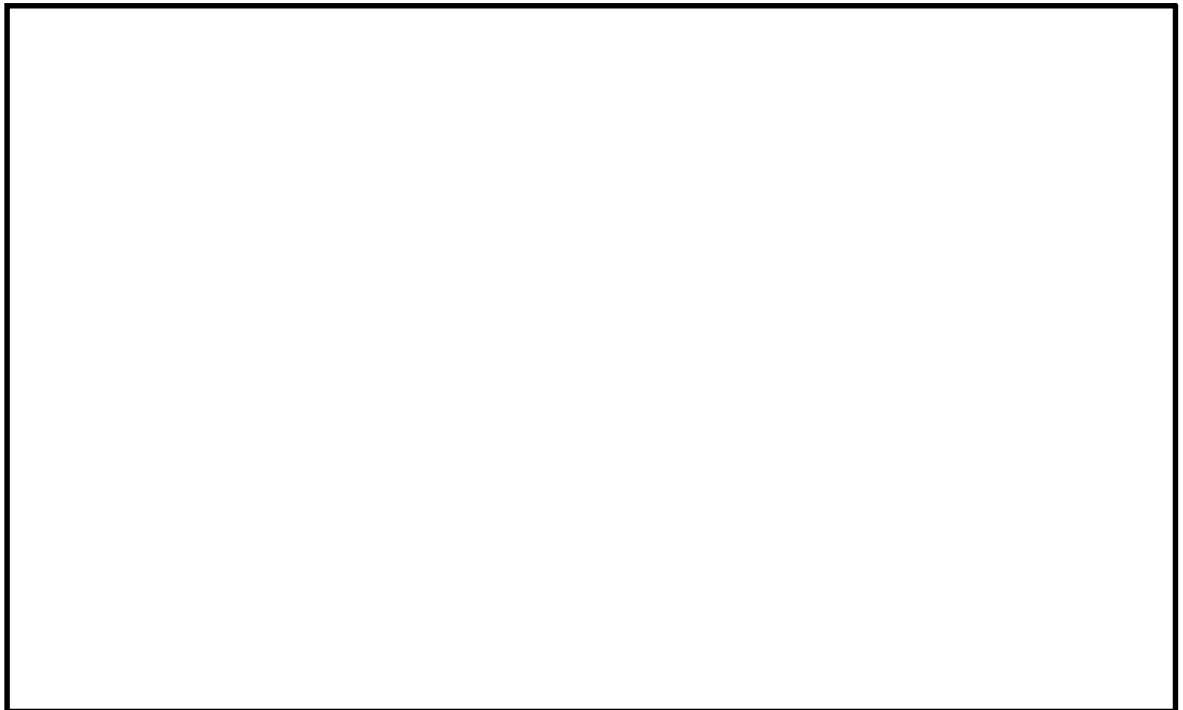


第 14-7 図 水蒸気割合に対するDFの比較 (密度補正)

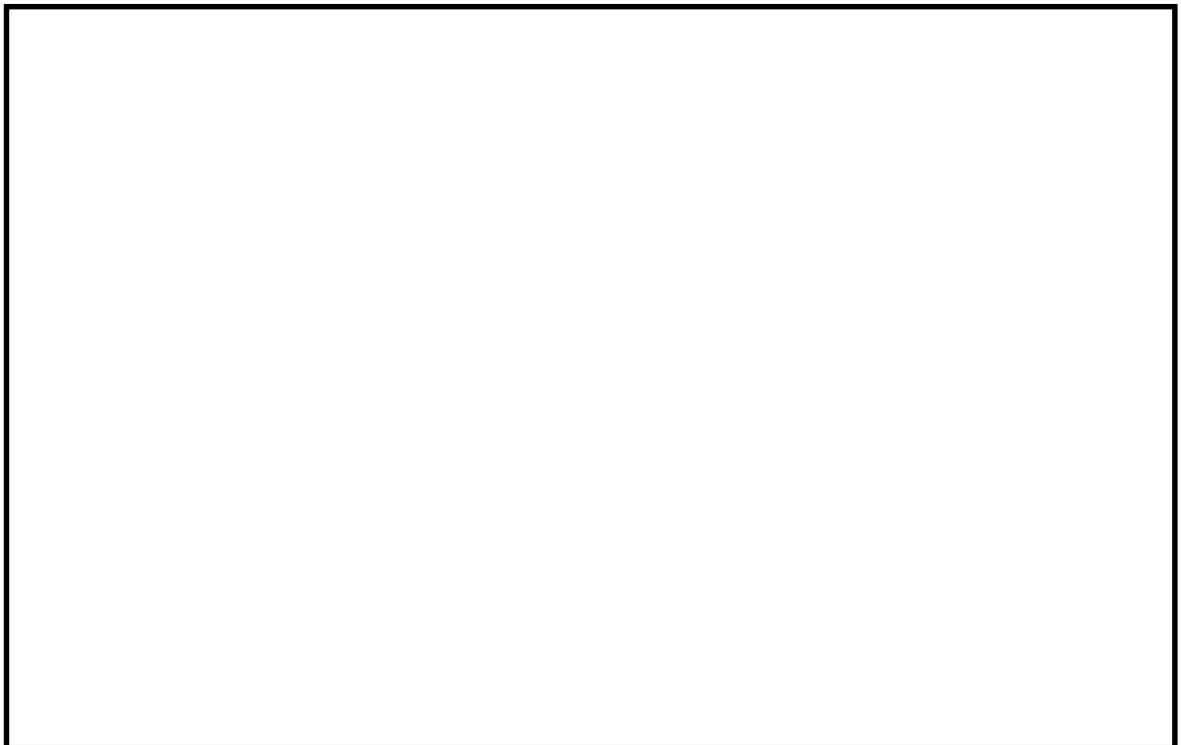




第 14-8 図 スクラビング水深に対するDFの比較



第 14-9 図 スクラビング水深に対するDFの比較 (密度補正)



第 14-10 図 ガス温度に対するDFの比較

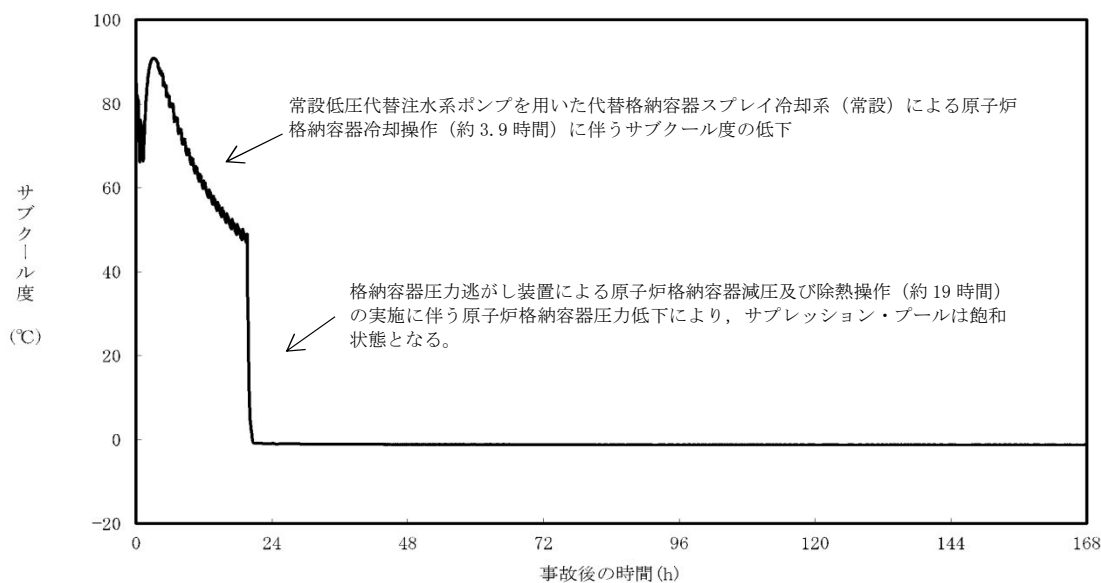
#### 2.4 沸騰による除去効果への影響について

「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、第 14-11 図のとおり、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プレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッション・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第 14-2 表及び第 14-3 表に示す。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、第 3 表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、第 14-12 図のとおり、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、本評価においてサプレッション・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 の沸点はそれぞれ 1,280℃、272.3℃以上<sup>※2</sup>であり、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ですが、サプレッション・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。

※2 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997 年 11 月 20 日



第 14-11 図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

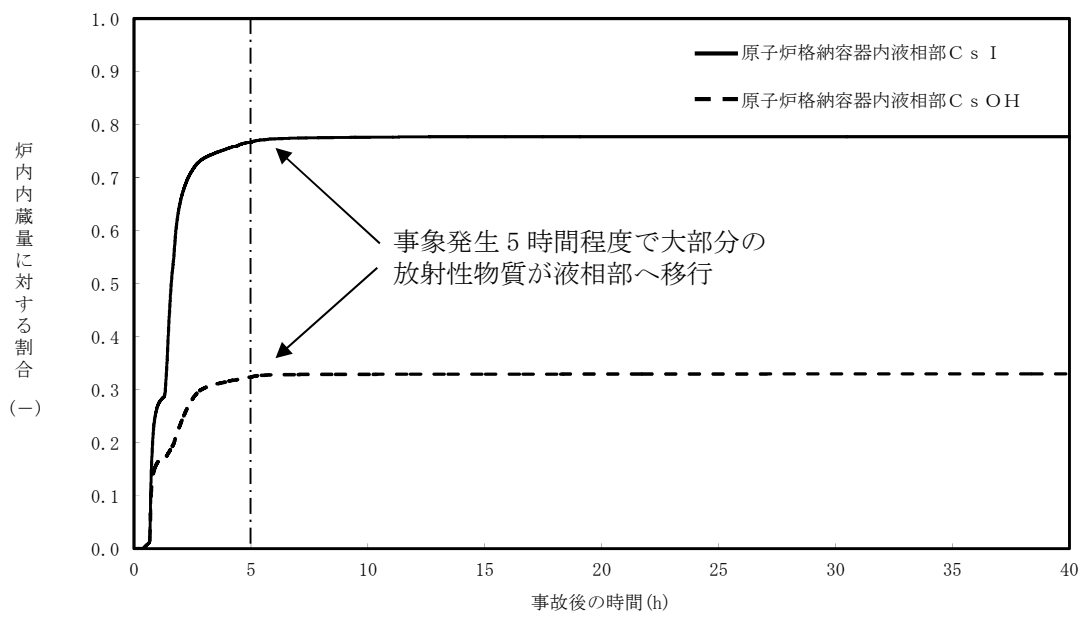
第 14-2 表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	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 55%）相当
原子炉格納容器圧力	<input type="text"/> 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（400～465kPa[gage]）相当
サブプレッション・プール水深	<input type="text"/> m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	<input type="text"/> °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）	<input type="text"/> μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※ 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

第 14-3 表 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"/> μm	<input type="text"/>	
<input type="text"/> μm		



第 14-12 図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

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  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から 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  $\lambda_d$  ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度  $\rho$  の濃度変化 (1/s) は式1で表され、自然沈着率  $\lambda_d$  は時刻  $t_0$  における無機よう素濃度  $\rho_0$  と時刻  $t_1$  における無機よう素濃度  $\rho_1$  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  $9.0 \times 10^{-4}$  (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 Spray-Containment Systems Experiment Interim Report” のCSE A6 実験による無機よう素の気相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。(第15-1図参照)

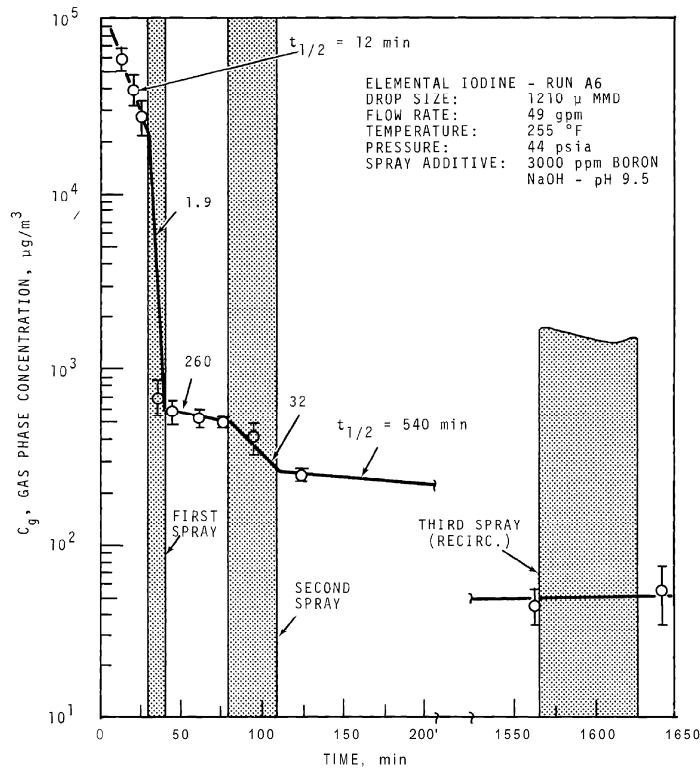


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 15-1 図 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 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第 15-1 表に示す。

第 15-1 表 CSE 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較

	CSE 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 <sup>※1, ※2</sup>	A 5 <sup>※3</sup>	A 1 1 <sup>※3</sup>	
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 0.47 以下 <sup>※4</sup>
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下 <sup>※4</sup>
格納容器 スプレー	間欠 <sup>※5</sup>	なし	なし	間欠 <sup>※6</sup>

- ※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 atmospherics by sprays", BNWL-1244
- ※3 R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457
- ※4 評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度のMAAP解析結果より記載
- ※5 A6 実験はスプレーを伴う実験だが、自然沈着率の算出には 1 回目のスプレー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 格納容器スプレーを実施するが、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第15-2図に示す。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。

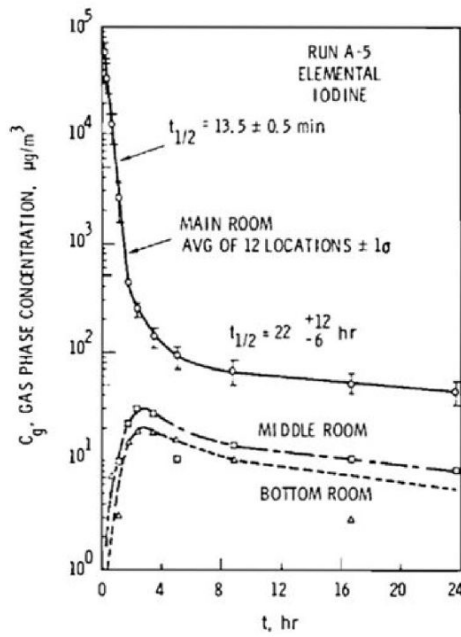


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

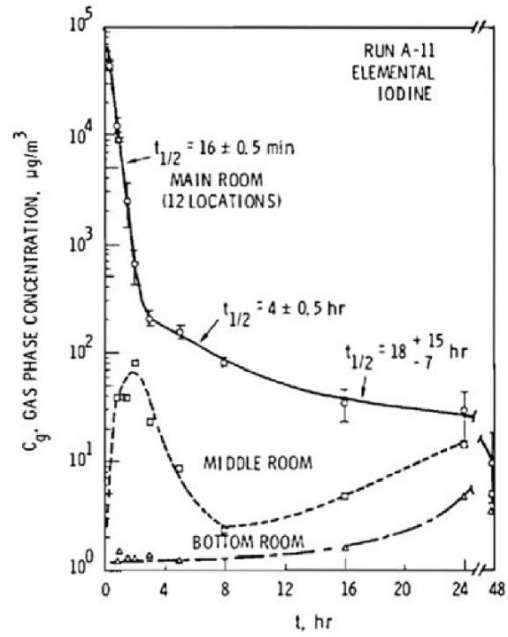


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第15-2図 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実験と東海第二発電所の比表面積の比較を第15-2表に示す。表からCSE実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第15-2表 CSE実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	CSE実験体系	東海第二発電所
体積 (m³)	約 600	約 5,700
表面積 (m²)	約 570	約 5,900
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 1.04

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DF10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、東海第二発電所はMark-II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、DF10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。

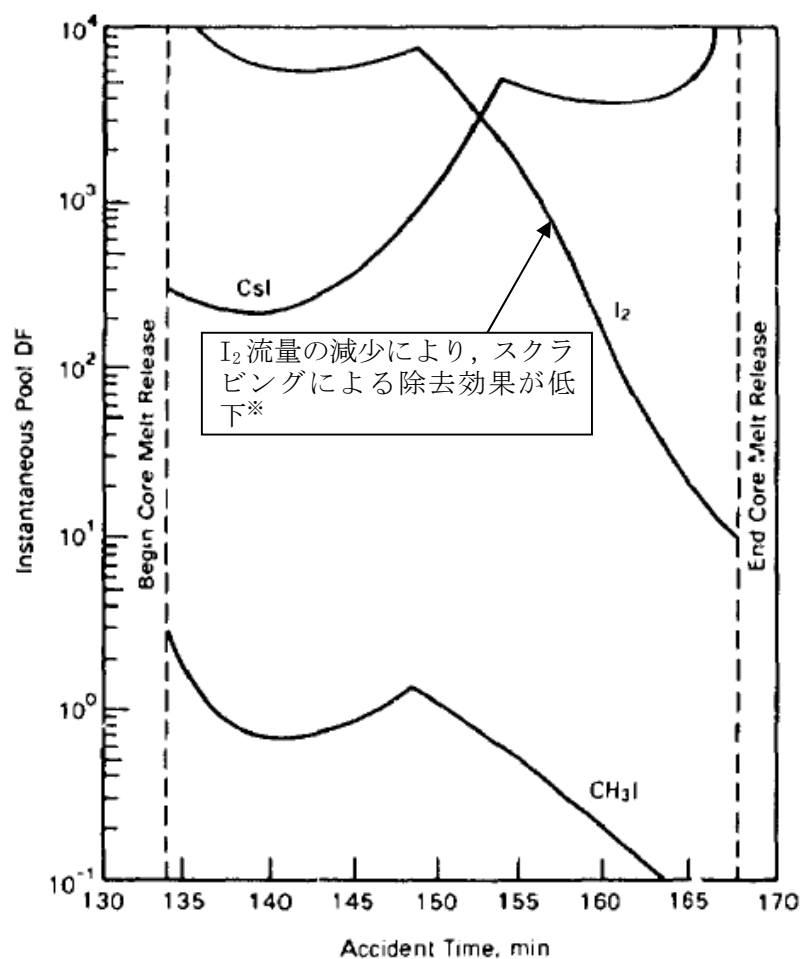
#### 1. SPARCコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5の引用文献<sup>※1</sup>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。計算結果は第16-1図のとおりであり、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

※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  $\text{I}_2$  flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming  $\text{I}_2$  concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool. ”

第 16-1 図 S P A R C 計算結果 (瞬時値 DF)

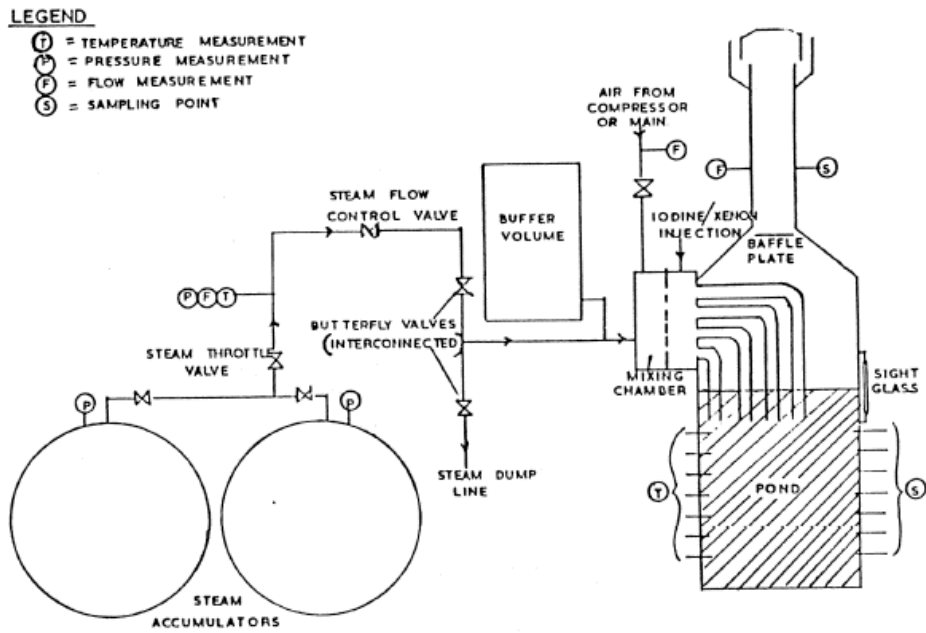
## 2. UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

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<sup>※2</sup>及びPOSEIDON<sup>※3</sup>において実験が行われている。実験体系を第 16-2 図及び第 16-3 図, 実験条件及び実験結果を第 16-1 表及び第 16-2 表に示す<sup>※4</sup>。第 16-2 表のとおり, 無機よう素の DF は最小で 14 である。

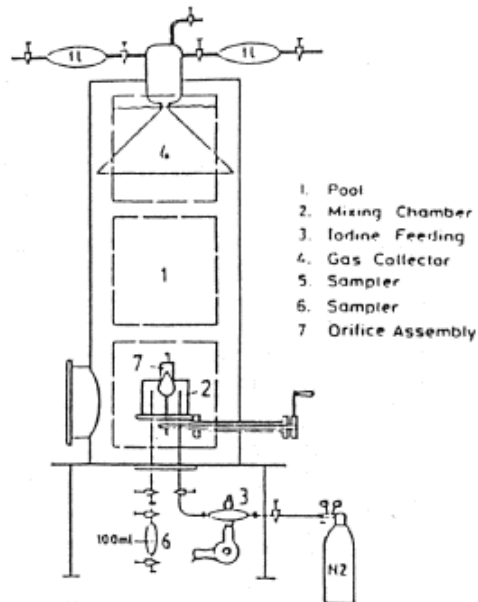
※2 イギリスのウィンフリス (重水減速沸騰軽水冷却炉 (SGHWR)) の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

※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



第 16-2 図 UKAEA 実験体系



第 16-3 図 POSEIDON 実験体系

第 16-1 表 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, $\mu\text{m}$	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	$\text{N}_2$ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI $\text{TeO}_2$ Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, $\text{N}_2$ 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	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ 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	$\text{N}_2$ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + $\text{N}_2$	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	$\text{I}_2$ vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEIDON	$\text{I}_2$ vapour	-	$\text{N}_2$	0	ambient	ambient	-single orifice -multior.

第 16-2 表 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, $\text{TeO}_2$ Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr $\text{I}_2$	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	$\text{I}_2$	20 - 300 000

\* Only one test performed.

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+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）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解析結果を第17-1表に、NUREG-1465の知見を用いて一部補正した結果を第17-2表に示す。

第17-1表 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 <sup>※1</sup>	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 <sup>※1</sup>
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI 類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$
CsOH 類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$
Sb 類	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $4.4 \times 10^{-5}$	約 $3.8 \times 10^{-7}$
SrO 類	約 $8.6 \times 10^{-5}$	約 $2.6 \times 10^{-5}$
BaO 類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $3.5 \times 10^{-6}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$

※1 小数点第2位を四捨五入

第 17-2 表 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 <sup>※1</sup>	格納容器圧力逃がし装置 への放出割合 <sup>※1</sup>
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI 類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$
CsOH 類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$
Cs 類 <sup>※2</sup>	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $4.5 \times 10^{-7}$
Sb 類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$
SrO 類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$
BaO 類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $4.5 \times 10^{-9}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-8}$	約 $8.9 \times 10^{-10}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $3.6 \times 10^{-10}$

※1 小数点第 2 位を四捨五入

※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

第 7-1 表によると、高揮発性核種 (CsI, CsOH) のベントラインからの放出割合 ( $10^{-6}$  ~  $10^{-7}$  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。

第 17-3 表は、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。

第 17-3 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在割合※<sup>3</sup>

(単位: %)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>129</sup> I	<sup>85</sup> Kr
原子炉建屋									
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) <sup>†</sup>	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(おもに地下水洗殿物)のため, ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって, ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であると考え。

※<sup>3</sup> 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, 第 17-4 表は, 福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが, 最も多く検出されているのは高揮発性核種(セシウムやよう素)であり, 多くの中・低揮発性核種は不検出 (ND) という結果となっている。

第 17-4 表 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 グランド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野鳥の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5.6号機サ-ビス ビル前 (北約1.000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2機近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06	
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4	
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05		
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04		
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05		
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05		
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05		
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND		
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02		
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04		
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND		
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03		
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03		
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND		
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND		

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

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※<sup>4</sup>, 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、第17-1表の中・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からも、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、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP解析とNUREG-1465の想定と比較を第17-5表のとおりであり、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圧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。

第17-5表 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	炉心熔融が開始し、熔融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
MAAP	約4分～約27分※5	約27分～約3.3時間※6
NUREG-1465	～30分	30分～2時間

※5 炉心損傷開始（燃料被覆管1,000K）～燃料熔融開始（燃料温度2,500K）

※6 原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧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、CsIグループ、CsOHグループ

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

なお、Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I元素とCs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Csの放出割合
- $F_{CsOH}(T)$  : 時刻TにおけるCsOHグループの放出割合
- $F_{CsI}(T)$  : 時刻TにおけるCsIグループの放出割合
- $M_I$  : 停止直後のIの炉内蓄積重量
- $M_{Cs}$  : 停止直後のCsの炉内蓄積重量
- $W_I$  : Iの分子量
- $W_{Cs}$  : Cs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Csの放出割合、希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用し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Csと同一になるものとし<sup>7</sup>、事象発生から168時間経過時点におけるCsの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率はNUREG-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、第17-6表に、NUREG-1465で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

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

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

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

- $F_i(T)$  : 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Csの放出割合
- $Y_i$  : NUREG-1465におけるi番目のMAAP核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合
- $Y_{Cs}$  : NUREG-1465におけるCsに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

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。

第 17-6 表 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 <sub>2</sub> , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※8 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。）

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第17-7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第17-1図のとおりであり、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。

第17-7表 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 <sup>※9</sup>
希ガス類	Kr, Xe
CsI類	I
CsOH類	Cs, Rb
Sb類	Sb
TeO <sub>2</sub> 類	Te
SrO類	Sr
BaO類	Ba
MoO <sub>2</sub> 類	Mo, Co, Tc, Ru, Rh
CeO <sub>2</sub> 類	Ce, Np, Pu
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	La, Y, Zr, Nb, Pr, Nd, Am, Cm

※9 本評価において「Te<sub>2</sub>類」及び「UO<sub>2</sub>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 <sub>2</sub>
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 <sub>2</sub>
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 <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
		9	CeO <sub>2</sub>
		10	Sb
		11	Te <sub>2</sub>
		12	UO <sub>2</sub>

第 17-1 図 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 Csの放出割合の評価式について

Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I及びCsの原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びにI及びCs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 Cs の放出割合
$F_{CsOH}(T)$	: 時刻 T における CsOHグループの放出割合
$F_{CsI}(T)$	: 時刻 T における CsIグループの放出割合
$M_I$	: 停止直後の I の炉内蓄積重量
$M_{Cs}$	: 停止直後の Cs の炉内蓄積重量
$W_I$	: I の分子量
$W_{Cs}$	: Cs の分子量

1. CsIに含まれるCs

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCsは、CsI中に含まれるIの重量にI及びCs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 CsI 中に含まれる Cs の放出量

2. CsOHに含まれるCs

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

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

$M_{Cs(CsOH)}(T)$ : 時刻 T における CsOH 中に含まれる Cs の放出量

3. Csの放出割合

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

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

$$\begin{aligned}
& M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{Csl}(T) + (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T) \\
= & \frac{\hspace{10em}}{M_{Cs}} \\
= & F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{Csl}(T) - F_{CsOH}(T))
\end{aligned}$$

参考3 MAA P解析結果及びNUREG-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NUREG-1465の放出割合を第17-8表に示す。第17-8表のとおり、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の放出割合の方が大きい。これは東海第二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。

第17-8表 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465 <sup>*8</sup>
希ガス	約0.95	1
I	約0.78	0.30
Cs	約0.37	0.25

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第 18-1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 18-2 表に示す。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<sup>-</sup> 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、第 18-3 表に示す R. G. 1. 195 のヨウ素の化学形態毎の存在割合を用いることとした。



第 18-1 表 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 <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> 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

第 18-2 表 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 <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (l)	I <sup>-</sup> (l)	CH <sub>3</sub> 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

第 18-3 表 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%

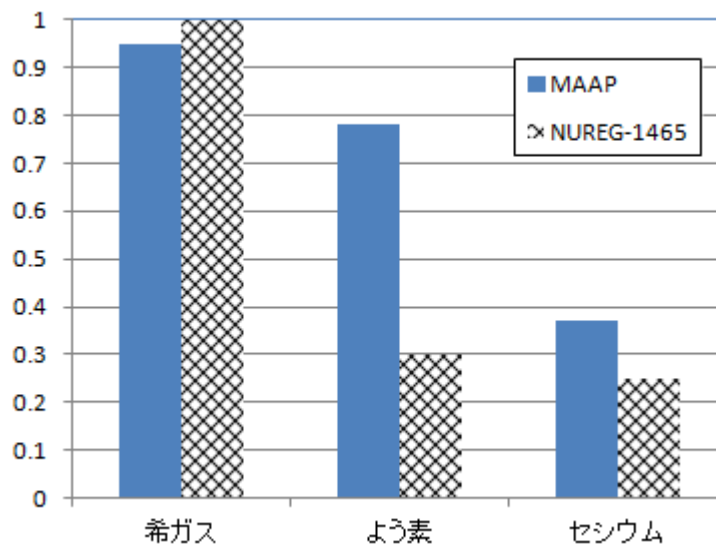
19. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるNUREG-1465を用いた評価とMAAP解析での評価の比較について

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の放出割合を第19-1表及び第19-1図に示す。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。これは東海第二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。

第19-1表 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465 <sup>※</sup>
希ガス	約0.95	1
I	約0.78	0.30
Cs	約0.37	0.25

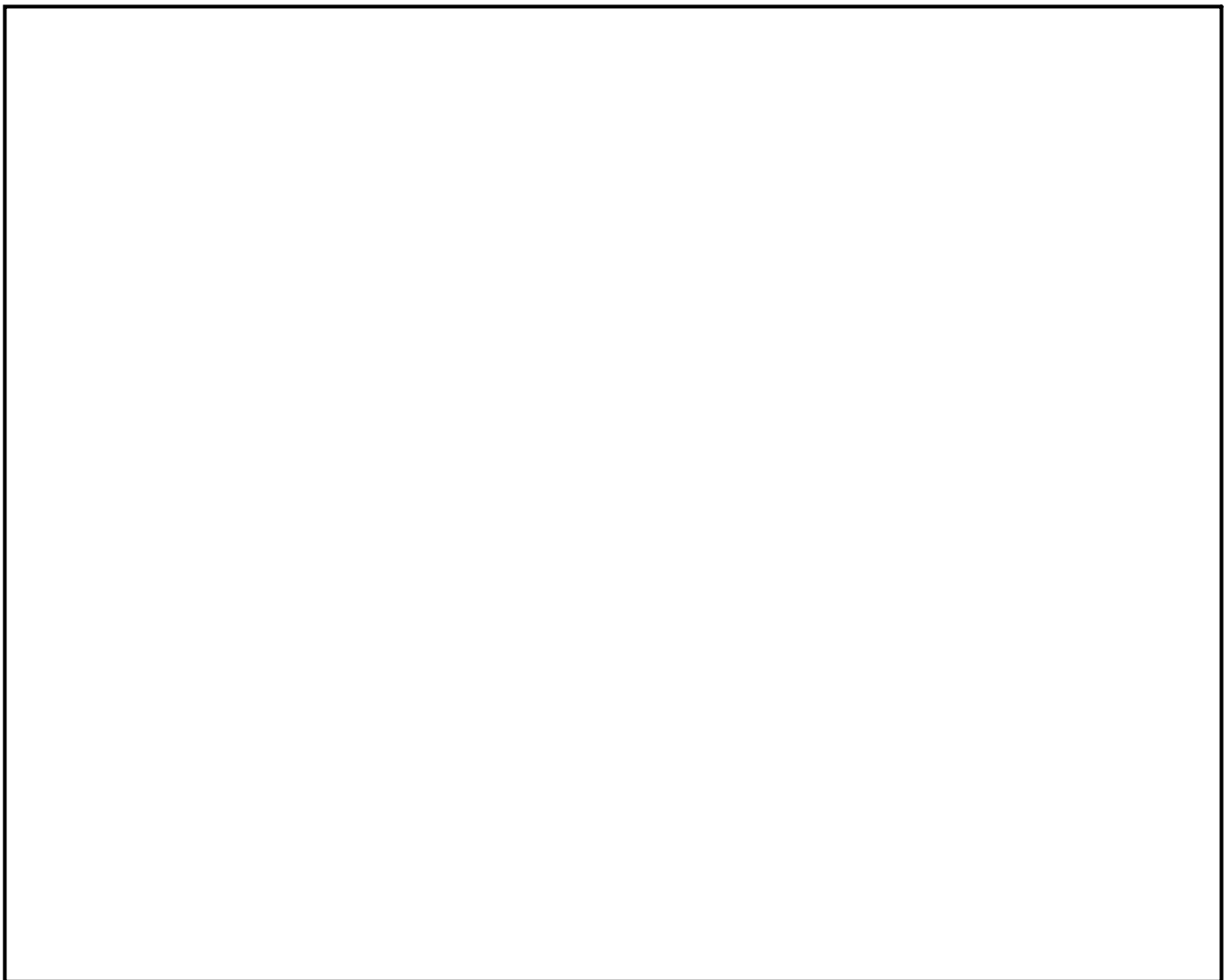
※ NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）



第19-1図 原子炉格納容器内への放出割合の比較

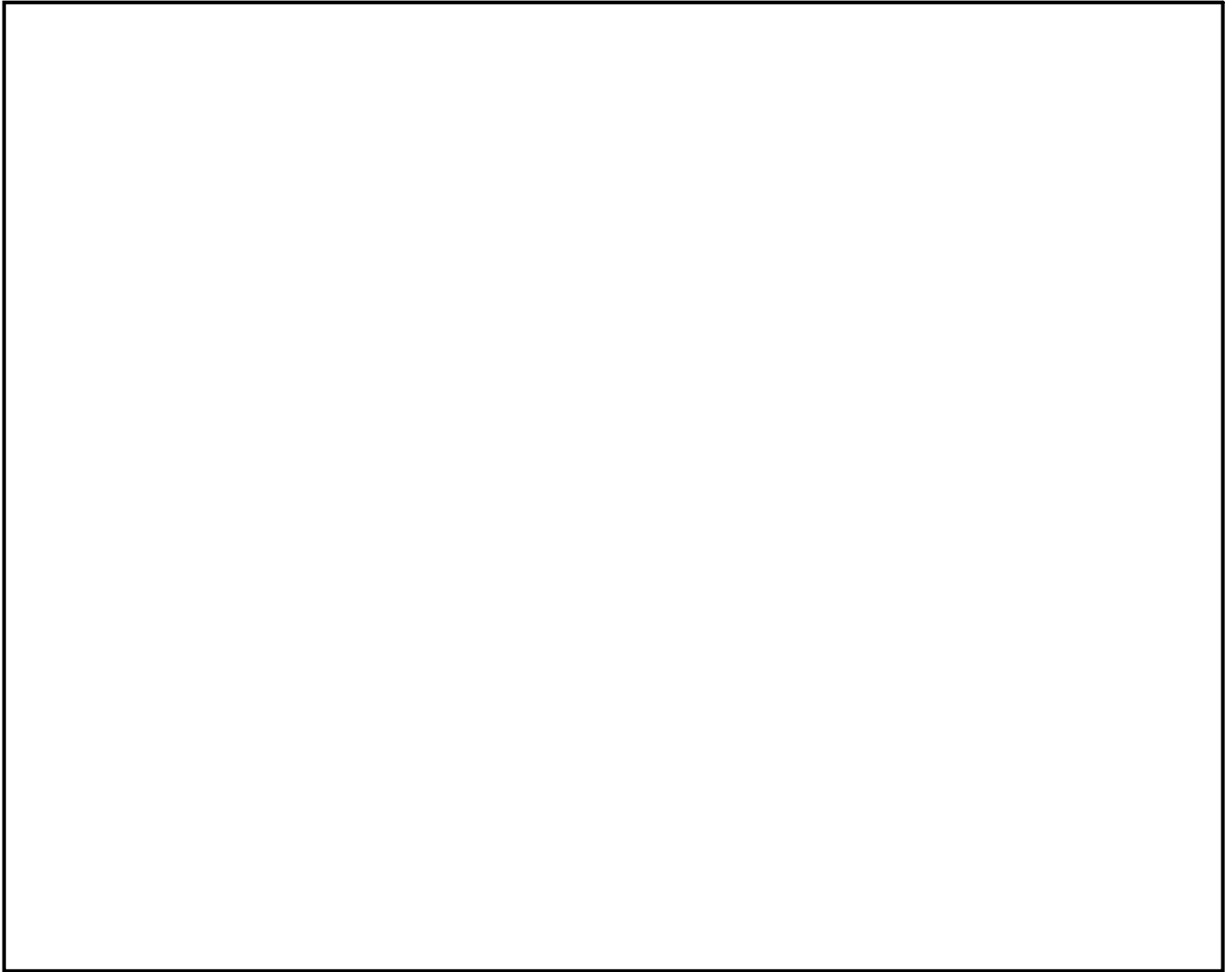
20. 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について

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。評価対象方位を第 20-1 図から第 20-4 図に、各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果を第 20-1 表に示す。



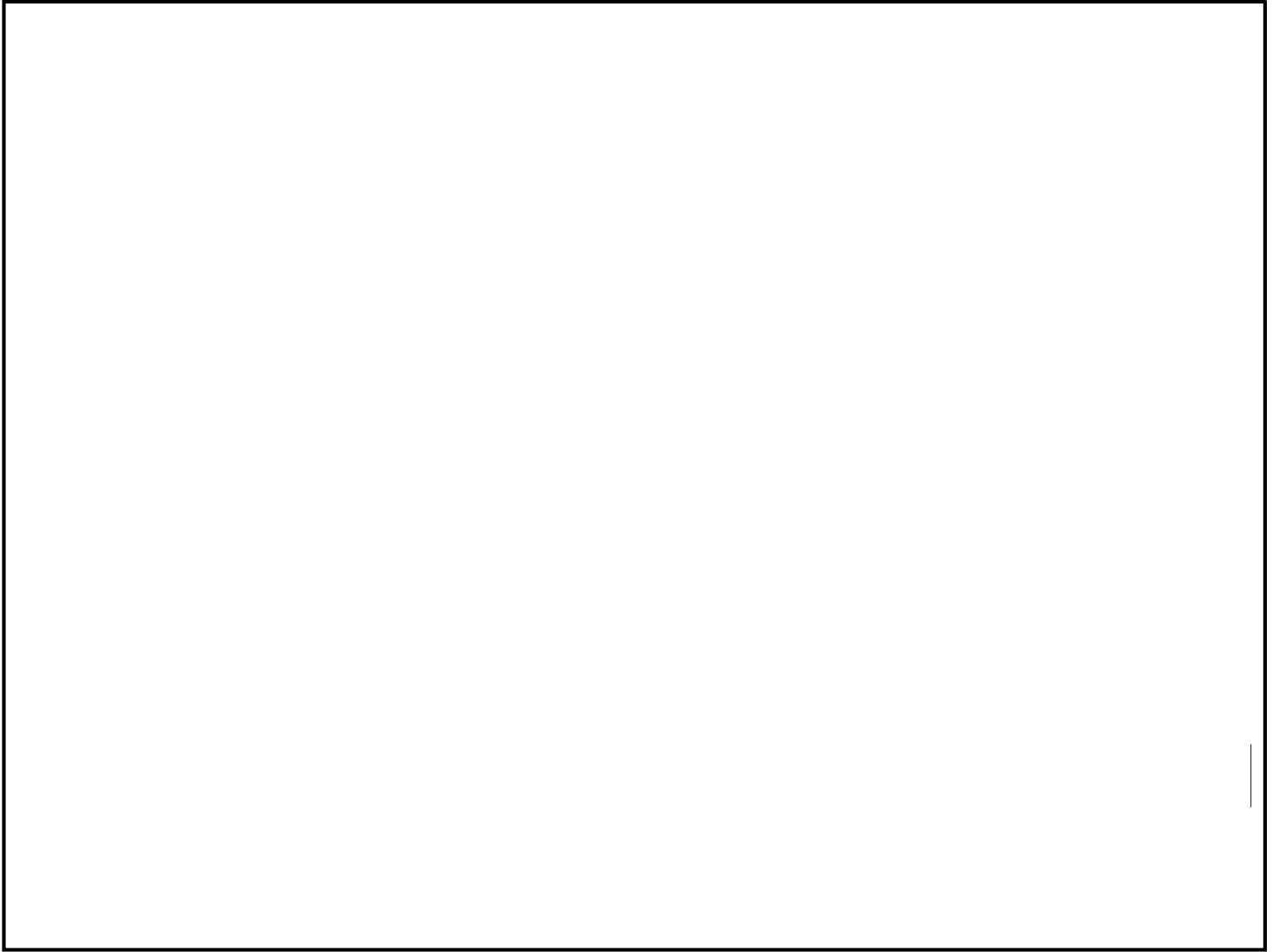
第 20-1 図 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：中央制御室中心）



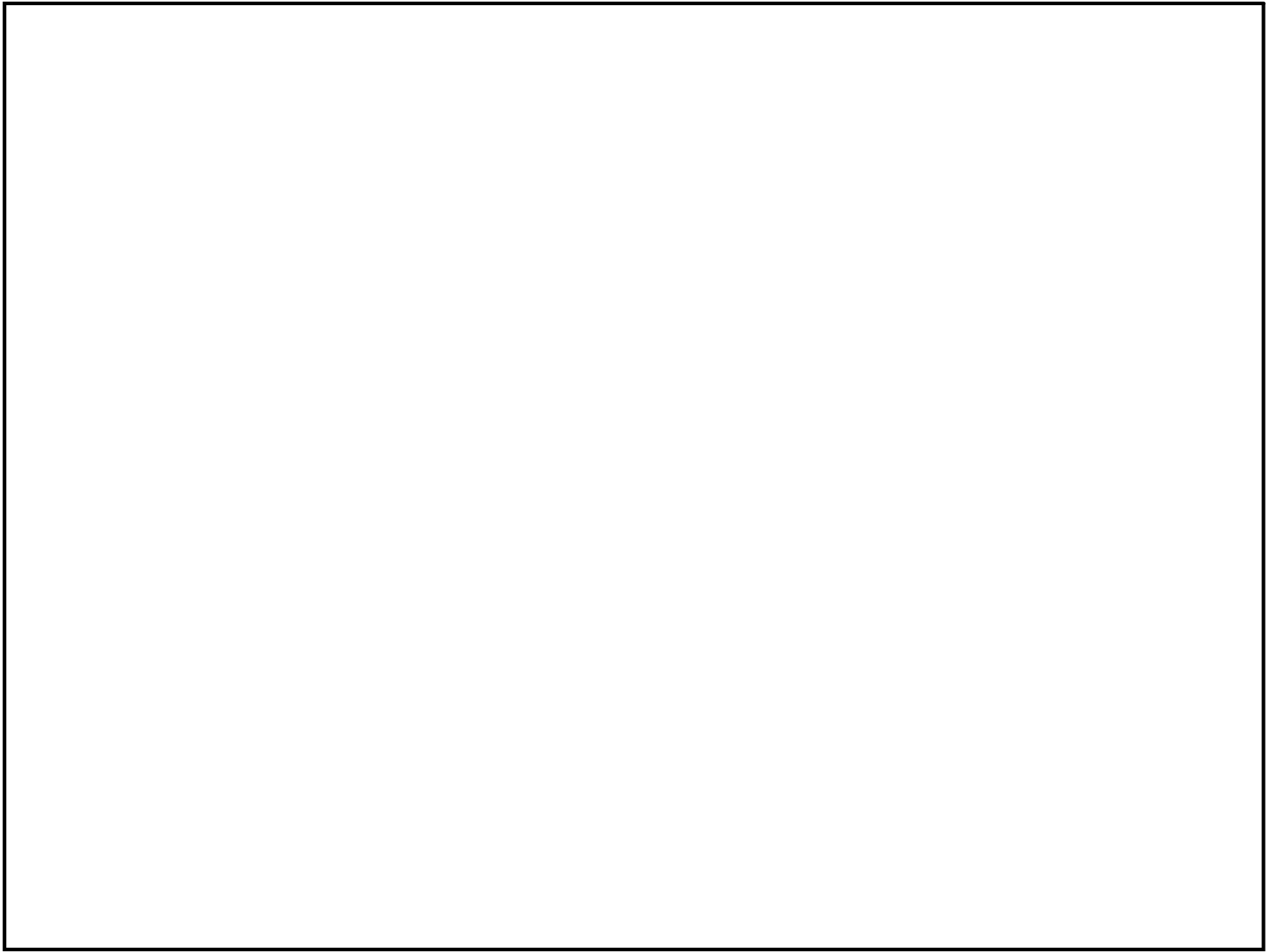
第 20-2 図 入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：建屋出入口）



第 20-3 図 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：中央制御室中心）



第 20-4 図 入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：建屋出入口）

第 20-1 表 各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果

評価対象		評価点 (放出源からの距離)	着目方位	相対濃度 ( $\alpha/Q$ ) ( $s/m^3$ )	相対線量 ( $D/Q$ ) ( $Gy/Bq$ )
格納容器 圧力逃が し装置出 口配管※ <sup>1</sup>	室内 作業時	中央制御室中心 (55m)	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位)	$3.7 \times 10^{-4}$	$8.8 \times 10^{-19}$
	入退域時	建屋出入口 (45m)	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	$3.7 \times 10^{-4}$	$9.4 \times 10^{-19}$
建屋放出 (原子炉 建屋側壁) ※ <sup>2</sup>	室内 作業時	中央制御室中心 (10m)	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	$8.3 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
	入退域時	建屋出入口 (15m)	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	$8.2 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
非常用ガ ス処理系 出口放出※ <sup>3</sup>	室内 作業時	中央制御室中心 (100m)	W (1 方位)	$3.0 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-20}$
	入退域時	建屋出入口 (110m)	W (1 方位)	$3.0 \times 10^{-6}$	$9.0 \times 10^{-20}$

※1 格納容器圧力逃がし装置出口配管から放出については、被ばく評価手法（内規）に従い、建屋の影響を受ける場合の計算拡散式とされている以下の式より放出源の高さが地表面よりも十分離れているため右辺の指数減衰項を無視して算出した。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right] \cdots \cdots (5.4)$$

$$\Leftrightarrow \chi/Q = \frac{1}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right)$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

$\chi(x, y, z)$	: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m <sup>3</sup> )
$Q$	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
$U$	: 放出源を代表する風速	(m/s)
$H$	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)
$\sum_y$	: 建屋の影響を加算した 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)
$\sum_z$	: 建屋の影響を加算した 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)

※2 建屋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。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right] \cdots \cdots (5.4)$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

$(\chi/Q)_i$	: 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m <sup>3</sup> )
$H$	: 放出源の高さ	(m)
$z$	: 評価点の高さ	(m)
$U_i$	: 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)
$A$	: 建屋等の風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )
$c$	: 形状係数	(-)
$\sum_{yi}$	: 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)
$\sum_{zi}$	: 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)
$\sigma_{yi}$	: 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)
$\sigma_{zi}$	: 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)



※3 非常用ガス処理系出口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。

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

$(\chi/Q)_i$	:時刻 <i>i</i> の相対濃度	$(s/m^3)$
$z$	:評価点の高さ	$(m)$
$H$	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	$(m)$
$U_i$	:時刻 <i>i</i> の風速	$(m/s)$
$\sigma_{yi}$	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	$(m)$
$\sigma_{zi}$	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	$(m)$

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。評価結果を第20-2表に示す。

第 20-2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果 (1/3)

(格納容器圧力逃がし装置放出)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s/m <sup>3</sup> )	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy/Bq)
室内作業時	...	...	...	...
	96.990	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 8.8×10 <sup>-19</sup>
	97.001	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 8.8×10 <sup>-19</sup>
	97.013	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 8.8×10 <sup>-19</sup>
	...	...	...	...
入退域時	...	...	...	...
	96.990	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 9.4×10 <sup>-19</sup>
	97.001	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 9.4×10 <sup>-19</sup>
	97.013	約 3.8×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 9.4×10 <sup>-19</sup>
	...	...	...	...

第 20-2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果 (2/3)

(建屋放出)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s/m <sup>3</sup> )	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy/Bq)
室内作業時	...	...	...	...
	96.990	約 8.3×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.001	約 8.3×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.013	約 8.3×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	...	...	...	...
入退域時	...	...	...	...
	96.990	約 8.2×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.001	約 8.2×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.013	約 8.2×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	...	...	...	...

第 20-2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果 (3/3)

(非常用ガス処理系出口放出)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s/m <sup>3</sup> )	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy/Bq)
室内作業時	...	...	...	...
	96.994	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	96.994	約 8.8×10 <sup>-20</sup>
	97.006	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	97.006	約 8.8×10 <sup>-20</sup>
	97.018	約 3.1×10 <sup>-6</sup>	97.018	約 8.8×10 <sup>-20</sup>
	...	...	...	...
入退域時	...	...	...	...
	96.994	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	96.994	約 9.0×10 <sup>-20</sup>
	97.006	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	97.006	約 9.0×10 <sup>-20</sup>
	97.018	約 3.1×10 <sup>-6</sup>	97.018	約 9.0×10 <sup>-20</sup>
	...	...	...	...

21. 中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量について

中央制御室換気系フィルタユニットの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. 中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子の保持容量は、375 g/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、6枚（1系統）で、保持容量は2250 gとなる。

2. 中央制御室換気系チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室換気系チャコールフィルタの活性炭充てん量は、16.5 kg/トレイ×6個（1系統）で99 kgであり、吸着容量は、99 g（1 g/kg×99 kg）となる。

中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量を第21-1表に示す。

第21-1表 中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
中央制御室換気系高性能粒子フィルタ	2250 g
中央制御室換気系チャコールフィルタ	99 g

## 22. 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて

中央制御室換気系フィルタの近傍には、中央制御室チェンジングエリアがあるため、フィルタ内に付着した放射性物質からのガンマ線に起因する運転員の身体の汚染検査等に伴う被ばく線量を評価した。

### 1. 考慮する線源

格納容器ベント実施に伴い放出される放射性物質のうち希ガス類はフィルタ装置に取り込まれず、中央制御室換気系の粒子用高効率フィルタ及びよう素チャコールフィルタ内には放射性物質が取り込まれる。

取り込まれる放射性物質のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合の大気放出量は第 22-1 表のとおりであり、希ガス類及びよう素類の放出割合が大きい。したがって、よう素チャコールフィルタに取り込まれたよう素が支配的な線源となる。

上記のことから、よう素チャコールフィルタ内のよう素に起因するガンマ線による影響を評価した。

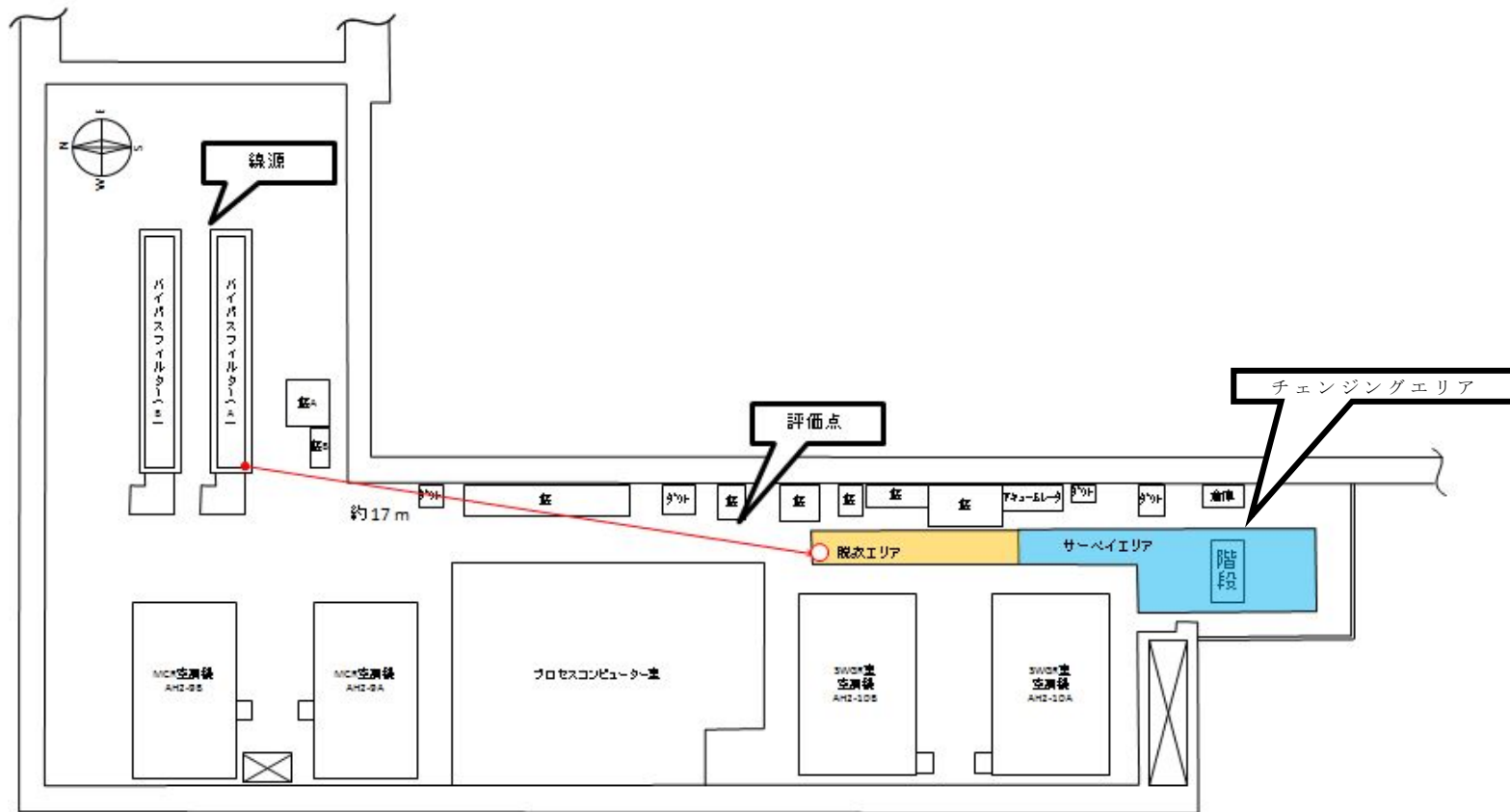
なお、よう素チャコールフィルタに流入するよう素は、その全量がフィルタ内に取り込まれるものとし、よう素はフィルタ内に一様に分布するものとした。

第 22-1 表 炉心の著しい損傷が発生した場合の大気放出量

	大気放出量 (Bq)
希ガス類	約 $9.0 \times 10^{18}$
よう素類	約 $1.0 \times 10^{16}$
C s OH類	約 $3.8 \times 10^{13}$
S b類	約 $4.5 \times 10^{12}$
T e O <sub>2</sub> 類	約 $3.7 \times 10^{13}$
S r O類	約 $2.0 \times 10^{13}$
B a O類	約 $2.0 \times 10^{13}$
M o O <sub>2</sub> 類	約 $6.9 \times 10^{12}$
C e O <sub>2</sub> 類	約 $4.3 \times 10^{12}$
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.2 \times 10^{12}$

## 2. 評価点

チェンジングエリアの中でよう素フィルタに最も近い点を評価点として選定した。線源と評価点との位置関係を第 22-1 図に示す。



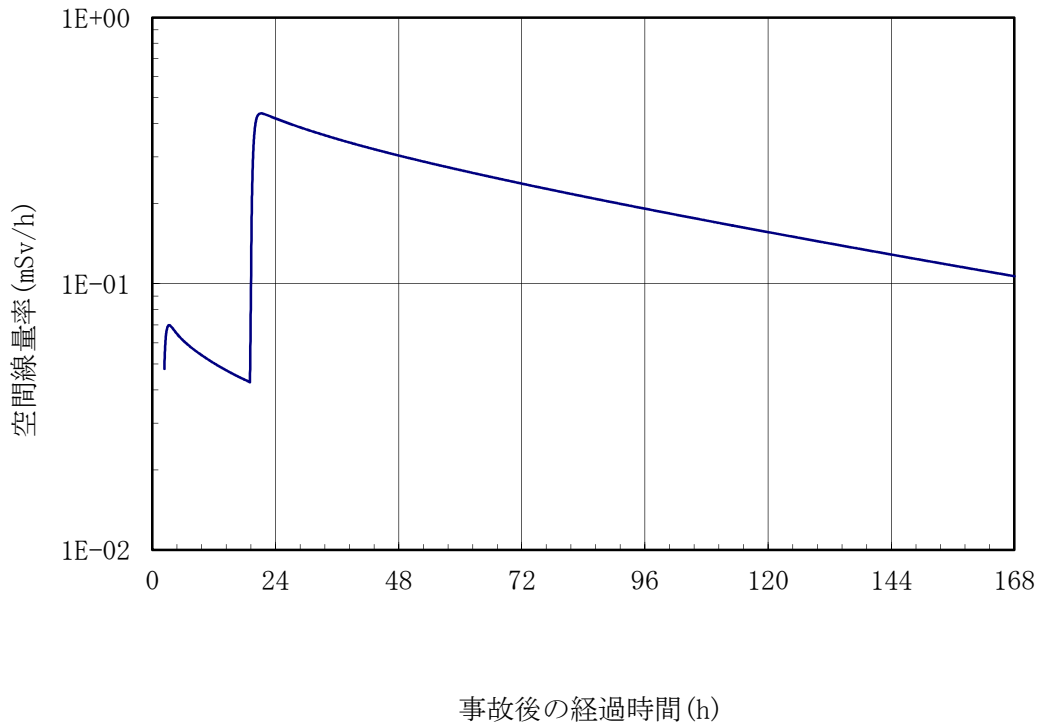
第 22-1 図 線源，チェンジングエリア及び評価点の位置関係

### 3. 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコードを用いた。

### 4. 評価結果

評価点における空間線量率の推移を第 22-2 図に示す。チェンジングエリア内の線量率は最大で約 0.4mSv/h である。



第 22-2 図 チェンジングエリアの空間線量率の推移

## 23. 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、全面マスクの防護係数として 50 を使用している。

### 1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 0412 第 1 号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）（以下「基発 0412 第 1 号」という。）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取り扱う場合、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 38 条 事業者は、第 28 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 3 条第 3 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 10 mg / m <sup>3</sup> 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 10 mg / m <sup>3</sup> 以下の場所における作業)	捕集効率 95 % 以上	捕集効率 80 % 以上	捕集効率 80 % 以上



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

## 2. マスクメーカーによる除染係数検査結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、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。その結果は第23-1表に示すとおりであり、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$ 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）

第23-1表 マスクメーカーによる除染係数検査結果

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

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。この漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約1,075であった。

## 3. 呼吸用保護具着用に関する教育・訓練について

東海第二発電所では、定期検査等において定期的に着用のあることから、基本的に呼吸用保護具着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。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呼吸用保護具着用訓練において、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呼吸用保護具を着用できていることを確認する。

今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、呼吸用保護具着用の熟練度を高めて行く。

24. 運転員の勤務体系について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態（5直2交替）に基づき設定した。被ばく評価においては、事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に、勤務スケジュール上、最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。また、班当たりの線量が高くなる場合には、被ばくの平準化のため日勤業務の班が交替するものとし評価を行った。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

被ばく評価の勤務形態については、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後が被ばくの影響の大きくなることから、勤務スケジュール上、最も滞在時間が長くなる場合を想定し設定した。

想定する勤務体系は第24-1表に示すとおりである。また、事故発生直後に滞在している班（A班）は、線量が高くなることから、被ばくの平準化のため、2日目以降は、A班の代わりに日勤業務の班（E班）が滞在するものとし評価を行った。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域（片道）に必要な時間を15分とし評価を行った。

第24-1表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:45
2直	21:30～8:15
日勤業務	—

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直						
B班			1直	1直		2直	2直
C班	2直				1直	1直	
D班		2直	2直				1直
E班		1直		2直	2直		

① 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合

格納容器ベント実施時はベント放出による被ばくの影響が大きくなることから、ベント実施直前に交替し、ベント実施時に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（E班がベント実施時に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント	
経過時間(h)	0	18	19	
時刻	14:00	21:30	8:00	21:30
1直	A班		E班	
2直	C班		D班	

② 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合

事故発生直後（事象発生から2時間）は換気系が停止していることから被ばくの影響が大

きくなることから、事故発生時に交替し、事故発生直後に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（A班が事故発生直後に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント			
経過時間(h)	0		19			
時刻	8:00	21:30	3:00	8:00	21:30	
1直	A班				E班	
2直			C班			D班

(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1) で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を第 24-2 表及び第 24-3 表に、格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 24-4 表及び第 24-5 表示す。この結果、最も被ばく線量が大きくなるのは、事故発生直後に滞在時間が最長となる場合のA班であり、実効線量は 58mSv となった。

第 24-2 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の  
被ばく評価結果（マスクを考慮）

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 $5.7 \times 10^1$							約 $5.7 \times 10^1$
B 班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $9.2 \times 10^0$		約 $5.4 \times 10^0$	約 $4.6 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^1$
C 班	約 $2.0 \times 10^1$				約 $7.4 \times 10^0$	約 $6.1 \times 10^0$		約 $3.4 \times 10^1$
D 班		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^1$				約 $7.3 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^1$
E 班		約 $3.8 \times 10^1$		約 $8.0 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$			約 $5.2 \times 10^1$

第 24-3 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班（A 班）の  
被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央 制御 室内 作業 時	①建屋からのガンマ線による被ばく	$1.6 \times 10^{-1}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線 による被ばく	$6.4 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質に よる被ばく	$4.6 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく	$4.0 \times 10^1$
	外部被ばく	$5.3 \times 10^0$
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性 物質のガンマ線による被ばく	$1.8 \times 10^0$
小 計 (①+②+③)		$4.8 \times 10^1$
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による被ばく	$8.7 \times 10^{-2}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ば く	$3.0 \times 10^{-3}$
	(内訳) 内部被ばく	$6.2 \times 10^{-4}$
	外部被ばく	$2.4 \times 10^{-3}$
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性 物質のガンマ線による被ばく	$9.5 \times 10^0$
小 計 (④+⑤)		$9.6 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		$5.7 \times 10^1$

第 24-4 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の

被ばく評価結果 (マスクを考慮)

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 $5.8 \times 10^1$							約 $5.8 \times 10^1$
B 班			約 $1.1 \times 10^1$	約 $8.7 \times 10^0$		約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^0$	約 $2.8 \times 10^1$
C 班	約 $3.3 \times 10^1$				約 $7.1 \times 10^0$	約 $5.8 \times 10^0$		約 $4.6 \times 10^1$
D 班		約 $1.3 \times 10^1$	約 $9.5 \times 10^0$				約 $4.9 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^1$
E 班		約 $2.3 \times 10^1$		約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$			約 $3.7 \times 10^1$

第 24-5 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班

(A 班) の被ばく評価結果の内訳 (マスクを考慮)

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央 制御室 内 作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	$3.4 \times 10^{-1}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	$6.4 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	$4.6 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく	$4.0 \times 10^1$
	外部被ばく	$5.3 \times 10^0$
	②大気中へ放出され, 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$2.9 \times 10^0$
小 計 (①+②+③)		$5.0 \times 10^1$
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による被ばく	$2.3 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	$6.9 \times 10^{-3}$
	(内訳) 内部被ばく	$5.6 \times 10^{-3}$
	外部被ばく	$1.3 \times 10^{-3}$
	⑤大気中へ放出され, 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$8.0 \times 10^0$
小 計 (④+⑤)		$8.2 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		$5.8 \times 10^1$

## 25. 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第 25-1 図に、中央制御室内の評価モデルを第 25-2 図に示す。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、中央制御室天井及び周辺建屋天井の上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 800m の正方形と設定した。また、線源範囲の設定は以下のように分けた。

- ・中央制御室天井より高い位置に存在する線源は中央制御室の天井レベル (EL23m) で代表させた。
- ・中央制御室天井より低い位置に存在する線源のレベルはサービス建屋天井レベル (EL22m) 又は南側空調機械室レベル (EL18m) に代表させた。

入退域時の評価モデルを第 25-3 図に示す。原子炉建屋周辺の地形は平坦で約 100m 離れた場所に丘状の斜面がある。斜面は標高差 20m 程度のなだらかな形状であり、また原子炉建屋周辺の建屋によって遮蔽されるため地形による寄与は無視できると考えられる。そこで、地表線源からのグランドシャインの評価にあたっては、放射性物質が平坦な土壤に均等に沈着したものとし、線源領域は評価点を囲む一辺 800m 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、遮蔽物は第 25-2 図に示す中央制御室遮蔽とし、中央制御室を囲む東西南北壁及び天井の躯体について各々の最少厚さで代表した。また、コンクリートの種類は普通コンクリート (密度  $2.0\text{g/cm}^3$ ) 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。評価点を第 25-2 図中に示す。

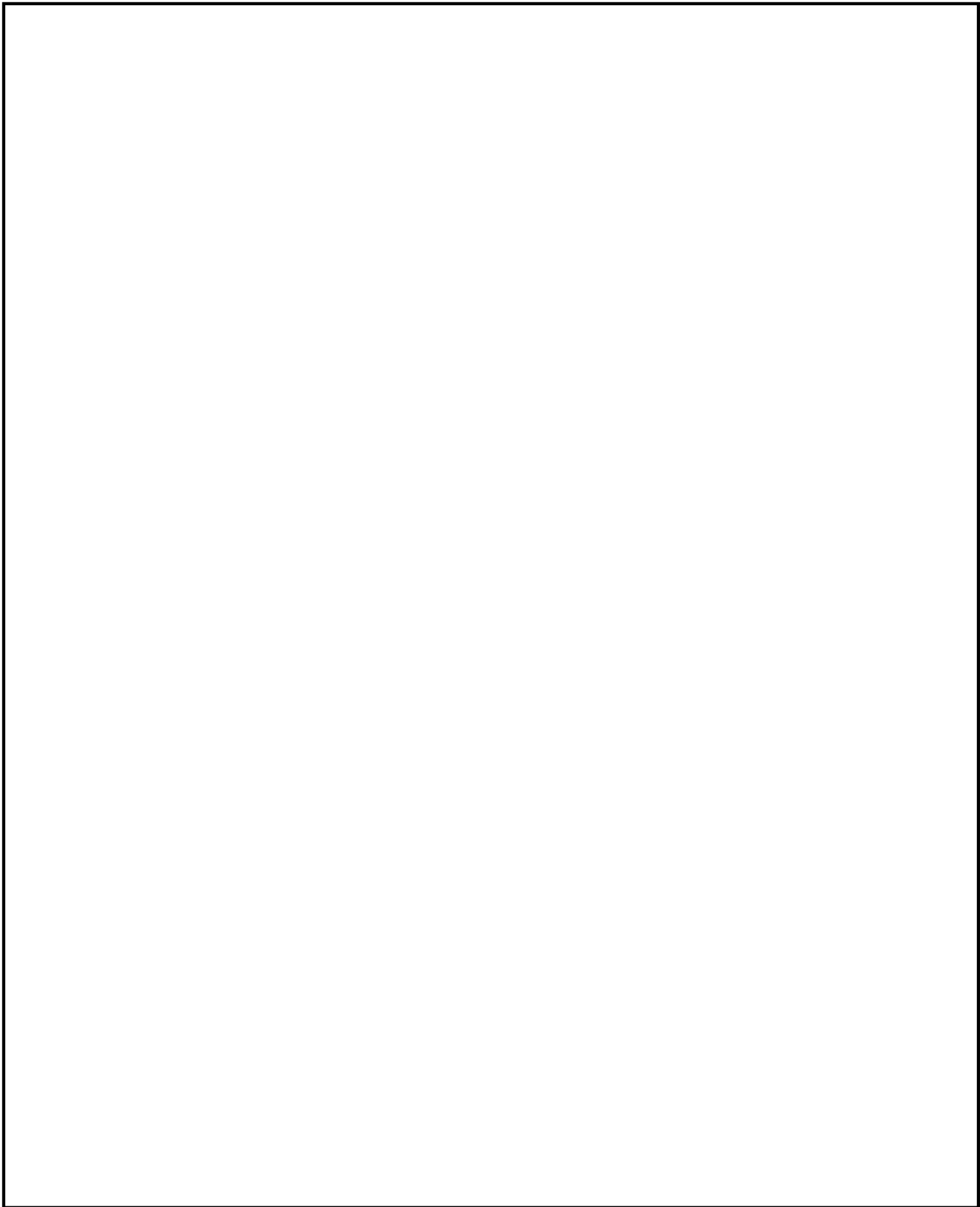
入退域時の評価点は、計算モデルの中心、地表面より高さ 1m の位置とした。評価点を第 25-3 図中に示す。

### (4) 評価コード

評価コードは QAD-CGGP2R コードを用いた。

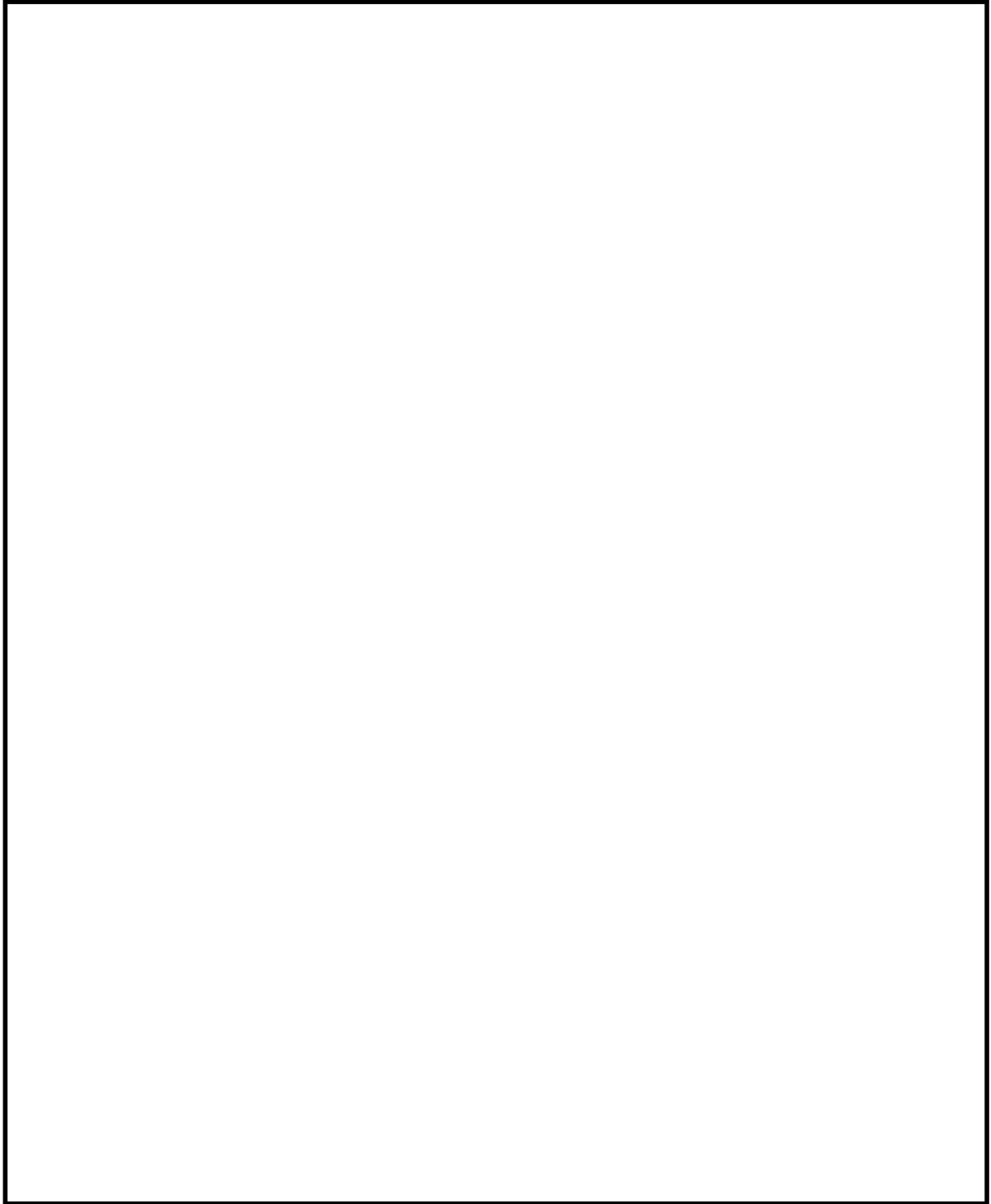


第 25-1 図 原子炉建屋周辺の地形（赤点線内は線源とした領域：1 辺 800m）



第 25-2 図 中央制御室内の評価モデル及び評価点





第 25-3 図 入退域時の評価モデル及び評価点

## 26. 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，添付16参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。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<sup>\*1</sup>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 $\mu$ m～5 $\mu$ 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<sup>\*2</sup>によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると0.1 $\mu$ m～5 $\mu$ mの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度（第26-1図）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。

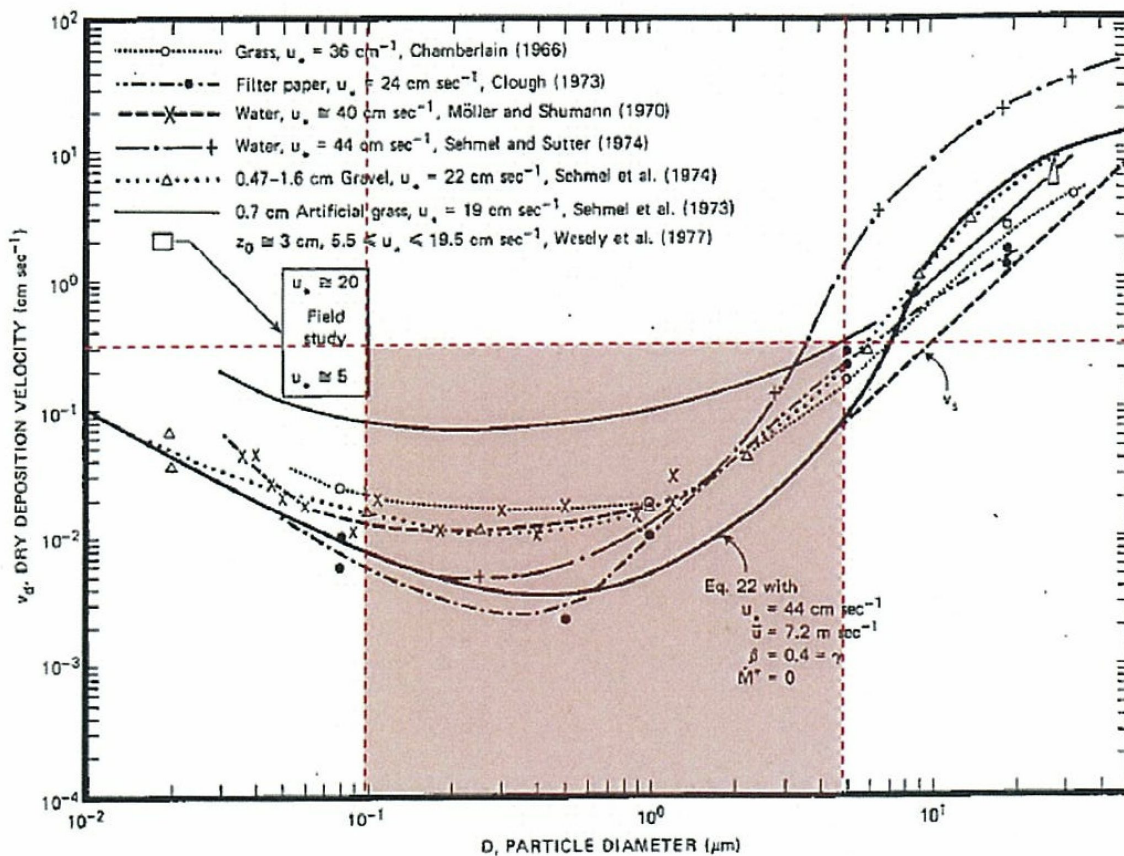


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>1,5-2,8</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 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.

第 26-1 図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19<sup>\*2</sup>)

※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イ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第1表の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（第1表の①, ③, ④）を調査した。以上の調査結果を第26-1表に示す。

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。

第 26-1 表 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 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>※1</sup>	約0.5～5 (第26-2図参照)	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 <sup>※2</sup>	0.25～2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 <sup>※3</sup>	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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※3</sup>	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 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※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)

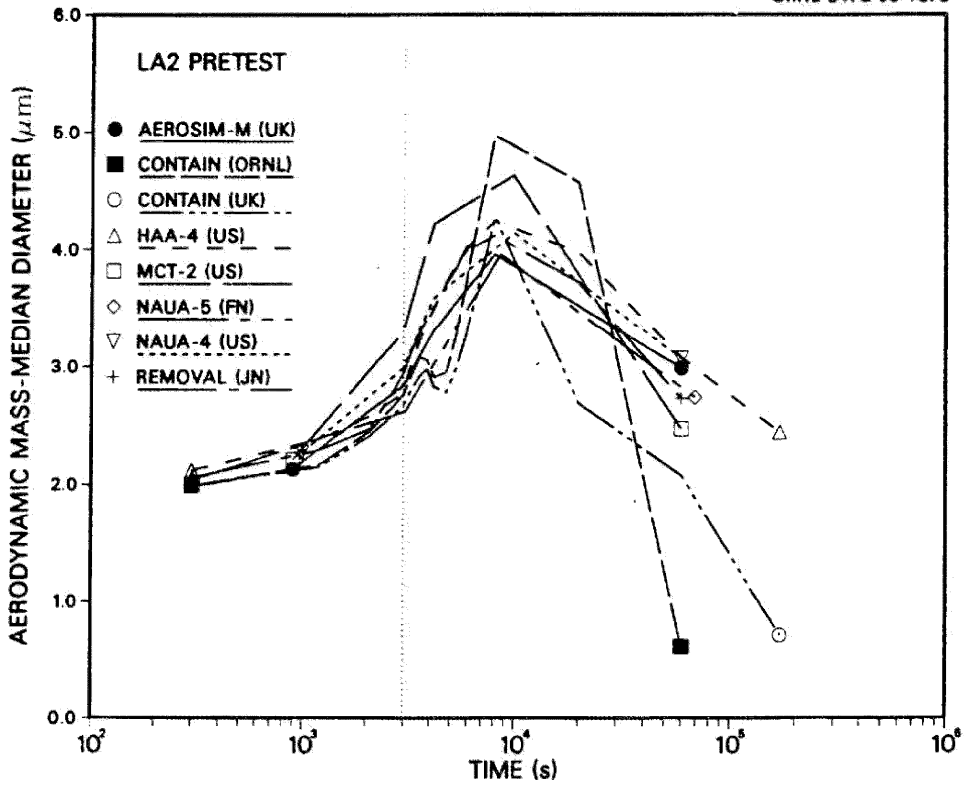


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

第26-2図 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, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O 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)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) 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/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> 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  $\epsilon$  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  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

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

(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,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  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  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

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  $\epsilon$  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  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:



**9.2.1 Aerosols in the RCS**

9.2.1.1 **AECL**

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  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  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) 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**

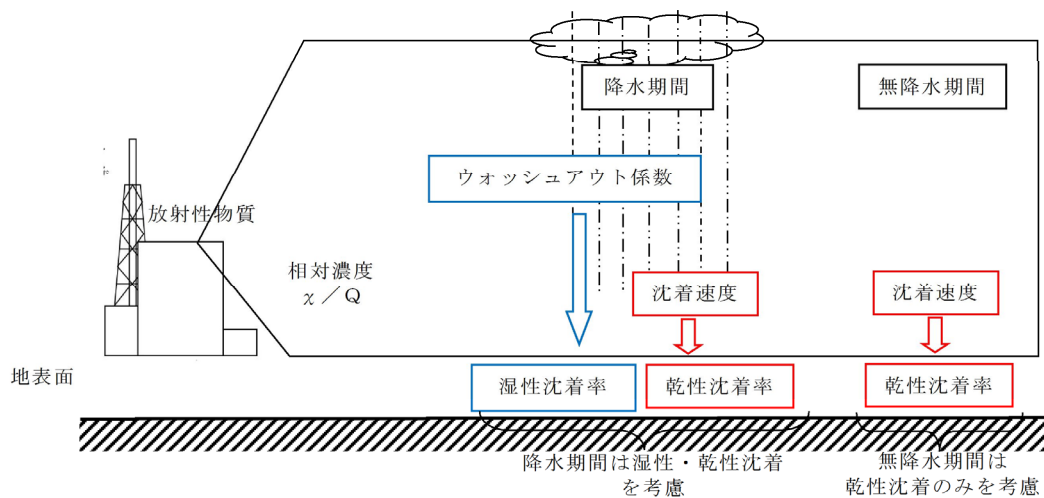
The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$  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.

第26-2表 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

## 27. 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、第 27-1 図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。



第 27-1 図 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  $0.3\text{cm/s}$  の 4 倍である  $1.2\text{cm/s}^{\ast 1}$  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、一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するとき、「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 ( $0.3\text{cm/s}$ 、添付資料 15 参照) の積が  $1.2\text{cm/s}$  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。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、ここでは内規【解説 5.3】①に従い、地上高さの相対濃度を用いた。

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

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

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

$V_d$  : 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。

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

$(\chi/Q)_W(x,y)_i$  : 時刻 i での湿性沈着率[1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,0)_i$  : 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

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

$Pr_i$  : 時刻 i での降水強度[mm/h]

$\Sigma_{zi}$  : 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)

$$= \frac{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi \Sigma_{zi}} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \quad \dots \dots \textcircled{3}$$

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  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97%値の求め方<sup>\*2</sup>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 (第 27-2 図参照)。

(1) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて  $\chi/Q$ 、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  $\chi/Q$  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。

第27-2図の例は、評価対象方位をSWとした場合であり、 $\chi/Q$ 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SW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、 $\chi/Q$ 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。

降水がない時刻は、  
湿性沈着率はゼロ

日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	乾性沈着 率 ( $1/m^2$ ) (①)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着 率 ( $1/m^2$ ) (②)	地表面沈着 率 (①+②)
4/1 1:00	SW (N E)	4.3	F	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$	0	0	$\bigcirc \times 10^{-9}$
4/1 2:00	SW (N E)	4.5	E	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$	1.0	$\bigcirc \times 10^{-8}$	$\bigcirc \times 10^{-8}$
4/1 3:00	S (N)	1.4	F	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$	1.5	$\bigcirc \times 10^{-8}$	$\bigcirc \times 10^{-8}$
...	...	...	...	...	...	...	...	...
3/31 24:00	SW (N E)	5.5	D	$\bigcirc \times 10^{-7}$	$\bigcirc \times 10^{-10}$	0	0	$\bigcirc \times 10^{-10}$

評価対象方位の時刻のみ  $\chi/Q$   
及び乾性沈着率が出現

評価対象方位をSWとし、  
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え



評価対象方位以外の  $\chi/Q$  は  
ゼロとなるため、地表面沈着率は  
ゼロとなる。

地表面沈着率の  
累積出現頻度 97%値

地表面沈着率の並び替えであり、気象条件  
によって  $\chi/Q$  は必ずしも昇順に並ぶとは限ら  
ない。  
(従来の  $\chi/Q$  計算とは順番が異なる。)

No	出現頻度 (%)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	地表面沈着率 (① + ②)
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
...	...	...	...
〇〇	97.004	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$
〇〇	97.010	$\bigcirc \times 10^{-6}$	$\bigcirc \times 10^{-9}$
...	...	...	...
×××	100.000	$\bigcirc \times 10^{-5}$	$\bigcirc \times 10^{-8}$

第 27-2 図 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

第 27-1 表に中央制御室の評価点についての検討結果を示す。乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比は 1.2 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。

第 27-1 表 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 ( $s/m^3$ )	① 乾性沈着率 ( $l/m^2$ )	② 乾性沈着率+ 湿性沈着率 ( $l/m^2$ )	比 (②/①)
中央制御室 中心	原子炉 建屋	$8.3 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.9 \times 10^{-6}$	1.1
建屋出入口	原子炉 建屋	$8.2 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.9 \times 10^{-6}$	1.2

## 28. 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  $10^{-3}\text{cm/s}$  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<sup>※1</sup>) 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  $10^{-5}\text{m/s}$  ( $10^{-3}\text{cm/s}$ ) 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  $0.3\text{cm/s}$  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  $10^{-3}\text{cm/s}$  を用いるのは妥当と判断した。

※1: NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modeling Liaison Committee Annual Report, 1988-99

NRPB-R322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

### 2.2.2 Meadow grass and crops

#### *Elemental iodine*

#### *Methyl iodide*

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between  $10^{-6}$  and  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$  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  and the 'conservative' value as  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$ . 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

#### *Elemental iodine*

#### *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.



## 29. 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」※1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、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口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第29-1表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は1時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は20時間～30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単位時間当たり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及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である1時間を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）の変化について第29-2表に示す。

### ※1（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。

第 29-1 表 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)		
	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.9 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $8.7 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.6 \times 10^{15}$	約 $7.2 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.2 \times 10^{13}$	約 $7.1 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.3	約 1.0

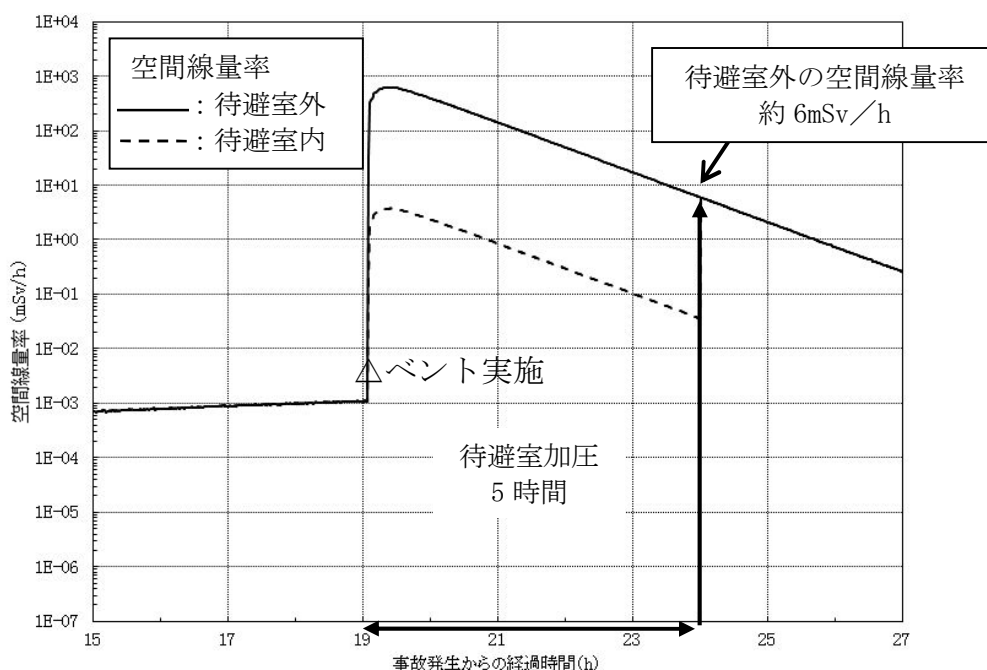
第 29-2 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変化

	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
1 時間	$3.0 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-19}$
5 時間	$2.9 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-20}$
10 時間	$1.7 \times 10^{-6}$	$7.5 \times 10^{-20}$
20 時間	$1.2 \times 10^{-6}$	$6.2 \times 10^{-20}$

### 30. 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待避室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5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。また、継続的に作業可能な線量率として数mSv/hとなるよう、中央制御室の居住性評価においては、第30-1図に示すとおり、待避室外の空間線量率が約6mSv/hなるまでは待避室に待避すると想定し評価している。



第30-1図 待避室内外の空間線量率

なお、実際には被ばく低減の観点から、さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう、加圧用空気ポンペの本数は5時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

### 31 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例

原子炉建屋の5階の壁（コンクリート）は□cm、6階の壁は□cm、ブローアウトパネルは□mm厚さの鋼板である。ブローアウトパネル部分はコンクリート遮蔽がないものとして、原子炉冷却材喪失時の周辺公衆の線量（添付書類十）を試算した例がある。ブローアウトパネル部分をコンクリート遮蔽がないとした場合、影響を受ける被ばく経路は大気へ放出される放射性物質によるもの、原子炉建屋内の核分裂生成物による直接線及びスカイシャイン線のうち直接線（参考参照）である。試算例によればブローアウトパネルを考慮した場合、第31-1表の通り合計で約1.1倍程度であり、影響は小さい。なお、実際にはブローアウトパネルは鋼板であるため、鉄の遮蔽効果に期待できる。

第31-1表 ブローアウトパネルの影響評価

（単位：mSv）

項目	ベース評価*1	影響評価（ブローアウトパネル部分の遮蔽なしとした場合）	左記結果にブローアウトパネル板厚を考慮した場合
大気へ放出される核分裂生成物による実効線量	約 $1.4 \times 10^{-4}$	←	←
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 $1.3 \times 10^{-5}$	約 $2.3 \times 10^{-5}$ (約 1.8 倍)	約 $1.4 \times 10^{-5}$ *2 (約 1.1 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 $4.7 \times 10^{-6}$	←	←
合計	約 $1.6 \times 10^{-4}$	約 $1.7 \times 10^{-4}$ (約 1.1 倍)	約 $1.6 \times 10^{-4}$ (約 1.0 倍)

\*1：ベース評価は、原子炉熱出力向上の検討で試算した評価（既許可評価より、全希ガス漏洩率（f 値）を  $3.33 \times 10^{10}$ Bq から  $1.11 \times 10^{10}$ Bq に、気象資料を 1981 年度から 2005 年度に変更等の条件変更した評価）である。

\*2：直接線による実効線量への寄与が大きい Xe-133 の  $\gamma$  線の実効線量透過率は、鉄 □mm で □であり、この効果を考慮し評価

#### 3. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性評価への影響

2. の評価で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考慮した場合、約 1.1 倍に増加していることから、居住性評価につい

ても直接線の寄与分が同様の比率で増加するものとし影響を確認した。第 31-2 表の通りいずれも基準を十分満足する結果となっている。

第 31-2 表 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	
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	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 $7.8 \times 10^{-1}$	約 $8.9 \times 10^{-1}$	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 $1.4 \times 10^{-4}$	←	
		大気中へ放出された放射性物質による実効線量	約 $9.6 \times 10^{-1}$	←	
		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 $4.6 \times 10^1$	←	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による実効線量	約 $4.7 \times 10^0$	←	
	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 $2.4 \times 10^{-3}$	約 $2.7 \times 10^{-3}$	
		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 $2.6 \times 10^{-1}$	←	
		大気中へ放出された放射性物質による実効線量	約 $6.9 \times 10^{-3}$	←	
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による実効線量	約 $8.0 \times 10^0$	←	
	合計		約 60	約 60	
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 $1.6 \times 10^0$	約 $1.8 \times 10^0$	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 $3.9 \times 10^{-4}$	←	
		大気中へ放出された放射性物質による実効線量	約 $3.9 \times 10^{-2}$	←	
		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 $2.0 \times 10^{-1}$	←	
	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 $9.0 \times 10^{-3}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$	
		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 $1.0 \times 10^0$	←	
		大気中へ放出された放射性物質による実効線量	約 $3.5 \times 10^{-2}$	←	
	合計		約 2.9	約 3.1	
重大事故時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価	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 $1.1 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^{-3}$	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 $1.8 \times 10^{-6}$	←		
	大気中へ放出された放射性物質による実効線量	約 $4.9 \times 10^{-2}$	←		
	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 $3.5 \times 10^1$	←		
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による実効線量	約 $1.8 \times 10^{-1}$	←		
	合計		約 35		約 35

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

原子炉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第1図に示す。

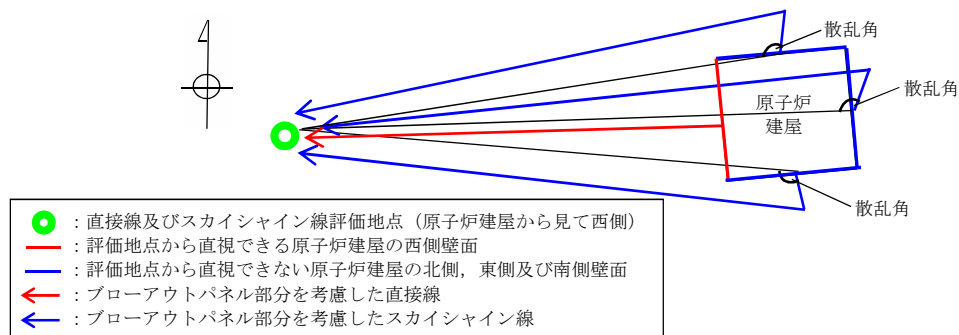
直接線による線量の評価において影響があるブローアウトパネルは、評価地点から直視できる原子炉建屋の西側の3枚となる。

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（原子炉建屋の西側3枚のブローアウトパネル<sup>注1)</sup>）及び評価地点から直視できない部分（原子炉建屋の北側3枚、東側3枚及び南側3枚のブローアウトパネル<sup>注1)</sup>）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<sup>注2)</sup>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1 直接線及びスカイシャイン線の線量評価で影響を考慮するブローアウトパネルは、開放機構を設置する10枚及び閉鎖する2枚の合計12枚とする。

注2(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 $0^\circ$ のときの線量約 $3.0 \times 10^{-19}$  Sv/photon に対し、散乱角を $90^\circ$ としたときの線量は約 $2.1 \times 10^{-24}$  Sv/photon となる。ここで、ガンマ線エネルギーは原子炉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3 MeV、評価距離は500 mとした。



第1図 評価地点と原子炉建屋の位置関係

32. 中央制御室に保管する飲食等について

東海第二発電所の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、第 32-1 表に示すとおりであり、そのうち第 32-2 表に示す数を中央制御室待避室に常時配備する。

第 32-1 表 中央制御室に保管する飲食等

品 名	配備数 <sup>※1</sup>
飲食料 ・食料 ・飲料水 (1.5 リットル)	231 食 <sup>※2</sup> 154 本 <sup>※3</sup>
簡易トイレ	1 式 <sup>※4</sup>
安定ヨウ素剤	176 錠 <sup>※5</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 11 名 (当直 (運転員) 7 名 + 情報連絡要員 1 名 + 運転対応要員 3 名) × 7 日 × 3 食 = 231 食

※3 11 名 (当直 (運転員) 7 名 + 情報連絡要員 1 名 + 運転対応要員 3 名) × 7 日 × 2 本 = 154 本

※4 収納袋、薬剤 (凝固剤) 及び組み立て式弁座を組み合わせて 7 日間の運用を行うことを想定している。

※5 11 名 (当直 (運転員) 7 名 + 情報連絡要員 1 名 + 運転対応要員 3 名) × (初日 2 錠 + 7 日 × 2 錠) = 176 錠

第 32-2 表 中央制御室待避室に保管する飲食等

品 名	配備数 <sup>※1</sup>
飲食料 ・食料 ・飲料水 (1.5 リットル)	3 食 3 本
簡易トイレ	1 式 <sup>※2</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 収納袋、薬剤 (凝固剤) 及び組み立て式弁座を組み合わせて待避室に待避中の運用を行うことを想定している。



### 33. 重大事故等時の一次遮蔽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、一次遮蔽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一次遮蔽の温度上昇を考慮した一次遮蔽の熱除去の評価を行い、一次遮蔽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「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）」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。

評価に用いる放射能濃度は、居住性評価の評価期間である7日間の放射能濃度分布を基に設定する。放射能濃度を基に算出したガンマ線線源強度を第1表に示す。また、QAD-CGGP2Rコードを使用し、対象線源からの吸収線量を評価する。原子炉建屋及び原子炉格納容器の立面図を第1図、一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点を第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線吸収線量の分布を用いた一次遮蔽内部発熱、一次遮蔽表面の熱伝達率及びコンクリートの熱伝導率を用いて、一次遮蔽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、一次遮蔽内側、外側の境界条件を設定し、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 $2.23 \text{ g/cm}^3$ を用いる

$$\lambda \frac{d^2 T}{d x^2} + Q(x) = 0$$

$\lambda$  : 熱伝導率 ( $\text{kJ}/(\text{cm} \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C})$ )

$Q(x)$  : 一次遮蔽内側表面からの距離  $x$  における発熱量\*1 ( $\text{kJ}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$ )

また、遮蔽表面の境界条件は次式で与えられる。

$$q = h \cdot \Delta t$$

q : 伝達される熱量 (kJ/(cm<sup>2</sup>・h))

h : 自然対流熱伝達係数 (kJ/(cm<sup>3</sup>・h・°C))

Δ t : 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吸収線量 (kGy/h=kJ/(kg・h)) にコンクリート密度 (2.23×10<sup>-3</sup> kg/cm<sup>3</sup>) を乗じて発熱量 (kJ/(cm<sup>3</sup>・h)) 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157 °C<sup>\*2</sup>) 及び原子炉建屋原子炉棟内雰囲気温度 (最高温度65.6 °C<sup>\*2</sup>) 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。計算した一次遮蔽の温度分布を第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。

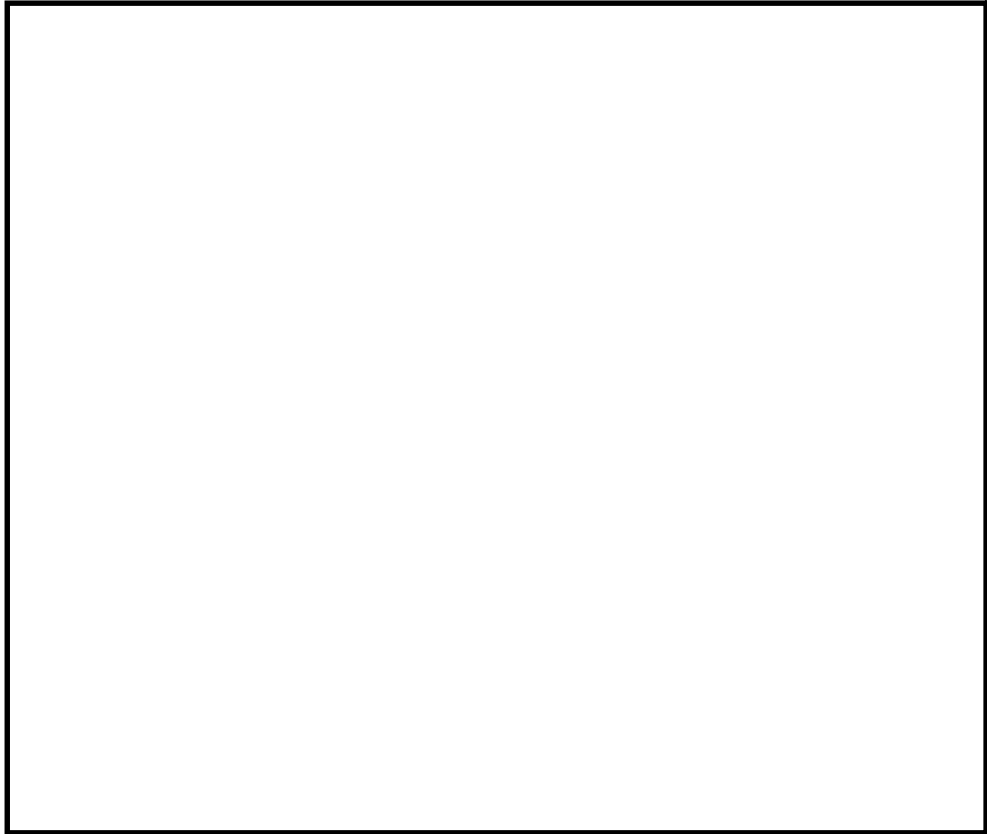
- ・一次遮蔽の内側、外側の温度は時間変化するが、保守的に最高温度で一定として設定している。
- ・原子炉建屋原子炉棟内雰囲気温度 65.6 °Cは、重大事故等時の条件による温度評価 (原子炉建屋原子炉棟外壁からの放熱を考慮) の結果を包絡する保守的な温度として設定している。
- ・重大事故等時の条件による温度評価においては、ガンマ線の発熱を考慮した評価を行っている (温度評価で熱源として考慮している核分裂生成物の崩壊熱には崩壊に伴い放出されるガンマ線による熱も含んでいる)。

### 3. まとめ

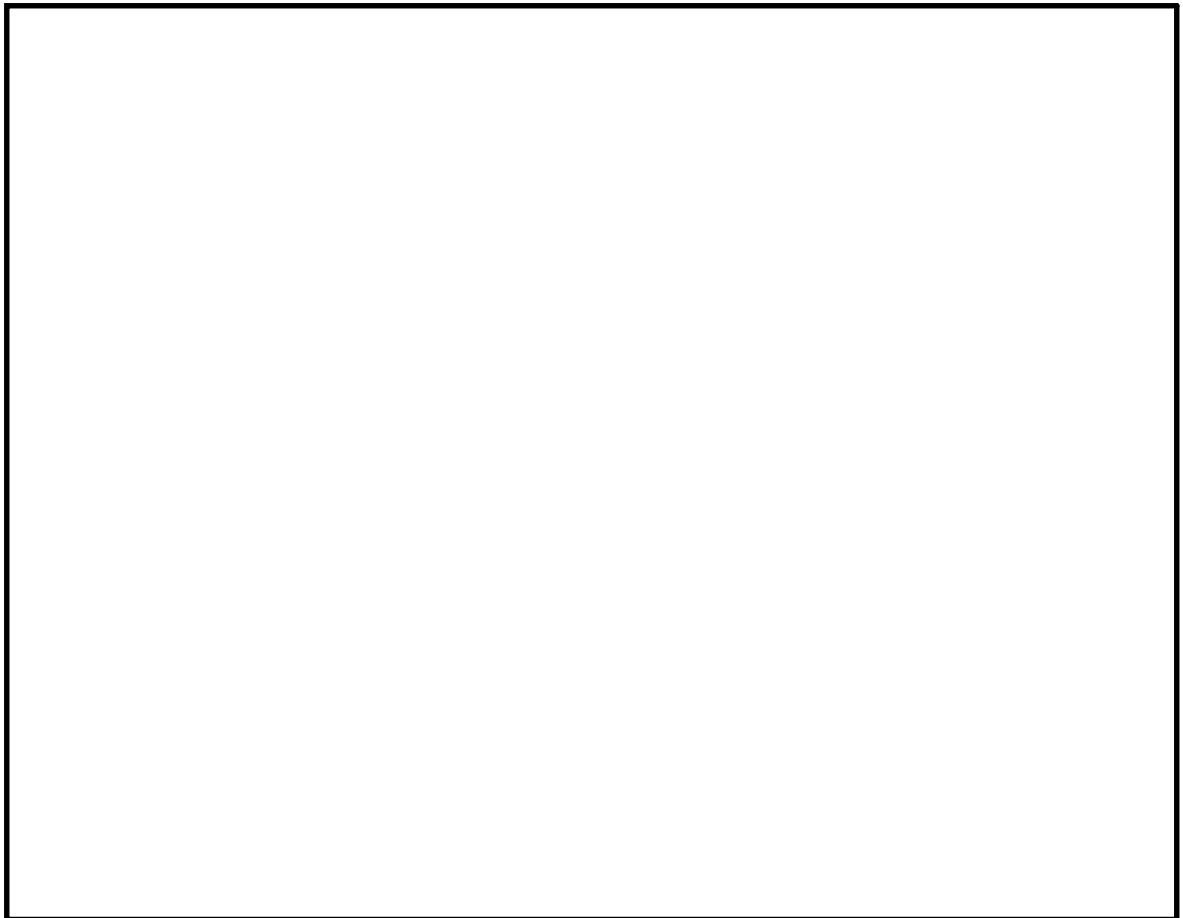
一次遮蔽のコンクリート温度は、一次遮蔽内部でのガンマ線による温度上昇を考慮しても第3図に示すとおり166 °C以下となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告 (1977年、日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値177 °C以下であることを確認した。

第1表 ガンマ線線源強度

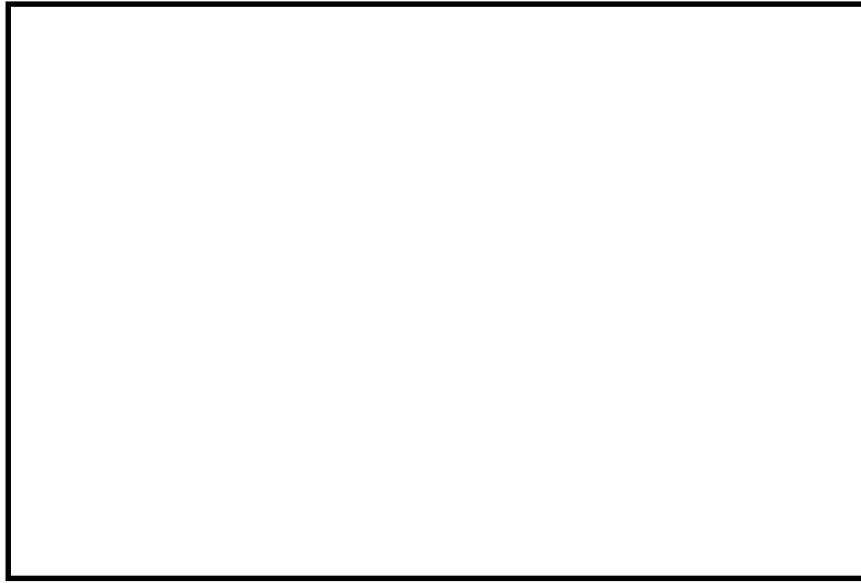
エネルギー (MeV)	原子炉格納容器内線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )	原子炉建屋原子炉棟内線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
0.01	約 $3.7 \times 10^7$	約 $9.0 \times 10^4$
0.025	約 $2.7 \times 10^7$	約 $5.4 \times 10^4$
0.0375	約 $3.5 \times 10^8$	約 $1.0 \times 10^6$
0.0575	約 $2.7 \times 10^6$	約 $3.9 \times 10^3$
0.085	約 $3.1 \times 10^8$	約 $9.2 \times 10^5$
0.125	約 $2.3 \times 10^6$	約 $2.6 \times 10^3$
0.225	約 $1.3 \times 10^8$	約 $1.2 \times 10^5$
0.375	約 $4.5 \times 10^7$	約 $8.0 \times 10^4$
0.575	約 $1.3 \times 10^8$	約 $1.8 \times 10^5$
0.85	約 $6.7 \times 10^7$	約 $9.9 \times 10^4$
1.25	約 $2.0 \times 10^7$	約 $2.3 \times 10^4$
1.75	約 $4.9 \times 10^6$	約 $2.8 \times 10^3$
2.25	約 $7.7 \times 10^6$	約 $2.5 \times 10^3$
2.75	約 $5.2 \times 10^5$	約 $9.4 \times 10^1$
3.5	約 $1.6 \times 10^4$	約 $1.4 \times 10^0$
5.0	約 $2.0 \times 10^{-4}$	約 $3.0 \times 10^{-7}$
7.0	約 $2.3 \times 10^{-5}$	約 $3.4 \times 10^{-8}$
9.5	約 $2.6 \times 10^{-6}$	約 $3.9 \times 10^{-9}$



第1図 原子炉建屋及び原子炉格納容器の立面図



第2図 一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点（立面図）



第3図 一次遮蔽内部の温度分布

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ーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1 b)→審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>①格納容器圧力逃がし装置による格納容器破損防止対策を考慮する事故シーケンスを選定している。</p> <p>②マスク着用は考慮する場合と考慮しない場合とで評価している。</p> <p>③運転員の勤務形態（5直2交代）を考慮して評価している。</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. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</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>4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p>	<p>4.1 →審査ガイドのとおり</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。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</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p> <p>4.1 (1) ①→審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線に</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>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>よる中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室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>大気中に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遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）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>中央制御室内に取り込まれた放射性物質は、中央制御室に沈着せず浮遊しているものとして評価している。</p> <p>事故期間中に大気中に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</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>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>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>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)⑤→審査ガイドのとおり</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大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手段で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよ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物質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>(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"> <li>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働いたため、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。</li> <li>緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> </ul> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p>	<p>4.1(2)→審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばくは、図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4.1(2)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>評価事象については、炉心の著しい損傷が発生するシーケンス「大 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」を選定する。また、放出放射エネルギーの観点から、代替循環冷却系の機能喪失を仮定し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合を想定する。</p> <p>大気中への放射性物質の放出量については、MAAP 解析結果を元に設定しているが、放出割合については、TMI-2 事故や福島第一原子力発電所事故での知見も踏まえた設定としている。</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及び相対線量は、大気拡散の評価</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. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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>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、2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日の 1 年間における気象データを使用している。</p> <p>4.1(2)c. →審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1(2)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>前項 c. の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a. 及び b. の結果を用いて、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>前項 a. 及び b. の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量(ガンマ線による外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量)を計算している。</p> <p>4.1(2)e. →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>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> <p>・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ブルームモデルを適用して計算する。</p>	<p>上記 d. で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足す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>中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率として、設計値である 95%を、中央制御室換気設備のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、有機よう素は 95%、無機よう素及び粒子状物質は 99%として評価している。</p> <p>4.2(1)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室待避室に待避している間は、空気の流入は考慮しない。</p> <p>中央制御室待避室に待避していない間は、空気流入率を 1 回/hとした。</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、ガウスブ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"> <li>・ 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。</li> <li>・ ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には，水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針（参3）における相関式を用いて計算する。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響</p>	<p>東海第二発電所内で観測して得られた2005年4月1日から2006年3月31日の1年間の気象データを大気拡散計算に用いている。</p> <p>水平方向及び鉛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，気象指針の相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）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>一～三の全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（格納容器圧力逃がし装置配管）が原子炉建屋の屋上にあるため，建屋の高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点の位置は，図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は，巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。</p>

<p>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>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"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</li> <li>放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。</li> </ul> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>巻き込みを生じる代表建屋</li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質濃度の評価点</li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ol>	<p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位（評価方位9方位（中央制御室及び入退域））を対象としている。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（格納容器圧力逃がし装置配管）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>面の選定</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>建屋による巻き込みの影響を考慮しており、事故時には間欠的に外気を取り入れる。代表表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃度を評価している。</p> <p>建屋側面を選定しており、評価点は中央制御室内の最も線量が高い位置とする。</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>3) 代表面上における評価点</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。屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> 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</p>	<p>代表面として建屋側面を選定し、保守的に地上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内の最も線量が高い位置としている。また、放出点と評価点の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。直線距離の評価に当たっては、保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定した。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぼす可能性がある複数の方位(評価方位は9方位)を対象としている。</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>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<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>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<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>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。</p> <p>この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図 7 に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図 7 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価</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)」に基づいて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>放出点は建屋に近接しているため、風向の方位は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>を対象としている。</p> <p>図 7 に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は 9 方位)を評価方位として選定している。</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>点の風上となる 180° が対象となる。</p> <p>図 6 及び図 7 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに</p>	<p>「・着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>風向に垂直な原子炉建屋の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>原子炉建屋の地上階部分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>地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul> <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"> <li>・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</li> </ul>	<p>4.2(2)c. →審査ガイドのとおり</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目(風向、風速、大気安定度)及び実効放出継続時間を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線計算モデルに適用し、計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を各時刻の風向に応じて、小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>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濃度を計算している。</p> <p>4.2(2)e. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室は間欠的に外気取入れ運転により外気が取り込まれることを仮定している。また中央制御室非常用循環設備の</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>する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>（3）線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul>	<p>運転による空気が直接流入することを仮定している。</p> <p>プルーム通過中は運転員は中央制御室待避室に待避し、室内を加圧するため外気取入れ及び空気流入はないものとして評価している。</p> <p>中央制御室内では放射性物質は一様混合するとし、室内で放射性物質は沈着せず、浮遊していると仮定している。</p> <p>外気取入れによる放射性物質の取り込みについては、中央制御室の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。</p> <p>空気流入量は中央制御室のバウンダリ体積（容積）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>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</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／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</p> <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</p> <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> <p>・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。</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する。</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</p>	<p>中央制御室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>中央制御室の運転員のグラウンドシャインによる外部被ばくについては、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>中央制御室内における内部被ばくについては、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室内では室内で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>事象発生から 3 時間及び入退域時にマスクを着用することと</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>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul>	<p>した。</p> <p>4.2(3)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線の外部被ばくについては、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量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>中央制御室で室内に取り込まれた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>4.2(3)e. →審査ガイドのとおり</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4.2(3)f. →審査ガイドのとおり</p> <p>入退域時の運転員のグラウンドシャインによる外部被ばくについては、地表沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。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>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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>	<p>4.2(3)g. →審査ガイドのとおり</p> <p>入退域時の運転員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>マスク着用を考慮する場合は事象発生から 3 時間及び入退域時にマスクを着用することとした。</p> <p>4.2(3)h. →複数原子炉施設は設置されていないため考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器への放出割合は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定する。</li> <li>・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。</li> <li>・なお格納容器への放出割合の設定に際し, ヨウ素類の形状を適切に考慮する。</li> </ul> <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし, 代替交流電源からの給電を考慮する場合は, 給電までに要する余裕時間を見込むこと</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)</p> <p>非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の動作については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)フィル</p>	<p>4.4(1)→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。</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>よう素の性状については, R.G.1.195 を参照している。</p> <p>4.4(2)→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスと同じ電源条件を設定している。なお, ソースターム条件設定に当たり, 代替電源からの給電に要する時間を考慮している。</p> <p>4.4(3)a→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の作動を設定している。</p> <p>4.4(3)b→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>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>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内への自然沈着</p> <p>原子炉格納容器内への自然沈着率については、実験など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</p> <p>原子炉格納容器漏えい率は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備</p> <p>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</p> <p>・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</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタ効率は期待しない。</p> <p>4.4(3)c→審査ガイドのとおり</p> <p>格納容器スプレイの作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.4(3)d→審査ガイドのとおり</p> <p>格納容器内への自然沈着率については、CSE 実験による知見を反映したモデルとしている。</p> <p>4.4(3)e→審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉格納容器漏えい率については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.4(3)f→審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室非常用循環設備の起動時間については全交流動力電源喪失祖想定した遅れを有効性評価で設定した 2 時間として評価した。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は 4.1(2)a で選定した</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>で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは、4.1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>	<p>事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。</p> <p>放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的に1時間としている。</p> <p>4.4(4)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する。放出エネルギーは考慮していない。</p> <p>4.4(5)a→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間体積に均一に分布しているものとして計算している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、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（原子炉建屋外部遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を <math>QAD-CGGP2R</math> コ</p>

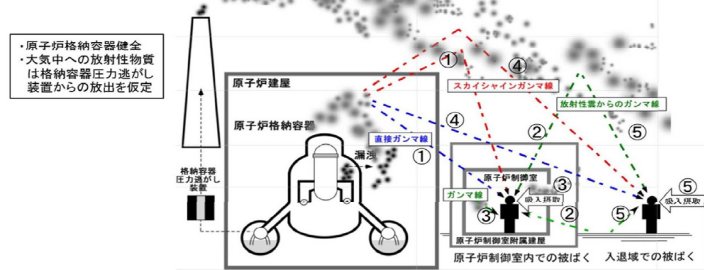
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。</li><li>・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様に設定する。</li></ul>	<p>ード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量をANIS Nコード及びG 3 3 - G P 2 Rコードで計算している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)aと同様の計算している。</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) 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浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく) ③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャイン及びグラ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)

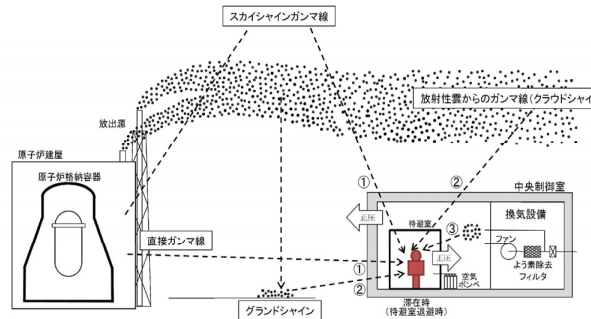
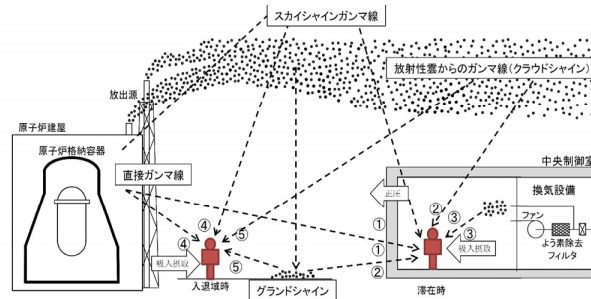


図1→審査ガイドのとおり

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

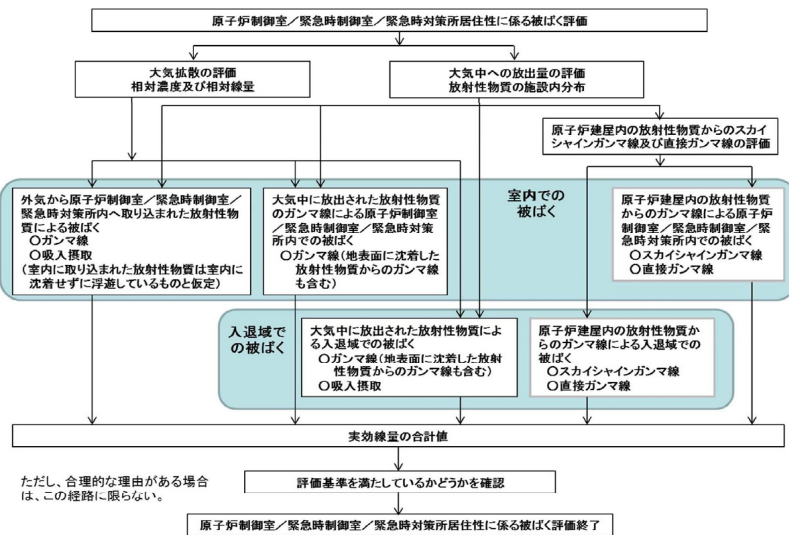


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

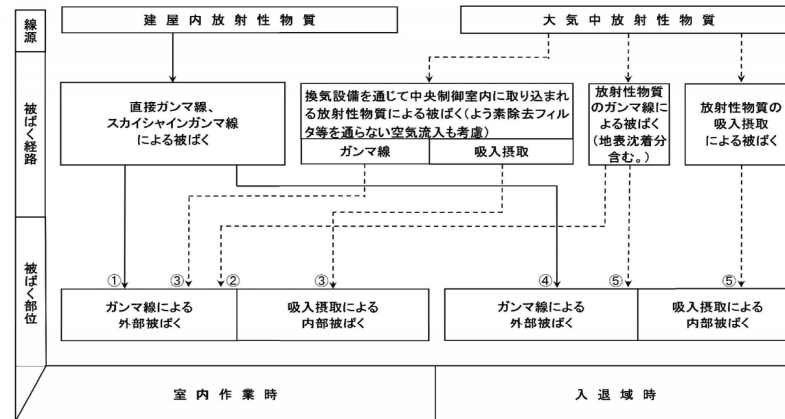
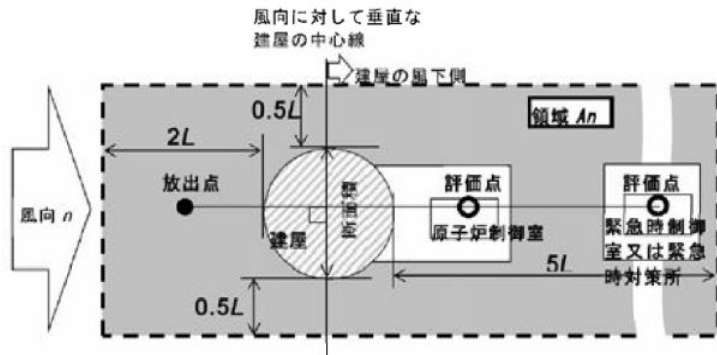


図3→審査ガイドのとおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況



注：L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

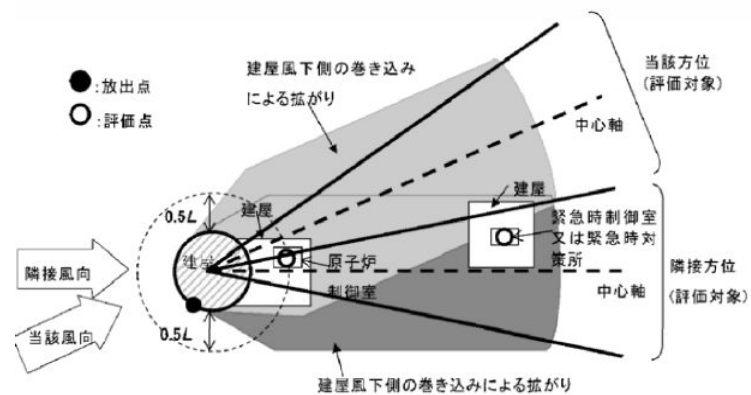


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

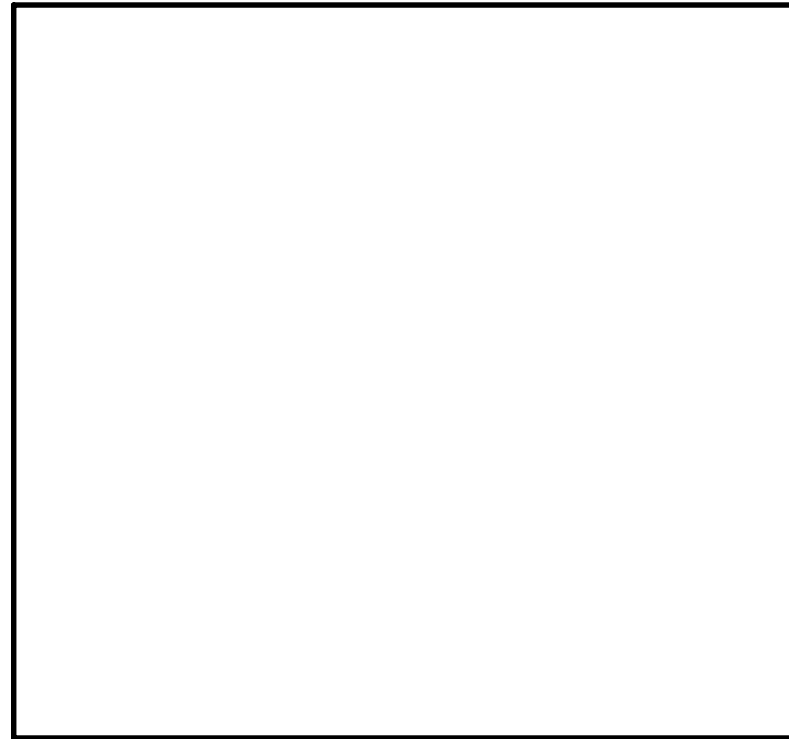


図4, 図5→審査ガイドのとおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

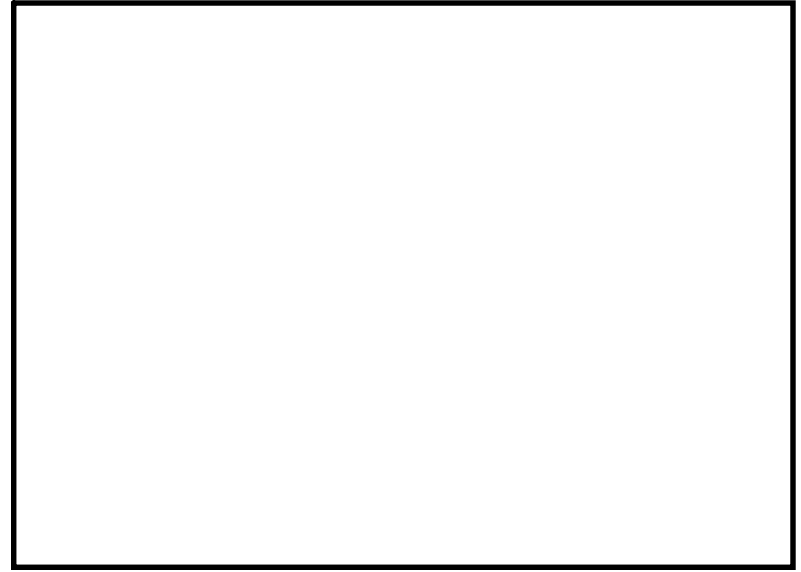


図 4, 図 5→審査ガイドのとおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

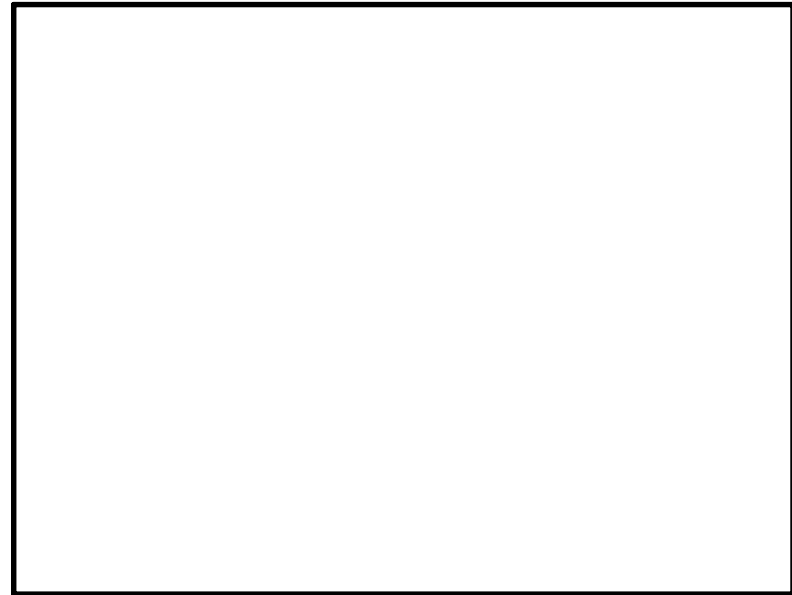


図 4, 図 5→審査ガイドのとおり



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

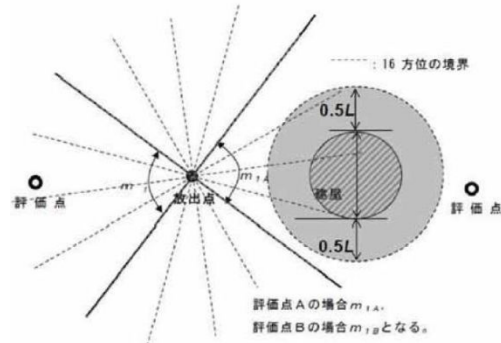
中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況



図 4, 図 5→審査ガイドのとおり

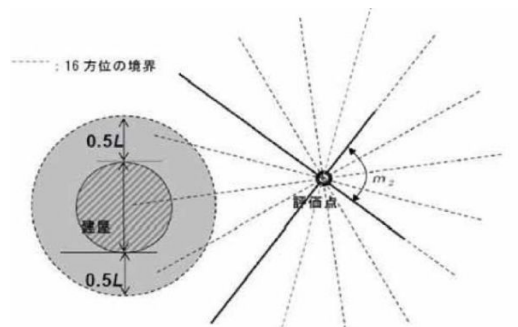
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況



注: Lは、風向に垂直な建物の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 $m_1$ の選定方法 (水平断面での位置関係)

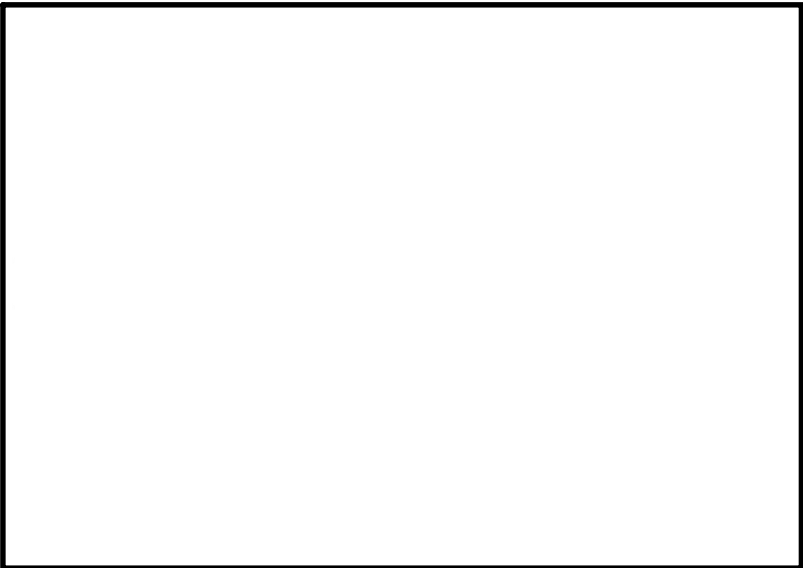


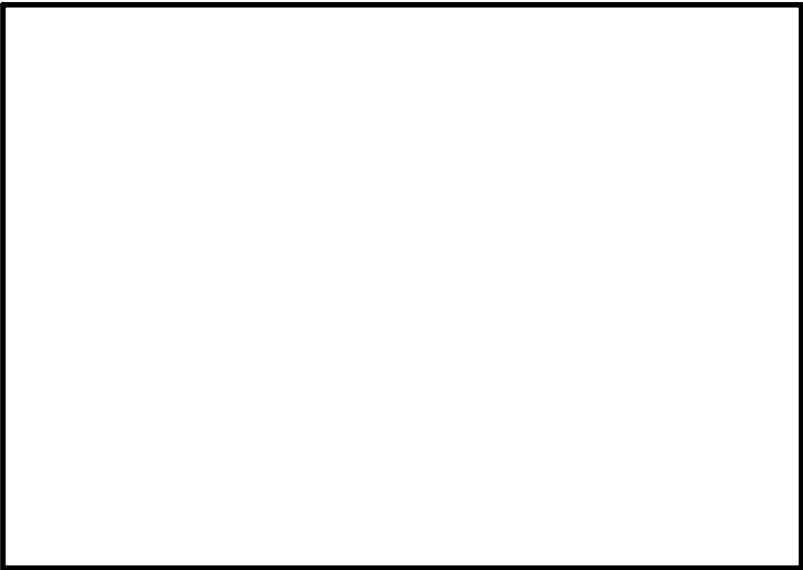
注: Lは、風向に垂直な建物の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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



図6, 図7→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 6, 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>
	 <p>図 6, 図 7→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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

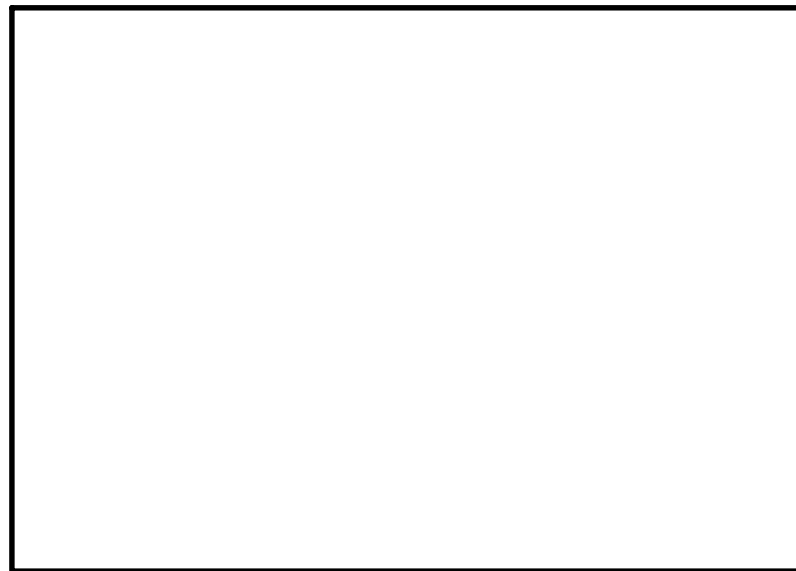


図 6, 図 7→審査ガイドのとおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

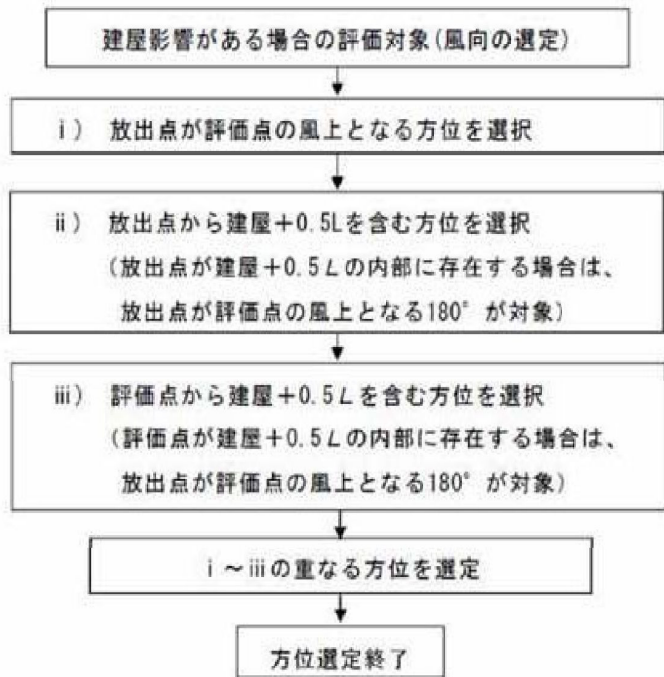


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8→審査ガイドのとおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

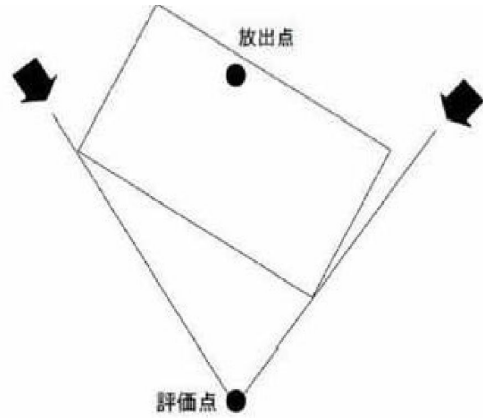


図9 評価対象方位の選定

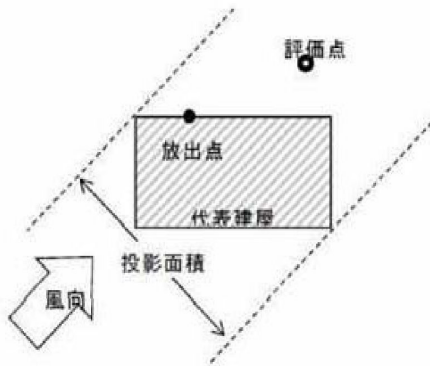


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

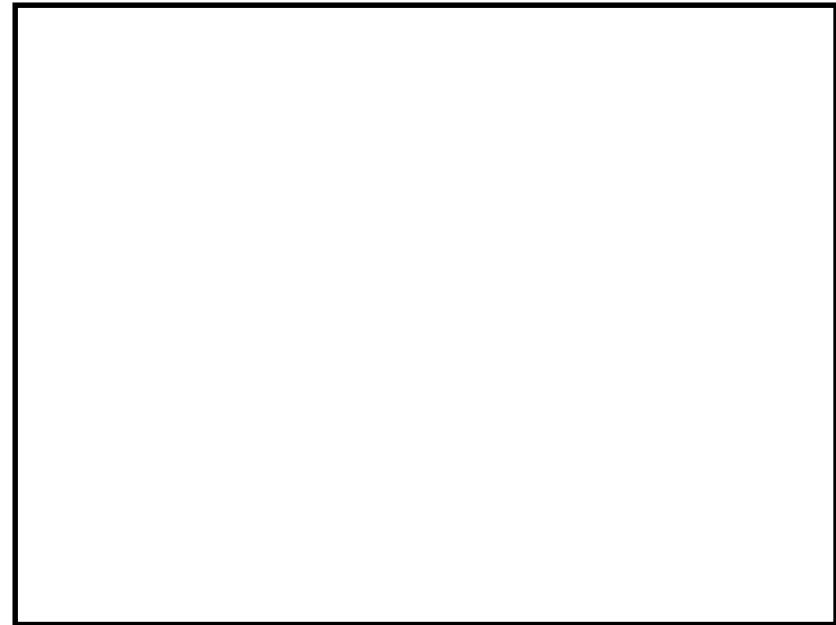


図9, 図10→審査ガイドのとおり