

泊発電所 3 号炉
新設緊急時対策所について
補足説明資料

平成 26 年 9 月 2 日
北海道電力株式会社

□□□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

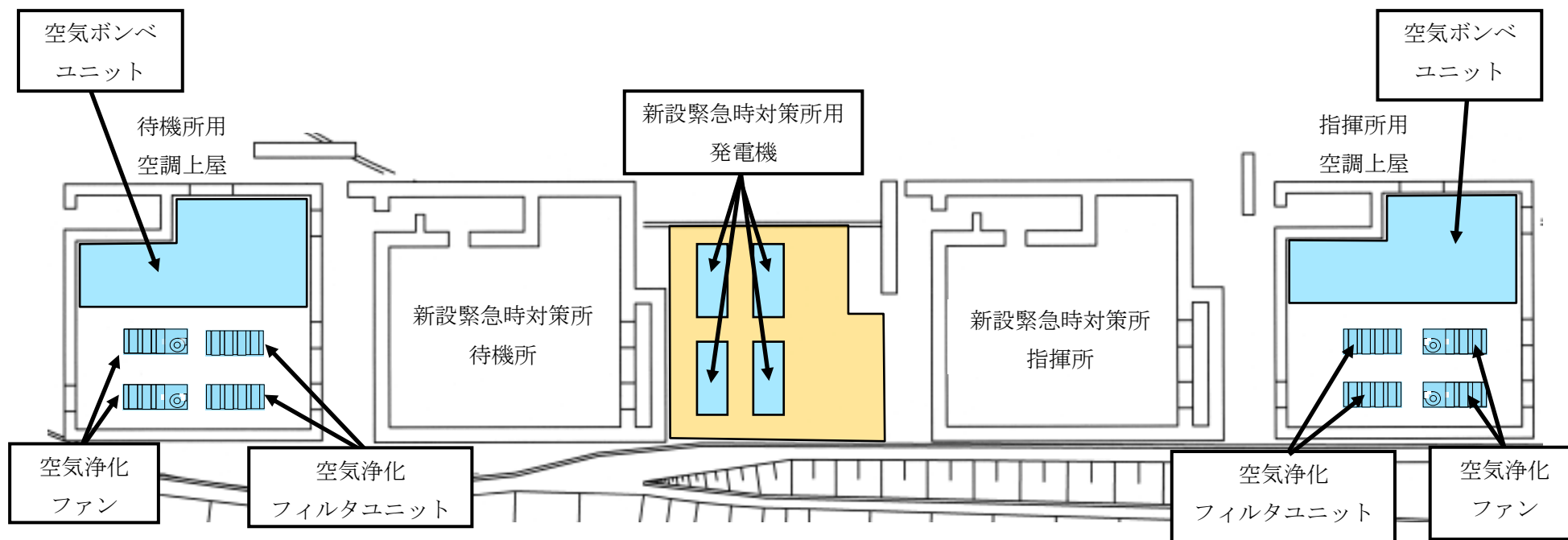
11. 配備資機材	
11-1 配備する資機材等について……………	72
11-2 新設緊急時対策所に配備する放射線管理用資機材について……………	75
11-3 新設緊急時対策所に配備する放射線管理用資機材の 保管数量の余裕の考え方について……………	79
11-4 ガス濃度計等……………	80
12. 要員	
12-1 新設緊急時対策所の想定収容人数とその運用について……………	81
12-2 要員の参集について……………	85
12-3 新設緊急時対策所への参集要員の動線について……………	87
12-4 新設緊急時対策所の設置の考え方について……………	90
13. 被ばく評価	
13-1 新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について……………	92
13-2 新旧緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価条件及び評価結果比較…	106
13-3 希ガス放出継続時間について……………	112
13-4 気象条件の代表性の検討について……………	120
13-5 高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用性について……………	123
13-6 地表面への沈着評価について……………	129
13-7 グランドシャイン線量評価について……………	144
13-8 直接線及びスカイシャイン線評価について……………	152
13-9 新設緊急時対策所内の濃度変化について……………	154
13-10 対策要員の交替時における被ばく線量について……………	158
13-11 新設緊急時対策所居住性に係る被ばく評価の適合状況……………	159

1. 耐震性

1-1 耐震措置を講じる機器について

新設緊急時対策所に設置する機器のうち、新設緊急時対策所用発電機、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン、フィルタユニット及び緊急時対策所空気ポンベユニットは転倒防止措置を講じる。

なお、新設緊急時対策所用発電機は、車両に搭載し人工岩盤上に設置する。



転倒防止措置を講じる機器

MMR※施工箇所

※人工岩盤(Man Made Rock)

注) 本レイアウトについては訓練結果等により変更となる可能性がある。

1-2 加振試験について

耐震計算等により強度評価が出来ない発電機や通信設備等について、地震時の機能維持を確認するために加振試験を実施することとした。以下に、代替電源設備、通信連絡設備、モニタリング設備、データ収集設備およびデータ表示端末の加振試験結果等を示す。

なお、基準地震動が確定した後、再試験の要否も含めて、加振条件の妥当性について再検証を行う。

表 1-2-1 加振試験結果等

設備	機器		試験条件	結果
代替電源設備	新設緊急時対策所用発電機		・発電機と台車を一体で加振を実施予定。	今後実施予定。
	分電盤		・使用状態での加振を実施予定	今後実施予定。
通信連絡設備	統合 原子力 防災 ネット ワーク 設備	テレビ会議システム(有線・衛星)	・使用状態での加振実施。 ・テレビ会議システムは床固定、ファクシミリは直接床に固縛して加振実施。	・転倒なし。 ・使用状態による機能維持確認。
		電話(有線・衛星)	・電話は机の上に固縛して加振実施。	
		ファクシミリ(有線・衛星)		
		ネットワークラック、机		
	衛星電話			
モニタリング設備	可搬型モニタリングポスト		・保管状態(電源 OFF)での加振実施。 ・可搬型モニタリングポストは2分割し、直接床に固縛して加振実施。	・転倒なし。 ・加振後、計測器の点検を実施し、問題のないことを確認。
	可搬型エリアモニタ		・可搬型エリアモニタ、可搬型気象観測設備、可搬型 Ge 検出器、放射線計測器類 (GM 汚染サーベイメータ、電離箱サーベイメータ、 α 線シンチレーションサーベイメータ、 β 線プラスチックサーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、可搬型ガス・よう素カウンタ)は、それぞれ専用ケース等に収納し、ケースを直接床に固縛して加振実施。	
	可搬型気象観測設備			
	放射線計測器類			
	可搬型 Ge 検出器		・パソコン(可搬型モニタリングポスト、可搬型気象観測設備、可搬型エリアモニタ、可搬型 Ge 検出器)は机の上に固縛して加振実施。	
	パソコン(4台)			
データ収集設備、 データ表示端末	データ収集計算機		・使用状態での加振実施。	・使用状態による機能維持確認。
	E R S S 伝送サーバ			
	データ伝送用中継機器			
	無線用アンテナ			
	データ表示端末		・使用状態での加振を実施予定。	今後実施予定。

2. 電源設備運用

2-1 新設緊急時対策所の電源について

(1) 電源の優先順位

新設緊急時対策所の電源設備は表 2-1-1 の優先順位で給電することとしている。

表 2-1-1 電源設備の優先順位

順位	電 源	
	一般設備	通信連絡設備
1	1号炉所内常用電源 (2号炉所内常用電源)	3号炉所内非常用電源 3号炉非常用ディーゼル発電機 3号炉代替非常用発電機 可搬型代替電源車
2	A-新設緊急時対策所用発電機	1号炉所内常用電源 (2号炉所内常用電源)
3	B-新設緊急時対策所用発電機	A-新設緊急時対策所用発電機
4	—	B-新設緊急時対策所用発電機

(2) 新設緊急時対策所用発電機について

a. 運用について

新設緊急時対策所用発電機 (270 kVA) は、可搬型空気浄化ファン、通信連絡設備、データ表示端末等の必要な設備に給電するため、指揮所及び待機所にそれぞれ 100% 容量×2 台を配備しており、常用電源、非常用電源からの給電が不可能な場合 (非常用ディーゼル発電機、代替非常用発電機、可搬型代替電源車の全てが機能喪失) に、当該発電機を起動させることとしている。新設緊急時対策所の電源喪失原因と対処設備について図 2-1-1 に示す。

なお、空調上屋用発電機 (50 kVA) については、照明等への給電のみであることから、必要に応じて起動させることとしている。

b. 起動手順について

新設緊急時対策所指揮所用発電機及び待機所用発電機の起動を (a)、(b) の手順で実施する。また、代替電源設備のラインナップを図 2-1-2 に示す。

(a) 「新設緊急時対策所指揮所用発電機」の起動 (ケーブルは常時接続状態)

- ①新設緊急時対策所屋外の当該発電機設置場所 (T.P. 39 m) に移動する。
- ②起動スイッチにより発電機を起動する。
- ③指揮所内の分電盤にて、1号炉所内常用電源側から当該発電機側に NFB 操作 (メカニカルインターロック付き) により切り替えを行う。

(b) 「新設緊急時対策所待機所用発電機」の起動 (ケーブルは常時接続状態)

(a) と同様の手順で実施する。ただし、③の操作は待機所内の分電盤で実施する。

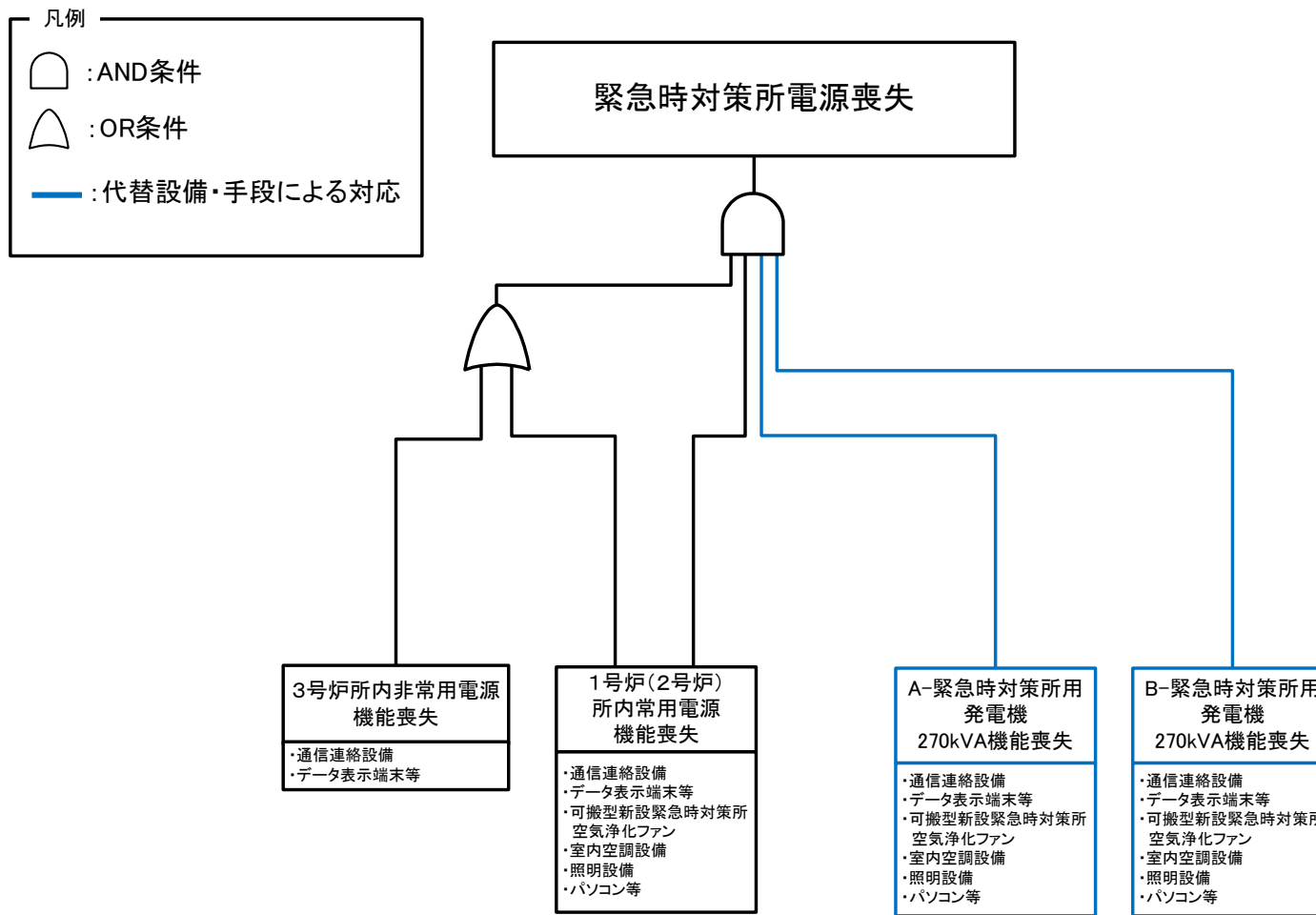
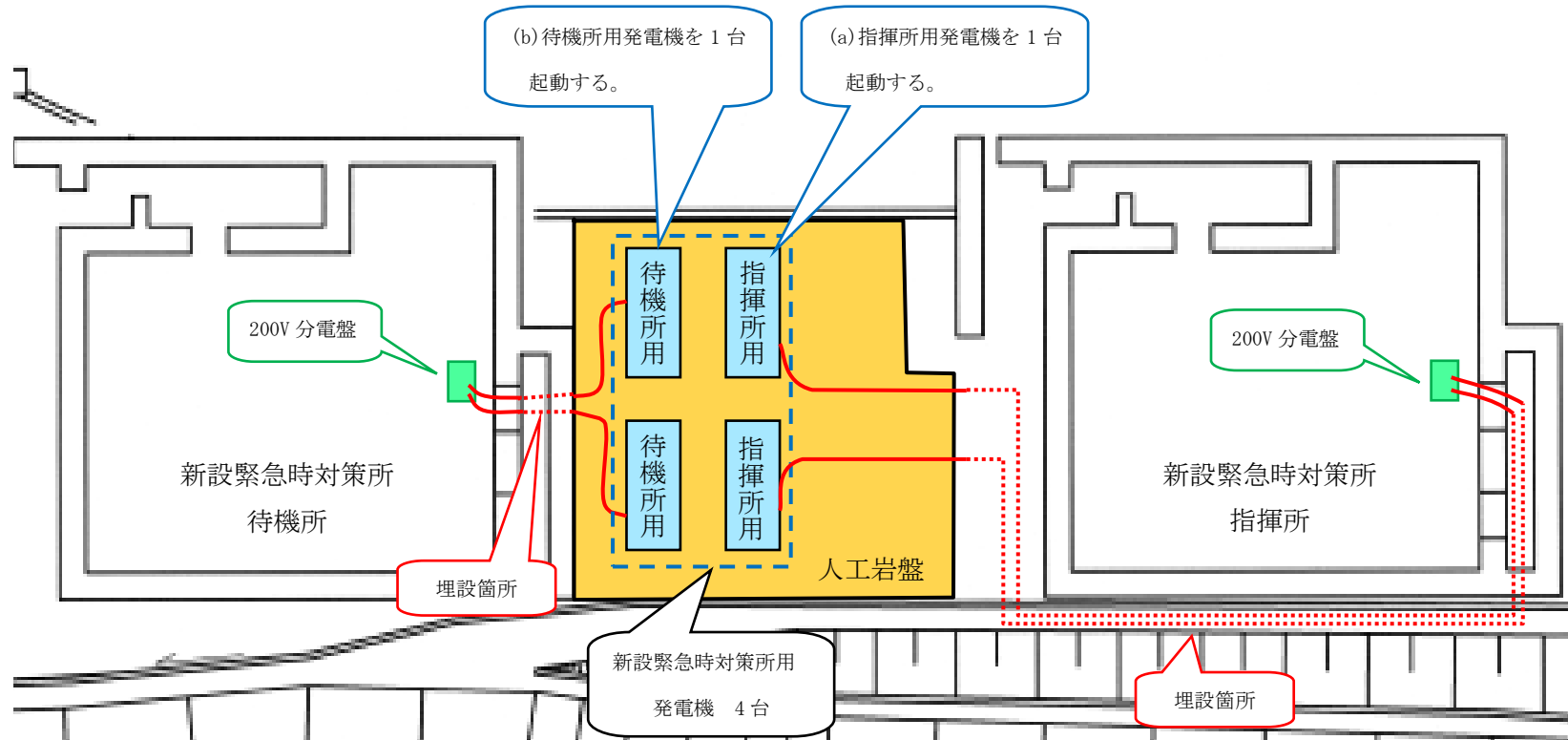


図 2-1-1 電源の喪失と対策設備について



注) 本レイアウトは訓練結果等により変更となる可能性がある。

図 2-1-2 代替電源設備のラインナップ

c. 給油方法について

■発電所構内 31 m 以上に配備している可搬型タンクローリー2 台を新設緊急時対策所付近に移動させ、当該タンクローリーから当該発電機へ給油を行う。

なお、当該発電機が空の場合、約 5.5 分で満タンに出来る。

■当該タンクローリーの燃料が空になった場合は、3 号炉の燃料油貯油槽から 31 m まで燃料を汲み上げ、当該タンクローリーに補給する。

d. 給油頻度について

4 台ある新設緊急時対策所用発電機は燃料を満タンにして保管していることから、それぞれの負荷及び燃料消費量から計算すると、表 2-1-2 に示す通り指揮所用発電機は起動から約 20.2 時間、待機所用発電機は起動から約 25.6 時間の連続運転が可能である。

従って、災害発生から当該発電機を連続使用していたとしても、プルーム通過前に給油を実施することで、プルーム通過後までの約 20.2 時間を無給油で給電が可能である（表 2-1-3 参照）。なお、プルーム通過前の給油開始の判断は、炉心損傷が発生し、放射性物質が大気に放出される可能性がある場合に、空気ボンベ設備の接続操作が完了した後から実施し、以降、30 分おきに給油を実施する。

表 2-1-2 新設緊急時対策所用発電機運転可能時間の評価

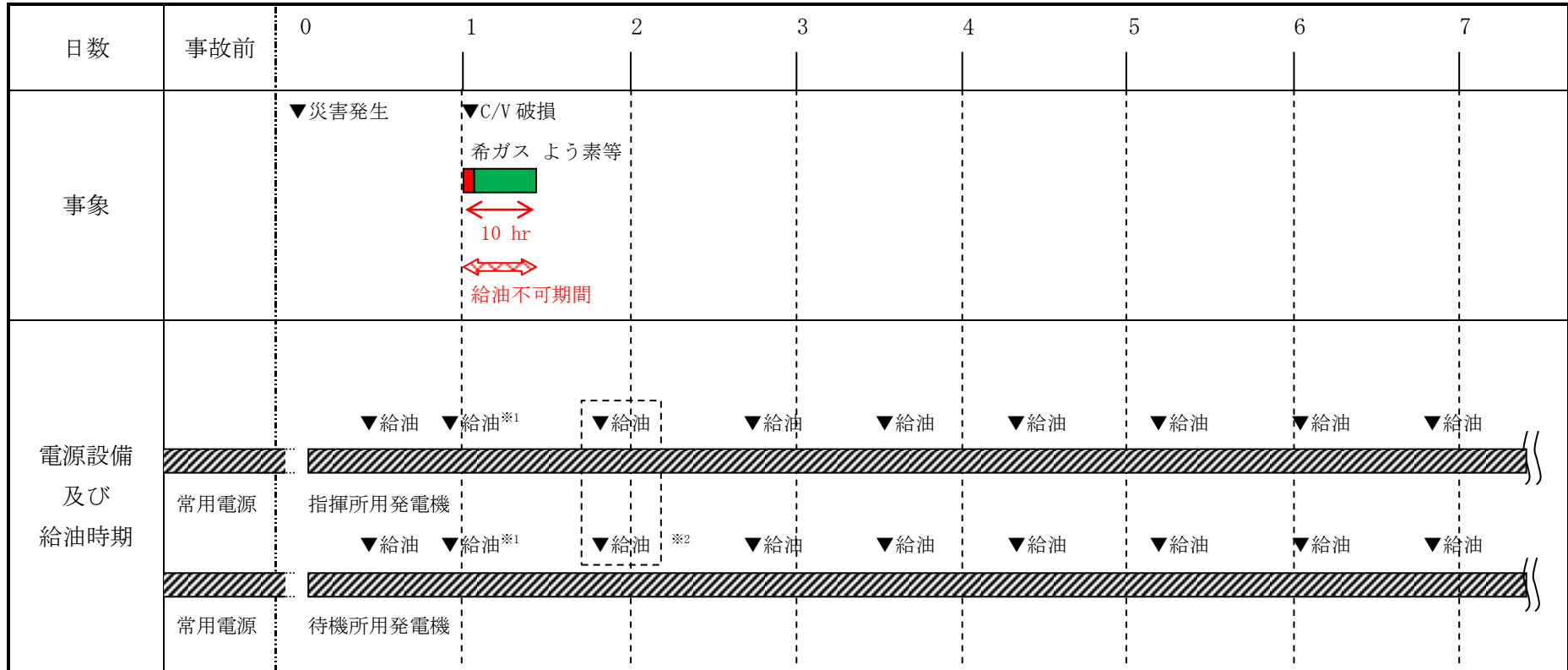
	指揮所用	待機所用	備考
発電機容量[kVA]	270.0	270.0	—
計画負荷[kVA]	118.8	88.8	※1
実負荷[kVA]	96.0	69.0	—
燃料消費量[L/hr]	24.2 (35.6 %負荷時)	19.1 (25.6 %負荷時)	—
負荷率[%]	35.6	25.6	—
燃料タンク容量[L]	490	490	—
運転可能時間[hr]	20.2	25.6	—

※1 計画負荷は以下のとおり。

指揮所用：可搬型空気浄化ファン 1 台(約 33.1 kVA)、室内空調設備(約 36.7 kVA)、
照明負荷(約 4 kVA)、100 V 単相負荷(通信連絡設備等)(約 45 kVA)

待機所用：可搬型空気浄化ファン 1 台(約 33.1 kVA)、室内空調設備(約 36.7 kVA)、
照明負荷(約 4 kVA)、100 V 単相負荷(通信連絡設備等)(約 15 kVA)

表 2-1-3 新設緊急時対策所用発電機の給油時期



※1：プルーム通過前は、30分おきに給油を行う。

※2：待機所用発電機側は直ぐに給油が必要な状態ではないが、プルーム通過後の給油回数削減のため、指揮所用発電機と同時に給油する。

発電機2台への給油時間の合計は、約12分と想定している。

2-2 新設緊急時対策所用発電機への給油作業時の対策要員の線量評価について

新設緊急時対策所用発電機は指揮所用及び待機所用として各 2 台（計 4 台）設置しており、このうち各 1 台は予備である。

4 台ある新設緊急時対策所用発電機は燃料を満タンにして保管していることから、起動する 2 台の発電機のそれぞれの負荷及び燃料消費量から計算すると、表 2-2-1 に示す通り指揮所用発電機は起動から約 20.2 時間、待機所用発電機は起動から約 25.6 時間の連続運転が可能である。

従って、災害発生から当該発電機を連続使用していたとしても、プルーム通過前に給油を実施することで、プルーム通過後までの約 20.2 時間を無給油で給電が可能である（表 2-2-2 参照）。なお、プルーム通過前の給油開始の判断は、炉心損傷が発生し、放射性物質が大気に放出される可能性がある場合に、空気ポンベ設備の接続操作が完了した後から実施し、以降、30 分おきに給油を実施する。

なお、災害発生後、速やかに当該発電機への給油専用とする可搬型タンクローリー 2 台を配備するため、事故後 7 日間は当該タンクローリーからの給油で対応可能である。

以上を踏まえ、当該発電機への給油作業時の対策要員の線量を評価する。

表 2-2-1 新設緊急時対策所用発電機運転可能時間の評価

	指揮所用	待機所用
発電機容量[kVA]	270.0	270.0
計画負荷[kVA]	118.8	88.8
実負荷[kVA]	96.0	69.0
燃料消費量[L/hr]	24.2 (35.6 %負荷時)	19.1 (25.6 %負荷時)
負荷率[%]	35.6	25.6
燃料タンク容量[L]	490	490
運転可能時間[hr]	20.2	25.6

表 2-2-2 新設緊急時対策所用発電機の給油時期

日数	事故前	0	1	2	3	4	5	6	7	
事象		▼災害発生	▼C/V 破損 希ガス よう素等 10 hr 給油不可期間							
電源設備 及び 給油時期		▼給油	▼給油 ^{*1}	▼給油 ^{*2}	▼給油	▼給油	▼給油	▼給油	▼給油	
常用電源		指揮所用発電機								
常用電源		待機所用発電機								

※1：ブルーム通過前は、30分おきに給油を行う。

※2：待機所用発電機側は直ぐに給油が必要な状態ではないが、ブルーム通過後の給油回数削減のため、指揮所用発電機と同時に給油する。
発電機2台への給油時間の合計は、約12分と想定している。

(新設緊急時対策所用発電機への給油作業時の対策要員の線量評価)

(1) 評価条件

- 表 2-2-2 より、起動する発電機 2 台に対し C/V プルーム通過後からの 7 日間で計 7 回の給油を行う。なお、ブルーム通過中は給油しない。
- 表 2-2-2 より、起動する発電機 2 台への給油 1 回の作業時間は 12 分とする。
- 起動する発電機 2 台への給油作業は 1 名で対応可能であり、対策要員の事務局員 8 名のうちの給油担当として 6 名を割り当てていることから、7 日間（計 7 回）の給油作業における対策要員 1 名の最大給油回数は 2 回とする。
- 給油場所の線量率は、東京電力がホームページで公表している平成 23 年 3 月 23 日時点の福島第一原子力発電所構内のサーベイデータの最大線量率である 130 mSv/h とする。なお、ブルーム通過前の給油作業における破損前 C/V からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく線量は、発電機 2 台に対する給油 1 回あたり 10^{-3} mSv オーダーと無視できる。

(2) 評価結果

対策要員が給油作業を 2 回行った場合の被ばく線量は 52 mSv であり、新設緊急時対策所に 7 日間とどまった場合の線量約 13 mSv を足し合わせても約 65 mSv となり、緊急時における線量限度（100 mSv）を十分下回る。

【給油に伴う対策要員の被ばく線量】

$$= (2 \text{ 台あたりの給油時間} \times \text{給油回数} \times \text{環境線量率}) + 13 \text{ mSv (7 日間とどまった線量)}$$

$$= (12(\text{min}/2 \text{ 台}) \times 2(\text{回}) \times 130(\text{mSv/h}) / 60(\text{min/h})) + 13(\text{ mSv}/7 \text{ 日間}) = 65(\text{mSv}) / 7 \text{ 日間}$$

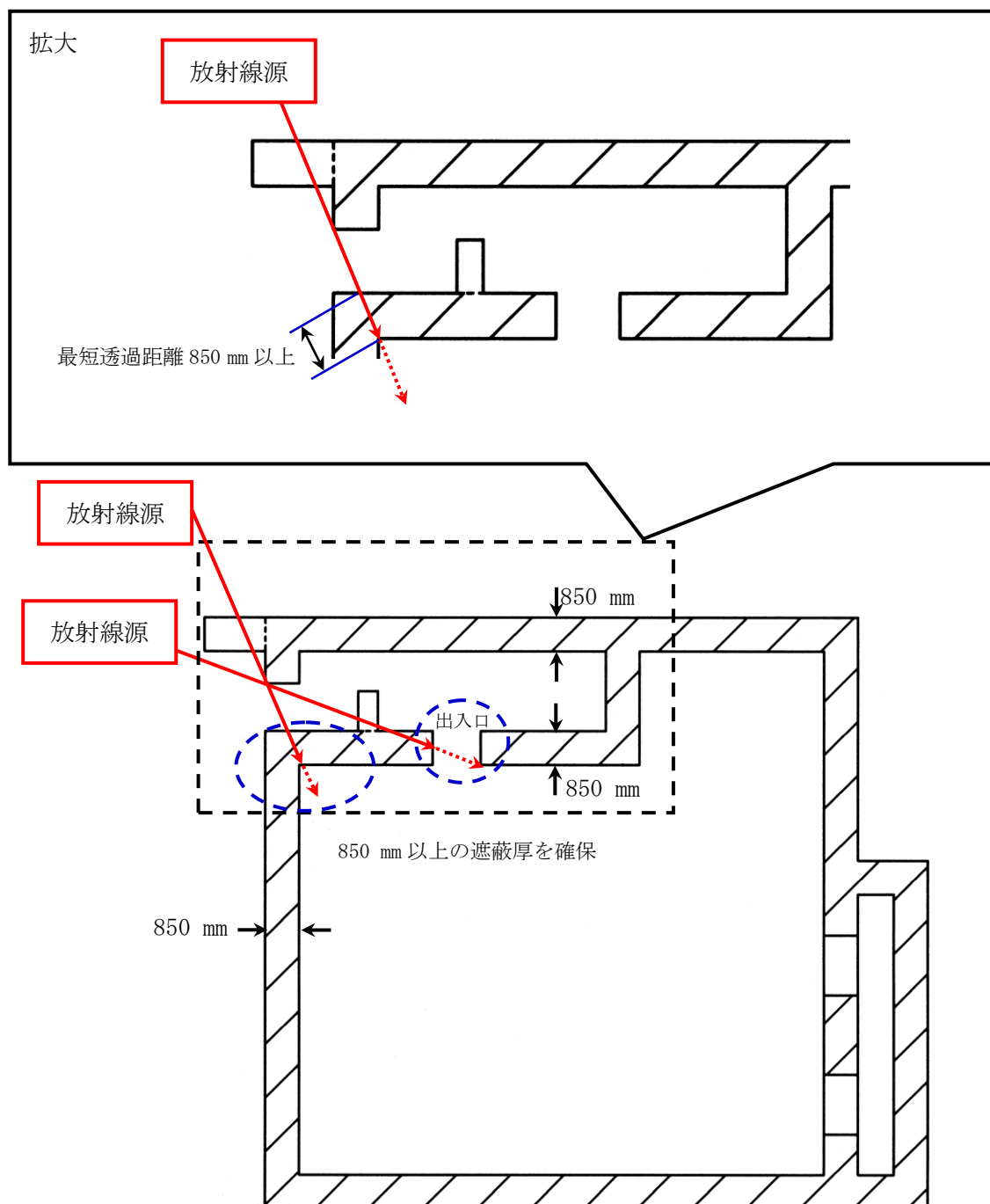
なお、給油担当として 6 名を割り当てているものの、実際には事務局員 8 名全員が給油作業を行うことが可能なことから、1 名あたりの最大給油回数を 1 回とすることが可能であり、被ばく低減を図ることができる。

3. 生体遮蔽装置

3-1 新設緊急時対策所の生体遮蔽について

(1) 出入口開口

出入口開口は二重扉の迷路構造とし、外部の放射線源を直接見込まない設計としており、外部の放射線源に対して最短透過距離部においても 850 mm 以上の遮蔽厚を確保している。



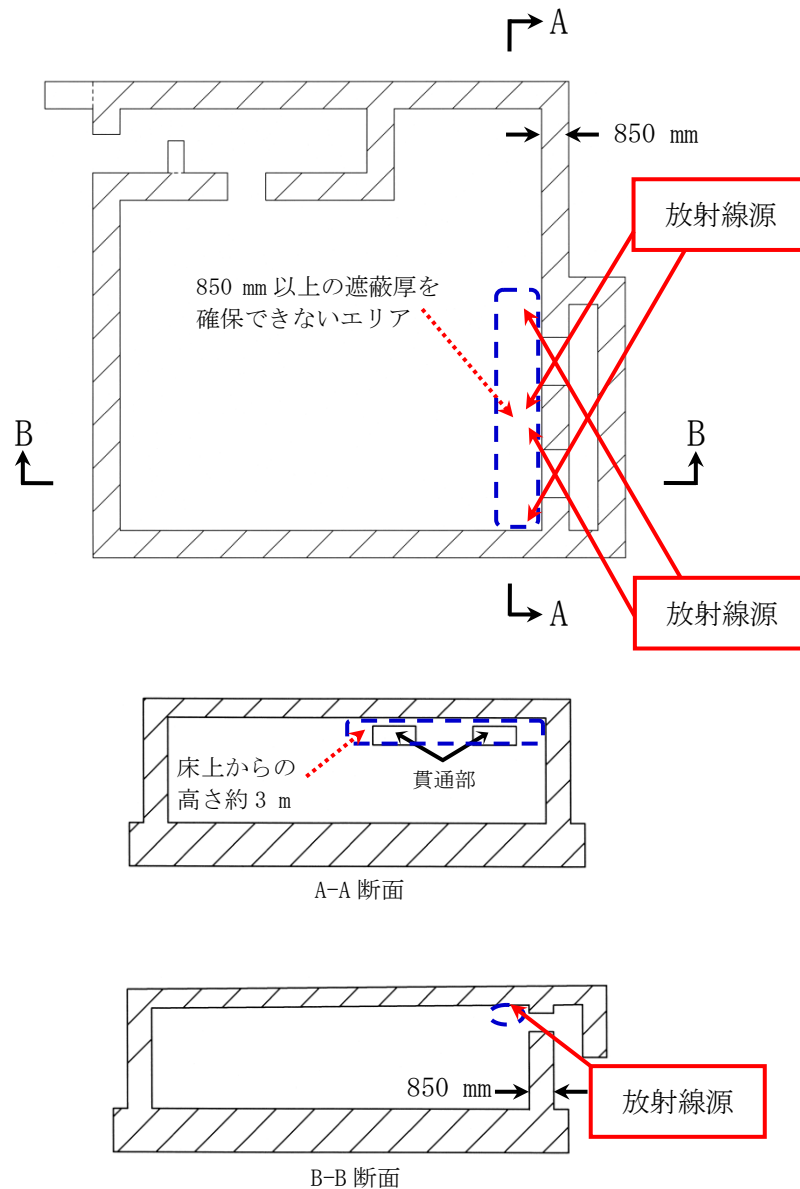
(2) 配管その他の貫通部

配管その他の貫通部については、迷路構造等の遮蔽を追加して可能な限り外部の放射線源を直接見込まない設計としている。

また、貫通部は対策要員の緊急時対策所エリアに放射線が直接漏えいしないよう建屋上部に設けている。

ただし、建屋上部の一部に 850 mm 以上の遮蔽厚を確保できないエリアがあるが、高所であること及び貫通部の周辺は配管、空調ダクトが設置され対策要員が寄り付き難く、線量が高くなった場合を考慮し立入禁止表示を掲示することから対策要員が立ち入ることはない。

なお、貫通部の隙間はモルタルを充填する等の措置を実施し、放射線流入を可能な限り防止する。



(3) コンクリート透過厚さの確認

出入口開口及び配管その他の貫通部について、以下のとおりコンクリート透過厚さを確認した結果、限定された範囲で遮蔽厚を確保できない箇所を確認したが、立入制限区画化やモルタル充填等を講じることで対応可能である。

No.	断面	コンクリート透過厚さ (mm)	判定	図	備考
1	a1-a1	977	○	図 4-1-1	
2	a2-a2	97	△	図 3-1-2	開口部は高所であり、通常人が立ち入らない場所であるため、問題ない。なお、線量が高い場合に近接することを考慮し、立入禁止表示を掲示する。
3	b1-b1	1,203	○	図 3-1-3	
4		2,118			

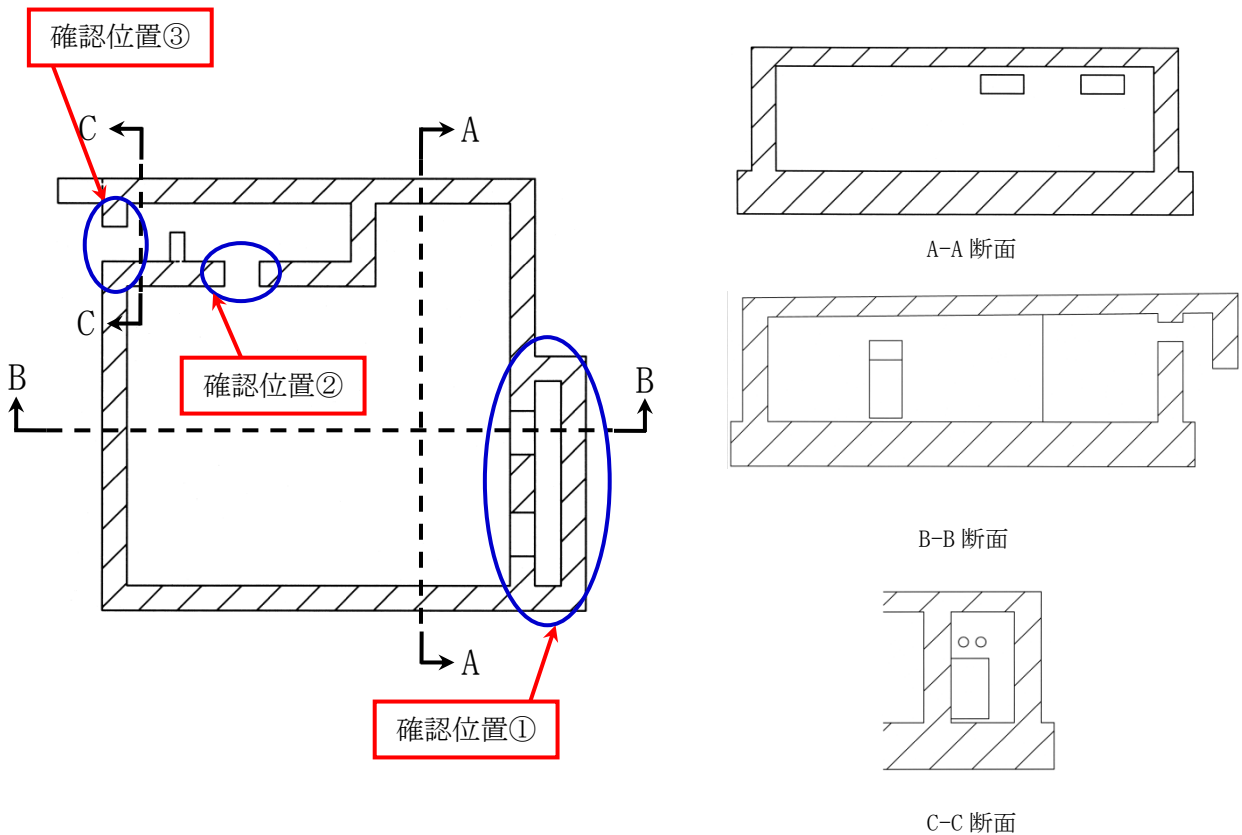


図 3-1-1 新設緊急時対策所の貫通部の遮蔽確認位置

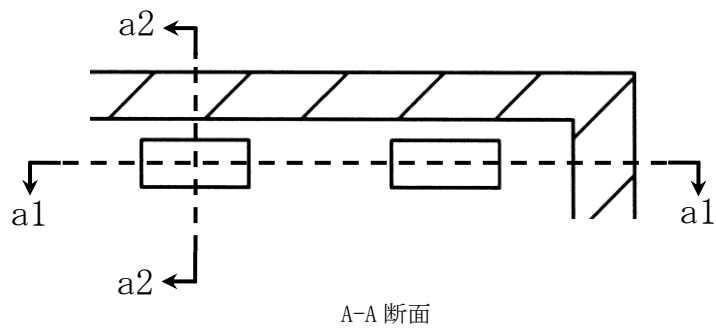


図 3-1-2 貫通部の遮蔽確認結果 (確認位置①)

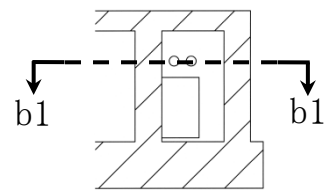
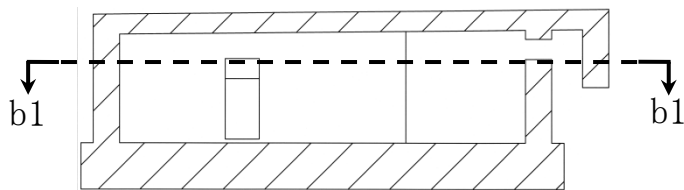
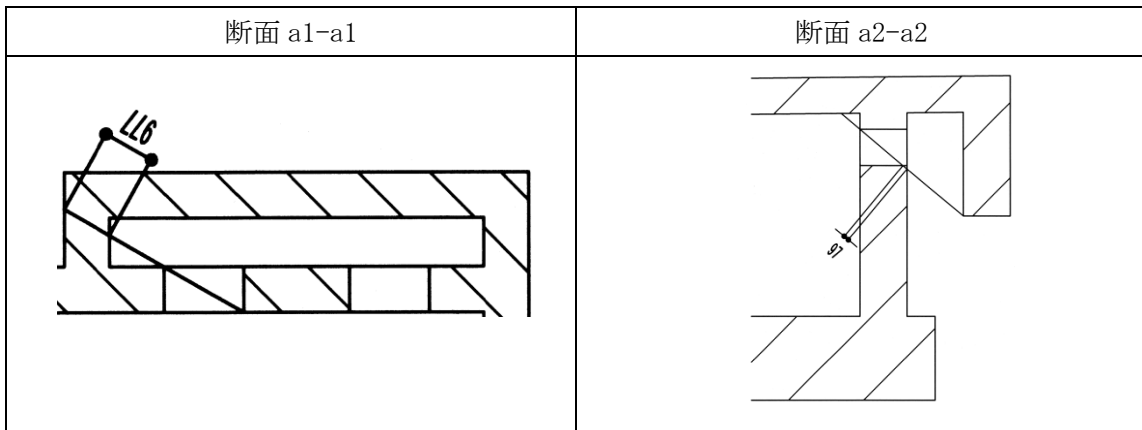
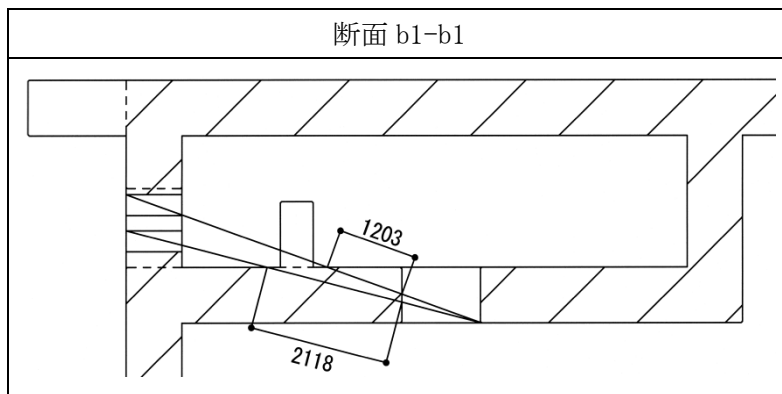


図 3-1-3 貫通部の遮蔽確認結果 (確認位置②)



(4) 緊急時対策所エリアへのストリーミング線の影響

a. ストリーミング線の種類

新設緊急時対策所内の緊急時対策所エリアへのストリーミング線の影響については、出入口開口からの寄与分を確認する（配管その他の貫通部については、高所への設置または貫通部の径が小さく緊急時対策所エリアへの影響を与えないため考慮不要）。

直接線は、3号炉原子炉格納容器と新設緊急時対策所入口との位置関係から、直接3号炉原子炉格納容器を見込むことができないこと及び空調上屋等の建屋の壁が遮蔽となるので考慮しない。

緊急時対策所エリアへのストリーミング線は以下の経路で到達することになる。

- (a) 新設緊急時対策所入口付近で1回以上散乱したストリーミング線が、チェンジングエリア内に到達
- (b) チェンジングエリア内に到達したストリーミング線がエリア内で1回以上散乱し、緊急時対策所エリア内へ到達

なお、緊急時対策所エリア内の対策要員が滞在、活動している中心部分に到達するには、更に距離による減衰が生じる。

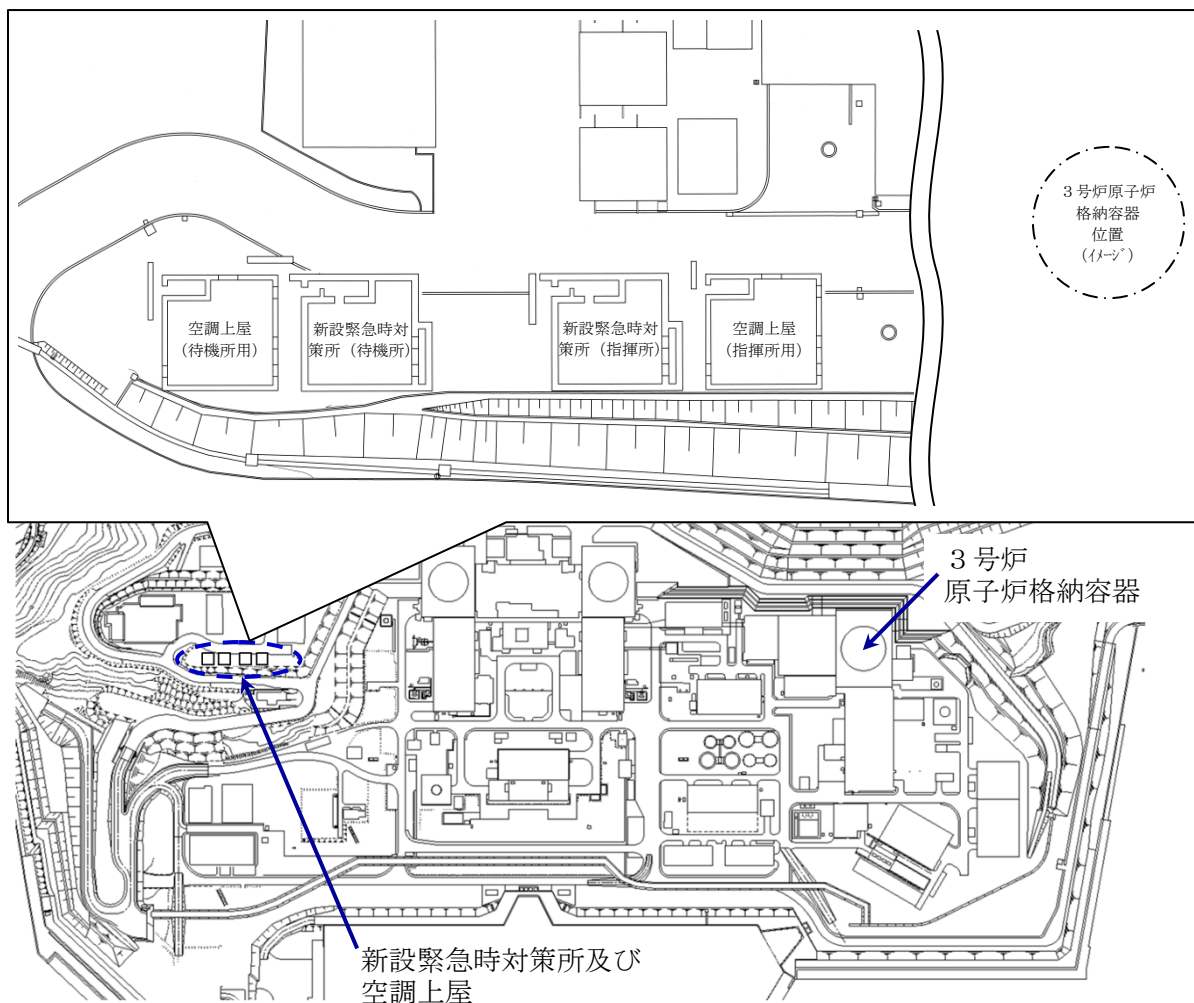


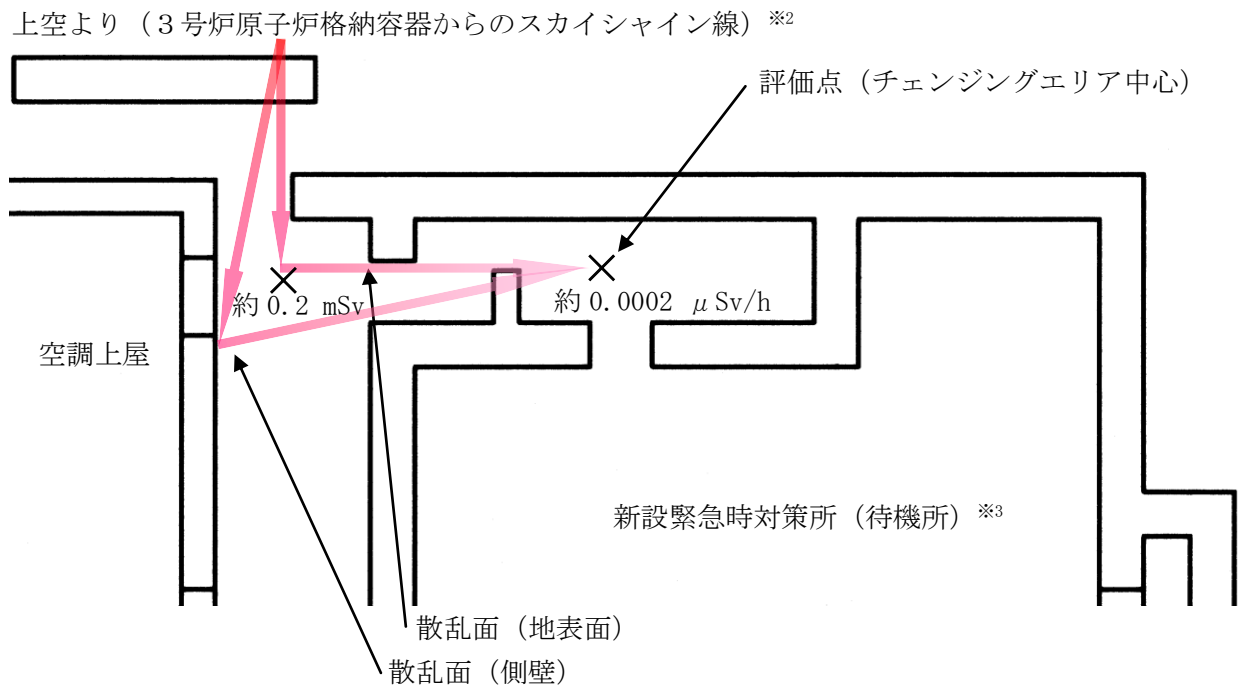
図 3-1-4 3号炉原子炉格納容器と新設緊急時対策所の位置関係

b. ストリーミング線の評価

新設緊急時対策所の出入口と対面する空調上屋との距離が長く散乱面積が大きくなり評価結果が厳しくなる新設緊急時対策所（待機所）入口外側におけるストリーミング線による線量を SCATTERING コードを用いて評価した結果、約 0.2 mSv（7 日間積算）となる。

当該結果からチェンジングエリア内中心における線量率を簡易計算法として、一般的なアルベド方式（微分線量アルベドは Chilton と Huddreston の経験式を用いて計算）※¹ を使用して求めると、新設緊急時対策所（待機所）では 7 日間平均で約 0.0002 μ Sv/h となる。

なお、緊急時対策所エリア中心における線量率は、新設緊急時対策所の出入口が 3 号炉原子炉格納容器を直接見込むことができないこと、チェンジングエリア内で 1 回以上散乱し緊急時対策所エリア中心に到達すること及び距離による減衰が生じるためストリーミング線量による影響は十分小さくなるといえる。



※² 3号炉原子炉格納容器は直接見込めないため、直接線による影響は考慮しない

※³ 新設緊急時対策所（待機所）の評価結果が安全側であることから待機所側で代表した。

図 3-1-5 チェンジングエリアの散乱線（概念図）

※¹ 財団法人原子力安全技術センター「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2007」

上空より（3号炉原子炉格納容器からのスカイシャイン線）

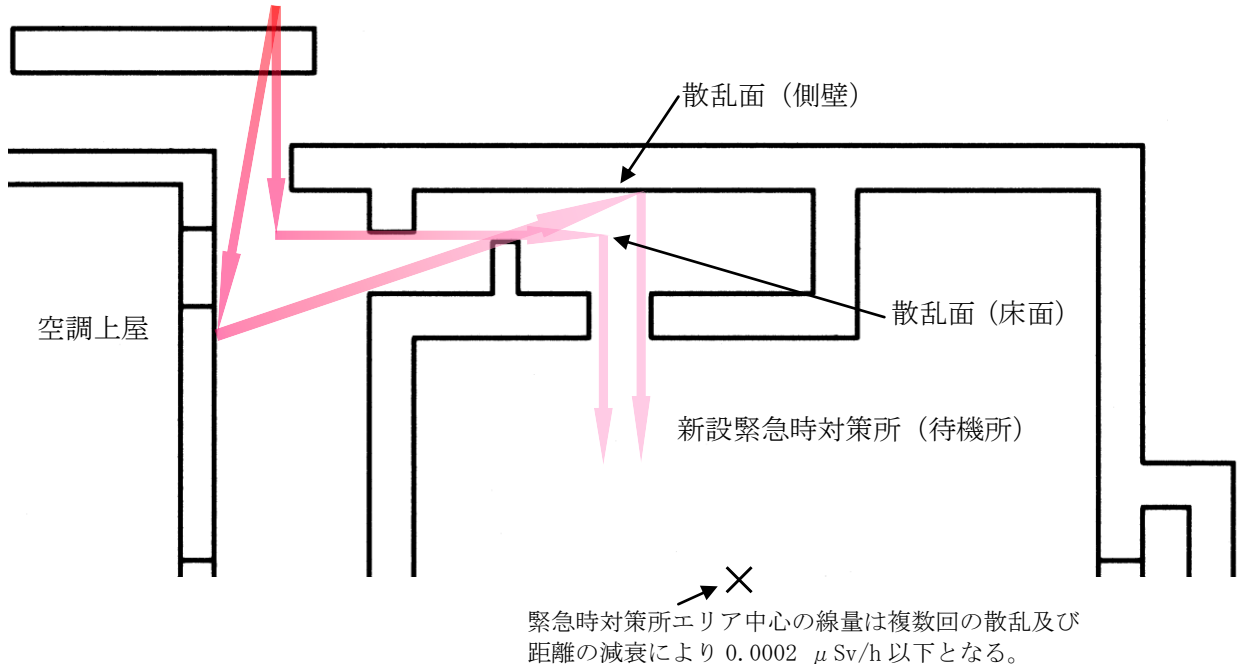


図 3-1-6 緊急時対策所エリア中心の散乱線 (概念図)

3-2 待機エリアの設置と運用方法

新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）外の周辺状況が高放射線下となった場合にチェンジングエリアの混雑により屋外にてスクリーニング待ちで待機する災害対策要員（以下、「要員」という。）の被ばく低減の観点から、図 3-2-1 のとおり緊対所（指揮所及び待機所）にそれぞれ隣接して配置される空調上屋内に待機エリアを設置する。

待機エリア（指揮所及び待機所用）は、それぞれ 10 名程度待機が可能な面積（約 10 m²）を確保する設計としている。

また、待機エリアで待機する要員は緊対所のチェンジングエリアでのスクリーニングの混雑状況が把握できないこと、チェンジングエリア内に滞在する放管班員においても待機エリアで待機する要員の待機状況が確認できないことから、緊対所と待機エリア間に専用インターホン（有線）を設け相互で情報伝達ができるようにする。

待機エリアの具体的な運用方法は次のとおりである。

- ①要員は緊対所へ帰所する場合、通信連絡設備等の手段により緊対所へ連絡し、チェンジングエリアの混雑状況を確認する。
- ②チェンジングエリアが混雑していない場合は直接緊対所のチェンジングエリアへ移動し、混雑している場合は空調上屋へ設置した待機エリアへ移動後一時的に待機する。
- ③要員は、専用インターホンによりチェンジングエリア内の放管員へ連絡し混雑状況を確認する。
- ④専用インターホンにより混雑が解消しているとの情報を入手後、緊対所のチェンジングエリアへ移動する。

なお、上記内容も含め待機エリアの使用方法については、要員に定期的に教育を行い適切に運用できるようにする。

●待機エリアを使用する場合の動線

- ・青色実線 → : 現場⇒待機所待機エリア
- ・青色点線 ⇨ : 待機所待機エリア⇒待機所
- ・赤色実線 → : 現場⇒指揮所待機エリア
- ・赤色点線 ⇨ : 指揮所待機エリア⇒指揮所

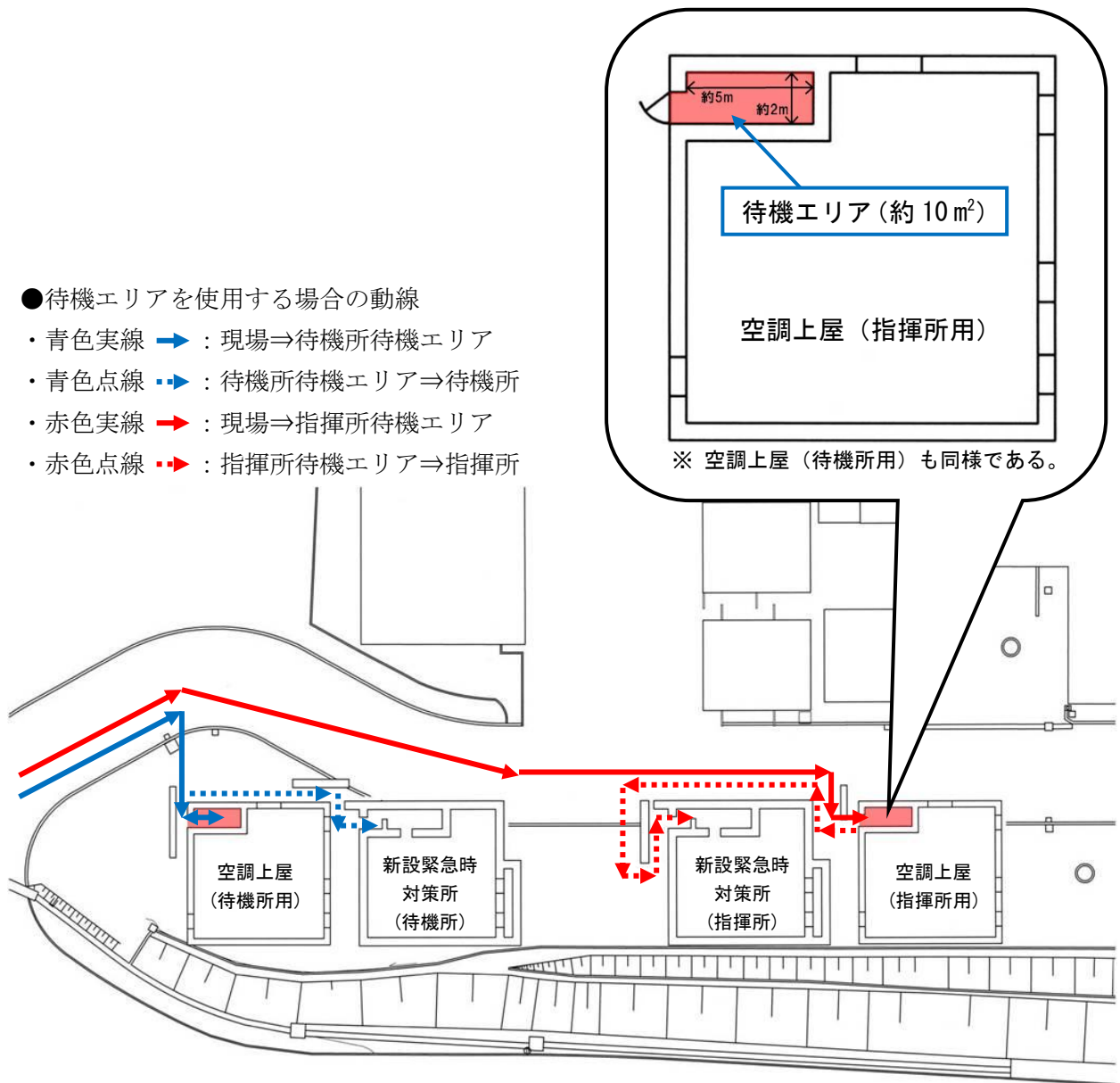


図 3-2-1 空調上屋の待機エリア配置及び要員の動線図

3-3 防護壁の設置

新設緊急時対策所緊急時対策所エリア及び空調上屋待機エリアへのストリーミング線による影響は十分に小さいものの、各建屋内にて待機等をしている対策要員の更なる被ばく低減、チェンジングエリア内のBG低減を目的とし、新設緊急時対策所及び空調上屋に防護壁を設置する。

具体的には、新設緊急時対策所（指揮所・待機所）についてはチェンジングエリア内及び外側出入口近傍に、空調上屋については待機エリア周囲及び外側出入口近傍にそれぞれ防護壁を設置する。（図 3-3-1 参照）

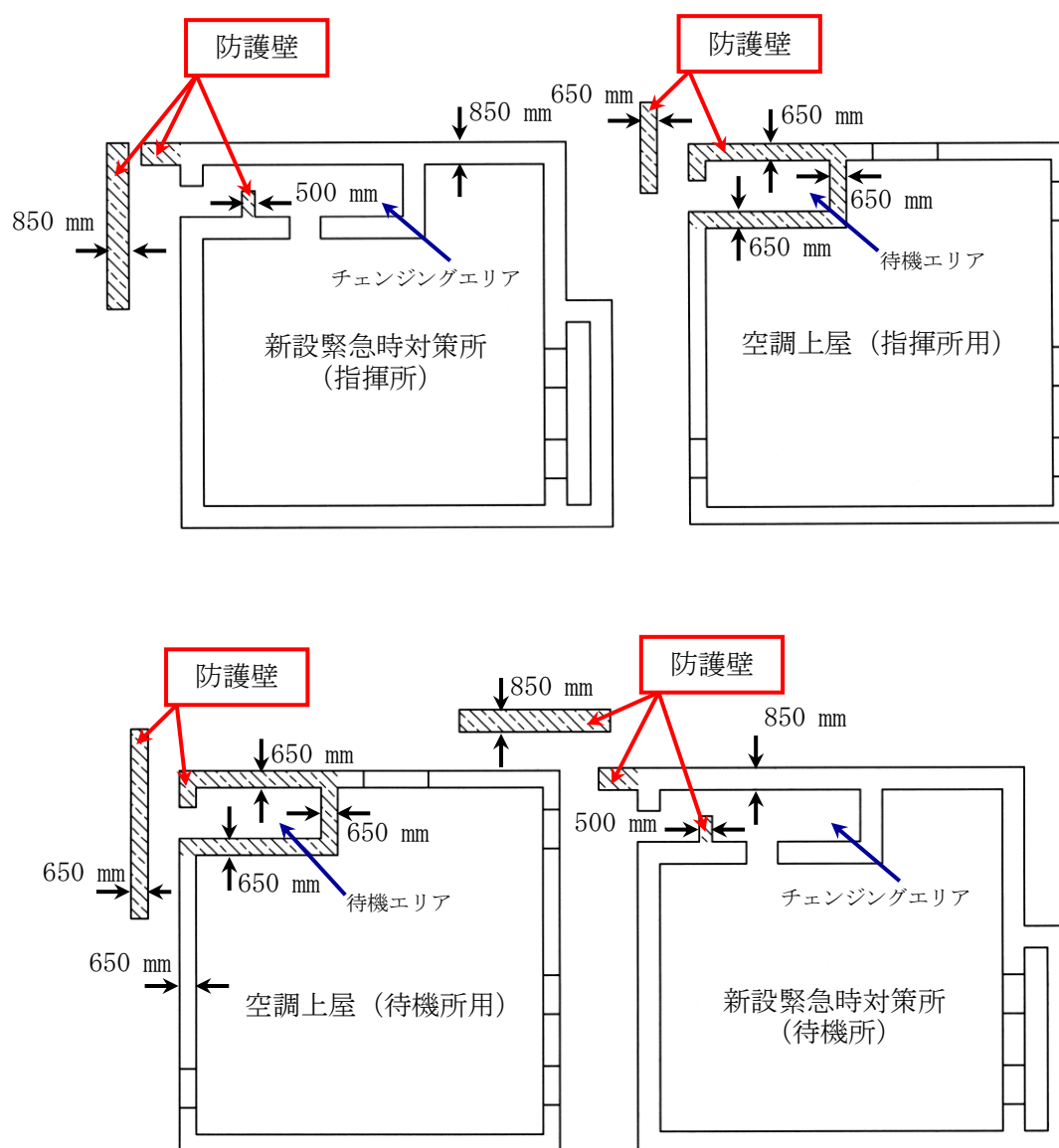


図 3-3-1 防護壁の設置場所

4. 換気設備

4-1 換気設備等使用時の酸素及び二酸化炭素濃度並びにポンベ容量について

(1) 概要

本資料は、新設緊急時対策所（指揮所または待機所）における換気設備等使用時の酸素及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンベ容量について評価を行った結果をまとめたものである。

(2) 評価条件

評価に用いる前提条件は以下の通りとする。

なお、新設緊急時対策所の指揮所及び待機所は各々同一形状、寸法である。

- ・新設緊急時対策所（指揮所）内想定収容人数：60人
- ・新設緊急時対策所（待機所）内想定収容人数：60人
（想定収容人数の指揮所31人、待機所51人に対し余裕を見込んで60人を使用）
- ・新設緊急時対策所バウンダリ内体積：522 m³（149 m²×3.5 m）

(3) 可搬型空気浄化装置使用時の評価

a. 状況

可搬型空気浄化装置は、重大事故等の発生により大気中に放射性物質が大量に放出された場合においても、可搬型空気浄化装置にて浄化された空気を新設緊急時対策所へ供給するために設置する。

可搬型空気浄化装置の空気浄化ファンは、事故発生後のブルーム（希ガス）通過時を除いて継続的に使用するものであるため、平衡状態における必要流量を求め評価を行う。

b. 評価条件

- ・許容酸素濃度：18 %以上（労働安全衛生規則）
- ・許容二酸化炭素濃度：0.5 %以下（事務所衛生基準規則）
- ・酸素消費量：0.06552 m³/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度「歩行」の成人の呼吸量）
- ・二酸化炭素排出量：0.046 m³/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別 CO₂ 吐出し量「中等作業」の作業程度）
- ・初期酸素濃度：20.95 %（「空気調和・衛生工学便覧」の成人呼吸気の酸素量）

c. 評価結果

新設緊急時対策所内の圧力並びに酸素及び二酸化炭素濃度を適正に保つために、必要な空気浄化ファン流量は下表のとおりとなる。

空気浄化ファン必要流量

項目	条件	必要流量(m ³ /min)	備考
正圧維持	>100 Pa	4.4	アウトリーク率0.5回/h
酸素濃度	>18 %	2.3	
二酸化炭素濃度	<0.5 %	10	

上記評価の結果、可搬型空気浄化装置の空気浄化ファン流量を 10 m³/min とすれば圧力並びに酸素及び二酸化炭素濃度の全てを適正に保つことができる。したがって、実運用ではこれに余裕をみて流量 25 m³/min での運用を計画しており、その場合の酸素及び二酸化炭素濃度を評価した結果、下表のとおり平衡時の酸素及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。

可搬型空気浄化装置使用時の酸素及び二酸化炭素濃度

	酸素濃度	二酸化炭素濃度
許容濃度	18 %以上	0.5 %以下
空気流量25 m ³ /min	20.69 %	0.21 %

(4) 空気ポンベ加圧時（1時間）の評価

a. 状況

空気ポンベは、希ガスを含む放射性物質が放出された場合において、よう素フィルタでは除去できない希ガスの新設緊急時対策所内への流入を防ぐために設置する。

被ばく評価上の希ガス放出時間である 1 時間の間、空気ポンベによる加圧のために必要な流量を求め評価する。

b. 評価条件

- ・初期の酸素及び二酸化炭素濃度を除き、可搬型空気浄化装置使用時の 3. (2) 項に同じ。
- ・初期酸素濃度：20.69 %（可搬型空気浄化装置使用時からの継続値）
- ・初期二酸化炭素濃度：0.21 %（可搬型空気浄化装置使用時からの継続値）

c. 評価結果

新設緊急時対策所内の圧力並びに酸素及び二酸化炭素濃度を、1 時間の間、適正に保つ

ために必要な空気ポンベからの空気流量は下表のとおりとなる。

空気ポンベ加圧（1時間）必要流量

項目	条件	必要流量(m ³ /min)	備考
正圧維持	>100 Pa	4.4	アウトリーク率0.5回/h
酸素濃度	>18 %	0	換気不要
二酸化炭素濃度	<0.5 %	6.4	

上記評価の結果、空気ポンベからの空気流量を 6.4 m³/min とすれば圧力並びに酸素及び二酸化炭素濃度の全てを適正に保つことができ、本流量における空気ポンベ加圧 1 時間後の酸素及び二酸化炭素濃度は下表のとおりとなり、酸素及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。

空気ポンベ加圧 1 時間後の酸素及び二酸化炭素濃度

	酸素濃度	二酸化炭素濃度
許容濃度	18 %以上	0.5 %以下
空気流量6.4 m ³ /min	20.29 %	0.49 %

(5) 空気ポンベ加圧時（12時間）の評価

a. 状況

空気ポンベは、希ガスを含む放射性物質が放出された場合において、よう素フィルタでは除去できない希ガスの新設緊急時対策所内への流入を防ぐために設置する。

プルーム（希ガス）放出 10 時間に加え前後 1 時間の余裕を考慮した約 12 時間の間、空気ポンベによる加圧のために必要な流量を求め評価する。

b. 評価条件

- ・許容酸素濃度：19%以上（鉱山保安法施行規則）
- ・許容二酸化炭素濃度：1.0 %以下（鉱山保安法施行規則）
- ・酸素消費量：0.02184 m³/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度「静座」の成人の呼吸量）
- ・二酸化炭素排出量：0.022 m³/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別 CO₂ 吐出し量「極軽作業」の作業程度）
- ・初期酸素濃度：20.69 %（可搬型空気浄化装置使用時からの継続値）
- ・初期二酸化炭素濃度：0.21 %（可搬型空気浄化装置使用時からの継続値）

c. 評価結果

新設緊急時対策所内の圧力並びに酸素及び二酸化炭素濃度を、12 時間の間、適正に保つために必要な空気ポンベからの空気流量は下表のとおりとなる。

空気ポンベ加圧（12 時間）必要流量

項目	条件	必要流量(m ³ /min)	備考
正圧維持	>100 Pa	1.3	アトリック率0.15回/h程度
酸素濃度	>19 %	0.8	
二酸化炭素濃度	<1.0 %	2.2	

上記評価の結果、空気ポンベからの空気流量を 2.2m³/min とすれば圧力並びに酸素及び二酸化炭素濃度の全てを適正に保つことができ、本流量における空気ポンベ加圧 12 時間後の酸素及び二酸化炭素濃度は下表のとおりとなり、酸素及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。

空気ポンベ加圧 12 時間後の酸素及び二酸化炭素濃度

	酸素濃度	二酸化炭素濃度
許容濃度	19 %以上	1.0 %以下
空気流量2.2 m ³ /min	19.99 %	0.99 %

(6) 必要空気ポンベ数

a. 評価条件

- ・ポンベ使用可能量：5.05 m³/本（実容量 7 m³/本に対し、外気温度-19 °Cでの容量で保守的に評価）
- ・評価期間：1 時間、12 時間

b. 評価結果

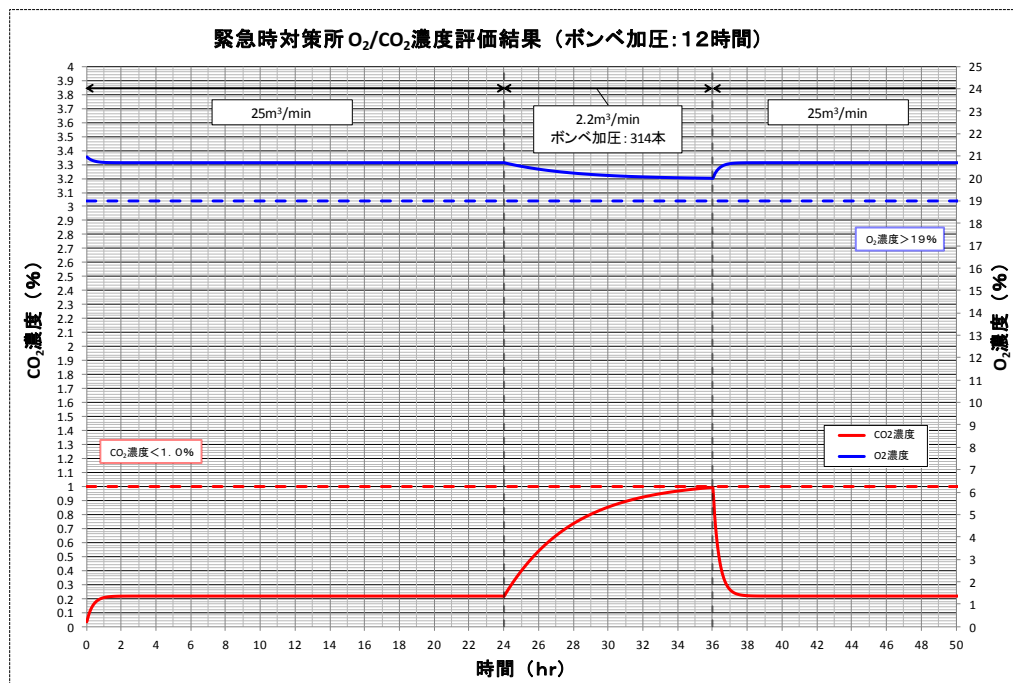
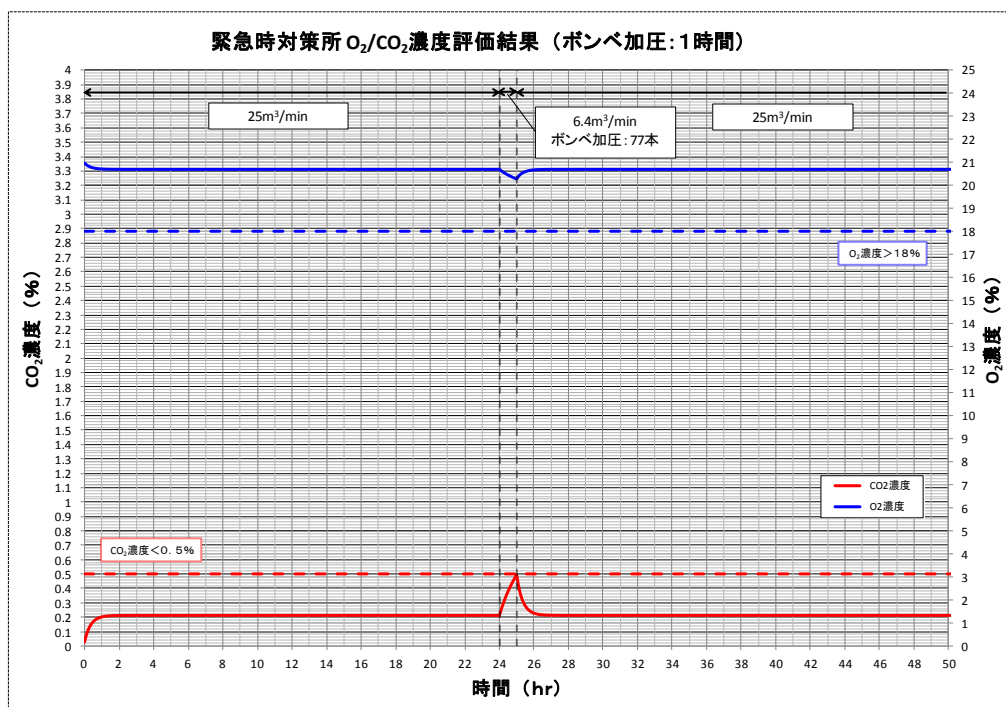
- (a) 1 時間の必要空気ポンベ数 77 本=6.4 (m³/min)×60 (min)/5.05 (m³/本)
- (b) 12 時間の必要空気ポンベ数 314 本=2.2 (m³/min)×720 (min)/5.05 (m³/本)

上記評価の結果から求めた加圧に必要な空気ポンベ数は下表のとおりである。なお、空気ポンベ加圧（12 時間）に必要なポンベ本数 314 本に対し、320 本を設置する。

加圧に必要な空気ポンベ本数

時間	1時間	12時間
必要空気ポンベ数	77本	314本

可搬型空気浄化装置使用時並びに空気ポンベ加圧（1時間及び12時間）による流量、酸素及び二酸化炭素濃度との関係は下表のとおりであり、この運用により酸素及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。



5. 換気設備運用

5-1 新設緊急時対策所の換気設備等の具体的な運用方法について

(1) 新設緊急時対策所の各ステージの具体的な運用

換気設備等の運用について、具体的な手順を記載する。

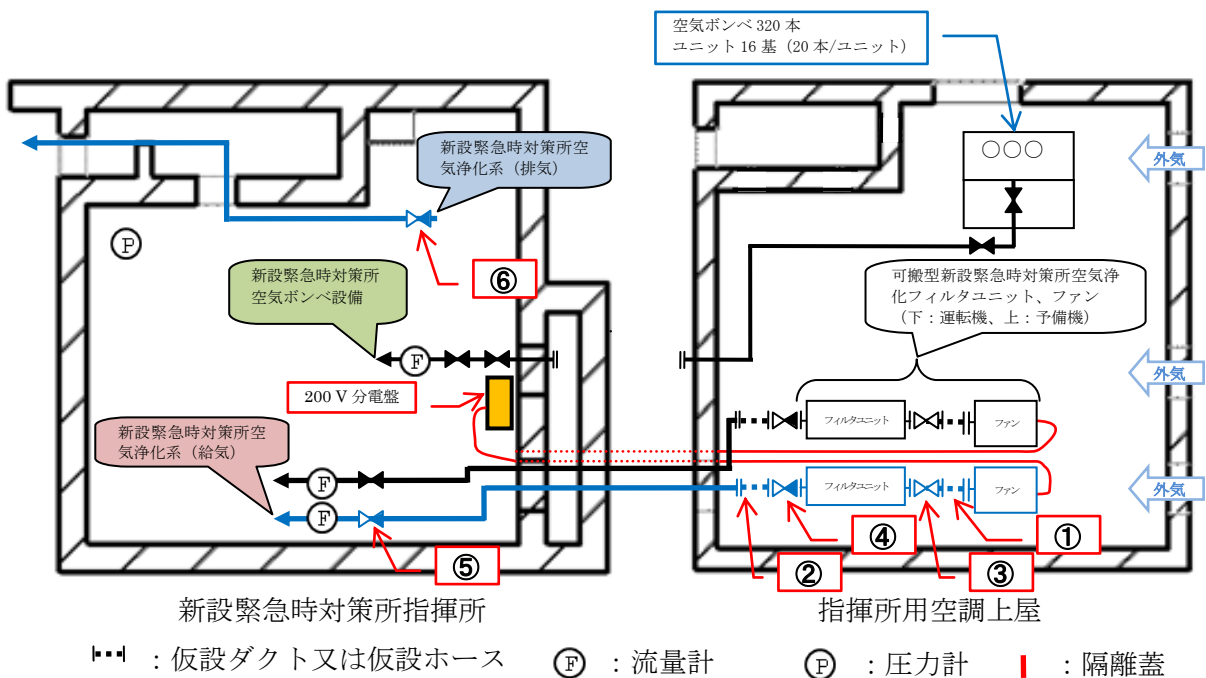
なお、以下の記載は、「新設緊急時対策所指揮所／指揮所用空調上屋」として記載するが、「新設緊急時対策所待機所／待機所用空調上屋」についても同様に作業を行う。

また、本運用に関する検証は、機器の据付以降、別途実施する。

a. 新設緊急時対策所立ち上げ時

【系統構成】

- ・ 可搬型空気浄化装置を接続
- ・ 可搬型空気浄化装置を起動し換気を実施



【作業・操作手順】

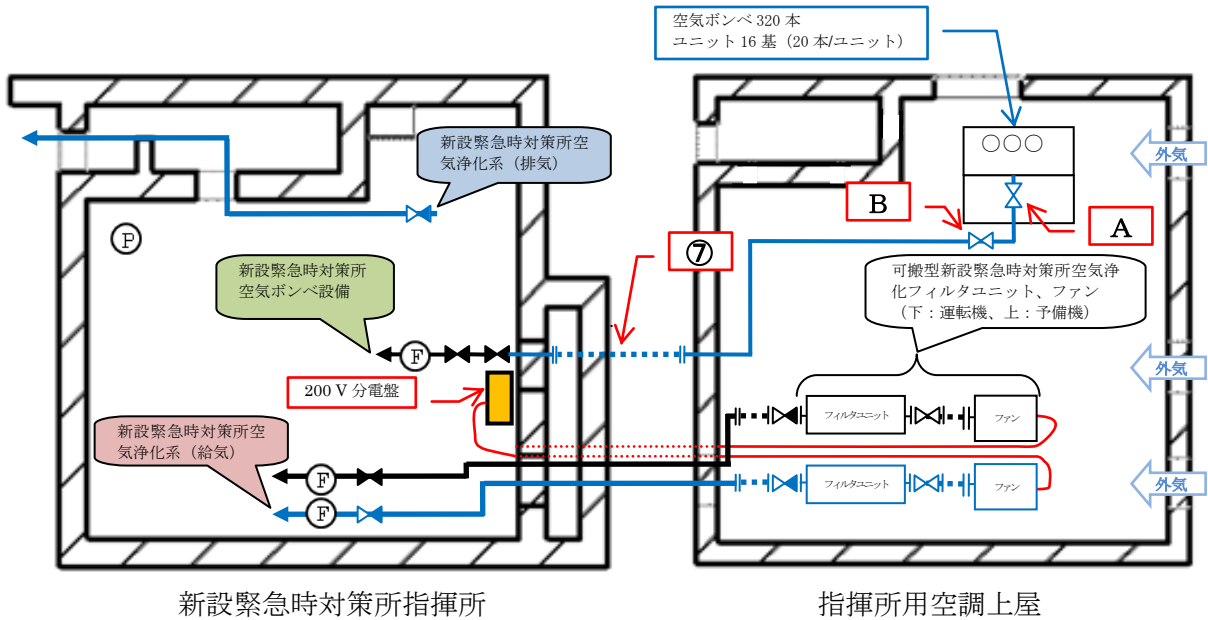
- (ア) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（以下、フィルタユニットと言う）及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン（以下、ファンと言う）の運転機及び予備機について、①及び②仮設ダクトにて接続する。
- (イ) フィルタユニットの運転機及び予備機入口の③手動ダンパを開とし、出口の④手動ダンパを調整開とする。
- (ウ) 新設緊急時対策所空調系（給気）ラインの運転機側⑤手動ダンパを「閉」→「調整開」とする。（予備機側⑤手動ダンパは閉止のままとしておく。）
- (エ) ファンの電源を、新設緊急時対策所内の200V分電盤に接続し、NFBを投入する。（運転機側のみ）
また、外気温が低い場合は、よう素フィルタ用電気ヒータの電源を、新設緊急時対策所内の200V分電盤に接続し、NFBの電源を投入する。（運転機側のみ）
- (オ) 新設緊急時対策所空調系（給気）ラインの流量が約25 m³/min、新設緊急時対策所内が正圧（100

Pa 程度) となるよう、新設緊急時対策所空調系 (給気) ラインの運転機側⑤手動ダンパおよび新設緊急時対策所空調系 (排気) ラインの⑥手動ダンパにて調整する。

b. 原子炉格納容器破損のおそれあり

【系統構成】

- ・ 空気ポンベ設備を接続



--- : 仮設ダクト又は仮設ホース F : 流量計 P : 圧力計 | : 隔離蓋

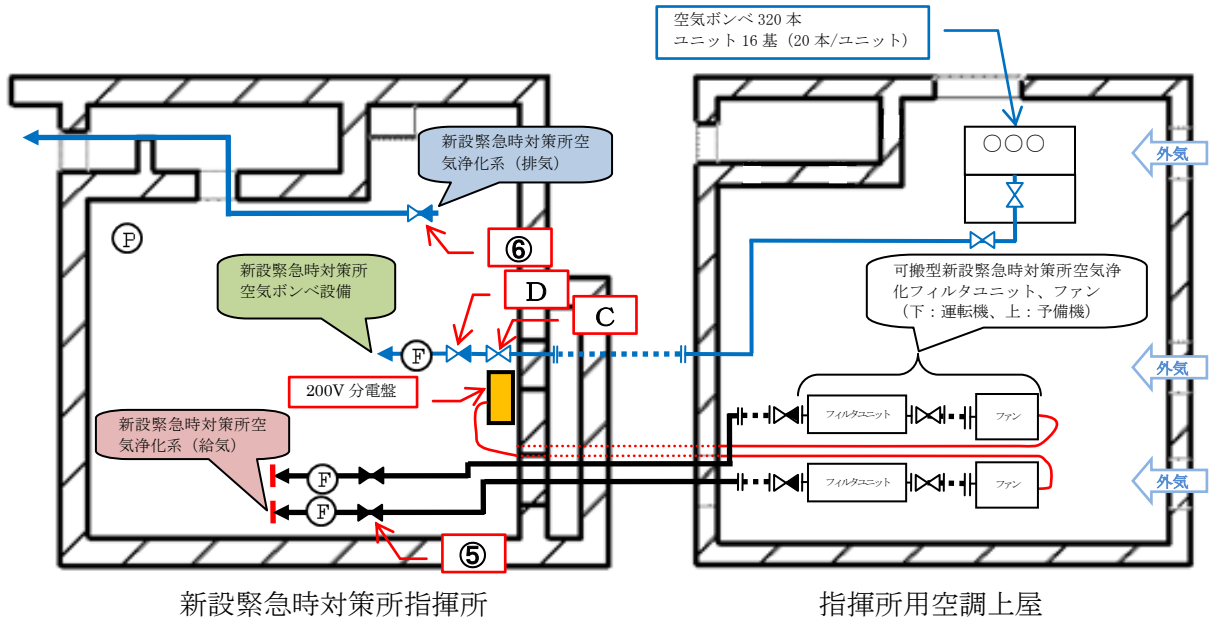
【作業・操作手順】

- (ア) 屋外の空気ポンベラインの仮設ホース⑦を接続する。
- (イ) 空調上屋内の空気ポンベ設備に移動し、空気ポンベ元弁A (計 16 台) を「閉」→「開」及び空気ポンベ供給弁B (計 16 台) を「閉」→「開」とする。

c. プルーム（希ガス）通過中

【系統構成】

- ・新設緊急時対策所の換気を可搬型空気浄化装置から空気ポンベ設備による加圧へ切替え



--- : 仮設ダクト又は仮設ホース (F) : 流量計 (P) : 圧力計 I : 隔離蓋

【作業・操作手順】

(空気ポンベ設備使用開始)

- (ア) 新設緊急時対策所内の空気ポンベ加圧ラインにて、空気ポンベ供給止め弁C（計3台）を「閉」→「開」とする。
- (イ) 空気ポンベ供給止め弁C下流の空気ポンベ流量調整弁D（計3台）を「閉」→「調整開」とし、流量が約 2.2 m³/min 以上となるよう調整する。

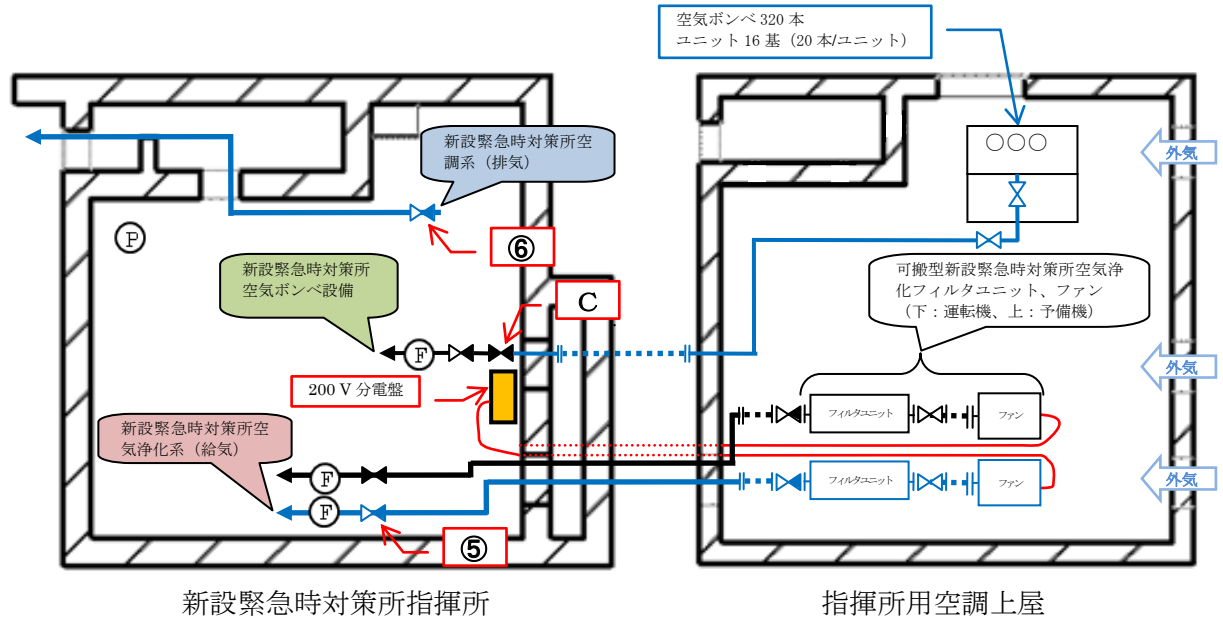
(可搬型空気浄化装置使用停止・隔離)

- (ウ) 可搬型空気浄化装置停止直前に、新設緊急時対策所空調系（排気）の⑥手動ダンパを「調整開」→「閉」とする。（可搬型空気浄化装置停止による急激な圧力低下防止）
- (エ) 可搬型空気浄化装置を停止させるため、ファンNFB（分電盤側）の電源を開放する。
また、よう素フィルタ用電気ヒータNFBの電源を開放する。
- (オ) 新設緊急時対策所空調系（給気）を隔離するため、運転機側の⑤手動ダンパを「調整開」→「閉」とし、隔離蓋を取付ける。（隔離蓋は予備機側も取り付ける。）
- (カ) 空気ポンベラインの流量が約 2.2 m³/min 以上、新設緊急時対策所内が正圧（100 Pa 程度）となるよう、空気ポンベ流量調整弁D（計3台）および新設緊急時対策所空調系（排気）ラインの⑥手動ダンパにて調整する。
なお、⑥手動ダンパを「閉」としても所内の圧力が維持できない場合は、空気ポンベ流量調整弁D（計3台）を調整して加圧流量を増加させる。

d. 希ガス通過後

【系統構成】

- ・ポンベ加圧が不要となれば、空気ポンベ設備による加圧から可搬型空気浄化装置による換気へ切替え
- ・可搬型空気浄化装置によるよう素等の低減



--- : 仮設ダクト又は仮設ホース (F) : 流量計 (P) : 圧力計 | : 隔離蓋

【作業・操作手順】

(可搬型空気浄化装置隔離解除・起動)

- (ア) 可搬型空気浄化装置を起動させるため、新設緊急時対策所空調系（給気）の隔離蓋を取り外し⑤手動ダンパを「閉」→「調整開」とし、速やかにファンNFB（分電盤側）の電源を投入する。また、よう素フィルタ用電気ヒータNFBの電源を投入する。（運転機側のみ）

(空気ポンベ設備使用停止)

- (イ) 空気ポンベ加圧ラインの空気ポンベ供給止め弁C（計3台）を「開」→「閉」とし、空気ポンベによる加圧を停止する。
- (ウ) 新設緊急時対策所空調系（給気）ラインの流量が約 25 m³/min、新設緊急時対策所内が正圧（100 Pa 程度）となるよう、新設緊急時対策所空調系（給気）ラインの運転機側⑤手動ダンパおよび新設緊急時対策所空調系（排気）ラインの⑥手動ダンパにて調整する。

(可搬型空気浄化装置異常時の予備機切替え)

- (エ) 運転中の可搬型空気浄化装置に異常が発生した場合は、必要により新設緊急時対策所内を一旦空気ポンベ設備による加圧に切り替え、新設緊急時対策所内の正圧を維持する。その後、異常が発生した運転中の装置に並列して接続・設置されている予備の可搬型空気浄化装置に切り替えて運転する。予備の可搬型空気浄化装置へ切り替え完了後、空気ポンベ装置による加圧を停止する。空気ポンベ設備の加圧開始・停止操作は、前述の手順と同様である。

(2) 新設緊急時対策所の各ステージにおける実施項目

各所放射性物質濃度	外気	希ガス よう素、その他	希ガス よう素、その他	希ガス よう素、その他	希ガス よう素、その他
	新設緊急時対策所			空気ポンベ加圧	

事故後時間	0	24	25	34
▼事故発生	▼必要要員召集新設緊急時対策所立ち上げ		▼希ガス通過後	
	◎可搬型空気浄化装置を接続、可搬型空気浄化装置を起動し換気を実施		◎空気ポンベ加圧停止、可搬型空気浄化装置による換気へ切り替え	
	▼原子炉格納容器破損の恐れ確認			
	◎空気ポンベ設備の接続			
	▼プルーム（希ガス）通過中想定			
	◎可搬型空気浄化装置から空気ポンベ設備による加圧に切替え			

状況	新設緊急時対策所立ち上げ時	原子炉格納容器破損のおそれあり	プルーム（希ガス）通過中	希ガス通過後
作業者	当番者他；4名	当番者他；2名/棟	当番者他；2名/棟	当番者他；2名/棟
実施項目	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転機及び予備機の可搬型空気浄化装置①及び②仮設ダクトの接続。 ・ 運転機及び予備機入口の③手動ダンパを「開」とし、④出口ダンパを「調整開」とする。 ・ 運転機側⑤手動ダンパを「調整開」とする。（予備機側⑤手動ダンパは閉止のまま） ・ 可搬型空気浄化装置を200V分電盤に接続しNFBを投入する。（運転機側のみ） また、外気温が低い場合は、よう素フィルタ用電気ヒータの電源を200V分電盤に接続しNFBを投入する。（運転機側のみ） ・ 給気ライン流量が約25 m³/min、新設緊急時対策所内が正圧（100Pa程度）となるよう、運転機側⑤手動ダンパおよび⑥手動ダンパにて調整する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 屋外の空気ポンベラインの仮設ホース⑦を接続。 ・ 空気ポンベ元弁A、空気ポンベ供給弁Bを「開」とする。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 空気ポンベ供給止め弁Cを「開」とする。 ・ 空気ポンベ流量調整弁Dを「調整開」とし、流量が約2.2 m³/min以上となるよう調整。 ・ ⑧手動ダンパを「閉」とする。 ・ 可搬型空気浄化装置を停止させるため、NFBを開放する。 また、よう素フィルタ用電気ヒータNFBを開放する。 ・ 運転機側の⑤手動ダンパを「閉」とし、隔離蓋を取付ける。（予備機側も取り付ける。） ・ 空気ポンベライン流量が約2.2 m³/min以上、新設緊急時対策所内が正圧（100Pa程度）となるよう、空気ポンベ流量調整弁Dおよび⑥手動ダンパにて調整する。 なお、⑥手動ダンパを「閉」としても所内の圧力が維持できない場合は、空気ポンベ流量調整弁Dを調整して加圧流量を増加させる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離蓋を取り外し、⑤手動ダンパを「調整開」操作、可搬型空気浄化装置NFBを投入する。（運転機側のみ） また、よう素フィルタ用電気ヒータNFBを投入する。（運転機側のみ） ・ 空気ポンベ供給止め弁Cを「閉」とし、空気ポンベ加圧を停止する。 ・ 給気ライン流量が約25 m³/min、新設緊急時対策所内が正圧（100Pa程度）となるよう、運転機側⑤手動ダンパおよび⑥手動ダンパにて調整する。

6. 加圧判断基準

6-1 新設緊急時対策所のプルームの通過判断について

(1) 新設緊急時対策所の放射線防護の基本方針

新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）は、重大事故等によるプルーム発生時に、放射性物質から緊対所にとどまる要員（以下、「要員」という。）を防護する場所でもあるため、以下の方針で放射線防護することとする。

- ・主として事象判断のパラメータを用いて早めにボンベ加圧することにより、緊対所内への放射性物質の流入を防止し被ばくを極力低減させる。

そのため、緊対所への放射性物質の接近及び離脱を早めにかつ的確に検知し、裕度のある判断及び操作が可能であることが必要である。

(2) 監視情報について

a. 検知する手段

プルームからのガンマ線の検知過程を図 6-1-1 に、発電所構内におけるプルームの検知手段の設備配置を図 6-1-2 に示す。

検知手段としては、発災想定号炉である 3 号炉を取り囲むようにモニタリング設備（モニタリングポスト、モニタリングステーション）を設置しており、さらに緊対所専用の可搬型モニタリングポストを緊対所に近接した箇所に設置することとしている。

これらモニタリング設備及び可搬型モニタリングポストを配置することにより、緊対所近傍の線量率を直接測定及び把握することが可能であり、事象判断のパラメータに対する検知精度が向上する。

また、緊対所内に可搬型エリアモニタを設置し緊対所内の放射線環境を監視する。

b. 判断に用いるパラメータ

格納容器過圧破損事象に対して、緊対所で把握可能な情報及びプルームの通過判断に用いるパラメータを表 6-1-1 に示す。

格納容器過圧破損の状況を把握するための情報は、格納容器圧力を代表とする 3 号炉格納容器周りの情報及び環境の放射線に関する情報であり、緊対所建屋内の可搬型エリアモニタの情報が追加される。

また、表 6-1-1 のとおり判断に用いるパラメータは複数存在し、主たるパラメータと関連するパラメータとあいまって判断できると考えている。

(3) 判断のフロー

a. 格納容器破損に係るパラメータの挙動予想

モデルケースではあるが、図 6-1-3 にプルーム通過中のプラントパラメータと緊対所近傍の線量率のパラメータの挙動の予測を示す。挙動の概要は次のとおりとなる。

- ・格納容器の破損により格納容器の圧力が急速に低下する。
- ・緊対所近傍に設置した可搬型モニタリングポスト及び敷地境界に設置しているモニタリング設備の指示値は、当初格納容器の外部遮蔽により遮蔽された直接線及びスカイライン線の線量率の上昇のみであるが、格納容器の破損により急に外部遮蔽が喪失したような挙動となり急速に上昇する。
- ・風向が緊対所側の場合は、緊対所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの線量率が、低下せずに最近接時に最大ピークとなる。
- ・可搬型モニタリングポストの指示値が上昇傾向を継続した段階で、ボンベ加圧を実施することにより放射性物質の緊対所内への進入を抑えることができる。

b. ボンベ加圧の判断フロー

格納容器圧力が急速に低下する場合については、発電所の状況に係る監視パラメータの変化や同時に緊対所近傍に設置した可搬型モニタリングポスト及び敷地境界に設置しているモニタリング設備の指示値の上昇から、格納容器の破損が発生し大気中にプルームが放出されたことを判断できるため、これらの情報により緊対所への給気を可搬型空気浄化装置からボンベ加圧へ切替える。

また、格納容器の破損には至らないものの炉心損傷に伴い大気中へプルームが放出されるような場合においても、上記と同様の方法で判断でき緊対所への給気を可搬型空気浄化装置からボンベ加圧へ切替えることが可能である。

換気設備の運用の基本フローを図 6-1-4 に示す。

なお、ボンベ加圧中は緊対所外との差圧及び緊対所内の酸素・二酸化炭素の濃度を測定し、次の値を逸脱するおそれがある場合は供給空気の流量を増加させ調整する。

項目	許容値
緊対所内の酸素濃度	19 %以上
緊対所内の二酸化炭素濃度	1.0 %以下

c. ボンベ加圧の終了の判断

プルーム放出の終息は、格納容器からの放出が終息し放射線に関する情報が安定していることが判断要因となりそのパラメータとしては、次の内容で判断することが適当であると考えている。

- ・格納容器圧力の指示値が低下し安定していること。
- ・モニタリング設備、緊対所近傍に設置した可搬型モニタリングポスト及び緊対所内の可搬型エリアモニタの指示値が低下し安定していること。

これら 2 つのパラメータによる判断により緊対所への給気をボンベ加圧から可搬型空気浄化装置へ切り替える。

d. プルーム通過後の措置

緊対所付近のプルームが通過し、緊対所外での活動が可能な状況となった場合は次の作業を実施する。

- ①緊対所周辺の状況の監視を継続的に行うため緊対所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの放射性物質の付着防止用として実施している養生を取り替える。
- ②格納容器が破損していない 1、2 号炉の健全性を確認するためのパラメータの確認並びに風向風速等の気象データ、モニタリング設備、緊対所近傍に設置した可搬型モニタリングポスト及び緊対所内の可搬型エリアモニタの指示値の挙動に注意し、監視を継続する。

(4) ボンベ加圧時間の検討

3 項に示す判断手順で緊対所の運用を実施した場合のボンベ加圧時間等の検討をする。

a. プルームの放出継続時間

「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」によると、「緊急時対策所の被ばく評価における放射性物質の放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する。」とあるため、ソースタームは 3 号炉のみの 1 基分としプルームの放出時間は 10 時間として想定する。

b. ボンベ加圧時間

ボンベ加圧時間はプルーム放出継続時間 10 時間に加え、次の要因を加味し前後に 1 時間の余裕を考慮して、約 12 時間の加圧可能時間を確保し、緊対所内への放射性物質の進入の抑制を図ることとする。(図 6-1-5 参照)

- ①気象条件によりボンベ加圧の判断が早まった場合の防護
- ②可搬型空気浄化装置の起動前に早期に炉心損傷に至る場合の防護
- ③プルーム（希ガス）通過後にボンベ加圧から可搬型空気浄化装置の給気源を外気に切替える操作時間分の防護

c. 現実的なボンベ加圧方法

a. のとおり、プルームの放出時間は 10 時間を想定しているものの、現実的な放出を考えた場合、以下の例のとおりボンベ加圧及び可搬型空気浄化装置の運用は柔軟に対応できると考えている。

【例】

①ボンベ加圧は、可搬型空気浄化装置のフィルタで除去されない希ガスに対して有効な対策であり、相対的に早期の希ガス放出タイミングに合わせて加圧することが考えられる。

例えば、NUREG で定める格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の核分裂生成物の放出時間は約 1 時間であり、また、NUPEC の CV 信頼性実証試験における PCCV 破壊試験では大きな放出率（850%/日⇒100%/3 時間）になることが示されており約 3 時間で CV 圧力が大きく低下していることから、破損初期の 3 時間程度をボンベ加圧することで希ガスの取込みを抑えることができる。

残りの時間は、可搬型空気浄化装置の運転に切り替えることでフィルタ効果によって粒子状の放射性物質及びよう素を抑えることが可能である。

②プルームは風の吹く方向に移動するため、緊対所側に風が吹いておらず緊対所近傍に設置する可搬型モニタリングポストの指示値の変動がない場合は、プルーム放出時においてもボンベ加圧を停止し、ボンベ加圧のタイミングは気象や周囲の放射線のパラメータから判断する。

泊発電所の場合、1997 年気象（被ばく評価に使用）や 2011 年の気象によると、3 号炉から緊対所側への風向の出現頻度は年間の約 7.2 %～約 9.2 %であり、また、緊対所側に継続して風が吹く確率も小さいため、風向が緊対所側でない場合はボンベ加圧を停止できる。（図 6-1-6 参照）

なお、緊対所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの指示値が上昇した場合には、緊対所内を正圧に維持した状態で可搬型空気浄化装置の運転をボンベ加圧に緊対所内の電源盤から短時間で切替えることができ、タイムリーな加圧管理が可能である。

また、ボンベ加圧から可搬型空気浄化装置へ再度切り替えた場合でも、可搬型空気浄化装置のフィルタにより粒子状の放射性物質及びよう素が除去された空気が緊対所内に供給されることから、緊対所内は清浄な状態を保つことができる。

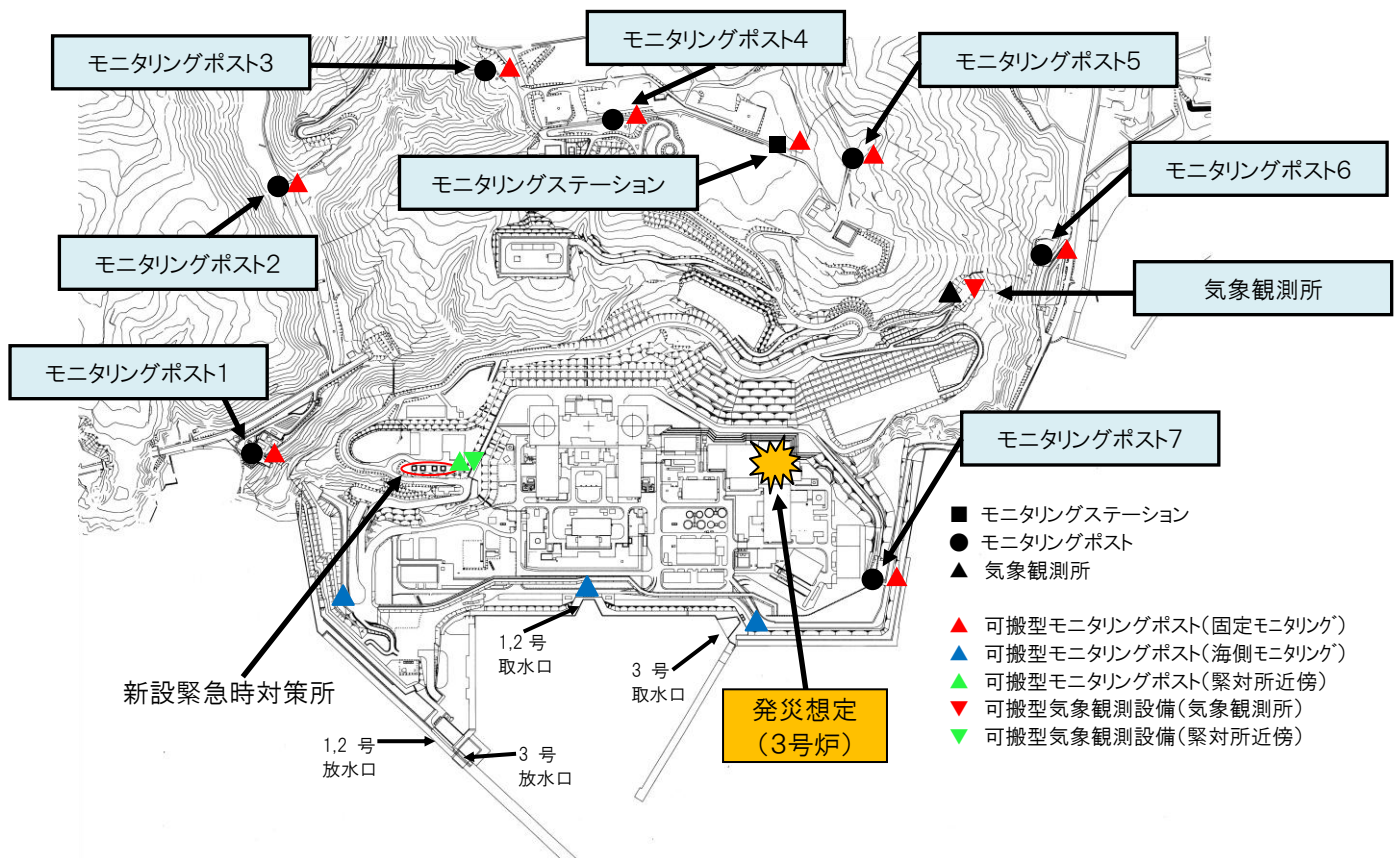
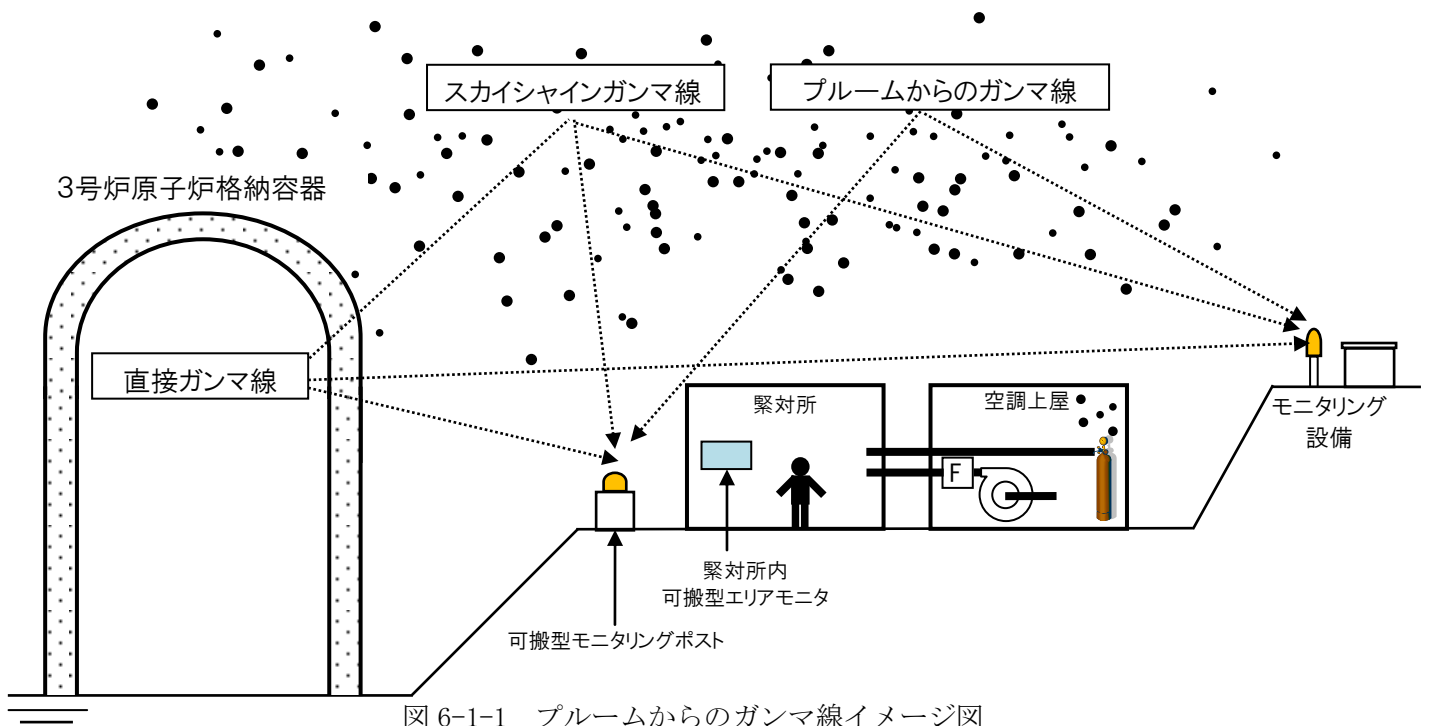


表 6-1-1 格納容器過圧破損に係る新設緊急時対策所で把握可能な情報一覧

情報 入手 方法	目 的	項 目		監視間 隔	事象に応じた判断		
					① 格 納 容 器 破 損 検 知 (プ ル ー ム 発 生)	② 防 護 措 置 の 開 始	③ 放 出 終 息 検 知 (プ ル ー ム 通 過)
SPDSか らの入 手情報	格納容器の 状態確認	格納容器圧力	格納容器圧力(AM用)	連続	◎圧力急低下		◎低下後安定
		格納容器内温度	格納容器内温度	連続	○温度急低下		○低下後安定
		格納容器スプレイ流量	代替格納容器スプレイポンプ 出口流量	連続	△参考		×
		格納容器高レンジエリアモニタの指示	A-格納容器高レンジエリアモニタ(高 レンジ) B-格納容器高レンジエリアモニタ(高 レンジ)	連続	◎急減少		◎減少後安定
	環境の 情報確認	モニタリングポスト(MP)、 モニタリングステーション (MS)指示	モニタリングポスト:MP1~7線量率 モニタリングステーション:MS1線量率	1分値	○複数基が 急上昇	○0.5 mGy/h 以上	○安定
		気象情報	風向、風速、大気安定度	1分値	△参考	○風向が 緊対所側	○風向が 緊対所以外
SPDS 以外 の 入 手 情 報	環境の 情報確認	可搬型モニタリングポスト (海側)の指示	可搬型モニタリングポスト線量率 (海側)	1分値	○複数基が 急上昇	○0.5 mGy/h 以上	○安定
		可搬型モニタリングポスト (緊対所近傍)の指示	可搬型モニタリングポスト線量率 (緊対所近傍)	1分値	×	◎プルーム 接近検知	◎安定
	緊対所内環 境の把握	緊対所内可搬型エリアモ ニタの指示	緊対所内空間線量率	連続	×	×進入防御	○安定

凡例 ◎:主となる判断材料、○:判断材料を補完、△:参考情報、×:判断材料対象外

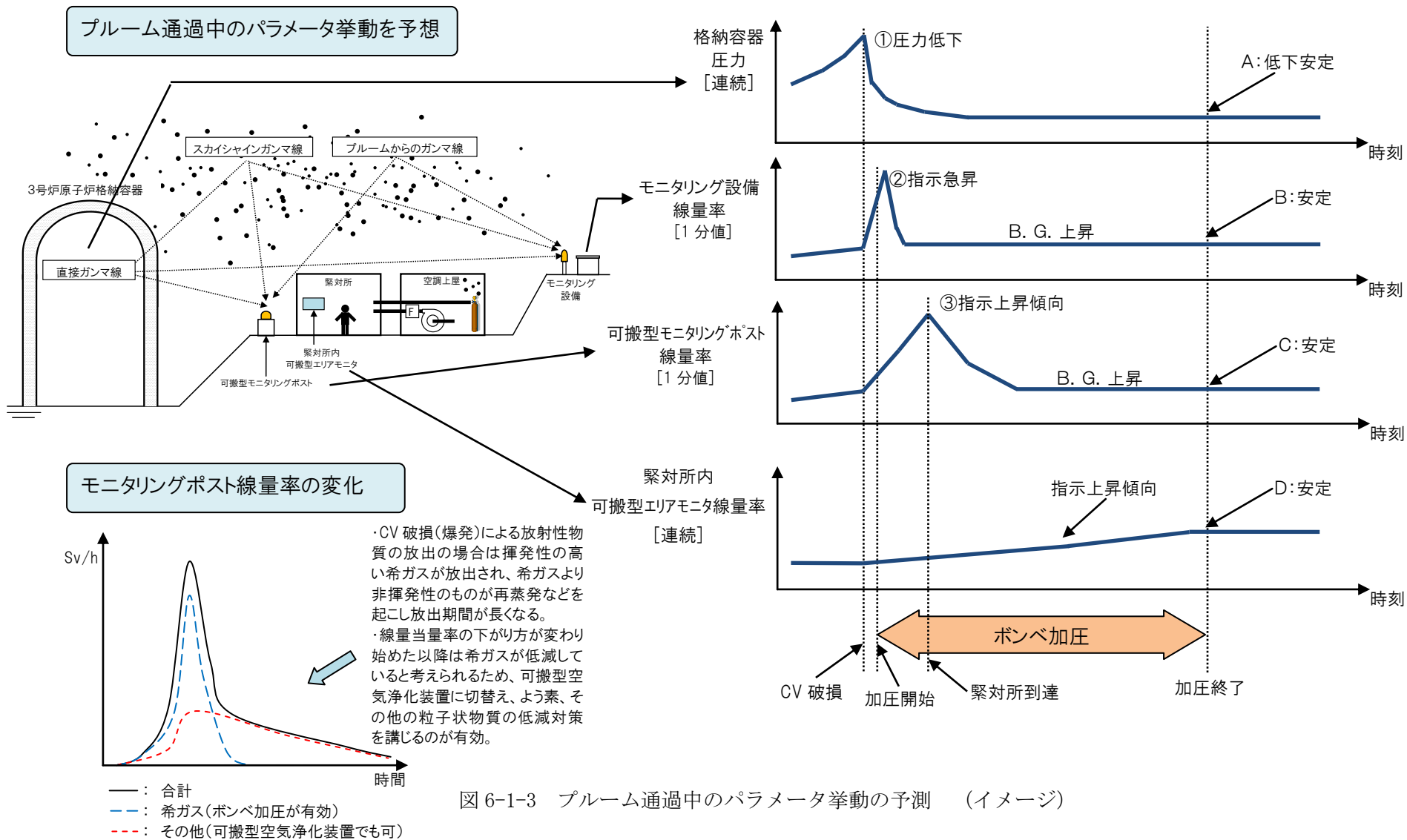


図 6-1-3 プルーム通過中のパラメータ挙動の予測 (イメージ)

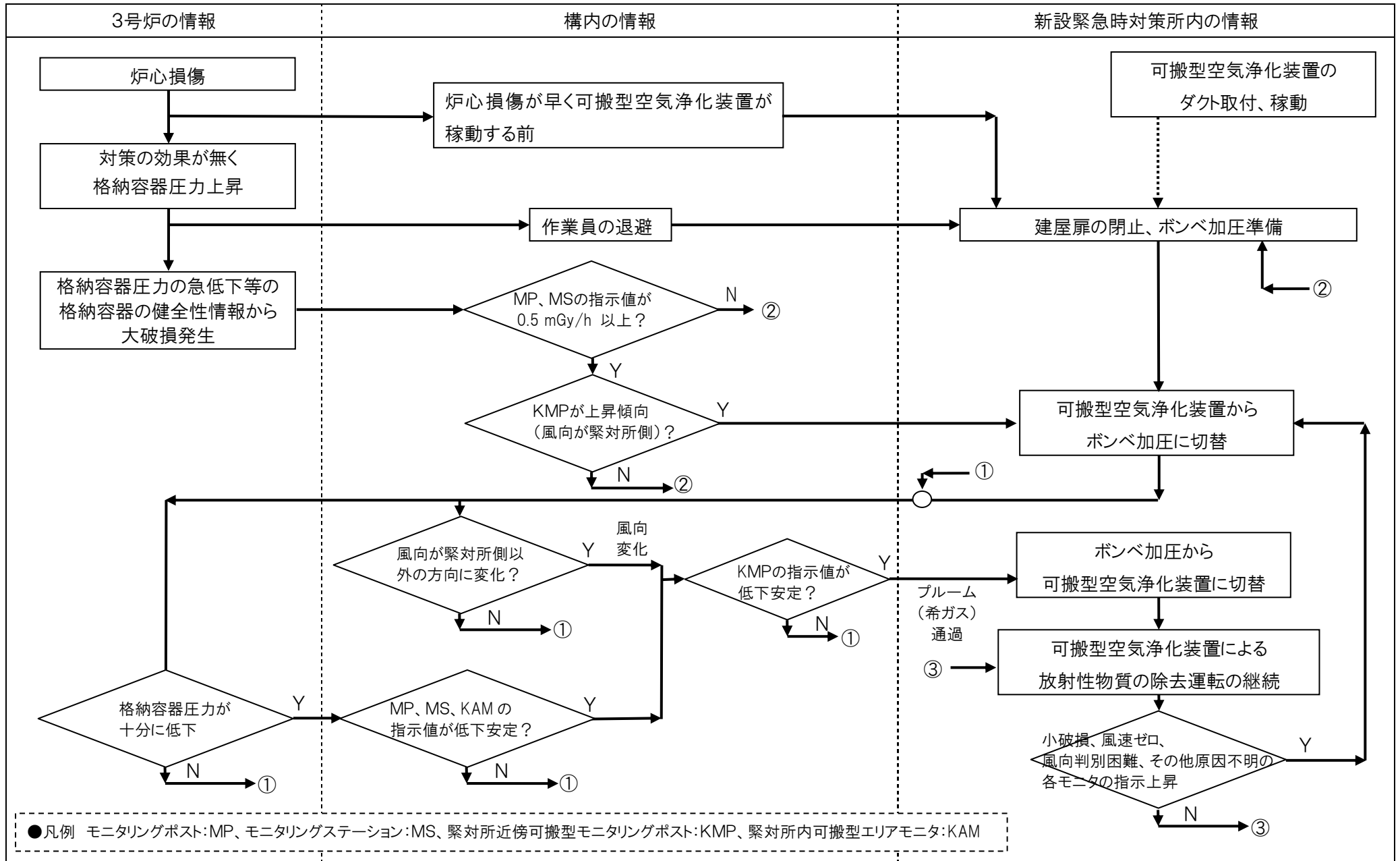


図 6-1-4 換気空調設備の運用基本フロー

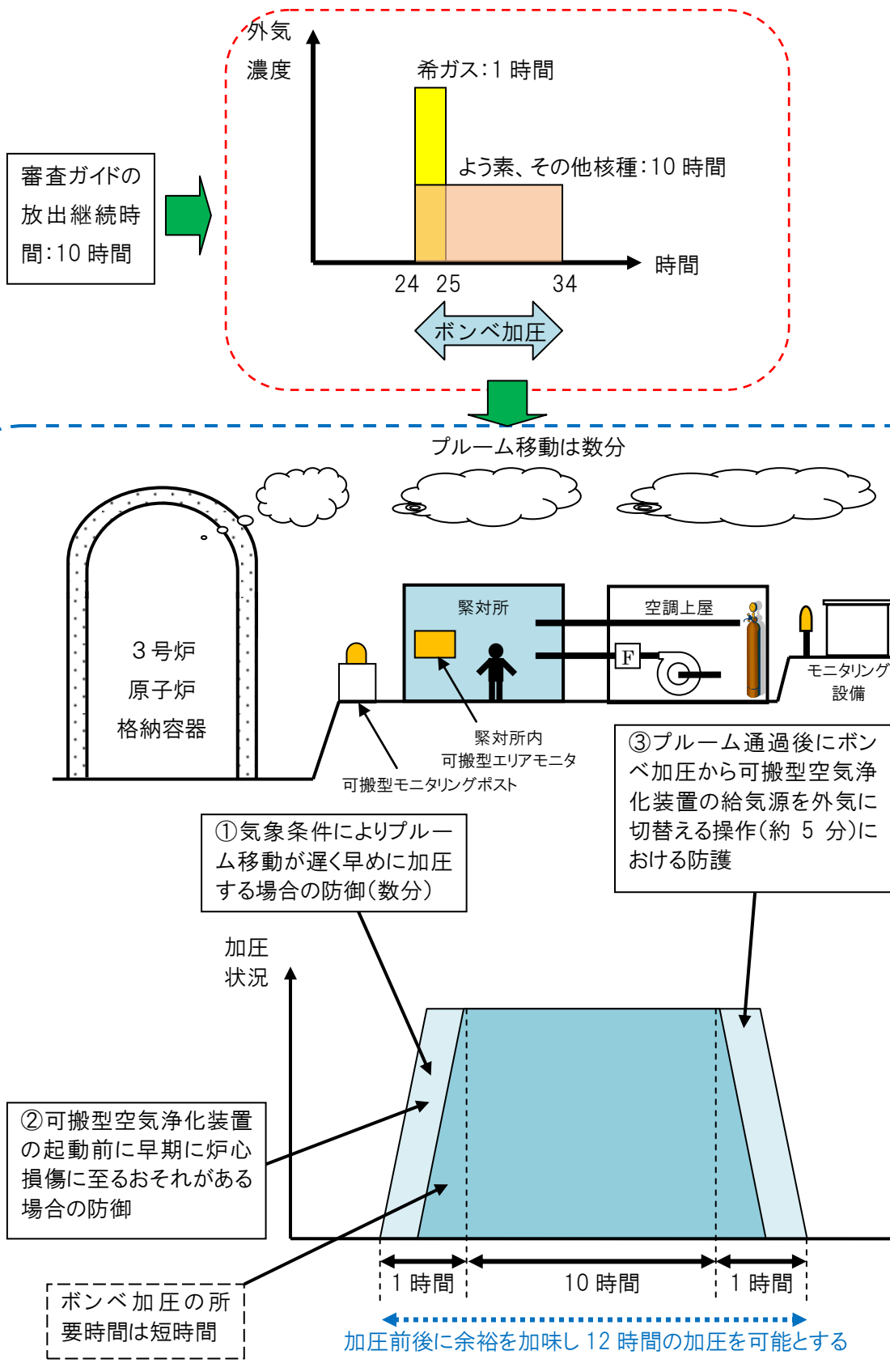
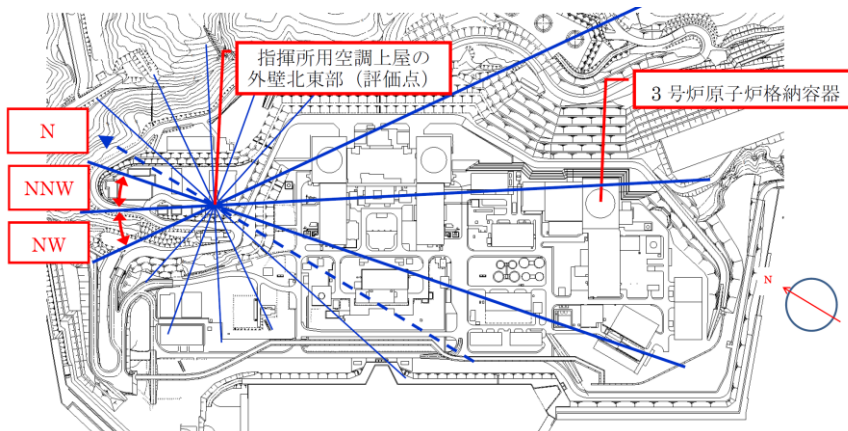
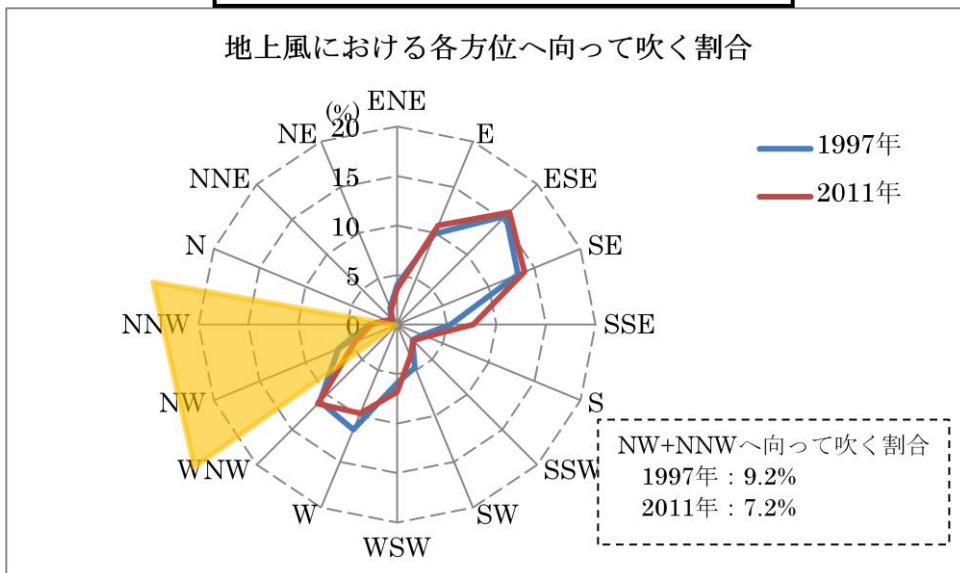


図 6-1-5 ポンベ加圧時間の考え方 (イメージ)

3号炉と新設緊急時対策所の位置関係



風配図(1997年、2011年)



3号炉から新設緊急対策所への風向が継続する割合 (1997年、2011年)

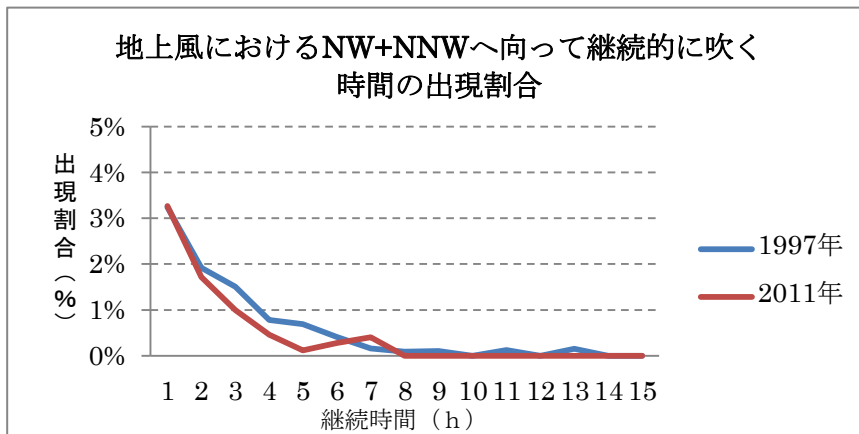


図 6-1-6 3号炉から新設緊急時対策所へ向って吹く風の割合

7. 空調設備除去効率

7-1 空気浄化フィルタの除去効率及び有効期間について

(1) 除去性能及び使用期間

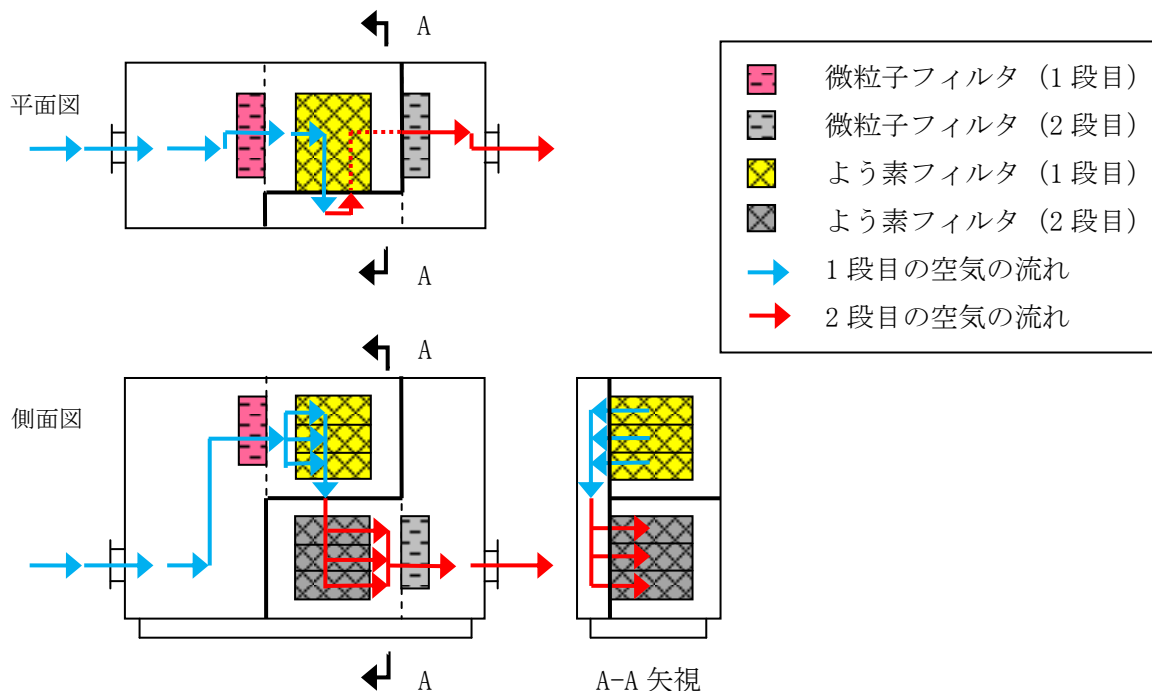
- a. 新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、微粒子フィルタとよう素フィルタを直列2段に配列し、所定の除去効率を得よう計画する。

本フィルタユニットは、新設緊急時対策所指揮所及び新設緊急時対策所待機所それぞれ100%容量のもの1系統を設置するが、加えて予備1系統をそれぞれ保有する。本フィルタユニットの使用時には予備機のラインアップもあらかじめ行い、異常時に速やかな予備機への切り替えが可能となるようにする。

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの除去効率

種 類		—	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
効率	単体除去効率	%	99.97%以上 (0.15 μm 粒子)	95%以上
	総合除去効率	%	99.99%以上 (注1) (0.7 μm 粒子)	99.75%以上 (注1)

(注1) フィルタ2段



新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット概略図

- b. 除去性能（効率）については、以下の性能検査を定期的実施し、確認する。
- ・微粒子フィルタ単体除去効率（メーカ工場での初期性能確認）
 - ・よう素フィルタ単体除去効率（1 サイクル毎の確性試験による性能確認）
 - ・フィルタ取付／交換時の漏えい率検査結果に基づく総合除去効率
- c. 格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち新設緊急時対策所への影響量（よう素 $<1.1 \times 10^{-3}$ g、放射性微粒子 $<310 \times 10^{-3}$ g）に対し、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは十分な吸着能力（よう素 150 g、放射性微粒子 700 g）を有する。
- d. 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの入口には、「平型フィルタ」及び「火山灰フィルタ」を設置していることから、粉塵などの影響により、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが目詰まりすることはない。
- e. 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、よう素及び放射性微粒子に対して十分な吸着能力があること、粉塵などの影響によりフィルタの目詰まりはないことから、フィルタの差圧が過度に上昇することはない。よって、プルーム通過中の使用に加えて、その後の長期間の使用が可能である。

放射性物質の想定放出量とフィルタユニットの吸着能力

	想定放出量 ^{※1}	フィルタユニットの吸着能力
よう素	$<1.1 \times 10^{-3}$ g	150 g
放射性微粒子	$<310 \times 10^{-3}$ g	700 g

※1：核分裂生成物の想定放出量のうち新設緊急時対策所への影響量である。約 3.2 TON の炉心内核分裂生成物（安定同位体含む）の一部が、被ばく評価の条件に基づき、指揮所用空調上屋及び待機所用空調上屋内の可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに到達する量として求めた値である。炉心内核分裂生成物の核種ごとの内訳を下表に示す。

炉心内核分裂生成物の核種ごとの内訳

核種	炉心内核分裂生成物質量 (kg)
よう素	2.0E+01
Cs	3.0E+02
Te	5.0E+01
Ba	2.1E+02
Ru	6.9E+02
Ce	9.4E+02
La	1.0E+03
合計	3.2E+03
出典	ORIGEN2 解析値 (55G 1/4MOX 炉心)

(2) よう素フィルタの湿度に対する影響について

本設備のよう素フィルタは、よう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率 95 %以上）を満足することを確認しているが、その際の試験条件は「温度：30 ℃、湿度：95 %RH」である。

一方、泊発電所周辺の湿度状況について、最近 2 ヶ年（2011 年及び 2012 年）の 1 月～12 月までの泊発電所内の相対湿度データを日平均として整理したところ、相対湿度が 95 %RH 以上の日はなく、90 %RH 以上の日は 2011 年において年間 13 日であり、2012 年は年間 1 日であった。

従って、泊発電所周辺の至近の湿度状況から判断すると、よう素フィルタの除去性能に対する湿度の影響は無いものと考えられる。

8. フィルタの線量上昇に伴う評価

8-1 新設緊急時対策所 可搬型空気浄化装置の空気浄化フィルタユニットの線量率の影響について

(1) はじめに

新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）については、プルーム発生時には空調上屋内に設置している可搬型空気浄化装置を使用し、空気浄化フィルタユニット（以下、「フィルタ」という。）にて放射性物質を除去した清浄な空気を緊対所内に給気し災害対策要員の被ばく低減を図ることとしているが、フィルタには放射性物質が付着し線量率が上昇することになるため、その影響について整理する。

(2) フィルタの切替時の線量率の影響

フィルタ表面線量率は表 8-1-1 のとおりであり、プルーム通過後（事故後 34 時間後）はフィルタ表面で約 6,900 mSv/h、7 日間経過後についてはフィルタ表面で約 2,500 mSv/h である。

可搬型空気浄化装置（フィルタ含む）については、2 系列設置しており常用系の可搬型空気浄化装置の故障等により予備系に切替える必要が生じても、切替操作は緊対所（指揮所、待機所）内の電源盤から容易に実施でき、切替操作に伴う空調上屋内での作業は発生しないことからフィルタが高線量率となっても災害対策要員の線量が増加することは無い。（配置関係は図 8-1-1 参照）

○フィルタの線量率

①評価条件

・線源強度

「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき、緊対所居住性評価と同様の線源強度を用いる。

・フィルタ効率

保守的に 100%と設定（フィルタを通過する線源が全てフィルタに蓄積するとして想定。）

②線量率評価結果

プルーム通過後のフィルタの線量率（表面及び at1 m）は次表のとおりである。

表8-1-1 フィルタ表面線量率の推移

(mSv/h)

評価点	事故後の経過時間(時間)				
	24	34	48	96	168
フィルタ表面	0	約 6.9×10^3	約 5.8×10^3	約 3.9×10^3	約 2.5×10^3
フィルタ表面から at1 m	0	約 5.8×10^2	約 4.9×10^2	約 3.3×10^2	約 2.1×10^2

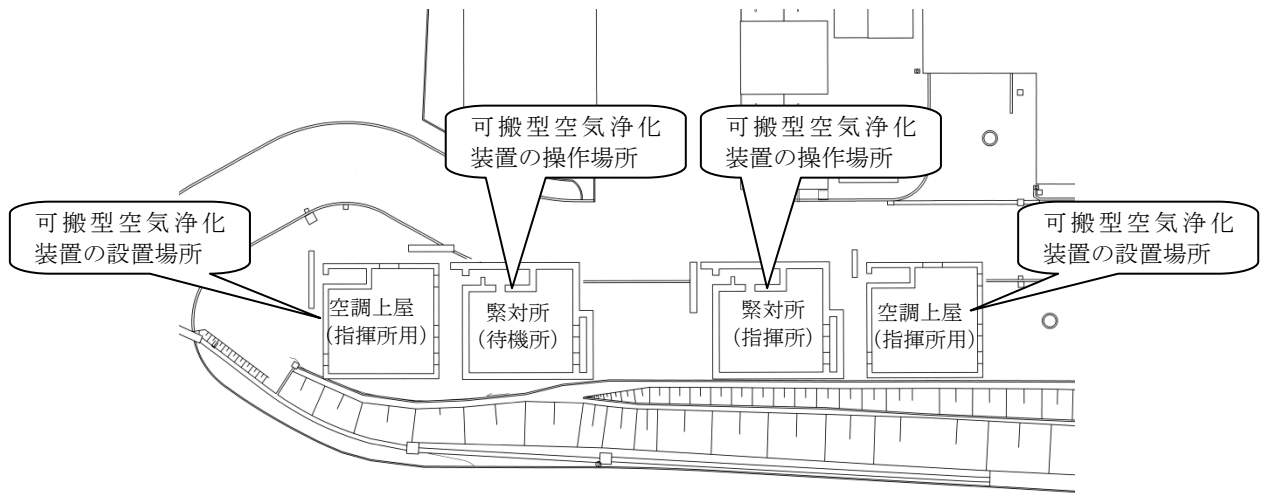


図 8-1-1 可搬型空気浄化装置の設置場所図

(3) 空調上屋から緊対所（指揮所、待機所）への線量率の影響

緊対所（指揮所、待機所）及び空調上屋（指揮所用、待機所用）はそれぞれ隣接して配置している。

そのため、空調上屋内のフィルタの線量率の上昇により、緊対所（指揮所、待機所）側へ線量率の上昇の影響の有無を確認する。

空調上屋及び緊対所の緊急時対策所エリア間には空調上屋の壁（壁厚：650 mm）があり、さらに緊対所の壁（壁厚：850 mm）がある。

フィルタが空調上屋内の緊対所側に接近しているとして線量評価した場合においても、表 8-1-2 のとおり約 1.5×10^{-5} mSv/h であり十分低いことから、緊対所に滞在する災害対策要員の線量は緊急時における線量限度（100 mSv）を十分満足できる。

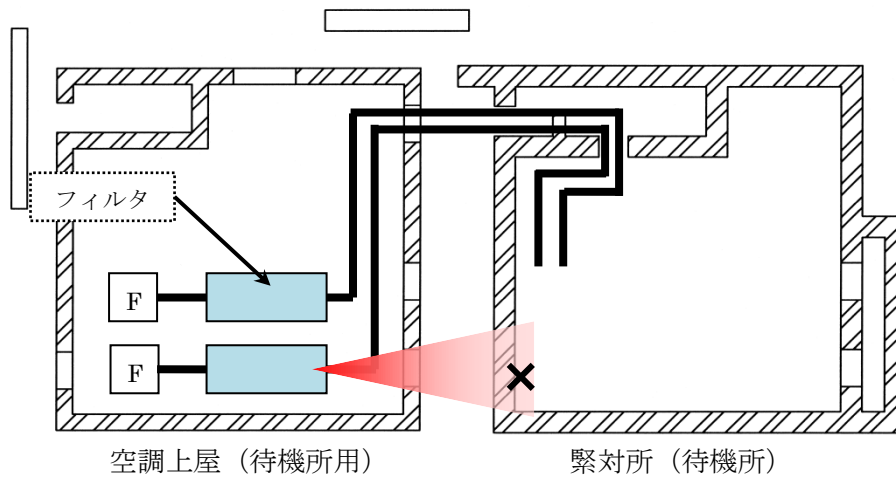


図 8-1-2 緊対所 (待機所) のフィルタの線量評価イメージ図

○緊対所の線量率

①評価条件

・線源強度

「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき、緊対所居住性評価と同様の線源強度を用い、線量率が最大となる事故 34 時間後の線源強度とする。

・フィルタ効率

保守的に 100%と設定 (フィルタを通過する線源が全てフィルタに蓄積するとして想定。)

・評価箇所

緊対所 (指揮所) と緊対所 (待機所) のうち空調上屋との距離が短い緊対所 (待機所) 側を代表とし評価する。

・フィルタの設置位置

フィルタから空調上屋までの壁面の距離は保守的に 0 m として評価する。(壁面にフィルタが密着している状態)

②線量率評価結果

ブルーム通過後のフィルタからの緊対所 (待機所) 側への線量率の評価結果は次表のとおりである。

表 8-1-2 フィルタの影響による緊対所（待機所）側への線量率

項目（事故後 34 時間後）	線量率（mSv/h）
緊対所（待機所）線量率	約 1.5×10^{-5}

(4) 空調上屋内待機エリアに待機した場合の線量

可搬型空気浄化装置を設置している空調上屋には、緊対所のチェンジングエリアが混雑している場合等を想定し災害対策要員が一時的に待機するエリアとして待機エリアを設けている。

待機エリアを設置している空調上屋には 2 項のとおり線源となるフィルタを設置していることから待機エリア周囲にはコンクリート壁（厚さ：650 mm）による防護壁を設け、災害対策要員が待機した場合の被ばく低減を図る措置を施している。

しかし、グランドシャイン線量による待機エリアの屋外からの線量率の影響もあることから、待機エリアへの線量率についての線量評価を実施した。

結果、表 8-1-3 のとおり、待機エリアの線量率は最大で約 0.54 mSv/h であり、待機エリアにて一時的に待機する場合の災害対策要員の線量は、チェンジングエリアを 10 人が使用し全員が汚染した場合の検証時における待ち時間である約 40 分間待機しても約 0.36 mSv であることから、緊急時における線量限度（100 mSv）を十分満足できる。

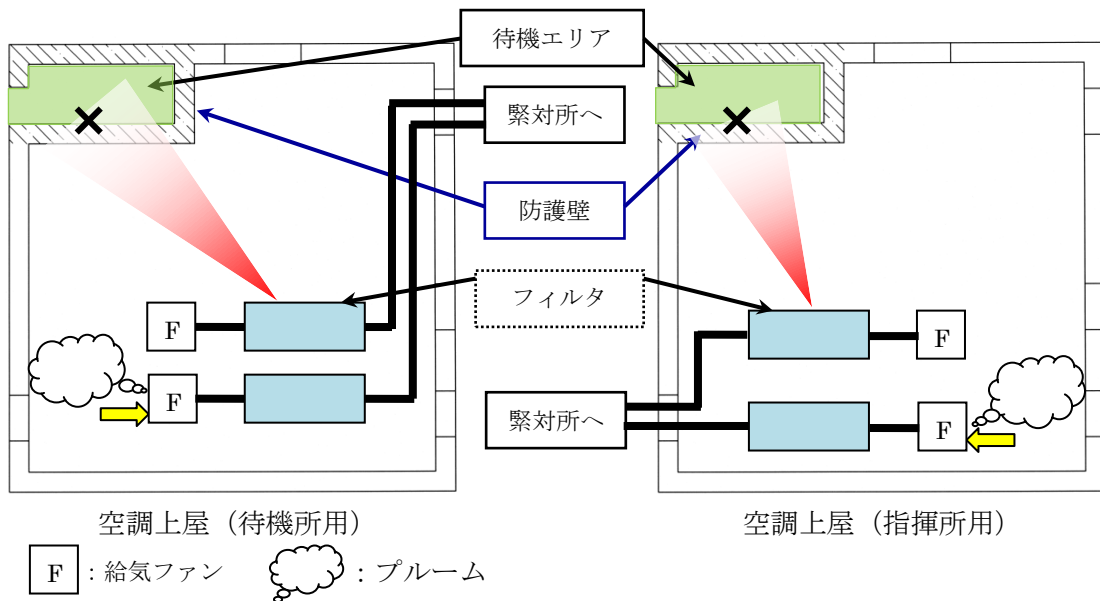


図 8-1-3 待機エリアの線量評価イメージ図

○待機エリアの線量率

①評価条件

待機エリアへ影響のある線量はグランドシャイン線量及びフィルタの線量であり、両者を評価する。

- ・線源強度

「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき、緊急時居住性評価と同様の線源強度を用い、線量率が最大となる事故 34 時間後の線源強度とする。

- ・グラント線量の線源範囲

待機エリアを中心とした 200 m×200 m の正方形とする。(一辺 200 m 以上の線量寄与は小さいため)

- ・フィルタ効率

保守的に 100 % と設定 (フィルタを通過する線源が全てフィルタに蓄積するとして想定。)

- ・フィルタと待機エリアとの距離

フィルタと待機エリアの距離は、空調上屋 (指揮所) 及び空調上屋 (待機所) 共に 5 m 以上あることから保守的に 5 m として設定し、放射線が壁面を透過した最近接位置を評価点とした。

②線量率評価結果

待機エリア周りのプルーム通過後のグラントシャイン線量率及びフィルタからの線量率は次表のとおりである。

表 8-1-3 空調上屋内待機エリアのグラントシャイン線量等の合計線量率

項目 (事故後 34 時間後)	線量率 (mSv/h)
グラントシャイン線量率	約 4.9×10^{-1}
フィルタからの線量率	約 4.6×10^{-2}
合計	約 5.4×10^{-1}

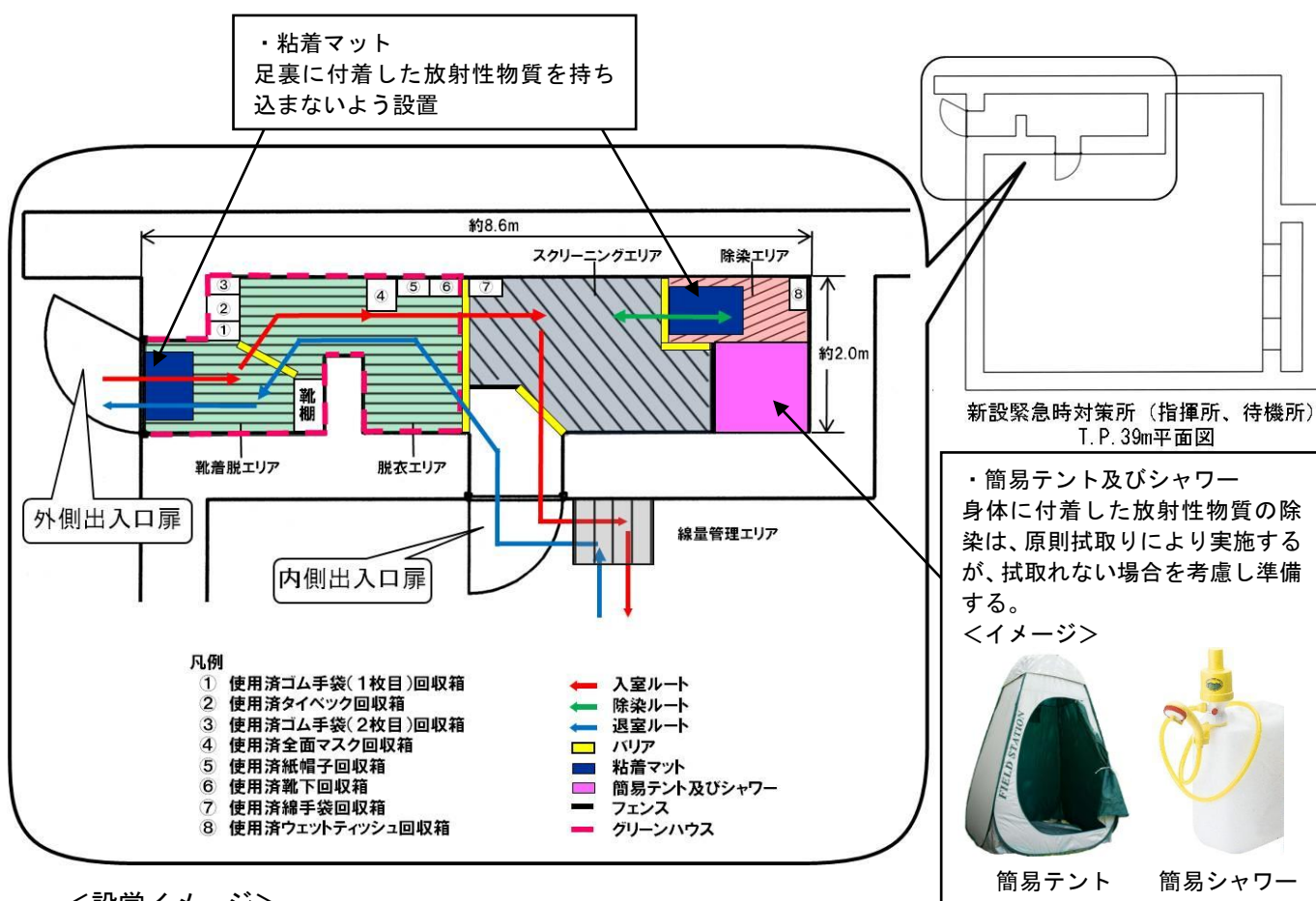
9. チェンジングエリアの運用

9-1 チェンジングエリアの概要について

(1) チェンジングエリアの運用

重大事故等発生後、モニタリングポストの指示等を確認し、新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）外での作業が可能となった場合は、放管班員4名であらかじめ緊対所（指揮所及び待機所）に配備する資機材を用いて放射性物質の持ち込みを防止するため、図9-1-1のとおりチェンジングエリアの運用を開始する。

また、緊対所（指揮所及び待機所）のチェンジングエリアは緊対所内に恒設化するとともに、チェンジングエリアの運用に必要な放射線管理用資機材についても緊対所内に常時配備する。



<設営イメージ>



図9-1-1 新設緊急時対策所のチェンジングエリア設定イメージ

(2) 緊対所の出入管理

チェンジングエリアは、緊対所外で作業した現場作業要員等（以下、「要員」という。）が緊対所に入室する、または緊対所内から緊対所外へ退室する場合に使用する。

緊対所外は、放射性物質により汚染しているおそれがあることから、緊対所外で作業する要員は緊対所内で防護具類を着用し活動することになる。

緊対所外での作業中に要員が着用している防護具類に放射性物質が付着する可能性があるためチェンジングエリアを設置するが、チェンジングエリアのレイアウトは要員の防護具類の脱衣行為に合わせて図 9-1-2 のとおり 4 分割した次のエリアを設けることで緊対所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

a. 靴着脱エリア

緊対所外で使用した靴を脱ぐ、または緊対所外へ退室する場合に靴を履くエリア

b. 脱衣エリア

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア

c. スクリーニングエリア

防護具類を脱衣した要員の身体サーベイを行い、汚染が確認されなければ緊対所内へ入室するエリア

d. 除染エリア

スクリーニングエリアで要員の身体に汚染が確認された場合に除染を行うエリア

また、緊対所外で作業した要員に付着した放射性物質が防護具類を着用していない要員に接触等により移行しないよう緊対所外へ退室する要員は、緊対所内で防護具類を着用し、チェンジングエリアを経由して緊対所外へ退室する動線とする。

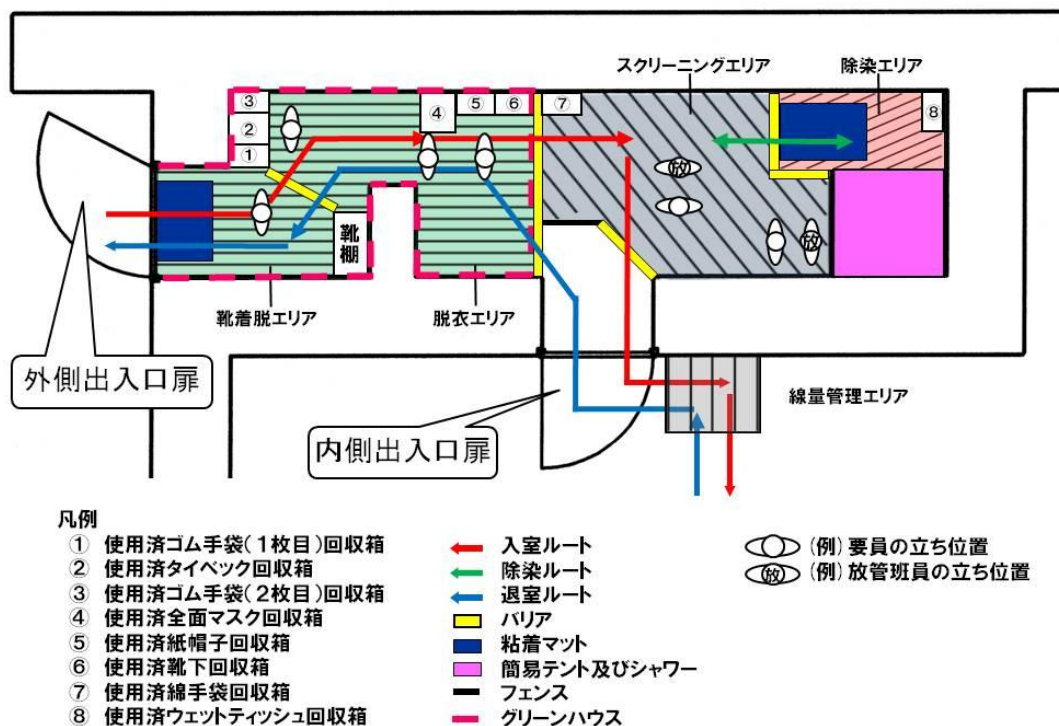


図 9-1-2 チェンジングエリア内の要員動線イメージ図

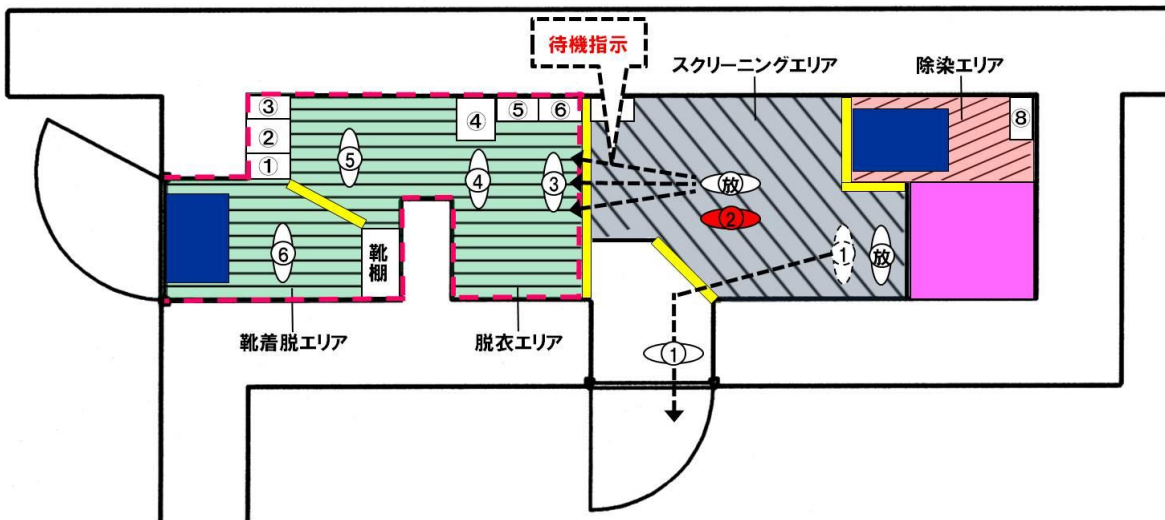
(3) 緊対所内の汚染管理

2項のとおり、緊対所内に放射性物質による汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設けているが、スクリーニングエリア内で要員の汚染が確認された場合は、スクリーニングエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

除染後は、再度要員の身体サーベイを行い、汚染が確認されなければ緊対所内へ入室させる。その際、放管班員は他の要員への汚染拡大防止のため、スクリーニングエリアへの移動を一時的に制限する等の対応を行う。(図9-1-3 参照)

(例) 身体汚染が確認された場合の流れ (身体サーベイにて要員②に汚染が確認されたと想定)

- a. 要員③④⑤のスクリーニングエリア入域を制限する。また、要員①の身体サーベイを行い、スクリーニングエリアより退域させる。



- b. 要員②の汚染箇所を養生し、除染エリアへ移動後、除染を実施。もう1名の放管班員は要員②が移動したスクリーニングエリア内の汚染確認を実施。汚染がある場合は床面シートの除染等を行う。

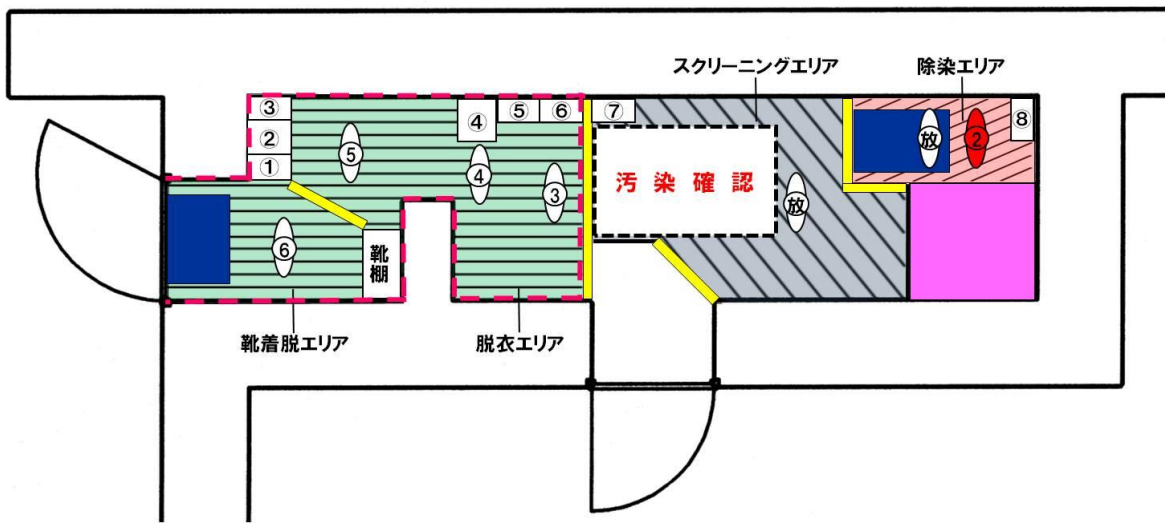


図9-1-3 身体汚染発生時の対応イメージ図 (1/2)

- c. 要員②の除染完了後、再度身体サーベイを行い、汚染がなければ除染エリアを退域させる。
 もう1名の放管班員は要員③以降の身体サーベイを実施する。

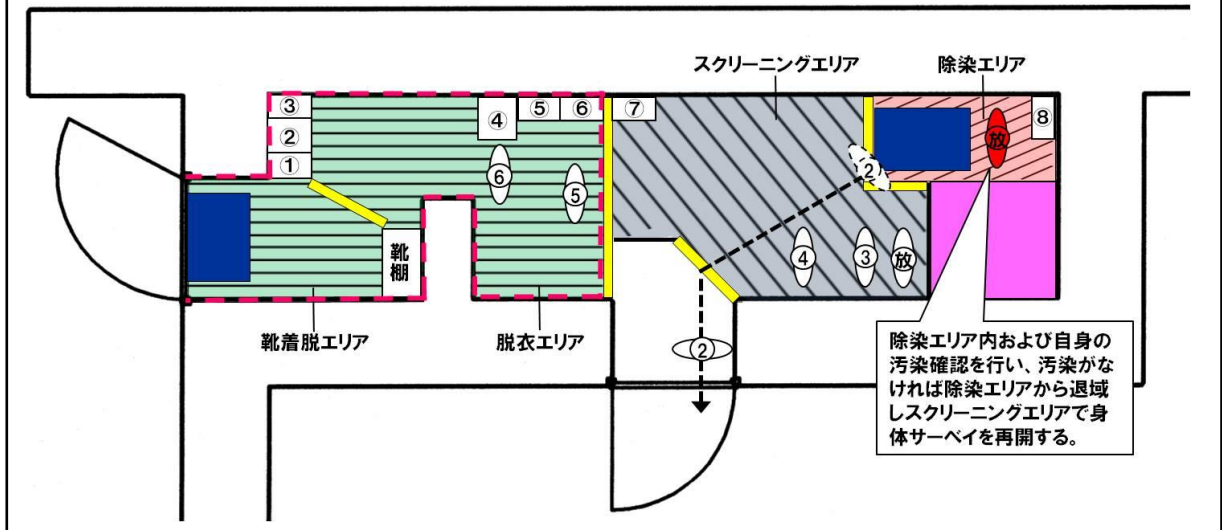


図 9-1-3 身体汚染発生時の対応イメージ図 (2/2)

(4) 身体汚染した要員の除染

要員の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合の除染については、ウェットティッシュによる拭き取りにて除染を行うことを基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染部位への水洗による除染が行えるよう簡易シャワーを設置するとともに、除染キット（中性洗剤、ハンドブラシ）についても配備し必要により使用する。

また、水洗除染時における飛散防止のための簡易テント及び除染による廃水を受ける容器（専用トレイ）についても設置する。（図 9-1-4 参照）

なお、簡易シャワーを用いた除染による廃水は、ウェスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

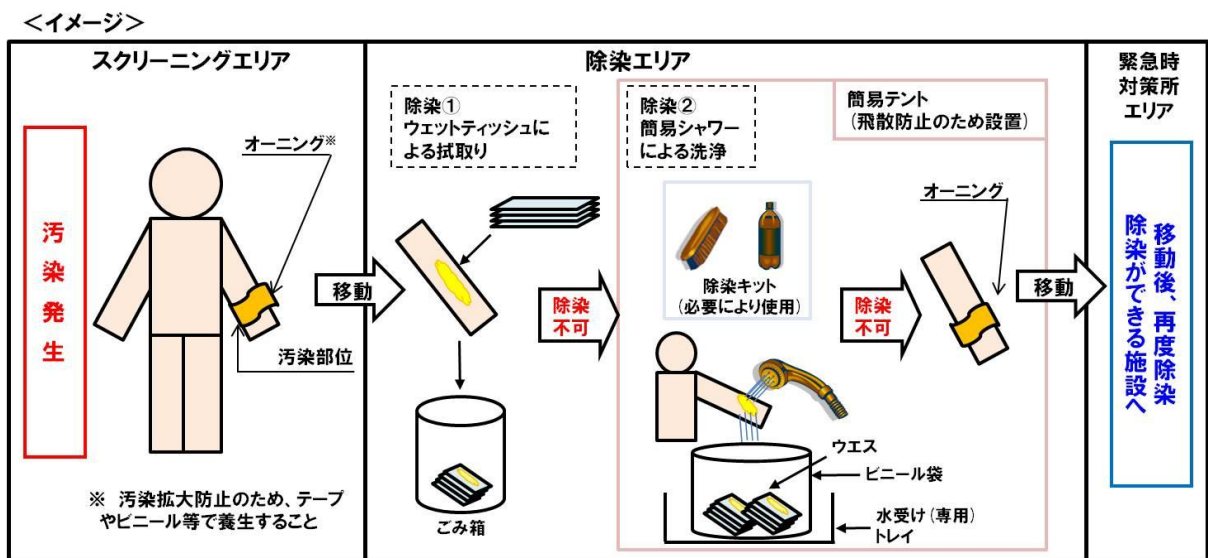


図 9-1-4 身体汚染発生時における除染対応イメージ図

(5) 緊対所の作業環境測定と対応

放管班員は、緊対所内において電離箱サーベイメータによる線量当量率の測定、GM 汚染サーベイメータによる表面汚染密度及び空气中放射性物質濃度の測定を定期的（1 回/日以上）に行い、放射性物質の異常な流入等がないことを確認する。また、必要に応じて防護具類の着用や除染等の対応を行う。

(6) 防護具類の管理

要員は、緊対所から退室する場合に緊対所内にて防護具類を着用するが、着用方法の間違いは内部被ばくをするおそれがあることから、内部被ばく防止のため、放管班員が適宜要員の防護具類の着用状況について監視し、指導、助言をする。

(7) 放射性廃棄物の管理

緊対所外で作業した要員が着用した防護具類は、チェンジングエリア内で廃棄する。

これらの放射性廃棄物については、チェンジングエリア内に留め置くと環境線量当量率の上昇、または放射性物質による汚染の拡大へつながる要因となることから、適宜緊対所外へ持ち出しチェンジングエリア内の汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアへの放射性物質の流入防止

a. 運用による流入防止について

緊対所のチェンジングエリアには外側及び内側の 2 箇所出入口扉を気密扉として設置し、緊対所内への放射性物質の流入を防止するため、緊対所の換気設備で緊対所内を正圧に維持することにより、出入口の扉を開放した場合においても外部からの放射性物質の流入を防止する設計としている。また、緊対所内の正圧維持のため、2 箇所出入口扉が同時に開放されないようにするとともに、プルーム通過中については 2 箇所出入口扉を閉止し、原則として要員の出入りを行わない運用とする。

また、要員が緊対所への入退所のため気密扉を開放する際に気密扉の 2 箇所同時開放を防止するため、各気密扉に設置されたライトの点灯及び警報音により、他の要員に対し気密扉の開閉状況を確認してから開放できるよう気密扉開閉表示装置を設置する。（図 9-1-5 参照）

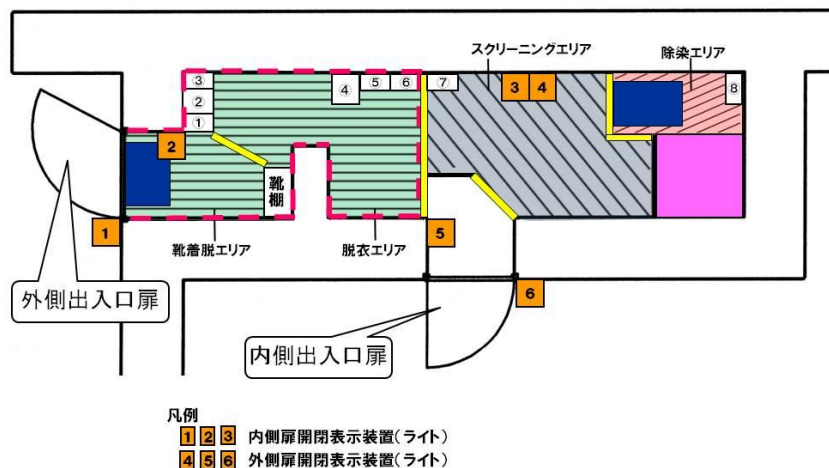
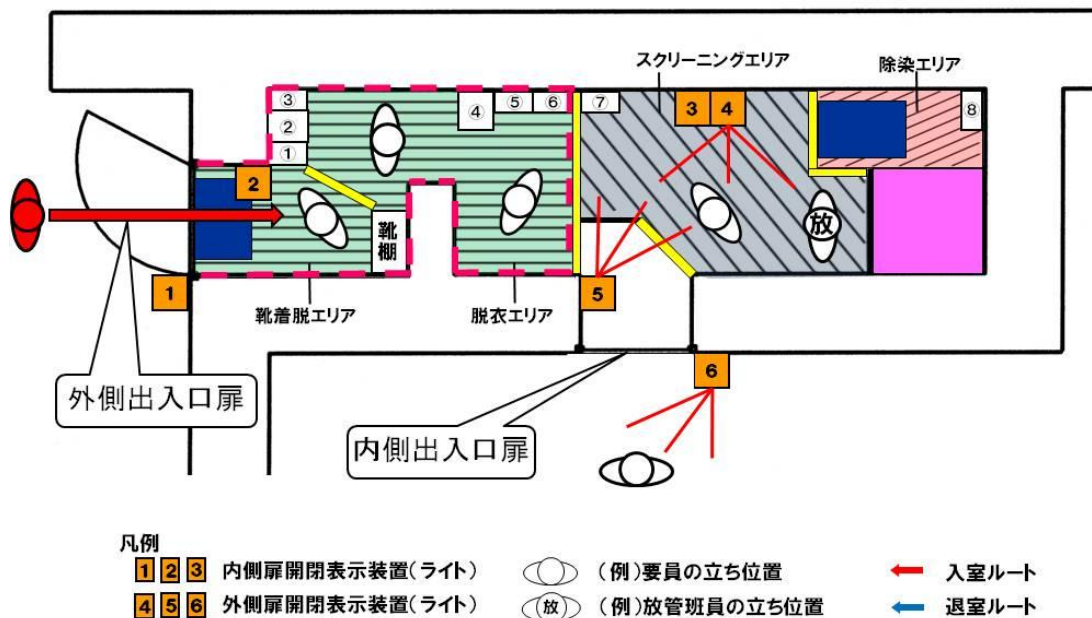


図 9-1-5 気密扉開閉表示装置設置イメージ図

(パターン1) 屋外から靴着脱エリアに入室する場合における装置の動作

屋外より外側出入口扉（屋外側）を開放すると、表示装置4、5、6が点灯すると共に警報音が吹鳴し、内側出入口扉（スクリーニングエリア・緊急時対策所エリア側）付近の要員に対し扉開放禁止を促す。



(パターン2) 緊急時対策所エリアからスクリーニングエリアに退室する場合における装置の動作

緊急時対策所エリアより内側出入口扉（緊急時対策所エリア側）を開放すると、表示装置1、2、3が点灯すると共に警報音が吹鳴し、外側出入口扉（屋外・靴着脱エリア側）付近及びスクリーニングエリアにいる要員に対し扉開放禁止を促す。

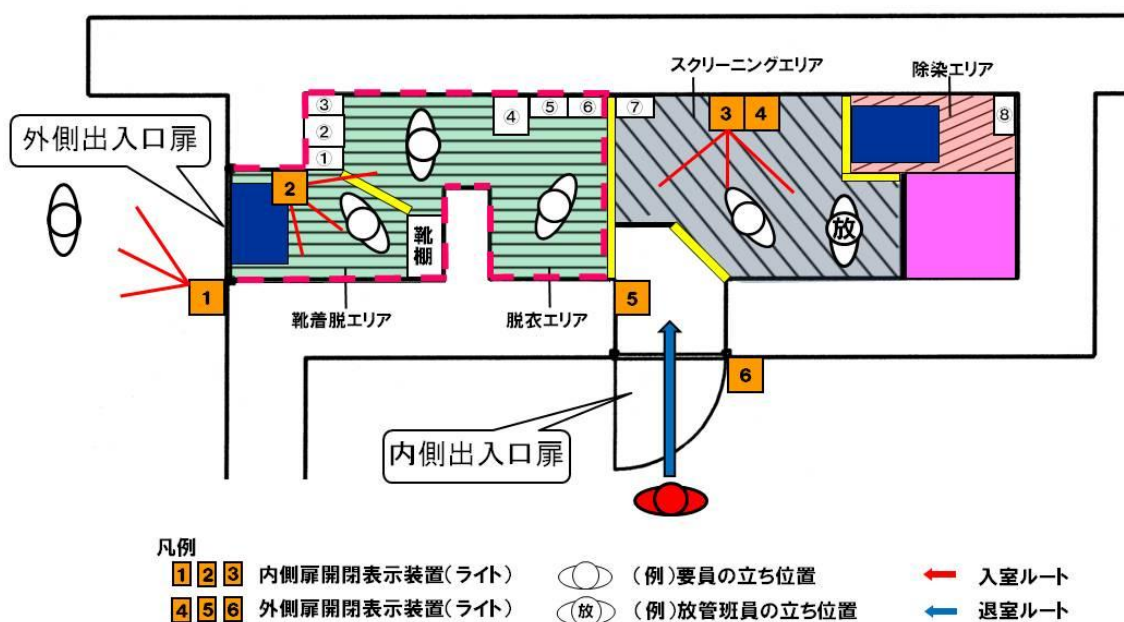
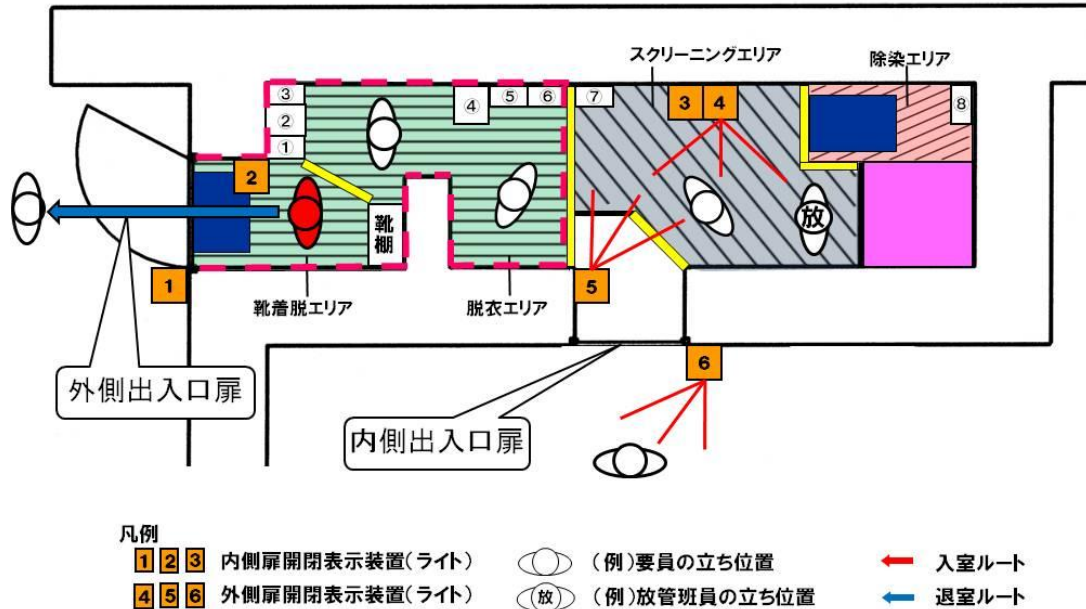


図 9-1-6 気密扉開閉表示装置の動作イメージ図 (1/2)

(パターン3) 靴着脱エリアから屋外に退室する場合における装置の動作

靴着脱エリアより外側出入口扉（靴着脱エリア側）を開放すると、表示装置4、5、6が点灯すると共に警報音が吹鳴し、内側出入口扉（スクリーニングエリア・緊急時対策所エリア側）付近にいる要員に対し扉開放禁止を促す。



(パターン4) スクリーニングエリアから緊急時対策所エリアに入室する場合における装置の動作

スクリーニングエリアより内側出入口扉（スクリーニングエリア側）を開放すると、表示装置1、2、3点灯すると共に警報音が吹鳴し、外側出入口扉（屋外・靴着脱エリア側）付近及びスクリーニングエリアにいる要員に対し扉開放禁止を促す。

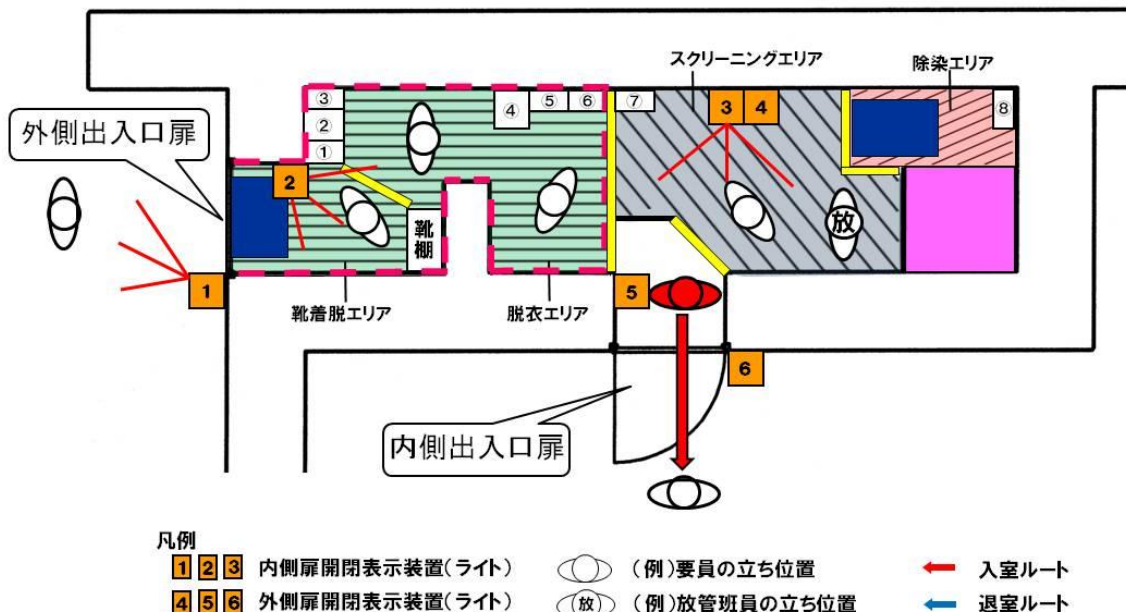


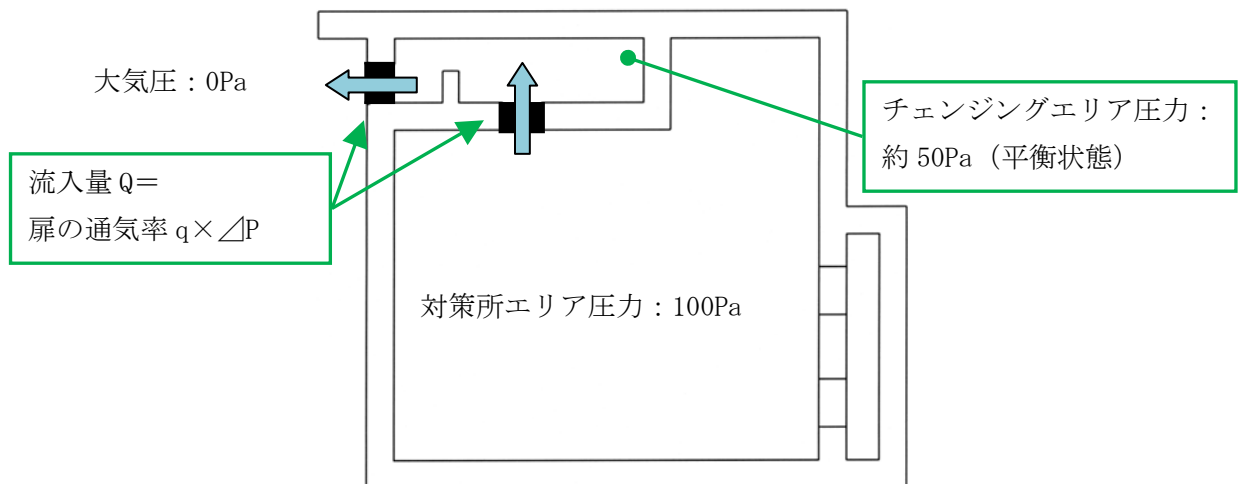
図 9-1-6 気密扉開閉表示装置の動作イメージ図 (2/2)

b. 技術的検討

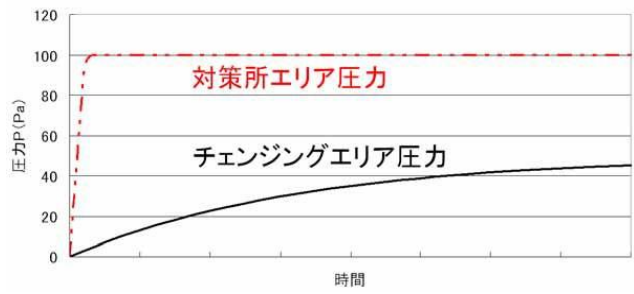
新設緊対所の出入口扉は、気密性を有する扉を設置することから、扉閉止時の通気量は極少量に抑えられるが、対策所エリアからの流出空気でチェンジングエリアは加圧されることとなる。

扉隙間からの流出量は扉両側の差圧に比例するため、仮に、チェンジングエリア両側の扉の気密性が同一と仮定すれば、2箇所の扉の流出量 Q が同一となる平衡状態では、対策所エリアと外気のほぼ半分の圧力に維持されることとなる。

また、扉を開けた場合でも、対策所エリア内が正圧に維持されているため、外側に向かって空気が流れ出て、チェンジングエリアへの放射性物質の持込みは最少に維持されると考える。



仮に、新設緊対所内の圧力を大気圧の状態として、出入口扉を閉止し、対策所エリアを加圧した場合のチェンジングエリアの圧力は、以下の様な挙動を示す。



(9) チェンジングエリアの維持管理

防護具類に付着した放射性物質により、付近のバックグラウンド（以下、「BG」という。）が上昇すると、チェンジングエリア内において正確な身体サーベイが実施できない。

このため、測定時にはあらかじめ付近のBGを把握しておくことに加え、以下の維持管理を定期的実施する。

a. チェンジングエリア内の汚染管理

スクリーニング及び除染エリアの汚染管理を定期的実施し、汚染が確認された場合は、速やかにシートの張り替え等を行う。

b. 廃棄物の管理

防護具類の放射性廃棄物は袋詰めし、適宜緊対所外へ搬出する。

c. 汚染区域用靴のサーベイ等

1回／日以上以上の頻度で、汚染区域用靴のサーベイを実施し、必要により除染等の対応を行う。また、粘着マットは定期的に取り替えを行う。

d. グリーンハウスの外観点検【壁面への放射性物質の付着防止】

1回／日以上以上の頻度で、グリーンハウスの外観点検を行い、必要により補修等の対応を行う。

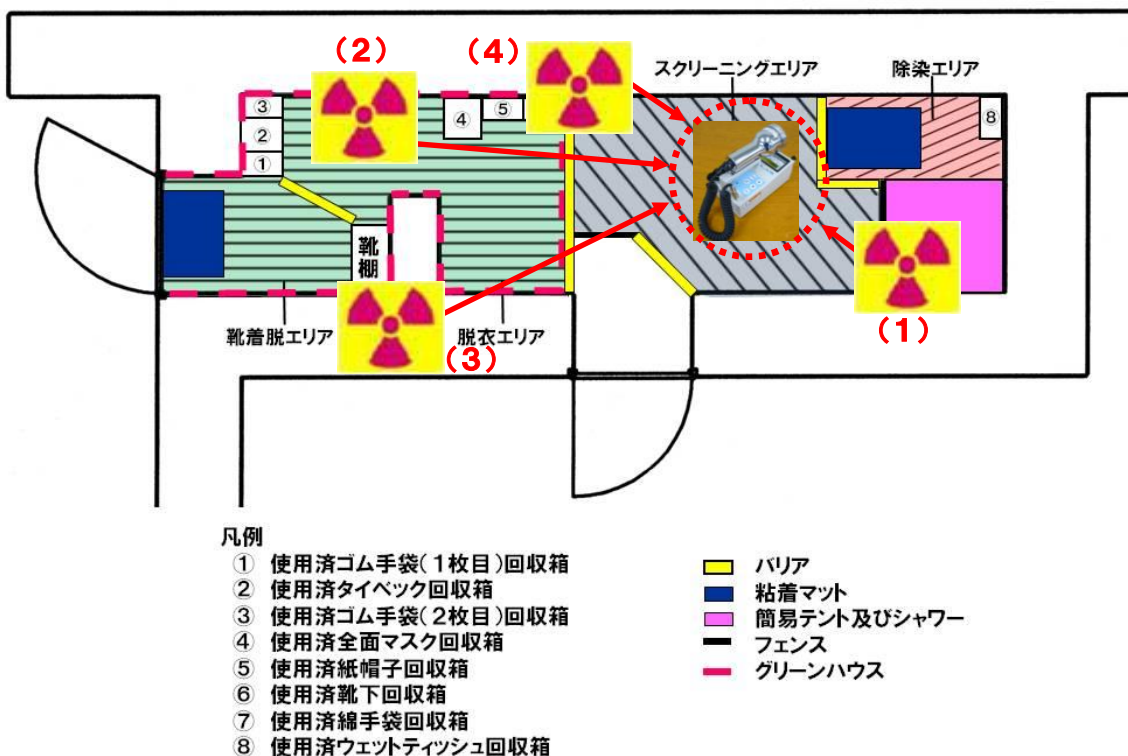


図 9-1-7 チェンジングエリア内の BG 上昇の主な要因

(10) 緊対所の外側の状況に応じた運用

チェンジングエリアにおいて正確な身体サーベイを行うために、緊対所における外側の状況（主に放射線レベル）（以下、「周辺状況」という。）に応じて汚染の管理基準を柔軟に設定する必要がある。

このため、周辺状況が高放射線下の状況を想定して、チェンジングエリアの運用に係る管理基準等を整理し、状況に応じた設定・運用を以下のとおり行うこととする。

(1) 運用の判断基準

a. チェンジングエリアの設定

表9-1-1のとおり、事象に応じチェンジングエリア設定の要否を判断する。

表9-1-1 チェンジングエリア設定基準

状況	監視パラメータ	判断基準
原子炉格納容器が破損し 新設緊急時対策所の周辺 にプルームが流れてくる と共に、新設緊急時対策所 内に空気浄化装置で除去 できない希ガスが放出さ れた場合	①格納容器圧力 ②モニタリングポスト：空気吸収線量率 （可搬型モニタリングポスト：空気吸収線 量率） ③気象観測設備：気象 ④新設緊急時対策所可搬型エリアモニタ	格納容器圧力の急低下 ＋ 0.5 mGy/h 超 （モニタリングポスト） ＋ 炉心の風下 ＋ エリアモニタの指示値急上昇

b. 状況及び汚染の管理基準

表9-1-2のとおり、状況に応じた汚染の管理基準により運用する。

表9-1-2 チェンジングエリア内における汚染の管理基準

	状況	状況の判断基準※1	汚染の管理基準※2	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	発電所構内の 空間放射線量率 ＜20 μSv/h	1,300 cpm （4 Bq/cm ² ）	法令に定める表面汚染密度限度 （アルファ線を放出しない放射 性同位元素の表面汚染密度限 度：40 Bq/cm ² ）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	発電所構内の 空間放射線量率 ≥20 μSv/h	40,000 cpm ^{※3} （120 Bq/cm ² ）	原子力災害対策指針における O I L 4を準拠
			13,000 cpm ^{※4} （40 Bq/cm ² ）	原子力災害対策指針における O I L 4【1ヶ月後の値】を準拠

※1：20 μSv/h（発電所構内の空間放射線量率）は、原子力災害対策指針における「O I L 2」を参考とした。

（【参考1】参照）

※2：計測器の仕様や校正により異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。また、測定する場所のBGに留意する必要がある。

※3：BGの影響が相対的に小さくなる数値のうち最低の水準として設定。（13,000×3≒40,000）

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

【参考1】運用上の介入レベル（O I L）について

●原子力災害対策指針（平成25年9月5日全部改正）より抜粋

- ・「運用上の介入レベル」（Operational Intervention Level）
- ・「原子力災害対策指針」において設定された避難等の防護措置の実施を判断する基準
- ・空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等を原則計測可能な値で表される

基準の種類	基準の概要	初期設定値	防護措置の概要
O I L 2	地表面からの放射線、再浮遊した放射性物質の吸入、不注意な経口摂取による被ばく影響を防止するため、地域生産物の摂取を制限するとともに、住民等を1週間程度内に一時移転させるための基準	20 μ Sv/h (地上1mで計測した場合の空間放射線量率)	1日内を目途に区域を特定し、地域生産物の摂取を制限するとともに1週間程度内に一時移転を実施。
O I L 4	不注意な経口摂取、皮膚汚染からの外部被ばくを防止するため、除染を講じるための基準	β 線：40,000 cpm ^{※1} (皮膚から数cmでの検出器の計数率)	避難基準に基づいて避難した避難者等をスクリーニングして、基準を超える際は迅速に除染。
		β 線：13,000 cpm ^{※2} 【1ヵ月後の値】 (皮膚から数cmでの検出器の計数率)	

※1：我が国において広く用いられている β 線の入射窓面積が20 cm²の検出器を利用した場合の計数率であり、表面汚染密度は約120 Bq/cm²相当となる。他の計測器を使用して測定する場合には、この表面汚染密度より入射窓面積や検出効率を勘案した計数率を求める必要がある。

※2：※1と同様、表面汚染密度は40 Bq/cm²相当となり、計測器の仕様が異なる場合には、計数率の換算が必要である。

(11) 周辺状況が高放射線の場合

周辺状況が図 9-1-8 に示す主な要因により高放射線となった場合、チェンジングエリア内の BG が上昇し、前述の「汚染の管理基準」を確認できない場合は、次の対応を行うこととする。

- ① 使用済防護具類の緊対所外への搬出間隔の短縮、廃棄物集荷場所の遠方への移動など
- ② 緊対所周辺における地表面等の放射性物質の除去（高圧洗浄機による除染、仮設遮へいの設置等）
- ③ 車両の立入（駐車）制限区域の設定

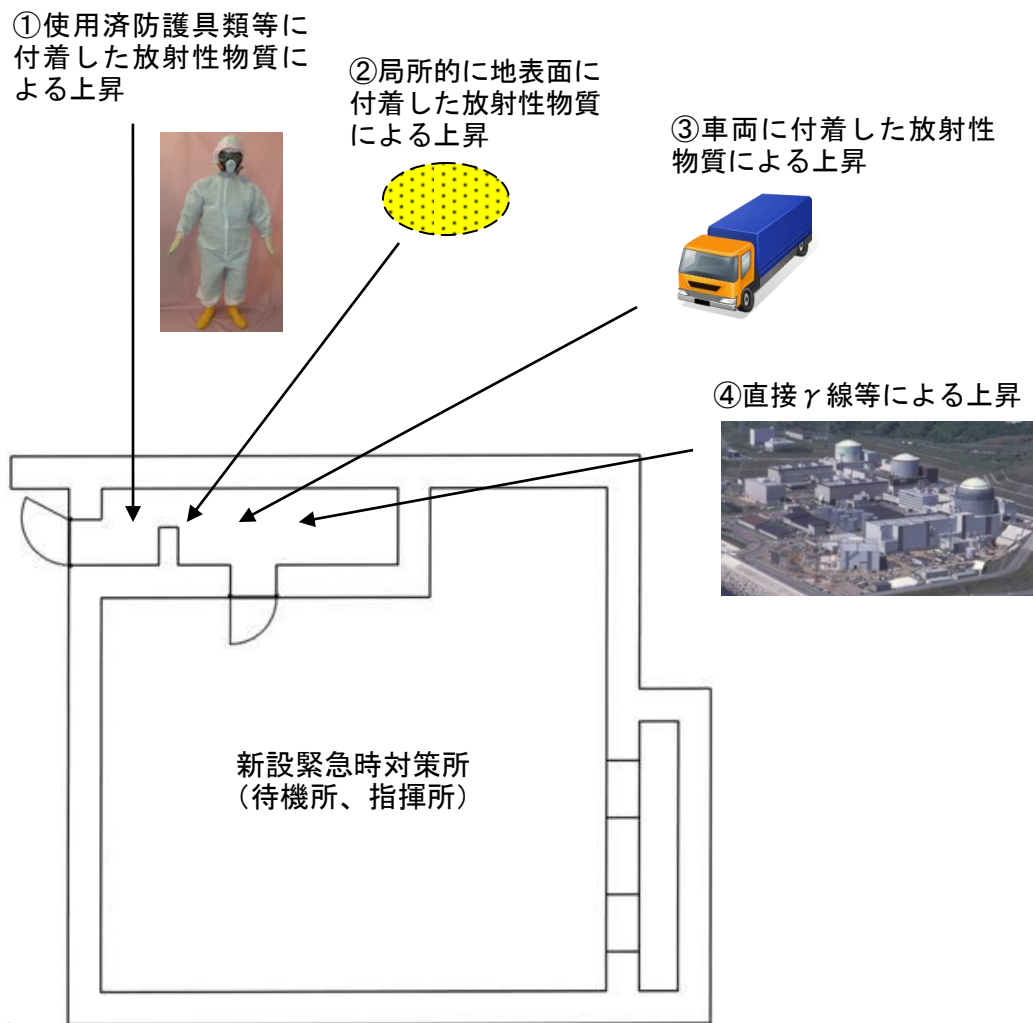


図 9-1-8 チェンジングエリア内 BG 上昇要因イメージ図

(12) 緊対所近傍におけるホットスポットへの対処

重大事故時にプルームが放出され、緊対所上空を通過した以降、要員は屋外での作業を実施するが、プルーム通過後はチェンジングエリア及び待機エリアの出入口（屋外側）にはプルーム通過により放射性物質が地表面に沈着することによるホットスポットの発生が予想される。

そのため、緊対所チェンジングエリア及び空調上屋待機エリアの出入口（屋外側）は、地表面に沈着した放射性物質の除染が容易となるよう、コンクリートで平滑に施工する。

また、屋外作業が開始されるタイミングで放管班員が環境線量当量率を測定し、ホットスポットの箇所を特定後、緊対所（指揮所及び待機所）内放管資機材スペースに配備している高圧洗浄機を用いてコンクリート施工面を水洗により除染を行う。

高圧洗浄機はタンク式高圧洗浄機を採用し、資機材スペースに配備しているポリタンクから高圧洗浄機タンクへと水を供給することで使用可能となる。また、高圧洗浄機は緊対所（指揮所及び待機所）外入口付近に設置している電源を使用し、延長コードを用いることで空調上屋待機エリア付近のコンクリート施工面の除染にも対応することができる。



高圧洗浄機（イメージ）

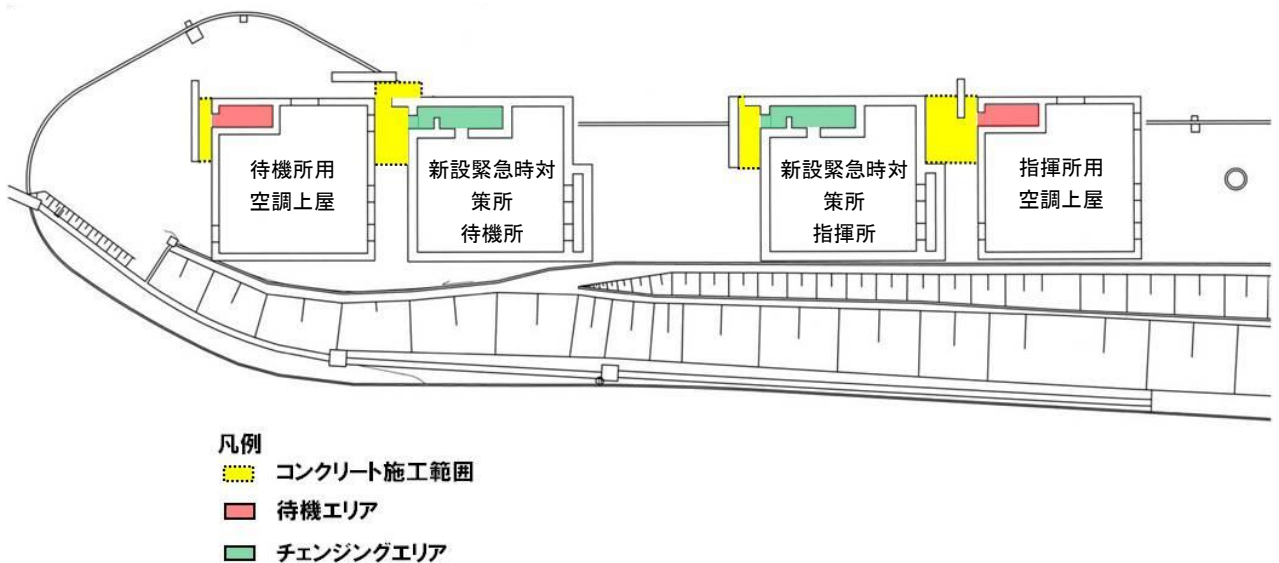


図 9-1-9 緊対所及び空調上屋の出入口（屋外側）地表面コンクリート施工範囲図

(13) 【検証】チェンジングエリアを通過する要員の流れ（10人が同時に利用する場合）

<前提条件>

- 緊対所チェンジングエリアと同様の実物大のモックアップを設定



- 放射性物質により汚染していることを想定し、以下の防護具類を着用とした。

- ・タイベック
- ・全面マスク（テーピング）
- ・綿手袋
- ・ゴム手袋（2重・テーピング）
- ・汚染区域用靴下
- ・長靴
- ・紙帽子+ヘルメット



- 要員は10名、サーベイ等を行う放管班員は2名とし、チェンジングエリア内には要員が常時6名入るようにした。（別図参照）

- 検証は「要員全員が汚染していない」場合を基本とし、参考のため「要員全員が汚染している」場合についても時間計測を実施した。

<検証結果>

- 要員全員が汚染していない場合

- ・10名全員の通過時間：20分37秒
- ・緊対所外での待機時間：11分46秒

- (参考)要員全員が汚染している場合

- ・除染（1分間）と身体サーベイ（2回目）を追加
- ・10名全員の通過時間：67分37秒
- ・緊対所外での待機時間：33分58秒

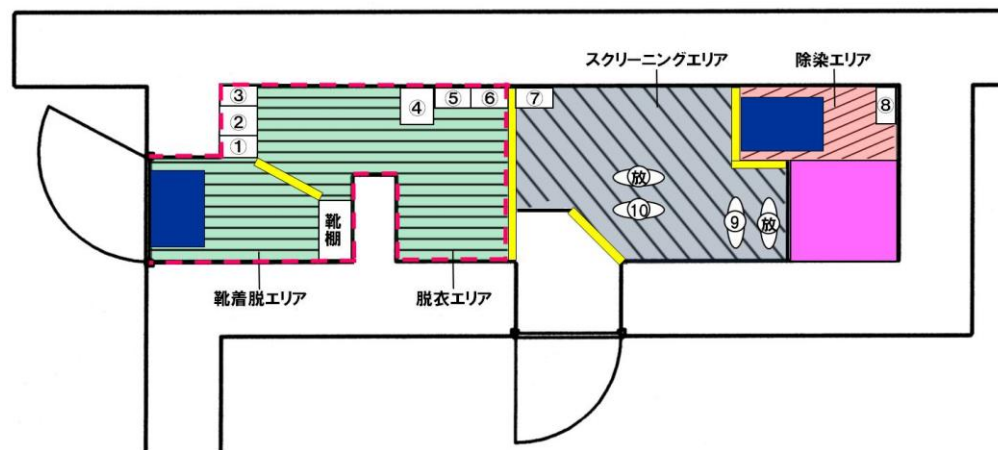
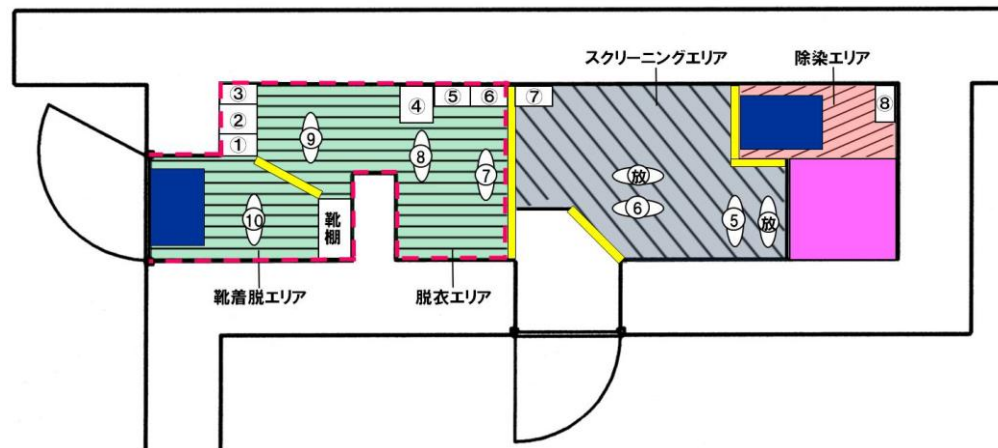
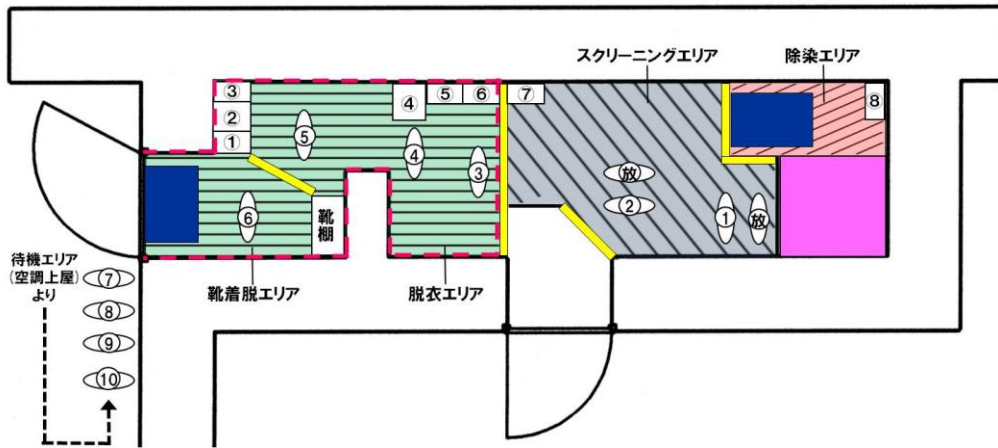
- 要員全員が汚染していることは現実的に考えにくいですが仮にそのような状況になった場合でも比較的短時間で対応可能であることが確認できた。



【別図】 チェンジングエリアを通過する要員の流れ

●10人が同時に利用する場合：待機エリアに待機する要員が一度に入場する場合を想定

- ・緊対所外が放射性物質により汚染していることを想定した防護具類を着用し、防護具類脱衣・身体サーベイ後、緊対所エリアへ入域できるまでの時間を確認した。(実測)
- ・1人目の靴着脱エリア入域から10人目がスクリーニングエリア退域までの時間は、約21分であり、この間10人目が待機エリアで待機する時間は、約12分であった。
- ・更に迅速性及び確実性を向上させるため、今後も訓練を行い、必要によりレイアウトや運用の見直しを行う。



(14) 緊対所内での飲食について

プルーム通過後、放射性物質がチェンジングエリア等から持ち込まれ、緊対所内が汚染することも考えられる。

このため、緊対所内において汚染環境下で飲食を行うと仮定し、以下に線量を算出した。

a. 前提条件

- 1食分の線量を算出する。
- プルーム放出後はボンベ加圧実施により希ガスの流入がないことから、線量算出対象核種は審査ガイドに基づき、放出割合が高いよう素及びCs類（その他核種）を選定する。
 - ・ よう素及びその他核種については、経口摂取した場合の実効線量係数*が高いI-131及びCs-134に選定
 - ・ プルーム通過中の新設緊急時対策所内放射性物質濃度は、よう素（I-131等価）で約 2.3×10^{-2} Bq/cm³、その他核種（Gross）で約 2.2×10^{-3} Bq/cm³であることから、共に 3×10^{-2} Bq/cm³と仮定し、飲食の際の線量を算出
 - ・ 飲食摂取量は2,133 cm³とし（食料1,633 cm³、飲料水500 mlと仮定）、上記放射性物質濃度を乗じることで放射性物質量を算出
 - ・ 算出した放射性物質量によるよう素（I-131）及びその他核種（Cs-134）の実効線量係数*¹を乗じた線量を各々算出し、加算することで総線量を算出（保守的によう素及びその他核種を各々全量摂取するものとする）

b. よう素による線量

よう素の経口摂取による線量は、以下の通りである。

【経口摂取に伴う線量（よう素）】

$$1.41 \times 10^{-3} \text{ mSv} \quad (=3 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3 \times 2,133 \text{ cm}^3 \times 2.2 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq})$$

c. その他核種による線量

その他核種の経口摂取による線量は、以下の通りである。

【経口摂取に伴う線量（その他核種）】

$$1.22 \times 10^{-3} \text{ mSv} \quad (=3 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3 \times 2,133 \text{ cm}^3 \times 1.9 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq})$$

d. 経口摂取による線量

経口摂取による線量は以下の通りである。

【経口摂取に伴う線量】

$$2.6 \times 10^{-3} \text{ mSv} \quad (=1.41 \times 10^{-3} \text{ mSv} + 1.22 \times 10^{-3} \text{ mSv})$$

以上の算出結果より、経口摂取による線量は 2.6×10^{-3} mSv である。

本計算結果は、大規模プルーム通過中に飲食した場合を想定しているため、プルームの規模や風向等により、実運用上の線量はさらに小さくなる。

また、仮にプルーム通過中に飲食を行っても、過大な被ばくは生じないが、被ばく防護の観点から、適切な頻度で新設緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。

なお、新設緊急時対策所内の飲食等における空气中放射性物質濃度の管理目安値は 1×10^{-3} Bq/cm³*2とし、管理目安値よりも空气中放射性物質濃度が高くなった場合でも、災害対策本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。

※1『実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』別表第2第
三欄に示す「経口摂取した場合の実効線量係数」のうち I-131 ヨウ化メチル以外の化合物 2.2×10^{-5}
(mSv/Bq) 及び Cs-134 すべての化合物 1.9×10^{-5} (mSv/Bq) を用いる。

※2『実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』別表第2第
四欄に示す「放射線業務従事者の呼吸する空气中の濃度限度」より、目安値は「 1×10^{-3} Bq/cm³未満」
とする。

9-2 バス等の汚染確認方法について

新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）で対処する災害対策要員については交替時に発電所構外からバス等の車両による移動が生じる可能性があるがバス等の車両の汚染管理方法は次のとおりとなる。（動線フローは図9-2-1参照）

(1) 車両等の管理

バス等の車両及び人の出入制限並びに放射性物質による汚染防護のための入退域管理・汚染サーベイ等を実施する拠点は、通常、UPZ付近等に設定され、バス等の車両も当該拠点で汚染管理を実施することとなる。

バス等の車両の汚染管理としては、当該車両をUPZ内専用の車両として管理するとともに汚染検査等により必要に応じて除染を行うこととする。

車両の具体的な除染方法は、除染要員が内部被ばくの防止の観点からマスクやゴム手袋等の防護着類を着用し、汚染の除去は放射性物質の飛散防止の観点から基本的に拭き取りによる除染とするが、汚染の除去が困難な部品等については適宜新品と交換する等の措置をとる。

また、除染要員が着用した使用済の防護着類は適切に回収し除染または放射性廃棄物として廃棄する。

(2) 人の管理

乗車員等の人の被ばく管理については、UPZ付近に設定される入退域管理・汚染サーベイの拠点で実施し、被ばく低減の観点から乗車する車両の運行場所の汚染状況により、必要に応じてマスクやゴム手袋等の防護着類を着用し内部被ばくの低減に努めるとともに、1項の車両等の除染により外部被ばくの低減も図ることとする。

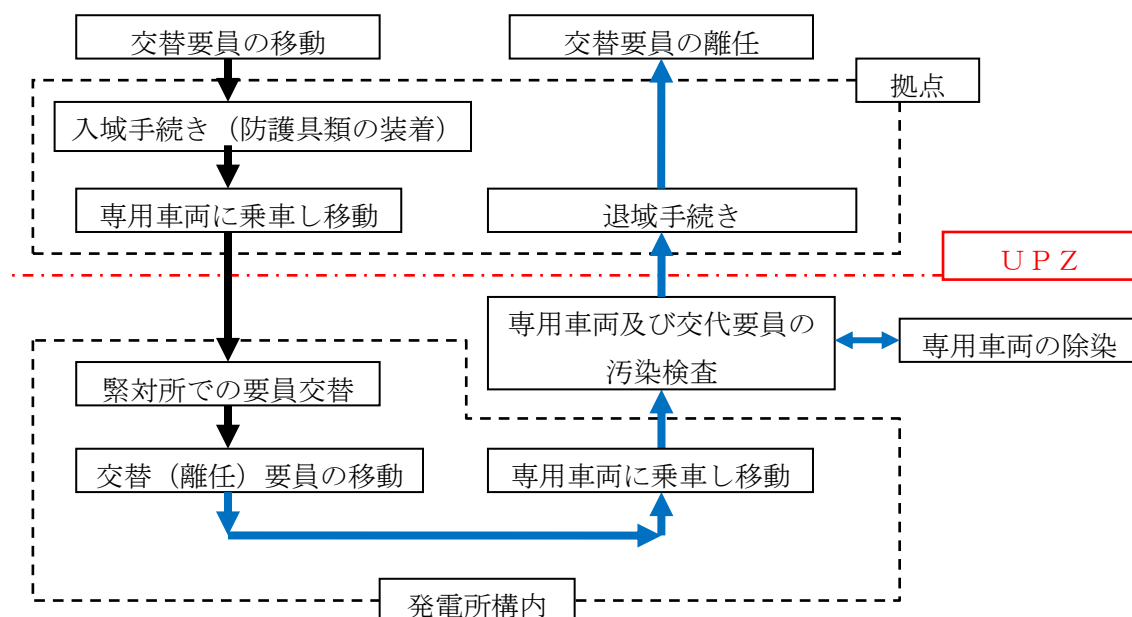


図9-2-1 緊対所の災害対策要員の交替時における車両等及び人の基本動線

9-3 チェンジングエリア上部に設置する空調ダクトについて

新設緊急時対策所のチェンジングエリアの出入口の上部には、空調ダクトが設置される。

空調ダクト内を通過する空気は、給気側については新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化後のものであり、清浄な空気が通過することから新設緊急時対策所内で対策要員が活動しても問題のないレベルとなる。

また、排気側についてもボンベ加圧操作後または空気浄化ファンの起動後にダンパを開放し排気することから、建屋外に空気が流れるため空調ダクト内が線源になるとは考えにくい。

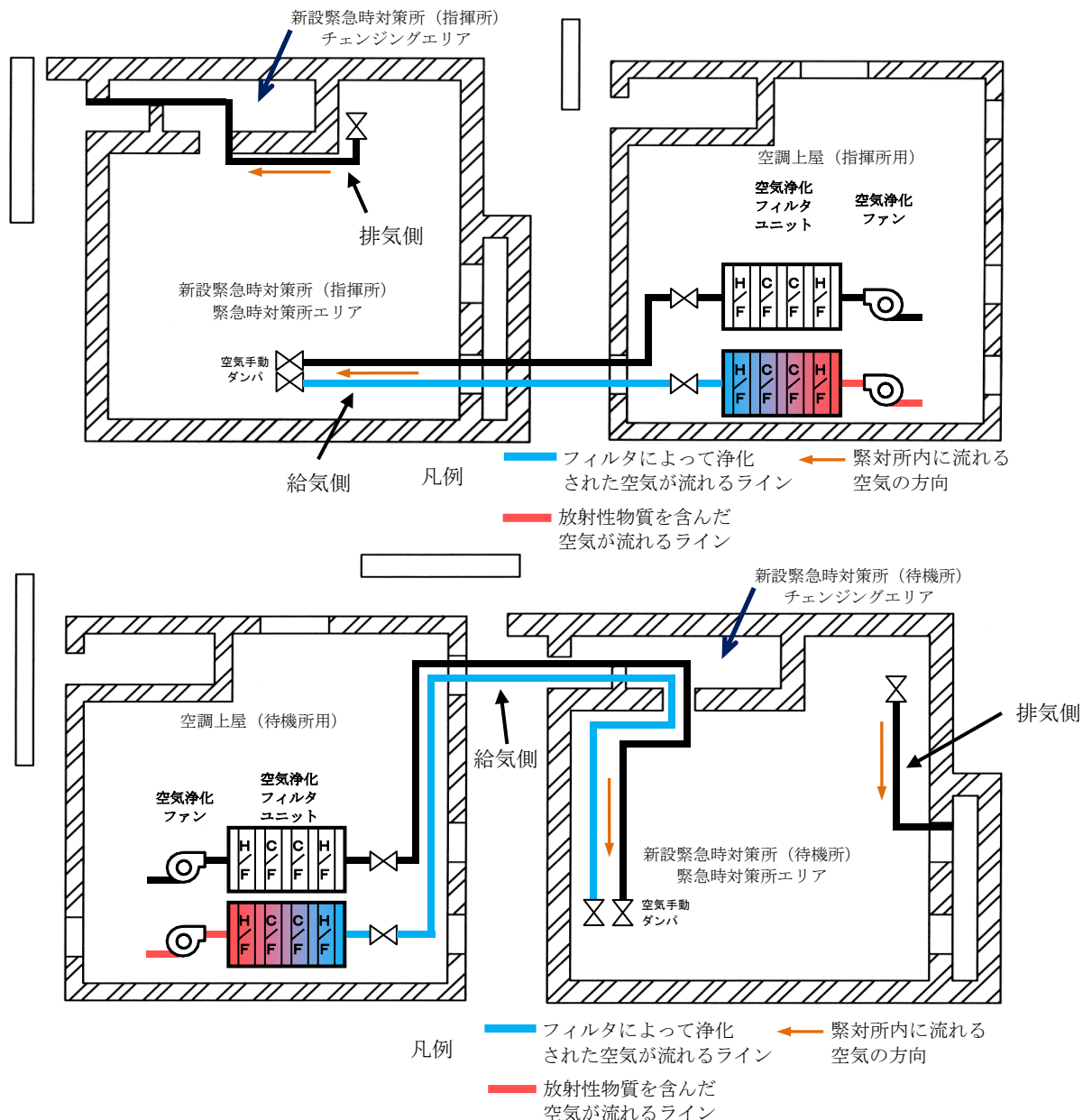


図 9-3-1 新設緊急時対策所のチェンジングエリアの空調ダクトの配置イメージ図

9-4 指揮所、待機所及び空調上屋（待機エリア）間の移動に伴う対策要員の線量評価について

スクリーニング待ちで空調上屋内の待機エリアに待機している対策要員が、スクリーニングのため指揮所または待機所内のチェンジングエリアに移動する場合、屋外を通行することになる。屋外を通行する際、グラウンドシャイン線源及び空調上屋内に設置された新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの放射線により被ばくすることが考えられる。このため、スクリーニングのため屋外を通行する対策要員の通行中の被ばく線量を評価した。

また、打合せのために指揮所と待機所間を移動する場合を想定し、屋外を移動する対策要員の被ばく線量を評価した。

(1) 待機エリアからチェンジングエリアへの移動時の線量

【屋外を通行中の対策要員の線量評価】

- ・新設緊急時対策所周辺の線量率：130 mSv/h（東京電力㈱ホームページで公表された福島第一原子力発電所構内のサーベイデータ（平成23年3月23日時点））
- ・フィルタユニットからの線量率（空調上屋機器搬入口部）：約16 mSv/h
- ・屋外を通行する対策要員の通行時間：約30秒
- ・待機エリアからチェンジングエリアまで移動する対策要員の被ばく線量

$$=(130 \text{ mSv/h} + \text{約} 16 \text{ mSv/h}) / 3600 \text{ s/h} \times 30 \text{ s} = \text{約} 1.2 \text{ mSv}$$

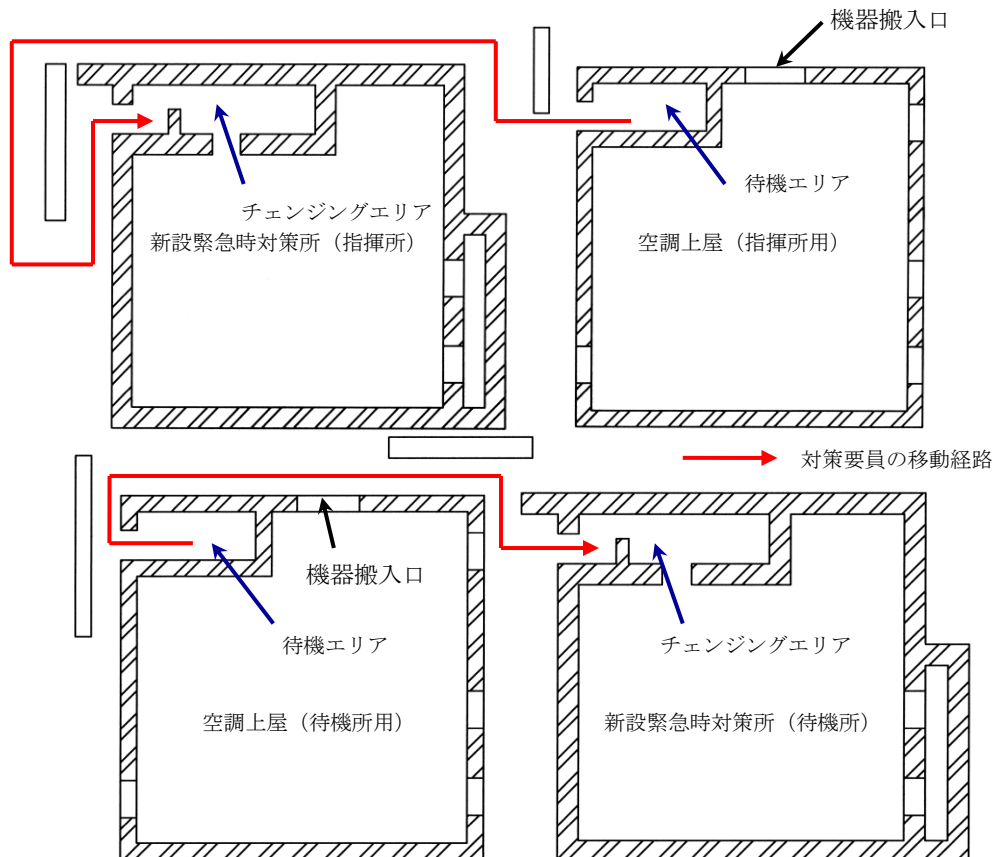


図 9-4-1 待機エリアからチェンジングエリアまでの対策要員の移動経路

(2) 指揮所、待機所及び空調上屋間の移動時の線量

新設緊急時対策所を運用する場合、指揮所からの指示は原則指揮所及び待機所間に設置するインターホン等の連絡手段により行うが、指揮所にいる対策本部要員（班長等）と待機所の対策要員が打合せを実施する場合は、指揮所⇔待機所間の対策本部要員等の移動が考えられる。

このため、プルーム通過後に対策本部要員が指揮所から待機所へ移動し、また指揮所に帰所する場合を想定して、1回あたりの被ばく線量について評価した。

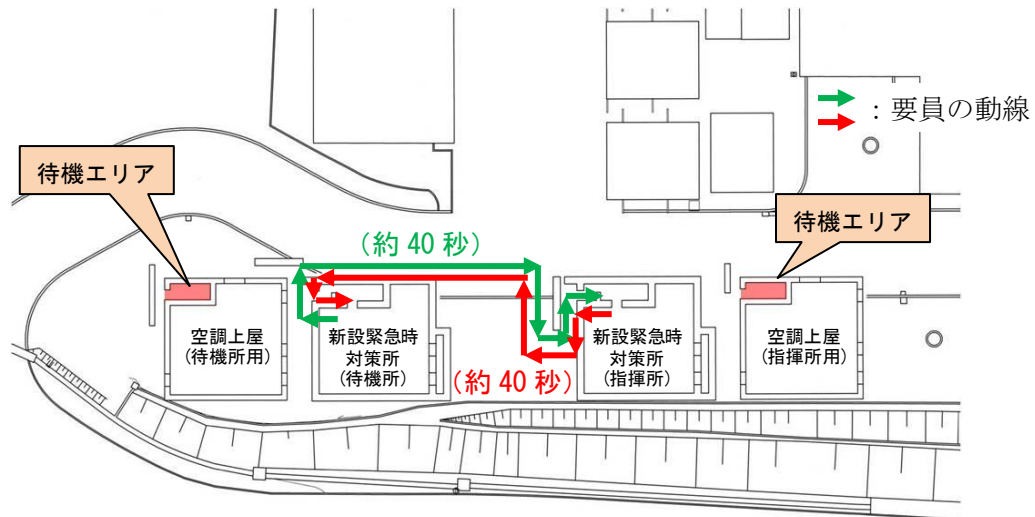


図9-4-2 待機所⇔指揮所間の対策要員の移動経路及び所要時間

・指揮所に待機している対策本部要員が待機所に移動し、指揮所に帰所した場合の被ばく線量は約 2.9 mSv/回であり、緊急時における線量限度(100 mSv)と比較して十分低い線量である。

$$130 \text{ mSv/h} / 3600 \text{ s/h} \times 40 \text{ s} \times 2 \text{ 回 (帰所分含む)} = \text{約 } 2.9 \text{ mSv/回}$$

・仮に新設緊急時対策所に 7 日間とどまり 10 回の打合せをしたとしても、それに伴う被ばく線量は約 29 mSv/回であり、新設緊急時対策所に 7 日間とどまった場合の線量である約 13 mSv を足し合わせても約 42 mSv/7 日間となり、緊急時における線量限度(100 mSv)を十分下回る。

$$(130 \text{ mSv/h} / 3600 \text{ s/h} \times 40 \text{ s} \times 2 \text{ 回 (帰所分含む)}) \times 10 \text{ 回} / 7 \text{ 日間} + 13 \text{ (mSv/7 日間)} = \text{約 } 42 \text{ mSv/7 日間}$$

なお、打合せ等に伴う指揮所⇔待機所間の移動については、回数が増加することにより被ばく線量の増加も考えられることから、災害対策本部要員及び対策要員の放射線管理を的確に実施し、被ばく低減を図ることとする。

10. SPDSにて確認できるパラメータ

10-1 データ表示端末について

- ・ 新設緊急時対策所においては、重大事故等に対処するために必要な情報として、プラント状態確認に必要なパラメータをデータ表示端末にて確認することができる。
(表示端末では主要なバルブの開閉状態も確認可能)
- ・ データ収集計算機の入力については、通常はプラント計算機からの入力であるが、別途バックアップラインを設けており、バックアップラインは原子炉安全保護盤等から直接データを収集することができる。
- ・ プラント状態確認に必要なパラメータはデータ収集計算機に2週間分(1分間周期)、データを保存できる仕様とする。また、それらのパラメータについては、新設緊急時対策所のデータ表示端末で確認および外部媒体へのデータ保存を可能とする。

目的	対象パラメータ		入力対象	バックアップ対象
炉心反応度の状態確認	中性子束	中性子源領域中性子束	○	○
		中間領域中性子束	○	○
		出力領域中性子束	○	○
炉心冷却の状態確認	加圧器水位	加圧器水位	○	○
	1次冷却材圧力	1次冷却材圧力	○	○
	1次冷却材温度(広域)	Aループ1次冷却材高温側温度	○	○
		Bループ1次冷却材高温側温度	○	○
		Cループ1次冷却材高温側温度	○	○
	主蒸気ライン圧力	A-主蒸気ライン圧力	○	○
		B-主蒸気ライン圧力	○	○
		C-主蒸気ライン圧力	○	○
	高圧注入流量	A-高圧注入ポンプ出口流量	○	○
		B-高圧注入ポンプ出口流量	○	○
	余熱除去流量	余熱除去Aライン流量	○	○
		余熱除去Bライン流量	○	○
	電源の状態(ディーゼル発電機の運転状態)	A-ディーゼル発電機受電遮断器	○	○
B-ディーゼル発電機受電遮断器		○	○	
所内母線電圧(非常用)	A非常用母線電圧	○	○	
	B非常用母線電圧	○	○	
1次冷却材サブクール度	1次冷却材サブクール度	○	○	

目的	対象パラメータ		入力対象	バックアップ対象
燃料の状態確認	1次冷却材圧力	1次冷却材圧力	○	○
	炉心出口温度	炉内T/C温度（最高値）	○	○
		炉内T/C温度（平均値）	○	○
	1次冷却材温度（広域）	Aループ1次冷却材高温側温度	○	○
		Bループ1次冷却材高温側温度	○	○
Cループ1次冷却材高温側温度		○	○	
格納容器高レンジエリアモニタの指示	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）	○	○	
格納容器の状態確認	格納容器圧力	格納容器圧力	○	○
	格納容器内温度	格納容器内温度	○	○
	格納容器スプレイ冷却器出口流量	A-格納容器スプレイ冷却器出口流量	○	○
		B-格納容器スプレイ冷却器出口流量	○	○
格納容器高レンジエリアモニタの指示	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）	○	○	
放射能隔離の状態確認	排気筒ガスモニタの指示	排気筒ガスモニタ	○	○
		排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）	○	○
		排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）	○	○
	原子炉格納容器隔離の状態	格納容器隔離A作動	○	○
環境の状態確認	モニタリングポスト及びモニタリングステーションの指示	モニタリングステーション空気吸収線量率	○	—※
		モニタリングポスト1空気吸収線量率	○	
		モニタリングポスト2空気吸収線量率	○	
		モニタリングポスト3空気吸収線量率	○	
		モニタリングポスト4空気吸収線量率	○	
		モニタリングポスト5空気吸収線量率	○	
		モニタリングポスト6空気吸収線量率	○	
		モニタリングポスト7空気吸収線量率	○	
	気象情報	風向	○	—※
		風速	○	
大気安定度		○		
使用済燃料ピットの状態確認	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位	○	○
	使用済燃料ピット温度	使用済燃料ピット温度	○	○

※環境の状態確認のパラメータについては、プラント計算機を介さず直接データ収集計算機へデータの取り込みを行っているため、バックアップラインは設けていない。なお、環境の状態確認のパラメータについては、可搬型モニタリングポストおよび可搬型気象観測設備でも確認可能である。

11. 配備資機材

11-1 配備する資機材等について

新設緊急時対策所には、少なくとも外部からの支援なしに 7 日間の活動を可能とするため、必要な資機材等を配備している。

主な放射線管理用資機材

○防護具及び除染資材

品名	単位	予定保管数	考え方
タイベック 紙帽子 汚染区域用靴下 綿手袋 全面マスク オーバーシューズ(靴カバー)	着 個 足 双 個 足	870	指揮所：31名×1.5倍×7日 待機所：51名×1.5倍×7日
チャコールフィルタ	個	1,740	指揮所：31名×1.5倍×2個×7日 待機所：51名×1.5倍×2個×7日
ゴム手袋	双	1,740	指揮所：31名×1.5倍×2個×7日 待機所：51名×1.5倍×2個×7日
アノラック 長靴	着 足	560	53名 ^{※1} ×1.5倍×7日
セルフエアセット 圧縮酸素形循環式呼吸器	台 台	5	53名 ^{※1} ×10%
ウェットティッシュ	個	200	指揮所：31名×2個+余裕 待機所：51名×2個+余裕
キムタオル	箱	2	1箱(24束)/建屋×2建屋
簡易テント 簡易シャワー	個 個	2	1個/建屋×2建屋
除染キット	セット	2	1セット/建屋×1建屋

※1：災害対策本部要員(25名)＋事務局員(2名)＋技術班員(2名)を除く人数

○計測器(被ばく管理、汚染管理)

品名	単位	予定保管数	考え方
ポケット線量計	台	130	82名×1.5倍
可搬型エリアモニタ	台	2	1台/建屋×2建屋
GM汚染サーベイメータ	台	10	5台/建屋×2建屋
電離箱サーベイメータ	台	10	5台/建屋×2建屋

○チェンジングエリア用資機材

品名	単位	予定保管数	考え方
難燃ハウス	個	2	1個/建屋×2建屋
難燃養生シート (透明・ピンク・白)	本	6	各色1本/建屋×2建屋
板バリア (600・750・900mm)	枚	6	各サイズ1枚/建屋×2建屋
作業用テープ(緑)	巻	20	10巻/建屋×2建屋
難燃養生テープ(ピンク)	巻	40	20巻/建屋×2建屋
透明ロール袋(大)	本	20	10本/建屋×2建屋
粘着マット	枚	20	10枚/建屋×2建屋
線量管理用テーブル	台	2	1台/建屋×2建屋

食料等

品名	単位	予定保管数	考え方
食料	食	2,520	82名×3食×7日+余裕
飲料水	ℓ	1,680	82名×4本×0.5ℓ×7日+余裕

その他 資機材

品名	単位	予定保管数	考え方
酸素濃度計	台	2	1台/建屋×2建屋
二酸化炭素濃度計	台	2	1台/建屋×2建屋
安定よう素剤	錠	2,000	82名×2錠/人/日×7日+余裕
仮設トイレ	台	2	1台/建屋×2建屋
簡易トイレ (大使用処理剤)	個	1,000	82名×1個/人/日×7日+余裕
簡易トイレ (小使用処理剤)	個	2,600	82名×3個/人/日×7日+余裕
インターホン (指揮所～待機所)	式	1	
インターホン (チェン징ングエリア ～待機エリア)	式	2	

原子力災害対策活動で使用する主な資料

資料名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図 (1/25,000) ② 発電所周辺地域地図 (1/50,000)
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図 (各ユニット)
7. 原子炉設置許可申請書 (各ユニット)
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各ユニット)
10. プラント主要設備概要 (各ユニット)
11. 総合インターロック線図 (各ユニット)
12. 原子炉施設保安規定
13. 原子力事業者防災業務計画
14. 運転要領緊急処置編
15. 泊発電所重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領 (各対応手順含む)

11-2 新設緊急時対策所に配備する放射線管理用資機材について

新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）には、事故時に使用する防護具類及び除染資材、汚染検査等を実施するための放射線計測器ならびにチェンジングエリア用資機材を保管する。

防護具類、除染資材及びポケット線量計の予定保管数については、緊対所に滞在する要員数を考慮して決定する必要があることから、まず、緊対所に滞在する要員数を整理する。

その整理結果等を基に、防護具類、除染資材、放射線計測器及びチェンジングエリア用資機材の予定保管数を整理する。

(1) 緊対所の要員数

緊対所の要員数は、発電所での重大事故等が発生した場合、1週間にわたり重大事故等の対処活動を指揮、実行できるよう、必要な要員を表 11-2-1 のとおり 82 名とし、これらの要員が緊対所にある程度の期間、要員が滞在できるものとする。

表 11-2-1 緊対所の要員数

	要員種別	人数
初動対応要員 (26名)	運転班員(3号炉当直員)	6名
	災害対策要員(電源、給水等)(社員)	3名
	災害対策要員(電源、給水等)(協力会社)	4名
	災害対策要員(消防)(協力会社)	8名
	災害対策要員(瓦礫撤去、給油ホース接続)(協力会社)	2名
	当番者	3名
対策本部 (56名)	本部長他	12名
	各機能班長、副班長	10名
	事務局(事務局員、給油作業員)	8名
	放管班員	10名
	技術班員	2名
	運転班員(1, 2号炉当直員)	5名
	機械工作班員、電気工作班員(放水砲要員)	9名
想定要員数 合計		82人

(2) 防護具類及び除染資材の予定保管数

防護具類及び除染資材の予定保管数については、表 11-2-1 の緊対所の要員数を考慮し使用時の破損等を考慮する必要があるタイベック等については 1.5 倍の余裕を考慮し配備する。

(3) 放射線計測器の予定保管数

放射線計測器の予定保管数については、使用目的、使用する要員数及び予備台数から予定保管数を決め、配備する。

a. ポケット線量計

(a) 使用目的

事故発生後の要員に対する外部被ばく線量を測定するために使用する。

(b) 予定保管数

ポケット線量計は 1 人 1 台携帯することになり、原子力災害活動に従事する要員の線量管理を行う上で外部被ばく線量の測定は必須であることから、故障等により使用ができない状態も考慮し、表 11-2-1 の緊対所の要員数から 1.5 倍の余裕を考慮し 140 台配備する。

b. GM 汚染サーベイメータ

(a) 使用目的

現場作業要員等（以下、「要員」という。）の身体に放射性物質が付着していないことの確認及び緊対所内の表面汚染密度等を定期的（1 回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

GM 汚染サーベイメータの具体的な使用方法は、緊対所（指揮所及び待機所の 2 箇所）入口に設置するチェンジングエリア内のスクリーニングエリアにおいて、緊対所に入室する要員の身体測定を放管班員 2～4 名（1～2 名／箇所）で、緊対所内における定期的（1 回／日以上）な表面汚染密度の測定を放管班員 2 名（1 名／箇所）で行うことを想定している。

このため、最大使用人数（4 名）から 4 台配備が必要となるが、故障等により使用ができない状態も考慮し、予備機も含め 10 台配備する。

【参考】

●GM 汚染サーベイメータ

- ・測定範囲：0～ 1×10^5 cpm
- ・電 源：乾電池（単2型電池）4本 [連続100時間以上]



c. 電離箱サーベイメータ

(a) 使用目的

要員の過剰な被ばくを防止するために緊対所外の作業場所の環境線量当量率の測定及び緊対所内の線量当量率を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

電離箱サーベイメータの具体的な使用方法は、緊対所外の作業場所（T. P. 39 m 盤での緊対所周辺、T. P. 31 m 盤及び T. P. 10 m 盤での代替給水作業場所等）の環境線量当量率の測定を放管班員 1～2 名で、緊対所内における定期的（1回／日以上）な線量当量率の測定を放管班員 2 名（1名／箇所）で行うことを想定している。

原子力災害活動に従事する要員の線量管理を行う上で放射線測定は必須であることから、故障等により使用ができない状態も考慮し予備機も含め 10 台配備する。

【参考】

●電離箱サーベイメータ

- ・測定範囲：1 μ Sv/h～300 mSv/h
- ・電 源：乾電池（単3型電池）4本 [連続80時間以上]



(4) 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、チェンジングエリアは恒設化していることから、運用後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシートの張替え等も想定し保管する。

11-3 新設緊急時対策所に配備する放射線管理用資機材の保管数量の余裕の考え方について

新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）に配備する放射線管理用資機材については、緊対所に要員が7日間とどまると想定し緊対所の各建屋の放射線管理用資機材を使用する人数に7日間を乗じ、さらに余裕を見込み1.5倍し、単体の物（タイベック等）で870個、2個で1組の物（チャコールフィルタ等）は1,740個配備することとしている。

以下に、1.5倍の余裕を見込むことで放射線管理用資機材の配備数量が十分であることを整理する。

【放射線管理用資機材配備数量（例：単体の物（タイベックの場合））の根拠】

① 緊対所内には要員82人がとどまり活動する。

そのうち本部対策要員29名（災害対策本部要員25名＋事務局員2名＋技術班員2名）は緊対所内で指揮を行うことから放射性物質により汚染しているおそれがある緊対所外での作業には従事しない。

そのため、タイベックを着用する対象者は緊対所の外で作業をする53名である。

② タイベックを着用するのは、ブルーム通過後の緊対所外が放射性物質により汚染しているおそれがある場合からとなる。

緊対所外での活動は重大事故等発生後の2日目以降となり、53人全員が2回／日緊対所外で活動すると想定し、6日間連続してタイベックを使用した場合の必要数量は次のとおりとなる。

$$\cdot 53 \text{ 人} \times 2 \text{ 回} / \text{日} \times 6 \text{ 日間} = \underline{636 \text{ 着}}$$

①及び②のとおり、緊対所屋外での活動を想定しても、1.5倍の余裕を見込んだ配備数量（単体の物：870個、2個で1組の物：1,740個）で十分足りる配備数量となることから1.5倍の余裕を見込んでいる。

11-4 ガス濃度計等

新設緊対所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、新設緊対所（指揮所及び待機所）に以下に示す仕様のガス濃度計を配備する。

ガス濃度計の仕様

名称	仕様等
<p>酸素濃度計</p> 	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～40 vol% ・指示精度：±0.7 vol% ・電 源：単3形アルカリ乾電池2本【約5000時間（25℃、無警報、無照明）】 ・検知原理：隔膜ガルバニ電池式 <p>陽極（卑金属）と陰極（貴金属）が接している電解液に隔膜を介して酸素のを溶解させると、溶解した酸素量に比例した電流が発生する。隔膜を透過する酸素量は、測定ガスの酸素分圧に比例するので、電流を測定することで酸素濃度を知ることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管理目標：18 %以上（酸素欠乏症防止規則を準拠）
<p>二酸化炭素濃度計</p> 	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～9,999 ppm ・測定精度：±30 ppm か読取値の±5%の大きいほう ・電 源：単3形アルカリ電池4本【約24時間】 ・検知原理：非分散型赤外線吸収法（NDIR Non Dispersive InfraRed）センサ <p>赤外線源より照射された赤外線は広域の波長を含んでおり、ガスセルの中のガスによる吸収で、そのガス特有の波長の赤外線は、ガス濃度に応じた割合で減衰する。</p> <p>このガスの吸収波長と吸収の影響を受けない参照波長でのセンサーからの信号を比較することで、ppmレベルでの高精度な分析・検知ができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用範囲：0.0～0.5 %以下（空気浄化装置運転時） <li style="padding-left: 2em;">0.0～1.0 %以下（空気ボンベ加圧時）

12. 要員

12-1 新設緊急時対策所の想定収容人数とその運用について

(1) 新設緊急時対策所の要員数について

泊発電所3号炉の新設緊急時対策所の要員数は、発電所での重大事故や大規模損壊が発生した場合、1週間にわたり重大事故等の対処活動を指揮、実行できるよう、必要な要員を配置することとし、これらの要員が新設緊急時対策所にある程度の期間要員が滞在できるものとする。

配置にあたっては、必要な指揮を行う本部長や各機能班長などの対策本部要員、事故の拡大防止に必要な措置を行う各工作班等や放射線管理を行う放管班などの各機能班員が配置される。

a. 想定収容要員数の考え方

新設緊急時対策所の想定収容要員数の決定にあたっての基本条件は次のとおり。

- ・ 3号炉において重大事故が発生し、格納容器の破損等により大量の放射性物質が外部に漏洩すること
- ・ 対策本部要員は長期間対応のため、各班長の交代を考慮する
- ・ 初動対応要員は事故の対応を行うとともに、機械工作班は放水砲の準備及び放水を行うこと
- ・ 初動対応要員やその他の活動をしている要員はプルーム通過時に新設緊急時対策所に退避すること
- ・ 1、2号炉については、プラント停止中であり、状態監視に必要な要員を確保する
- ・ 活動に必要なない要員は発電所より退避すること

b. 新設緊急時対策所想定収容要員の内訳について

格納容器の破損等により大量の放射性物質が漏洩し、放射性プルーム通過時において、新設緊急時対策所にとどまり事故等に対処する要員と内訳は次のとおり。

対策本部	発電所防災組織に定める、本部長、副本部長、本部委員、各班長と、新設緊急時対策所内で交代、代行を行なうための要員として、副班長で構成する。	25名
運転班 (当直員)	運転操作に必要な当直員については、プルーム通過時に新設緊急時対策所に退避する。 (3号炉：全員、1、2号炉：5名)	11名
機能班	(初期対応要員) 格納容器過圧破損などの事故に対応できる要員：17名(当直員、当番者9名を除く) (放水砲要員) 放射性物質の拡散を抑制する放水砲の準備及び放水監視のための要員：9名 (給油作業員) 発電機に必要な燃料の給油を行う要員：6名 (各機能班員) 事務局：2名、放管班：10名、技術班：2名	46名
	合計	82名

(内訳)

初動対応要員 26名を で示す。

本部長他 [10]

本部長 (所長) [1]

副本部長 (所長代理) [1]

委員 (炉主任 [3]、技術系次長 [2]、品質保証室長、発電室長、教育センター長) [8]

各機能班長、副班長 [15] ※各班は班長、副班長が交代できる体制とする

事務局長 (運営課長)、幹事 (運営課副長) [2]

業務支援班長 (事務系次長)、副班長 (事務系次長) [2]

放管班長 (安全管理課長)、副班長 (安全管理課副長) [2]

技術班長 (技術課長)、副班長 (技術課副長) [2]

運転班長 (発電室課長)、副班長 (発電室長兼務) [1]

電気工作班長 (電気保修課長)、副班長 (制御保修課長) [2]

機械工作班長 (機械保修課長)、副班長 (機械保修課副長) [2]

土木建築工作班長 (土木建築課長)、副班長 (土木建築課副長) [2]

災害対策要員として当番者 3名を含む

事務局 [16]

事務局員（運営課員） [2]

災害対策要員（消防）（協力会社） [8]

給油作業員（運営課員、教育センター員） [6]

放管班 [10]

放管班員（安全管理課員） [10]

技術班 [2]

技術班員（技術課員） [2]

運転班 [11]

運転班員（3号炉当直員） [6]

運転班員（1、2号炉当直員） [5]

機械工作班、電気工作班 [16]

災害対策要員（電源、給水等）（社員） [3]

災害対策要員（電源、給水等）（協力会社） [4]

放水砲要員（放水砲準備、放水）（機械係課員、協力会社） [9]

土木建築工作班 [2]

災害対策要員（瓦礫撤去、給油ホース接続）（協力会社） [2]

e. (2) 新設緊急時対策所の運用について

a. 新設緊急時対策所要員の参集の考え方

原子力災害に至る可能性がある事象の場合は、指揮通報を行う災害対策本部要員及び事務局員が新設緊急時対策所に移動、参集し対策本部を立ち上げる。対策本部は事象の情報収集、対策の検討、決定を行い、新設緊急時対策所外に待機している各機能班員に必要な指示を行う。

また、夜間休日の場合、災害対策本部要員である副原子力防災管理者（技術系次課長）が当番者として発電所に常駐しており、災害対策本部を指揮するとともに、携帯電話等により召集された本部要員が宮丘地区より新設緊急時対策所に参集する。

b. 初動対応要員について

初動対応要員は発電課長（当直）からの指示等に基づき、必要な初動対応を実施する。なお、事象発生後、召集されまたは自動参集で発電所に集まった召集要員が必要に応じて応援、交代を実施する。なお、初動対応が終了し、発電所対策本部が設置されている場合は、本部の指示に従う。

c. 放射性物質の大量放出が想定される場合の要員の退避について

放射性物質の大量放出が想定される場合、対策本部長は初動対応要員や発電所でその他の活動をしている要員に対し、新設緊急時対策所もしくは発電所敷地外への退避を指示する。

d. 要員の交代について

新設緊急時対策所の要員については、長期間の対応が可能となるよう、各班の班長については副班長が交代して業務を遂行できるようにする。また、事象が安定している場合には、事象進展やプルームの拡散状況、発電所外での放射線量率等を参考にし、適宜発電所外で対応している各機能班員などと交代を実施する。なお、高濃度の放射性プルームが放出されている期間については、被ばく低減の観点から、要員は新設緊急時対策所及び発電所外に退避し、要員の交代は行わない。

新設緊急時対策所内の要員は、対策所内において必要に応じて適宜、仮眠等の休養をとることとする。

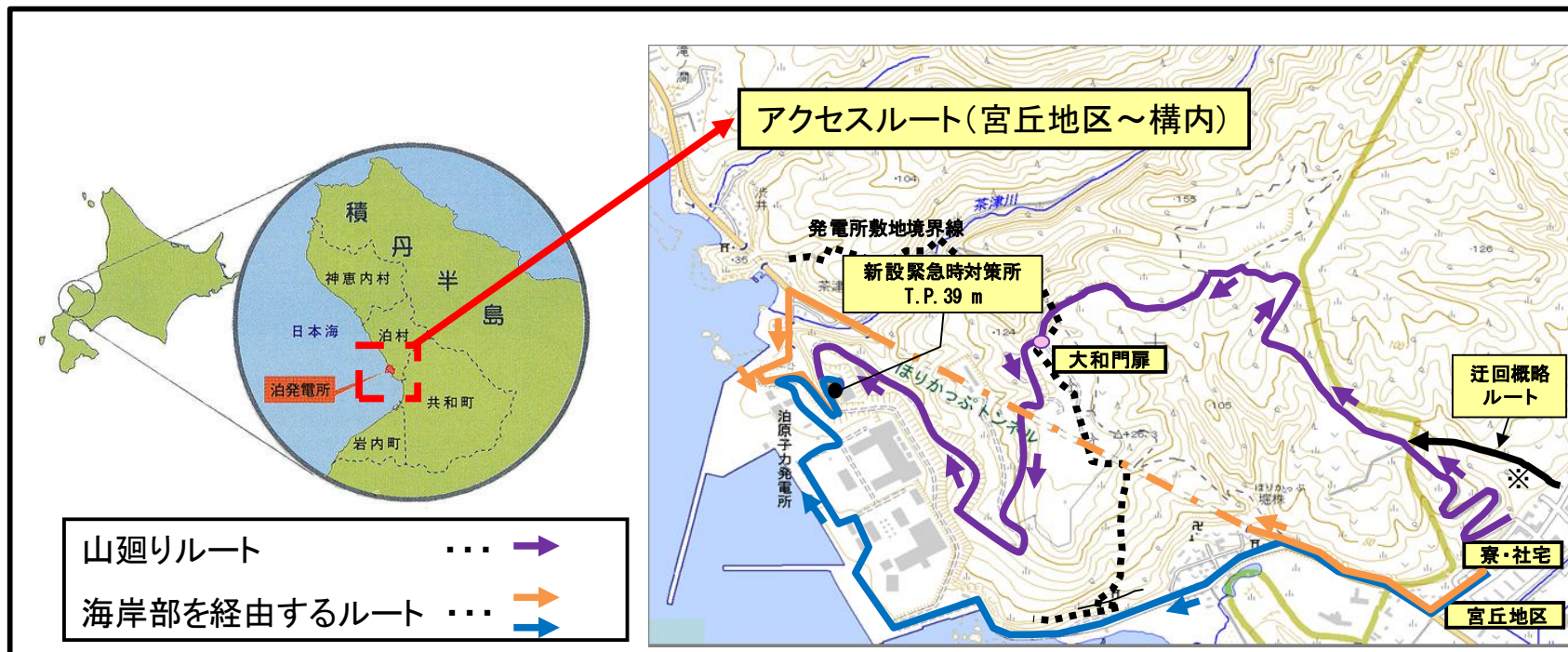
また、初動対応など災害対策にあたる作業員については、発電所外に待機している作業要員と適宜交代をする。

12-2 要員の参集について

○夜間、休日における原子力災害対策要員の非常召集及び参集（放射性物質放出事象発生時）

非常召集の連絡	参集の準備	参集の開始
<p>○原子力災害対策指針の「警戒事態」に該当する事象が発生した場合、電話等により非常召集の連絡を行う。</p> <p>【発電所構内】</p> <div style="text-align: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">当直課長</div> <p>↓</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">当番者</div> <p>↓</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <p>【発電所構外】</p> <p>↓</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">各班長への非常召集</div> <p>↓</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">各班員への非常召集</div> <p>(協力会社へも非常召集の連絡)</p> </div> <p>○地震発生時（発電所周辺において震度 5 弱以上）または大津波警報発令時（泊発電所前面海域）の場合は自動的に参集する。</p>	<p>○召集される要員（協力会社含む）は最寄の集合場所に集合し、発電所までの参集準備を行う。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <ul style="list-style-type: none"> ・第1 集合場所：宮丘寮 ・第2 集合場所：北電体育館 ・第3 集合場所：柏木寮 </div> <p>○参集に係る統括及び確認・調整は各班の副班長が行い、その内容は次のとおりとする。</p> <p>①発電所内に設置された原子力災害対策本部と参集に係る確認・調整を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所の状況、参集人数、必要な装備等 ・集合した要員の確認（人数、体調等） ・服装、参集時の持参品（通信設備、懐中電灯等） ・放射線防護具等（防護服、マスク、個人線量計） ・天候、災害情報等 <p><u>※放射線防護具等は宮丘寮及びクローラ車（宮丘地区への津波来襲を考慮し高台に配置）内に配備しており、発電所対策本部の指示に基づき装備する。</u></p> <p>②予め定めている参集ルートの中から、天候、災害情報等を踏まえ発電所へ入構する際に開放される門扉の選定も含め、原子力災害対策本部と調整し最適なルートを選定する。</p> <p>③発電所に移動する際の移動手段について原子力災害対策本部と調整し確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・社有車、自家用車、徒歩等 	<p>○参集の開始</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力災害対策本部要員（本部長、原子炉主任技術者、各班長等）及びその他必要な要員は発電所構内に向け参集を開始する。 ・残る要員は、集合場所で待機し原子力災害対策本部の指示に従う。 <p>○参集時の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> ・携帯電話等を使用し、原子力災害対策本部へ参集の状況等を適宜連絡する。 ・原子炉主任技術者は、通信連絡手段により必要の都度原子炉施設の運転に関し保安上の指示を行う。 <p>○発電所への入構</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所入構前の門扉にて発電所構内の情報入手する。 ・原子力災害対策本部要員は、新設緊急時対策所へ移動する。 ・その他必要な要員は、緊急時対策所、または発電所対策本部が指示する場所へ移動する。

○泊発電所への要員の参集



86

災害対策要員		荒天時の参集所要時間(山廻りルート)			
	技術系社員	距離	所要時間		
			徒歩*	車両 (参考)	
宮丘地区	325名	宮丘地区 ⇒大和門扉	約3.5 km	63分	14分
地元4ヶ町村	104名	大和門扉⇒ 新設緊急時対策所	約2.0 km	25分	5分
合計	429名	合計	約5.5 km	88分	19分

(平成25年7月17日現在)

※条件...夜間、強風、天候:雪(吹雪模様)、気温:-6.8°C、
登坂部(※)が使用不能となり、一部の道路を大きく迂回して通行の場合

12-3 新設緊急時対策所への参集要員の動線について

(1) アクセスルートの概要

重大事故等の発生時には新設緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）に対策要員が参集する。総合管理事務所、宮丘地区から新設緊急時対策所へのアクセスルートは、A～Fルートの6ルートがあり、通行可能なルートを選定することでアクセスの多様性が確保できる。

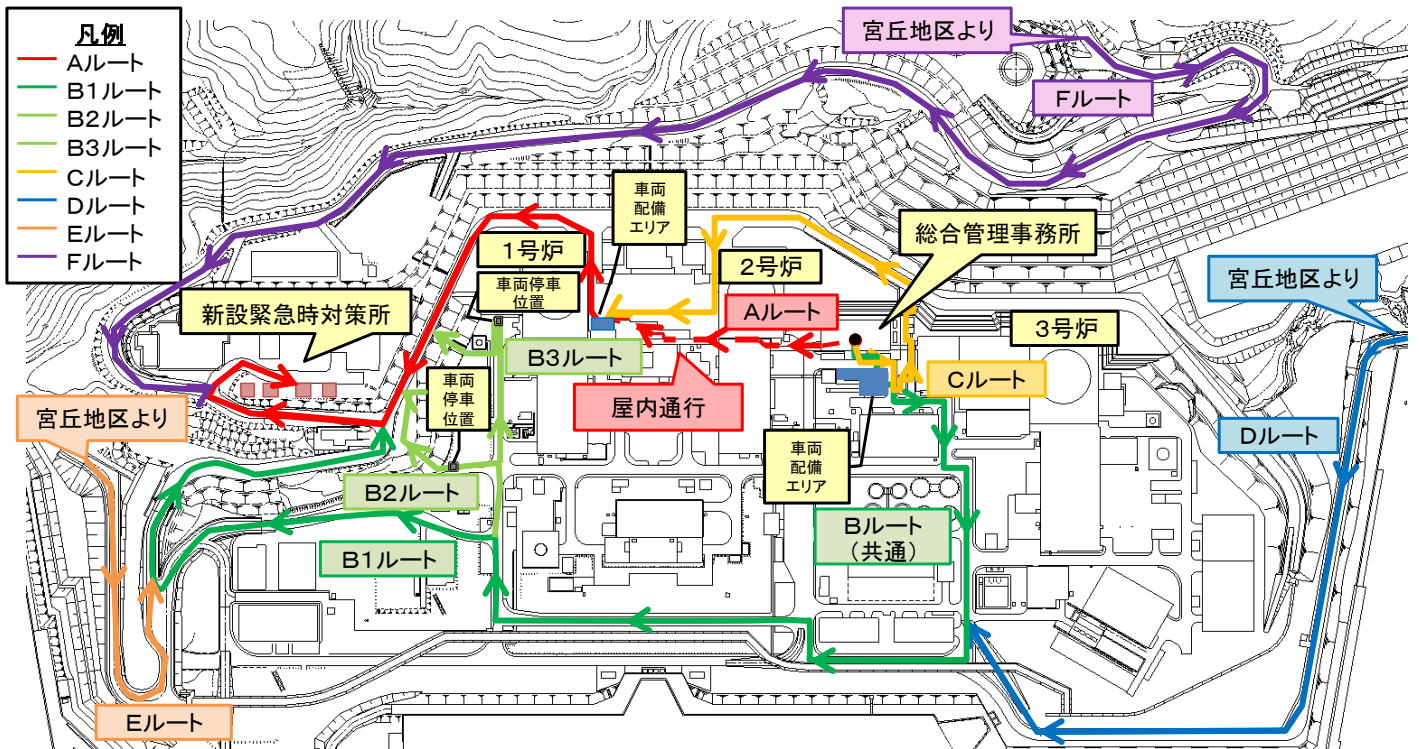


図 12-3-1 新設緊急時対策所への移動経路図

(2) Aルートについて

Aルートは、総合管理事務所（以下、「SB」という。）から2号炉タービン建屋及び1、2号炉原子炉補助建屋を経由し、1、2号炉原子炉補助建屋 T.P. 32 m から屋外に出て、屋上に配備してある車両に乗車して緊対所に向かう経路である。



図 12-3-2 Aルートの移動経路図

(3) Bルートについて

Bルートは、SB1階から屋外に出たのち、SB前に配備してある車両に乗車し、緊対所に向かう経路である。なお、Bルートは、途中で3ルート（B1、B2、B3）に分岐しているが、B1ルートを基本とする。B2、B3ルートについては、何らかの要因により、B1ルートが通行不能となっている場合の代替ルートとして使用する。

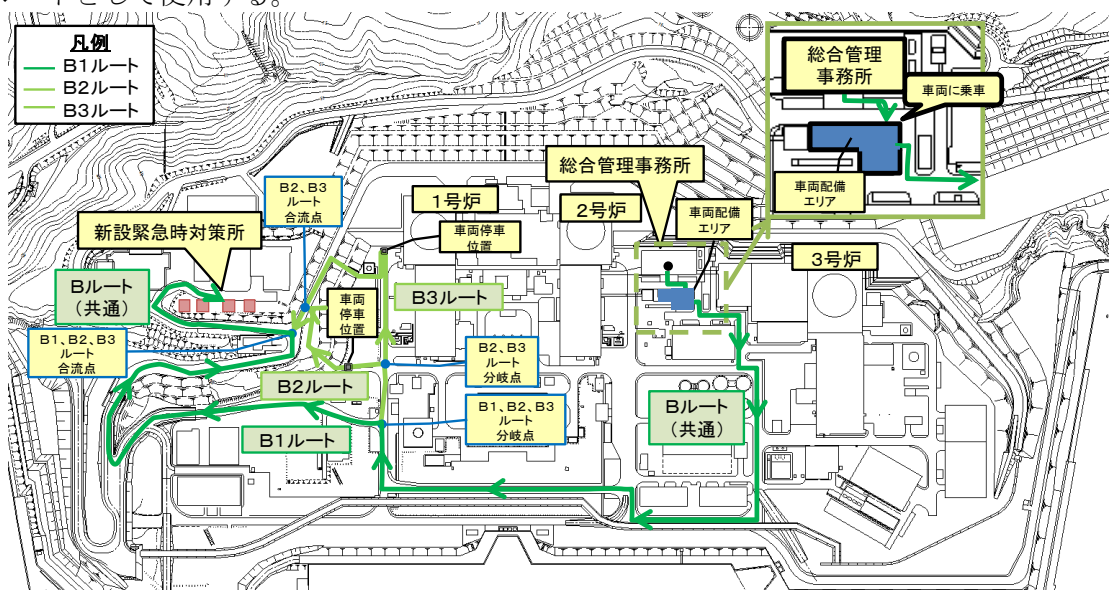


図 12-3-3 Bルートの移動経路図

(4) Cルートについて

Cルートは、SB1 階から屋外に出たのち、3号炉出入管理建屋付近のバックフィル斜面に設置されている梯子を登って T.P.32 m へと移動し、その後、1、2号炉原子炉補助建屋の屋上 (T.P.32 m) の配備してある車両に乗車して緊対所に向かう経路である。

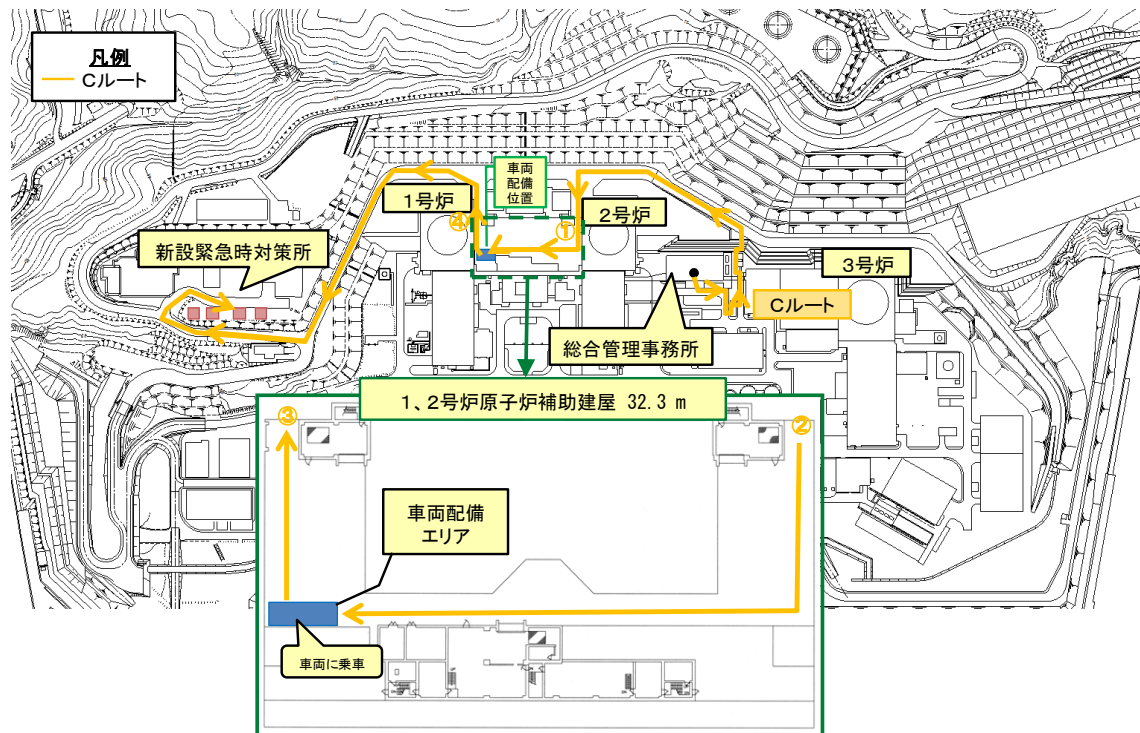


図 12-3-4 Cルートの移動経路図

12-4 新設緊急時対策所の設置の考え方について

原子力災害に至る可能性がある事象（原子力災害対策特別措置法に基づく通報連絡を行うような状況）においては、新設緊急時対策所で対応することとなる。

新設緊急時対策所の設置については、原子力災害対策特別措置法第 10 条事象に至る前の段階である、原子力災害対策指針に定められる「警戒事態」に該当する事象等が発生したタイミングとする。

原子力災害対策指針（平成 25 年 9 月 5 日全部改正）抜粋

		現行の原災法等における基準を採用した当面のEAL	緊急事態区分における措置の概要
緊急事態区分	警戒事態	原子力規制委員会初動マニュアル中の特別警戒事象を採用 ①原子力施設等立地道府県 ^{※1} において、震度6弱以上の地震が発生した場合 ②原子力施設等立地道府県 ^{※1} において、大津波警報が発令 ^{※2} された場合 ③東海地震注意情報が発表された場合 ^{※3} ④原子力規制庁の審議官又は原子力防災課事故対処室長が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等 ^{※4} ⑤その他原子力規制委員長が原子力規制委員会原子力事故警戒本部の設置が必要と判断した場合	体制構築や情報収集を行い、住民防護のための準備を開始する。
	施設敷地緊急事態	原災法10条の通報すべき基準を採用（一部事象については、全面緊急事態に変更） ①原子炉冷却材の漏えい。 ②給水機能が喪失した場合の高圧注水系の非常用炉心冷却装置の付作動。 ③蒸気発生器へのすべての給水機能の喪失。 ④原子炉から主復水器により熱を除去する機能が喪失した場合の残留熱除去機能喪失。 ⑤全交流電源喪失（5分以上継続） ⑥非常用直流母線が一となった場合の直流母線に電気を供給する電源が一となる状態が5分以上継続。 ⑦原子炉停止中に原子炉容器内の水位が非常用炉心冷却装置が作動する水位まで低下。 ⑧原子炉停止中に原子炉を冷却するすべての機能が喪失。 ⑨原子炉制御室の使用不能。	PAZ内の住民等の避難準備、及び早期に実施が必要な住民避難等の防護措置を行う。
	全面緊急事態	原災法15条の原子力緊急事態宣言の基準を採用（一部事象については、原災法10条より変更） ①原子炉の非常停止が必要な場合において、通常の中性子の吸収材により原子炉を停止することができない。 ②原子炉の非常停止が必要な場合において、原子炉を停止する全ての機能が喪失。 ③全ての非常用炉心冷却装置による当該原子炉への注水不能。 ④原子炉格納容器内圧力が設計上の最高使用圧力に到達。 ⑤原子炉から残留熱を除去する機能が喪失した場合に、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失。 ⑥原子炉を冷却する全ての機能が喪失 ⑦全ての非常用直流電源喪失が5分以上継続 ⑧炉心の溶融を示す放射線量又は温度の検知。 ⑨原子炉格納容器内の照射済み燃料集合体の露出を示す原子炉格納容器内の液位の変化その他の事象の検知。 ⑩残留熱を除去する機能が喪失する水位まで低下した状態が1時間以上継続。 ⑪原子炉制御室等の使用不能。 ⑫照射済み燃料集合体の貯蔵槽の液位が、当該燃料集合体が露出する液面まで低下。 ⑬敷地境界の空間線量率が5 μ Sv/hが10分以上継続。 ^{※5}	

※1 北海道、青森県、宮城県、福島県、茨城県、神奈川県、静岡県、新潟県、石川県、福井県、大阪府、岡山県、鳥取県、島根県、愛媛県、佐賀県、鹿児島県。ただし、北海道については、後志総合振興局管内に限る。上斎原については、鳥取県も岡山県と同等の扱いとする。また、鹿児島県においては、薩摩川内市（甕島列島を含む）より南に位置する島嶼を除く。

※2 施設が津波の発生地域から内陸側となる、岡山県及び北海道太平洋沖に発令された場合を除く。

※3 中部電力株式会社浜岡原子力発電所を警戒事態の対象とする。

※4 想定される具体例は次のとおり

- ・非常用母線への交流電源が一系統（例えば、原子炉の運転中において、受電している非常用高圧母線への交流電源の供給が一つの電源）になった場合
- ・原子炉の運転中に非常用直流電源が一系統になった場合
- ・1次冷却材中の放射性ヨウ素濃度が所定の値を超えた場合
- ・原子炉水位有効燃料長上端未満
- ・自然災害により次の状況となった場合
 - －プラントの設計基準を超える事象
 - －長期間にわたり原子力施設への侵入が困難になる事象

※5 落雷及び明らかに当該原子力施設以外の施設による放射性物質の影響がある場合は除く。

13 被ばく評価

13-1 新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について

表 13-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/2)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	放射性物質の大気中への放出割合が東京電力福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故	審査ガイドに示されたとおり設定。	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
炉心熱出力	3号炉定格出力 (2,652MWt) の102%	定常誤差を考慮した上限値として設定。	同上
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX 燃料)	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定。	同上
サイクル数 (バッチ数)	4 (ウラン燃料) 3 (MOX 燃料) 3/4 : ウラン燃料 1/4 : MOX 燃料		同上

表 13-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	Xe 類 : 97% I 類 : 2.78% Cs 類 : 2.13% Te 類 : 1.47% Ba 類 : 0.0264% Ru 類 : $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce 類 : $1.51 \times 10^{-4}\%$ La 類 : $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定。	4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類 : 97% ヨウ素類 : 2.78% (CsI : 95%、無機ヨウ素 : 4.85%、有機ヨウ素 : 0.15%) (NUREG-1465 を参考に設定) Cs 類 : 2.13% Te 類 : 1.47% Ba 類 : 0.0264% Ru 類 : $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce 類 : $1.51 \times 10^{-4}\%$ La 類 : $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素 : 95% 無機よう素 : 4.85% 有機よう素 : 0.15%	審査ガイドに示されたとおり設定。	同上
放出開始時刻	24 時間後	審査ガイドに示されたとおり設定。	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する。
放出継続時間	希ガス : 1 時間 その他 : 10 時間	短時間で放出する気体の希ガスと、よう素及びその他核種の放出挙動の違いを考慮。(補足説明資料 13-3 参照)	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する。
事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり設定。	3. 判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

表 13-1-2 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (7日積算)

評価項目		評価結果
希ガス	Gross 値	約 6.8×10^{18} Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値	約 1.3×10^{18} Bq
よう素	Gross 値	約 2.4×10^{17} Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.6×10^{16} Bq
セシウム	Gross 値	約 2.1×10^{16} Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 6.4×10^{16} Bq

表 13-1-3 大気拡散条件 (1/3)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価 モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定。	4.2(2)a. 放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月) (地上風を代表する観測点(地上約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(地上約10m)の気象データを使用。 審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象資料を使用。(補足説明資料13-4参照)	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。
放出源 及び 放出源高さ	地上 0m	審査ガイドに示されたとおり設定。	4.4(4)b. 放出源高さは地上放出を仮定する。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	審査ガイドに示された方法に基づき設定。	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。

表 13-1-3 大気拡散条件 (1/3) 大気拡散条件 (2/3)

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	3号炉原子炉格納容器	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	格納容器から指揮所用空調上屋への最近接点 (外壁北東部)	審査ガイドに示されたとおり設定。 (図 13-1-1 参照)	4.2(2)b. 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。

表 13-1-3 大気拡散条件 (1/3) 大気拡散条件 (3/3)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	2方位 (NW, NNW)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定。(図 13-1-1 参照)	4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	3号炉原子炉格納容器の 垂直な投影面積 (2,700m ²)	審査ガイドに示されたとおり設定。 保守的に最小面積をすべての方位に適用。(図 13-1-2 参照)	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。

97

表 13-1-4 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 ^{※1} (m)	着目方位数	評価方位 (着目方位)	相対濃度 ^{※2} χ/Q (s/m ³)	相対線量 ^{※3} D/Q(Gy/Bq)
指揮所用空調上屋 の外壁北東部	610m	2	NW, NNW	9.4×10^{-5}	7.0×10^{-19}

※1 放出源から評価点までの水平距離。

※2 相対濃度は「外気から新設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」及び「大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質による新設緊急時対策所内での被ばく」の評価に使用。

※3 相対線量は「大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による新設緊急時対策所内での被ばく」の評価に使用。

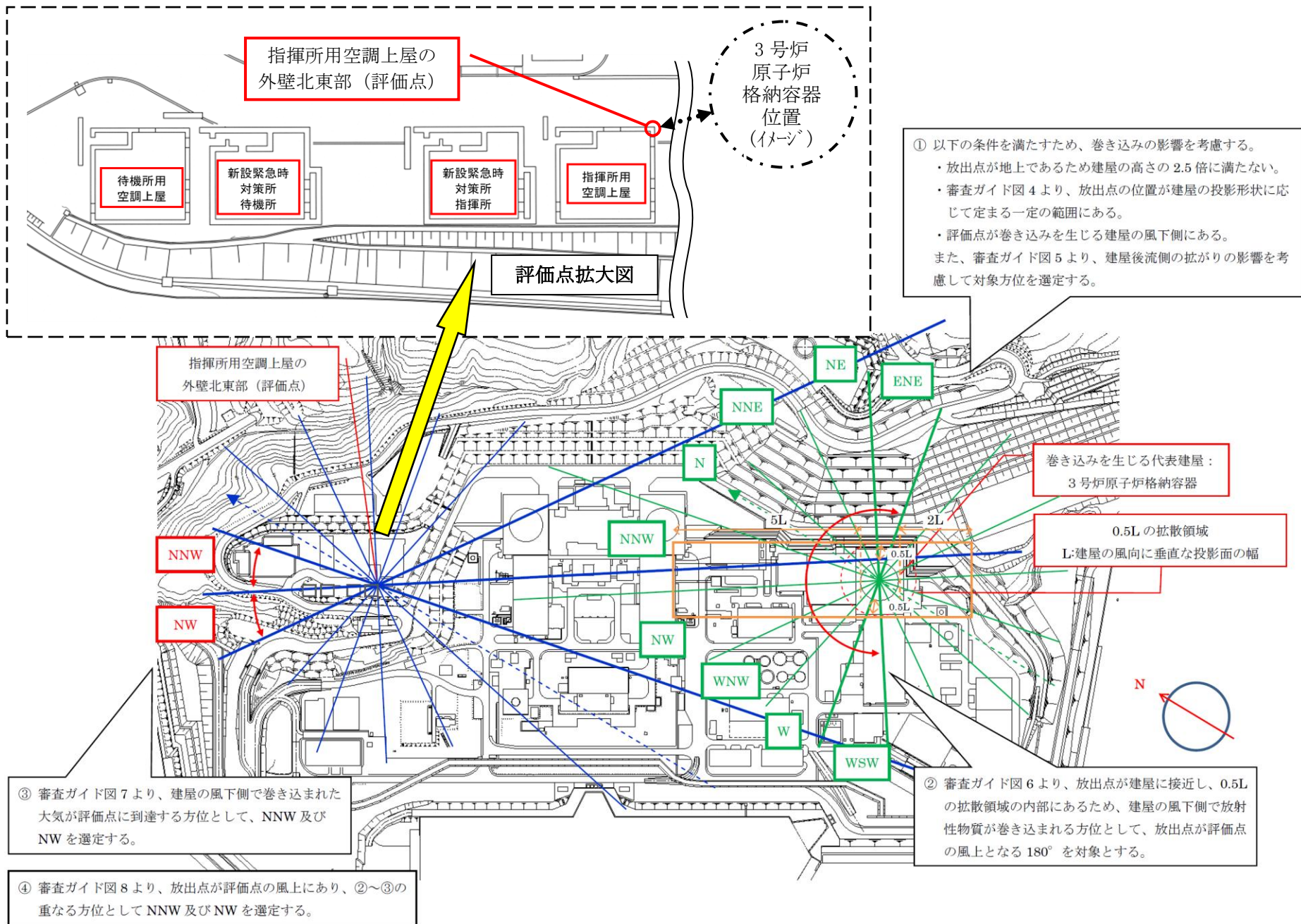


図 13-1-1 着目方位決定図

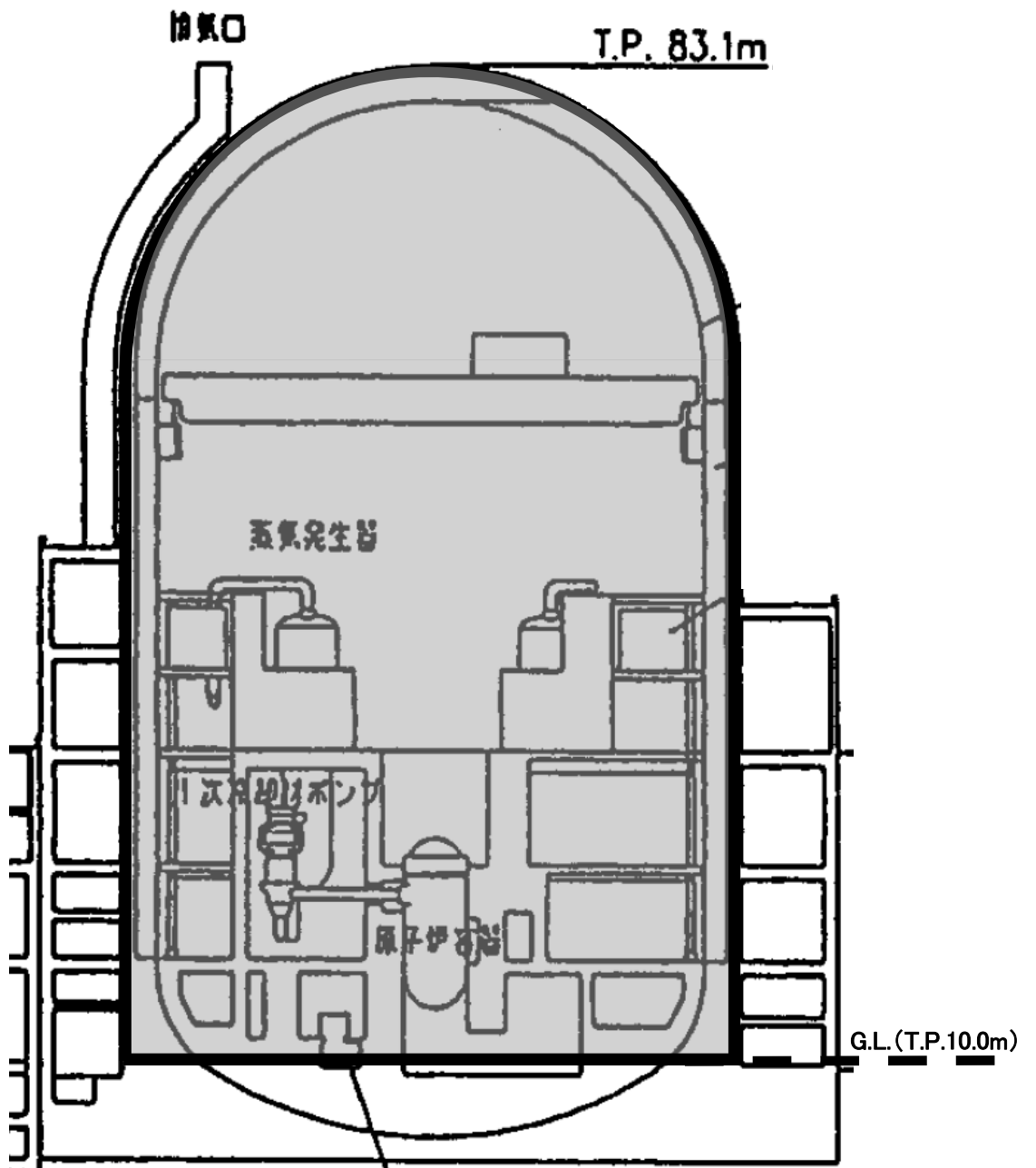


図 13-1-2 3号炉原子炉格納容器の投影面積

表 13-1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 (1/2)

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載	
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様* *新設緊急時対策所の評価では、原子炉建屋内へ放射性物質を閉じ込めた方が保守的となるため、原子炉格納容器破損による線源強度の減少効果は無視した。			
	原子炉格納容器内への放出割合	NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に設定。	審査ガイドに示されたとおり設定。 (補足説明資料 13-5 参照)	4.4(5)a. 福島第一原子力発電所並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。 ➤NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晚期圧力容器内放出）を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉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。	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定。	同上

表 13-1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 (1/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 (2/2)

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
外部遮蔽厚さ	円筒部 : 1.0m ドーム部 : 0.3m (最薄部)	原子炉格納容器 (外部遮蔽) の厚さはドーム部 0.3m~1.0m、円筒部 1.0m でモデル化。 設計値に施工誤差 (-5mm) を考慮。	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
新設緊急時対策所遮蔽厚さ	【指揮所及び待機所】 壁 : 0.85m 天井 : 0.65m 床 : 1.5m	施工誤差 (-5mm) を考慮。	同上
計算モデル 直接線量・スカイシャイン線量評価コード	直接線量評価 : QAD コード スカイシャイン線量評価 : SCATTERING コード	QAD 及び SCATTERING は共に 3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。	4.1②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。

表 13-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
建屋内の積算線源強度（3号炉）（7日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.6×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.9×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	2.6×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.0×10^{12}

表 13-1-7 新設緊急時対策所換気設備条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>新設緊急時対策所 換気設備運転モード</p>	<p>事故後 25 時間以降： 放射性物質をフィルタにより低減しながら新設緊急時対策所内に外気を取り入れる運転モード</p>	<p>事故後 24 時間から 25 時間は、新設緊急時対策所内をポンベ加圧し、事故後 25 時間以降は、外気取入を行う。</p>	<p>4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</p> <p>4.4(3)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p>
<p>可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット よう素フィルタ、微粒子フィルタによる除去効率</p>	<p>有機よう素：99.75% 無機よう素：99.99% エアロゾル：99.99%</p>	<p>フィルタを2段直列に設置することを考慮し、設計上期待できる値を設定。</p>	<p>4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p>
<p>新設緊急時対策所の空気流入率</p>	<p>0回/h</p>	<p>空気ポンベによって新設緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて新設緊急時対策所内を加圧するため、フィルタを通らない空気流入はないものとする。</p>	<p>4.2(1)b. 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>

表 13-1-8 新設緊急時対策所における緊急時対策条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
マスクの着用	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、それらにより基準以下となる場合は、評価における着用を考慮しないこととした。	3. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
安定ヨウ素剤	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、それらにより基準以下となる場合は、評価における服用を考慮しないこととした。	3. 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。
交替要員の考慮	考慮しない	高線量率となるプルーム通過中は交替しない。 プルーム通過後は、予め計画するよりも防災時の避難の考え方と同様に、実汚染状況に応じた放射線管理を伴い交替を行うのが現実的なため、本評価においては交替時の被ばくを考慮しない。	同上

表 13-1-9 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づく。	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく。	呼吸率について、記載なし。
地表への沈着速度	1.2cm/s	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)の4倍を設定。 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※1} より設定。(補足説明資料13-6 参照)	4.2(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

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

13-2 新旧緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価条件及び評価結果比較

表 13-2-1 新旧緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価条件差異比較

評価項目	評価条件	(新) 新設緊急時対策所使用値	(旧) 3号炉用緊急時対策所使用値
大気拡散条件	放射性物質濃度の評価点	格納容器から指揮所用空調上屋への最近接点（外壁の北東部）	3号炉用緊急時対策所に隣接する1, 2号炉中央制御室中心
	着目方位	2方位（NW、NNW）	1方位（NNW）
	空気流入の扱い	—	外気から建屋内への流入及び拡散による放射性物質の低減効果を考慮
相対濃度	相対濃度	$9.4 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$	$2.1 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$
相対線量	相対線量	$7.0 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$	$1.6 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$
直スカ 評価条件	遮蔽厚さ	【指揮所及び待機所】 壁：0.85m 天井：0.65m 床：1.5m	壁：0.6m 天井：0.6m 床：0.5m
緊急時対策所 換気設備条件	よう素フィルタ、微粒子フィルタによる除去効率	【可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタ（フィルタ2段直列）】 有機よう素：99.75% 無機よう素：99.99% エアロゾル：99.99%	【可搬型緊急時対策所空気浄化フィルタ】 有機よう素：95% 無機よう素：99% エアロゾル：99%
緊急時対策 条件	マスクによる 除染係数	—	50
中央制御室 換気設備条件	換気設備運転モード	—	事故後34時間まで： 事故時再循環モード 事故後34時間以降： 事故時外気取入モード
	よう素フィルタによる除去効率	—	95%
	微粒子フィルタによる除去効率	—	99%
	中央制御室の 空気流入率	—	0.6回/h

表 13-2-2 新旧緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果比較

			新設緊急時対策所 ^{※1} (新)	3号炉用緊急時対策所(旧)			
評価条件	建屋内拡散		なし	あり		なし	
	マスク着用		なし	あり	なし	なし	
	ボンベ加圧時間		1h	1h	1h	1h	
室内作業時の実効線量 (mSv)	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく		約 1.3×10^{-3}	約 1.6×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}	
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での被ばく		約 7.3×10^{-2}	約 1.6×10^{-4}	約 1.6×10^{-4}	約 1.6×10^{-4}	
	③外気から緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく	外部ガンマ線 実効線量	希ガス	0×10^0 ^{※2}	約 3.2×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 3.2×10^1
			よう素	約 4.4×10^{-3}	約 3.9×10^{-3}	約 3.9×10^{-3}	約 3.9×10^{-2}
			その他	約 9.3×10^{-4}	約 8.2×10^{-4}	約 8.2×10^{-4}	約 8.2×10^{-3}
		吸入実効線量	よう素	約 5.4×10^0	約 1.4×10^{-1}	約 2.3×10^0	約 2.3×10^1
			その他	約 2.4×10^0	約 6.3×10^{-2}	約 1.0×10^0	約 1.0×10^1
		小計		約 7.7×10^0	約 5.3×10^{-1}	約 3.6×10^0	約 6.5×10^1
④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緊急時対策所内での被ばく		約 4.3×10^0	約 3.8×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}		
合計 (①+②+③+④)			約 13	約 1	約 4	約 66 ^{※3}	

※1 被ばく経路毎の積算線量の時間変化を図 13-2-1 から図 13-2-7 に示す。

※2 希ガス放出期間中の空気ボンベ加圧に加え、新設緊急時対策所は専用建屋のため3号炉用緊急時対策所とは異なり、希ガス放出後も原子炉補助建屋内に残留する希ガスによる影響がないため、希ガスによる被ばくはない。

※3 新設緊急時対策所の評価条件と同様、建屋内拡散を見込まない場合の実効線量を参考に記載した。

経路① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による新設緊急時対策所内での被ばく

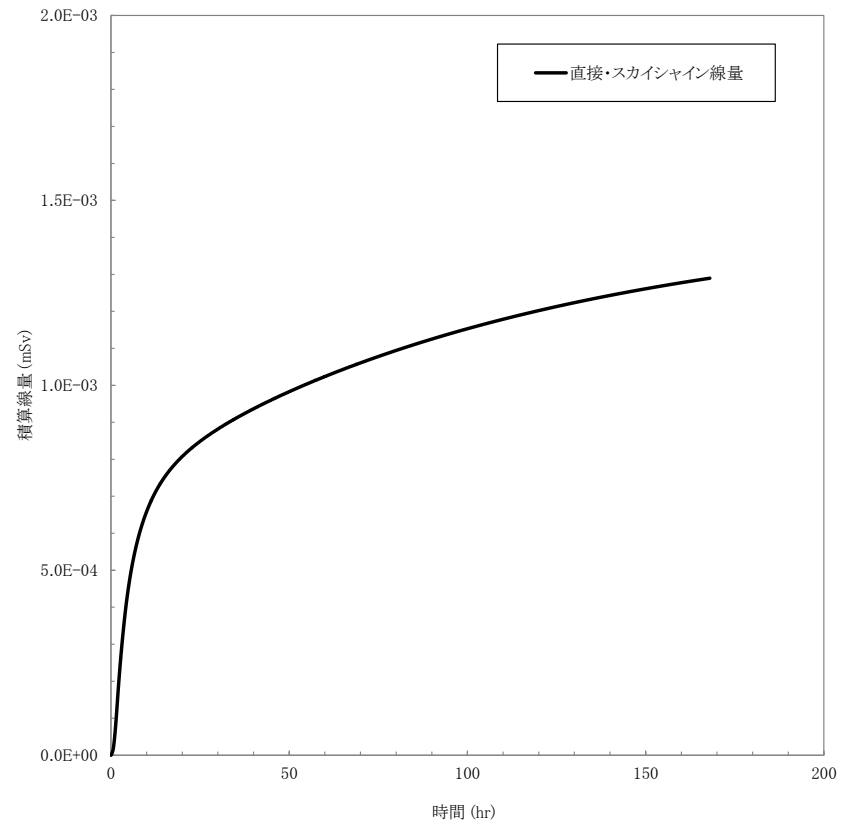


図 13-2-1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による新設緊急時対策所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)

経路② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による新設緊急時対策所内での被ばく

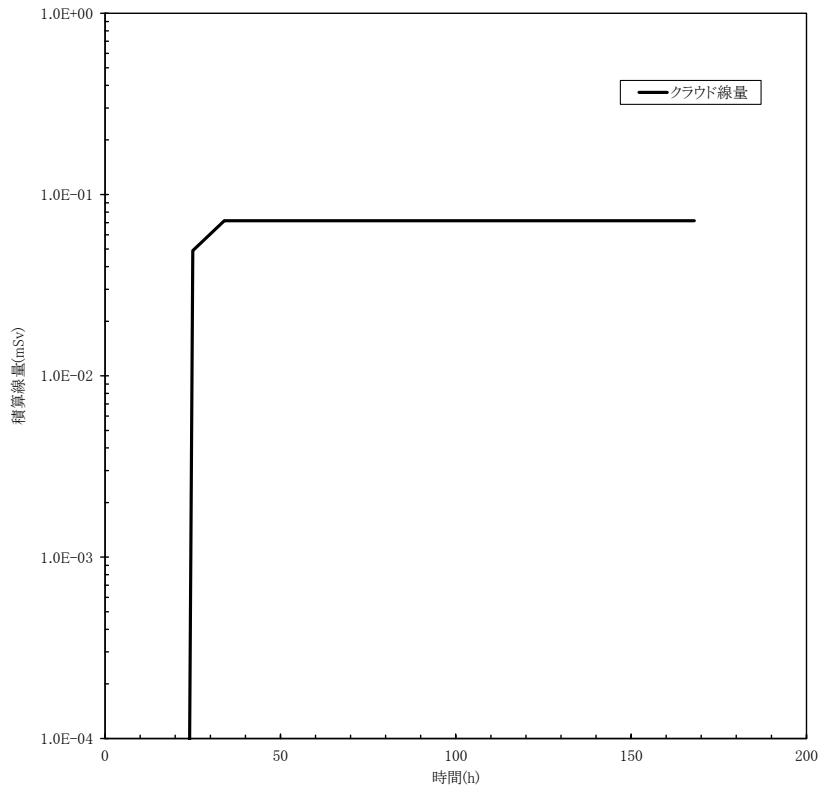


図 13-2-2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による新設緊急時対策所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)

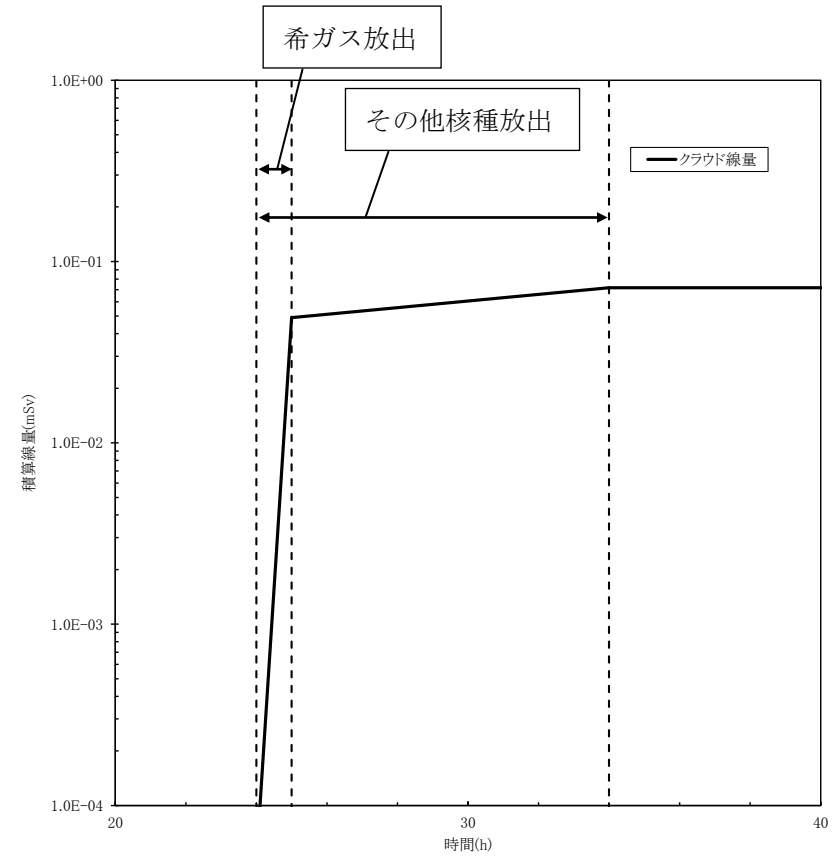


図 13-2-3 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による新設緊急時対策所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)

経路③ 外気から新設緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく

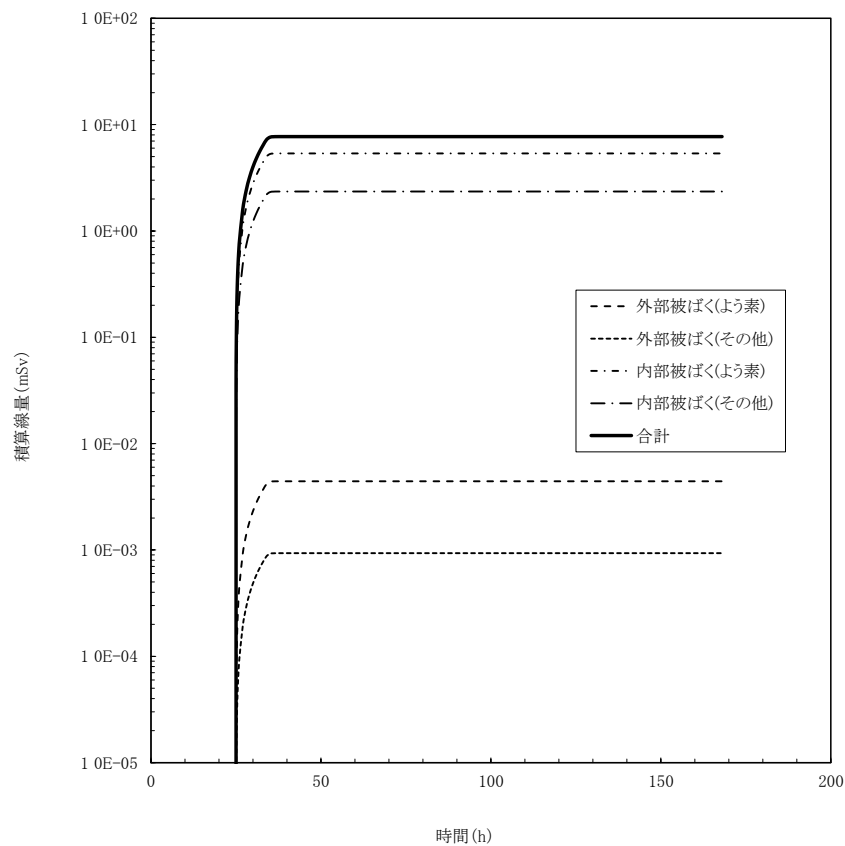


図 13-2-4 外気から新設緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による積算線量の時間変化(0-168 時間)

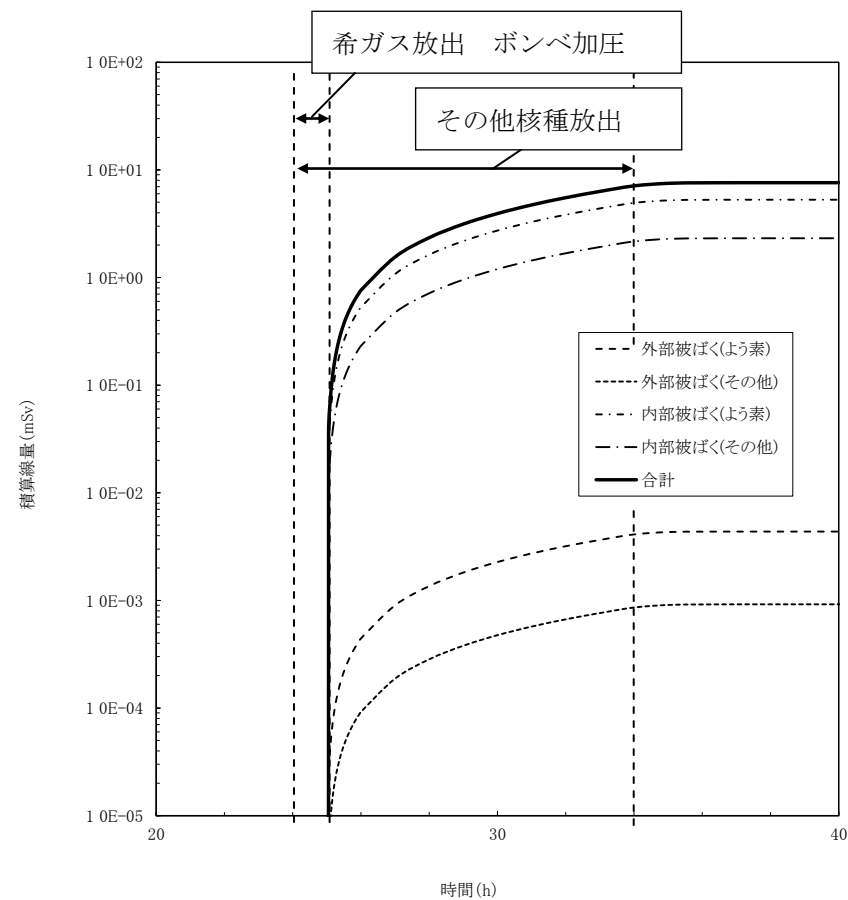


図 13-2-5 外気から新設緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による積算線量の時間変化(20-40 時間)

経路④ 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新設緊急時対策所内での被ばく

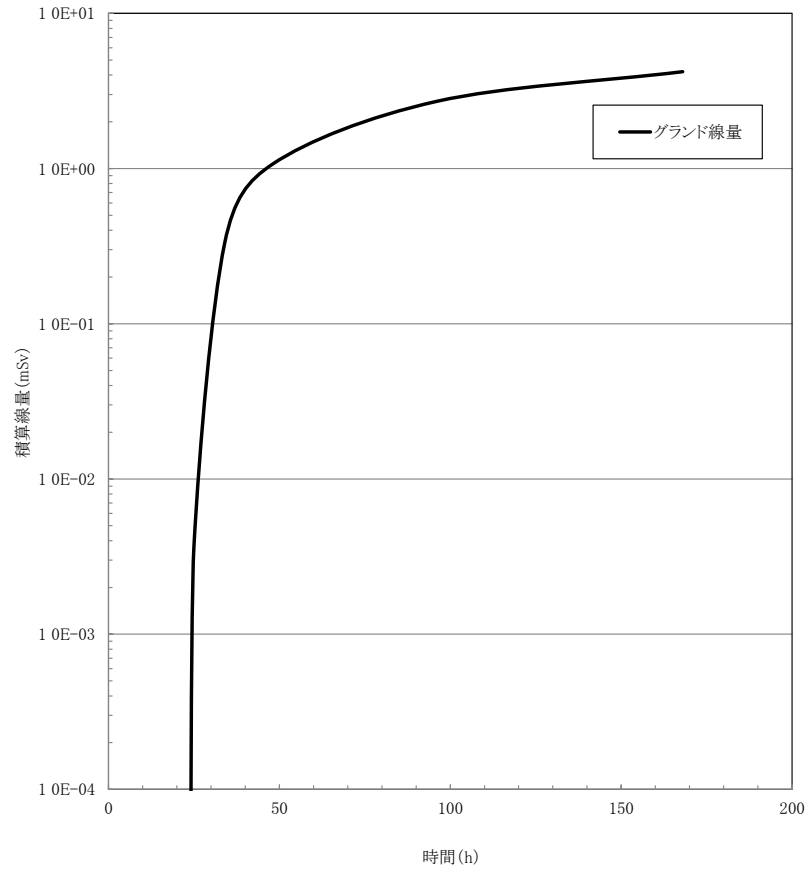


図 13-2-6 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による新設緊急時対策所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)

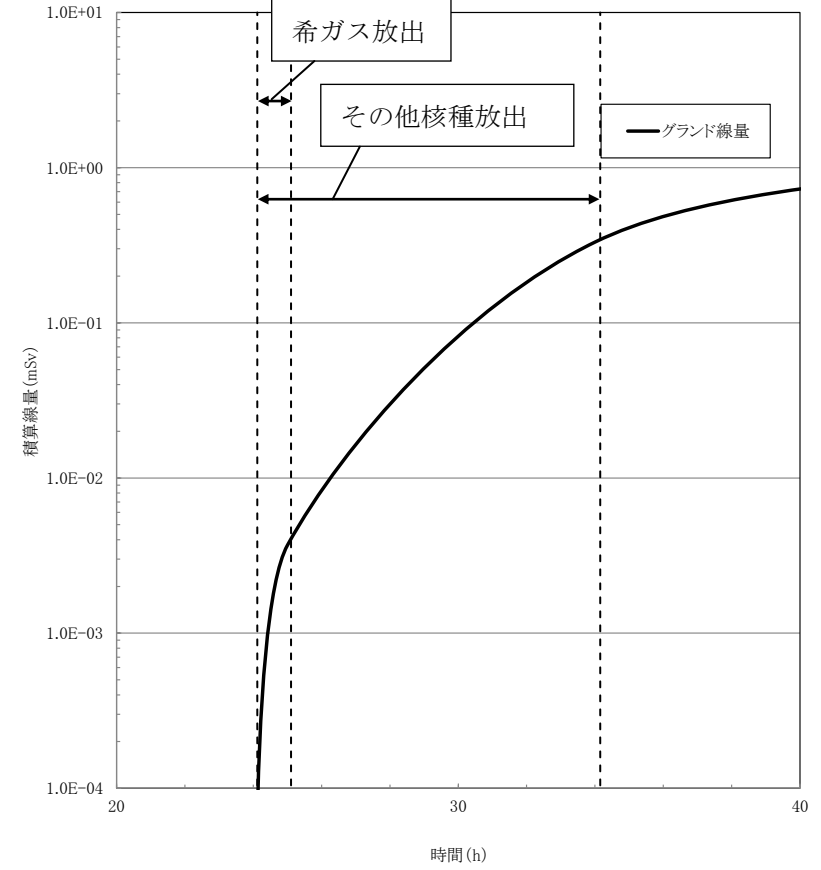


図 13-2-7 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による新設緊急時対策所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)

13-3 希ガス放出継続時間について

「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下、「審査ガイド」という。）では、放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定すると定めているが、次頁以降に示す米国のNUR E Gの規定及びNUREG/CR-6906にまとめられた鋼製格納容器を有するPWRプラントを模擬した縮小スケールの試験結果を参考に、適切な放射線防護措置を実施するため、希ガスの放出継続時間については1時間とする。

なお、放射性物質の挙動条件となる想定する格納容器破損状態は次のとおり、過圧破損とする。

【想定する格納容器破損状態】

審査ガイドでは、東京電力福島第一原子力発電所での事故相当のソースタームで地上放出を想定することとなっている。

仮に、格納容器の破損を貫通部破損とした場合は、図 13-3-1 のとおり、放射性物質は貫通部からアニュラス部へ漏えいし、アニュラス空気浄化系を経由して排気筒から環境へ放出されることとなるため、アニュラス空気浄化系の効果により、放出放射エネルギーの低減が期待できる。

従って、保守的な評価を行うためには、図 13-3-1 のとおり、アニュラス部と接していない格納容器の壁面における大規模な破壊（過圧破損）が生じ、アニュラス空気浄化系の効果が期待できないと仮定することが適当である。

	イメージ	放出量	放出経路	放出継続時間	低減効果	放出高さ
大規模過圧破損		多い	直接、外気へ	短期	なし	地上放出
漏えい		少ない	アニュラス経由外気へ	長期	— (希ガスは低減なし)	排気筒放出

⇒ 今回の想定

図 13-3-1 想定する格納容器破損状態

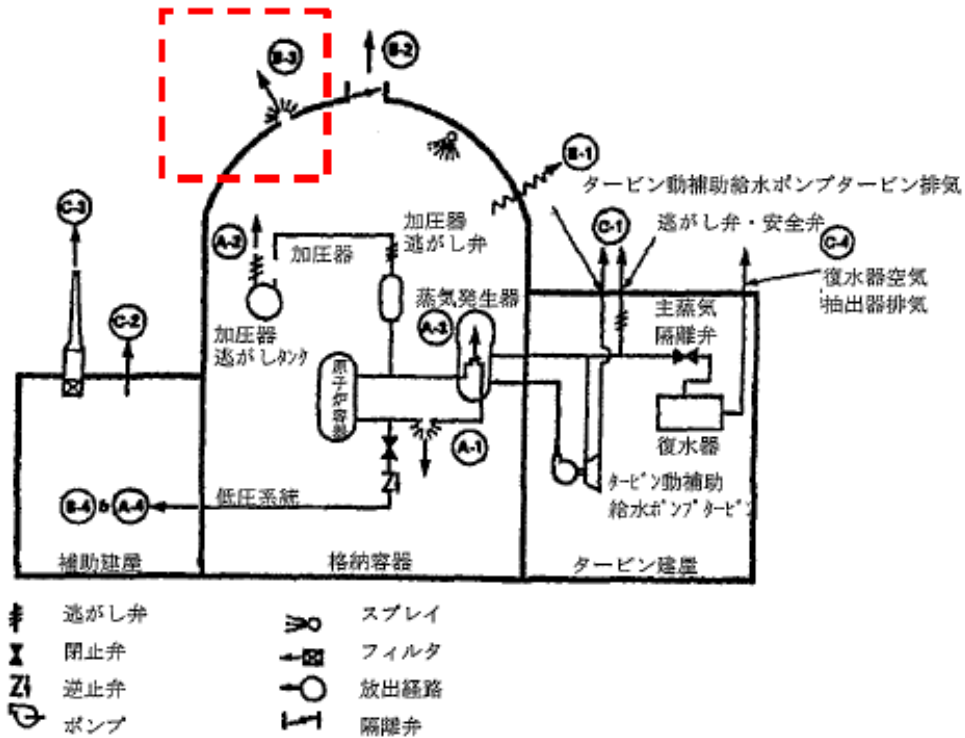
1. NUREGで定める格納容器からの放出時間

米国の原子力規制委員会で発行している緊急時対応技術マニュアル（NUREG／BR-0150 Vol. 1, Rev. 4 RTM-96 Response Technical Manual）では、表 13-3-1 および図 13-3-2 のとおり、格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の核分裂生成物の放出時間を約 1 時間と定めている。

表 13-3-1 放出率の設定

<p>放出率の設定 (RTM-96)</p> <p>Release Rates</p> <p>The release rates were chosen to provide estimates for the total range of possible rates. The assumed release rates and resulting escape fractions are listed in Table C-6.</p> <p>Containment leakage rates include (1) catastrophic failure, releasing most of the fission products promptly (in about 1 h for a 1 ft² hole at design pressure), (2) 100%/day, which is a traditional assumption for a failure to isolate containment, and (3) design leakage.</p> <p>(参考：和訳版)</p> <p>放出率</p> <p>起こり得るすべての放出率に対して評価ができるように、放出率を選定している。仮定した放出率と、その結果得られる逃散率を表 C-6 に示す。</p> <p>格納容器の放出率には（1）<u>壊滅的破損：核分裂生成物の大部分が急速に（設計圧力で 1 ft² の開口部から約 1 時間）放出、</u>（2）100%/日：格納容器隔離失敗に対する伝統的な仮定、及び（3）設計漏洩がある。</p>

図 C-1 PWR 乾式格納容器放出経路の略図



記号説明

- A 1次冷却系統
 - A-1 破断と漏洩
 - A-2 加圧器逃がし弁 (PORV)
 - A-3 蒸気発生器伝熱管破損
 - A-4 バイパス (故障による低圧蒸気系統への流出)
- B 格納容器
 - B-1 設計漏洩
 - B-2 小型隔離弁の閉鎖失敗
 - B-3 壊滅的破損 (>1 ft³)**
 - B-4 バイパス
- C その他
 - C-1 主蒸気逃がし弁・安全弁、又はタービン動補助給水ポンプタービン排気
 - C-2 建屋放出—フィルタ処理なし
 - C-3 建屋放出—フィルタ処理あり
 - C-4 復水器空気抽出器排気

2. 格納容器の破壊試験

各種格納容器の破壊試験の知見に関しては NUREG/CR-6906 にまとめられており、鋼製格納容器を有する PWR プラントを模擬した 1/32 スケール及び 1/8 スケールの試験が実施されている。1/32 スケールの SC-3 試験では機器ハッチ等の貫通部を模擬しており、実際の PWR に最も適合する体系と考えられる。(図 13-3-3 参照)

また、1/8 スケールでの試験はアイスコンデンサを含む PWR 及び Mark-III 型 BWR の鋼製格納容器のいくつかの特性を持ち合わせた体系での試験であり、一般的な鋼製格納容器の挙動の参考となる。(図 13-3-4 参照)

いずれの試験においても小規模な漏えいではなく、大規模な格納容器の破損に至る結果が得られている。(表 13-3-2、図 13-3-5 参照)

(なお、図 13-3-5 は 1/8 スケールの試験後の写真であり、大規模な破損が起こったことが分かるが、実際の原子炉施設では外部遮蔽等が存在するため、図 13-3-5 で示されているような破損片が飛散することはないと考えられる。)

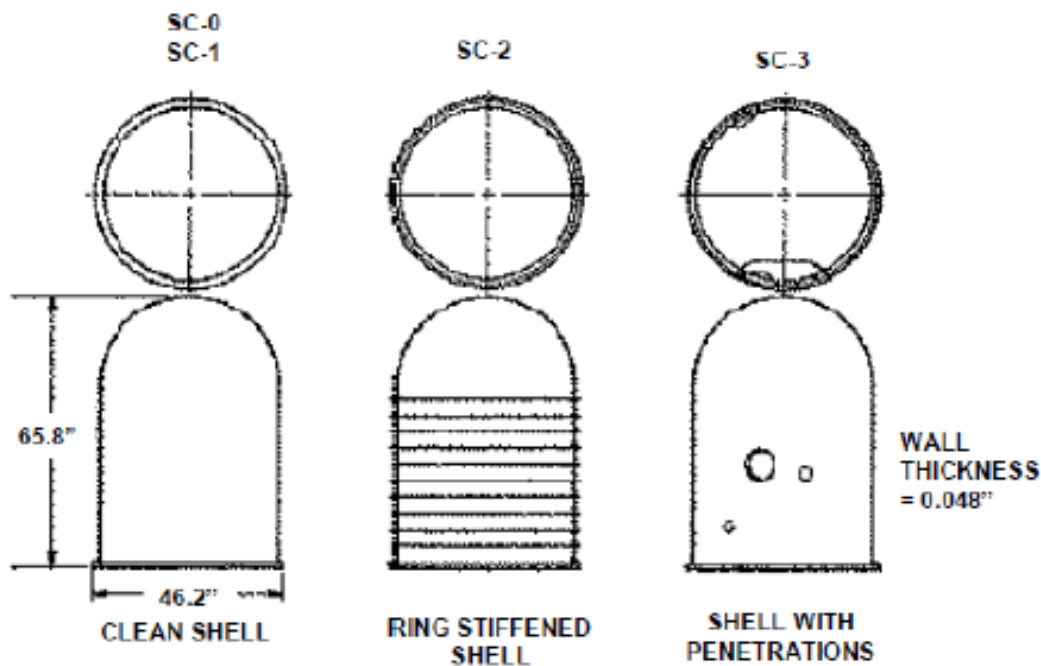


Figure 23 1:32-Scale Steel Containment Vessel Models

図 13-3-3 1/32 スケールでの試験体系 (NUREG/CR-6906)

※ CV 貫通部まで模擬した SC-3 が実際の PWR に最も適合する体系であると考えられる。

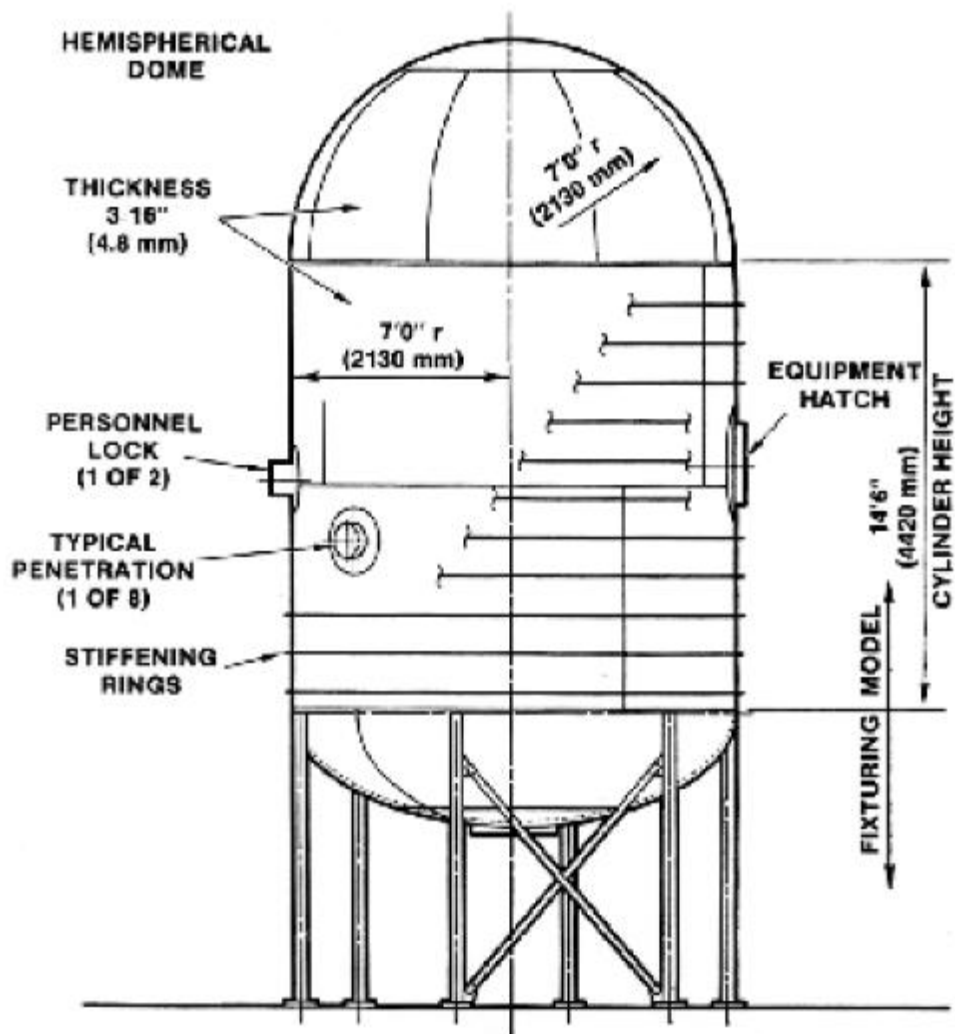


図 13-3-4 1/8 スケールでの試験体系 (NUREG/CR-6906)

表 13-3-2 1/8, 1/32 スケールでの試験結果 (NUREG/CR-6906)

Table 6 Summary of Results of Experiments for Steel Containment Models

Test	Scale	Shape	R/t	Pressure Ratio (P_d/P_{max})	Global Strain at Failure	Material	Remarks
SNL SCO (12/2/82, 12/12/82)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	450 (R=549, t=1.22)	0.93*	20%	AISI 1008	Catastrophic rupture and fragmentation initiating at vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC1 (4/20-21/83)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	500 (R=546, t=1.09)	0.76*	6%	AISI 1008	Tearing and leakage next to vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC2 (7/21/83) (8/11/83)	1:32	Cylinder w/ hoop stiffeners and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.93* 0.97*	2.7% 2.5%	AISI 1008	Leakage and tears at cylinder-dome interface; repaired. Retest; catastrophic rupture and fragmentation. [20, 21]
SNL SC3 (11/30/83)	1:32	Cylinder w/ penetrations and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.83*	14.5%	AISI 1008	Catastrophic rupture initiating at E/H. [20, 21]
SNL 1:8 (11/15-17/84)	1:8	Cylinder w/ stiffening rings, penetrations and hemispherical dome	448 (R=2134, t=4.76)	4.9 (1.34) (0.27)	3%	SA516, Gr. 70	Catastrophic rupture and fragmentation initiation at stiffener near E/H. [22, 23, 24, 25]
NUPEC/SNL SCV (12/11/96)	1:10 geom./ 1:4 thick.	Improved BWR Mark II w/ contact structure	135-161 (R=2027-2900, t=7.5-9.0)	6.0 (4.7) (0.78)	2.0%	SPV490, SGV 480	Tearing and leakage at vertical seam weld and at E/H insert plate weld. [26, 27, 28, 29, 30, 31, 32]

*Design pressure not specified, maximum pressure (MPa) given.

E/H (Equipment Hatch) 等からの大規模な破損が生じたとの結果となっている。



(a) Model with View of EHI and Cracked Stiffener at 190 psig



(b) Aerial View of Site after Rupture

Figure 27 Results of 1:8-Scale Steel Containment Vessel Model Test

図 13-3-5 1/8 スケールでの試験結果 (NUREG/CR-6906)

(参考) NUPECのPCCV破壊試験

NUPECのCV信頼性実証試験におけるPCCV破壊試験では、約3.3PdのCV内圧で850%/dayの漏えい量が観測されており、このようなCVが過圧破損する場合は非常に速い放出速度となることが考えられる(図13-3-6参照)。なお、この850%/dayの漏えい率は試験設備の限界(供給ガス量の速度の限界)により、これ以上の加圧ができなくなった時点での放出率であり、実際にはより多くの漏えい率となるものと想定される。

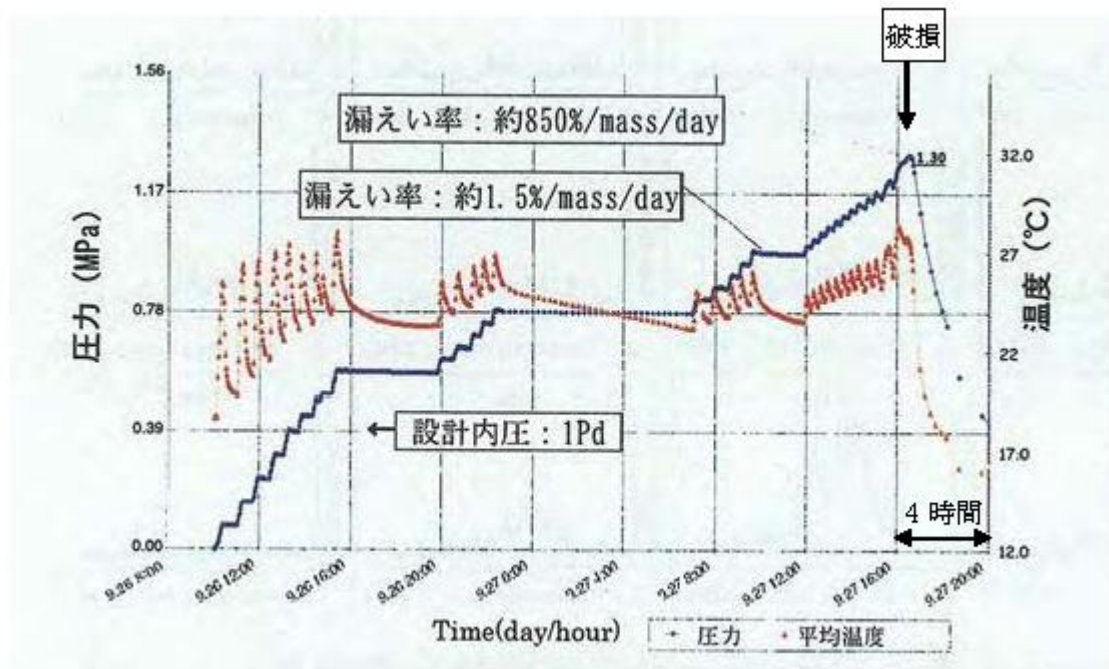


図 13-3-6 PCCV 構造挙動試験時における内圧及びガス温度時系列変化
(「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実施事業)に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人 原子力発電技術機構」より)

3. 核種ごとの放出継続時間について

以上より、本評価においても、沈着等の効果が無い希ガス核種については短時間での放出となると想定されることから、緊急時対策要員の防護に遺漏なきよう、放出継続時間として、希ガスは1時間とする。

その他の核種については、CV内に沈着等により残存したFPが再浮遊することによる放出の継続が考えられるため、放出継続時間として10時間とする。

13-4 気象条件の代表性の検討について

敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料を用いて居住性評価を行うに当たり、観測を行った1年間の気象状態が長期間の気象状態と比較して特に異常でないかどうかの検討を行った結果、特に異常でないことを確認した。以下に検定方法、検定結果を示す。

(1) 検定方法

a. 検定に用いた観測結果

1997年1年間の排気筒風（標高84m）及び地上風（標高20m）の観測項目について、10年間（2003年～2012年12月）の資料により検討を行った。

b. 観測項目

排気筒風及び地上風ともに以下の観測項目について検定を実施した。

(a) 風向出現頻度（16方位）

(b) 風速階級（11階級）

c. 統計期間

統計年：2003年1月～2012年12月

検定年：1997年1月～1997年12月

d. 検定方法

検定法は、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従った。

(2) 検定結果

排気筒風の棄却検定表を表13-4-1及び表13-4-2に、地上風の棄却検定表を表13-4-3及び表13-4-4に示す。有意水準5%で棄却された項目は以下のとおり。

【排気筒風】

以下の3項目について棄却された。

・風向N（1項目）

・風速階級0.0～0.4m/s、0.5～1.4m/s（2項目）

【地上風】

棄却された項目は無い。

排気筒風は過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された、棄却項目数が1～3項目の範囲に入っている。また、居住性評価に用いた地上風については、棄却された項目は無い。これは居住性評価に使用した観測結果の気象の状態が長期間の気象の状態と比較して特に異常でないことを示しており、この期間の気象資料を用いて居住性解析を行うことは妥当であることを示している。

添付資料：異常年検定結果

表 13-4-1 排気筒風の葉却検定表 (風向)

風向	排気筒風 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年		葉却限界(5%)	上限
N	1.43	1.45	1.69	1.66	1.49	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.57	1.23	1.81	1.34	×
NNE	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	1.11	1.23	1.61	0.60	○
NE	3.94	3.30	2.89	2.94	3.17	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.30	3.41	4.09	2.50	○
ENE	13.76	11.13	10.66	9.93	11.60	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.40	10.87	13.97	8.82	○
E	20.98	19.55	21.08	23.79	18.84	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	20.88	20.26	25.23	16.52	○
ESE	5.42	5.92	6.17	6.36	5.81	5.43	4.88	4.54	3.69	5.91	5.41	5.31	7.37	3.46	○
SE	2.31	2.90	2.51	2.72	2.42	2.89	2.75	2.65	2.40	2.57	2.61	2.77	3.10	2.12	○
SSE	0.87	1.10	0.97	0.88	0.52	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.76	1.03	1.23	0.30	○
S	0.65	0.79	0.87	0.88	0.82	0.66	0.79	0.85	0.85	0.89	0.80	0.70	1.01	0.60	○
SSW	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.61	0.67	0.81	0.42	○
SW	1.04	0.89	0.81	0.88	0.81	0.95	1.03	1.50	1.10	1.10	1.01	0.61	1.49	0.53	○
WSW	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	4.03	3.91	5.64	2.42	○
W	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	14.53	16.05	19.21	19.82	16.69	15.40	14.10	21.75	9.05	○
WNW	19.70	22.22	18.94	19.22	20.38	18.46	15.14	16.42	16.42	17.00	18.39	22.17	23.49	13.28	○
NW	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	9.58	9.30	12.20	6.95	○
NNW	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.48	2.24	1.91	1.88	1.70	2.12	2.01	2.96	1.29	○

表 13-4-2 排気筒風の葉却検定表 (風速)

風速 階級 (m/s)	排気筒風 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年		葉却限界(5%)	上限
0.0~0.4	0.87	0.94	0.97	0.91	1.51	1.39	0.88	0.84	0.88	0.97	1.02	0.42	1.57	0.46	×
0.5~1.4	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	8.75	6.11	10.15	7.36	×
1.5~2.4	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	16.94	15.81	16.14	14.79	15.76	15.79	15.25	17.90	13.69	○
2.5~3.4	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	14.84	15.10	16.24	13.45	○
3.5~4.4	11.28	11.46	11.72	11.52	11.28	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.37	11.97	12.17	10.58	○
4.5~5.4	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.23	9.91	10.27	8.19	○
5.5~6.4	6.97	7.69	7.60	7.85	7.87	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	7.54	8.23	8.38	6.69	○
6.5~7.4	6.34	6.61	6.12	7.65	6.75	6.64	6.88	6.31	6.47	6.23	6.60	6.49	7.64	5.56	○
7.5~8.4	4.88	5.68	5.30	6.02	5.28	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.42	5.45	6.17	4.67	○
8.5~9.4	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.55	4.91	5.72	3.38	○
9.5~	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	12.93	14.85	17.49	15.72	15.39	14.88	16.14	17.91	11.85	○

表 13-4-3 地上風の葉却検定表 (風向)

風向	地上風 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却				
	統計年																
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	1977		検定年	棄却限界(5%)	上限	下限
N	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.49	2.81	2.81	4.54	2.44	2.44	○
NNE	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	2.44	2.19	2.19	3.10	1.77	1.77	○
NE	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.48	4.71	5.09	5.09	1.88	1.88	○
ENE	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	6.59	5.95	5.95	7.77	5.41	5.41	○
E	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	9.12	11.46	11.46	14.60	3.64	3.64	○
ESE	17.11	14.91	14.91	18.56	14.06	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	14.28	11.04	21.59	21.59	6.98	6.98	○
SE	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	5.97	6.42	6.42	7.64	4.31	4.31	○
SSE	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	3.34	2.76	4.72	4.72	1.97	1.97	○
S	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.99	1.40	1.16	1.09	1.41	1.60	1.06	2.47	2.47	0.74	0.74	○
SSW	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.79	0.81	1.10	1.10	0.48	0.48	○
SW	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	1.44	1.84	2.48	2.48	0.39	0.39	○
WSW	3.04	2.57	2.67	2.31	2.62	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.06	4.00	4.71	4.71	1.41	1.41	○
W	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	7.57	9.92	12.32	12.32	2.82	2.82	○
WNW	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	13.78	15.49	17.80	17.80	9.77	9.77	○
NW	15.19	15.62	14.48	13.84	17.33	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	14.53	13.20	18.26	18.26	10.80	10.80	○
NNW	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	7.84	5.38	11.68	11.68	4.00	4.00	○

表 13-4-4 地上風の葉却検定表 (風速)

風速 階級 (m/s)	地上風 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却				
	統計年																
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	1977		検定年	棄却限界(5%)	上限	下限
0.0~0.4	0.51	0.35	0.50	0.47	0.40	0.86	1.64	0.85	0.84	0.43	0.67	0.95	0.95	1.57	0.00	0.00	○
0.5~1.4	9.35	7.75	7.43	6.30	7.84	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	8.61	11.76	11.76	13.35	3.87	3.87	○
1.5~2.4	17.64	16.21	17.10	14.66	17.38	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	16.34	15.14	18.82	18.82	13.86	13.86	○
2.5~3.4	13.91	13.60	14.51	13.69	14.52	13.32	13.45	13.94	13.38	13.92	13.83	14.44	14.84	14.84	12.81	12.81	○
3.5~4.4	12.21	12.04	12.33	12.41	11.29	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	11.61	11.92	13.42	13.42	9.80	9.80	○
4.5~5.4	10.17	9.97	10.09	11.13	9.07	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	10.05	9.68	12.64	12.64	7.45	7.45	○
5.5~6.4	7.49	7.52	7.45	9.21	8.07	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.03	7.13	9.73	9.73	6.33	6.33	○
6.5~7.4	5.77	5.68	5.66	6.94	6.51	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	6.04	5.75	7.32	7.32	4.76	4.76	○
7.5~8.4	4.99	5.04	4.40	5.20	4.97	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.75	4.55	5.66	5.66	3.83	3.83	○
8.5~9.4	3.65	4.22	3.63	4.06	4.08	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	3.98	4.26	4.69	4.69	3.27	3.27	○
9.5~	14.31	17.62	16.90	15.92	15.87	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	16.10	14.43	20.09	20.09	12.11	12.11	○

13-5 高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用性について

米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用については解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月)⁽¹⁾ にまとめられ公開されている。ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月) は、米国にて NUREG-1465 のソースタームの高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用性に関し、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われた結果をまとめ、公開されているものである。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料の表 13-5-2 及び表 13-5-3 に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。

各フェーズの継続時間及び、被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465 の数値とおおむね同程度とされている。その他の核種グループについては、NUREG-1465 の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定められている。

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書 (SAND2011-0128⁽²⁾) が出されている。

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、添付資料の表 13-5-4 及び表 13-5-5 に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。表 13-5-1 にそれらのデータを整理した。また、新設緊急時対策所の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線量及びスカイシャイン線量について、NUREG-1465 に示される各核種グループの線量内訳を添付資料の表 13-5-6 に示す。

表 13-5-1 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料) *	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊 3 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55GWd/t、MOX 燃料で 45GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊 3 号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61GWd/t、MOX 燃料で 53GWd/t であり、R. G. 1.183 に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため、泊 3 号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、

今回の評価においては、審査ガイドにも記載されている NUREG-1465 の数値を用いることが適切であると考えられる。

(1) ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS, ERI/NRC 02-202, Energy Research Inc, 2002

(2) D. A. Powers, M.T. Leonard, R. O. Gauntt, R. Y. Lee, M. Salay, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel, SAND2011-0128, 2011

表 13-5-2 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogenes	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; ^{note 4} (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) ⁵	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

^a Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

表 13-5-3 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment⁴

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ¹	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR ² (0.95)	0; 0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogenes	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE; 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

表 13-5-4 SAND2011-0128 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

表 13-5-5 SAND2011-0128 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁵ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.0002)	3 x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁷ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

表 13-5-6 新設緊急時対策所の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射線物質からの直接線及びスカイシャイン線の各核種グループ内訳

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 ^(注1、2、3) (mSv)	内訳 (%)
希ガス類	約 4.1×10^{-4}	32
ヨウ素類	約 7.6×10^{-4}	59
Cs 類	約 1.1×10^{-4}	8
Te 類	約 5.8×10^{-6}	<1
Ba 類	約 6.2×10^{-7}	<1
Ru 類	約 5.5×10^{-8}	<1
Ce 類	約 4.7×10^{-10}	<1
La 類	約 1.2×10^{-5}	<1
合計	約 1.3×10^{-3}	100

(注1) 7日間積算線量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 泊発電所3号炉発災時の値

13-6 地表面への沈着評価について

新設緊急時対策所の被ばく評価においては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に従い地表面への沈着を評価する際、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評価している。このとき、湿性沈着を考慮した地表面沈着量は乾性沈着の4倍と設定しているが、これは「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（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）」（以下、「評価指針」という。）における解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮する際に、降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい値となると示されていることを踏まえ、降水時における沈着率を乾燥時の3倍と設定したことによる。以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

1. 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

(1) 乾性沈着率

ある核種*i*の乾性沈着率（単位時間あたりの沈着量）は評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi_i \dots \dots \dots (1)$$

D_{di} : 核種*i*の乾性沈着率 [Bq/(m²・s)]

V_{gd} : 沈着速度[m/s]

χ_i : 核種*i*の平均地表空气中濃度[Bq/m³]

$$= (\chi_i/Q) \times Q$$

(χ_i/Q) : 相対濃度 [s/m³]

Q : 単位時間当たりの放出量 [Bq/s] : 総放出量を実効放出継続時間で割った値

(2) 湿性沈着率

ある核種*i*の湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告*より以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi_i(z) dz \dots \dots \dots (2)$$

D_{ri} : 核種*i*の湿性沈着率[Bq/(m²・s)]

Λ : 洗浄係数[s⁻¹]

$\chi_i(z)$: 鉛直方向の濃度分布[Bq/m³]

ここで、 $\chi_i(z)$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi_{i0} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots \dots \dots (3)$$

Σz : 鉛直拡散幅[m]

χ_{i0} : $\chi_i(z)$ ピーク値 [Bq/m³]

* Chamberlain, A. C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

2. 地表面沈着率の算定方法について

1. で求めた乾性沈着率及び湿性沈着率を基に、地表面沈着率を求める。乾性沈着率及び湿性沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出する。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、グランドシャイン線量評価の際には考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

$$A_i = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot (\chi_i / Q) \cdot Q + (\Lambda \cdot (\chi_i / Q) \cdot Q \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z) \dots \dots \dots (4)$$

A_i : 核種 i の地表面沈着率[Bq/(m²・s)]

3. 地表面沈着率を乾性沈着率の4倍として設定した妥当性

地表面沈着率と乾性沈着率との比が4以下であることを確認することで妥当性を確認する。地表面沈着率は評価対象方位における降雨を考慮した1年間の地表面沈着率の累積出現頻度97%値(算出方法は添付13-6-1参照)とし、乾性沈着率は評価対象方位における降雨を考慮しない1年間の χ/Q の累積出現頻度97%値から算出した乾性沈着率(以下、「乾性沈着率の累積出現頻度97%値」という。)を用いて評価する。

その結果、表13-6-1のとおり地表面沈着率と乾性沈着率との比は1.2であった。

また、地表面沈着率と乾性沈着率の累積出現頻度97%以下の推移を図13-6-1及び図13-6-2に示す。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot (\chi/Q) \cdot Q + \Lambda \cdot (\chi/Q) \cdot Q \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{(V_{gd} \cdot (\chi/Q)_{97\%} \cdot Q)} \dots \dots \dots (5)$$

()_{97%} : 年間の累積出現頻度97%値

表 13-6-1 新設緊急時対策所における地表面沈着率と乾性沈着率との比

χ/Q 累積出現頻度 97%値	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 2.8×10 ⁻⁷
	χ/Q (s/m ³)	約 9.4×10 ⁻⁵
地表面沈着率 累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 3.5×10 ⁻⁷
	χ/Q (s/m ³)	約 1.2×10 ⁻⁴
	降雨強度(mm/h)	0*
降雨時と非降雨時の比(②/①)		約 1.2

※ 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の時刻の降雨強度が0(mm/h)であった。

このため、保守的な降雨強度を用いた評価を添付13-6-4で実施。

以上より、湿性沈着を考慮した地表面沈着率は、乾性沈着率に比べ4倍を下回る、すなわち、評価指針の解説に示されている「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」を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した地表

面沈着量を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考え。

評価においては(1)式に示す乾性沈着率の沈着速度 (V_{gd}) を4倍に設定することで4倍の地表面沈着率を評価した。

なお、評価に使用するパラメータを表 13-6-2 に示す。

表 13-6-2 地表面沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{gd}	0.3 (cm/s)*	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	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」(NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	1997年	1997年1月～1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用

* 乾性沈着速度 0.3 (cm/s) の適用性については、添付 13-6-2 参照。

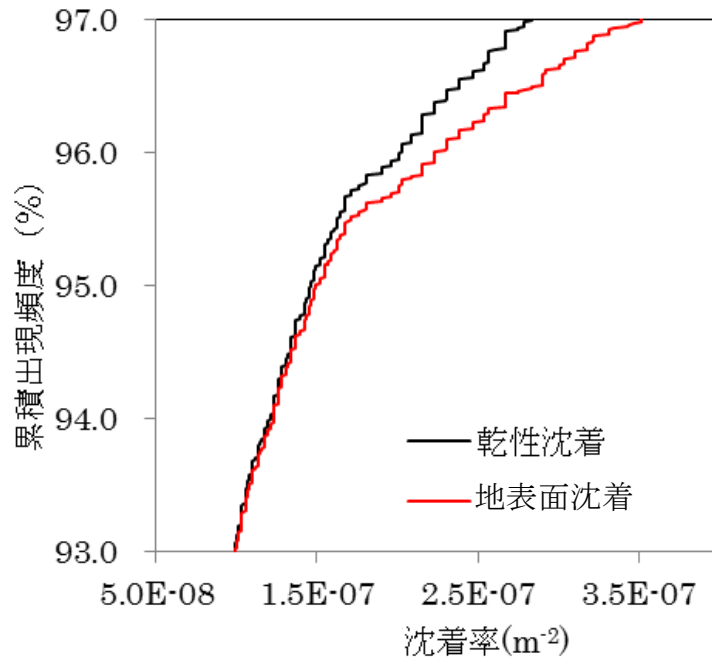


図 13-6-1 新設緊急時対策所の沈着率の累積出現頻度
(乾性と地表面沈着 (乾性+湿性) の比較)

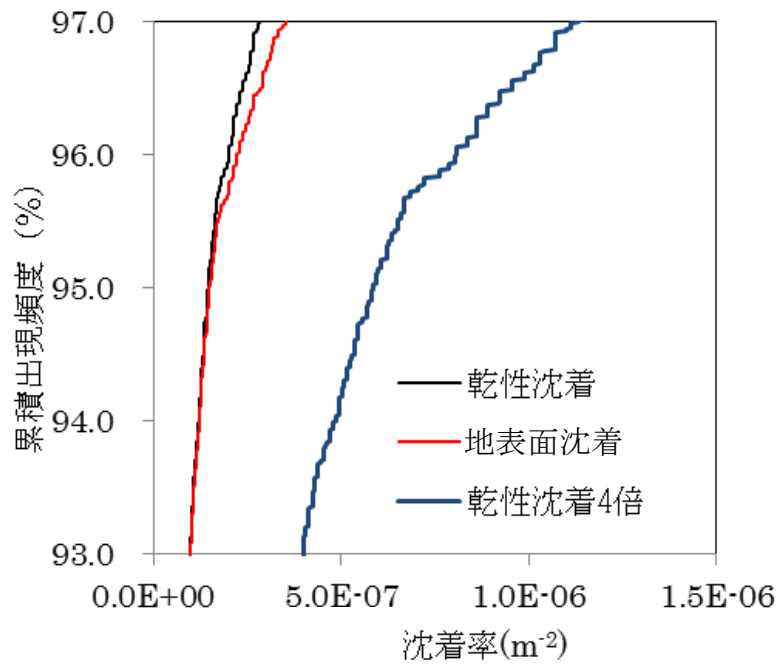


図 13-6-2 新設緊急時対策所の沈着率の累積出現頻度
(乾性 4 倍との比較)

添付 13-6-1 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方について

1. 地表面沈着について

図 13-6-3 及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、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及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。

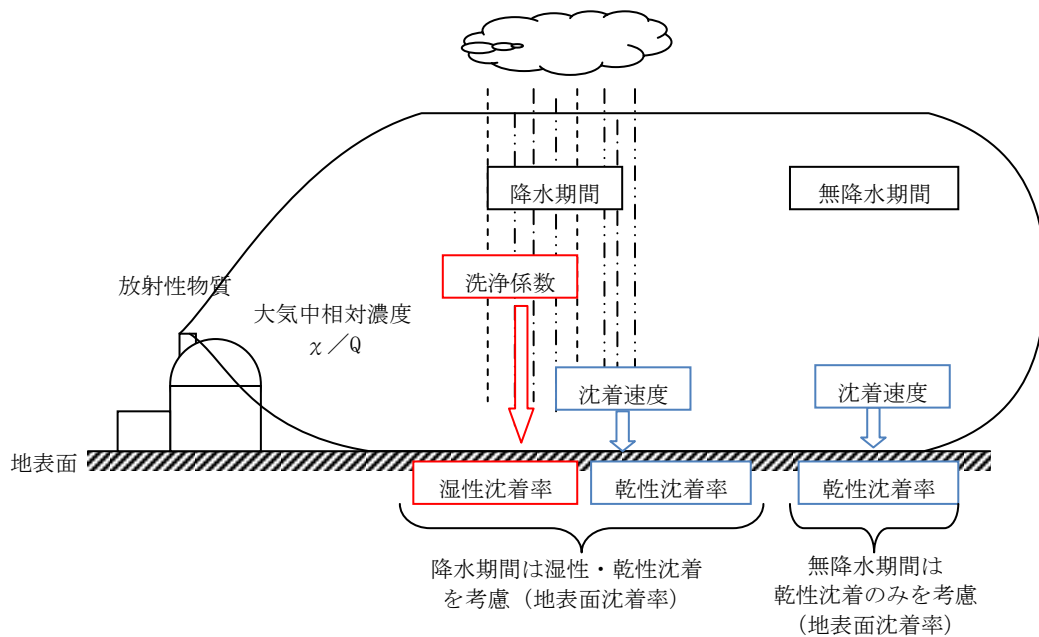


図 13-6-3 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{-----} \quad \text{①}$$

- D : 地表面沈着率 (1/m²) (単位放出率当たり)
- D_d : 乾性沈着率 (1/m²)
- D_w : 湿性沈着率 (1/m²)
- χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m³) (地上放出時の軸上濃度)
- $\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m³)
- V_g : 沈着速度 (m/s)
- Λ : 洗浄係数 (1/s)
- ただし、 $\Lambda = aP^b$
- a, b : 洗浄係数パラメータ (—)
- P : 降水強度 (mm/hr)
- z : 鉛直長さ (m)

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97% 値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（図 13-6-4 参照）。

- (1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

図 13-6-4 の例は、評価対象方位を NW、NNW とした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW、NNW 方位）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%を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度 97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる）。

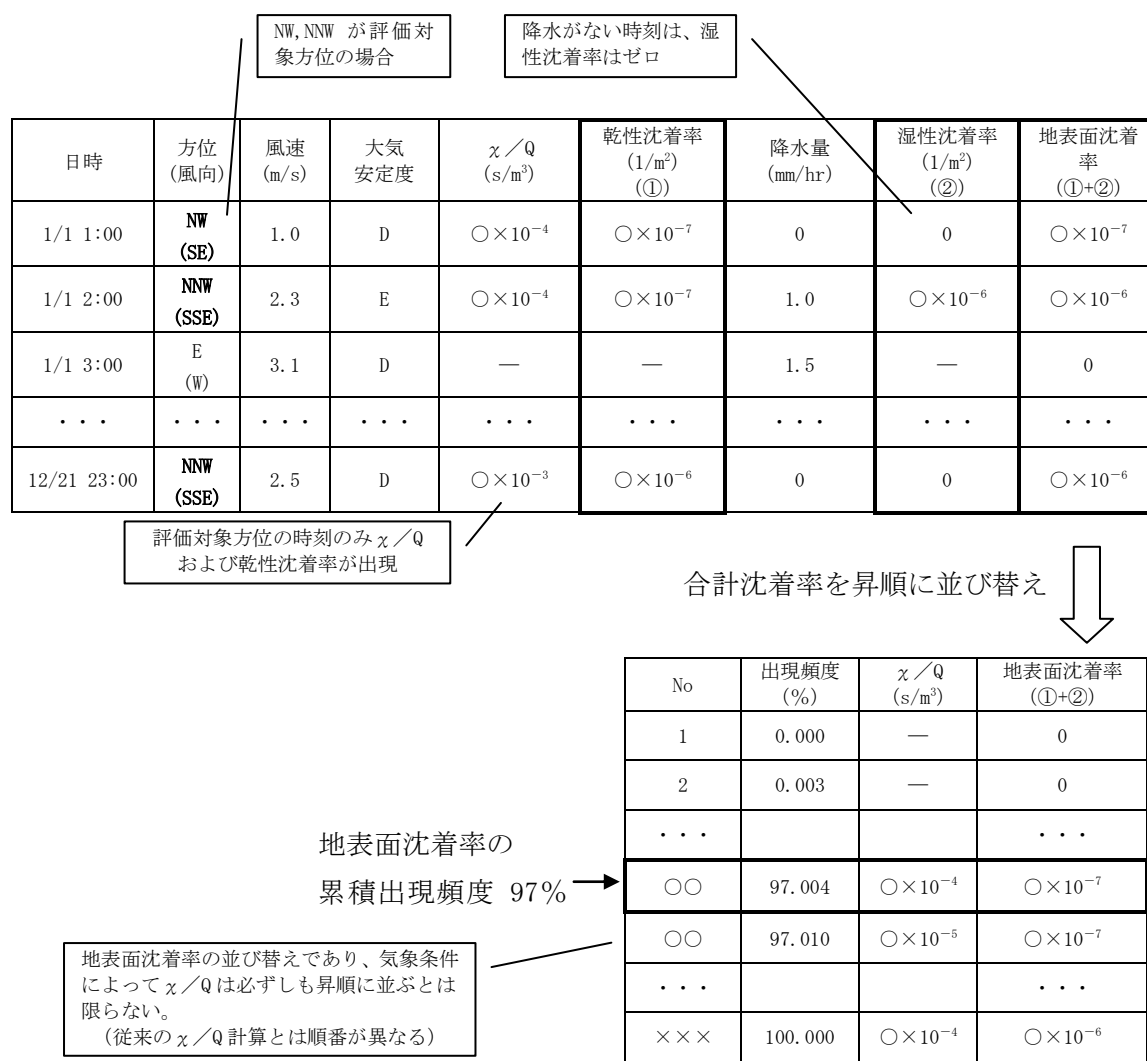


図 13-6-4 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方
(評価対象方位が NW、NNW の例)

3. 累積出現頻度 97%値付近における地表面沈着率

各評価点における地表面沈着率の累積出現頻度 97%値付近の値を表 13-6-3 に示す。

表 13-6-3 泊 3 号炉における地表面沈着率（評価点：新設緊急時対策所）

No	方位 (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²)	乾性沈着率 の累積出現 頻度 97%値と の比率 ^{※3}	累積出現 頻度 (%)
...
8416 ^{※1}	NW (SE)	1.0	3.4×10^{-5}	3.5×10^{-7}	約 1.2	96.970
...
8418	NNW (SSE)	0	1.2×10^{-4}	3.5×10^{-7}	約 1.2	96.993
8419	<u>NNW</u> <u>(SSE)</u>	<u>0</u>	<u>1.2×10^{-4}</u>	<u>3.5×10^{-7}</u>	約 1.2	<u>97.004</u>
8420	NNW (SSE)	0	1.2×10^{-4}	3.5×10^{-7}	約 1.2	97.016
...
8424 ^{※2}	NW (SE)	1.0	3.5×10^{-5}	3.6×10^{-7}	約 1.3	97.062
...

※1 97%から累積出現頻度を下げていき、初めて降水が発生したときの値

※2 97%から累積出現頻度を上げていき、初めて降水が発生したときの値

※3 乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比率 = (地表面沈着率) / (乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) で計算した。なお、(乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) = 約 2.8×10^{-7} (1/m²)

添付 13-6-2 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度 0.3cm/s は NUREG/CR-4551 (参考文献 1) に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉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、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (添付 13-6-3 参照) から、新設緊急時対策所の居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討によると、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図 13-6-5 のとおり整理しており、これによると $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度である。

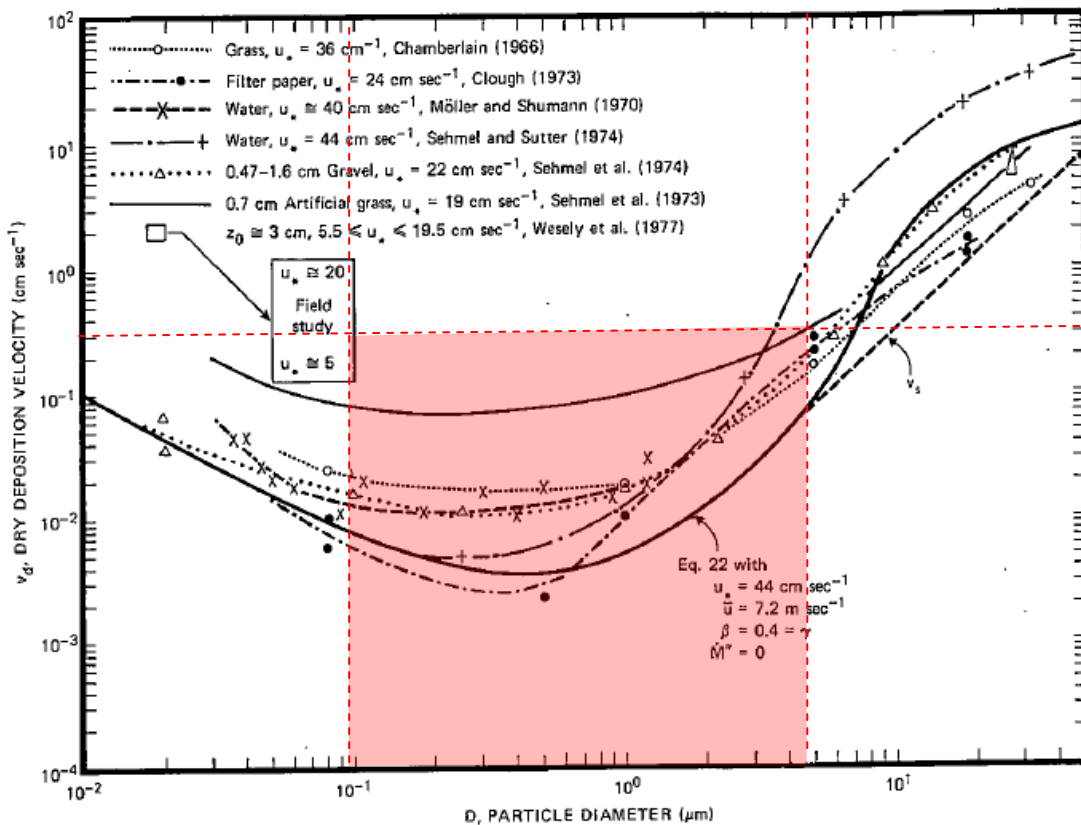


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1,9-2,8} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 13-6-5 様々な粒径における地表面沈着速度 (参考文献 2)

また、新設緊急時対策所における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性の詳細は添付 13-6-3 に示すが概要は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、格納容器内での沈着による除去過程が考えられる。具体的には、格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書（参考文献 3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\mu\text{m}$ の場合に比べ 25 倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

このため、新設緊急時対策所の被ばく評価シナリオにおいては、放出が開始される 24 時間までに、上記の除去過程で、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。これにより、24 時間後の放出においては、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。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、新設緊急時対策所の居住性評価における乾性沈着速度として 0.3cm/s を適用できると考えている。

(参考文献 1)

J. L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol. 2 Rev. 1 Part 7, 1990

(参考文献 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

(参考文献 3)

NUPEC「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）」

添付 13-6-3 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 CV 内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として 0.1 μm～5 μm 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 CV 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「CV 内でのエアロゾルの挙動」及び「CV 内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 13-6-4 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 など）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表 13-6-4 の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表 13-6-4 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（CV、RCS 配管等）及び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、CV 内環境でのエアロゾルの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。

従って、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 μm～5 μm の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考ええる。

表 13-6-4 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約 0.5～5 (図 13-6-6 参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25～2.5 (別紙 13-6-1)	CV 内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECL が実施した実験 ^{※3}	0.1～3.0 (別紙 13-6-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29～0.56 (別紙 13-6-2)	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	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5～0.65 (別紙 13-6-2)	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 PHÉBUS FP 実験の CV 内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

参考文献

※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

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)5

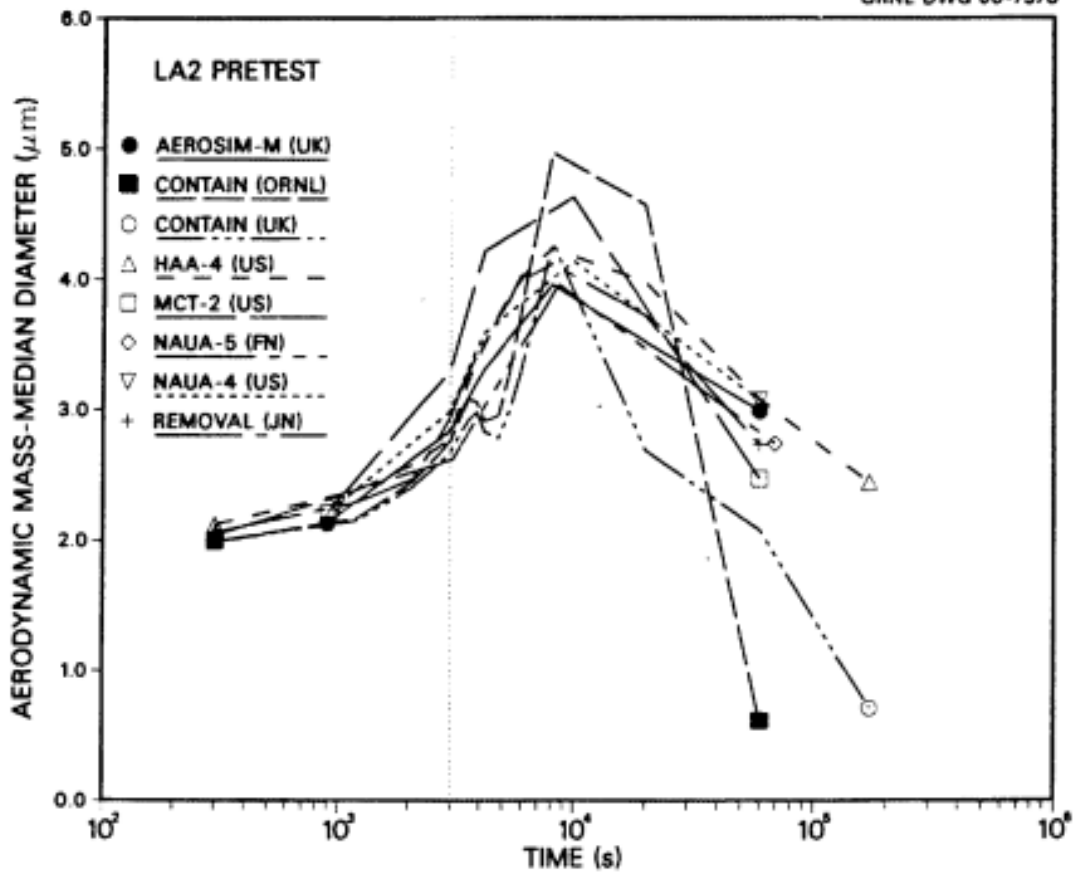


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図 13-6-6 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there

試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国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、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 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。

添付 13-6-4 地表面沈着率を乾性沈着率の4倍として設定した妥当性について
保守的な降雨強度を用いて評価した結果

着目方位の χ/Q 及び降雨強度データを用いた表 13-6-1 の評価では、地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の時刻における降雨強度が 0(mm/h)であったため、ここではより保守的な想定として、降雨強度についても χ/Q と同様の累積出現頻度 97%値を仮定して地表面沈着率を評価した。なお、降雨強度については、より保守的に全方位における累積出現頻度 97%値を用い評価した。

その結果、より保守的な想定による評価においても表 13-6-5 のとおり地表面沈着率と乾性沈着率との比は 3.1 であったことから、地表面沈着率を乾性沈着率の 4 倍として設定することは保守的であると判断した。

表 13-6-5 新設緊急時対策所における地表面沈着率と乾性沈着率との比

χ/Q 累積出現頻度 97%値	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 2.8×10^{-7}
	χ/Q (s/m ³)	約 9.4×10^{-5}
全方位降雨強度 累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 8.6×10^{-7} ※1
	χ/Q (s/m ³)	約 9.4×10^{-5} ※2
	降雨強度(mm/h)	1.0
降雨時と非降雨時の比(②/①)		約 3.1

※1 着目方位における χ/Q 累積出現頻度 97%値と全方位における降雨強度累積出現頻度 97%値 1.0(mm/h)を使用して算出。

※2 着目方位における χ/Q 累積出現頻度 97%値を使用。

13-7 グランドシャイン線量評価について

大気中へ放出され、新設緊急時対策所周辺の地表に沈着した核分裂生成物が、新設緊急時対策所滞在時に対策要員に与えるグランドシャイン線量の評価は以下のとおり実施している。

1. 地表面沈着量

地表面沈着量は、次式にて算出する。

(1) 放出期間中（事故発生後 24～34 時間）

$$AG_i(t) = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot t})$$

ここで、

$AG_i(t)$: 時刻 t 、核種 i の放射性物質の地表面沈着量 (Bq/m²)

VG_i : 時刻 t 、核種 i の沈着速度 (m/s) (注)

(χ/Q) : 時刻 t の相対濃度 (s/m³)

Q_i : 時刻 t 、核種 i の放射性物質の放出率 (Bq/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

(注) 地表面物質への乾性沈着及び降雨時の湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

(2) 放出期間後（事故発生後 34～168 時間）

$$AG_i(t) = AG_i^0 \cdot \exp(-\lambda_i \cdot t)$$

ここで、

放出停止時点を $t=0$ とする

AG_i^0 : 34 時間時点における核種 i の放射性物質の地表面沈着量 (Bq/m²)

2. 地表面沈着物からのガンマ線による外部被ばくの計算

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による新設緊急時対策所滞在時の被ばく線量は、新設緊急時対策所の建屋によってガンマ線が遮蔽される低減効果を考慮して算出する。新設緊急時対策所滞在時のグランドシャイン線量の計算概要図を図 13-7-1 に、グランドシャイン計算モデルを図 13-7-2 に、グランドシャイン線源強度を表 13-7-2 に示す。

放射性物質は、屋上及び周辺地表に沈着した放射性物質を考慮した。

被ばく線量の計算には、QADコードを使用した。

この結果、グランドシャイン線量の評価結果は表 13-7-1 のとおりである。

表 13-7-1 新設緊急時対策所滞在時のグランドシャイン線量 (7 日間積算)

グランドシャイン線量		
屋上からの寄与	地上からの寄与	合計
約 2.9mSv	約 1.4mSv	約 4.3mSv

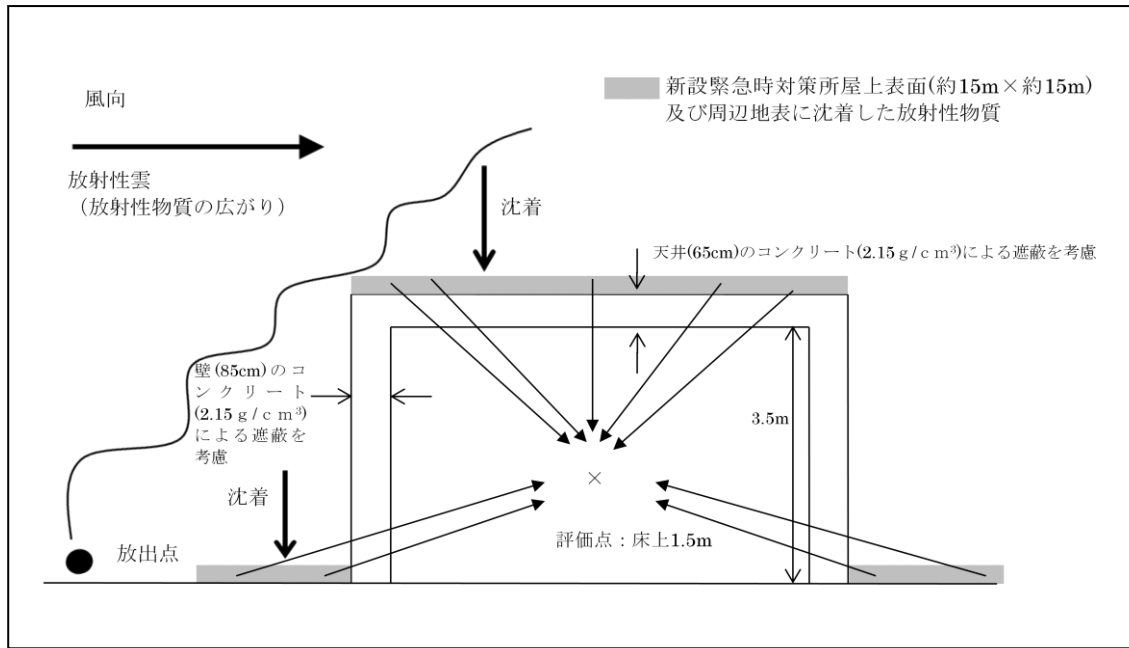


図 13-7-1 新設緊急時対策所滞在時のグランドシャイン線量計算概要

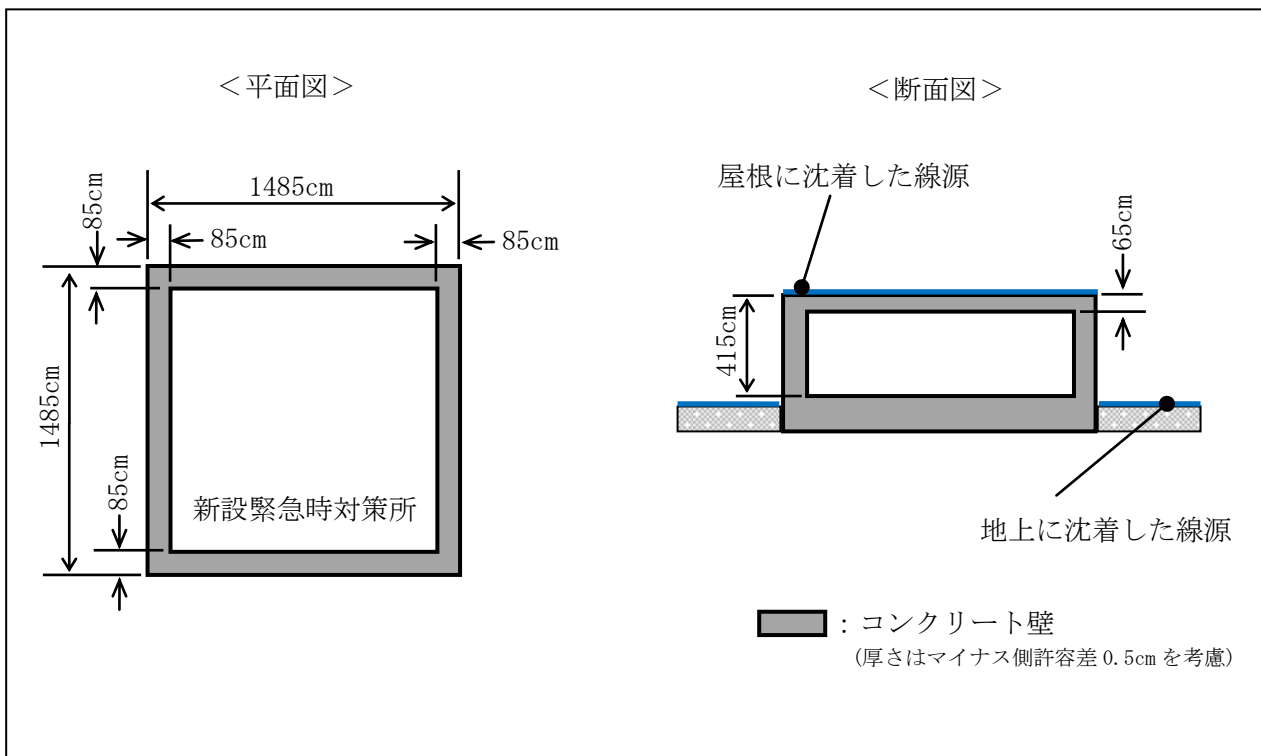


図 13-7-2 新設緊急時対策所のグランドシャイン計算モデル

表 13-7-2 グランドシャイン線源強度 (7 日間積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.6×10^{19}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.7×10^{18}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	6.4×10^{19}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	1.6×10^{20}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	4.3×10^{20}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	3.4×10^{20}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	1.2×10^{20}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.3×10^{19}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	1.0×10^{19}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	2.7×10^{17}
3.5	$3 < E \leq 4$	8.5×10^{13}
5	$4 < E \leq 6$	2.6×10^{13}
7	$6 < E \leq 8$	2.9×10^7
9.5	$8 < E$	4.5×10^6

3. グランドシャイン線量評価モデル

グランドシャイン線量評価においては、新設緊急時対策所の屋上面（約 15m×約 15m）及び新設緊急時対策所周辺に沈着した放射性物質を線源とした。また、沈着した放射性物質は再浮遊等せず7日間堆積し続けると想定し線源を設定した。

新設緊急時対策所の屋上以外の地表へ沈着するグランドシャインの線源範囲は図 13-7-3 から図 13-7-6 に示す通り、新設緊急時対策所周辺の現実的な地形を考慮して設定した。具体的には、新設緊急時対策所設置レベル（E. L. 39.0m）と同一レベルの地表面及び新設緊急時対策所から直視可能な斜面をグランドシャイン線源範囲とした。また、新設緊急時対策所設置レベルに対して地表レベルに高低差がある地表面及び他建屋屋上に沈着した放射性物質並びに新設緊急時対策所に対して他建屋を挟んだ位置の地表面に沈着した放射性物質は、地表面及び他建屋による遮蔽効果が考慮できるためグランドシャイン線源範囲から除外した。なお、線量評価においては、図 13-7-6 示すグランドシャイン線源範囲を複数の長方形に区切ることによりモデル化し、図 13-7-7 に示す評価モデルにてグランドシャイン線量を評価した。

また、グランドシャイン線源としては、保守的な地表への沈着速度（乾性沈着速度の4倍）を考慮した。

評価は指揮所及び待機所のうち、3号炉原子炉からの距離が近いこと及び周囲の地形から線量がより高くなる指揮所で代表した。

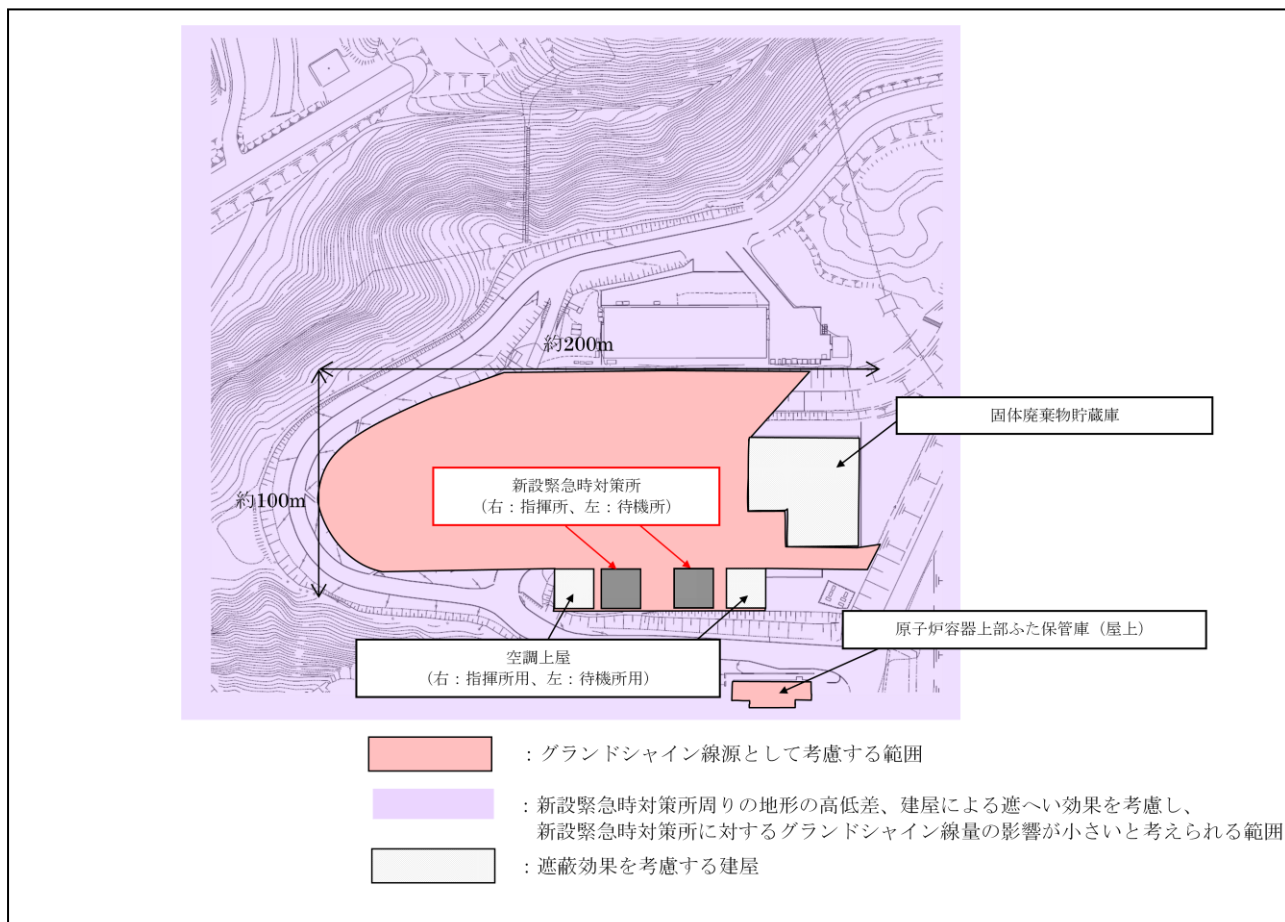


図 13-7-3 新設緊急時対策所のグランドシャイン線量評価において考慮する線源範囲

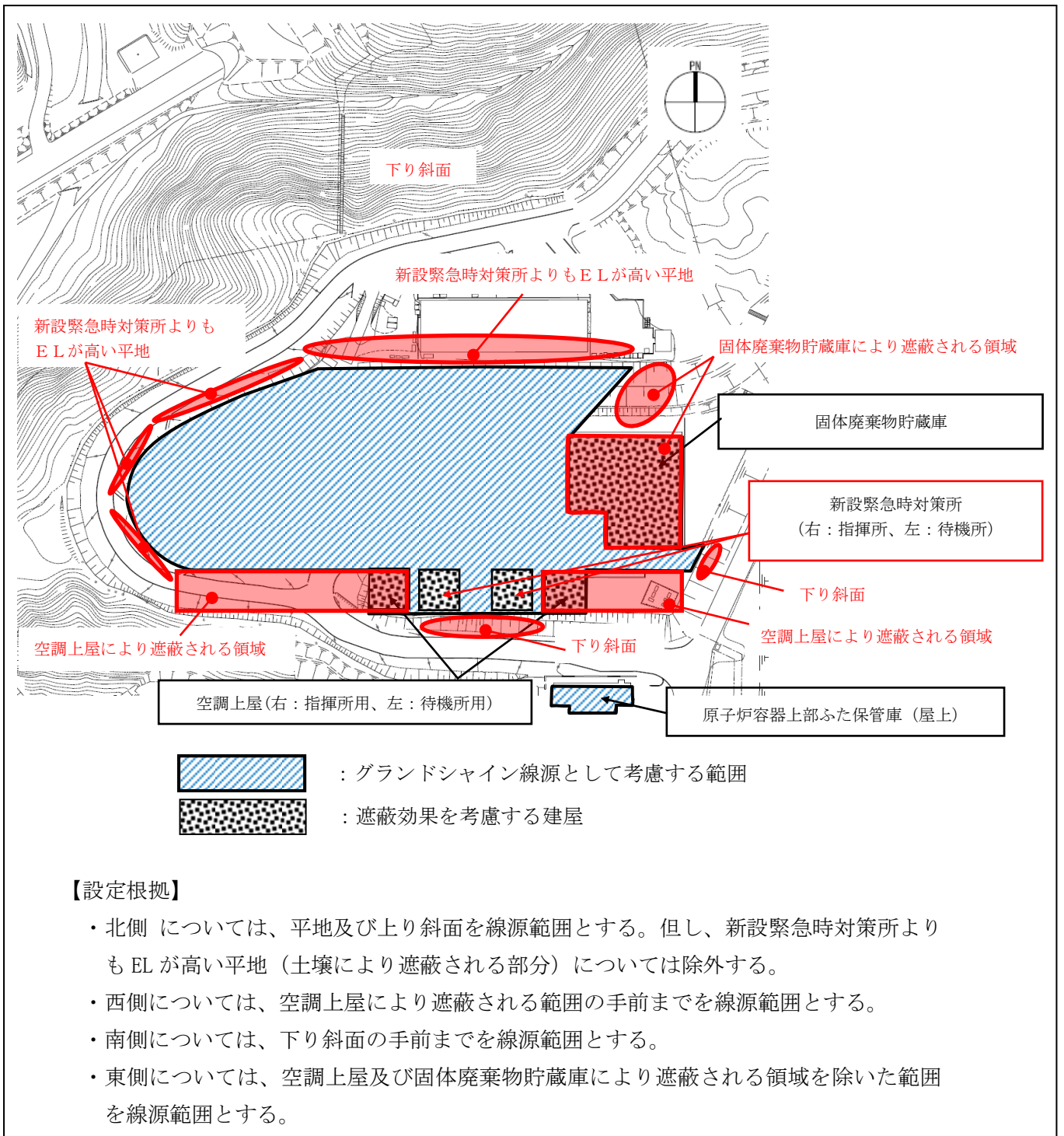


図 13-7-4 新設緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の設定根拠

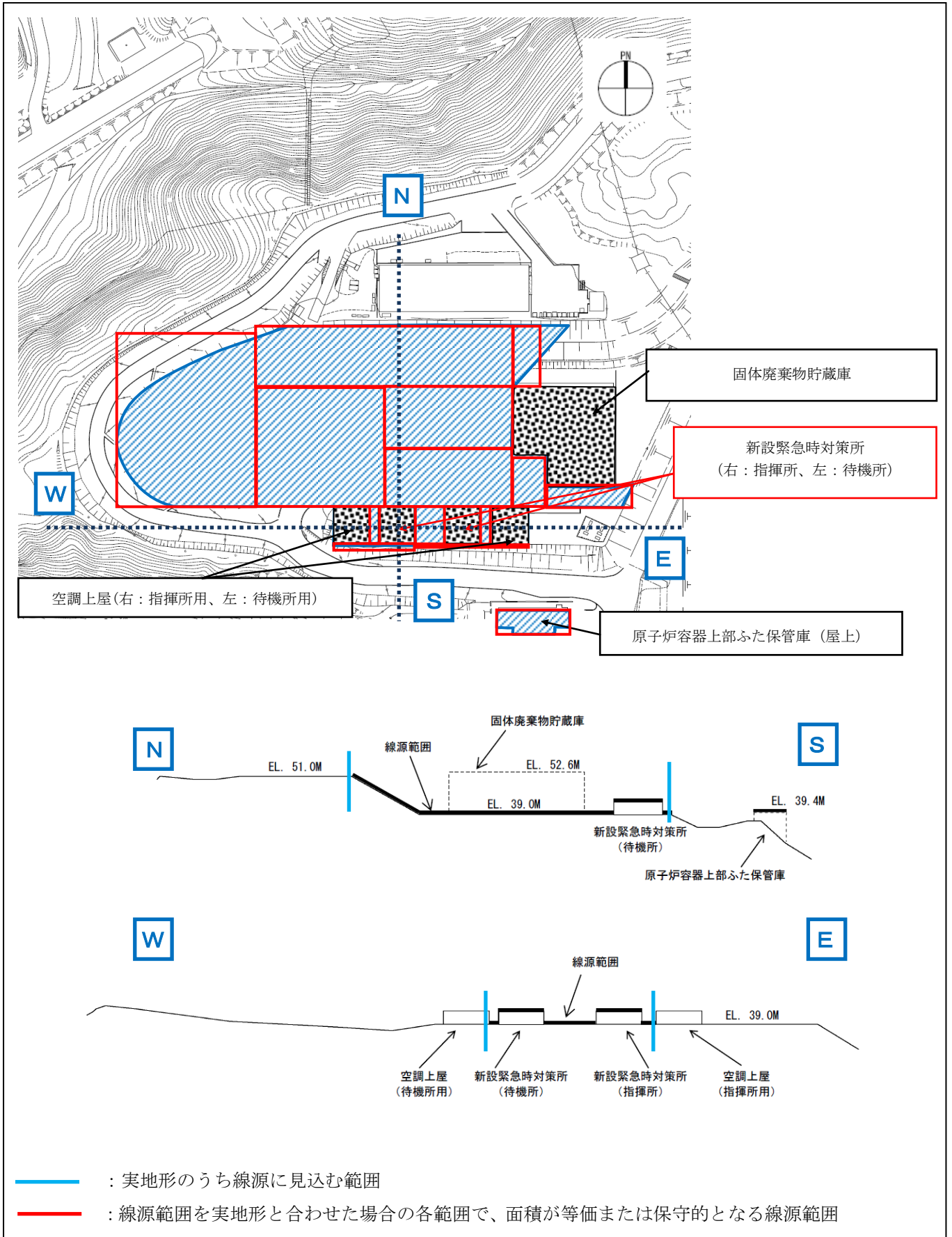


図 13-7-5 新設緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の断面図

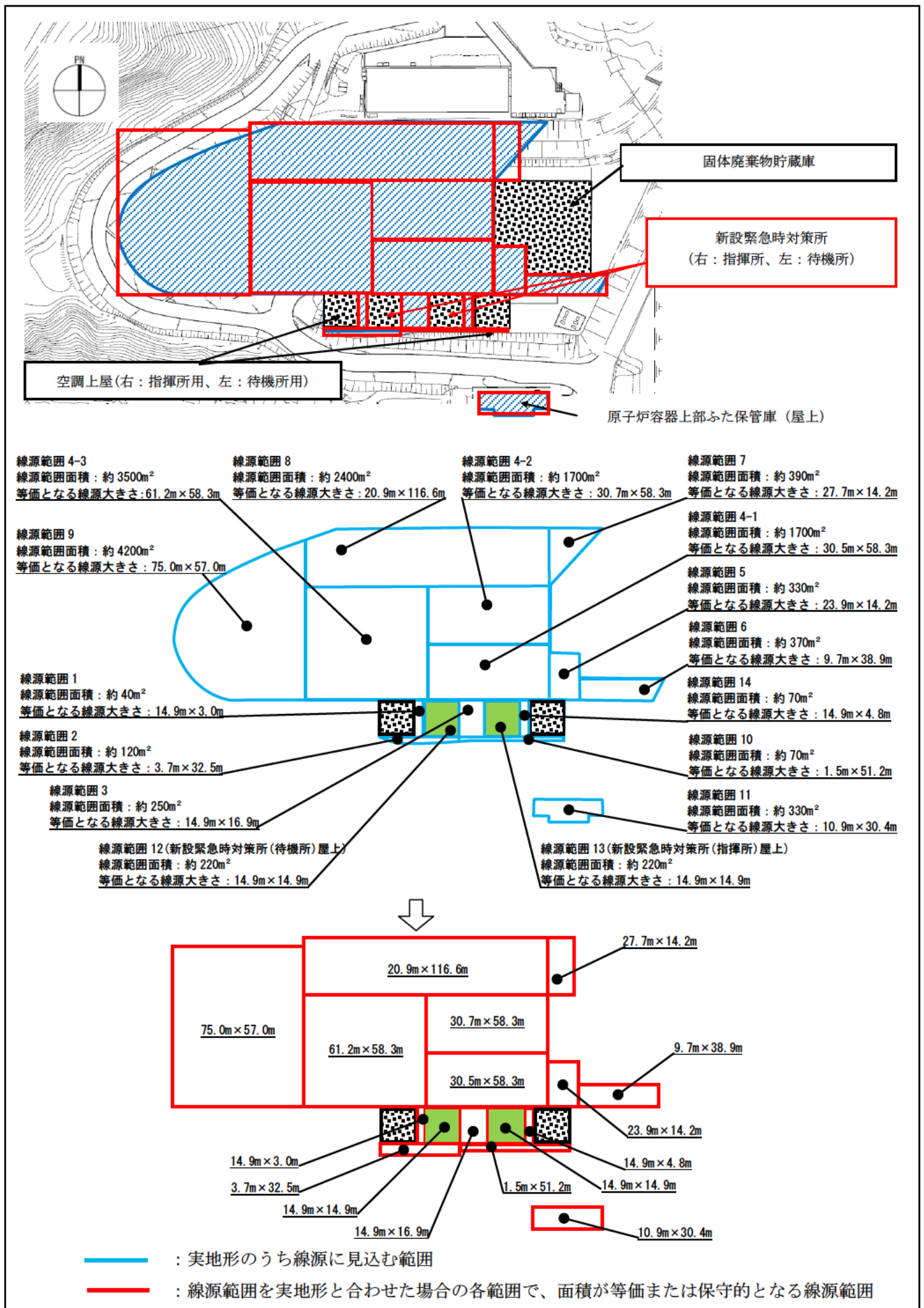


図 13-7-6 新設緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の設定

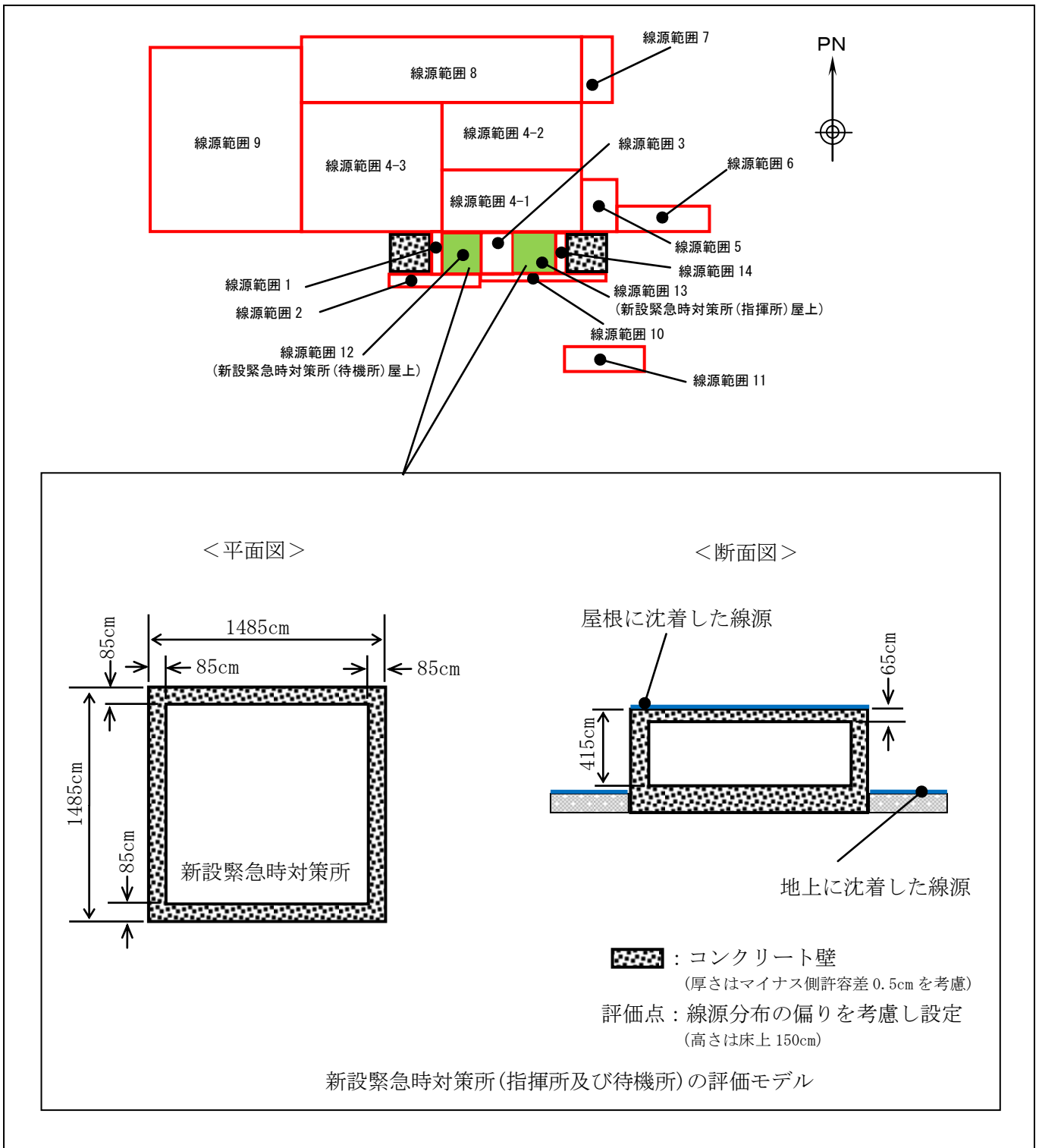


図 13-7-7 新設緊急時対策所(指揮所及び待機所)のグランドシャイン計算モデル

13-8 直接線及びスカイシャイン線評価について

原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線評価では、重大事故時等に原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物を線源としている。

このため、原子炉格納容器からの直接線及びスカイシャイン線評価では、以下のとおりモデル化を行っている。

(1) 原子炉格納容器のモデル化

原子炉格納容器外部遮蔽の厚さは、0.3m～1.0m、円筒部 1.0m であるが、線量計算では、安全側にマイナス側許容差（-5mm）を考慮してモデル化する。また、形状は原子炉格納容器自由体積及び内径を保存してモデル化し、直接線量を QAD コード、スカイシャイン線量を SCATTERING コードで計算している。

なお、原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとし、代替原子炉格納容器スプレイを使用するため、粒子状放射性物質の沈降が期待でき、これらは運転床レベル以下の自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。



図 13-8-1 3号炉原子炉格納容器モデル概略図

(2) 新設緊急時対策所のモデル化

新設緊急時対策所遮蔽の厚さは、壁 0.85m, 天井 0.65m であるが、線量計算では、安全側にマイナス側許容差 (-5mm) を考慮してモデル化する。なお、新設緊急時対策所内の計算点は人の高さ (床上 1.5m) における最大線量率箇所としている。



図 13-8-2 新設緊急時対策所モデル概略図

13-9 新設緊急時対策所内の濃度変化について

新設緊急時対策所（以下、「新設緊対所」という。）に取り込まれる放射性物質量の時間変化及び放射性物質の吸入摂取による新設緊対所での被ばくについては、旧 NISA 内規「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）」に記載の式に従い、新設緊対所の空調設備の設計に基づいて評価している。評価条件については、「13-1 新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について」に示すとおりである。

希ガス、よう素及びその他の粒子状物質について、新設緊対所内での濃度変化を図 13-9-1～図 13-9-5 に示す。

なお、放出停止後、新設緊対所内の放射性核種の減少は以下となる（放射性崩壊は考慮していない）。

$$Q = Q_0 \cdot \exp(-\Lambda t)$$

Q_0 : 放出停止時点の濃度

Λ : 排出による減衰係数

ここで、 $\Lambda = F_1 / V$

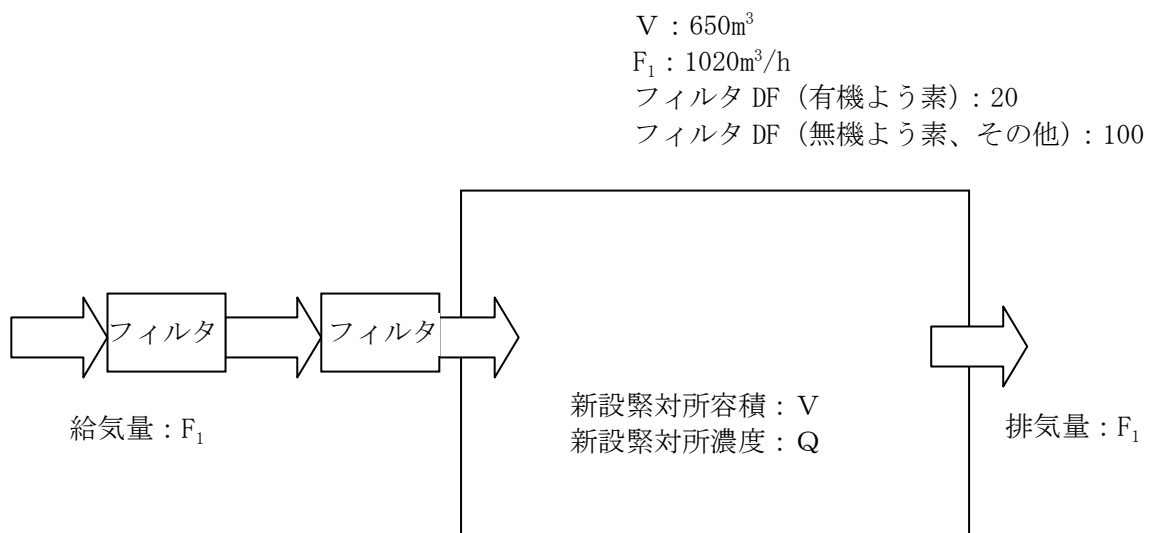
F_1 : 外気取込流量 (1020m³/h)

V : 新設緊対所内容積 (650m³)

であるので、

$$\Lambda = 1.569 \text{ (1/h)}$$

となる。このため、新設緊対所内の放射能濃度は 1 時間経過ごとに約 1/4.8 になる。ただし、希ガスはボンベ加圧により室内に侵入していないため、室内濃度は当初から 0 である。



濃度評価モデル(完全混合ボックスモデル)

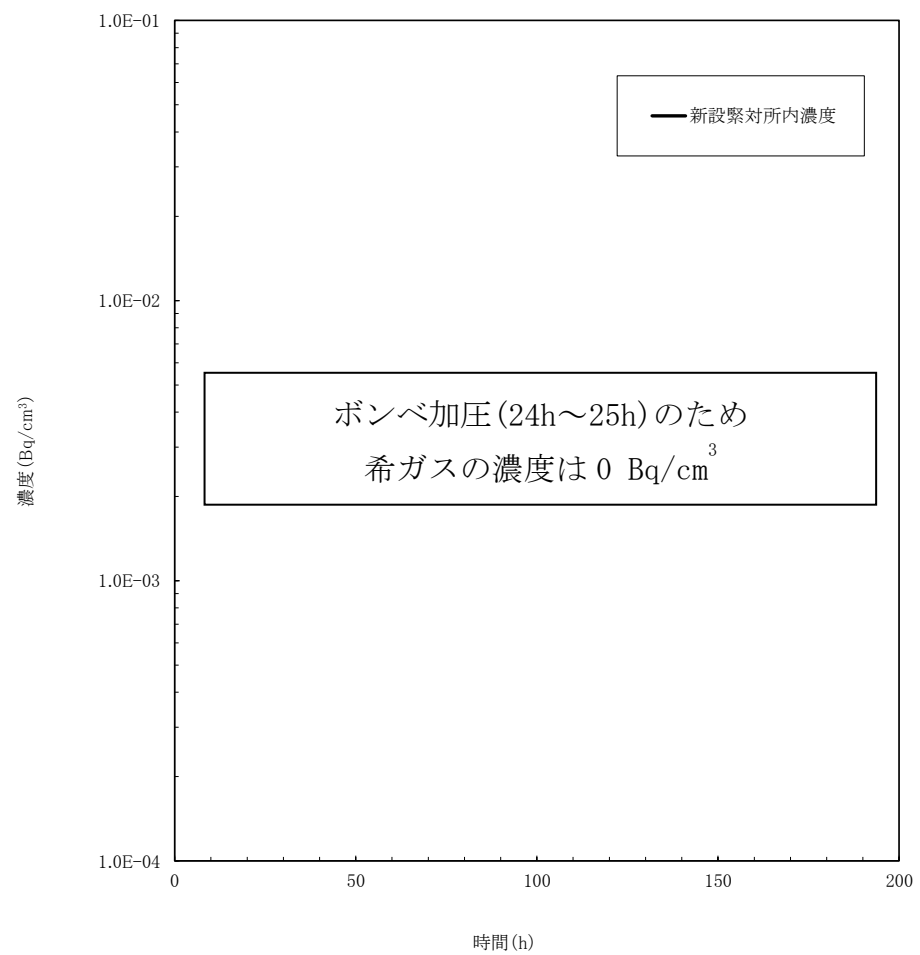


図 13-9-1 新設緊対所内の希ガス濃度 (0.5MeV 換算値)

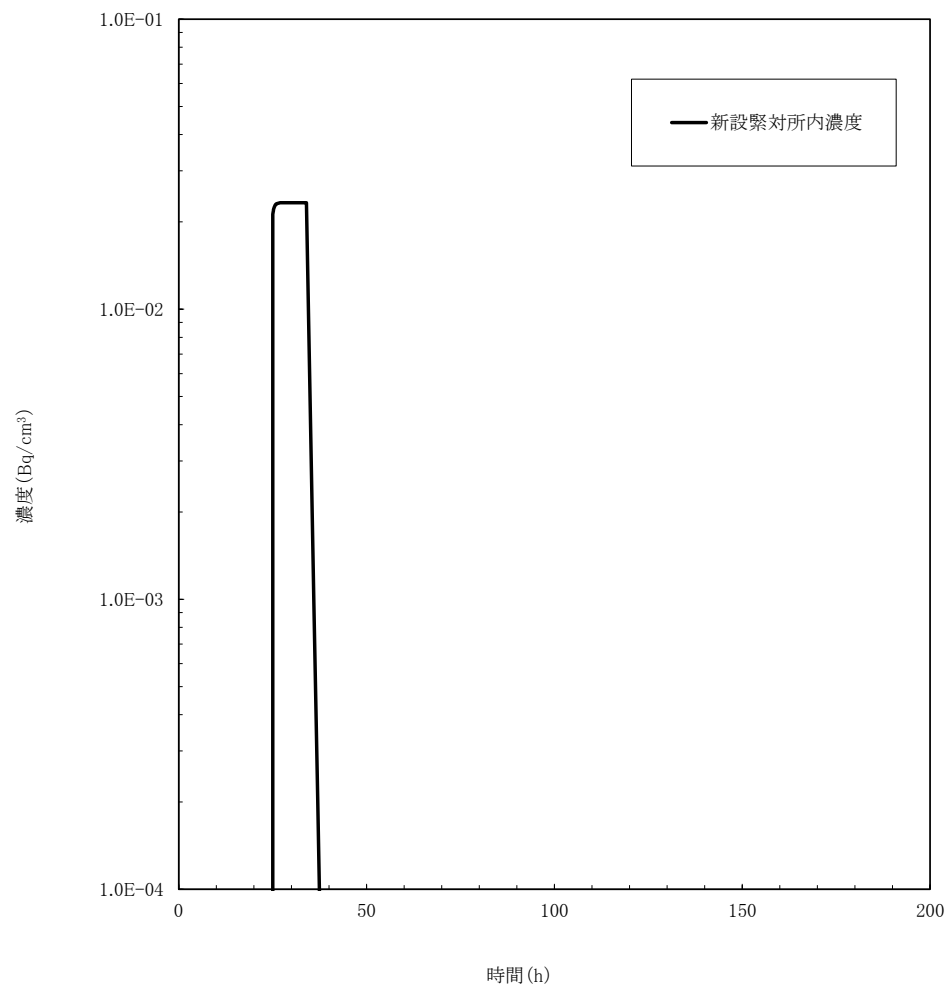


図 13-9-2 新設緊対所内のような素濃度 (I-131 等価値) (0~200 時間)

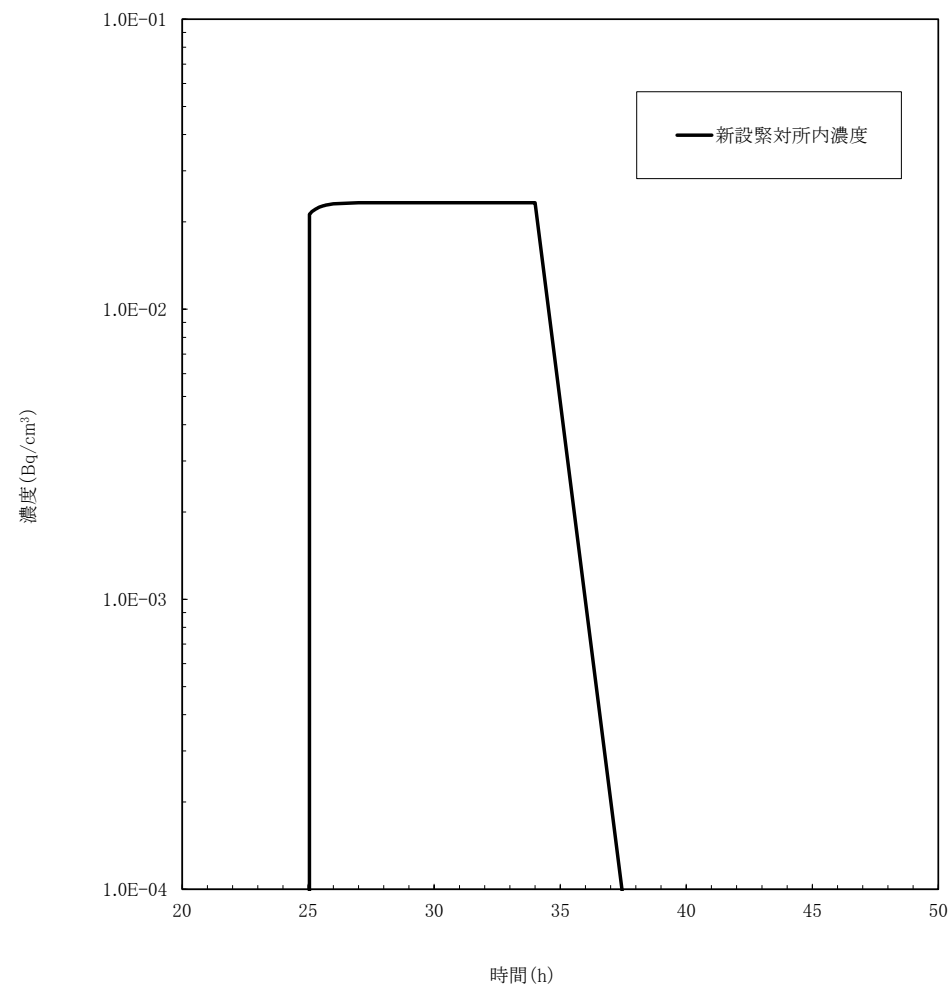


図 13-9-3 新設緊対所内のような素濃度 (I-131 等価値) (20~50 時間)

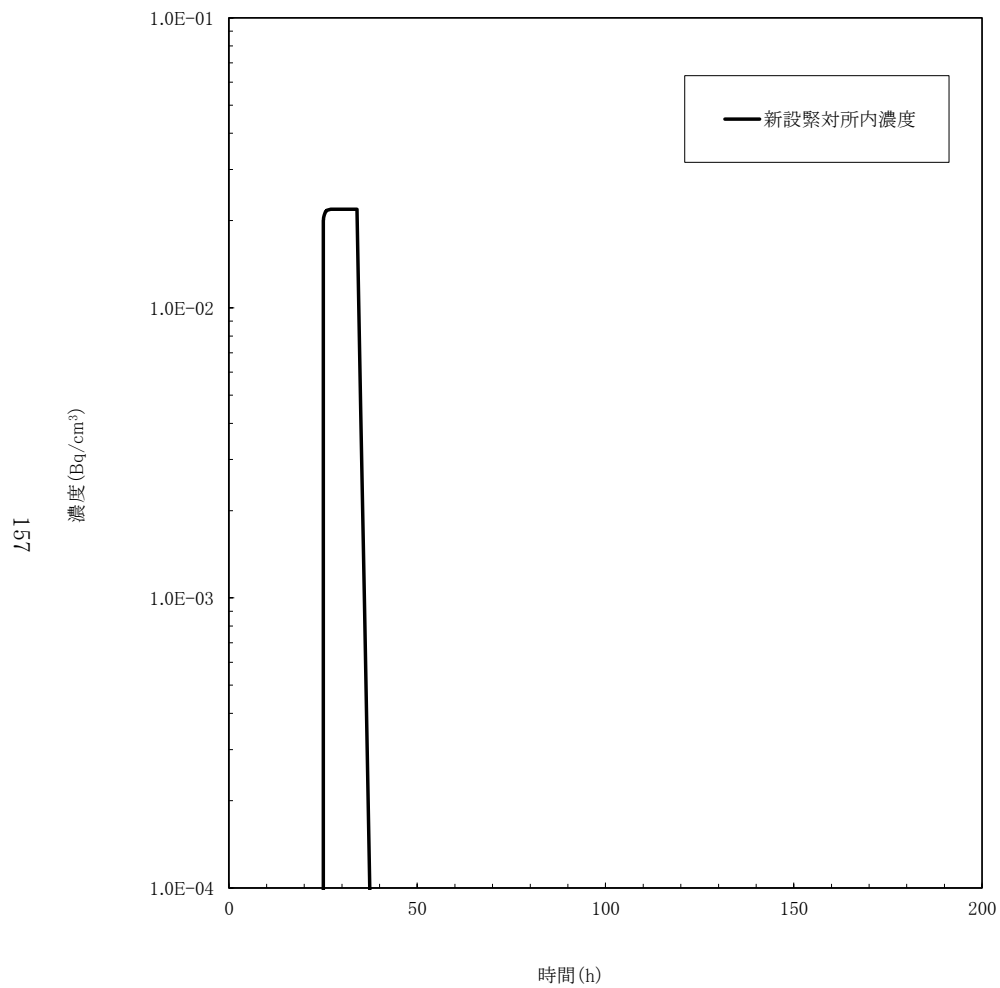


図 13-9-4 新設緊急対所内のその他核種濃度 (Gross) (0~200 時間)

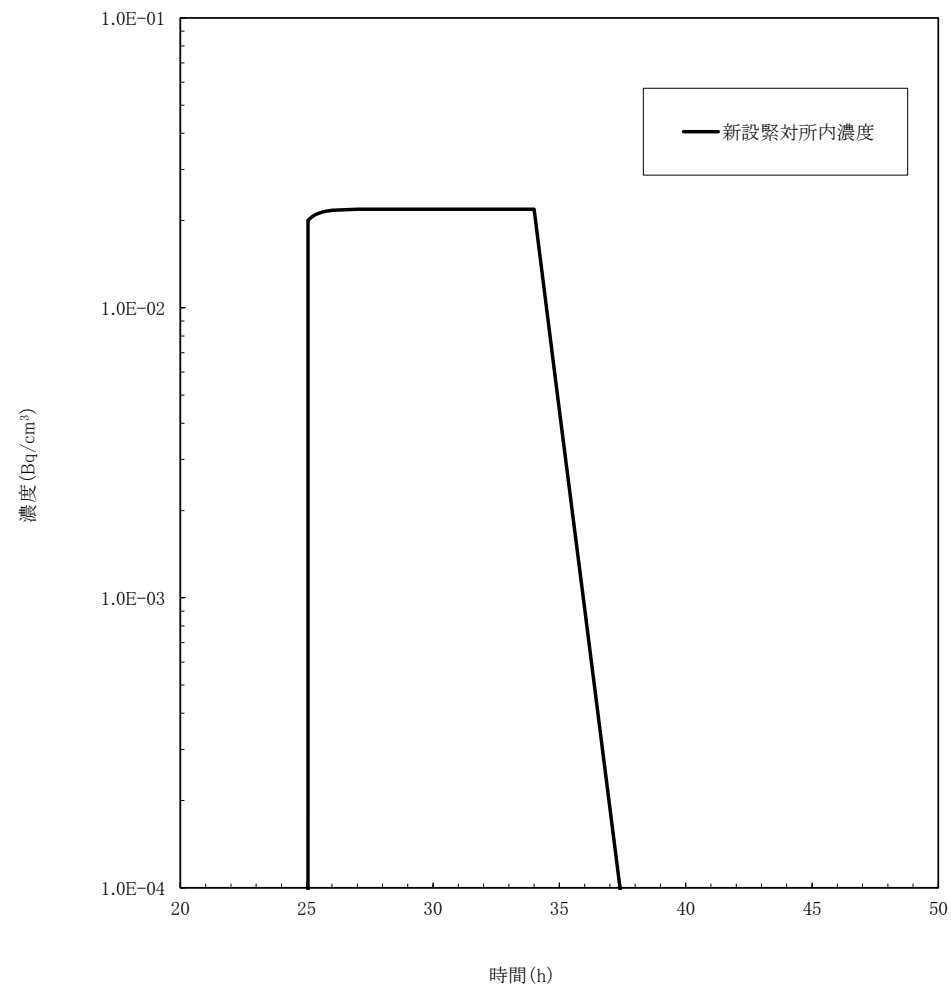


図 13-9-5 新設緊急対所内のその他核種濃度 (Gross) (20~50 時間)

13-10 対策要員の交替時における被ばく線量について

事故時には、個人の被ばく線量管理や新設緊急時対策所の対策要員数の管理の観点等から、対策要員の交替が必要になる状況を想定しておかなければならない。

この場合、事故発生初期から対策を行っていた要員が退域するときは新設緊急時対策所から出て発電所構外へ移動することになるため、移動に伴う被ばく線量を考慮し個人線量を管理する必要がある。このため、退域時の被ばく線量を評価することが必要になるが、「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」では97%積算値の気象条件を用いて評価するよう求めているため地表沈着量が増加し、地表面沈着に伴うグランドシャインによる外部被ばく線量が厳しく算出される。

事故発生時には、対策要員交替のための経路を確保する必要があるが、この際、放射線管理の観点から被ばく線量を低減するために、想定経路における線量測定や必要に応じて経路の変更や除染を実施し、被ばく線量の低減が可能な移動経路が決定されることになる。東京電力がホームページで公表している福島第一原子力発電所構内のサーベイデータ（福島第一原子力発電所サーベイマップ（建屋周辺））では、発電所敷地内の線量率（平成23年3月23日時点）は、0.6mSv/hから130mSv/hまでの範囲で分布しており、このデータからも移動経路は、事故時点の現場状況、線量率の状況により決定されるものと判断される。

今回評価した泊発電所における新設緊急時対策所居住性評価における線量は、対策員が7日間新設緊急時対策所に居住した場合の実効線量として、マスク着用を考慮しない場合で約13mSvと低い値である。このため、退域時の被ばく線量を東京電力福島第一原子力発電所構内のサーベイデータのうち最も高い線量率の値を基に、車両による15分間の移動として評価した場合においても居住性評価としての線量は100mSvを超えない。

実際には、先に述べたとおり、線量測定による線量の確認や移動経路の変更等により被ばく線量は大きく低減されるものとする。

13-11 新設緊急時対策所居住性に係る被ばく評価の適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>第76条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 </div>	<p>1 → 審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 東京電力福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定。放射性物質の大気中への放出割合は4.4(1)の通り。 ② プルーム通過時の対策要員はマスクを着用していないとして評価している。 ③ 交代要員体制：評価期間内の交代は考慮しない。 安定ヨウ素剤の服用：考慮しない。 仮設設備：加圧用ポンベによる室内の加圧を考慮する。 ④ 対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法

4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲

- 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。
- 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。
- ③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。

(1) 被ばく経路

原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。

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。

- 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく
- 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく

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。

- 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）
- 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）

4. 1 → 審査ガイド通り

①最適評価手法を適用し、「4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。

②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。

4. 1 (1) → 審査ガイド通り

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路は図2のうち、①～③の経路に対して評価している。評価期間中の対策要員の交代を考慮しないため、④、⑤の経路は評価しない。

4. 1 (1) ① → 審査ガイド通り

原子炉格納容器内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による新設緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。

原子炉格納容器内の放射性物質からの直接ガンマ線による新設緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。

4. 1 (1) ② → 審査ガイド通り

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による新設緊急時対策所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と新設緊急時対策所の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。

<p>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>新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 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） 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） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価^(※2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を 	<p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイド通り</p> <p>新設緊急時対策所に取り込まれた放射性物質は、新設緊急時対策所内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。 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新設緊急時対策所内に取り込まれる。新設緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 1 (1) ⑤ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 1 (2) → 審査ガイド通り 新設緊急時対策所の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。 ただし、評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイド通り</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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。

- 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。

- 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。
- 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。
- 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。
 - 上記cの結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。
 - 上記a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。
 - 上記a及びbの結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。
- 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。

4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件

(1) 沈着・除去等

- a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率
ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。
なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
- b. 空気流入率
既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定

新設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している。
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している。

- 4. 1 (2) b. → 審査ガイド通り
被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、1997年1月から1997年12月の1年間における気象データを使用している。
- 4. 1 (2) c. → 審査ガイド通り
原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉格納容器内の線源強度を計算している。
- 4. 1 (2) d. → 審査ガイド通り
前項cの結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。
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。
前項a及びbの結果を用いて、新設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）を計算している。
- 4. 1 (2) e. → 審査ガイド通り
前項dで計算した線量の合計値が判断基準（対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと）を満足することを確認している。
- 4. 2 (1) a. → 審査ガイド通り
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット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%、無機よう素及び微粒子フィルタは99%として評価している。
- 4. 2 (1) b. → 審査ガイド通り
新設緊急時対策所は、設計に基づき加圧用ポンベによって新設緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて新設緊急時対策所内を加圧するため、フィルタを通らない空気流入はないとしている。

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

する。

新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）

(2) 大気拡散

a. 放射性物質の大気拡散

- 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。

なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。

- 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。

- ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(参3)における相関式を用いて計算する。

- 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

- 原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。

一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向_nについて、放出点の位置が風向_nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4の領域An)の中にある場合

三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(参4)。

- 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのでは

4. 2 (2) a. → 審査ガイド通り

放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。

泊発電所内で観測して得られた1997年1月から1997年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用している。

水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。

放出点(地上)から近距離の建屋(原子炉格納容器)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。

一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。

放出点が地上であるため、建屋の高さの2.5倍に満たない。

放出点(地上)の位置は、図4の領域Anの中にある。

評価点(新設緊急時対策所)は、巻き込みを生じる建屋(原子炉格納容器)の風下側にある。

建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位(2方位)を対象としている。

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

なく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

- ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(※1)による。

b. 建屋による巻き込みの評価条件

- ・巻き込みを生じる代表建屋

- 1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。
- 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。

- ・放射性物質濃度の評価点

- 1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定

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。

- i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入
- ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入

- 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。

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。

- 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。

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。

4. 2 (2) b. → 審査ガイド通り

建屋巻き込みによる拡散を考慮している。

放出源（地上）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格納容器を代表建屋としている。

新設緊急時対策所では事故後 24 時間から 25 時間までは加圧用ポンペにより新設緊急時対策所内を加圧するため、新設緊急時対策所内への直接流入はないとしている。
事故後 25 時間からは換気設備により外気を取り入れて新設緊急時対策所内を加圧するため、新設緊急時対策所内への直接流入はないとしている。

新設緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（外壁の北東部）を選定するが、具体的には、保守的に放出点（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。

3) 代表面における評価点

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。

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。

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。

iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。

また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、 σ_{y0} 、 σ_{z0} の値を適用してもよい。

・着目方位

1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

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

評価点は新設緊急時対策所の給気箇所である指揮所用空調上屋として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（外壁の北東部）としている。

新設緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（外壁の北東部）を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。

評価点は新設緊急時対策所のうち放出源に近い指揮所用空調上屋（給気箇所）として、格納容器から指揮所用空調上屋の最近接点（外壁の北東部）とし、保守的に放出点と評価点とが同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、拡散パラメータを算出している。

建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位（2方位）を対象としている。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 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>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。</p> <p>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方位(2方位)を評価方位として選定している。</p> <p>「着目方位1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉格納容器の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</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>新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(※1)による。 <p>d. 地表面への沈着 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 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 	<p>原子炉格納容器の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉格納容器の地表面から上側の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイド通り 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（保守的に1時間とする）を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。 年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイド通り 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. → 審査ガイド通り プルーム通過中は加圧用ポンベによって新設緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて新設緊急時対策所内を加圧することを前提としているため、一の経路（外気取入）で放射性物質がフィルタを通して取り込まれることを仮定している。また、新設緊急時対策所内は加圧するため、二の経路（空気流入）で放射性物質がフィルタを通らずに流入してくることは仮定していない。</p> <p>新設緊急時対策所内では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p>

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	新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>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"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮す 	<p>外気取入による放射性物質の取り込みについては、新設緊急時対策所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>加圧用ポンベによって新設緊急時対策所内を加圧又は換気設備によって外気を取り入れて新設緊急時対策所内を加圧することを前提としているため、フィルタを通らない空気流入はないものとしている。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイド通り</p> <p>クラウドシャインによる外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。 新設緊急時対策所の対策要員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b. → 審査ガイド通り</p> <p>グランドシャインによる外部被ばく線量については、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。 新設緊急時対策所の対策要員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) c. → 審査ガイド通り</p> <p>新設緊急時対策所における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。</p> <p>新設緊急時対策所では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。 マスク着用しないものとして評価している。</p>

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

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。

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

- ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。
- ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

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）

- ・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。

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）

- ・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。

g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく

- ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。
- ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。

h. 被ばく線量の重ね合わせ

- ・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。

4. 2 (3) d. → 審査ガイド通り

新設緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、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分して計算している。

新設緊急時対策所では室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。

4. 2 (3) e. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

4. 2 (3) f. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

4. 2 (3) g. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

4. 2 (3) h. → 3号炉単独発災を想定し、評価している。

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

(1) ソースターム

a. 大気中への放出割合

- ・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する^(参5)。

希ガス類：97%

ヨウ素類：2.78%

(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)

(NUREG-1465^(参6)を参考に設定)

Cs 類：2.13%

Te 類：1.47%

Ba 類：0.0264%

Ru 類：7.53×10⁻⁸%

Ce 類：1.51×10⁻⁴%

La 類：3.87×10⁻⁵%

(2) 非常用電源

緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。

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。

(3) 沈着・除去等

a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備

緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。

(4) 大気拡散

a. 放出開始時刻及び放出継続時間

- ・放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する^(参5)（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した1号炉の放出開始時刻を参考に設定）。
- ・放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する^(参5)（福島第一原子力発電所2号炉の放出継続時間を参考に設定）。

b. 放出源高さ

4. 4 (1) → 審査ガイド通り

事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。なお、放出開始までの24時間の核種の崩壊及び娘核種の生成は考慮する。

4. 4 (2) → 審査ガイド通り

新設緊急時対策所の非常用電源の給電は考慮するものの、放出開始時間が事象発生後24時間のため、放出開始までに電源は復旧している。

4. 4 (3) → 審査ガイド通り

放射性物質の放出開始までに新設緊急時対策所の換気設備の非常用電源は復旧している。

4. 4 (4) a. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定

放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故発生24時間後とする。

放射性物質の大気中への放出継続時間は、気体の希ガス類は短時間で放出するため1時間とし、ヨウ素及びその他核種は10時間とする。

4. 4 (4) b. → 審査ガイド通り

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

放出源高さは、地上放出を仮定する^(参5)。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する^(参5)。

(5) 線量評価

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

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

➤ NUREG-1465の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合(被覆管破損放出～晚期圧力容器内放出)^(参6)を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

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

BWRについては、MELCOR解析結果^(参7)から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は0.3倍と仮定する。

また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。

➤ 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。

選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

- ・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。
- ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
- ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい

放出源高さは、地上放出として評価する。
放出エネルギーは考慮しない。

4. 4 (5) a. → 審査ガイド通り

福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、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。

原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後7日間の積算線源強度を計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

- 構造及び地形条件から計算する。
- 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
- ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記aと同様に設定する。
 - ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記aと同様の条件で計算する。

4. 4 (5) b. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

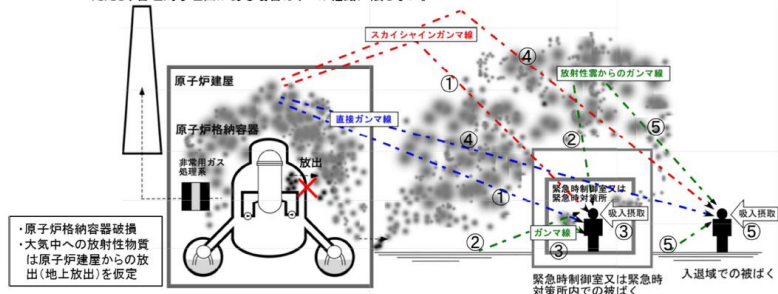
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路

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

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図2 → 審査ガイドの趣旨に基づき設定

新設緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

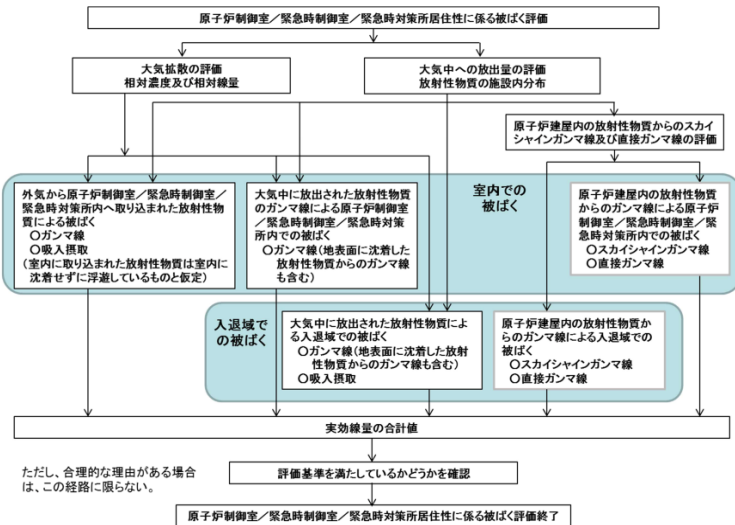
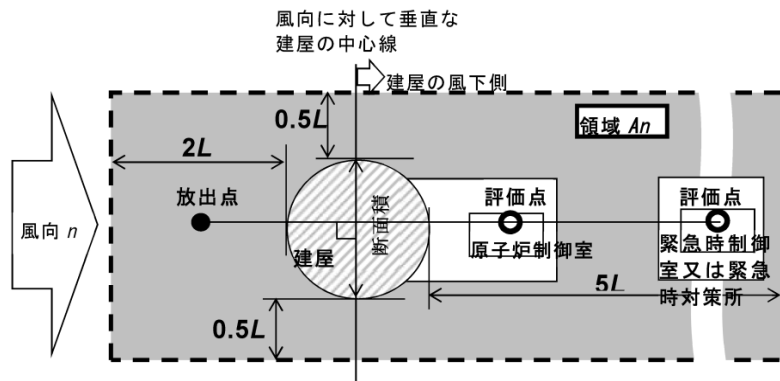


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図3 → 審査ガイド通り
新設緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、入退域での評価は実施しない。



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

図4 → 審査ガイド通り

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

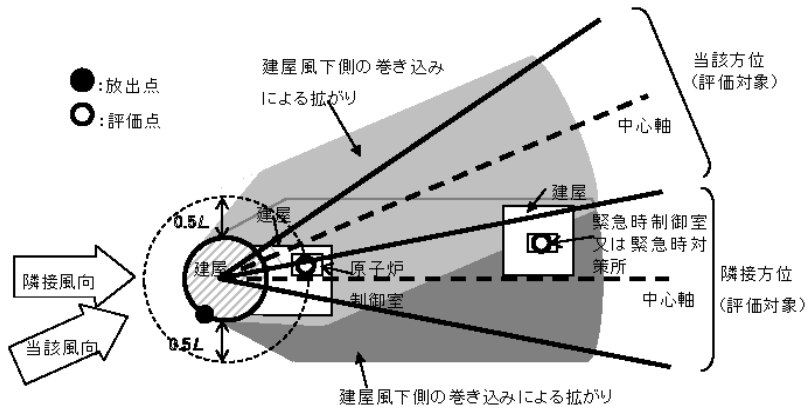
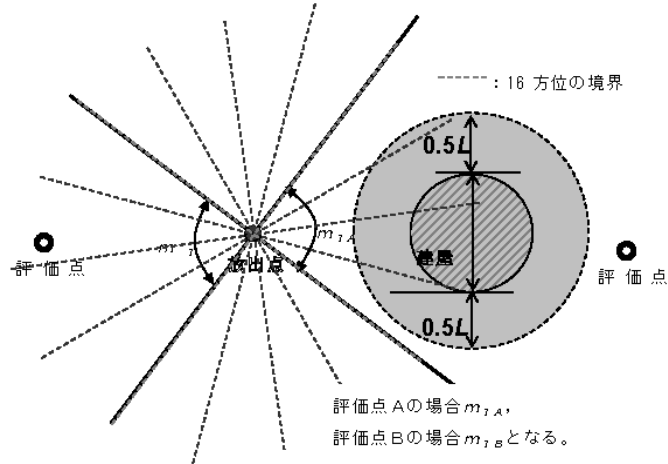


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイド通り

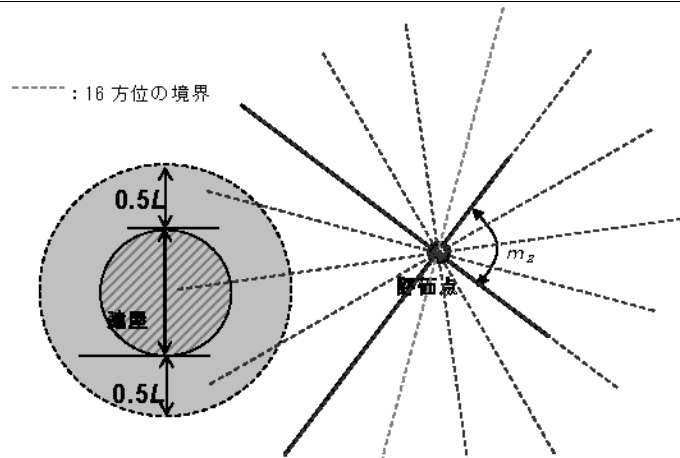


注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方
図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

図6 → 審査ガイド通り

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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

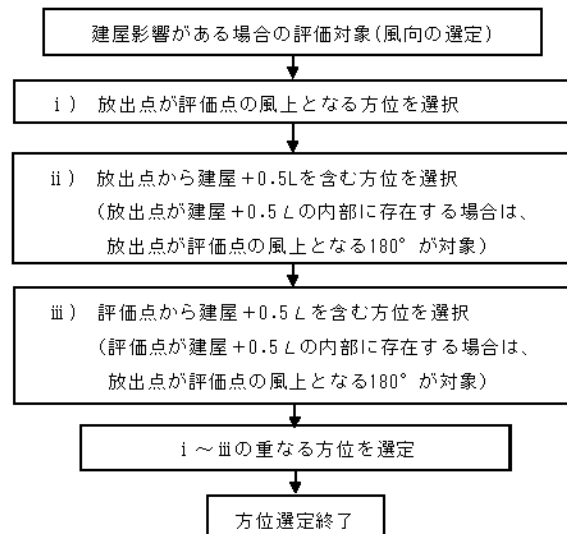


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図7 → 審査ガイド通り

図8 → 審査ガイド通り

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

新設緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

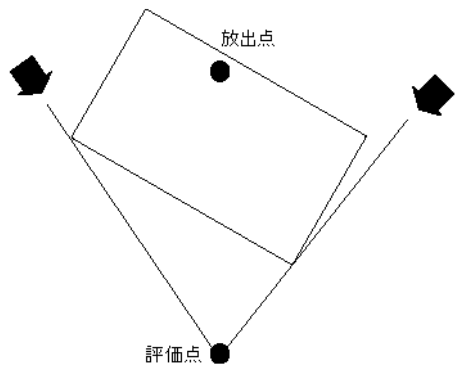


図9 評価対象方位の設定

図9 → 審査ガイド通り

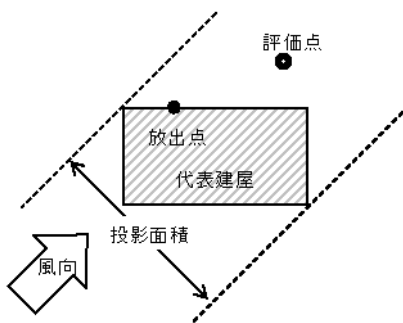


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図10 → 審査ガイド通り