

図 1-7-1 緊急時対策所滞在時のグランドシャイン線量計算概要

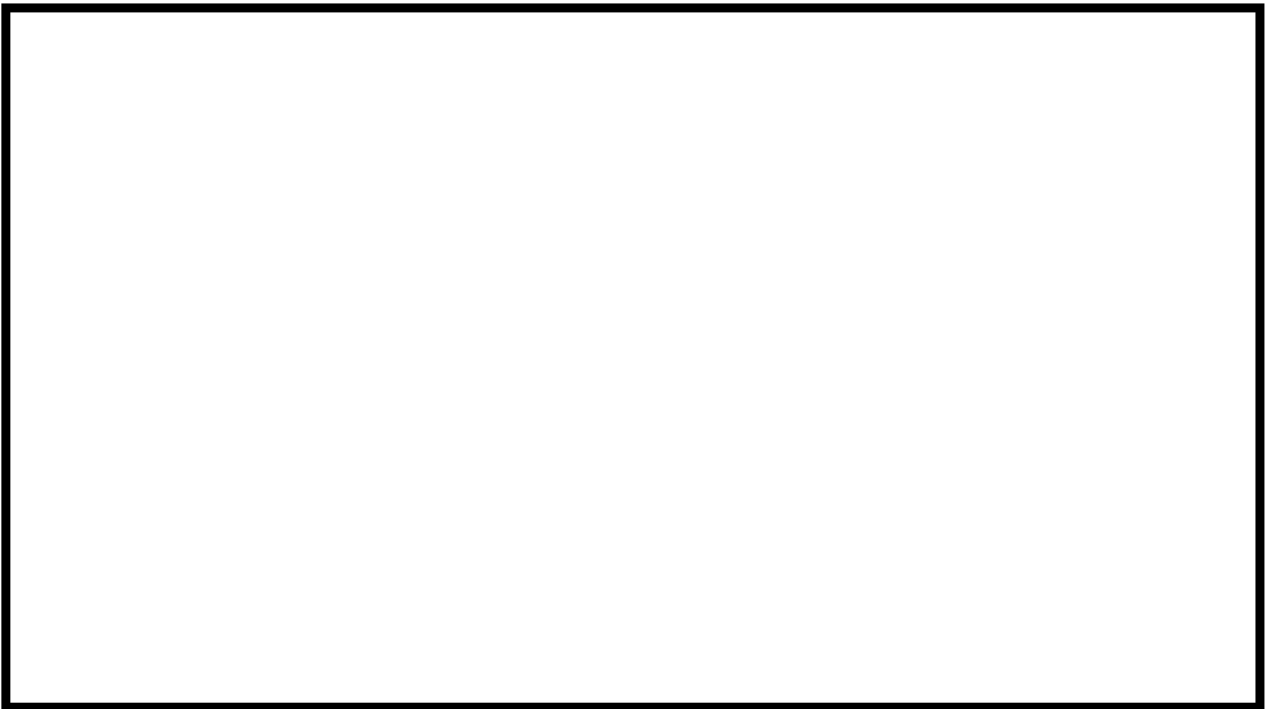


図 1-7-2 緊急時対策所のグランドシャイン計算モデル


 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。

表 1-7-2 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	$E \leq 0.1$	$1.6 \times 10^{19}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$2.7 \times 10^{18}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$6.4 \times 10^{19}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$1.6 \times 10^{20}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$4.3 \times 10^{20}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$3.4 \times 10^{20}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$1.2 \times 10^{20}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$1.3 \times 10^{19}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$1.0 \times 10^{19}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$2.7 \times 10^{17}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$8.5 \times 10^{13}$
5	$4 < E \leq 6$	$2.6 \times 10^{13}$
7	$6 < E \leq 8$	$2.9 \times 10^7$
9.5	$8 < E$	$4.5 \times 10^6$

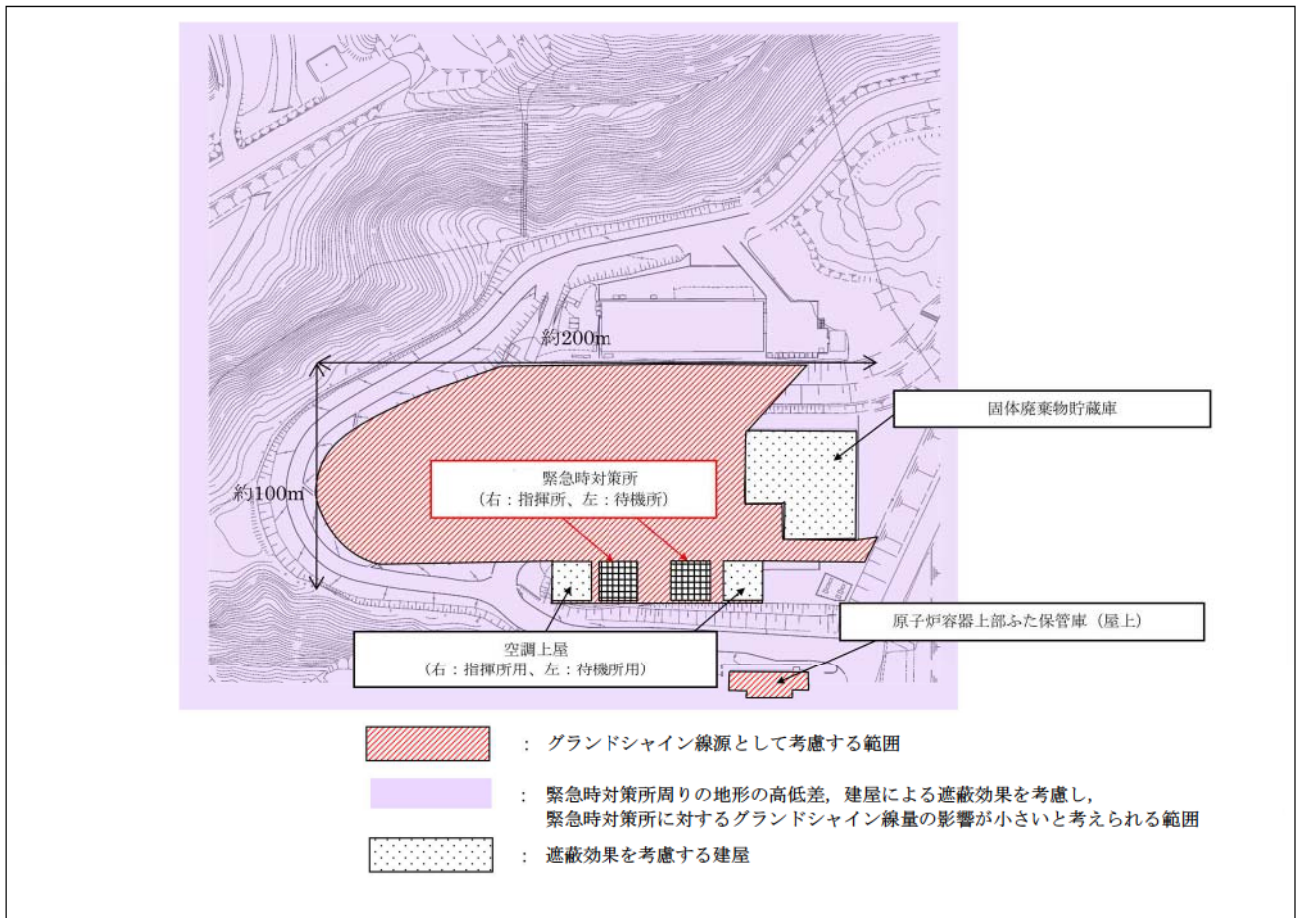
(c) グランドシャイン線量評価モデル

グランドシャイン線量評価においては、緊急時対策所の屋上面（約15m×約15m）及び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に7日間堆積し続けると想定し線源を設定した。

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1-7-3から図1-7-6に示す通り、緊急時対策所周围の現実的な地形を考慮して設定した。具体的には、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、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1-7-6に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1-7-7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。





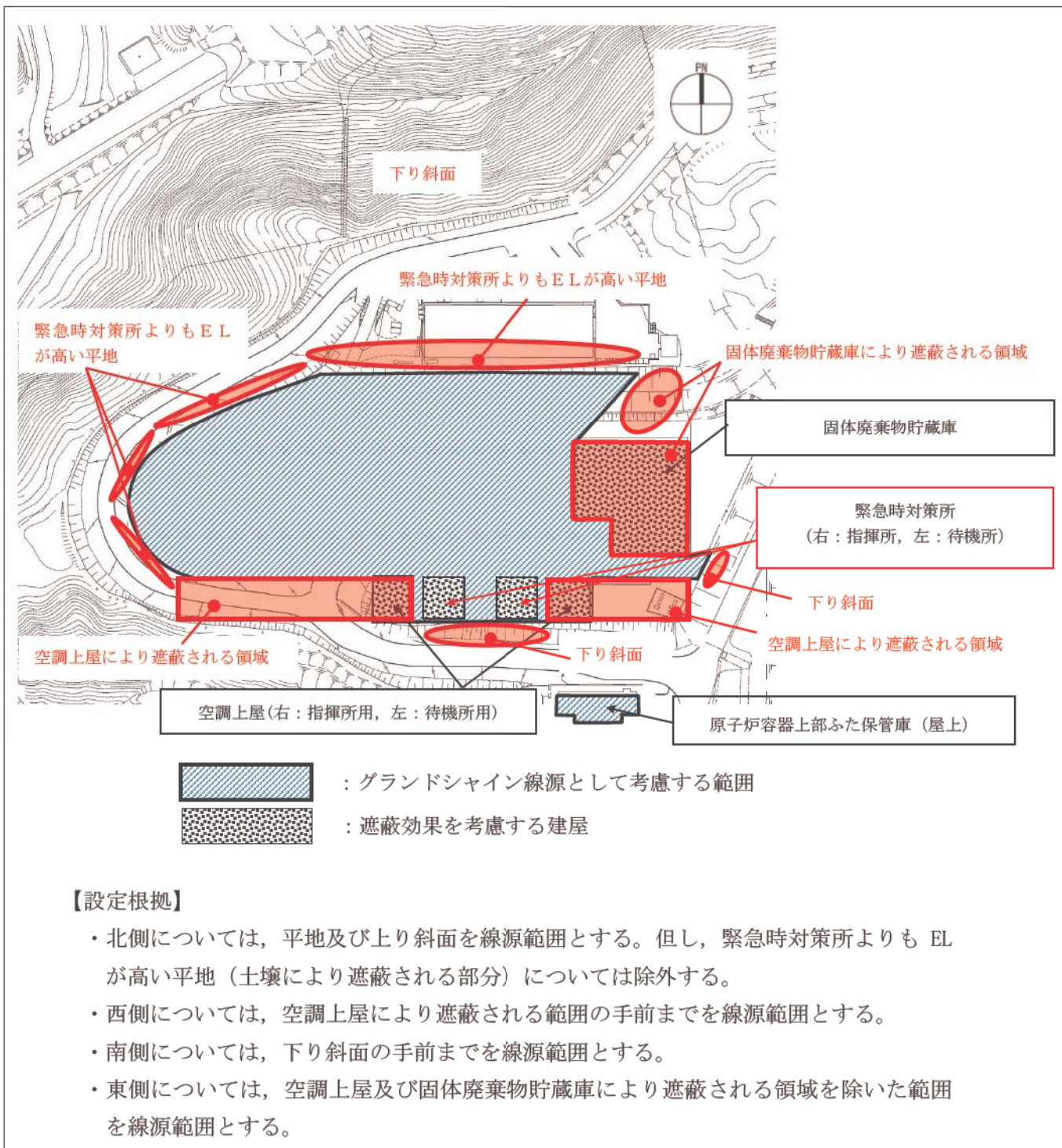
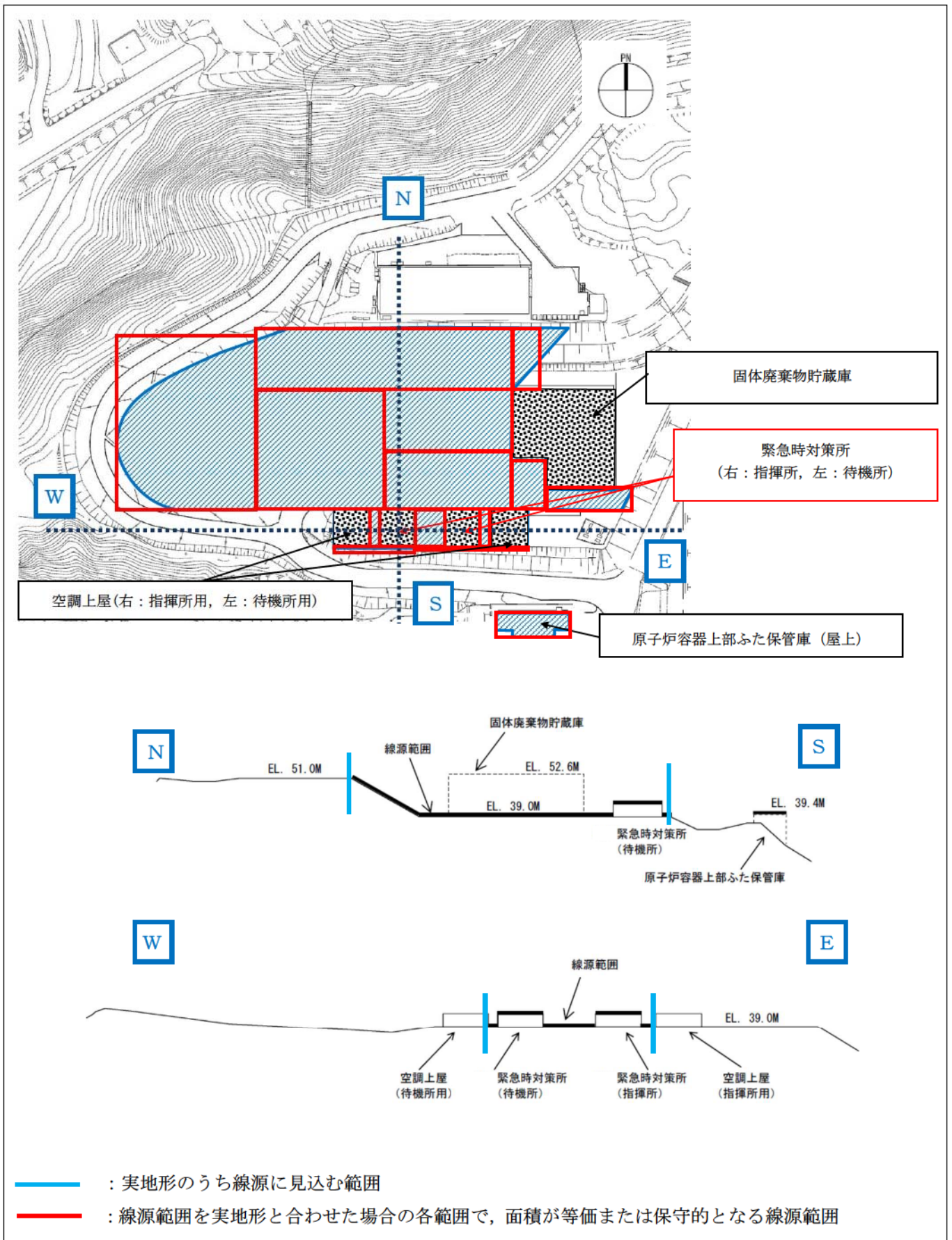


図 1-7-4 緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の設定根拠





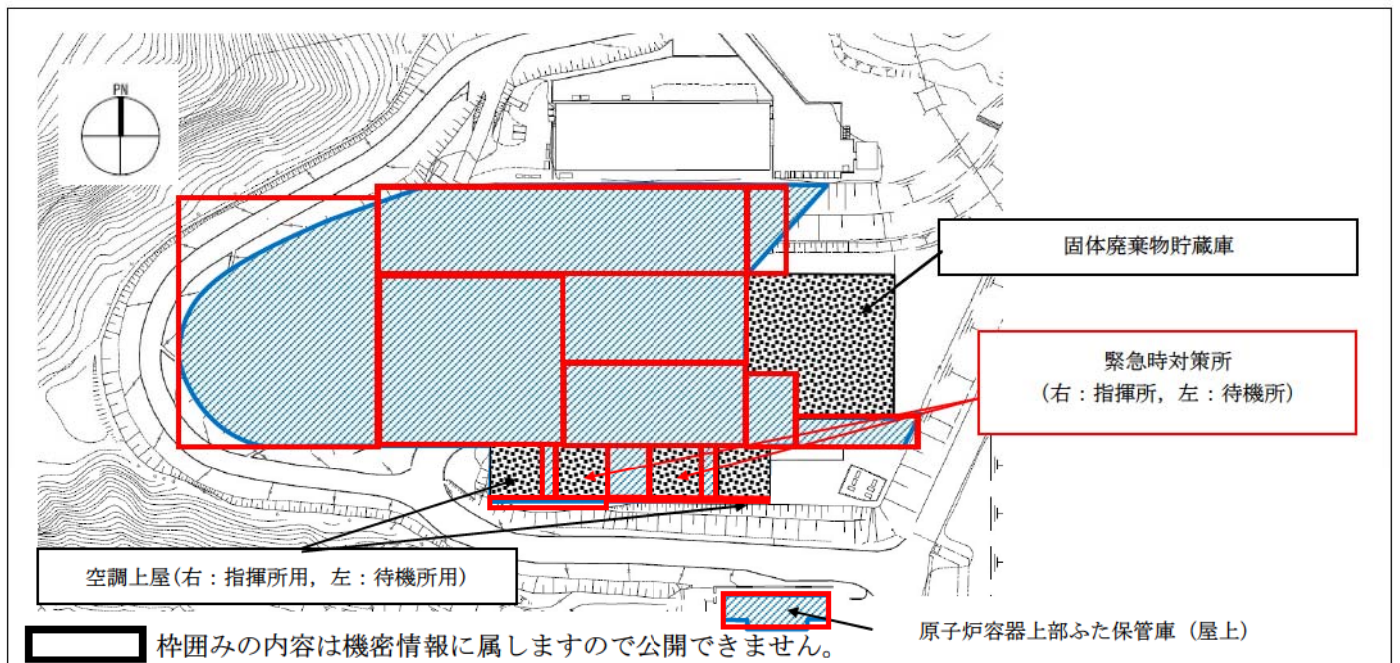
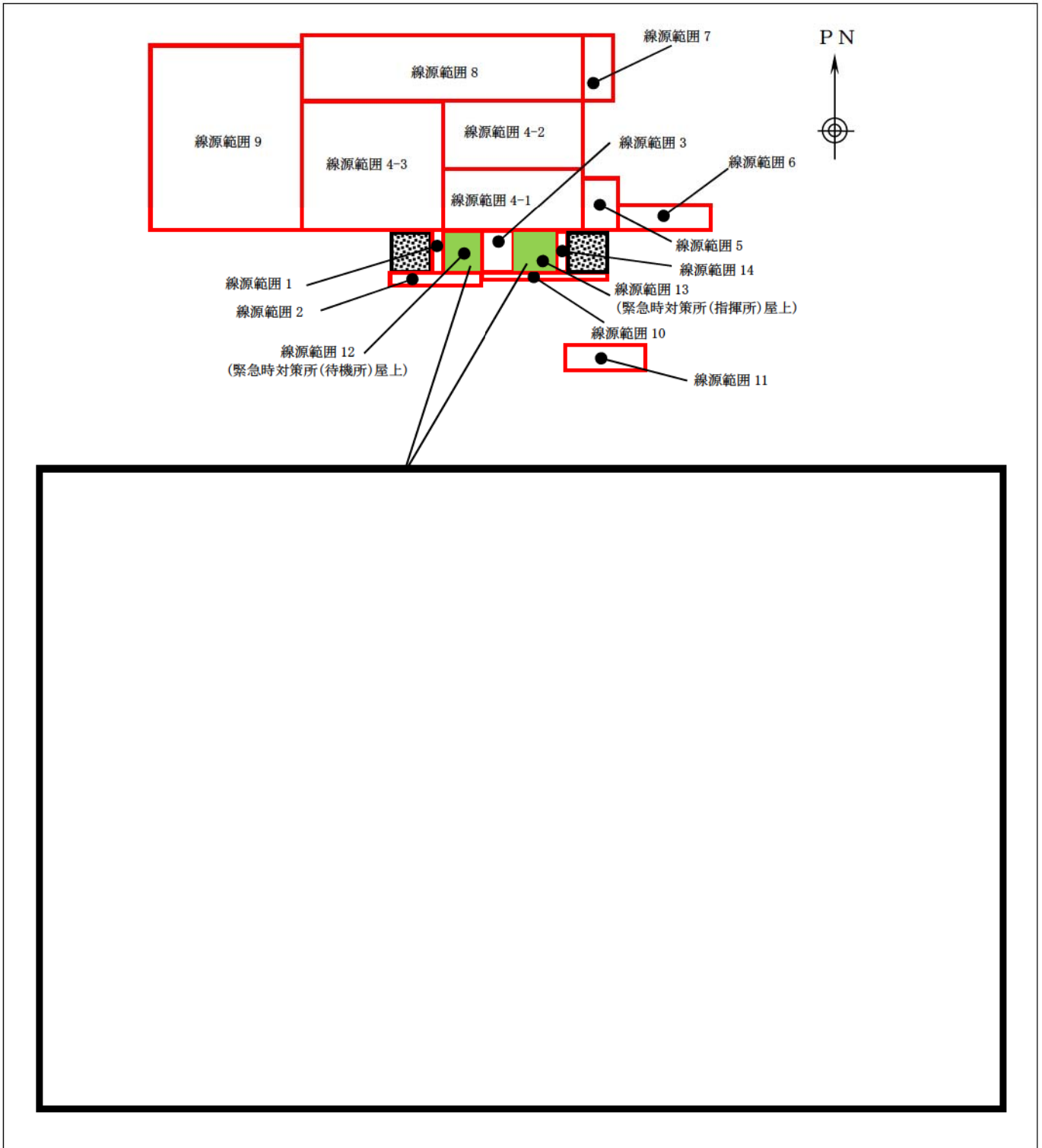


図 1-7-6 緊急時対策所のグランドシャイン線源範囲の設定



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。



## 2. 緊急時対策所の直接線，スカイシャイン線評価方法について

原子炉格納容器からの直接線，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，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，ドーム部 [ ] 円筒部 [ ] であるが，線量計算では，安全側にマイナス側許容差を考慮してドーム部 [ ] 円筒部 [ ] の厚さでモデル化する。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ている。ただし，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。



原子炉格納容器モデル化概略図

[ ] 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。

(2) 緊急時対策所のモデル化

緊急時対策所遮へいの厚さは、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、緊急時対策所内の計算点は緊急時対策所中央の人の高さ（床上 1.5m）としている。



緊急時対策所モデル化概略図

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。

## 1-8 緊急時対策所ブルーム通過判断について

### 1. 緊急時対策所の放射線防護の基本方針

緊急時対策所は、重大事故等によるブルーム発生時に、放射性物質から緊急時対策所にとどまる要員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、緊急時対策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、緊急時対策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

#### (1) 検知手段

図 1-8-1 にブルーム起因のガンマ線がどのように検知されるかを示し、図 1-8-2 にブルームの検知手段の配置を平面図上に示している。

発災想定 of 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）及び可搬型モニタリングポストを設置しており、さらに 3 号炉原子炉格納容器と緊急時対策所との間の緊急時対策所近傍に可搬型モニタリングポストを設置することとしている。

これにより、ブルームが流れている方向を確認し、緊急時対策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、緊急時対策所内に可搬型エリアモニタを設置し緊急時対策所内の放射線環境を監視する。

#### (2) 判断に用いるパラメータ

また、表 1-8-1 に、格納容器過圧破損事象に対して緊急時対策所で把握可能な情報と、ブルーム通過の判断に用いるパラメータを示す。

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と、環境の放射線に関する情報に集約され、緊急時対策所の可搬型エリアモニタの情報が追加される。

また、表 1-8-1 の右側にあるとおり、判断に用いるパラメータが複数存在し、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. 判断フロー

#### (1) 作業員の退避タイミング

緊急時対策所のボンベ加圧を確実にするための条件設定としては、緊急時対策所に滞在する要員が集合し他の要員が逃げ遅れることなく退避している必要がある。

この退避のタイミングは事故の事象進展に依存し、シビアアクシデント対策の総合的な有効性との一貫性が必要で一概に扱えるものではないが、一般的には、何らかの理由により、あらゆる対策を講じて除熱の確立を表すパラメータに改善が見られない場合、あるいは次々と対策をとる中で作業場所の空間線量が上昇した場合には退避すべきと考えられる。

例えば、格納容器からの除熱に失敗するシーケンスで、代替格納容器スプレイポンプによる注水や蒸気発生器への給水などの対策を実施したにもかかわらず格納容器圧力が上昇する場合は、放水砲による放水を設定し、退避すべきと考えられる。

この場合であっても、退避の判断、完了から格納容器が破損する可能性が高まるまで時間余裕があり、ボンベ加圧タイミングの判断に専念できる。



(2) 格納容器破損に係るパラメータの挙動予想

図1-8-3に、あくまでもモデルケースであるが、プルーム通過中のプラントパラメータと構内線量率のパラメータ挙動の予測を示す。

- ・ 格納容器の破損により格納容器圧力が急減する。
- ・ 緊急時対策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、それまでは格納容器外部遮蔽にさえぎられた直接線とスカイシャイン線であったのが、格納容器が急に喪失したような挙動となり、急上昇する。
- ・ 風向が緊急時対策所側の場合は、緊急時対策所近傍の可搬型モニタリングポストが、その後も低下せず、最近接時にピークを示す。
- ・ その段階でボンベ加圧を実施すれば、放射性物質の緊急時対策所への侵入を抑えることができる。

(3) ボンベ加圧の判断フロー

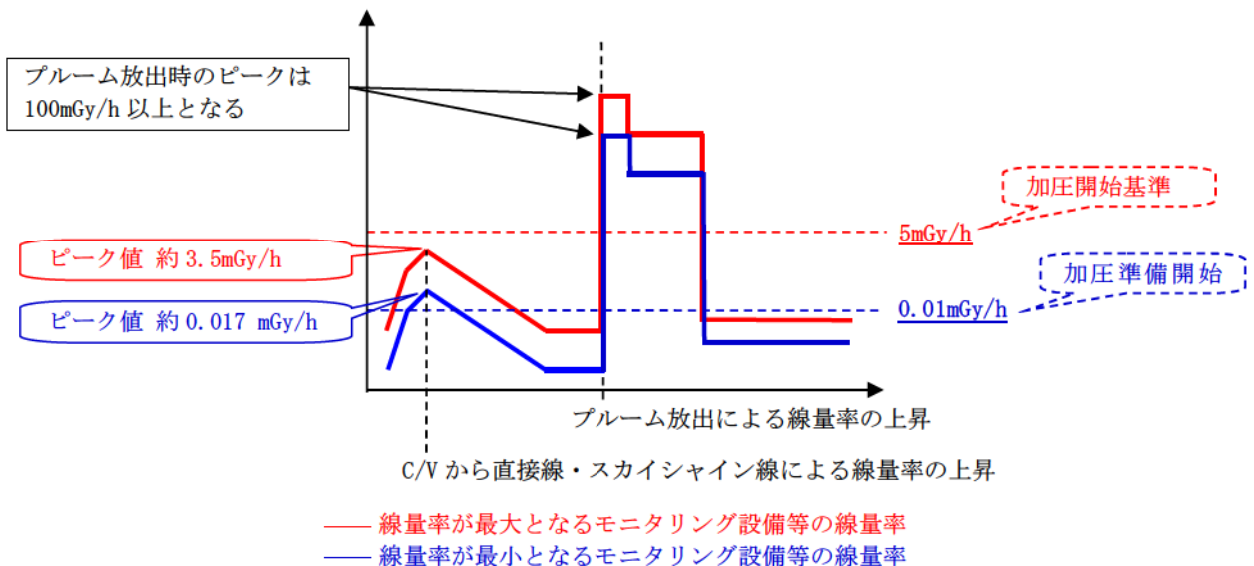
換気設備の運用の基本フローを図1-8-4に示す。炉心損傷後、格納容器の圧力が上昇し、同時にモニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所に近接した箇所に設置した可搬型モニタリングポストのいずれかの指示値が0.01mGy/h以上となった場合には、緊急時対策所建屋扉の閉止及びボンベ加圧準備を行う。

加圧準備開始の判断基準については、炉心損傷後、C/Vからの直接線及びスカイシャイン線による線量率が最小となるモニタリング設備等の線量率のピーク値が約0.017mGy/hであることから、ピーク値よりも低い線量率である0.01mGy/hを設定する。

また、可搬型空気浄化装置が稼動する前の段階で、早期に炉心損傷に至る場合にも、緊急時対策所建屋扉の閉止及びボンベ加圧準備を行うこととする。

その後、格納容器圧力が急減するなど、格納容器の健全性に関するパラメータから格納容器の大規模破損が発生したと判断され、モニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所に近接した箇所に設置した可搬型モニタリングポストのいずれかの指示値が5mGy/h以上となった場合に緊急時対策所への給気を可搬型空気浄化装置からボンベ加圧に切替える。

加圧開始判断基準については、炉心損傷後、C/Vからの直接線及びスカイシャイン線による線量率が最大となるモニタリング設備等の線量率のピーク値が約3.5mGy/hであり、また、プルーム放出時の線量率については希ガスが1時間で全て放出されたと想定した場合、いずれの方向にプルームが移動してもその付近のモニタリング設備等の線量率が100mGy/h以上となることから、大規模な放出に対する基準としてはその間の線量率である5mGy/hを設定する。



一方、より小さな希ガス放出率のケース等にも対応できるよう、上記によらず、緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が0.100 mSv/h以上になる場合においても、緊急時対策所への給気を可搬型空気浄化装置からボンベ加圧に切替える。

これらの早めのボンベ加圧により、緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを抑える。

なお、ボンベ加圧中は、緊急時対策所外との差圧及び緊急時対策所内の酸素・二酸化炭素濃度を測定し、差圧が100Pa以下、酸素濃度が19.0%以下、二酸化炭素濃度が1.0%以上の場合は、供給空気の流量を増やして諸値を調整する。

#### (4) ボンベ加圧終了の判断

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の証しとして、

- ・格納容器圧力が低下し安定していること
- ・それに伴ってモニタリング設備、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策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低下し安定していること
- ・緊急時対策所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

で判断することが適当であると考えられる。

また、具体的な加圧終了の判断基準として、緊急時対策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0.5mGy/h<sup>\*</sup>を下回り安定している場合にも放出が終息したと判断する。

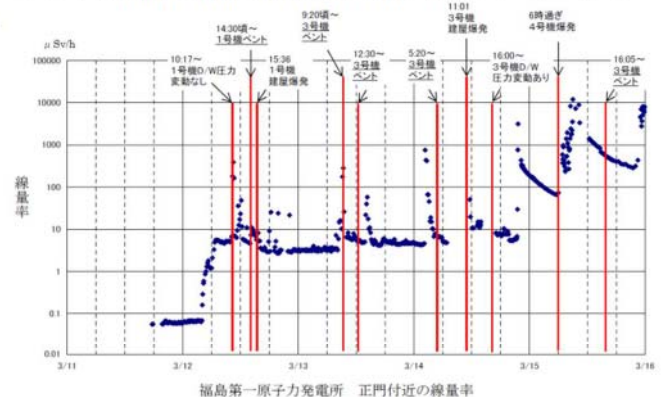
これらのパラメータの状況をもって、緊急時対策所への給気をボンベ加圧から可搬型空気浄化装置へ切り戻す。

※ 0.5mGy/hを0.5mSv/hとして換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、0.5mSv/h×168h=84mSvと100mSvに対して余裕があり、緊急時対策所の居住性評価結果である13mSvに加えても100mSvを超えることのない値として設定。

#### (5) プルーム通過後の措置

プルームが通過し、緊急時対策所を出て活動が可能な状態になったら、外気が清浄であることを緊急時対策所近傍に設置した可搬型モニタリングポストの指示値の低下状態で確認の上、原子炉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、緊急時対策所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。

なお、プルームの通過後は右図の福島第一発電所でのベント操作時の場合のように、降水物によりバックグラウンドが次第に上昇するものの、希ガスを含む放射性物質の放出現象はモニタポストで検知することが可能である。



#### 4. ボンベ加圧時間

前記のとおり運用をした場合のボンベ加圧時間等を検討する。

##### (1) 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1基分で、プルームの放出継続時間は10時間と想定する。



## (2) ボンベ加圧時間

ボンベ加圧時間は、前述のプルーム放出継続時間10時間に加え、以下の要因を加味し、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、放射性物質侵入抑制を図ることとする。(図1-8-5参照)

- ・ 気象条件によりボンベ加圧の判断が早まった場合。
- ・ 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。
- ・ 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

## (3) 現実的なボンベ加圧方法

前述のとおり、プルーム放出継続時間10時間に加え、前後に1時間の余裕を考慮して、ボンベ加圧時間として約12時間としているものの、現実的な放出想定に基づき適切なタイミングでボンベ加圧とフィルタを有する可搬型空気浄化装置を組み合わせ対応することとする。

### 【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(85%/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、緊急時対策所側に風が吹いておらず緊急時対策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号炉から緊急時対策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、緊急時対策所側に継続して風が吹く確率も小さいため、風向が緊急時対策所側でない場合はボンベ加圧を停止できる。(図1-8-6参照)

なお、緊急時対策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、緊急時対策所可搬型空気浄化装置からボンベ加圧に切り替える手順(図1-8-7参照)に示すとおり、緊急時対策所を正圧に保ったまま、放射性物質を侵入させず、かつ短時間でボンベ加圧に切替えることが可能であり、適切なタイミングで加圧が可能である。

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急時対策所内に供給されることから、緊急時対策所内は清浄な状態を保つことができる。

## 5. 参考

### (1) 格納容器過圧破損時の固定モニタポストの線量率変化の評価

格納容器内の閉じ込められていた放射性物質が格納容器の過圧破損により放出された場合のモニタポストの線量率の変化は大きく、十分に検知可能である。



	場 所	3号炉から約610 m
放射性物質が格納容器に閉じ込められた状態	直接線・スカイシャイン線	約0.4 mGy/h
格納容器破損により放射性物質が放出された状態	クラウド線量	<ul style="list-style-type: none"> <li>全核種：10時間放出 約0.14 Gy/h</li> <li>希ガス：3時間放出，その他：10時間放出 最初の3時間：約0.35 Gy/h，その後：約0.05 Gy/h</li> </ul>

(2) 3号炉から緊急時対策所へのプルームの移動時間の評価

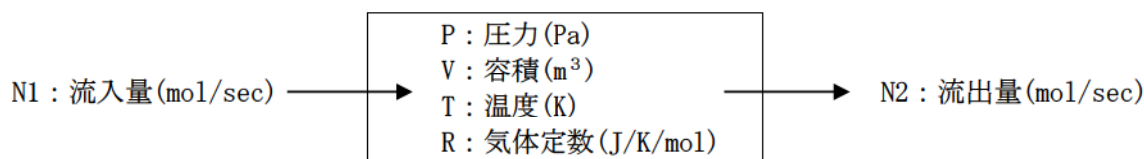
移動方向	3号炉⇒緊急時対策所
距離	約610 m
累積出現頻度97%値の $\chi/Q$	$9.4 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$
累積出現頻度97%値の風速	3.4 m/s
到達時間(分)	約3分

(3) 緊急時対策所の正圧確立時間

緊急時対策所を空気ポンペで加圧した際に正圧達成までに要する時間を評価する。

①評価モデル

緊急時対策所への空気の加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



緊急時対策所における基礎式を以下の通りとする。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left( \frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2 \quad \dots \text{基礎式}$$

上記基礎式を展開すると，単位時間当たりの室内圧力上昇量 ( $p^{t+\Delta t}$ ) を求める算出式は以下の通りとなる。

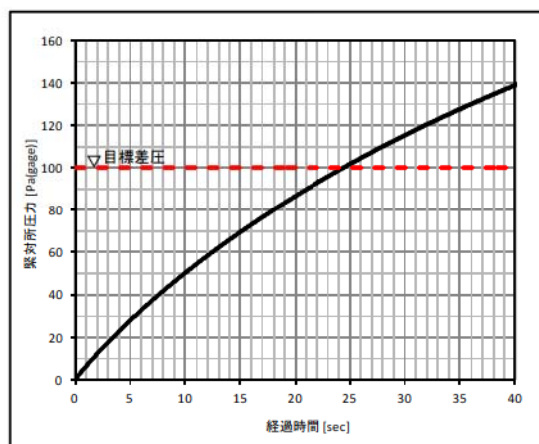
$$p^{t+\Delta t} = p^t + \Delta t \cdot \frac{RT}{V} \left\{ N1 - \frac{A \cdot \rho}{m} \sqrt{\frac{2(p^t - p(\text{大気}))}{\rho}} \right\} \quad \dots \text{算出式}$$

②評価条件

項目	記号	単位	指揮所・待機所	備考
初期圧力	$P_0$	Pa(abs.)	101325	
容積	V	$\text{m}^3$	522	
温度	T	K	298.15	
流入量	N1	$\text{m}^3/\text{h}$	132.1	
		mol/sec	1.500	
流出量	N2	$\text{m}^3/\text{h}$	78.3	換気回数：0.15回/h
		mol/sec	0.890	
リーク面積	A	$\text{m}^2$	$1.67 \times 10^{-3}$	
正圧(100Pa)達成時間	t	sec	24.5	

### ③圧力の時間変化

《圧力変動の試算結果》



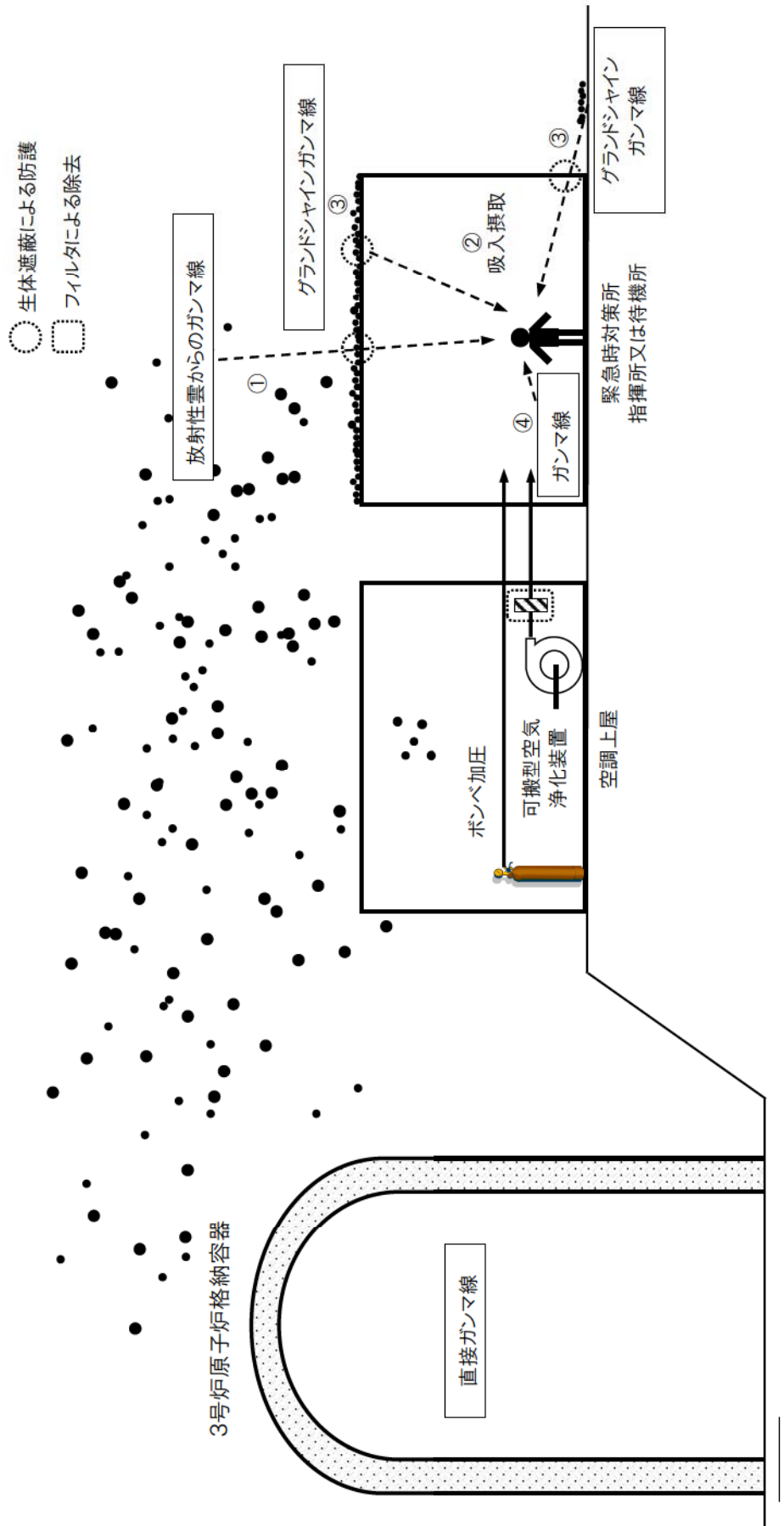


図 1-8-1 プルーム起因のガンマ線

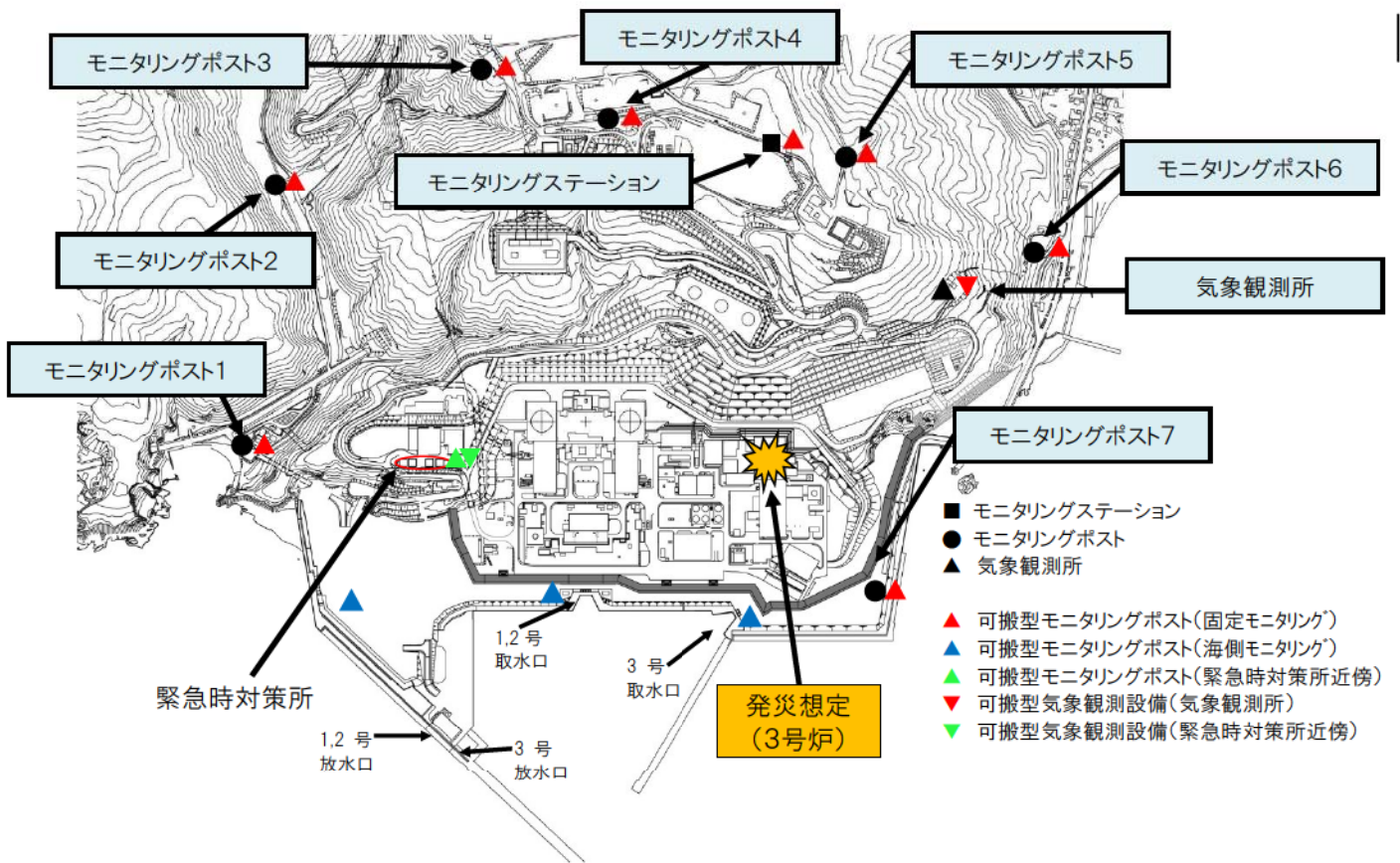


図 1-8-2 プルーム状況を検知する手段



表 1-8-1 格納容器過圧破損に係る緊急時対策所で把握可能な情報

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)	
データ 表示端 末から の入手 情報	格納容器の 状態確認	格納容器圧力	連続	◎ 圧力急低下	◎ 低下後安定	◎ 低下後安定	
		格納容器内温度	連続	◎ 温度急低下	◎ 低下後安定	◎ 低下後安定	
		代替格納容器スプレイポンプ 出口流量	連続	△ 参考	×	×	
	環境の 情報確認	格納容器高レンジエリアモ ニタの指示	連続	◎ 急減少		◎ 減少後安定	
		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	1 分値	△ 変化監視	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定	
		気象情報	1 分値	○ 監視強化	○ 風向が 緊対所側	○ 状況確認	
	データ 表示端 末以外 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	1 分値	○ 上昇	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定
			可搬型モニタリングポスト (緊対所近傍)の指示	1 分値	○ 上昇	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定 or ◎ 0.5mGy/h 以下安定
		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	連続	○ 監視強化	○ 監視強化	◎ 低下安定

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

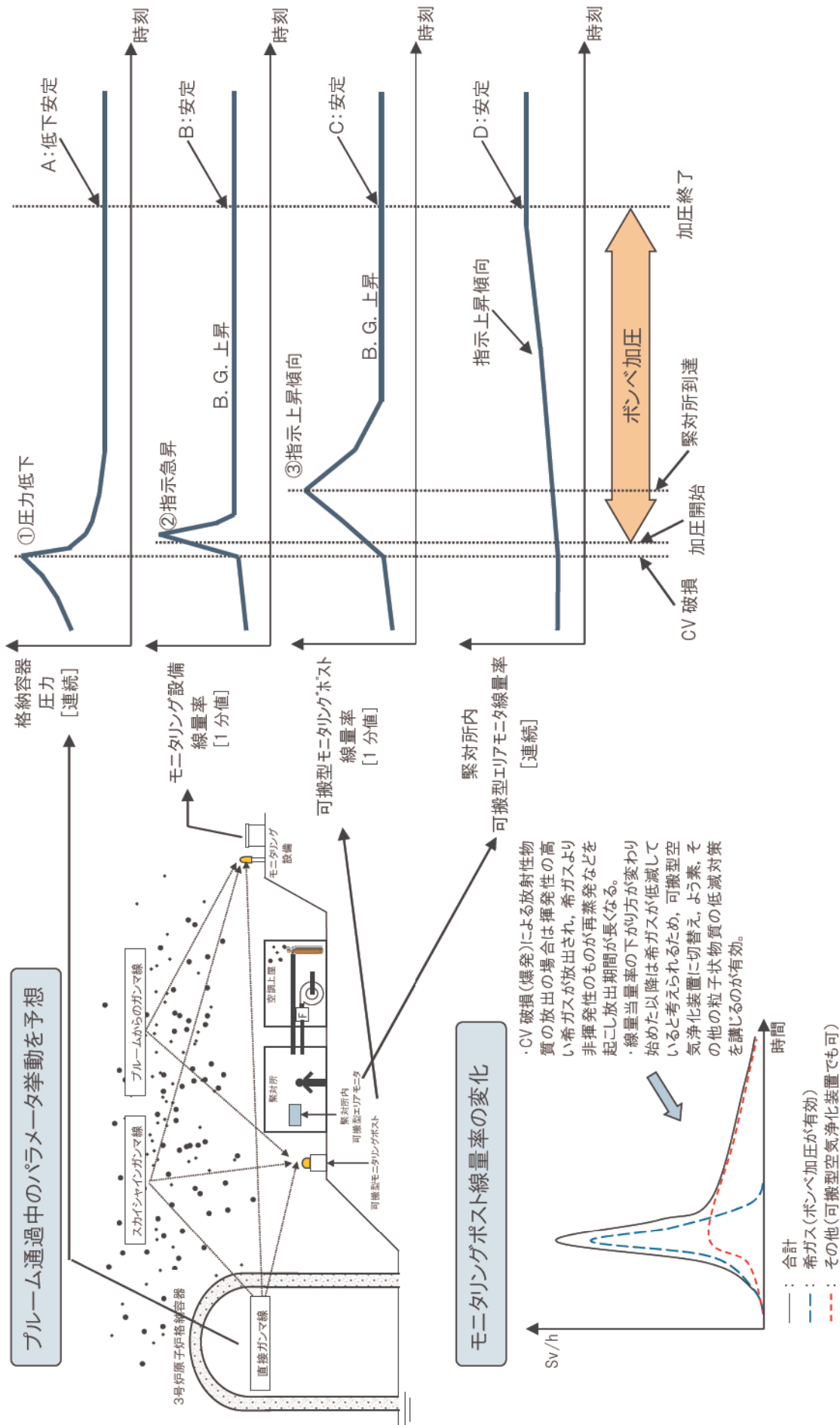


図 1-8-3 プルーム通過中のパラメータ挙動の予測

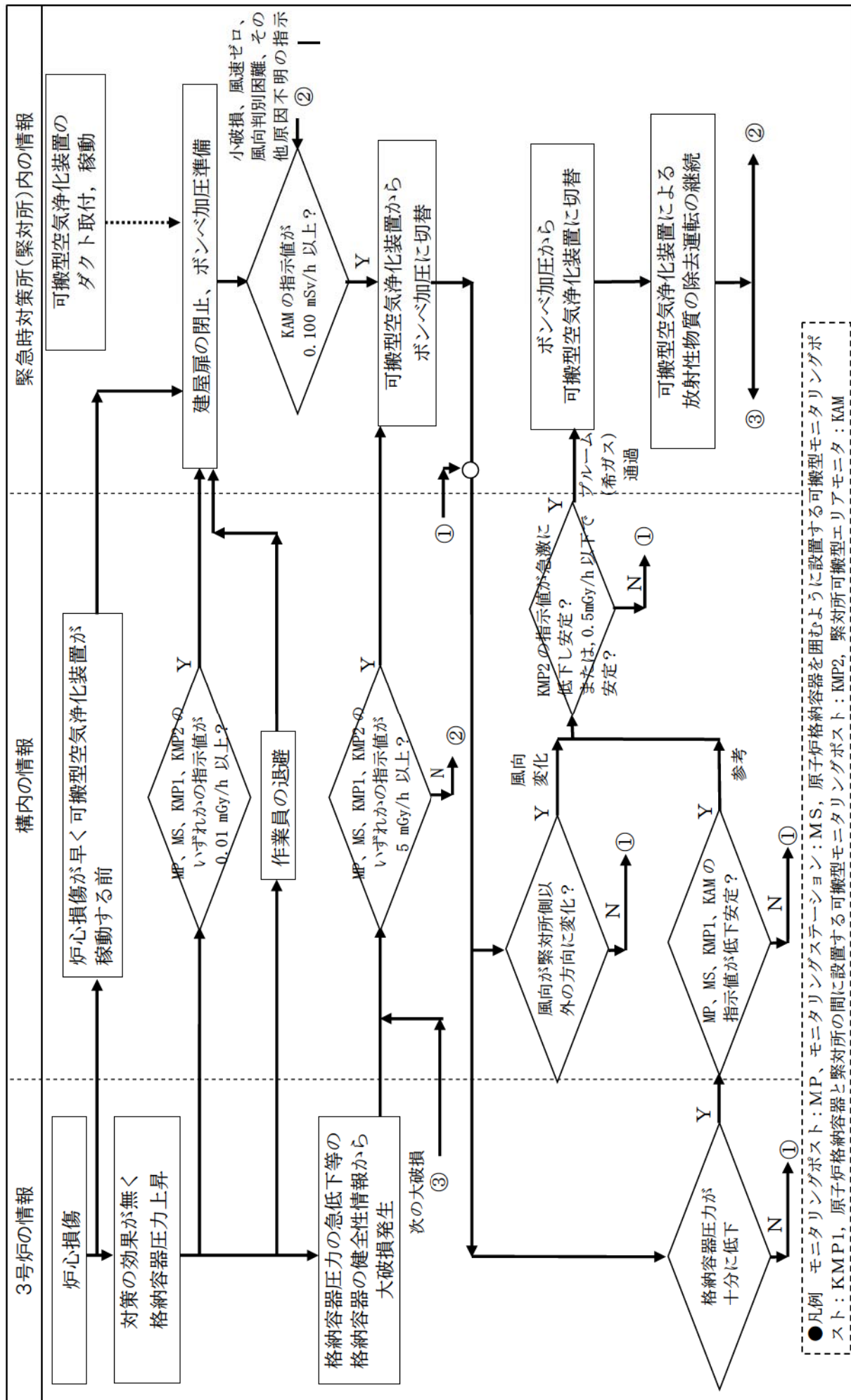


図 1-8-4 換気設備の運用の基本フロー



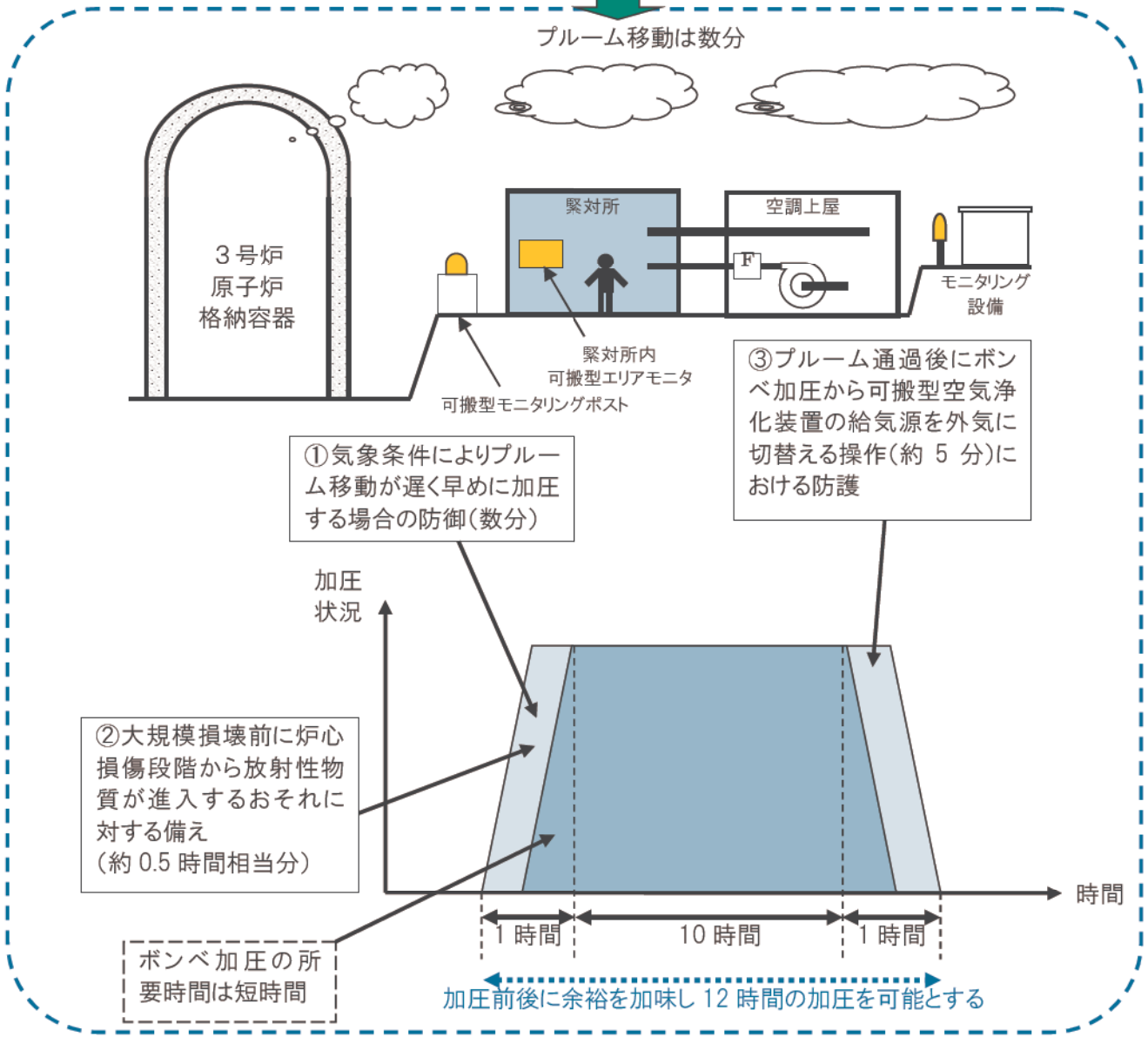
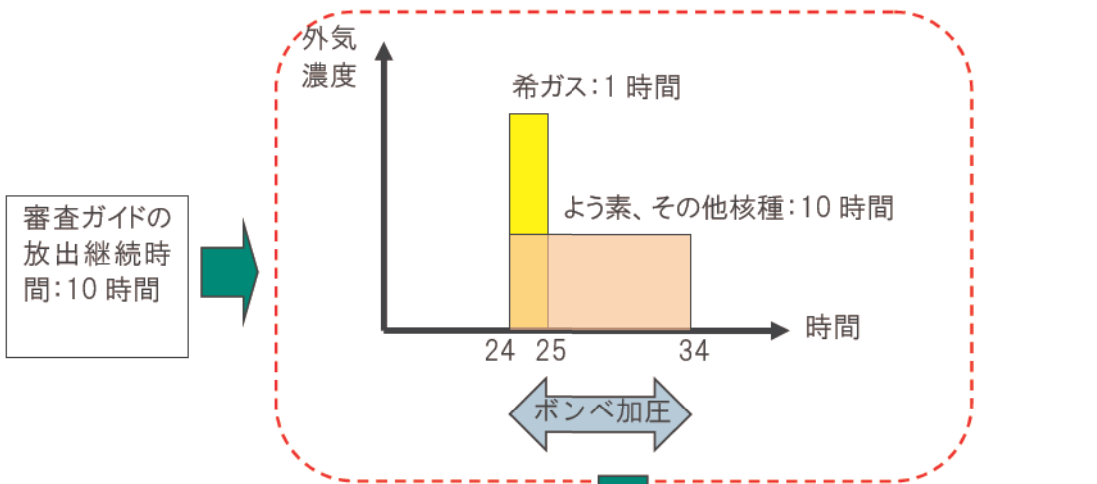
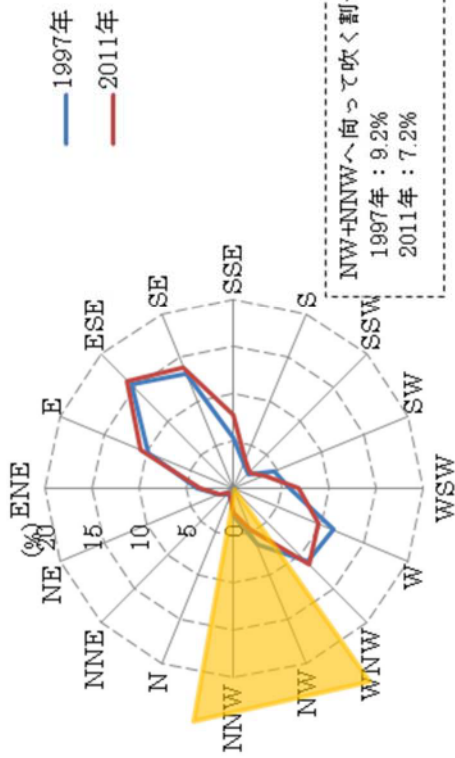


図 1-8-5 ボンベ加圧時間の考え方

3号炉と緊急時対策所の位置関係

風配図(1997年、2011年)

地上風における各方位へ向って吹く割合



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。

3号炉から緊急時対策所への風向が継続する割合  
(1997年, 2011年)

地上風におけるNW+NNWへ向って継続的に吹く  
時間の出現割合

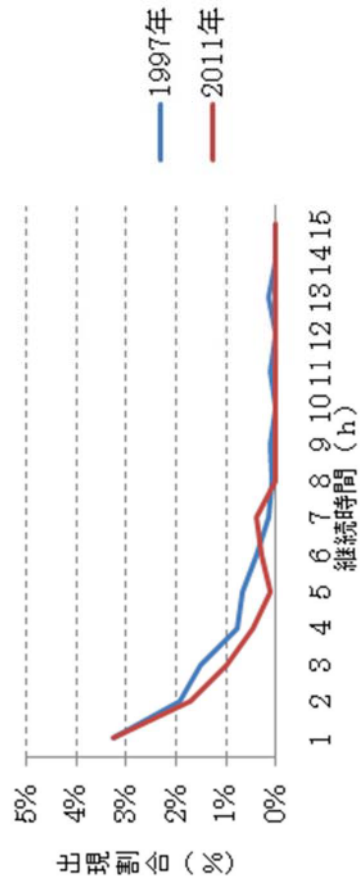
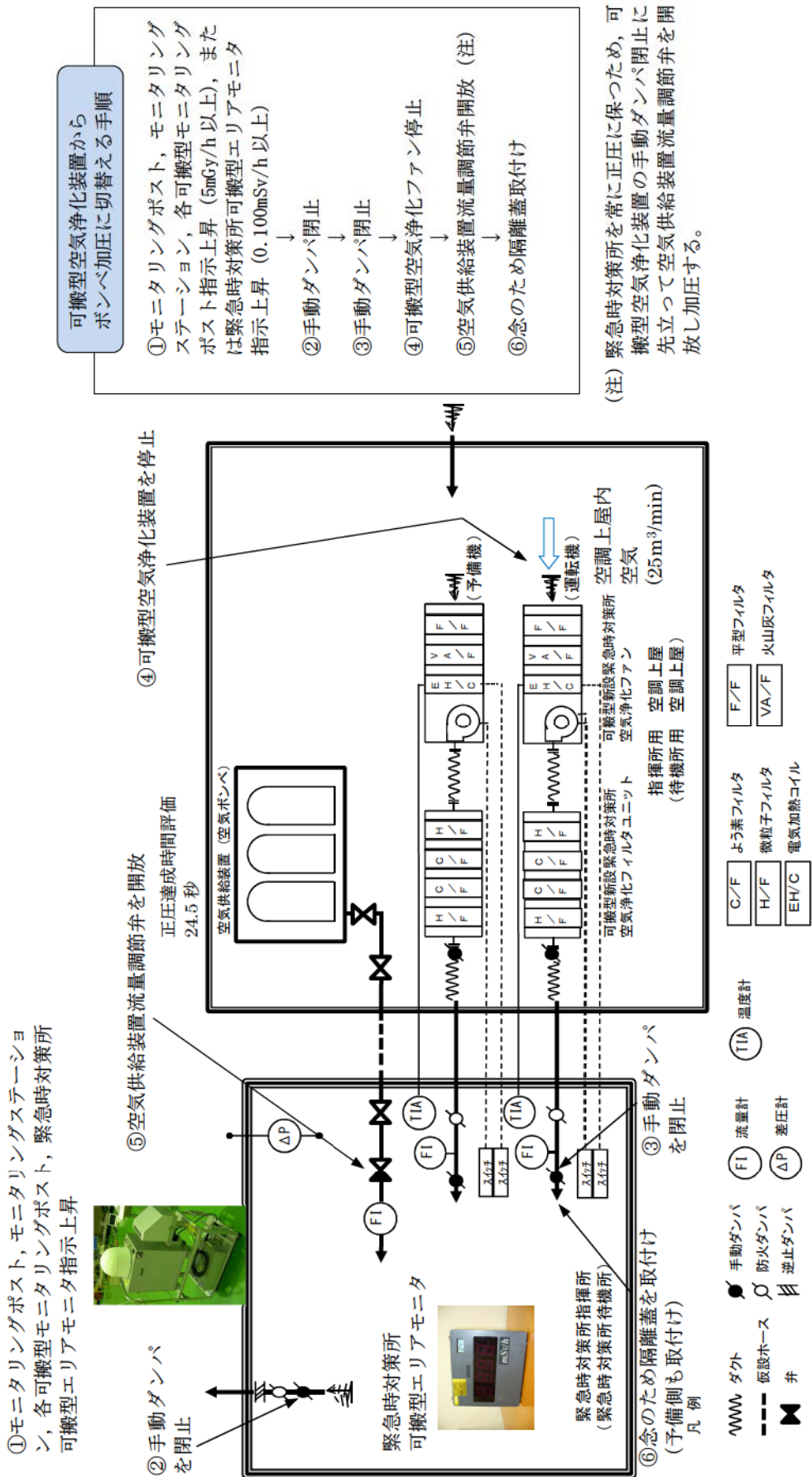


図 1-8-6 3号炉から緊急時対策所への風向の頻度

b. 可搬型空気浄化装置停止に係る操作等と被ばく影響との関係 (イメージ)  
 下図のとおり、モニタリングポスト、モニタリングステーション、3号炉原子炉格納容器を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト、3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する可搬型モニタリングポストまたは緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値の上昇をもって可搬型空気浄化装置から空気ポンベ加圧に切替えることが可能であり、被ばくを防止することができる。





## 1-9 線量評価に用いる NUREG-1465 の適用について

緊急時対策所居住性評価における建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの線量強度については、実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（以下、「審査ガイド」という）に従い、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している。

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判断するために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)<sup>(1)</sup> 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.

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

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 1-9-2 及び表 1-9-3 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 Fractions<sup>10</sup>

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.

<sup>10</sup> 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<sup>(2)</sup>) 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 1-9-4 及び表 1-9-5 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 1-9-1 にそれらのデータを整理した。また、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 1-9-6 に示す。

表 1-9-1 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 1-9-2 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)<sup>a</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE <sup>3</sup> (0.05)	0.63, 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	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; <sup>4</sup> (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 <sup>2</sup>	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) <sup>5</sup>	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

<sup>a</sup> 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

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

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

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

<sup>4</sup> Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and H/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.

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

表 1-9-3 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 Containment<sup>4</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4, 0.4; 0.4, 0.4 (0.5) <sup>1</sup>	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 <sup>2</sup> (0.95)	0, 0.2; 0.3, 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	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 <sup>3</sup> , 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)

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

<sup>2</sup> 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.

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

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



表 1-9-4 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 (parentetical entries).

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

表 1-9-5 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 (parentetical entries).

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

表 1-9-6 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 <sup>(注1, 2, 3)</sup> (mSv)	内訳 (%)
希ガス類	約 $4.1 \times 10^{-4}$	32
ヨウ素類	約 $7.6 \times 10^{-4}$	59
Cs 類	約 $1.1 \times 10^{-4}$	8
Te 類	約 $5.8 \times 10^{-6}$	<1
Ba 類	約 $6.2 \times 10^{-7}$	<1
Ru 類	約 $5.5 \times 10^{-8}$	<1
Ce 類	約 $4.7 \times 10^{-10}$	<1
La 類	約 $1.2 \times 10^{-5}$	<1
合計	約 $1.3 \times 10^{-3}$	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

1-10 緊急時対策所内の放射性物質濃度の時間変化について

泊発電所緊急時対策所の対策要員の被ばく線量の評価結果を表 1-10-1 に示す。

これよりわかるとおり、経路③の建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく及び④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばくが支配的となる。

緊急時対策所内の濃度変化は外気から放射性物質を取り込む経路③によるもののため、経路③における放射性物質濃度の時間変化を図 1-10-1～図 1-10-5 に示す。また、経路③及び経路④による被ばくの積算線量の時間変化を図 1-10-6～図 1-10-9 に示す。

なお、参考として、寄与が小さい他の経路も含む各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴を表 1-10-2 に示す。

表 1-10-1 緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量(mSv)
		緊急時対策所
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	② 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.3 \times 10^{-2}$
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.7 \times 10^0$
	④ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)		約 13

緊急時対策所（以下「緊急所」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緊急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、緊急所の換気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、「1-1 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。

なお、放出停止後、緊急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

$\Lambda$ : 排出による減衰係数

ここで、 $\Lambda = F_1 / V$

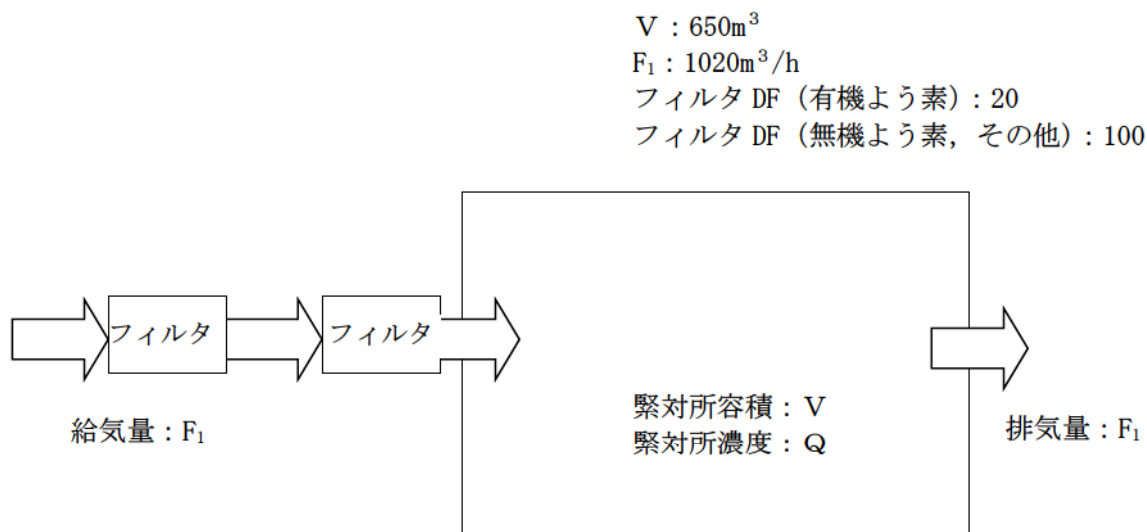
$F_1$ : 外気取込流量 (1020m<sup>3</sup>/h)

$V$ : 緊急所内容積 (650m<sup>3</sup>)

であるので、

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

となる。このため、緊急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、希ガスはポ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)



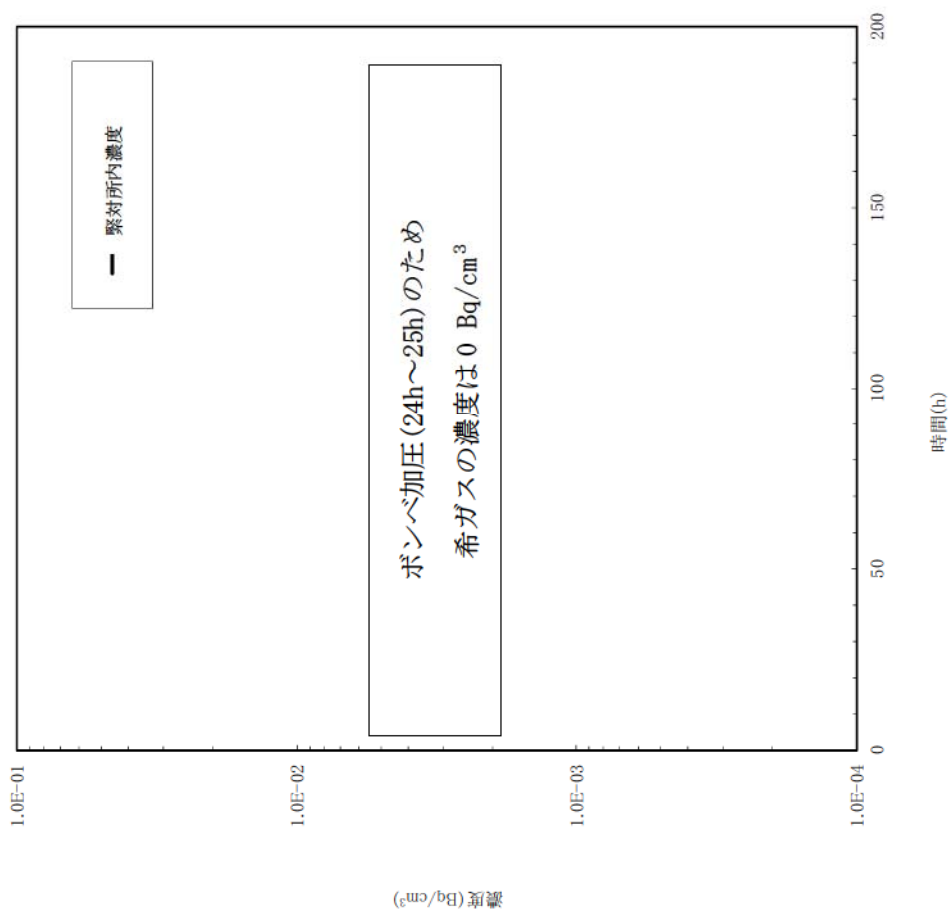


図 1-10-1 緊急所内の希ガス濃度 (0.5MeV 換算値)

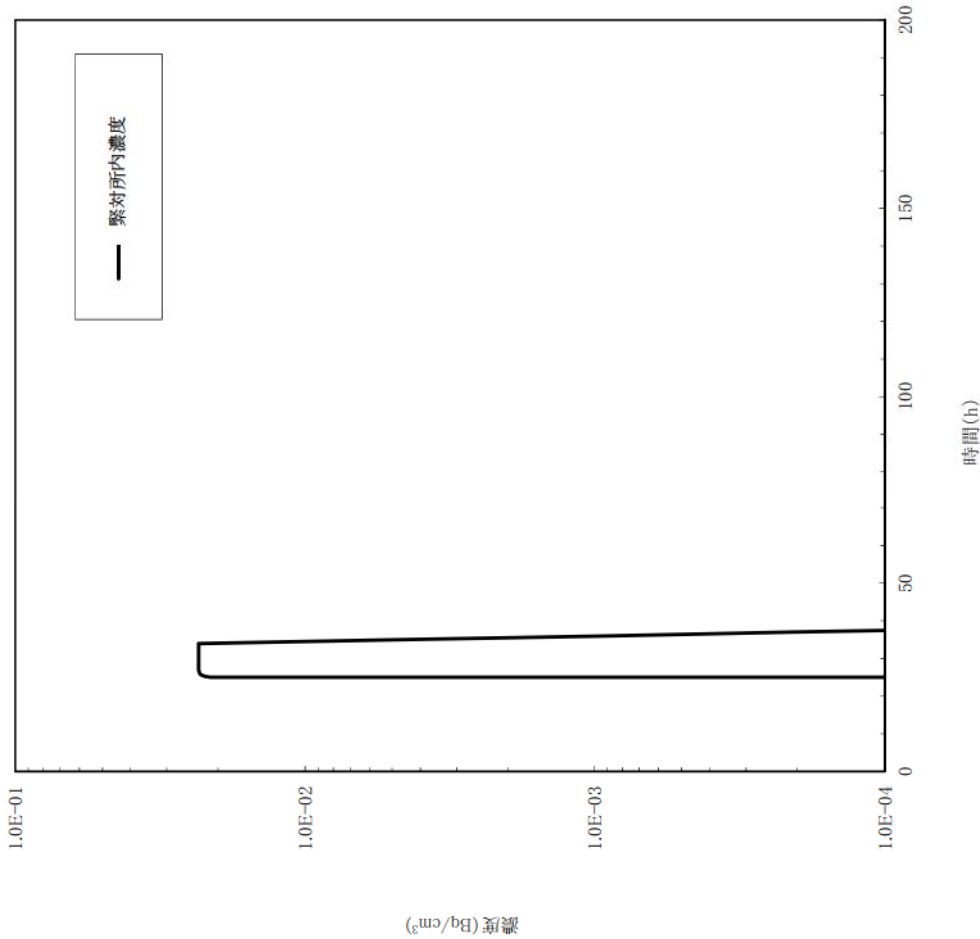


図 1-10-2 緊対所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (0~200 時間)

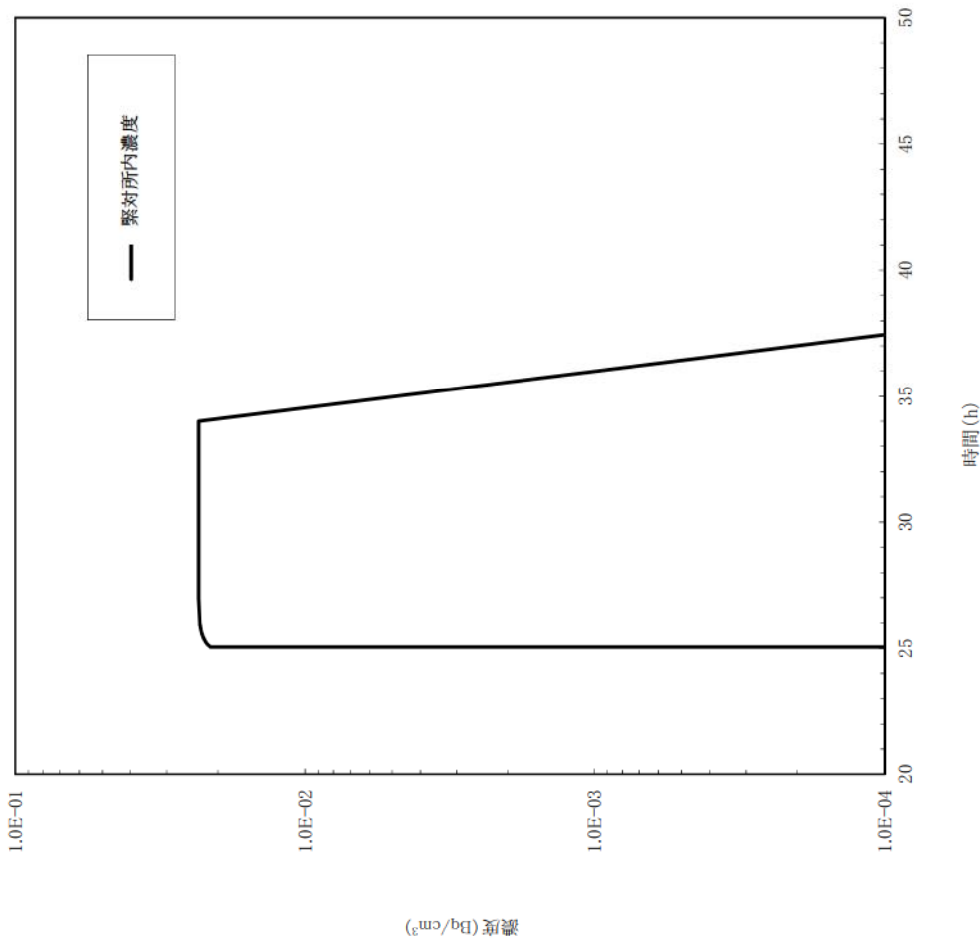


図 1-10-3 緊対所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (20~50 時間)

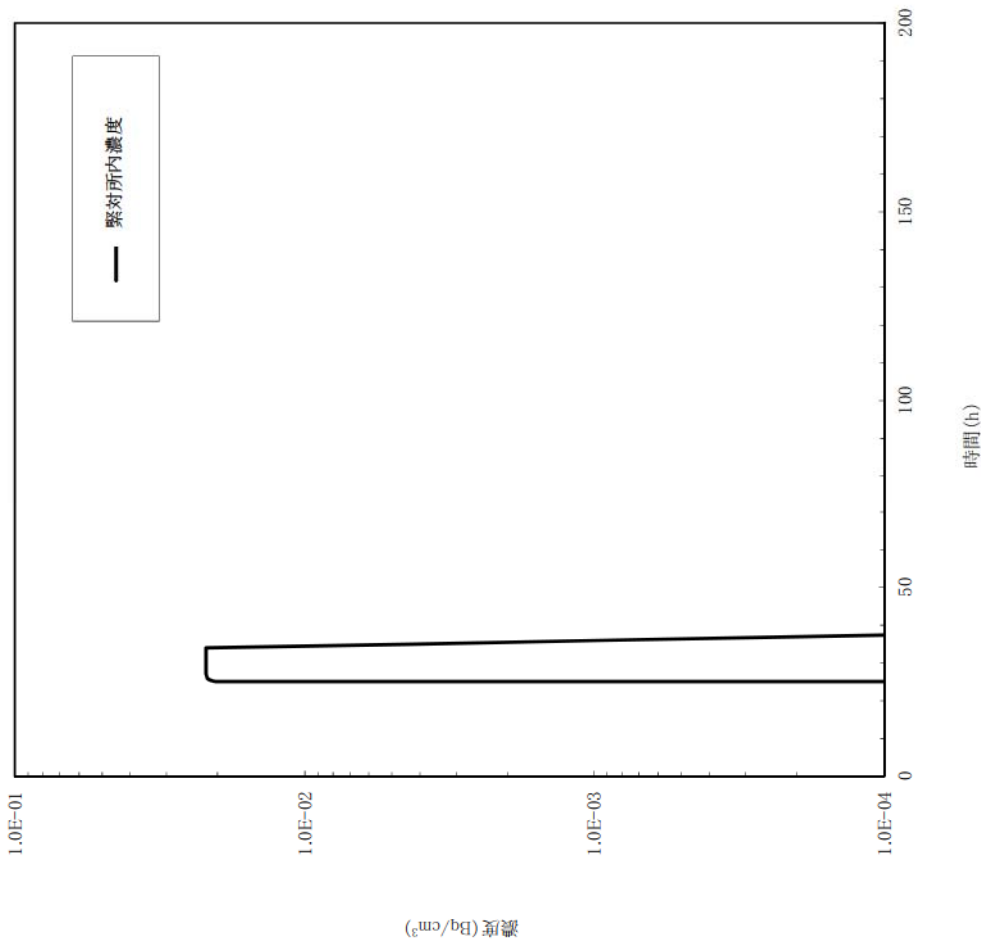


図 1-10-4 緊対所内のその他核種濃度 (Gross) (0~200 時間)

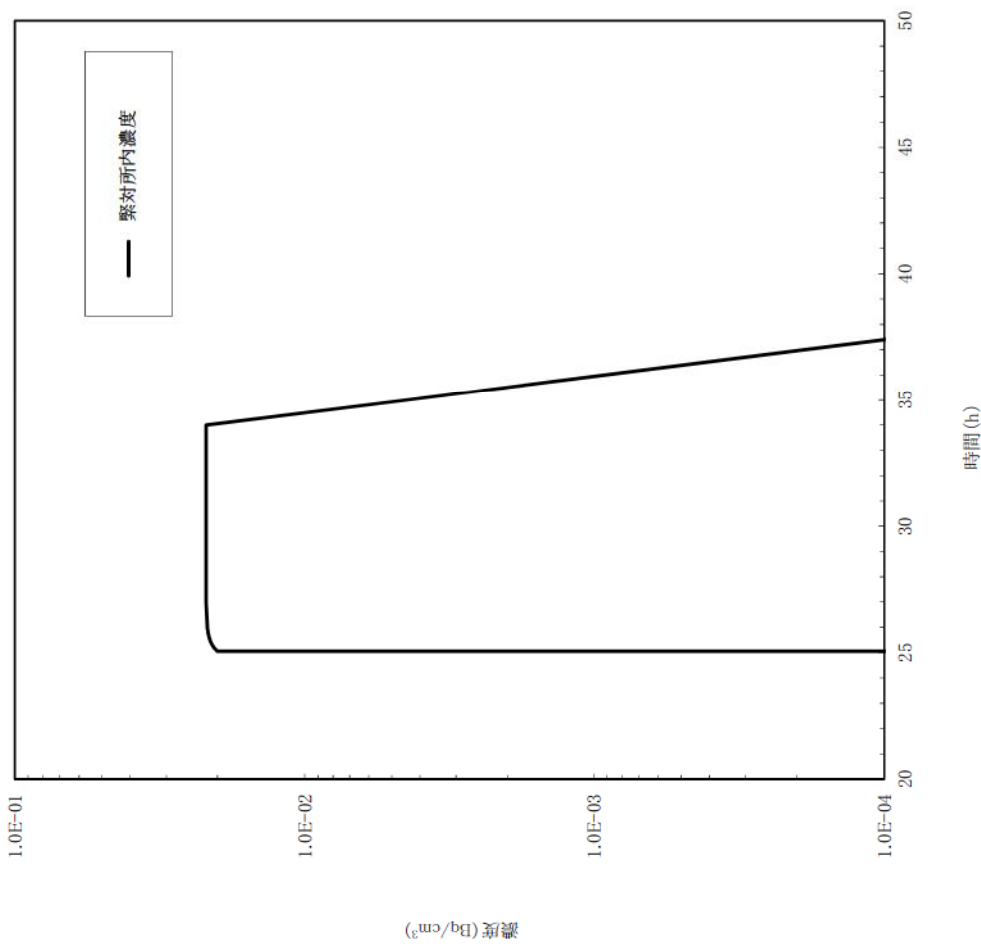


図 1-10-5 緊対所内のその他核種濃度 (Gross) (20~50 時間)

経路③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊対所内での被ばく

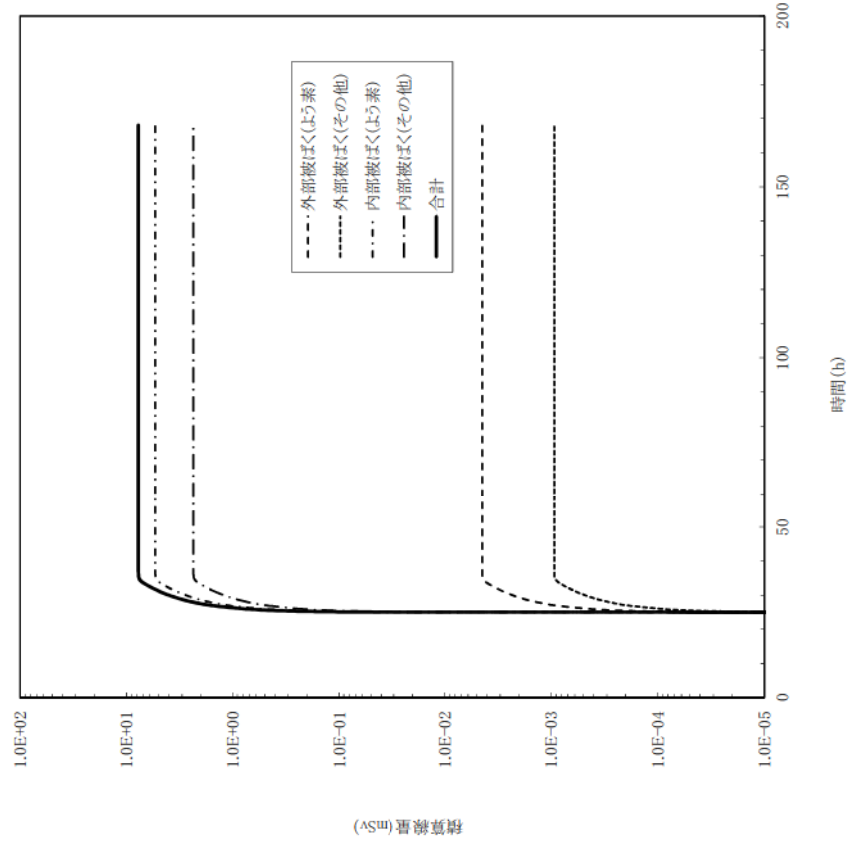


図 1-10-6 外気から取り込まれた放射性物質による緊対所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)

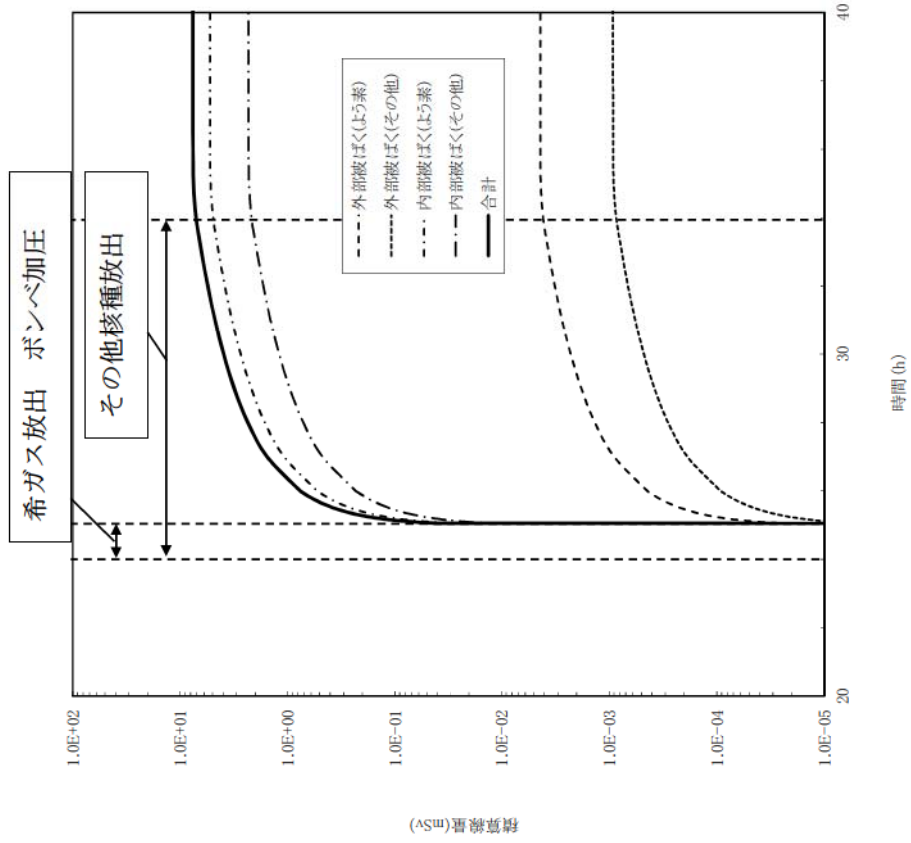


図 1-10-7 外気から取り込まれた放射性物質による緊対所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)



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のによる緊急対策所内での被ばく

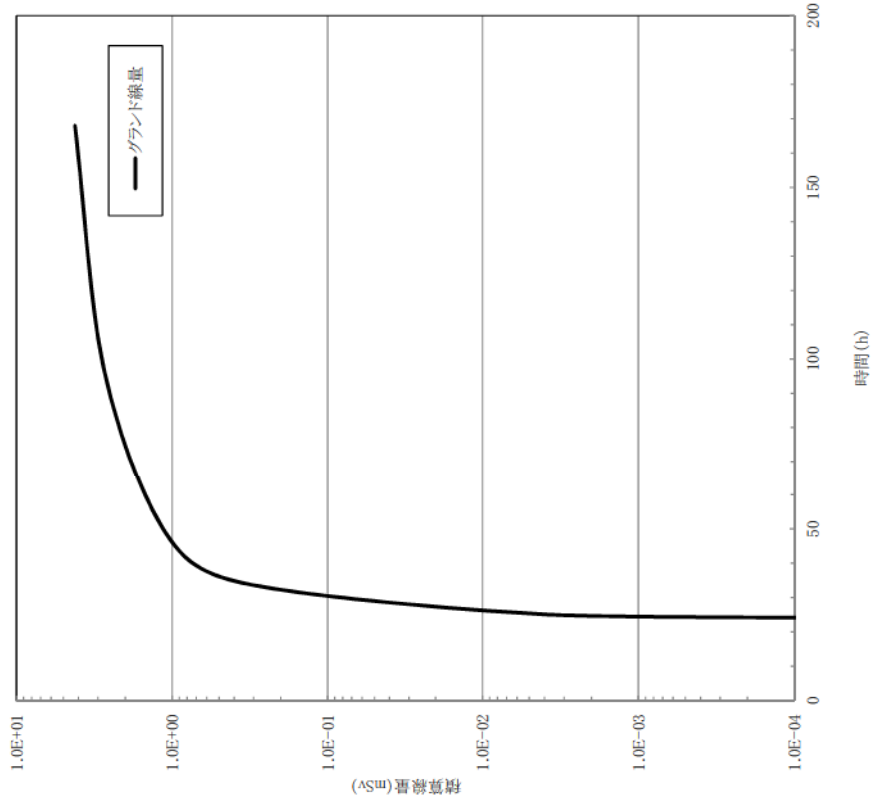


図 1-10-8 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急対策所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)

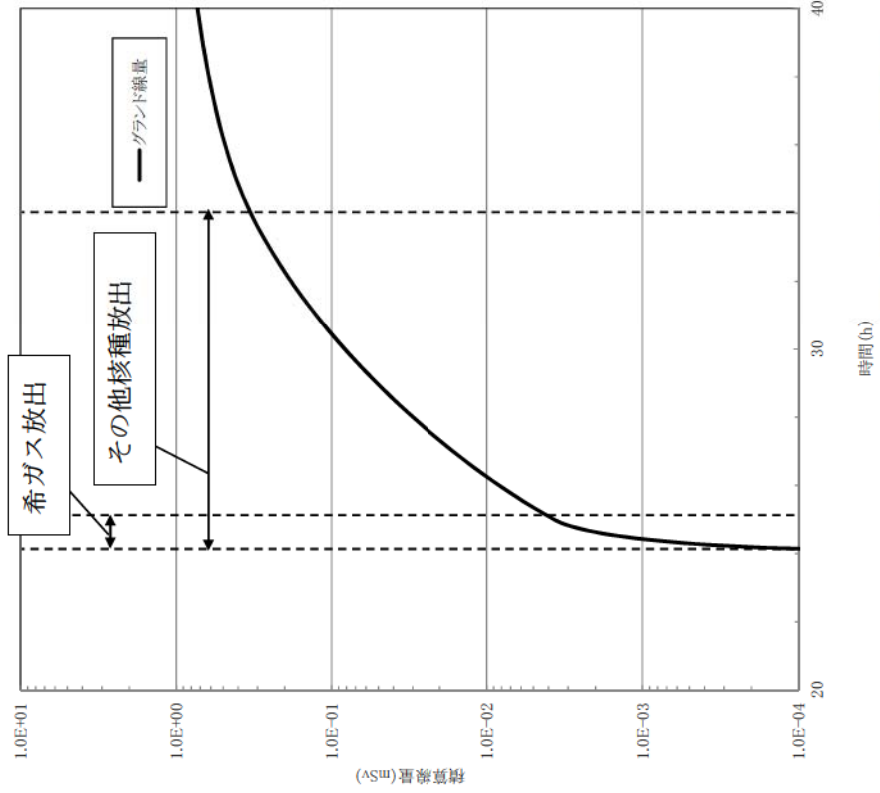
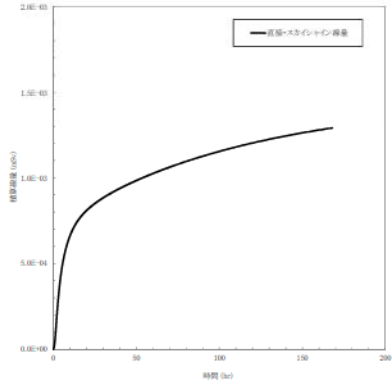
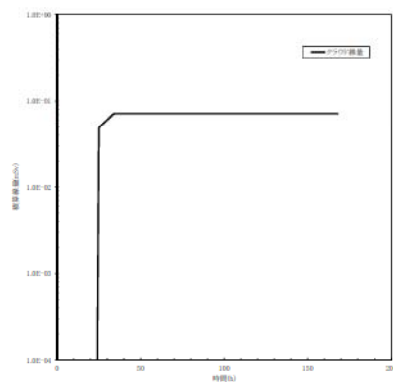
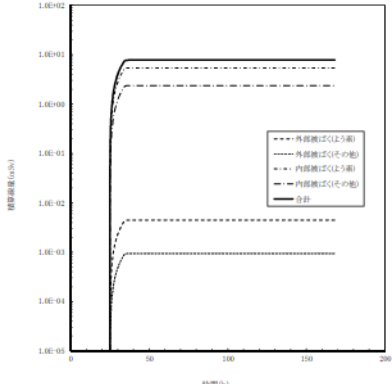
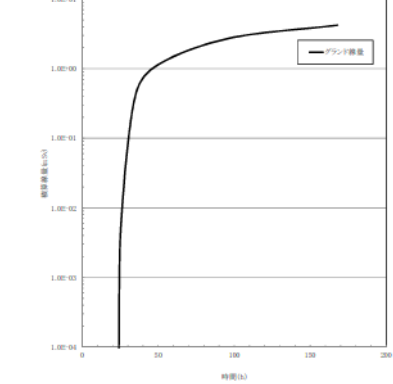


図 1-10-9 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急対策所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)

表 1-10-2 各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴（参考）

<p>①建屋からのガンマ線による緊対所内での被ばく</p>	<p>②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による緊対所内での被ばく</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線により、直接・スカイシャイン線量は徐々に増加する。</li> <li>・緊対所には十分な遮蔽があるため、積算線量は約 <math>1.3 \times 10^{-3}</math> mSv/7日である。</li> </ul>	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・クラウド線量は、事象発生後 24～34 時間に放射性物質が放出する期間、線量は増加するものの放射性物質通過後は線量は横ばいとなる。</li> <li>・緊対所の積算線量は約 <math>7.3 \times 10^{-2}</math> mSv/7日と十分小さい。</li> </ul>
<p>③建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による緊対所内での被ばく</p>	<p>④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊対所内での被ばく</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・積算線量は、放射性物質が通過する事象発生後 24～34 時間に上昇するものの、34 時間以降は放射性物質の放出は無く、緊対所内は換気されるため、積算線量はほぼ横ばいとなる。</li> <li>・緊対所の積算線量は、約 7.7mSv/7日と被ばく経路の中で最も支配的となる。</li> </ul>	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質が通過する事象発生後 24～34 時間は線量が上昇し、34 時間以降は放射性物質の放出はないものの沈着した放射性物質からのガンマ線により徐々に増加する。</li> <li>・緊対所の積算線量は、約 4.3mSv/7日と大きい。</li> </ul>

## 1-11 被ばく評価に係るケーススタディについて

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価については、放射性物質の放出継続時間の想定が、希ガスが1時間、よう素その他の核種が10時間の場合において、表1-11-1のとおりとなっている。

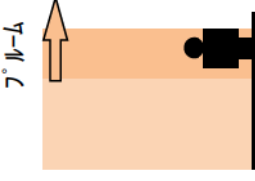
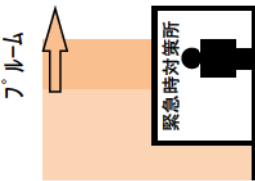
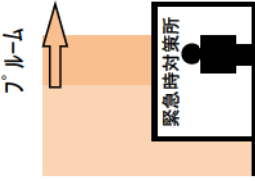
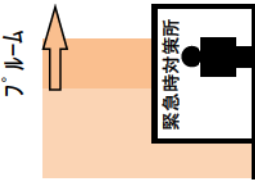
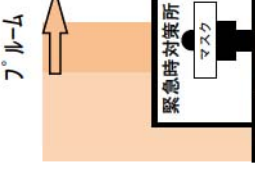
表 1-11-1 径路毎の被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量 (mSv)
		緊急時対策所
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	② 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.3 \times 10^{-2}$
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 $7.7 \times 10^0$
	④ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)		約 13

緊急時対策所の大規模放出時における外気から取り込まれた放射性物質による線量は約7.7mSvである。この線量については、評価上、ボンベ加圧、フィルタ2段により浄化した外気を取り込むことで被ばくの低減効果を見込んでいる。さらに現実的な低減策として、マスクを着用することが考えられる。そこで、マスクを着用した場合の線量の低減効果を以下に示す。また、上述の現行評価に見込んでいる低減効果についても参考として概念を示す。

各ケースの被ばく低減措置の概念を図1-11-1に、評価条件を表1-11-2に、評価結果を図1-11-2に示す。

表1-11-2及び図1-11-2の結果からマスクを着用することで除去効率(DF)を50見込むことができるため、外気から取り込まれた放射性物質による線量の支配的な内部被ばくの線量が約1/10程度に低減できることから、外気から取り込まれた線量についても約1/10程度に低減できる。

評価イメージ	(参考) 現在の評価のそれぞれの効果				(ケーススタディ) 現実的な効果が期待 できる対策
	外気暴露	空気供給装置	空気供給装置 + 可搬型空気 浄化装置 (1 段)	空気供給装置 + 可搬型空気 浄化装置 (2 段)	
フルーム 	フルーム 	フルーム 	フルーム 	フルーム 	
評価イメージ	外気暴露	空気供給装置	空気供給装置 + 可搬型空気 浄化装置 (1 段)	空気供給装置 + 可搬型空気 浄化装置 (2 段)	(ケーススタディ) 現実的な効果が期待 できる対策

注) 可搬型空気浄化装置 = 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン + 同フィルタユニット

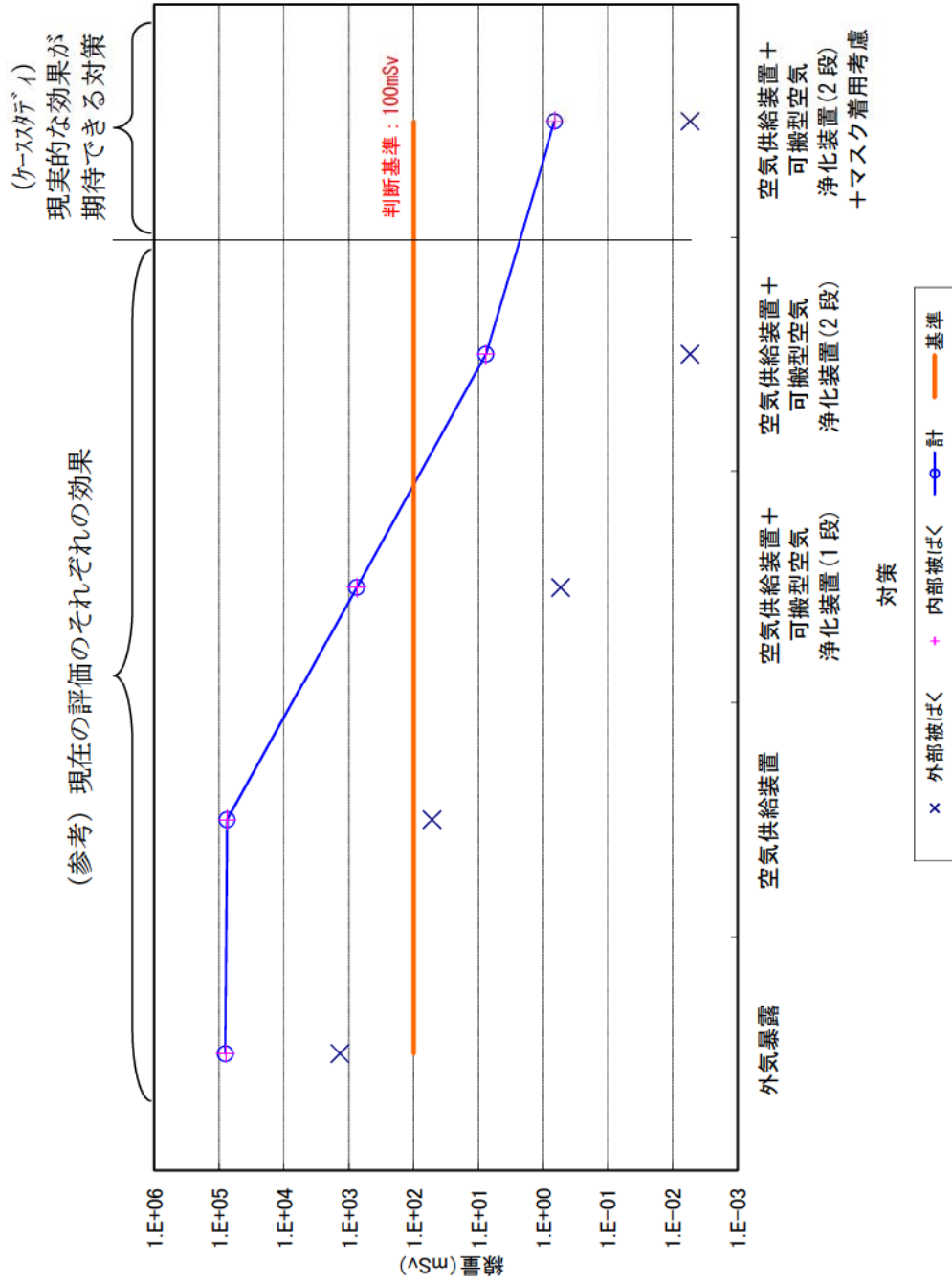
図 1-11-1 被ばく低減措置の概念 (ケーススタディ)



表 1-11-2 被ばく低減措置の評価条件 (ケーススタディ)

評価項目	現状の評価			(参考) 現実的な効果が期待できる対策	
	外気暴露	空気供給装置	空気供給装置+可搬型空気浄化装置(1段)		空気供給装置+可搬型空気浄化装置(2段)
環境	相対濃度	約 $9.4 \times 10^{-5}$ (s/m <sup>3</sup> )	同 左	同 左	同 左
	相対線量	約 $7.0 \times 10^{-19}$ (Gy/Bq)	同 左	同 左	同 左
低減策	建屋内 移流・拡散	—	考慮せず (効果の確認が困難)		
	可搬型空気 浄化設備	—	流量 ブルーム通過中：25m <sup>3</sup> /min ブルーム通過後：17m <sup>3</sup> /min	流量 ブルーム通過中：25m <sup>3</sup> /min ブルーム通過後：17m <sup>3</sup> /min	同 左
			可搬型 空気浄化設備 無し	DF ・有機よう素：95% ・無機よう素：99% ・微粒子：99%	
	ボンベ加圧	—	事故後 24～25 時間	同 左	同 左
マスク	—	考慮せず (長時間の着用を回避)			
評価 結果 mSv	7 日間 計	外部被ばく	1.37E+03	5.23E-01	5.36E-03
		内部被ばく	7.88E+04	7.56E+02	7.71E+00
		計	8.02E+04	7.56E+02	7.72E+00

注) 外気から取り込まれた放射性物質による対策本部での被ばく影響に着目・検討した。  
可搬型空気浄化装置＝可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン+同フィルターユニット



注) 可搬型空気浄化装置 = 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン + 同ファルタユニット  
 図 1-11-2 被ばく低減措置の評価結果 (ケーススタディ)

## 1-12 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面沈着量が増加し、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考えられる。

## 1-13 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価方法について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価における、「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」(クラウドシャインガンマ線による被ばく)は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

大気拡散はガウスプルームモデルにより評価しており、相対線量は緊急時対策所内にも線源があると想定したモデルにより評価している。また、遮蔽の効果については建屋の最も薄い厚みを用いて評価しており、いずれも保守的な効果を与える。

具体的な評価方法を以下に示す。

### 1. 放出量及び大気拡散

大気中に放出される放射エネルギーは「61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」の「2.2 大気中への放出量」に示した表1の値を0.5MeV換算値にして用いた。また、相対線量は「2.3 大気拡散の評価」に示した表2の値を用いた。

### 2. 評価体系

緊急時対策所の内部の放射性物質については、「建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく」として別途評価しており、クラウドシャインガンマ線による被ばく評価においては、緊急時対策所建屋外の放射性雲中の放射性物質のみを考慮すればよい。しかし本評価では、相対線量を基に評価した線量に対して遮蔽効果を考慮することで評価しており、相対線量は審査ガイドに基づき放射性雲が評価点周り(緊急時対策所の内部)にも存在しているものとして評価している(図1-13-1)。なお、相対線量を算出する評価点は、原子炉格納容器から緊急時対策所への最近接点としている。

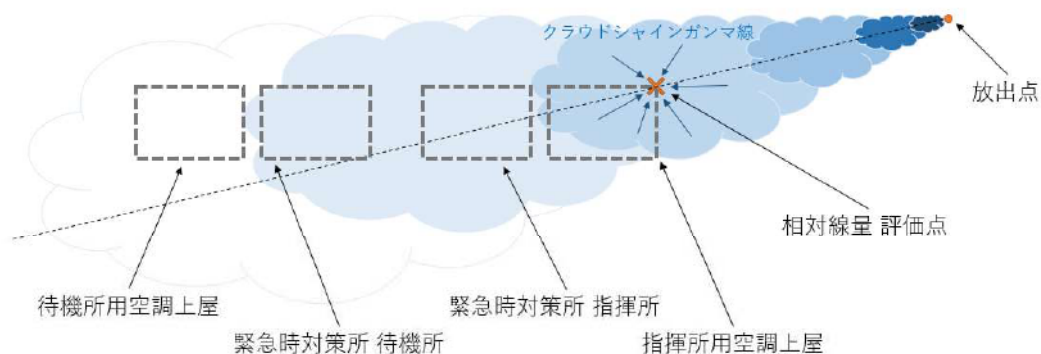


図 1-13-1 ガウスプルームモデルによる相対線量評価イメージ図



本評価では、緊急時対策所遮へいによる減衰効果を考慮して算出しているが、評価上は緊急時対策所の生体遮蔽装置のみによる遮蔽厚さを考慮し、その厚みにおけるコンクリートの減衰率を用いて線量を評価した。また、遮蔽厚さは表 1-13-1 に示す通りであるが、被ばく評価上は、緊急時対策所の 6 面を囲む遮蔽のうち、最も薄い天井の厚さから施工誤差 5mm を差し引いた値  を代表して用い、この厚みのコンクリートにおける減衰率を見込んだ。

表 1-13-1 緊急時対策所 生体遮蔽厚さ

	遮蔽厚さ
壁	
天井	
床	

### 3. 評価コード

クラウドシャインガンマ線による被ばくは、以下に示す式を用いて評価した。

コンクリートによる $\gamma$ 線の減衰率 $R$ は、クラウドの放射性核種が放出する $\gamma$ 線スペクトルを考慮した線源に対する、コンクリートによる減衰率を QAD-CGGP2R を用いて計算して得られた結果から設定した。

$$D_c = K \cdot (D/Q) \cdot Q \cdot R \cdot 1000$$

- $D_c$  : 滞在時のクラウドからの外部被ばく線量 [mSv]
- $K$  : 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数(1) [Sv/Gy]
- $D/Q$  : 気象データに基づく $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算の相対線量 [Gy/Bq]
- $Q$  : 7 日間の積算放出放射エネルギー ( $\gamma$  線エネルギー 0.5MeV 換算値) [Bq]
- $R$  : コンクリートによる $\gamma$ 線の減衰率 [-]

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。

#### 4. 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 1-13-2 に示す。

表 1-13-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算	実効線量[mSv]
緊急時対策所	7日	$7.26 \times 10^{-2}$

61-7 適合狀況說明資料

## 第34条：緊急時対策所

### <目次>

#### 1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
  - (1)位置，構造及び設備
  - (2)安全設計方針
  - (3)適合性説明
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等(手順等含む)

#### 2. 緊急時対策所

- 2.1 設置場所
- 2.2 建物及び収容人数
- 2.3 電源設備
- 2.4 生体遮蔽装置
- 2.5 換気設備
- 2.6 被ばく評価
- 2.7 チェンジングエリア
- 2.8 重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備
- 2.9 通信連絡設備
- 2.10 配備する資機材等及び保管場所
- 2.11 事故時に必要な要員
- 2.12 泊1，2号炉使用済燃料ピット発災時の緊急時対策所への影響について

(別添1)

設置許可基準規則等への適合状況説明資料(緊急時対策所(補足説明資料))

#### 3. 技術的能力説明資料

(別添2)

緊急時対策所





## 2. 緊急時対策所

### 2.1 設置場所

基礎地盤は新第三系中新統の神恵内層の凝灰角礫岩及び凝灰岩であり、十分な支持性能を有している。

緊急時対策所は、3号炉心から約650m離れた屋外 T.P. 39m の固体廃棄物貯蔵庫近傍に、対策本部要員等を収容するための指揮所及び必要な要員を収容するための待機所をそれぞれ設置する。なお、指揮所及び待機所には、それぞれに付帯する換気設備を収納するための指揮所用空調上屋及び待機所用空調上屋を設置する。

緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しない設計とする。また T.P. 39m に設置していることにより、発電所への津波の影響を受けることはない。


また、中央制御室とは十分離れていること、換気設備及び電源設備が中央制御室とは独立していること、地震及び津波等の影響を受けないことから、中央制御室との共通要因（火災、内部溢水等）により、同時に機能喪失することはない。

配置図及び周辺図を、図1に示す。



図1 緊急時対策所 配置図

 =DB

 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。

## 2.2 建屋及び収容人数

緊急時対策所は、指揮所及び待機所に必要な要員を収容することとしており、それぞれ面積は約 149 m<sup>2</sup>である。指揮所内には関係要員の指揮スペース、作業スペース、通信連絡設備及びデータ表示、伝送設備の配備スペース、資機材の保管スペースがあり、制御盤等の設置面積（約 8 m<sup>2</sup>）を除いても有効な面積は約 141m<sup>2</sup>ある。また、待機所内には関係要員の待機スペース、資機材の保管スペースがあり、制御盤等の設置面積（約 6 m<sup>2</sup>）を除いても有効な面積は約 143m<sup>2</sup>ある。

なお、汚染の持ち込み防止・身体サーベイ・作業服の着替え等を行うチェンジングエリアの約 15m<sup>2</sup>を考慮している。

緊急時対策所は、鉄筋コンクリート造平屋建ての建物であり、基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値以下であることを確認する。

また、波及的影響の評価として、天井スラブが基準地震動による地震力に対し、落下等により緊急時対策所の機能を喪失しないことを確認する。さらに、天井、壁、床について、基準地震動時の応答が弾性範囲に入っていることを確認し、遮蔽性能等について、機能喪失しないことを確認する。

緊急時対策所の構造概要を、図 2-1 に示す。

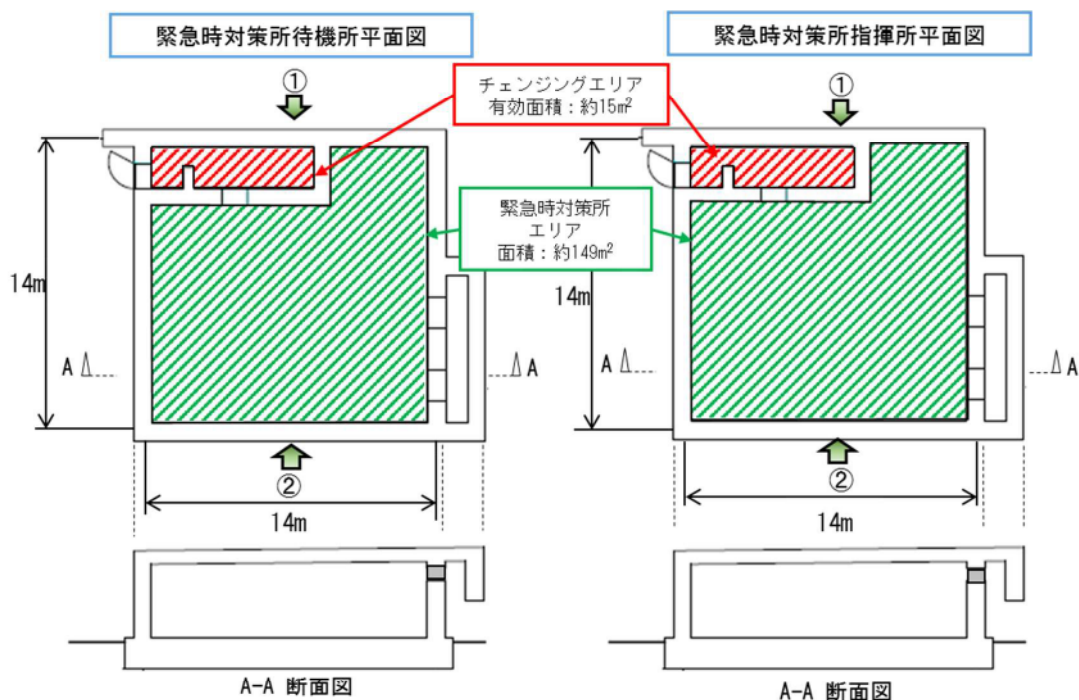


図 2-1 緊急時対策所 構造概要

— =DB  
 - - - =SA

指揮所は、重大事故等に対処するために必要な指揮をする本部要員等(37名)を収容可能である。指揮スペースや作業スペース等の必要な机や設備等を配置しても、活動に十分な広さを有している。

待機所は、プルーム通過中においても、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散の抑制に必要な要員等(46名)を収容可能であり、必要な広さを有している。

なお、資機材等については、地震により転倒・落下等が生じないように、固縛等の措置を行う。

チェンジングエリアは、屋外からの汚染の持込みを防止するための身体サーベイ、防護着の着替え等を行うために、指揮所及び待機所内に設置する。

指揮所及び待機所のレイアウトを、図2-2、図2-3に示す。



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。

図2-2 緊急時対策所指揮所 レイアウトイメージ図







=DB

## 2.3 電源設備

緊急時対策所の一般設備については、常設電源として1号炉所内常用電源から給電し、2号炉所内常用電源からの給電も可能である。また、通信連絡設備及びデータ表示端末等については、常設電源として3号炉所内非常用電源から給電する。

緊急時対策所の代替電源設備として緊急時対策所用発電機を屋外 T.P. 39m に設置し、給電を可能としており、電源設備の多重性を確保している。

電源構成を、図3に示す。

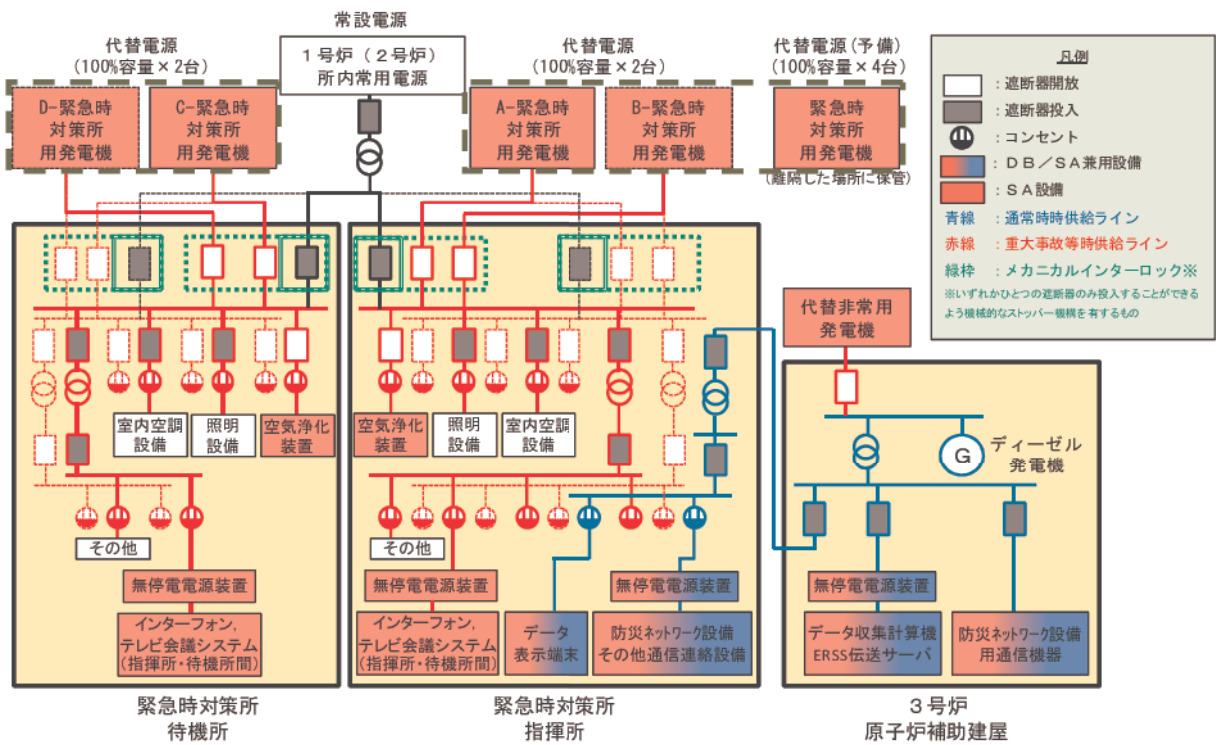


図3 緊急時対策所 電源構成



#### 2.4 生体遮蔽装置

重大事故等が発生した場合において、気密性及び換気設備の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が、事故後7日間で100mSvを超えないよう、天井及び壁は十分な厚さの緊急時対策所遮へい（鉄筋コンクリート）を設けている。

また、出入口開口又は配管その他の貫通部があるものについては、迷路構造等により外部の放射線源を直接見込まないように考慮した設計としている。

ただし、限定的な範囲にある遮蔽厚を確保できない貫通部については、放射線侵入を可能な限り防止するとともに、要員が近接しないように立入制限等の適切な処置を講じる。

緊急時対策所生体遮蔽を、図4に示す。



図4 緊急時対策所 生体遮蔽

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。

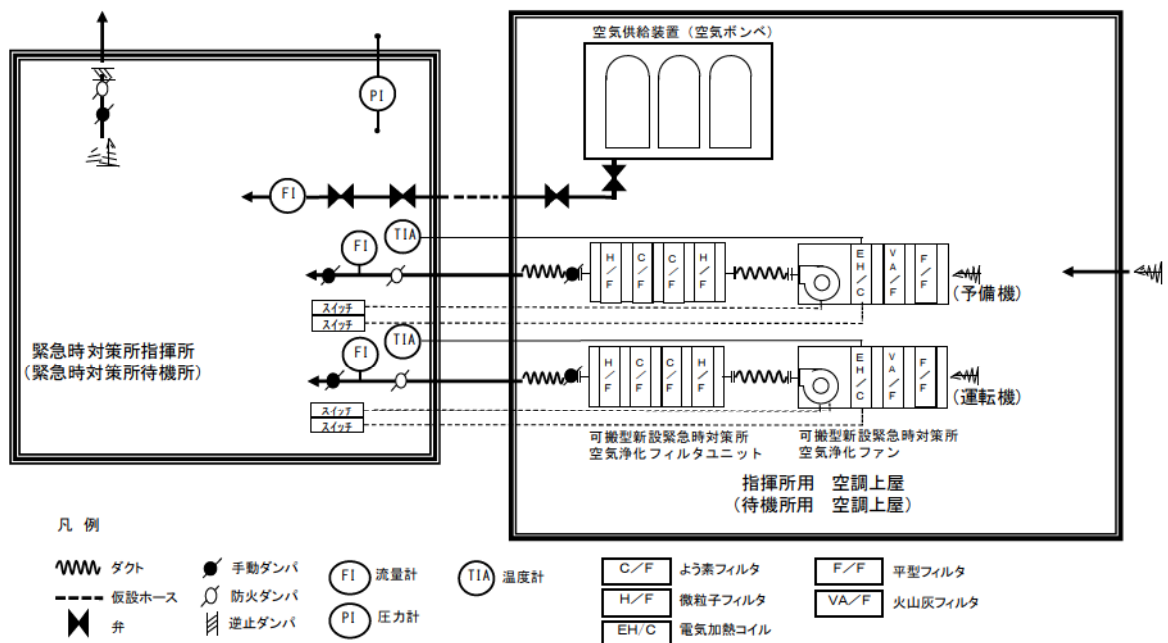
## 2.5 換気設備

重大事故等の発生により、大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため、転倒防止措置を施した可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（微粒子フィルタ及びよう素フィルタ）を緊急時対策所近傍の空調上屋内に2系統配備する。

また、希ガスの放出を考慮し、建屋内を加圧する空気供給装置（空気ボンベ）を設置する。

なお、空気供給装置（空気ボンベ）は約12時間加圧に必要な数量を設置する。

換気設備の概略を、図5に示す。



注：上図に示す概略系統は、「緊急時対策所指揮所と指揮所用空調上屋」及び「緊急時対策所待機所と待機所用空調上屋」共に同じ系統構成であるため、共通の図として示している。

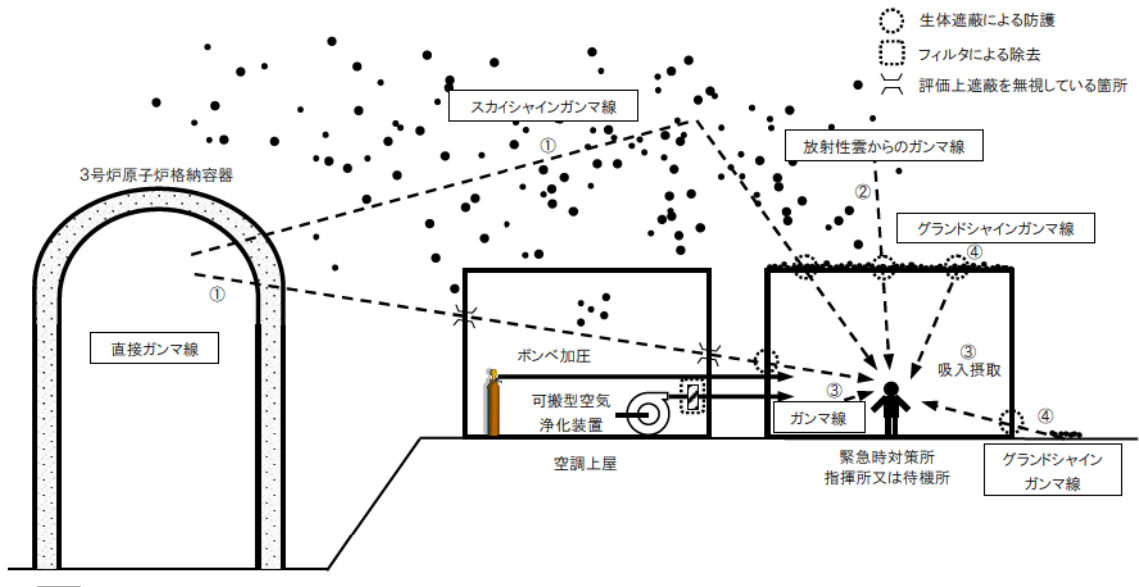
図5 緊急時対策所 換気設備概要図



## 2.6 被ばく評価

緊急時対策所の居住性については、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき評価した結果、対策要員の実効線量が7日間で約13mSvとなり、100mSvを超えないことを確認している。なお、被ばく評価は指揮所及び待機所が対象となるが、3号炉に近く、実効線量が大きい指揮所で代表させている。

評価結果を図6に示す。



被ばく経路		実効線量 (mSv)
室内作業時	①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	約 $1.3 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $7.3 \times 10^{-2}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $7.7 \times 10^0$
	④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④)		約 $13^{*1}$

\*1：有効数字2桁で切り上げた値

図6 緊急時対策所 居住性に係る被ばく評価

## 2.7 チェンジングエリア

チェンジングエリアは、ブルーム通過後等、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所内への放射性物質による汚染の持ち込みを防止するために設置する。

現場作業要員等が、緊急時対策所外で作業を行った後、再度、緊急時対策所内に入室する際に使用する。

チェンジングエリアのイメージを、図7に示す。

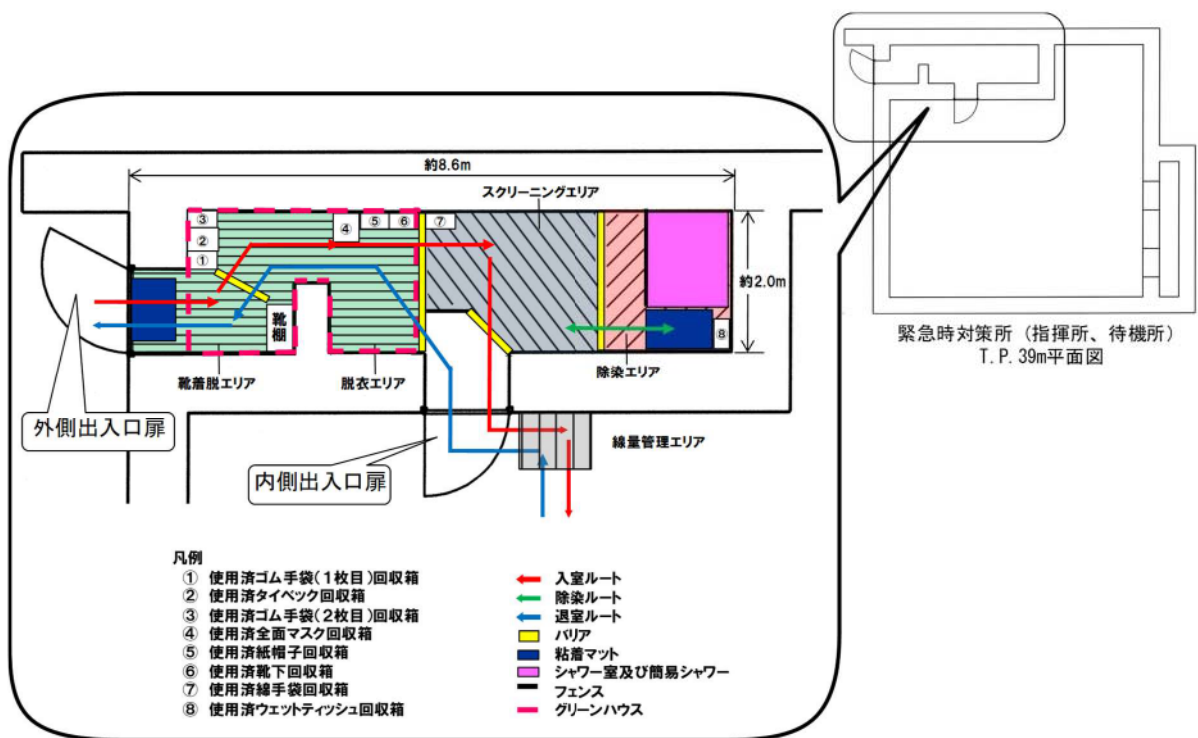


図7 緊急時対策所 チェンジングエリアイメージ図

## 2.8 重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備



緊急時において、事故状態を把握するために必要なプラントパラメータ等を収集し、発電所内外に伝送するため、データ収集計算機及びE R S S 伝送サーバを、耐震性を有する3号炉原子炉補助建屋に設置する。

データ収集計算機は、プラントパラメータを収集し、視覚化等の処理を行う。E R S S 伝送サーバは、データ収集計算機から送られた情報を、所外へデータ伝送する。データ表示端末は、データ収集計算機で処理された情報を、緊急時対策所指揮所内に表示させる。



表1のような重大事故等に対処するために必要な情報（炉心冷却や格納容器の状態）を把握することができるよう、収集したプラントパラメータを表示するデータ表示端末を緊急時対策所（指揮所）に設置する。

表1 データ表示端末で確認できる主なパラメータ

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	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
	ほう酸タンク水位
炉心冷却の状態確認	加圧器水位
	1次冷却材圧力（広域）
	1次冷却材温度（広域－高温側，低温側）
	主蒸気ライン圧力
	高圧注入流量
	低圧注入流量
	燃料取替用水ピット水位
	蒸気発生器水位（広域）
	蒸気発生器水位（狭域）
	補助給水流量
	補助給水ピット水位
	電源の状態（ディーゼル発電機の運転状態）
	所内母線電圧（非常用）
サブクール度	
燃料の状態確認	1次冷却材圧力（広域）
	炉心出口温度
	1次冷却材温度（広域－高温側，低温側）
	格納容器内高レンジエリアモニタの指示値

 =DB  
 =SA

目 的	対象パラメータ
格納容器の状態確認	原子炉格納容器圧力
	格納容器圧力（AM用）
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度
	アニュラス水素濃度（可搬型）
	格納容器水位
	原子炉下部キャビティ水位
	格納容器再循環サンプル水位（広域）
	格納容器再循環サンプル水位（狭域）
	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積算流量
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）
	格納容器内高レンジエリアモニタの指示値
放射能隔離の状態確認	排気筒ガスモニタの指示値
	原子炉格納容器隔離の状態
ECCSの状態等	ECCSの状態（高圧注入系）
	ECCSの状態（低圧注入系）
	格納容器スプレイポンプの状態
	ECCSの状態
	原子炉補機冷却水サージタンク水位
	充てん流量
	原子炉容器水位
使用済燃料ピットの状態確認	使用済燃料ピット水位（AM用）
	使用済燃料ピット水位（可搬型）
	使用済燃料ピット温度（AM用）
	使用済燃料ピット周辺の放射線量
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値
	気象情報
その他	主給水ライン流量
	原子炉トリップの状態
	S/G細管漏えい監視
	格納容器ガスモニタの指示値
	放水口の放射線

 =DB  
 =SA

緊急時対策所のデータ表示に係る機能に関しては、3号炉原子炉補助建屋に設置するデータ収集計算機本体も含め、基準地震動による地震力に対して、機能を喪失しないように耐震性を確保する設計とする。

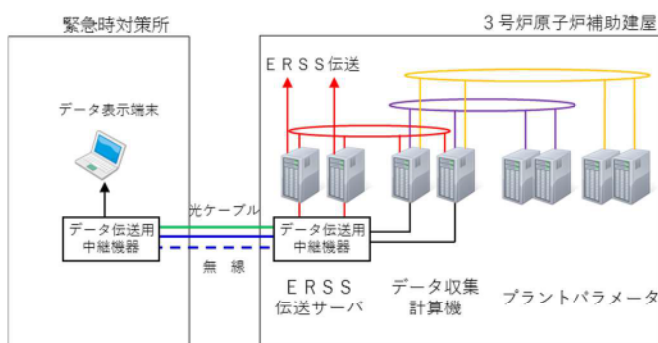
なお、原子炉補助建屋と緊急時対策所（指揮所）の間のデータ伝送については、光ケーブル2系統及び無線1系統の構成とし、いずれかの系統が故障した場合にも通信機能を維持可能とする。

緊急時対策所には窓が無いことから、建屋外の状況は中央制御室で監視できる屋外監視カメラの情報を共有することにより確認する。

また、周辺の環境線量状況を把握するため、可搬型モニタリングポスト、可搬型気象観測装置のデータを緊急時対策所へ伝送し、建屋内にて確認できるようにする。

必要な情報を把握するための設備の概要を、図8-1、図8-2に示す。

線、青実線：光ケーブル（原子炉補助建屋～緊急時対策所）  
 青点線：無線（原子炉補助建屋～緊急時対策所）  
 橙、紫、赤、黒実線：光ケーブル等（原子炉補助建屋、緊急時対策所）



※ 通信事業者所掌の防災ネットワークを越えた範囲から国所掌のERSSとなる。

図8-1 緊急時対策所 必要な情報を把握するための設備の概要

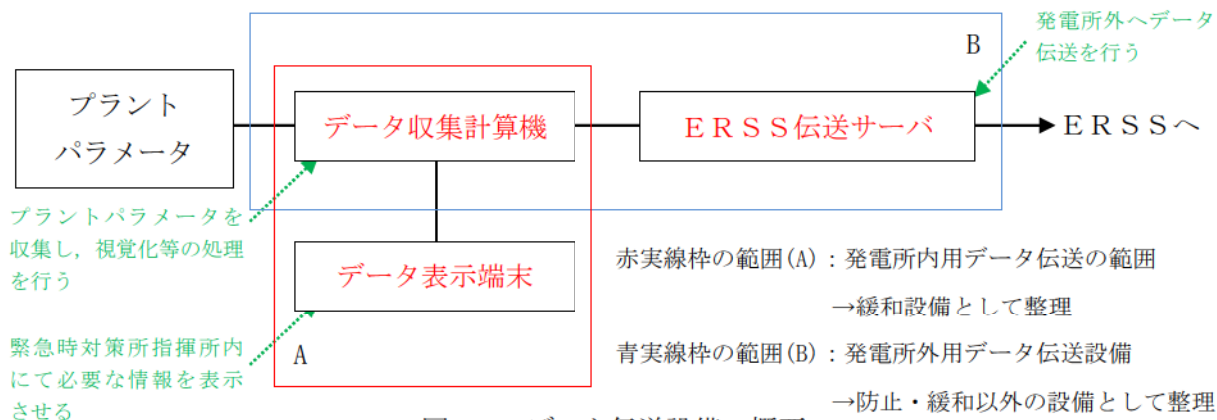


図8-2 データ伝送設備の概要

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。



## 2.9 通信連絡設備

発電所内の関係要員に対して必要な指示を行うための通信連絡設備（発電所内用）及び発電所外の関係箇所へ連絡を行うための通信連絡設備（発電所外用）を設置している。

また、通信連絡設備にはそれぞれ多様性を持たせている。

E R S S へデータを伝送する設備については3号炉原子炉補助建屋に設置する。

緊急時対策所に設置する通信連絡設備については、基準地震動による地震力に対し、機能を維持するための措置を講じる。

通信連絡設備の概要図を、図9に示す。

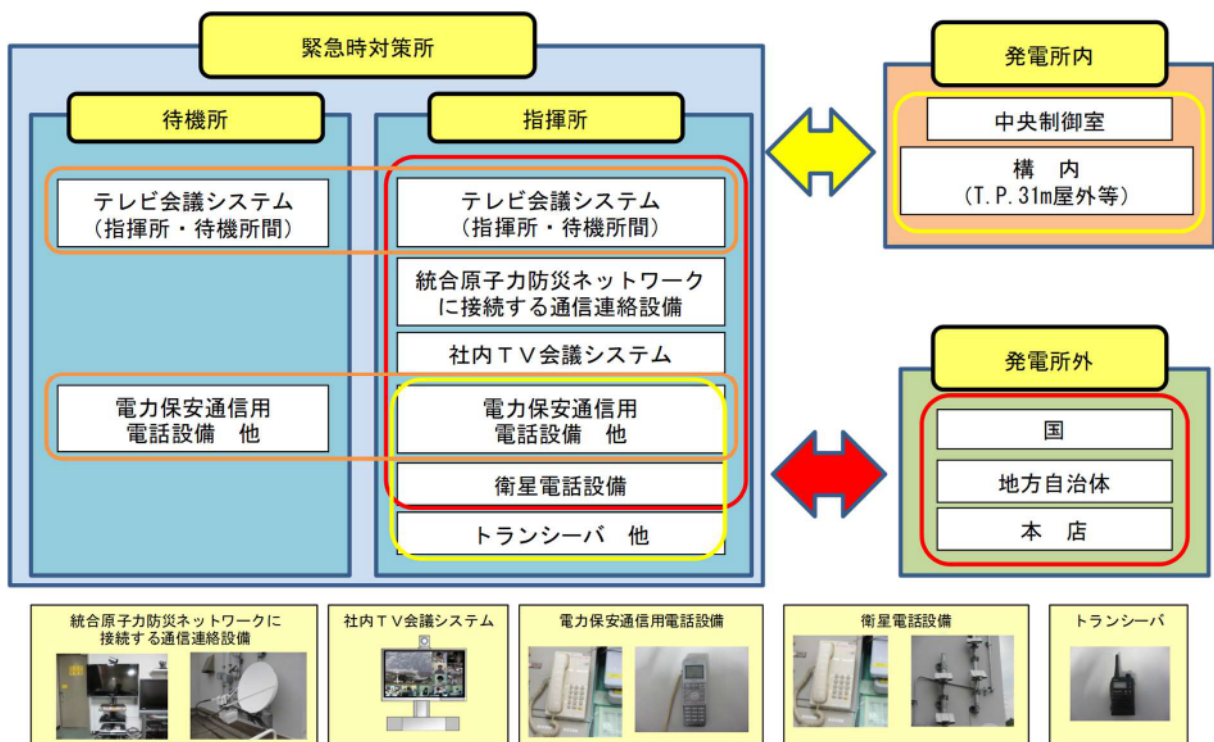


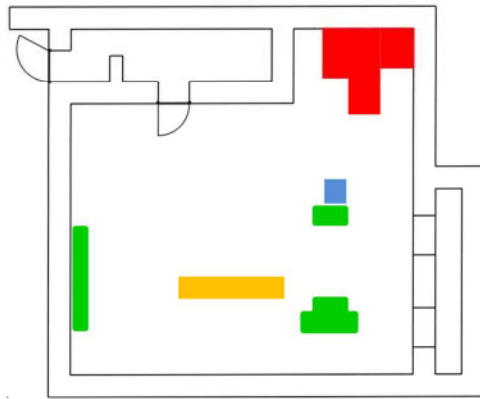
図9 緊急時対策所 通信連絡設備の概要図

□ =DB  
 □ =SA

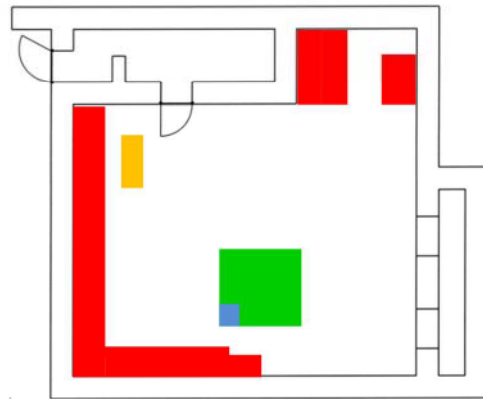
## 2.10 配備する資機材等及び保管場所

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。

配備する資機材及び保管場所を図10に示す。



緊急時対策所指揮所  
T. P. 39m平面図



緊急時対策所待機所  
T. P. 39m平面図

区分	品目	品名	数量	
			指揮所	待機所
放射線管理用資機材(注)	防護具類	・タイベック、全面マスク、靴下等 ・チャコールフィルタ、ゴム手袋	470着※1 930個※2	470着※7 930個※2
	個人線量計	・ポケット線量計	70台※3	70台※3
	サーベイメータ等	・GM汚染サーベイメータ ・電離箱サーベイメータ ・可搬型エリアモニタ	5台 5台 1台	5台 5台 1台
	高線量防護服	・タングステンベスト	—	20着※4
資料	原子力災害対策活動に必要な資料	・発電所周辺地図 ・発電所周辺人口関連データ ・主要系統模式図 ・系統図及びプラント配置図 など	1式	1式
食料等	食料等	・食料：約2,520食 ・飲料水：約1,680リットル	1,260食※4 840リットル※5	1,260食※5 840リットル※6
その他	—	・酸素濃度・二酸化炭素濃度	2台	2台
	—	・安定よう素剤	1,000錠※6	1,000錠※7

(注)放射線管理用資機材については、コンテナに収納し配備する。

※1 60名×1.1(余裕)×7日

※2 60名×1.1(余裕)×2個(双)×7日

※3 60名×1.1(余裕)

※4 (現場指揮者1名+放射線管理員1名+作業員3名×2班)×2セット+余裕

※5 60名×3食×7日+余裕

※6 60名×4本×0.5リットル×7日

※7 60名×2錠/人/日×7日+余裕

注：資機材配備場所については訓練結果等により変更となる可能性がある。

図10 緊急時対策所 配備する資機材及び保管場所

=DB

## 2.11 事故時に必要な要員

事故発生からプルーム通過前における緊急時対策所等で活動する要員を図 11-1 に、プルーム通過時に緊急時対策所にとどまる要員を図 11-2 に示す。また重大事故等発生時の各体制における緊急時対策所の収容人数を表 1 に示す。

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、休憩・仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示等を行う要員 74 名（原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員を含む。）並びに 1, 2, 3 号炉運転員 9 名の合計 83 名と想定している。

なお、この要員数を目安として、発電所対策本部長（所長）が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

事故発生からプルーム通過後までの要員の動きを図 11-3, 4 に示す。また、プルーム通過による要員退避時の緊急時対策所指揮所内での業務引継ぎについて、図 11-5 に示す。図中赤字で示した業務が引継ぎされる業務であり、中央の矢印が業務の引継ぎ先となっている。

引継ぎが必要な業務としては主にクロノロジー管理と SPDS の監視があるが、SPDS の監視については 1 名で実施可能である。またプルーム通過時は屋外作業が実施出来ず、SPDS 以外から入手できる情報も少ないため、管理するクロノロジー数が少なくなるため、少人数での対応が可能である。

以上のように、プルーム通過時には要員数は 57 名から 37 名に減るが、十分対応が可能である。

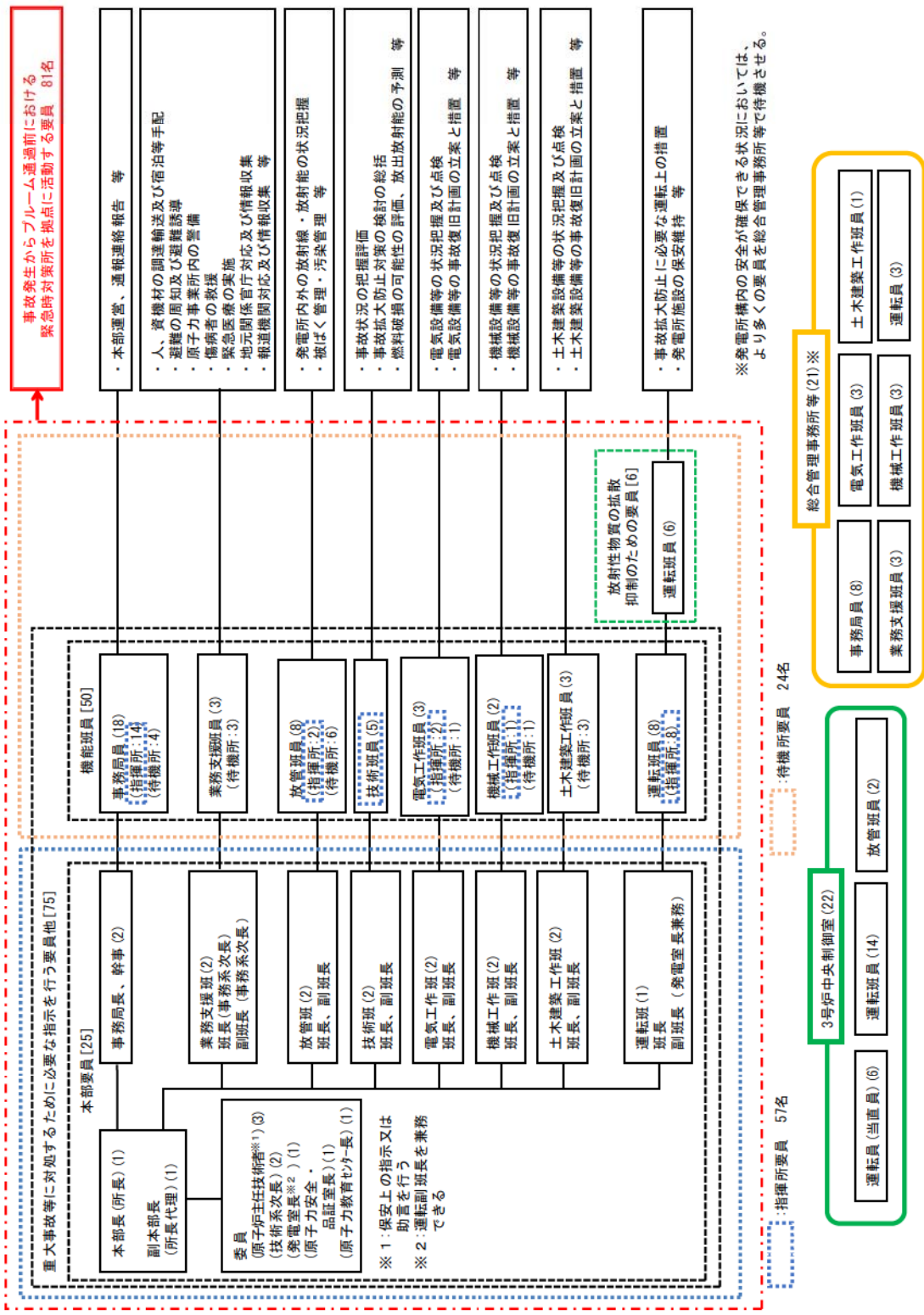


図 11-1 事故発生からブルーム通過前における緊急時対策所等で活動する要員

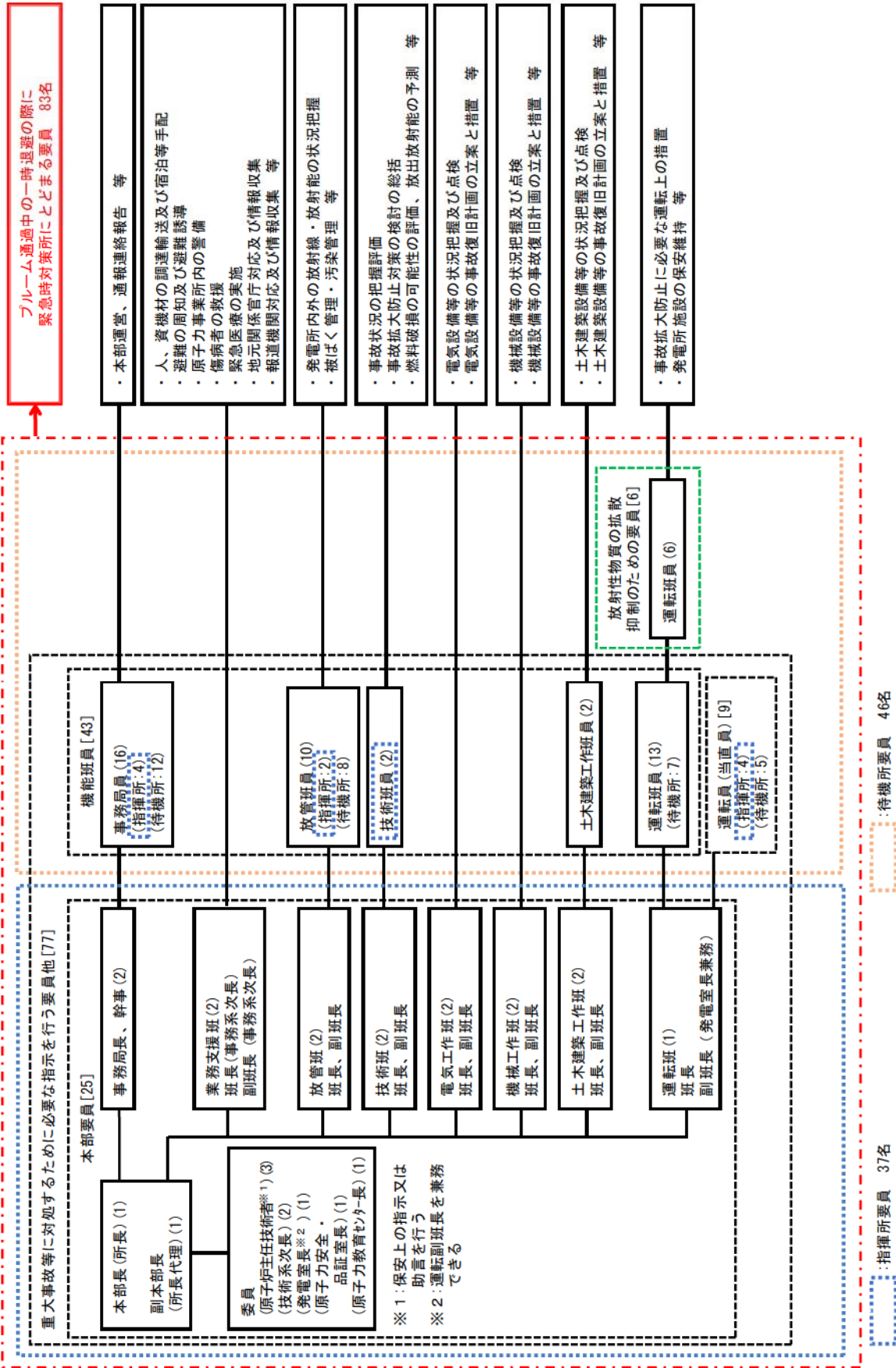


図 11-2 プルーム通過時に緊急時対策所にとどまる要員



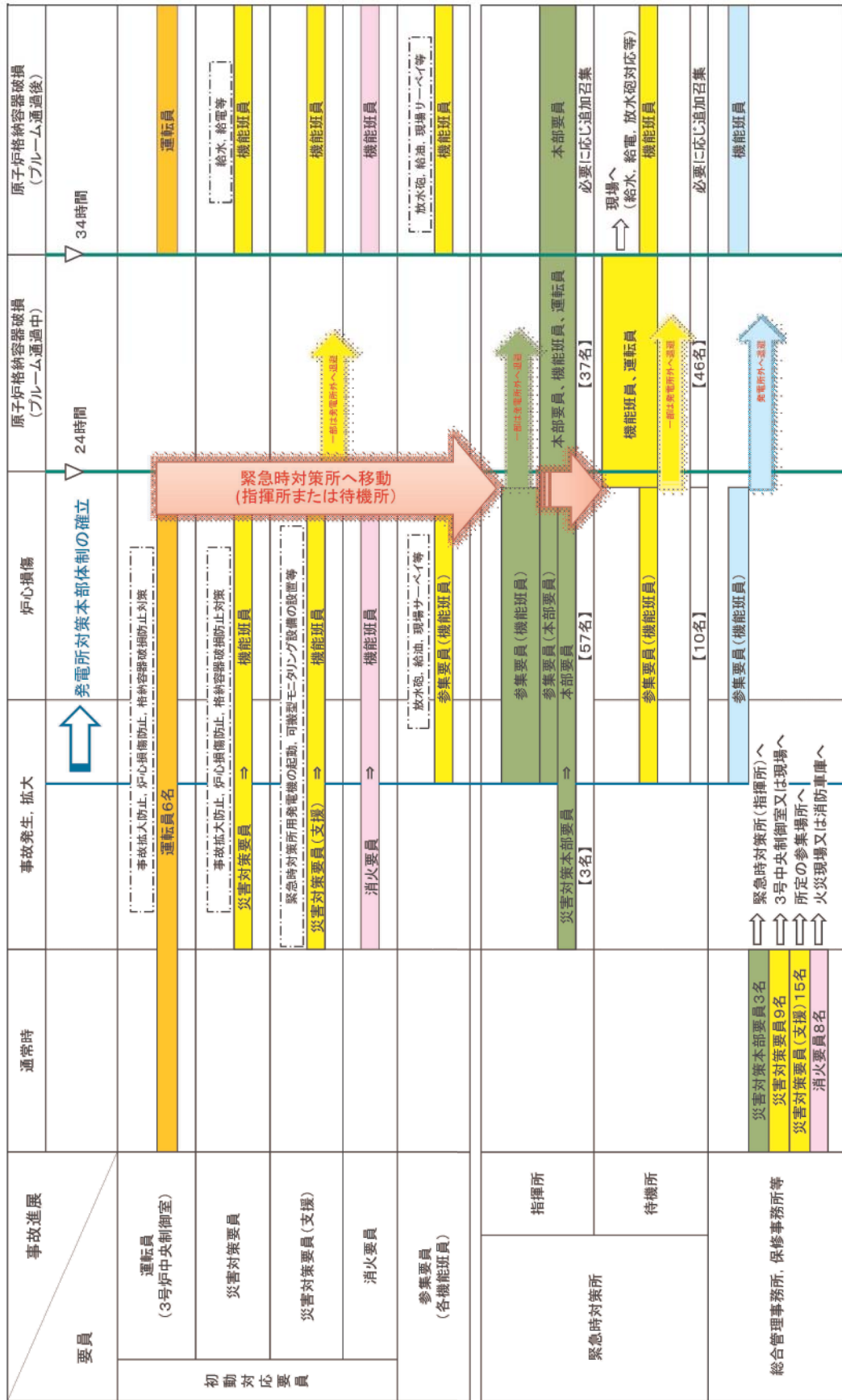




図 11-3 夜間・休日における事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

事故進展	通常時	事故発生、拡大	炉心損傷	原子炉格納容器破損 (ブルーム通過中)	原子炉格納容器破損 (ブルーム通過後)
要員		 発電所対策本部体制の確立		24時間	34時間
運転員 (3号炉中央制御室)		 事故拡大防止、炉心損傷防止、格納容器破損防止対策 運転員6名			運転員
災害対策要員		事故拡大防止、炉心損傷防止、格納容器破損防止対策 機能班員			給水、給電等 機能班員
災害対策要員(支援)		緊急時対策所用発電機の起動、可搬型モニタリング設備の設置等 機能班員			機能班員
消火要員		機能班員			機能班員
機能班員			放水砲、給油、現場サーベイ等 機能班員		放水砲、給油、現場サーベイ等 機能班員
指揮所			機能班員		
緊急時対策所			本部要員 本部要員(災害対策本部要員) 【57名】	・本部要員、機能班員、運転員 【37名】	本部要員 必要に応じて追加召集
			機能班員 ⇨ 現場へ(放水砲対応等)	・機能班員、運転員 【46名】	現場へ ⇨ (給水、給電、放水砲対応等) 機能班員
総合管理事務所、保修事務所等			【30名】		必要に応じて追加召集
		所員 ⇨	機能班員		機能班員
		緊急時対策本部要員3名、所員 所員 災害対策要員9名 災害対策要員(支援)15名 消火要員8名			

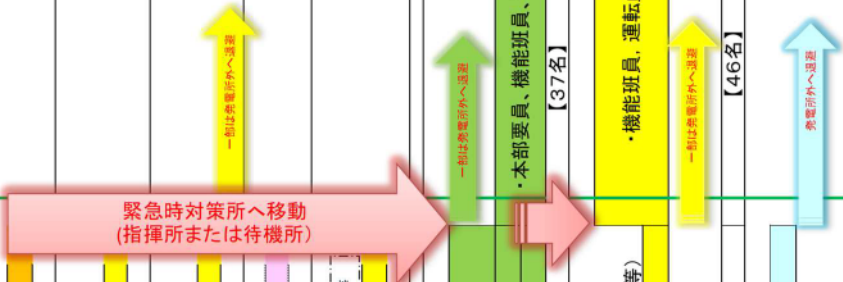


図 11-4 平日・日中における事故発生からブルーム通過後までの要員の動き

表1 重大事故等発生時の各体制における緊急時対策所の収容人数

	体制	要員数 (最低必要人数)		緊急時対策所			中央制御室	現場	合計
				指揮所	待機所	合計			
①	重大事故等対策 (初動)	運転員(3号当直)	6名	-	-	3~11名	3~6名	0~3名	41名
		災害対策本部要員 (当番者)	3名	3名	-		-	-	
		災害対策要員	9名	-	-		-	9名	
		災害対策要員(支援)	15名	-	-		-	15名	
		消火要員	8名	-	0~8名		-	0~8名	
②	重大事故等対策 (初動後)	運転員(3号当直)	6名	-	-	3~26名	3~6名	0~3名	41名
		災害対策本部要員 (当番者)	3名	3名	-		-	-	
		災害対策要員	9名	-	-		-	9名	
		災害対策要員(支援)	15名	-	0~15名		-	0~15名	
		消火要員	8名	-	0~8名		-	0~8名	
③	要員参集 (初動3時間後)	運転員(3号当直)	6名	-	-	3~28名	3~6名	0~3名	43名
		本部長他	3名	3名	-		-	-	
		機能班員	34名	-	0~25名		-	9~32名	
④	要員参集後 (初動12時間後)	運転員(当直)	15名	-	-	30~48名	9~15名	0~6名	73名
		本部長他	22名	22名	-		-	-	
		機能班員	36名	3名	5~23名		10名	0~13名	
⑤	要員活動中	運転員(当直)	15名	-	-	67~81名	9~15名	0~6名	124名
		本部長他	25名	25名	-		-	-	
		機能班員	84名	32名	10~24名		10名	18~32名	
⑥	ブルーム通過直 前及び通過中	運転員(当直)	15名	4名	11名	83名	-	-	83名
		本部長他	25名	25名	-		-	-	
		機能班員	43名	8名	35名		-	-	
⑦	ブルーム通過後	運転員(当直)	15名	-	-	67~81名	9~15名	0~6名	124名
		本部長他	25名	25名	-		-	-	
		機能班員	84名	32名	10~24名		10名	18~32名	

 =DB  
 =SA

機能班	ブルーム通過前				業務の引継ぎ	ブルーム通過中			
	名称	人数	業務内容	名称		人数	業務内容		
対策本部	本部長	1	発電所対策本部対応	本部長	1	発電所対策本部対応			
	副本部長	1		副本部長	1				
	委員(技術系次長)	1		委員(技術系次長)	1				
	委員(技術系次長)	1		委員(技術系次長)	1				
	委員(発電室長)	1		委員(発電室長)	1				
	委員(品証室長)	1		委員(品証室長)	1				
	委員(教育センター長)	1		委員(教育センター長)	1				
	伊主任(1号炉)	1		伊主任(1号炉)	1				
	伊主任(2号炉)	1		伊主任(2号炉)	1				
	伊主任(3号炉)	1		伊主任(3号炉)	1				
	事務局長	1		事務局長	1				
	業務支援班長	1		業務支援班長	1				
	放管班長	1		放管班長	1				
	技術班長	1		技術班長	1				
電機工作班長	1	電機工作班長	1						
機械工作班長	1	機械工作班長	1						
土木建築工作班長	1	土木建築工作班長	1						
運転班長	1	運転班長	1						
事務局幹事	1	事務局のクロノジー管理(チャット) 事務局員への指示	事務局幹事	1	事務局のクロノジー管理(チャット) 事務局員への指示 全体クロノジー管理(ホワイトボード)				
業務支援班副班長	1	業務支援班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示	業務支援班副班長	1	業務支援班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示				
放管班副班長	1	放管班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示	放管班副班長	1	放管班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示				
技術班副班長	1	技術班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示	技術班副班長	1	技術班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示				
機械工作班副班長	1	機械工作班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示	機械工作班副班長	1	機械工作班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示 機械設備不具合対応				
電機工作班副班長	1	電機工作班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示	電機工作班副班長	1	電機工作班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示 電気設備不具合対応				
土木建築工作班副班長	1	土木建築工作班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示	土木建築工作班副班長	1	土木建築工作班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示				
運転班副班長(発電室長兼務)	1	運転班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示	運転班副班長(発電室長兼務)	1	運転班のクロノジー管理(チャット) 班員への指示				
災害対策委員(支援)	3	緊急時対策所用発電機、緊急時対策所の換気設備の起動・監視等	災害対策委員(支援)	2	緊急時対策所用発電機、緊急時対策所の換気設備の起動・監視等 (1名構外退避)				
事務局員	12	幹事補佐(事務局クロノジー、本部運営等)② 通報連絡② 全体クロノジー管理(ホワイトボード) ・1号炉クロノジー管理② ・2号炉クロノジー管理② ・3号炉クロノジー管理② ・共通クロノジー管理②	事務局員	2	幹事補佐(事務局クロノジー、本部運営等) 通報連絡 全体クロノジー管理(ホワイトボード) (10名構外退避)				
運転班員	7	副班長補佐(運転班クロノジー管理等)④ SPDS監視① SATへの指示、管理②	運転班員	0	構外退避				
機械工作班	機械工作班員	1	機械設備不具合対応	機械工作班員	0	構外退避			
電機工作班	電機工作班員	2	電気設備不具合対応	電機工作班員	0	構外退避			
放管班	災害対策委員(支援)	1	チェンソングエリア運用	災害対策委員(支援)	0	チェンソングエリア運用			
	放管班員	1	チェンソングエリア運用	放管班員	1	チェンソングエリア運用			
技術班	技術班員	5	事業進展予測	技術班員	2	事業進展予測 (3名構外退避)			
	合計人数	57		合計人数	37				

図 11-5 緊急時対策所指揮所におけるブルーム通過時の業務の引継ぎ

## 2.12 泊1, 2号炉使用済燃料ピット発災時の緊急時対策所への影響について

泊1, 2号炉使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）には燃料が貯蔵されており、万一の場合には燃料の損傷等による緊急時対策所への悪影響が考えられる。このため、1, 2号炉 SFP 発災時に重大事故等対策時の拠点となる緊急時対策所への参集、緊急時対策所の居住性及び緊急時対策所用発電機への給油作業に影響がないことを確認している。

緊急時対策所への参集及び緊急時対策所用発電機への給油作業については、2号炉 SFP 最近接点及び緊急時対策所用発電機への給油作業地点における線量率を評価し、参集及び給油作業が十分可能であることを確認している。

また、緊急時対策所の居住性については、緊急時対策所中心点での線量率及び7日間滞在した場合の実効線量を評価し、居住性に与える影響は極めて小さいことを確認している。

以上より、1, 2号炉 SFP 発災時においても、緊急時対策所を拠点とする活動に支障がないことを確認している。



61-8 適合狀況說明資料(補足說明資料)



泊発電所 3 号炉

緊急時対策所  
(補足説明資料)

## 添付資料目次

- 添付資料 1 : 3号炉用緊急時対策所（1, 2号炉原子炉補助建屋内）の扱いについて
- 添付資料 2 : 緊急時対策所周辺の機器配置等について
- 添付資料 3 : 緊急時対策所設備の耐震性について
- 添付資料 4 : 電源設備について
- 添付資料 5 : 生体遮蔽装置について
- 添付資料 6 : 換気設備等について
- 添付資料 7 : チェンジングエリアについて
- 添付資料 8 : 情報収集設備について
- 添付資料 9 : 配備資機材等の数量等について
- 添付資料 10 : 緊急時対策所に最低限必要な要員について
- 添付資料 11 : 事象発生からプルーム通過後までの要員の動き等について
- 添付資料 12 : 緊急安全対策要員の動線について
- 添付資料 13 : 泊 1, 2号炉 使用済燃料ピット発災時の緊急時対策所への影響について
- 添付資料 14 : 緊急時対策所内の要員及び必要スペースについて
- 添付資料 15 : 緊急体制について
- 添付資料 16 : 設置許可基準規則第 6 条への適合方針について

## 1. 3号炉用緊急時対策所（1, 2号炉原子炉補助建屋内）の扱いについて

## (1) 3号炉用緊急時対策所（1, 2号炉原子炉補助建屋内）と緊急時対策所との比較

	場所	面積	耐震性	重大事故 に対する 居住性	通信設備	運転パラメ ータ表示
3号炉用 緊急時 対策所	1, 2号炉 原子炉補助 建屋内	320m <sup>2</sup>	基準地震動で 機能維持	有り	発電所内外と の通信設備	データ表示 端末有り
緊急時 対策所	専用建屋	298m <sup>2</sup>	基準地震動で 機能維持	有り	同上	同上



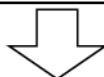
図 別 1-1-1 緊急時対策所配置図

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。



(2) 3号炉用緊急時対策所（1，2号炉原子炉補助建屋内）のメリットとデメリット

	メリット	デメリット
3号炉用緊急時対策所（1，2号炉原子炉補助建屋内）	<ul style="list-style-type: none"> <li>平日時間内については，本部要員参集等の初動体制確立が迅速かつ容易に可能</li> <li>中央制御室へのアクセスが容易</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全号炉用緊急時対策所として使用できない。</li> <li>建屋内拡散を考慮しない場合，実効線量は基準を満たしているものの高い値となる。</li> </ul>
緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> <li>将来的に全号炉用緊急時対策所として使用できる。</li> <li>マスクの着用が不要であり，被ばくに有利。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>指揮所と待機所に分割される。</li> <li>事務所から離れた専用建屋に設置されるため，平日時間内については，本部要員参集等の初動体制が，3号炉用緊急時対策所より遅れる。（休日・時間外については，大きな差異はない）</li> </ul>



・3号炉用緊急時対策所は，執務室や中央制御室が近いことがメリット

(3) 発電所内に複数の緊急時対策所があることのメリットとデメリット

メリット	デメリット
・特になし	・原子力災害が発生又は発生の恐れがある場合，どちらの緊急時対策所に対策本部が設置されるのか，関係者全員に周知する必要がある。



・運用を明確化，簡素化するためには，発電所内の緊急時対策所は，1箇所に限定しておくことが望ましい。

(4) 各緊急時対策所のメリットとデメリット

1，2号炉原子炉補助建屋内の3号炉用緊急時対策所は，3号炉単独災害であることが使用する場合の条件である。

一方，専用建屋の緊急時対策所は，発電所屋外 T.P. 39m の固体廃棄物貯蔵庫近傍に設置されており，3号炉単独災害だけでなく，将来的に複数基同時災害時にも使用することができる。

また，発電所内に3号炉用緊急時対策所と専用建屋の緊急時対策所の2つの緊急時対策所が存在する場合は，どちらの緊急時対策所を使用するのか，発電所内外に周知する必要がある。

上記を踏まえると，3号炉の緊急時対策所は，使用条件が限定されない専用建屋の緊急時対策所に限定するのが望ましい。

(5) 各緊急時対策所のメリットとデメリットを踏まえた対応

- ・発電所の緊急時対策所は，専用建屋の緊急時対策所に限定することにより，運用の簡素化を図る。

=DB

2. 緊急時対策所周辺の機器配置等について  
緊急時対策所周辺に配備する機器等は以下のとおり。

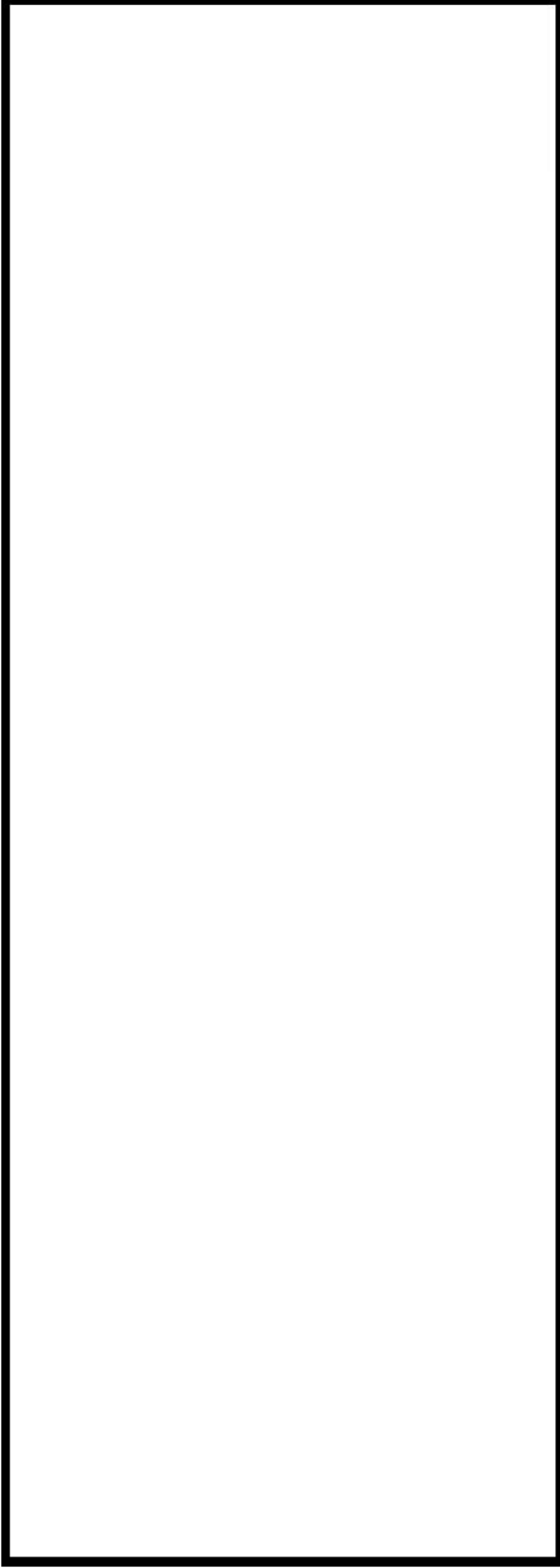


図 別 1-2-1 緊急時対策所周辺の機器配置図

□ =DB  
□ =SA

□ 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。

## 3. 緊急時対策所設備の耐震性について

## (1) 緊急時対策所の機能について

可搬型の代替電源設備及び換気設備に対して転倒防止措置を施すことで、基準地震動による地震力に対して電源機能及び換気機能を喪失しない。

通信連絡設備及び重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備については、適切に固縛及び転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対して、機能を喪失しない。

なお、動的機能維持については、実証試験等により評価を行う。

表 別 1-3-1 緊急時対策所設備一覧

	主要設備
電源設備	緊急時対策所用発電機
換気設備	可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 空気供給装置（空気ボンベ）
重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備	データ収集計算機 E R S S 伝送サーバ データ表示端末
通信連絡設備	発電所内用 電力保安通信用電話設備，無線連絡設備，衛星携帯電話，衛星電話設備，テレビ会議システム（指揮所・待機所間） 発電所外用 加入電話設備，専用電話設備，衛星携帯電話，衛星電話設備，電力保安通信用電話設備，社内TV会議システム，無線連絡設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

(2) 可搬型設備等について下記のとおり耐震性評価を行い, 耐震性に問題が無いことを確認する。

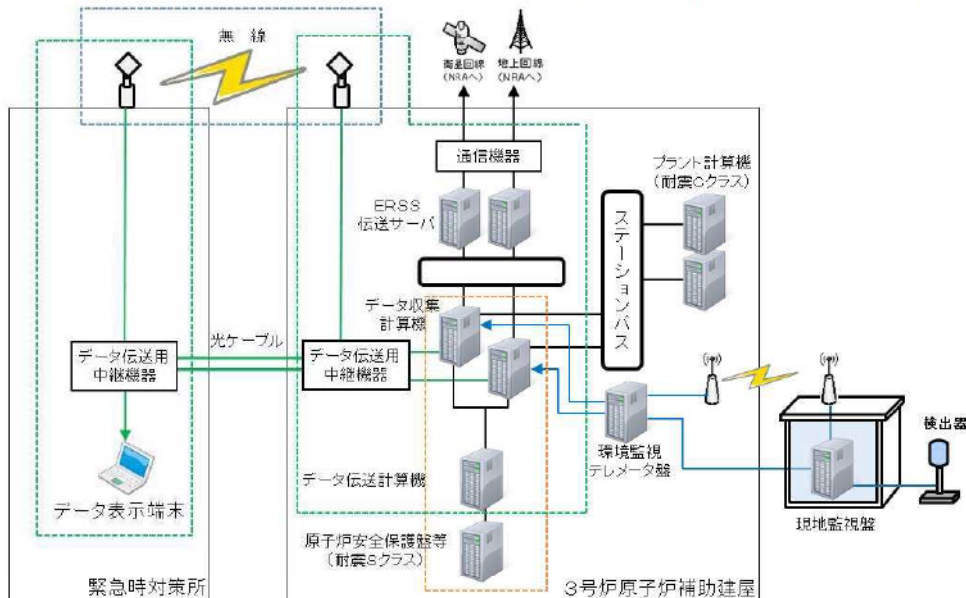
表 別1-3-2 緊急時対策所設備耐震性評価

設備	機器	評価内容
緊急時対策所用発電機	発電機	転倒防止評価
	分電盤	転倒防止評価 (浮上防止のため固定アンカー強度の確認)
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	フィルタユニット	転倒防止評価 (浮上防止のため固定アンカー強度の確認)
可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン	ファン	転倒防止評価 (浮上防止のため固定アンカー強度の確認)
空気供給装置 (空気ボンベ)	ボンベユニット	転倒防止評価 (浮上防止のため固定アンカー強度の確認)
	配管	強度評価 (定ピッチスパン)
計器類	流量計/圧力計	架台 (取付ボルト) 評価
	計装配管	定ピッチスパンの算出 (本ピッチ以下で施工)



(3) 緊急時対策所に設置する通信連絡設備については、基準地震動による地震力に対し、機能を維持するため、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止等の措置を施す。

また、重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備に関しては、データ収集計算機含め、耐震性を有する3号炉原子炉補助建屋及び緊急時対策所(指揮所)に設置し、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないように耐震性を確保する設計とする。(下図参照)



- : 基準地震動による地震力に対し、機能を維持する範囲(規制基準適用範囲)
- : データ伝送手段の多様化を図り、データ表示機能を維持する範囲(規制基準適用範囲)
- : 耐震Sクラスの原子炉安全保護板等からのデータ伝送ラインの耐震性向上範囲(更なる安全性向上範囲)

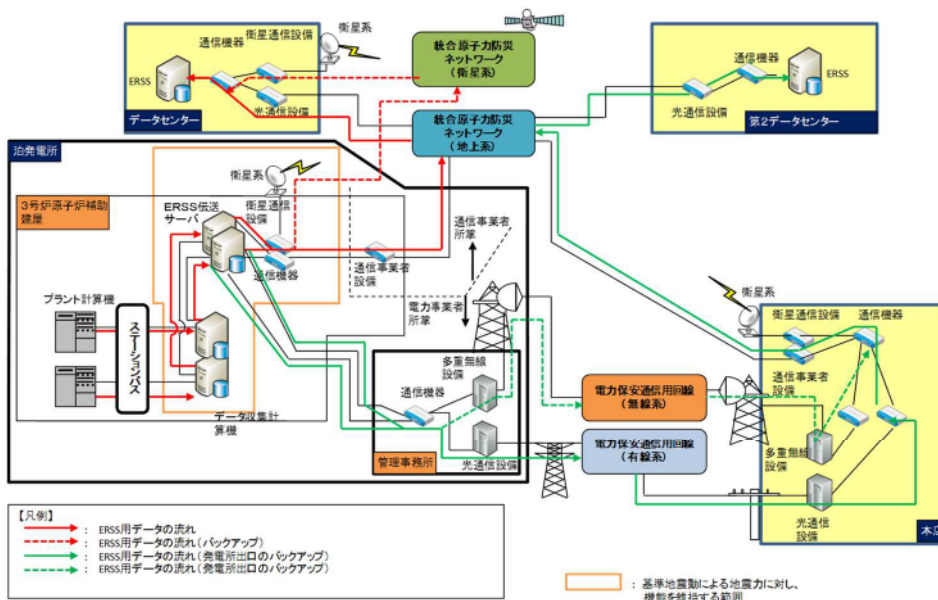
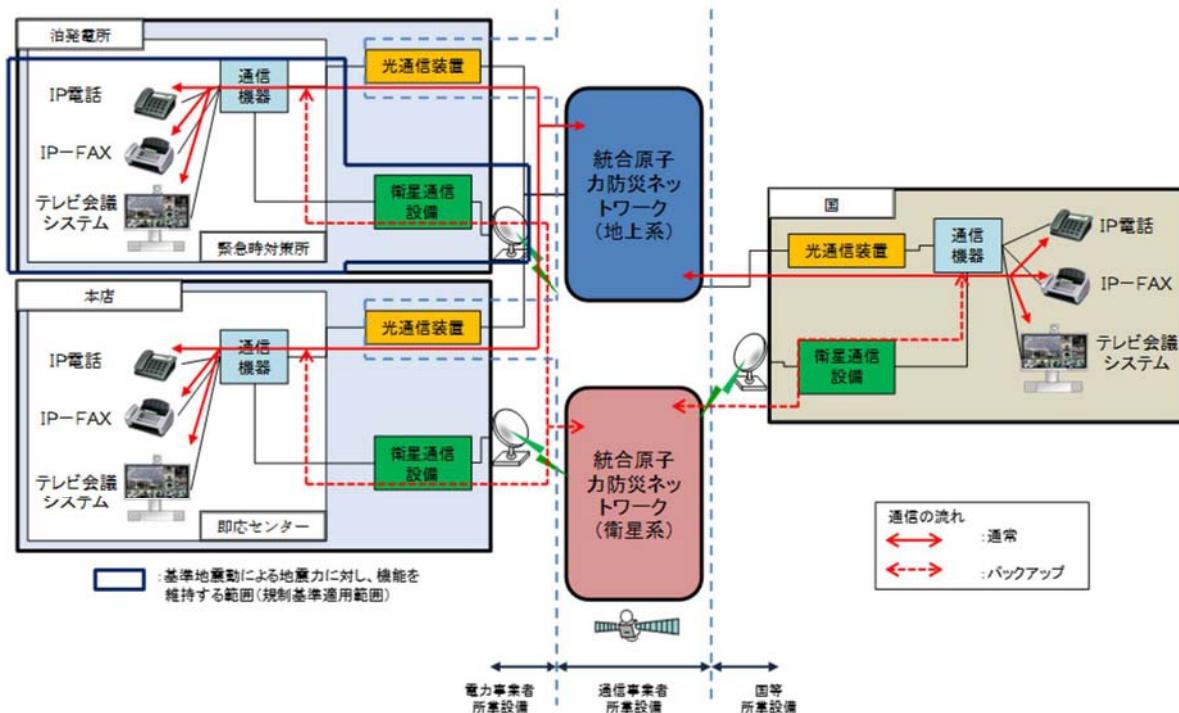
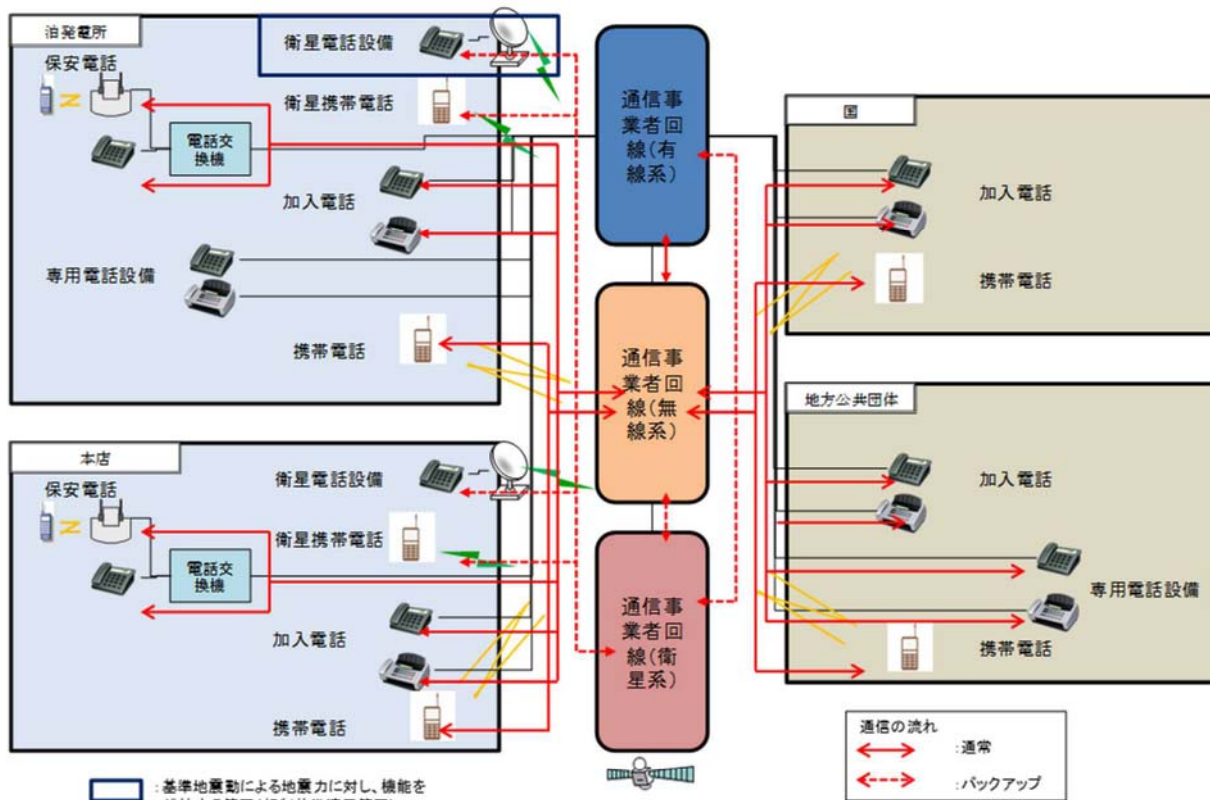


図 別 1-3-1 重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備の耐震設計範囲

(4) 緊急時対策所に設置する通信連絡設備については、基準地震動による地震力に対し、機能を維持するため、以下の措置を講じる。

表 別 1-3-3 通信連絡設備耐震措置

通信種別	主要設備		耐震措置
発電所 内用	電力保安通信用 電話設備	保安電話 (固定電話)	・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	無線連絡設備	無線通話 装置	・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	衛星携帯電話		・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	衛星電話設備	衛星電話	・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
発電所 外用	加入電話設備	加入電話 (固定型, 携帯型)	・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	専用電話設備	専用電話	・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	衛星携帯電話		・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	衛星電話設備	衛星電話	・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	電力保安通信用 電話設備	保安電話 (固定)	・緊急時対策所に設置する通信端末は、設置する机等の転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。
	テレビ会議システム		・通信機器を設置するラックは、耐震性を有する3号炉原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置し転倒防止措置を施すと共に、内装する通信機器は固縛等を実施する。 ・建屋内の信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。 ・通信機器については、加振試験等により機能を喪失しないことを確認する。また、故障等の不測の事態に備え予備品を配備すると共に、取替手順を整備する。 ・建屋間伝送ルートについては、無線系及び有線系回線を確保する。 ・緊急時対策所に設置する通信端末は、転倒防止及び通信端末の落下防止措置を施す。 ・テレビ会議システム及びファクシミリについては、転倒防止措置を施す。
	統合原子力防災 ネットワーク設 備に接続する通 信連絡設備	テレビ会議 システム	
I P 電話 I P - F A X			





(5) 重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備に関しては、基準地震動による地震力に対し、機能を維持するよう以下の措置を講じる。

表 別 1-3-4 重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備の耐震措置

場所	主要設備		耐震措置
原子炉 補助建屋	情報収集 システム	データ収集 計算機  E R S S 伝送サーバ	<ul style="list-style-type: none"> <li>データ収集計算機へのデータ入力については、原子炉安全保護盤等の耐震性を有する計測装置等からプラント計算機を介さずに直接データを収集することができる耐震仕様のバックアップラインを設置する。</li> <li>データ収集計算機等の計算機システムは耐震仕様とする。</li> <li>データ収集計算機等を設置するラックについては、耐震性を有する3号炉原子炉補助建屋に設置して転倒防止の措置を施す。</li> <li>信号ケーブル及び電源ケーブルについては、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。</li> </ul>
	建屋間 伝送設備	データ伝送 用中継機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>データ伝送用中継機器を設置するラックは耐震性を有する3号炉原子炉補助建屋に設置して転倒防止の措置を施すと共に、内装するデータ伝送用中継機器については固縛等を実施する。</li> <li>建屋内の信号ケーブル及び電源ケーブルについては、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。</li> <li>データ伝送用中継機器については、加振試験等により機能を喪失しないことを確認する。また、故障等の不測の事態に備え予備品を配備すると共に、取替の手順を整備する。</li> </ul>
建屋間	建屋間伝送ルート		<ul style="list-style-type: none"> <li>建屋間伝送ルートについては、無線系及び有線系回線を確保する。</li> <li>無線用アンテナについては、耐震性を有する3号炉原子炉建屋と緊急時対策所に設置して転倒防止の措置を施す。</li> <li>無線用アンテナについては、加振試験等により機能を喪失しないことを確認する。また、故障等の不測の事態に備え予備品を配備すると共に、取替の手順を整備する。</li> </ul>
緊急時 対策所	建屋間 伝送設備	データ伝送 用中継機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>データ伝送用中継機器を設置するラックは耐震性を有する緊急時対策所に設置して転倒防止の措置を施すと共に、内装するデータ伝送用中継機器については固縛等を実施する。</li> <li>建屋内の信号ケーブル及び電源ケーブルについては、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する。</li> <li>データ伝送用中継機器については、加振試験等により機能を喪失しないことを確認する。また、故障等の不測の事態に備え予備品を配備すると共に、取替の手順を整備する。</li> </ul>
		データ表示端末	

(6) 緊急時対策所用発電機及び可搬型空気浄化装置の転倒防止措置及び転倒評価等

緊急時対策所の可搬型設備である発電機については、車両（2軸4輪）に搭載することで転倒防止を図り、基準地震動による地震力に対して転倒しないことを転倒評価で確認している。

なお、動的機能維持については、実証試験等により詳細に評価を行う。

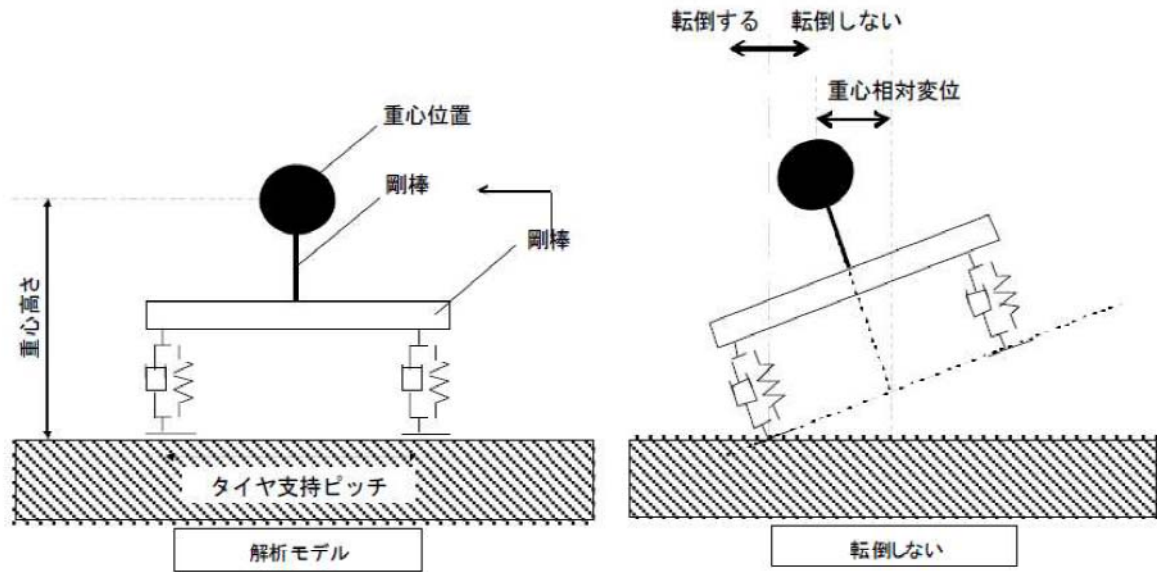


図 別 1-3-2 発電機解析モデル



図 別 1-3-3 緊急時対策所用発電機の保管場所及びディーゼル発電機燃料油貯油槽の設置場所

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。



可搬型空気浄化装置については、設備が損傷しないように転倒防止措置を施す。



ファンケーシング



フィルタユニット

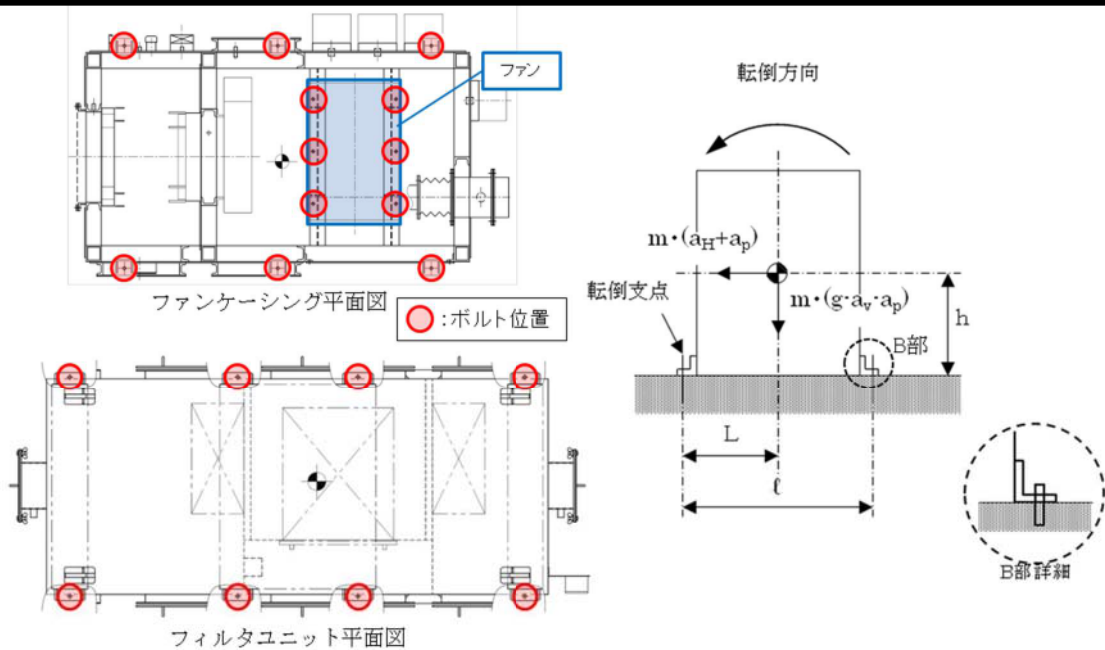
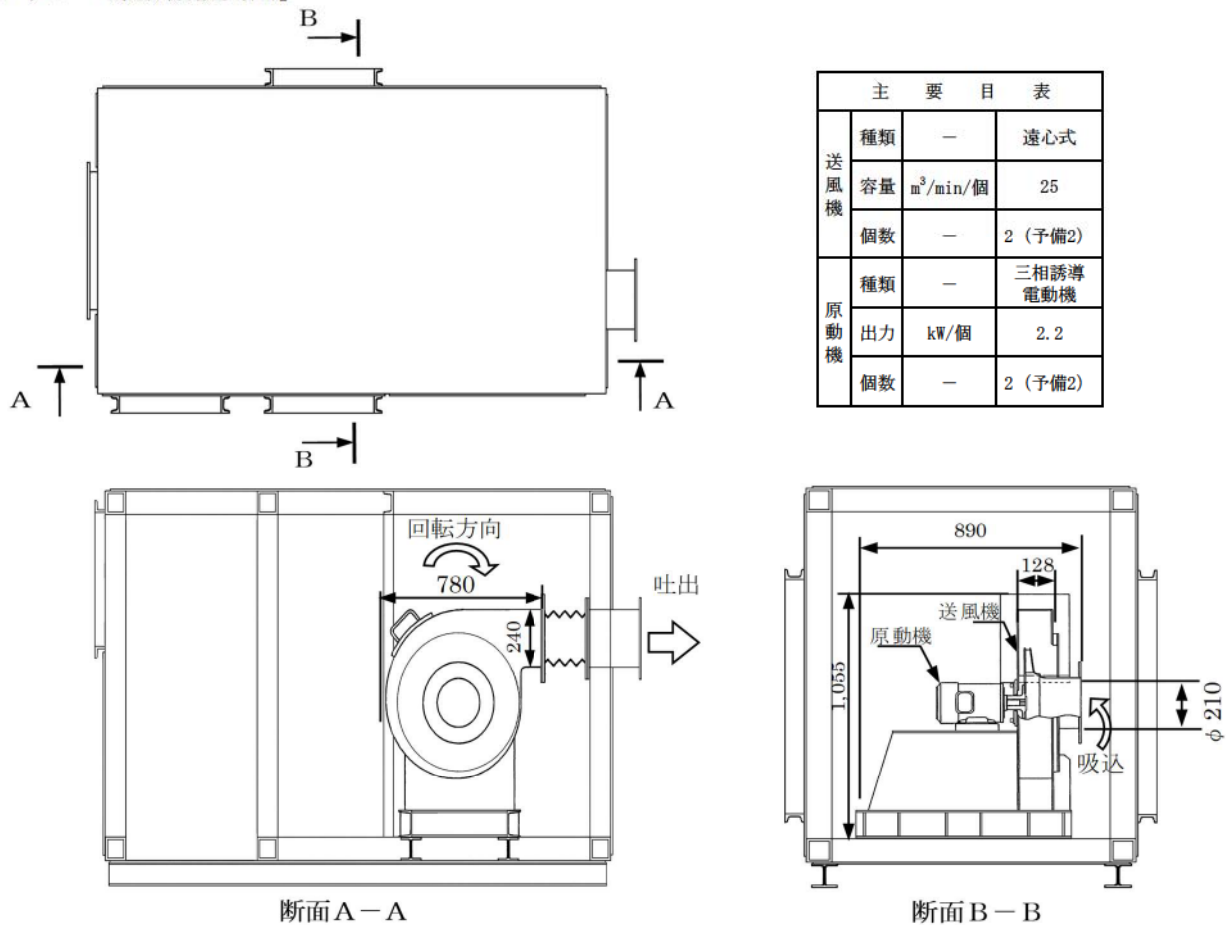


図 別 1-3-5 ファンケーシング・フィルタユニット転倒評価モデル

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。

【ファン・原動機概要図】



【フィルタユニット概要図】

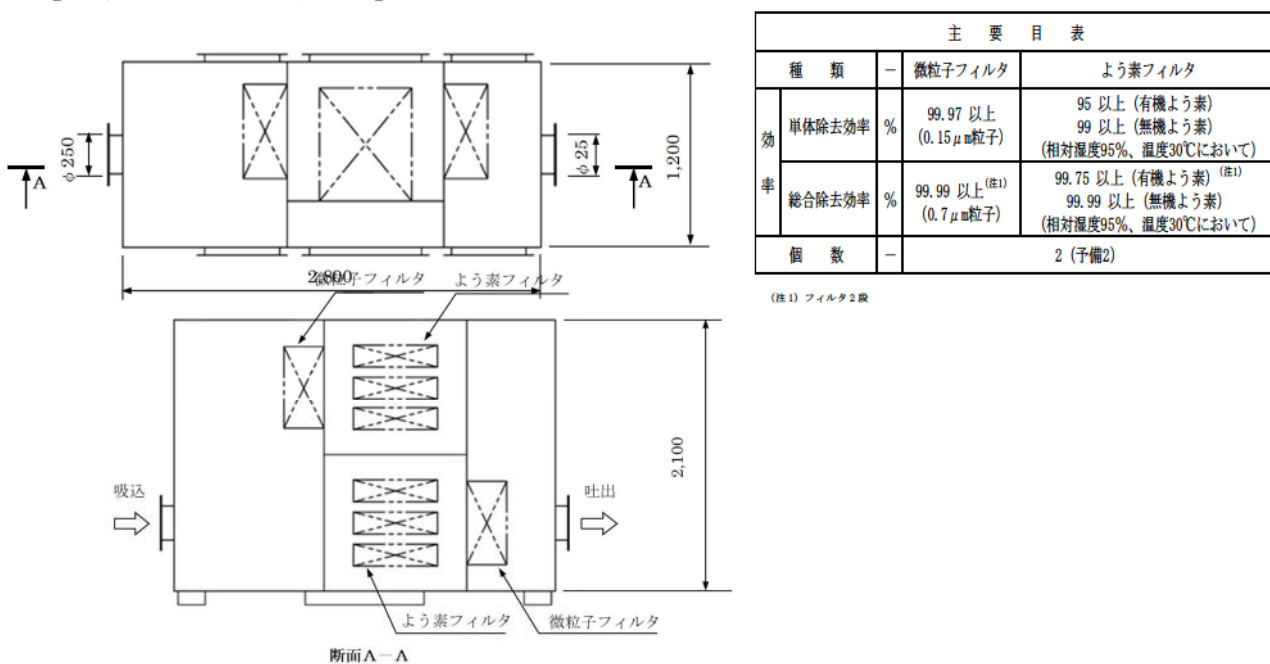
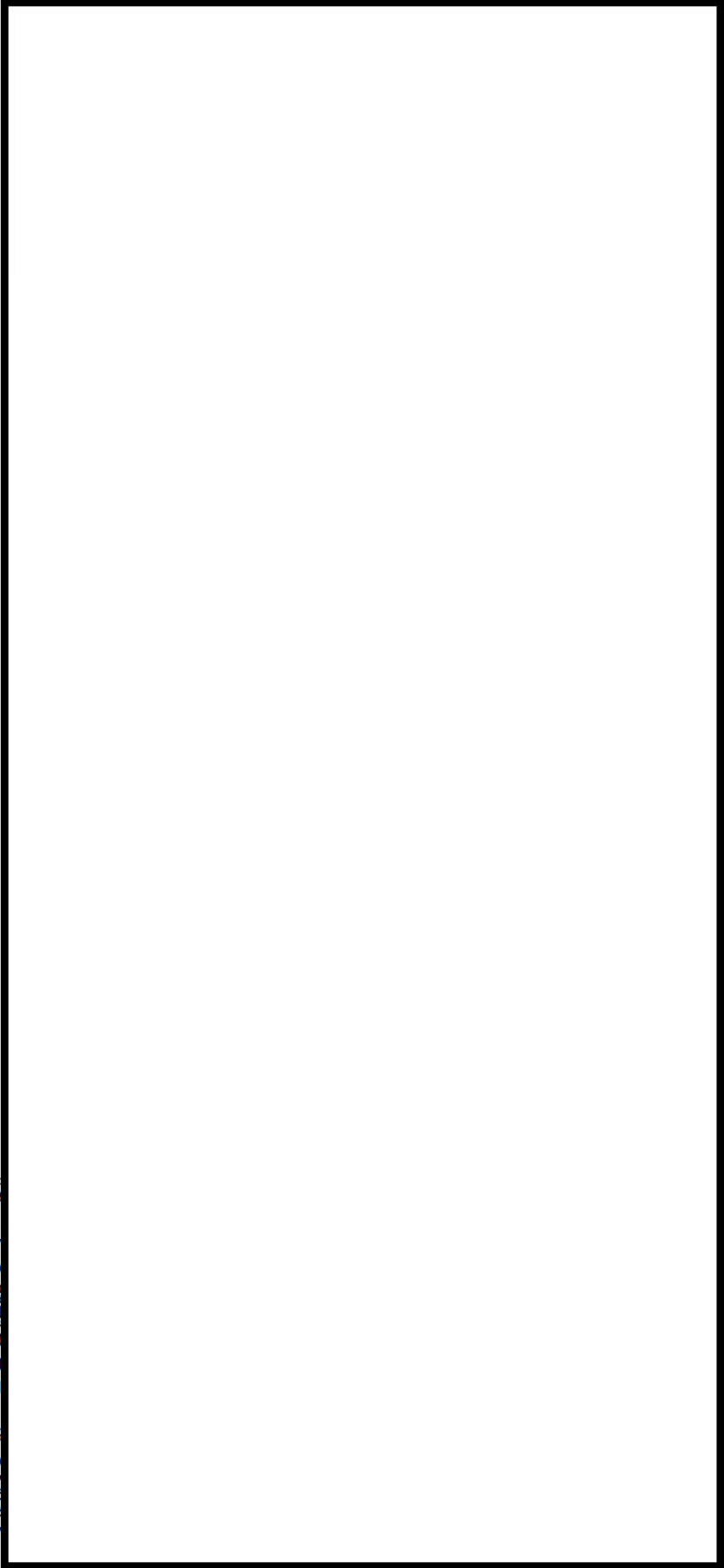


図 別 1-3-6 ファン、フィルタユニット概要図

空気供給装置（空気ボンベ）については、空気ボンベユニット、ベース架台及びボルトの強度評価を行い、基準地震動による地震力に対して転倒しないことを確認している。



4. 電源設備について

(1) 緊急時対策所における電源供給設備について

①緊急時対策所における給電対象設備について

緊急時対策所において、設置許可基準規則 3 4 条及び 6 1 条ならびに技術基準規則 4 6 条及び 7 6 条にて設計基準対象施設、重大事故等対処施設それぞれについて要求されている機能及びその機能を有する設備を設けている。

緊急時対策所は、通常時は使用せずプラントの異常発生時等に使用するものであるが、『必要な指示及び通信連絡』の機能を有する設備については、設置許可基準規則 3 5 条及び 6 2 条ならびに技術基準規則 4 7 条及び 7 7 条における通信連絡設備としての要求事項に基づき設置している設備でもあることから、これを考慮する必要がある。

要求事項に基づき設置している設備の他に、運用に必要な設備（室内空調設備、照明設備、一般OA機器等）についても設置しており、これらを含めて、給電が必要な設備に対して適切な電源供給を行うことが出来る電源設備を有している。

②緊急時対策所の電源構成について

緊急時対策所において給電が必要な設備に対し、通常時及び重大事故等時における給電の状態を図 1 及び図 2 にて示している。

電力を供給するための電源設備として 1 号炉（2 号炉）常用電源設備、3 号炉非常用電源設備、3 号炉代替電源設備及び緊急時対策所専用の代替電源設備を設けている。

(a)設計基準対象施設としての電源構成

設計基準対象施設のうち、給電が必要な設備は、緊急時対策所及び原子炉補助建屋に設置している『必要な指示及び通信連絡』の機能を有する通信連絡設備（下図青実線にて示している電路の範囲）である。これら通信連絡設備については、設置許可基準規則 3 5 条の要求事項にて、『常時使用できること』が要求されていることから、3 号炉非常用電源設備から常時給電し、事故発生時の連絡、プラントの事故状態の把握、ERSS へのデータ伝送等を常時行うことが出来る設計としている。

また、設計基準事故等によって一時的に電源が喪失した場合においても、無停電電源装置等を設置しており、機能を維持することが出来る設計としている。

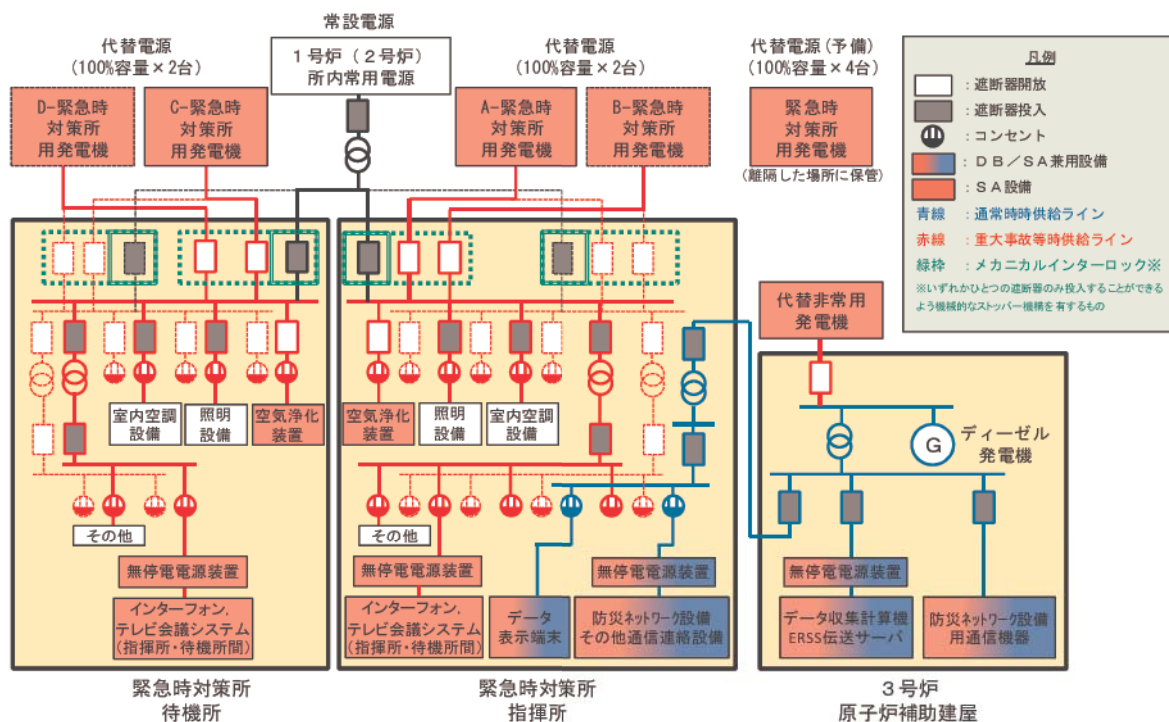


図 別 1-4-1 緊急時対策所の電源構成 (通常時)

(b) 重大事故等対処施設としての電源構成

全交流動力電源喪失等の重大事故等時において、緊急時対策所に設置している居住性の確保に必要な設備及び通信連絡設備は、緊急時対策所用発電機から給電し、3号炉原子炉補助建屋に設置する通信連絡設備については、代替非常用発電機から給電可能な設計としている（下図赤実線にて示している電路の範囲）。

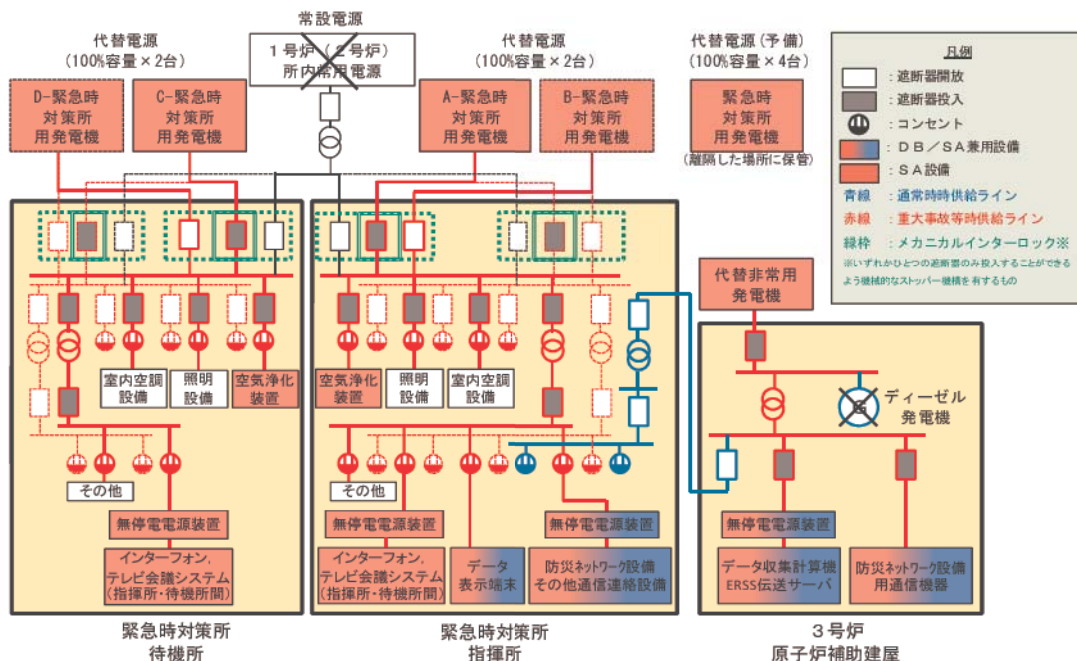


図 別 1-4-2 緊急時対策所の電源構成（重大事故等時）

③緊急時対策所用発電機及び緊急時対策所内電路の構成

緊急時対策所は指揮所及び待機所の2棟に分けた設計としていることから、電源系統についてもそれぞれ独立した設計とし、緊急時対策所用発電機は指揮所及び待機所それぞれに1台で供給可能な容量を有するものを各2台の合計4台を保管することで、多重性を有する設計としている。

緊急時対策所に設置している給電が必要な設備の負荷容量は下表に記載の通りであり、十分な容量を有する定格出力270kVAの緊急時対策所用発電機から給電する設計としている。

緊急時対策所用発電機が故障した場合においても、速やかに切り替えを行うことが出来るよう、指揮所、待機所それぞれに接続口を2口設けることで、2台同時に接続を可能とし、屋内にて供給元を切り替え可能としている。

また、指揮所及び待機所内の電源供給用母線はそれぞれ常用と予備の2系統あり、片側の母線に何らかの異常が発生した場合には負荷を健全な母線に載せ変えることが可能な設計としている。

表 別 1-4-1 緊急時対策所 負荷内訳

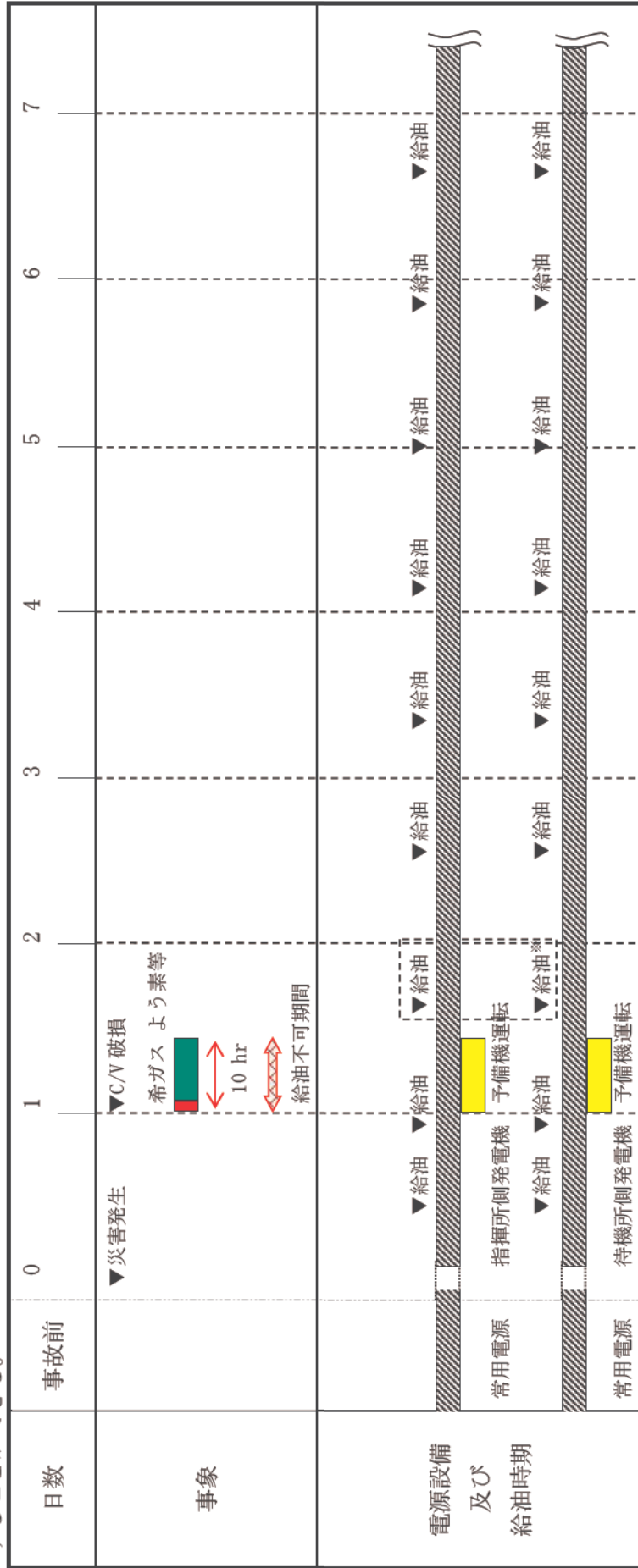
設備名称	負荷容量(kVA)		備考
	指揮所	待機所	
可搬型空気浄化装置	23.1	23.1	可搬型新設緊急時対策所用空気浄化ファン
通信連絡設備等	15.1	0.7	データ表示端末、テレビ会議システム(指揮所・待機所間)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、その他通信連絡設備
室内空調設備	34.8	34.8	パッケージエアコン
照明設備	2.2	2.2	LED照明(バッテリー内蔵)
その他	21.9	9.3	OA機器等(予備容量含む)
合計	97.1	70.1	



(2) 緊急時対策所用発電機の給油時期

所内非常用電源が喪失した場合には、約 40 分以内に緊急時対策所用発電機を起動して緊急時対策所の通信連絡設備等の負荷に給電を開始する。

発電機は 19 時間以上連続運転が可能であり、また、運転機の切り替えや燃料の補給により長期間の給電が可能である。なお、プルーム通過中は、1 台を無負荷運転としておくため、万が一、運転中の発電機が停止しても、緊急時対策所へ速やかに給電を開始することができる。



※：待機所側発電機側は直ぐに給油が必要ないが、プルーム通過後の給油回数削減のため、指揮所側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。

図 別 1-4-3 電源設備及び給油時期タイムチャート

- (3) 緊急時対策所電源設備立上げ  
緊急時対策所用発電機の起動を(a), (b)の手順で実施する。
- (a) 指揮所側緊急時対策所用発電機の起動
- ① 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 発電機に電源ケーブルを接続する。
  - ③ 起動スイッチにより発電機を起動する。
  - ④ 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) 待機所側緊急時対策所用発電機の起動
- (a)と同様の手順で実施する。ただし, ④の操作は待機所内の分電盤で実施する。

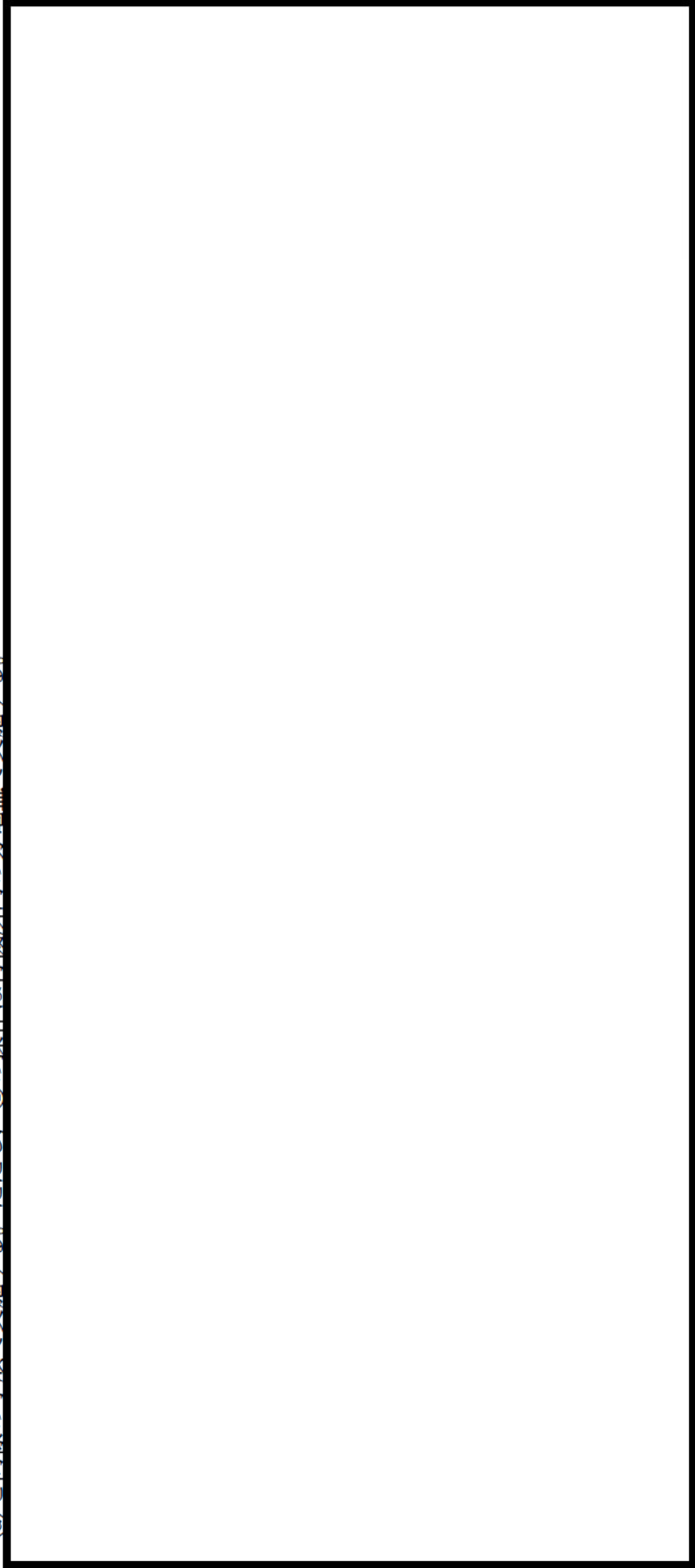


図 別 1-4-4 代替電源設備のラインナップ

## (4) 連続運転時間及び要求される負荷

緊急時対策所の運用に必要なとなる電源容量は、指揮所が約97kVA、待機所が約70kVAであり、緊急時対策所用発電機（定格容量270kVA）の負荷は、指揮所側が36%で、待機所側が26%である。それぞれの負荷時の燃料消費量から、指揮所側が約19時間、待機所側が約24時間の連続運転が可能である。

表 別1-4-2 負荷別燃料消費量

	燃料消費量(L/h)	連続運転時間
100%負荷時	[Redacted]	約8時間
75%負荷時		約10時間
50%負荷時		約15時間
<u>36%負荷時</u>		<u>約19時間</u>
<u>26%負荷時</u>		<u>約24時間</u>
25%負荷時		約25時間
無負荷時		約71時間

参考：燃料タンク容量 470L（メーカー：AIRMAN，型式：SDG300S）

無負荷運転時の燃料消費率は、6.6(L/h)であるため、プルーム通過中に燃料が枯渇して停止することはない。

表 別1-4-3 緊急時対策所 負荷内訳

設備名称	負荷容量(kVA) ※1		備考
	指揮所	待機所	
可搬型空気浄化装置	23.1	23.1	可搬型新設緊急時対策所用空気浄化ファン
通信連絡設備等※2	15.1	0.7	データ表示端末、テレビ会議システム(指揮所・待機所間)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、その他通信連絡設備
室内空調設備	34.8	34.8	パッケージエアコン
照明設備	2.2	2.2	LED 照明(バッテリー内蔵)
その他	21.9	9.3	OA 機器等 (予備容量含む)
合計	97.1	70.1	

※1 力率0.8の場合

※2 通信連絡設備のうち、一部の負荷について「無停電電源装置」に接続している。

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。

#### (5) 緊急時対策所用発電機の燃料補給手段

緊急時対策所用発電機は、燃料タンクが満タンの状態で、指揮所側が約 19 時間、待機所側が約 24 時間の連続運転が可能である。当該発電機への燃料補給手段は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽から、タンクローリーを用いて給油を行う。

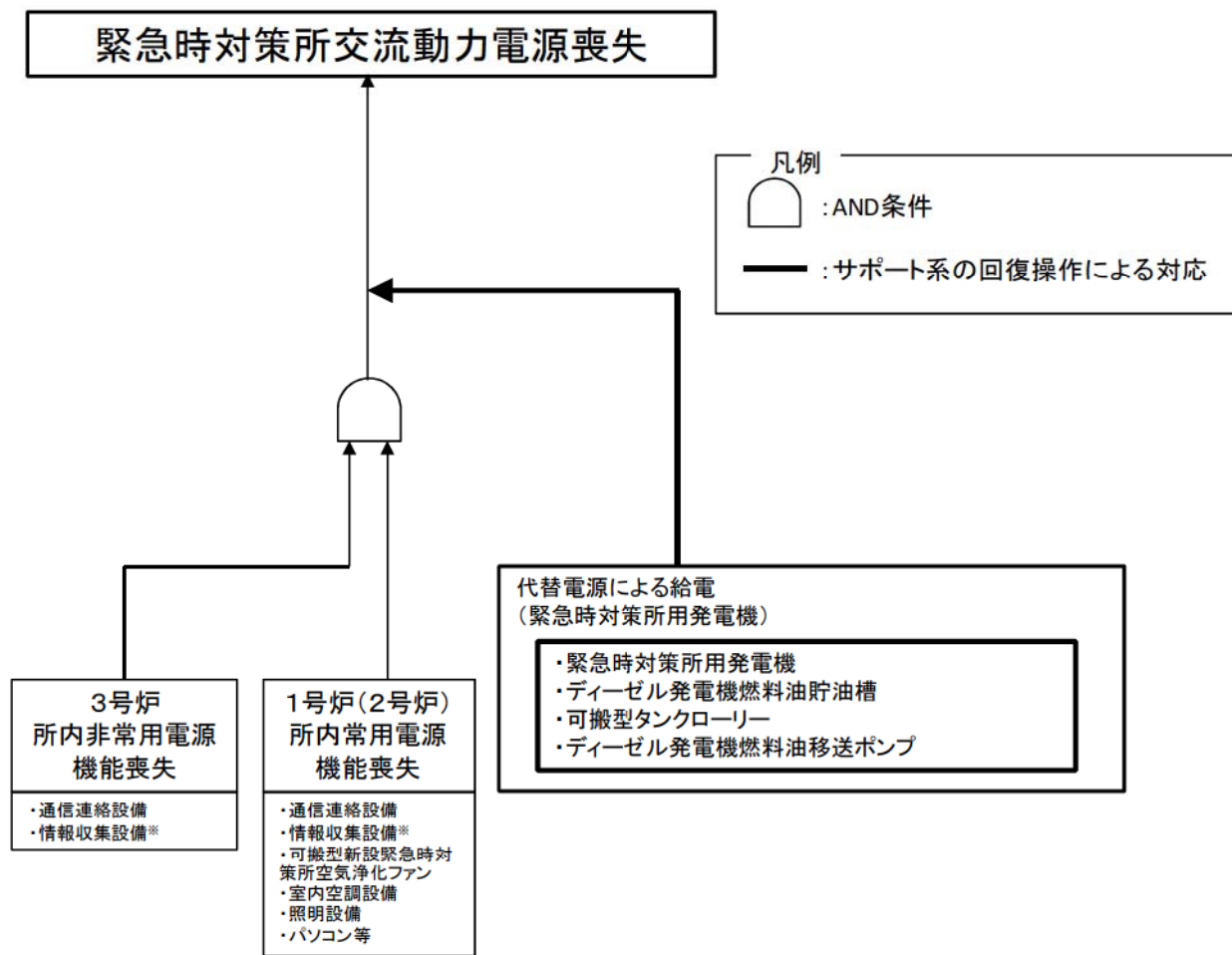
タンクローリーは緊急時対策所用発電機以外の機器（常設 S A 電源、大型送水ポンプ車等）にも給油を実施することから、移動時間を含めて可能な限り緊急時対策所用発電機の給油にかかる時間を短くするため、指揮所側及び待機所側を同時に給油することとしている。

指揮所側、待機所側の発電機を同じ場所に設置することで、それぞれの発電機に給油する際に現配置の発電機近傍に一旦タンクローリーを停車すればホースの移動のみでタンクローリーを移動する必要がなく給油を効率的に行うことができ、輻輳の心配は無い。



図 別 1-4-5 緊急時対策所用発電機の保管場所及びディーゼル発電機燃料油貯油槽の設置場所

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。



※情報収集設備のうち緊急時対策所設置設備のみ

図 別 1-4-6 緊急時対策所 電源喪失原因



- (6) 緊急時対策所用発電機が起動するまでの緊急時対策所通信機能について  
 事象発生後、緊急時対策所用発電機からの給電が可能になるまでの、通信連絡設備の使用のフローを以下に示す。緊急時対策所では、SB  
 ○発生から緊急時対策所用発電機起動までの間の必要な通信連絡機能を維持できる。

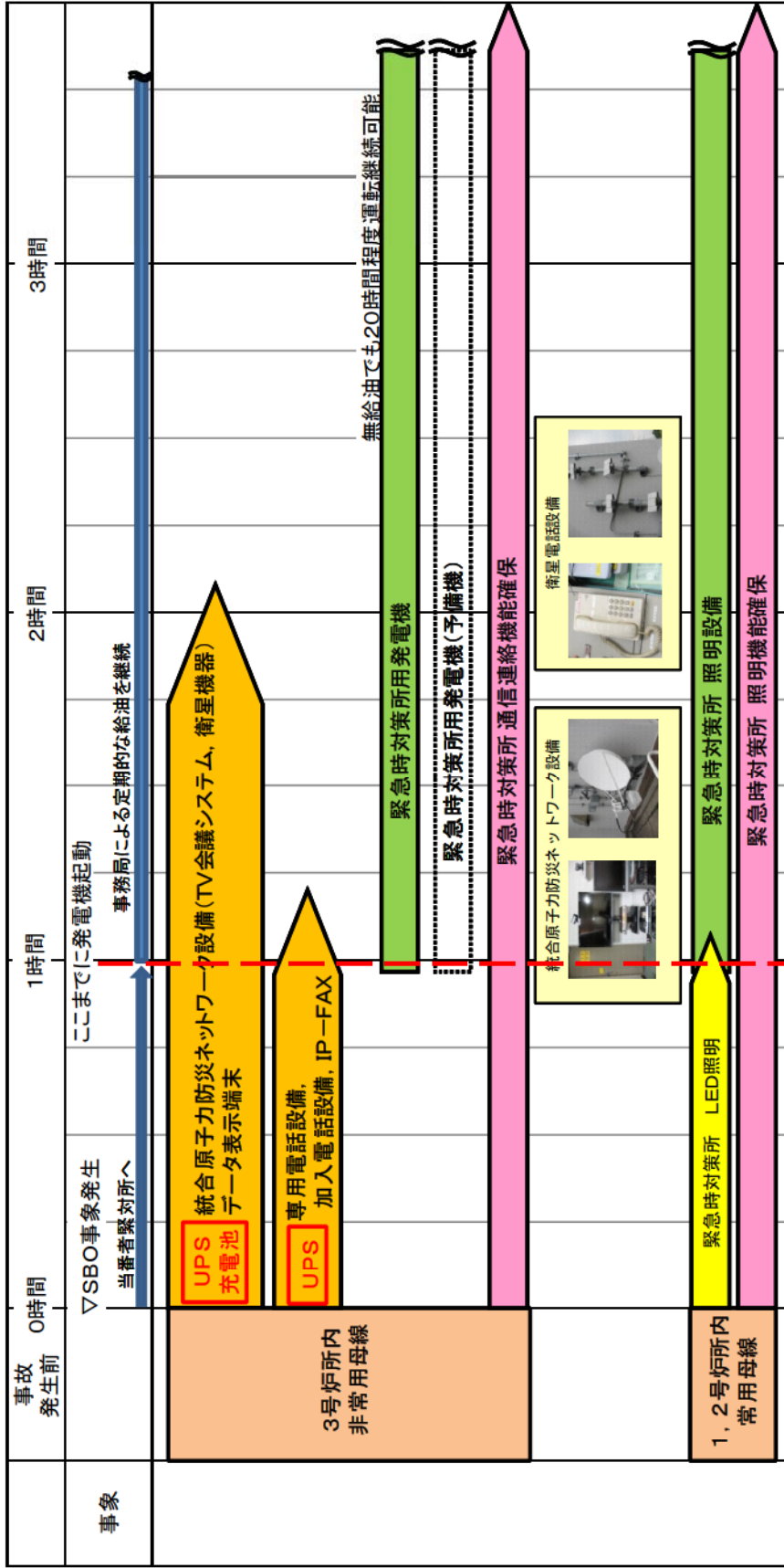


図 別 1-4-7 緊急時対策所用発電機が起動するまでの緊急時対策所通信機能

表 別 1-4-4 プラント状態と電源設備の対応

プラント状態		事故発生まで (通常時)	緊急時対策所用発電機 立ち上げ以降	
電源設備	緊急時対策所用発電機 立ち上げまで		緊急時対策所用発電機 立ち上げ以降	緊急時対策所用発電機 立ち上げ以降
通信機器	交流電源	○	△※1	○※1
	直流電源 (UPS充電中)	○	○	○ (UPS充電中)
照明機器	交流電源 (天井照明)	○	△※2	○※2 (天井照明)
	直流電源 (LED照明等)	○	○	○ (LED照明等)
空調機器	交流電源	○	△※2 (可搬型空気浄化ファン・フィルタ)	○※2 (可搬型空気浄化ファン・フィルタ)
	直流電源	×	×	×

※1:1号炉(2号炉)所内常用電源もしくは3号炉所内非常用電源からの受電が可能である場合は、使用する場合がある。

※2:1号炉(2号炉)所内常用電源からの受電が可能である場合は、使用する場合がある。

緊急時対策所の電源は、緊急時対策所を立ち上げる際、専用の発電機を起動し、必要な電源を確保する。また、発電機が立ち上がるまでの間の、通信連絡およびプラント情報収集の機能は、無停電電源装置又は充電池から供給を受けることにより、機能喪失しない設計としている。なお、緊急時対策所の立ち上げの必要がない事故発生前の状態では、緊急時対策所は1, 2号炉もしくは3号炉の電源から受電し、通常時における緊急時対策所の状態維持、および通信設備等の無停電電源装置、充電池の充電を行う。

具体的には、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、原子力統合防災ネットワークに接続する通信連絡設備、IP電話、IP-FAX等については、無停電電源装置に接続することとしており、約1～2時間程度必要な機能を維持できる。さらに、所内の連絡に用いるトランシーバー、インターフォン等は電池式であり、交流電源を必要としない。したがって、緊急時対策所用発電機が起動するまでの間についても、社内外の必要な箇所との通信連絡が可能である。また、データ表示端末はノートPCの充電池により、パラメータを確認することが可能である。

緊急時対策所の照明設備が消灯した場合に備え、可搬型のLED照明を準備しており、緊急時対策所用発電機から給電が開始されるまでの間、恒設照明がなくとも緊急時対策所を運営できるよう訓練を行っている。なお、緊急時対策所の照明設備はバッテリー内蔵のLED照明を設置しており、交流電源喪失により直ちに照明が失われることはない。可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン・フィルタユニットは、被ばく評価上、格納容器破損を想定する事故発生後24時間まで期待していないこと、また、酸素濃度、二酸化炭素濃度も、緊急時対策所用発電機が起動するまでの間は、許容値を満足することから、この間、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン・フィルタユニットは必須とはならない。

以上により、緊急時対策所用発電機が起動するまでの間、交流電源喪失により緊急時対策所の機能に支障をきたすことはない。

#### (7) 緊急時対策所用発電機稼働時の放射線量上昇について

緊急時対策所用発電機の燃焼・冷却用空気入口には、放射性物質をろ過するフィルタを設置していない。そのため、フィルタに放射性物質が蓄積することによる放射線量の増加懸念はないと想定している。

5. 生体遮蔽装置について

(1) 出入口開口に関する遮蔽設計

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  以上の遮蔽厚を確保している。

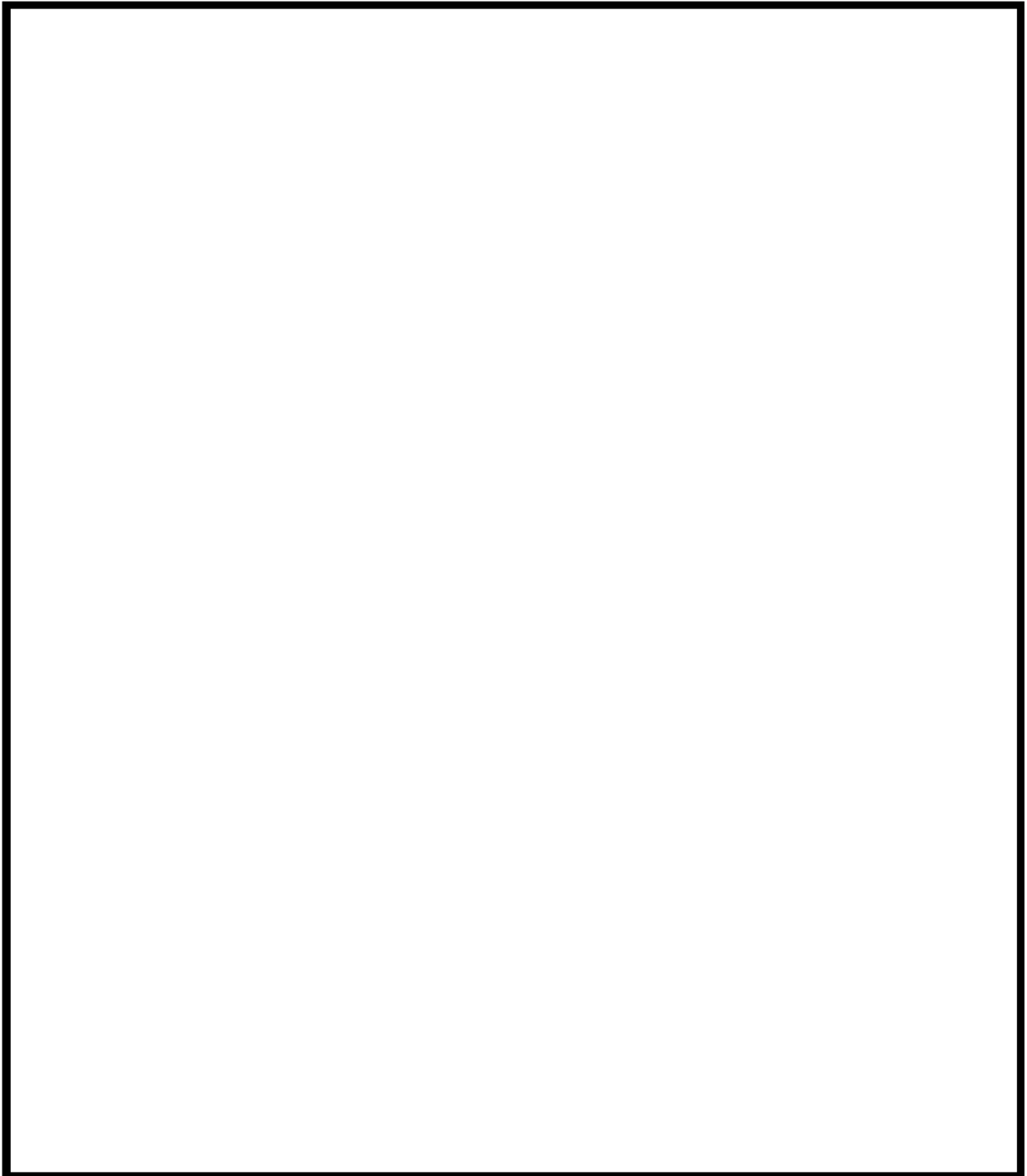


図 別 1-5-1 緊急時対策所遮蔽厚

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。

## (2) 配管その他の貫通部に関する遮蔽設計

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  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。

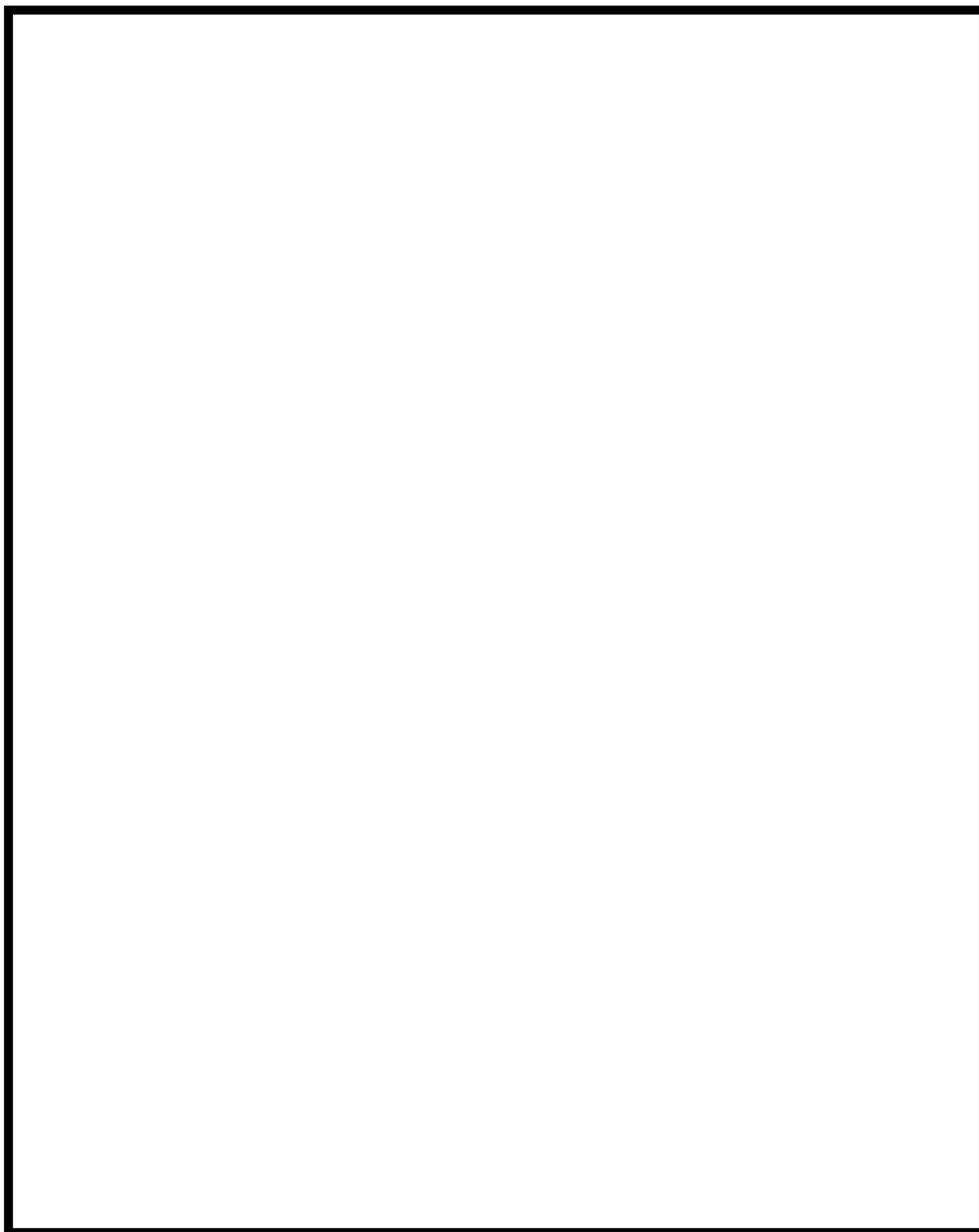


図 別 1-5-2 緊急時対策所貫通部遮蔽

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。



(3) 出入口開口及び配管その他の貫通部に関する評価

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。

表 別 1-5-1 遮蔽厚確認箇所一覧

No.	断面	コンクリート透過厚さ (mm)	判定	図	備考
1	a1-a1		○	図 別 1-5-4	
2	a2-a2		△	図 別 1-5-4	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		○	図 別 1-5-5	
4					

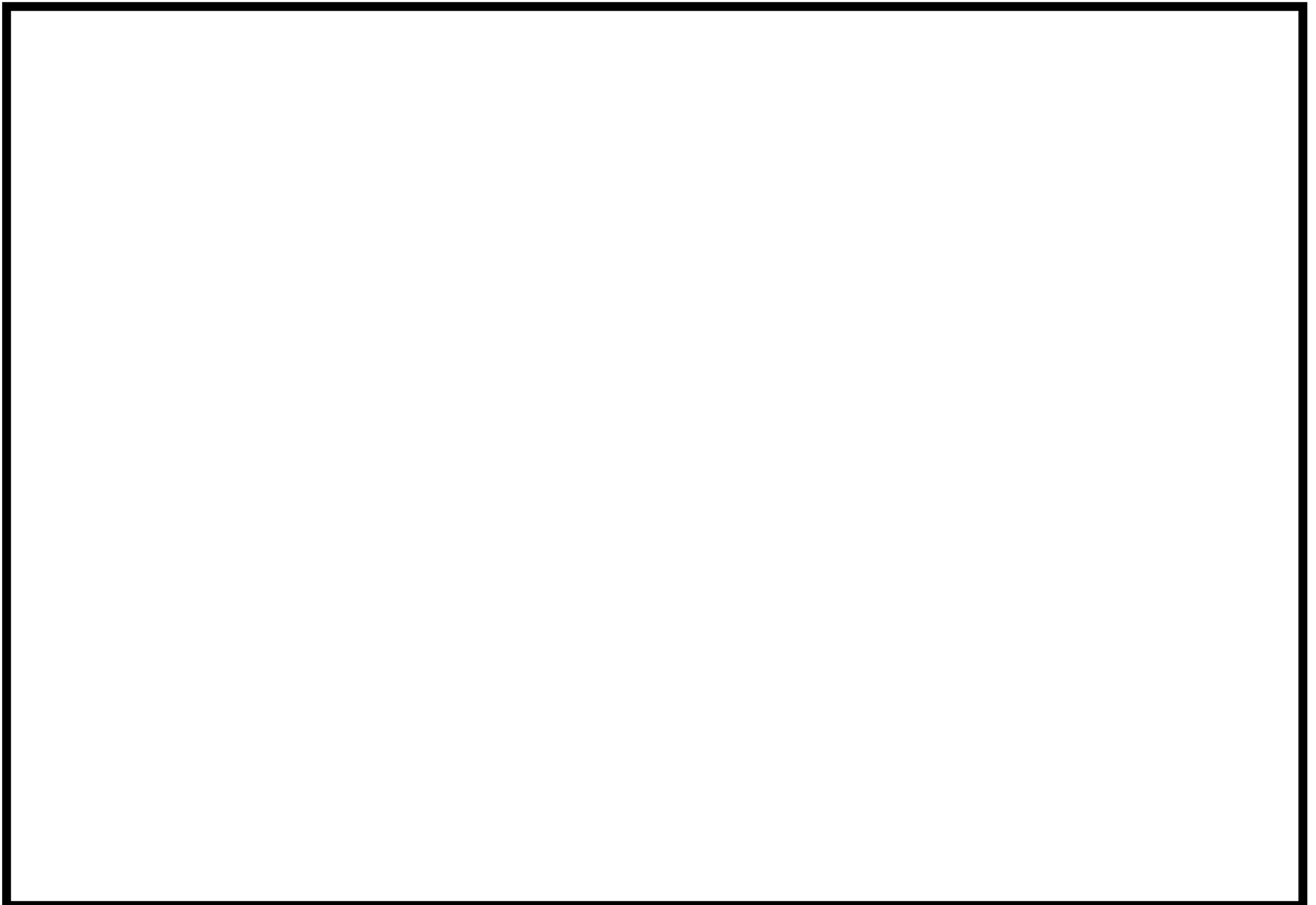

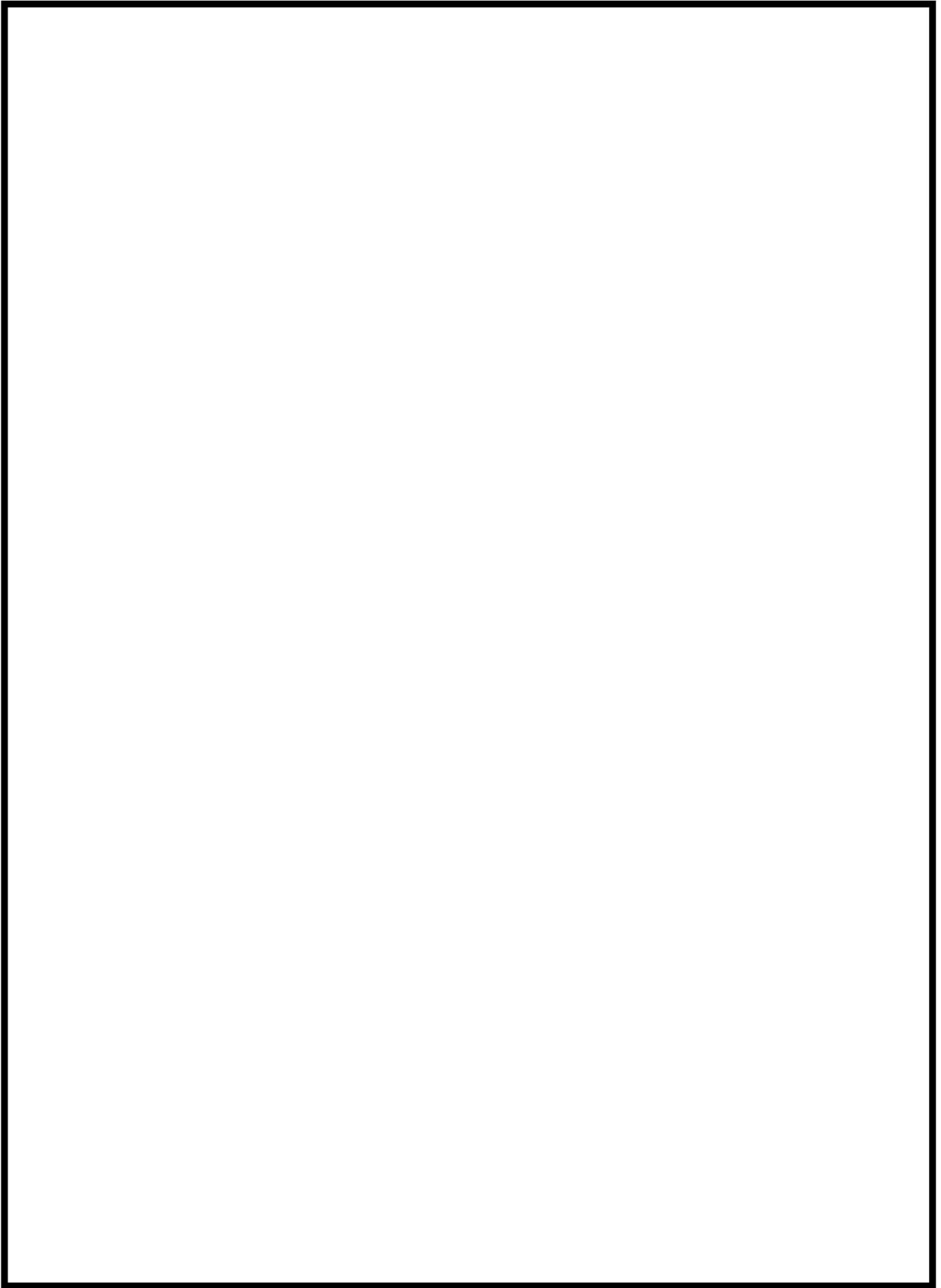



図 別 1-5-3 緊急時対策所の貫通部の遮蔽確認位置

 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。



 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。

## (4) ストリーミングの影響

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。

## (5) 緊急時対策所エリアへのストリーミング線

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. 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。

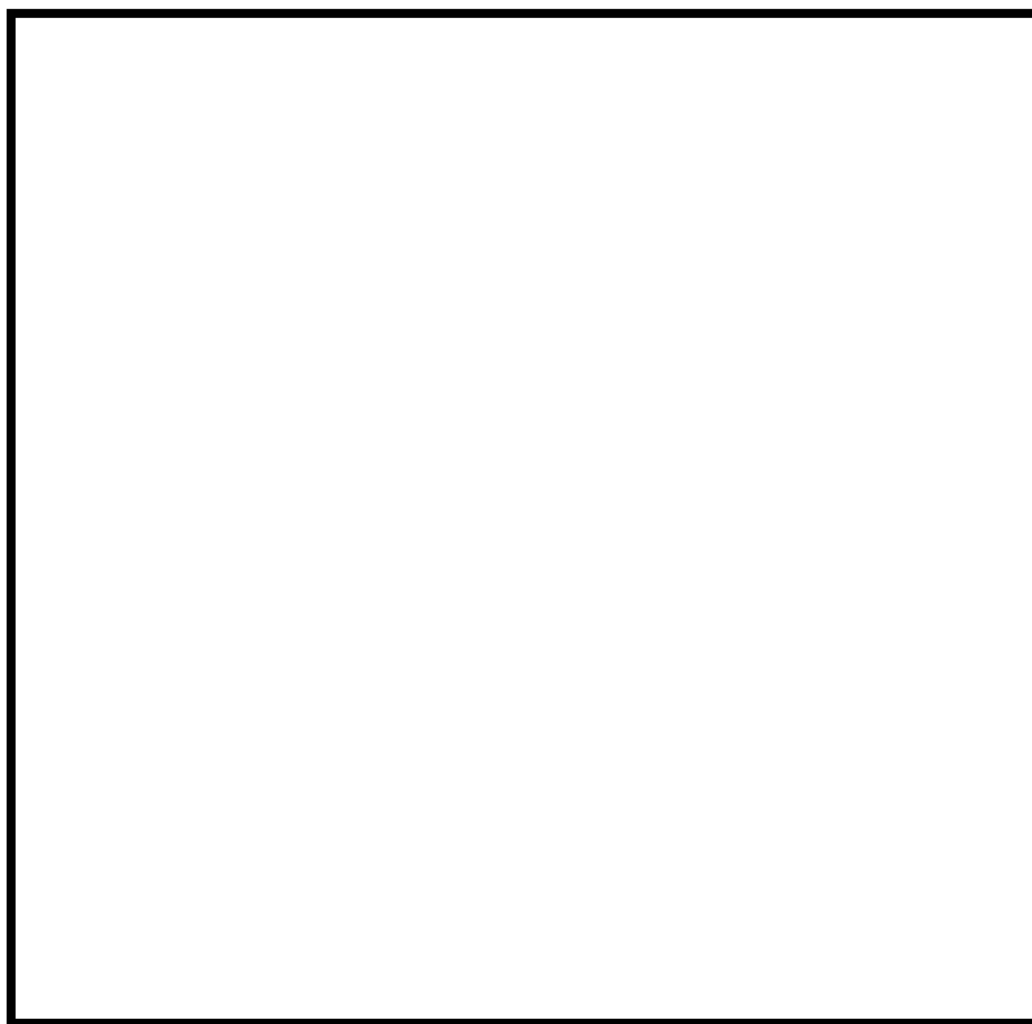


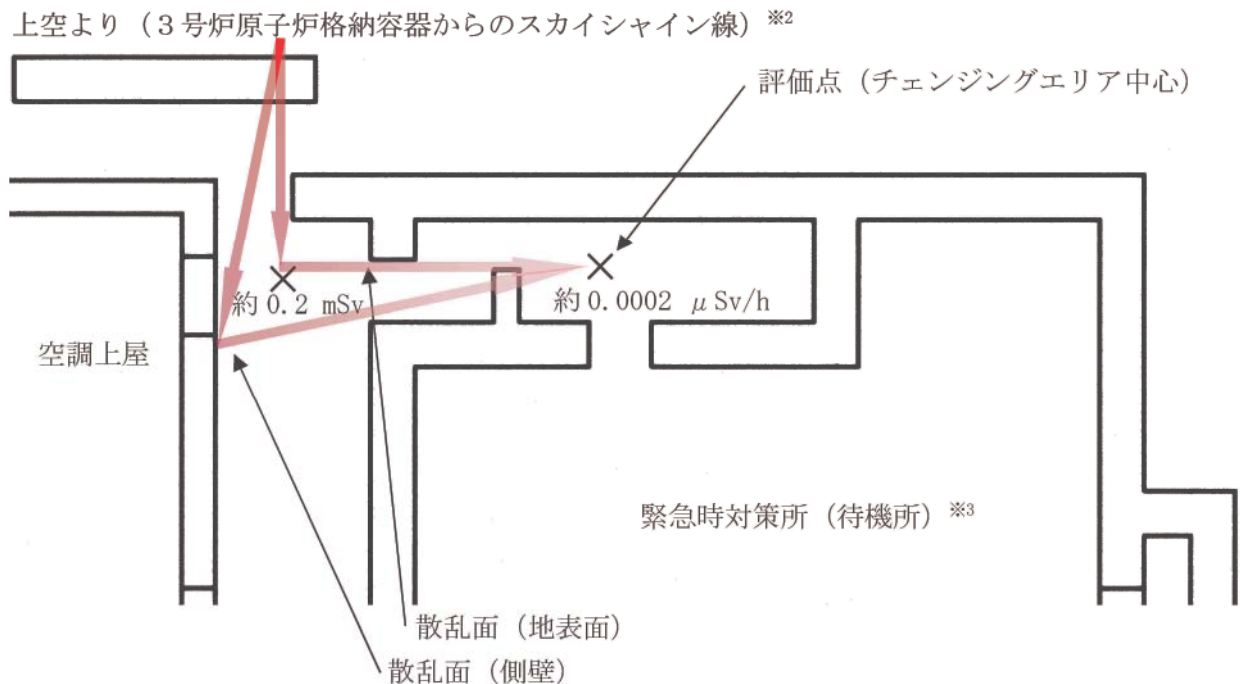
図 別 1-5-6 3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の位置関係

(6) ストリーミング線の評価

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）<sup>※1</sup> を使用して求めると、緊急時対策所（待機所）では 7 日間平均で約 0.0002  $\mu$ 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、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 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 別 1-5-7 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 2015」

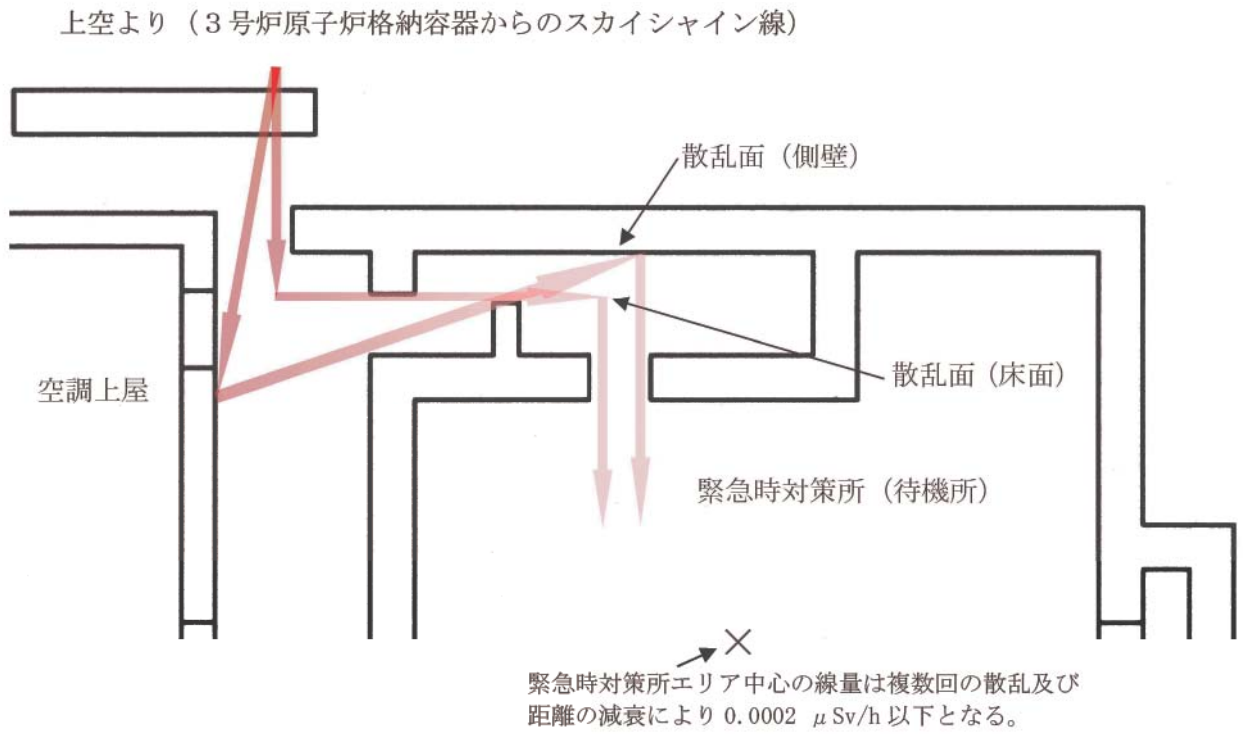


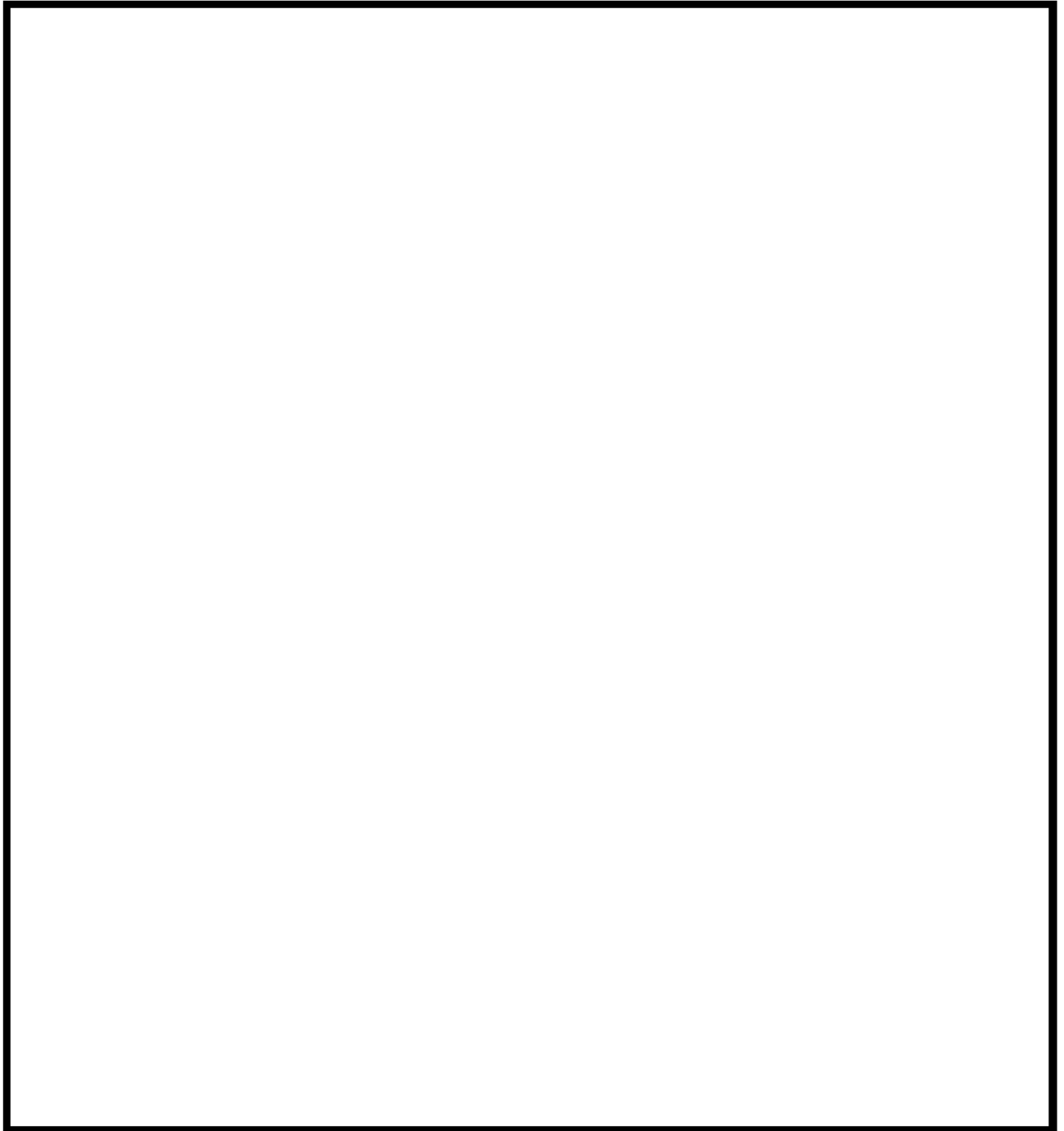
図 別 1-5-8 緊急時対策所エリア中心の散乱線（概念図）




(7) 防護壁の設置

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、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、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 別 1-5-9 参照）



 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。

6. 換気設備等について  
 (1) 換気設備等の概要

表 別1-6-1 換気設備等一覧

名 称	目的等
可搬型空気浄化装置 (可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等の発生により、大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保</li> <li>・微粒子フィルタ及びよう素フィルタを設置</li> <li>・100%容量×2系統(1系統は予備)を空調上屋内(指揮所用及び待機所用)それぞれに設置</li> <li>・冬期間における積雪及び凍結から防護すること、フィルタユニット自体が放射線源になることも考慮して、可搬型空気浄化装置を遮蔽機能を有する空調上屋内(指揮所用及び待機所用)に設置</li> </ul>
排気ダンパ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「可搬型空気浄化装置」により、放射性物質を低減しながら外気を取り入れ、あるいは「可搬型空気浄化装置」により加圧する際に排気ダンパにて建屋内の圧力を調整</li> <li>・緊急時対策所内を正圧に維持することで、よう素等の放射性物質が、「可搬型空気浄化装置」以外の経路から建屋内に流入することを防止</li> </ul>
空気供給装置 (空気ボンベ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・希ガスの放出を考慮して、空気ボンベにより建屋内を加圧する装置を設置</li> <li>・プルーム通過中に建屋内への希ガス等の流入を防止</li> </ul>
放射線管理用資機材	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「緊急時対策所可搬型エリアモニタ」や個人線量計を配備(確実な放射線管理)</li> </ul>
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 (可搬型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・室内の空気の取り込みを一時的に停止した場合であっても、室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が正確に把握できる</li> </ul>

(2) 換気設備等について、被ばく評価上の使用期間及び流量と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は下表の通りであり、この運用により酸素濃度、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。

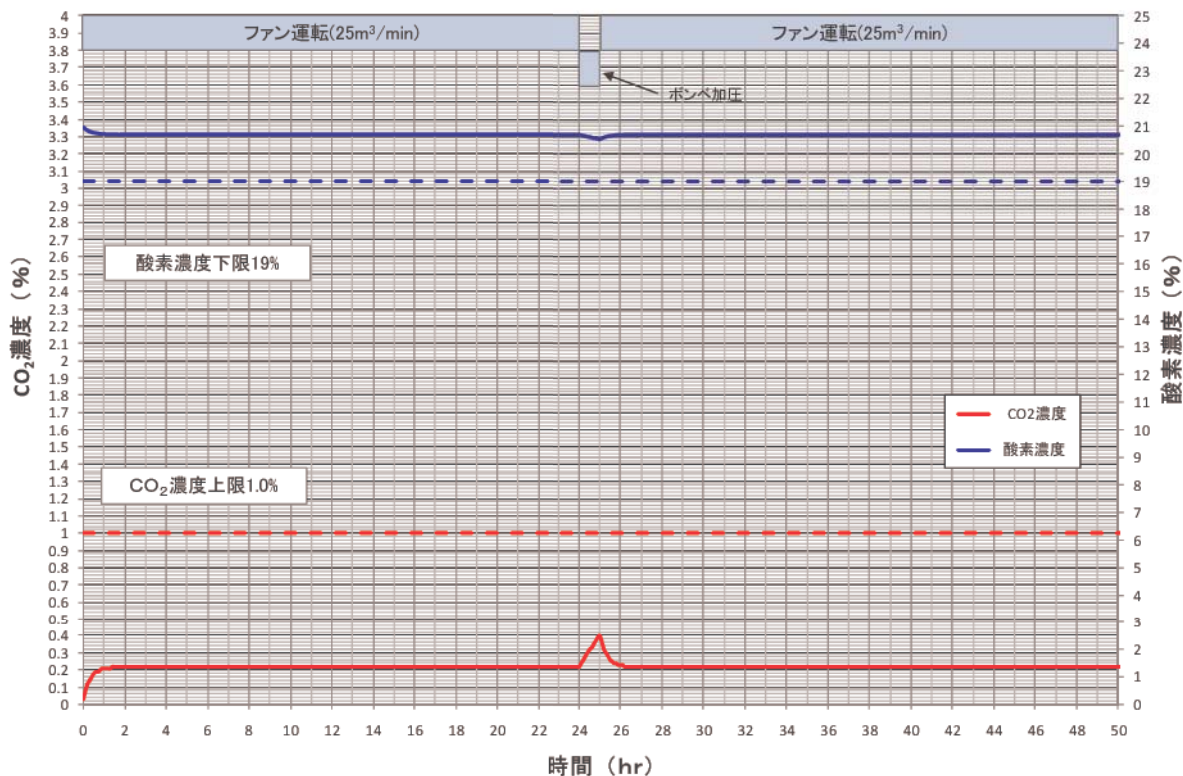


図 別1-6-1 換気設備使用中の酸素、二酸化炭素濃度変化図

## (3) 建屋内の正圧維持について

## a. 緊急時対策所の正圧維持

緊急時対策所（指揮所及び待機所）は，配置上，風の影響を直接受けるため，風の動圧が建屋内への空気漏れ込み原因となる。

被ばく評価で用いる気象条件の風速は約  $3.4 \text{ m/s}$  であるが，この動圧に抗する建屋内圧力に十分な余裕を見込むため，想定風速を  $10 \text{ m/s}$  とした。

$$P \text{ (動圧)} = 0.5 \times \rho \times U^2 \approx 0.5 \times 1.2 \times 10^2 \approx 60 \text{ Pa}$$

$\rho$  : 流体の密度       $U$  : 流体の速度

従って，建屋内の圧力を外気圧 +  $60 \text{ Pa}$  以上とすれば，風の動圧による漏れ込みの影響を無視できるため，緊急時対策所内の目標圧力を余裕を見込み外気圧 +  $100 \text{ Pa}$  に設定。

なお，所定の目標圧力が達成可能であることを確認するため，緊急時対策所の加圧試験を実施する。

## b. 緊急時対策所の加圧試験概要

## (a) 試験対象範囲

- ・緊急時対策所（指揮所及び待機所）

## (b) 試験要領

- ・緊急時対策所について，屋外より正圧に維持出来ることを確認
- ・緊急時対策所に対して，仮設空気圧縮機等にて空気を供給し，供給量及び緊急時対策所内外の圧力を測定

## (c) 判定基準

- ・緊急時対策所と屋外との差圧が +  $100 \text{ Pa}$  以上
- ・判定基準を満足しない場合は，原因（漏えい箇所等）を特定・処置のうえ再試験を実施

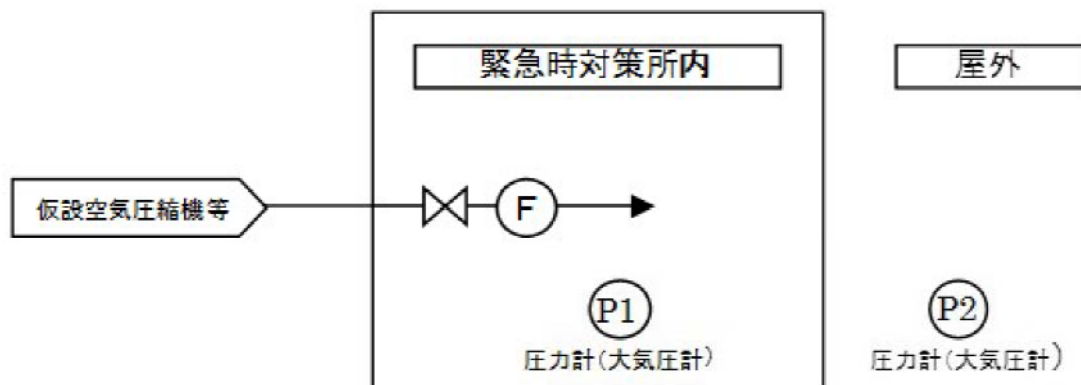


図 別 1-6-2 緊急時対策所 加圧試験概念図

## c. 緊急時対策所の加圧試験結果

## (a) 緊急時対策所指揮所

緊急時対策所指揮所に加圧空気を給気した場合に、 $55.2 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上の加圧量で、屋外よりも正圧に保つことができることを確認した。

表 別 1-6-2 緊急時対策所指揮所 加圧試験結果

実施日	加圧量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	屋外との差圧 (Pa)	判定 [※1]
2015/9/21	55.2	212~215	良

※1：判定基準（緊急時対策所（指揮所）と屋外との差圧が100Pa以上）

## (b) 緊急時対策所待機所

緊急時対策所待機所に加圧空気を給気した場合に、 $40.0 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上の加圧量で、屋外よりも正圧に保つことができることを確認した。

表 別 1-6-3 緊急時対策所待機所 加圧試験結果

実施日	加圧量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	屋外との差圧 (Pa)	判定 [※1]
2015/9/22	40.0	152	良

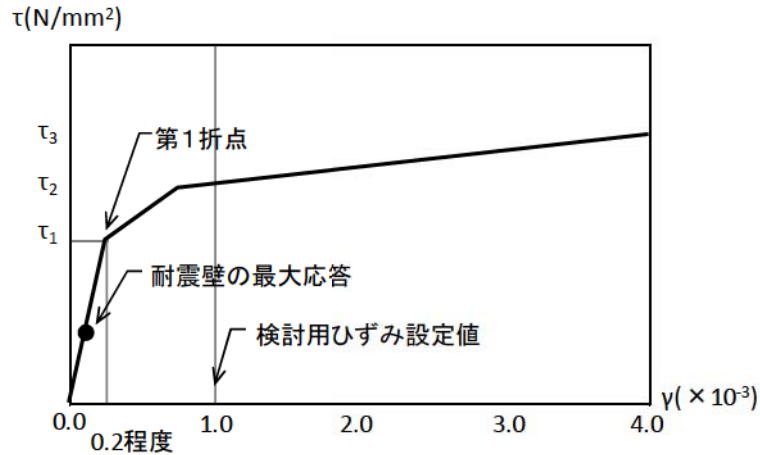
※1：判定基準（緊急時対策所（待機所）と屋外との差圧が100Pa以上）



(4) 地震後の空気漏えい量の増加について

地震後の緊急時対策所の気密性能について検討を行う。

緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震壁の最大応答せん断ひずみ ( $\gamma$ ) が評価基準値以下となるよう設計し、弾性範囲内にあることを確認することから、残留ひび割れは生じないと考えられる。この検討では保守的な評価となるが、弾性範囲内である第1折点のせん断ひずみに対して、耐震壁の最大応答せん断ひずみを  $1.0 \times 10^{-3}$  に設定し評価を行う。



※第1折点のせん断ひずみ ( $0.2 \times 10^{-3}$ 程度) :

原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版に基づき、 $F_c=306\text{kg/cm}^2$ 、 $\sigma_v=2\text{kg/cm}^2$ と仮定し算定

地震後の気密性の評価式として、「NUPEC 耐震安全解析コード改良試験 原子炉建屋の弾塑性試験 試験結果の評価に関する報告書 平成6年3月」において、経験した最大せん断変形角(せん断ひずみ)から通気量を評価できる式が、下記のとおり提案されている。

$$Q=C \cdot \gamma^{2.57} \cdot \Delta P/T$$

Q : 単位面積当たりの流量( $\ell/\text{min}/\text{m}^2$ )

C : 係数

(中央値: $2.24 \times 10^6$ , 95%非超過値: $1.18 \times 10^7$ , 5%非超過値: $4.21 \times 10^5$ )

$\gamma$  : 経験した最大せん断変形角(-)

$\Delta P$  : 差圧(mmAq)

T : 壁厚(cm)

この式に基づき、緊急時対策所における地震後の漏えい量の増分を評価する。評価結果を、表 別 1-6-4 に示す。

評価の結果、地震後の漏えい量の増分は、12時間の放出を考慮してもポンペ1本以下であり、設置している空気ポンペで十分対応可能である。

表 別1-6-4 地震後の漏えい量の増分

	単位	値	設定した根拠	適用条件
C	—	$1.18 \times 10^7$	95%非超過値	—
$\gamma$	—	$1.0 \times 10^{-3}$	第1折点のせん断ひずみから、保守的に設定	$\gamma \leq 2.5/1000$
$\Delta P$	mmAq	10.2 ( $\approx 100\text{Pa}$ )	目標圧力(100Pa)	200mmAqまで
T	cm	85	遮蔽厚さ(850mm)	実機(30cm～200cm)の範囲では制限なし
(鉄筋量)	%	—	0.53%以上となるよう設計	0.53%以上
(骨材)	mm	—	JASS5N*に基づき設計	JASS5N*に定められた骨材
Q	$\ell/\text{min}/\text{m}^2$	$2.8 \times 10^{-2}$	—	—
S	$\text{m}^2$	約200	壁見付け面積	—
地震後 漏えい量増分	$\text{m}^3/\text{h}$	0.34	—	—

※建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事(日本建築学会)

## (5) 正圧維持に必要な可搬型空気浄化装置風量及び空気ポンペ配備数

加圧試験結果を踏まえると、12時間正圧を保つために必要な空気ポンペ本数は、指揮所は132本、待機所は96本である。なお、酸素・二酸化炭素許容濃度維持の観点から、指揮所及び待機所には314本以上の空気ポンペを配備する。

可搬型空気浄化装置または空気ポンペの使用の際は、いずれも規定流量（指揮所は55.2m<sup>3</sup>/h、待機所は40.0m<sup>3</sup>/h）以上の確保により、屋外に対し正圧を維持することが可能である。

表 別1-6-5 正圧維持に必要な可搬型空気浄化装置風量及び空気ポンペ配備数

		単位	緊急時対策所 指揮所	緊急時対策所 待機所
可搬型空気 浄化装置の 風量の設定 根拠	①可搬型空気浄化装置風量	m <sup>3</sup> /h	1500以上	1500以上
	②屋外より正圧を保つために 必要な流量	m <sup>3</sup> /h	55.2	40.0
	③可搬型空気浄化装置風量の 妥当性	—	①>②のため、屋外 より正圧を保つこと が可能	①>②のため、屋外 より正圧を保つこと が可能
空気ポンペ 配備数の設 定根拠	①空気ポンペの容量	m <sup>3</sup> /本	5.05	5.05
	②屋外より1時間正圧を保つ ために必要な流量	m <sup>3</sup> /h	55.2	40.0
	③1時間正圧を保つために 必要なポンペ本数 (②÷①)	本/h	11	8
	④12時間正圧を保つために 必要なポンペ本数 (③×12)	本/12h	132	96

## (6) 酸素及び二酸化炭素濃度維持に必要な可搬型空気浄化装置風量及び空気ポンペ配備数

## 1. 概要

本資料は、緊急時対策所（指揮所及び待機所）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可搬型空気浄化装置の風量及び空気ポンペ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、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。

- ・緊急時対策所（指揮所）内想定収容人数：60人
- ・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 37人, 待機所 46人に対し余裕を見込んで 60人を使用)
- ・緊急時対策所（指揮所及び待機所）バウンダリ内体積：約 522 m<sup>3</sup> (約 149 m<sup>2</sup>×3.5 m)
- ・緊急時対策所可搬型空気浄化装置風量：25 m<sup>3</sup>/min(=1500 m<sup>3</sup>/h)
- ・許容酸素濃度（可搬型空気浄化装置使用時）：18%以上（酸素欠乏症等防止規則）
- ・許容酸素濃度（空気ポンペ加圧使用時）：19%以上（鉱山保安法施行規則）
- ・許容二酸化炭素濃度（可搬型空気浄化装置使用時）：0.5 %以下（事務所衛生基準規則）
- ・許容二酸化炭素濃度（空気ポンペ加圧使用時）：1.0%以下（鉱山保安法施行規則）
- ・酸素消費量：21.84 l/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する成人の消費量），または 65.52 l/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「歩行」の作業強度に対する成人の消費量）
- ・二酸化炭素排出量：0.022 m<sup>3</sup>/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別 CO<sub>2</sub> 吐出し量「極軽作業」の作業程度に対する CO<sub>2</sub> 吐出し量の値），または 0.046 m<sup>3</sup>/h・人（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別 CO<sub>2</sub> 吐出し量「中等作業」の作業程度に対する CO<sub>2</sub> 吐出し量の値）

## 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、空気ポンペによる空気供給中以外に、外気相当の空気を緊急時対策所内へ供給するために設置する。

## b. 初期条件

- ・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の値を使用)
- ・初期二酸化炭素濃度：0.03%

## c. 評価結果

可搬型空気浄化装置風量は 25m<sup>3</sup>/min(=1,500m<sup>3</sup>/h)で酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容値を満足している。

	酸素濃度 (%)	二酸化炭素濃度 (%)
可搬型空気浄化装置	20.68	0.22



## 4. 空気ポンベ加圧使用時の評価

## a. 状況

空気ポンベは、希ガスを含む放射性物質が原子炉格納容器（以降、「C/V」という）から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緊急時対策所内への流入を防ぐために設置する。希ガス放出の間、外気との意図しない流れが生じることのないよう空気ポンベにより緊急時対策所内を微正圧に維持することにより、希ガスの緊急時対策所内への流入を防止する。

## b. 初期条件

- ・初期酸素濃度：20.68%
- ・初期二酸化炭素濃度：0.22%

## c. 空気ポンベ加圧時間：12時間

緊急時対策所への空気ポンベによる空気加圧は、必要なポンベ本数を確認するため、空気ポンベによる空気加圧12時間について評価した。

## d. 評価結果

12時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を表別1-6-6に示す。酸素濃度最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は以下のとおりであり、いずれも許容値を満足している。

	酸素濃度 (%)	二酸化炭素濃度 (%)
加圧12時間後	19.99	1.00

## e. 必要空気ポンベ数

## イ. 二酸化炭素濃度からの必要本数

二酸化炭素濃度の許容値を満足するために、必要空気ポンベ数は以下のとおりである。なお、ポンベ使用可能量は5.05 m<sup>3</sup>/本とする。（実容量7 m<sup>3</sup>/本に対し、外気温度-19℃での容量で保守的に評価）

	緊急時対策所 指揮所	緊急時対策所 待機所
空気ポンベ加圧12時間	314本	314本

## ロ. 加圧に必要なポンベ本数

外気に比べて100Pa以上の正圧を維持するために必要な流量は、加圧試験結果から緊急時対策所指揮所については55.2 m<sup>3</sup>/h（≒11本/h）、緊急時対策所待機所については40.0 m<sup>3</sup>/h（≒8本/h）であったことから、緊急時対策所（指揮所及び待機所）を12時間正圧に維持するために必要なポンベ本数は次のとおりとなる。

	緊急時対策所 指揮所	緊急時対策所 待機所
空気ポンベ加圧12時間	132本(11本×12h)	96本(8本×12h)

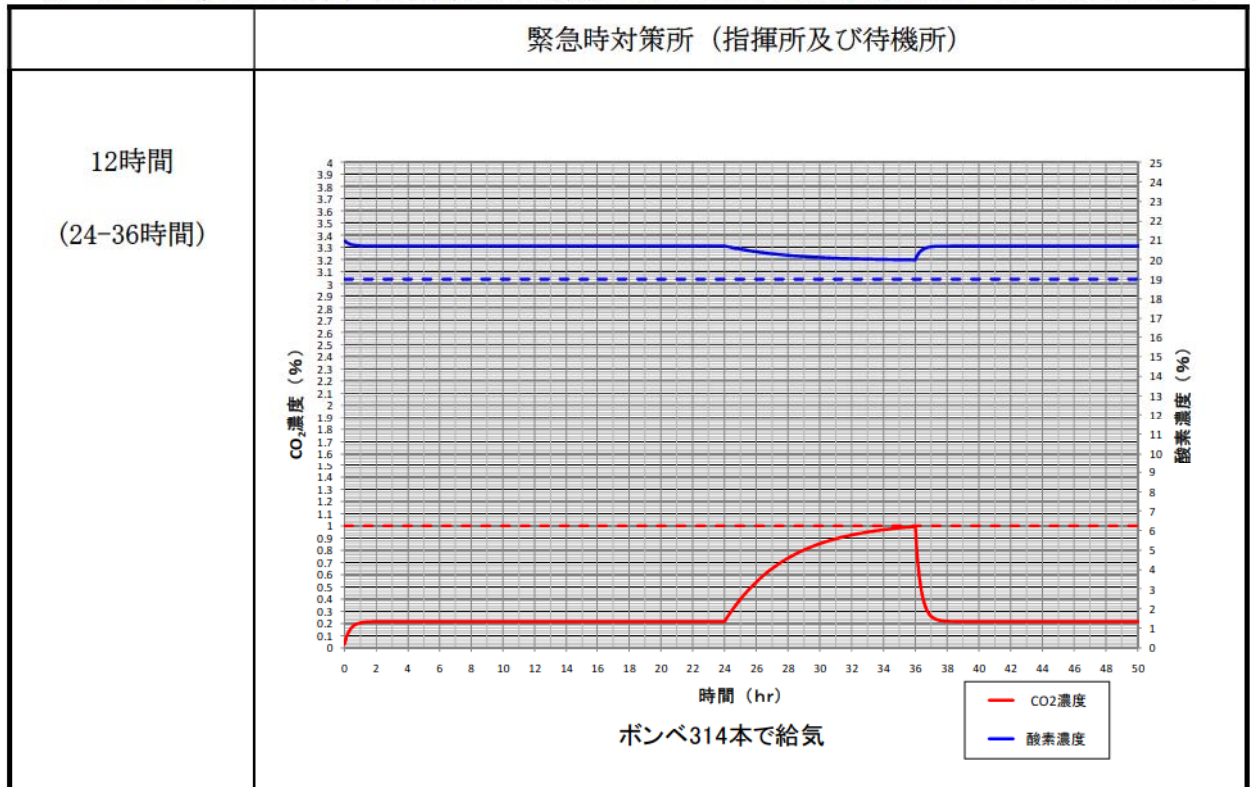


ハ. 必要空気ポンペ本数

以上から、緊急時対策所（指揮所及び待機所）には、以下の本数の空気ポンペを保管する。

	緊急時対策所 指揮所	緊急時対策所 待機所
空気ポンペ加圧12時間	314本	314本

表 別1-6-6緊急時対策所（指揮所及び待機所）の12時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化



## (7) 酸素濃度計算における条件について

- a. 酸素許容濃度は、換気設備使用時の環境に応じた、適切な労働環境における酸素濃度の許容基準に準拠し、18%以上（酸素欠乏症等防止規則）、または19%以上（鉱山保安法施行規則）とする。

イ. 「酸素欠乏症等防止規則」（昭和47年9月30日労働省令第42号，最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号）

## 第一章 総則

第五条 事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空气中的酸素の濃度を十八パーセント以上に保つように換気しなければならない。

ロ. 「鉱山保安法施行規則」（平成16年9月27日経済産業省令第96号，最終改正平成30年3月30日経済産業省令第9号）

第十六条 1 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気中の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

## b. 「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」（厚生労働省編）の記載

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛，吐き気 目まい，筋力低下 失神昏倒，7～8分以内に死亡 瞬時に昏倒，呼吸停止，死亡
12%	
8%	
6%	

## c. 「空気調和・衛生工学便覧」の記載

作業	呼吸数[回/min]	呼吸量[L/min]
仰が <sup>3</sup> （臥）	14	5
静座	16	8
歩行	24	24
歩行(150m/min)	40	64
歩行(300m/min)	45	100

■ 空気ポンベ加圧中：通信連絡，待機

■ 空気ポンベ加圧中以外：通信連絡，待機，現場作業にかかる対応

(8) 二酸化炭素濃度計算における条件について

a. 二酸化炭素許容濃度は、換気設備使用時の環境に応じた、適切な労働環境における二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し、0.5%以下（事務所衛生基準規則）、または1.0%以下（鉱山保安法施行規則）とする。

イ. 「事務所衛生基準規則」（昭和47年9月30日労働省令第43号、最終改正平成26年7月30日厚生労働省令第87号）（抄）

第一章 総則

第三条 2 事業者は、室における一酸化炭素および二酸化炭素の含有率（一気圧、温度二十五度とした場合の空气中に占める当該ガスの容積の割合をいう。以下同じ。）を、それぞれ百万分の五十以下及び百万分の五千以下としなければならない。

ロ. 「鉱山保安法施行規則」（平成16年9月27日経済産業省令第96号、最終改正平成30年3月30日経済産業省令第9号）

第十六条 1 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気中の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

b. 「イラストでわかる空調の技術」の記載

健康上悪影響を及ぼす二酸化炭素濃度について、以下のとおり記載されている。

- 10,000ppm(1.0%) : 不快感
- 20,000ppm(2.0%) : 呼吸増加
- 30,000ppm(3.0%) : 脈搏上昇, 血圧上昇
- 40,000ppm(4.0%) : 目まい, 頭痛など

c. 二酸化炭素消費量換算に使用した労働強度別CO<sub>2</sub>吐出し量

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

作業程度	エネルギー代謝率 RMR	作業例 (日本産業衛生学会雑誌より)	CO <sub>2</sub> 吐出し量 [m <sup>3</sup> /(h・人)]
安静時	0	—	0.013
極軽作業	0~1	電話応対(座位)0.4, 記帳0.5, 計器監視(座位)0.5 ひずみとり(ハンマーで軽く, 98回/分)0.9, 自動車運転1.0	0.022
軽作業	1~2	施盤(ベアリング, 0.83分/個)1.1, 平地歩行(ゆっくり, 45m/分)1.5	0.030
中等作業	2~4	丸のこ2.5, 懸垂グラインダー(150kg部分削り, 6分/個)3.0 歩行(速足, 95m/分)3.5, 自転車(平地, 170m/分)3.4	0.046
重作業	4~	びょう打ち(1.3本/分)4.2, 荒のこ5.0, ハンマー(6.8kg, 26回/分)7.8, つるはし(コンクリート破り)10.5	0.074

  空気ボンベ加圧中：通信連絡，待機

  空気ボンベ加圧中以外：通信連絡，待機，現場作業にかかる対応

## (9) 換気設備の運用について

表 別 1-6-7 換気設備の運用

時 期	内 容
緊急時対策所立ち上げ時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「可搬型空気浄化装置」を接続・起動し、微粒子フィルタ、よう素フィルタで浄化した空気を緊急時対策所に取り込み換気する。</li> <li>・「緊急時対策所可搬型エリアモニタ」を設置し、起動する。</li> <li>・「可搬型モニタリングポスト」及び「可搬型気象観測設備」を設置し、起動する。</li> <li>・「空気供給装置（空気ボンベ）」の系統構成を行う。</li> </ul>
原子炉格納容器破損（プルーム放出）のおそれ <ul style="list-style-type: none"> <li>・モニタリングポスト，モニタリングステーション，3号炉原子炉格納容器を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト，3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の間設置する可搬型モニタリングポストのうちいずれかが0.01 mGy/h以上</li> <li>・プラント状況（炉心損傷等）  <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;">               炉心温度：350℃以上                格納容器高レンジエリアモニタ：<math>1 \times 10^5</math> mSv/h以上             </div> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・パラメータの監視強化及び「空気供給装置（空気ボンベ）」の操作準備</li> </ul>
プルーム（希ガス）接近 <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力の急減下で，</li> <li>・モニタリングポスト，モニタリングステーション，3号炉原子炉格納容器を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト，3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の間設置する可搬型モニタリングポストのうちいずれかがの指示値が5 mGy/h以上となった場合</li> <li>・緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が0.100 mSv/h以上となった場合</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器が破損し，緊急時対策所の周辺に希ガスを含むプルームが流れてきた場合には，緊急時対策所の換気を「可搬型空気浄化装置」による換気から，「空気供給装置（空気ボンベ）」による加圧へ切替える。</li> </ul>
希ガス通過後 <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力が低下安定</li> <li>・3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の間設置する可搬型モニタリングポストの指示値が低下安定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・よう素やセシウム等 비해放出されやすい希ガスの放出が終息する時期（空気ボンベ加圧開始1時間後）を目途に，格納容器圧力や3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の間設置する可搬型モニタリングポストの指示値が低下し安定または0.5mGy/hを下回り安定している条件で，空気ボンベの残圧があるうちに「可搬型空気浄化装置」による換気に切替える。</li> </ul>



表 別1-6-8 換気設備等の運用イメージ

各所放射性物質濃度	希ガス		希ガス、その他		希ガス、その他	
	外気	緊急時対策所 (指揮所・待機所)	外気	緊急時対策所 (指揮所・待機所)	外気	緊急時対策所 (指揮所・待機所)
	0		2 4		2 5	
	事故後時間		3 4		3 4	
ステージ	緊急時対策所立ち上げ時	原子炉格納容器破損のおそれ	ブルーム（希ガス）通過中	希ガス通過後		
防護処置イメージ	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型空気浄化装置を接続</li> <li>可搬型空気浄化装置を起動し換気を実施</li> <li>空気供給装置（空気ポンペ）を接続</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>空気供給装置（空気ポンペ）の操作準備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所の換気を可搬型空気浄化装置から空気供給装置（空気ポンペ）による加圧へ切替え</li> </ul> <p>【凡例】 H：微粒子フィルタ C：よう素フィルタ → 流れあり ← 流れなし</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ポンペ加圧が不要となれば、空気供給装置（空気ポンペ）による加圧から可搬型空気浄化装置による換気に切替え</li> </ul>		

※緊急時対策所の空調設備の運用は、「緊急時対策所指揮所—指揮所用空調上屋」、「緊急時対策所待機所—待機所用空調上屋」の組合せとなる。



(10) 換気設備の操作に係る判断等について

- a. 各班は、換気設備の操作の判断に必要な以下の情報を確認・監視する。
  - ・発電所の状況に係る情報（格納容器圧力等）【運転班】
  - ・発電所内外の放射線等の情報（モニタリングポスト等）【放管班】
- b. 各班は、発電所対策本部長（所長）へ状況等の報告を行う。
- c. 発電所対策本部長（所長）は、原子炉主任技術者の助言等を受け、各種情報を総合的に勘案し、換気設備の運用に係る判断を行う。

表 別 1-6-9 緊急時対策所に係る操作等の判断基準

NO	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準
1	空気ポンペ加圧に係る準備（操作要員の配置やパラメータの監視強化）	・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	①モニタリングポスト，モニタリングステーション，可搬型モニタリングポスト	・0.01 mGy/h 以上
		・炉心損傷以前に原子炉格納容器が損傷，又はその可能性がある場合	②原子炉格納容器損傷に係る監視 ・中央制御室からの連絡 炉心温度：350℃以上 格納容器高レンジエリアモニタ： $1 \times 10^5$ mSv/h 以上 ・緊急時対策所におけるプラント状態監視	・原子炉格納容器破損又はその可能性
2	緊急時対策所の換気を「可搬型空気浄化装置」から「空気ポンペによる加圧」に切替え	・原子炉格納容器が破損し、緊急時対策所の周辺にブルームが流れてくると共に、緊急時対策所内に可搬型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モニタリングポスト，モニタリングステーション，可搬型モニタリングポスト	・5 mGy/h 以上
			②緊急時対策所可搬型エリアモニタ	・0.100 mSv/h 以上
3	緊急時対策所の換気を「空気ポンペによる加圧」から「可搬型空気浄化装置」に切替え	・破損した原子炉格納容器から希ガスの放出が終息	①可搬型モニタリングポスト	・指示値が希ガス放出時に比べ急激に低下し安定または0.5mGy/h 以下で安定した場合
		・風向の変化	①可搬型モニタリングポスト ②可搬型気象観測設備	・緊急時対策所の方向にブルームが来ない場合
4	緊急時対策所を出て、屋外活動を再開する準備	・原子炉格納容器の圧力が低下して安定し、モニタリングポストの空気吸収線量率が屋外作業可能なレベルまで低下	①原子炉格納容器圧力等	・安定
			②モニタリングポスト，モニタリングステーション，可搬型モニタリングポスト，サーベイメータ	・放射線測定結果により判断

(11) 判断に係る監視パラメータと設備について (イメージ)

次の設備により、必要なパラメータを監視することで、ブルーム通過時における換気設備の操作 (空気ポンベ加圧等) を行うことができる。

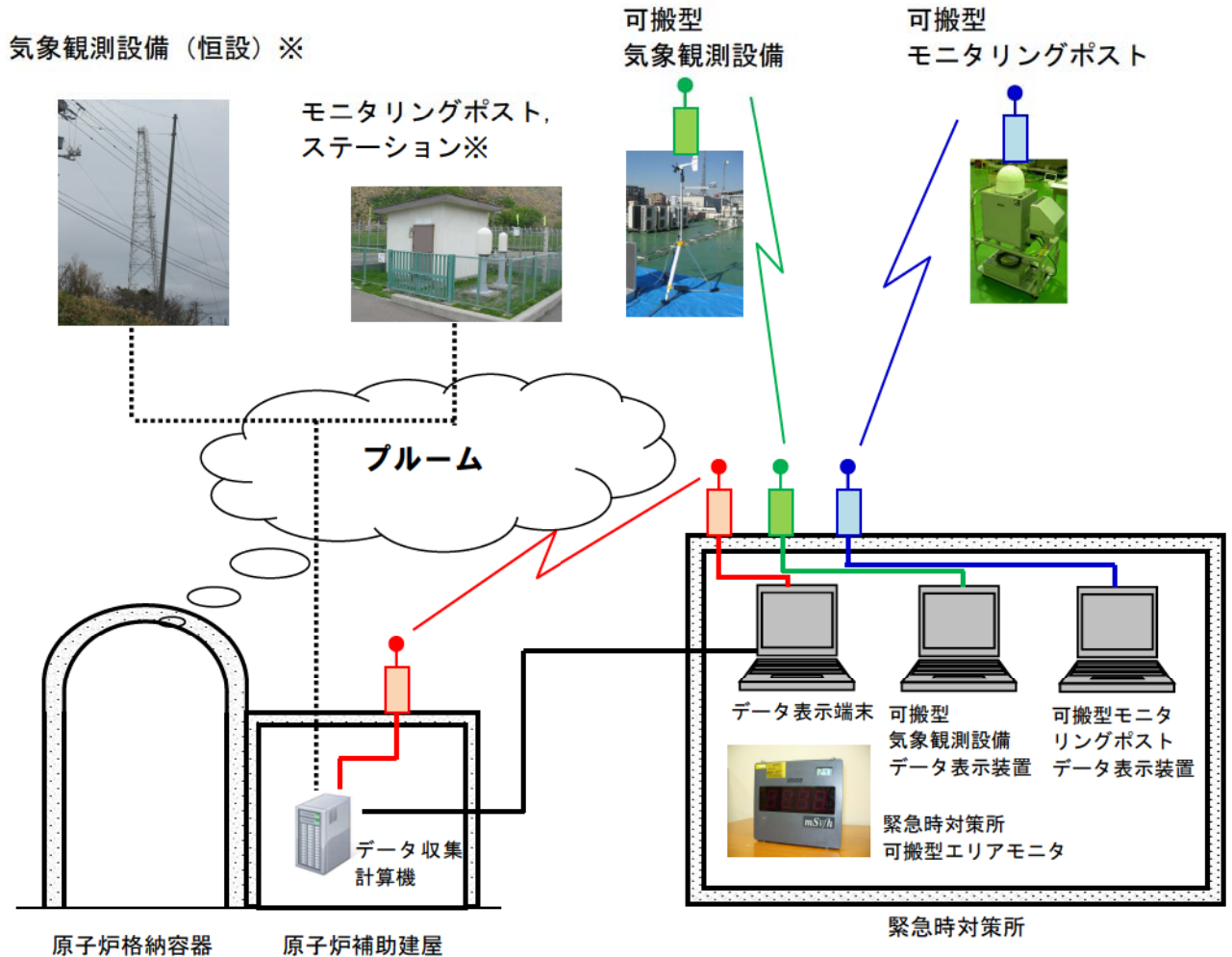


図 別 1-6-3 パラメータ監視設備運用イメージ図



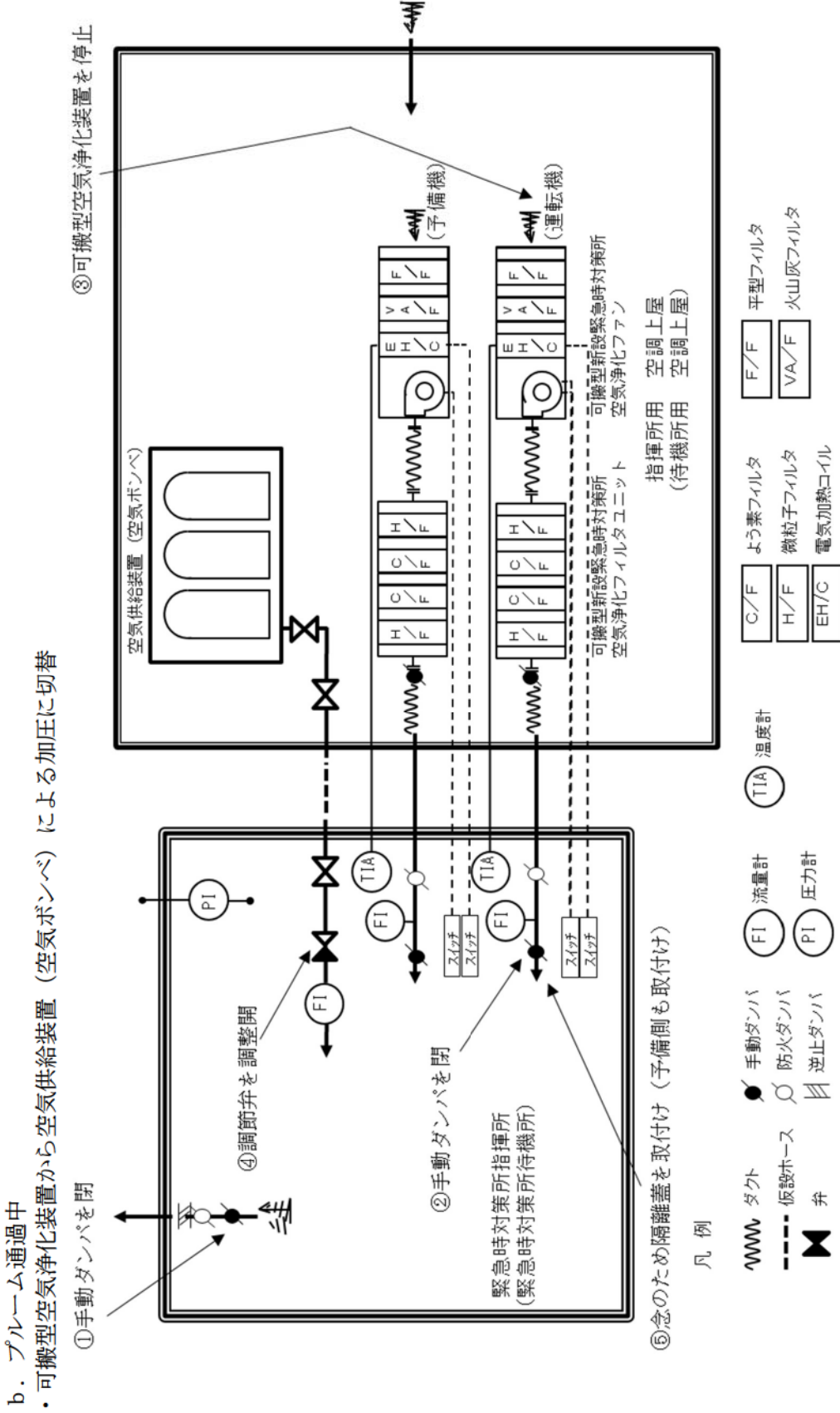


図 別 1-6-5 換気設備操作手順—プルーフ通過時

c. プルーフ通過後  
 ・ 空気供給装置（空気ポンプ）による加圧から可搬型空気浄化装置による換気に切替え

④緊急時対策所内が正圧となるよう、②手動ダンパおよび排気手動ダンパにて調整する。

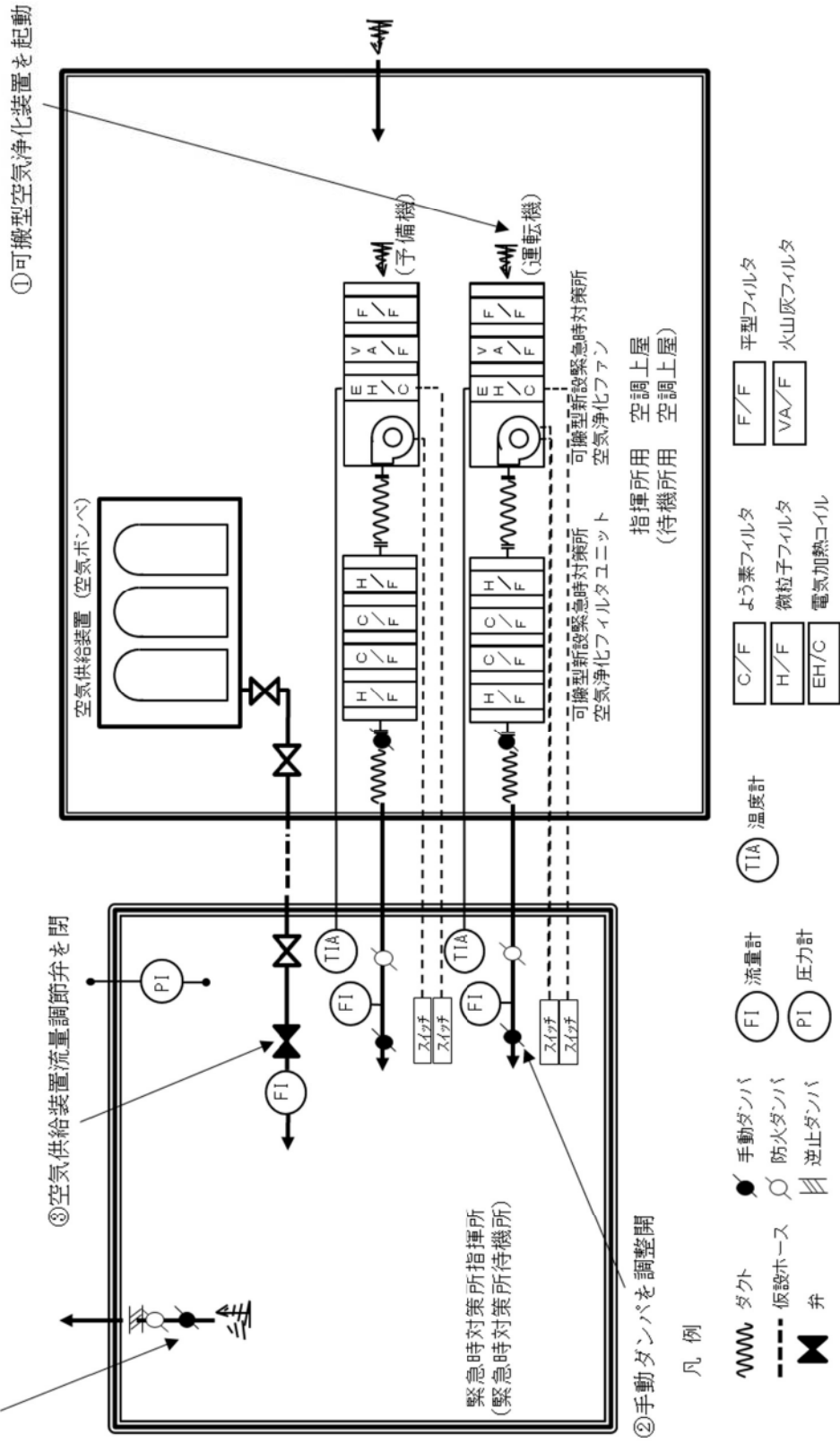


図 別 1-6-6 換気設備操作手順—プルーフ通過後



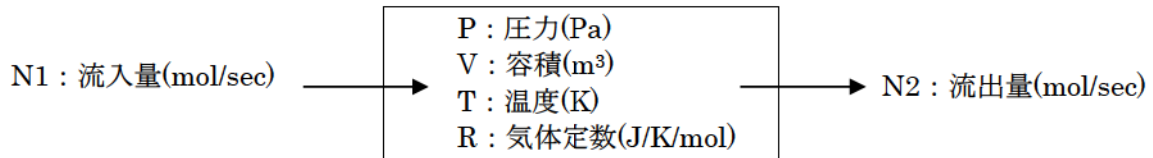
(13) 緊急時対策所内の加圧確認について

a. 加圧時間測定

緊急時対策所を空気ポンペで加圧した際に100Paの正圧達成までに要する時間を評価した結果、指揮所、待機所ともに24.5秒となった。

①評価モデル

緊急時対策所への空気の加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



緊急時対策所における基礎式を以下の通りとする。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left( \frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2 \quad \dots \text{基礎式}$$

上記基礎式を展開すると、単位時間当たりの室内圧力上昇量 ( $p^{t+\Delta t}$ ) を求める算出式は以下の通りとなる。

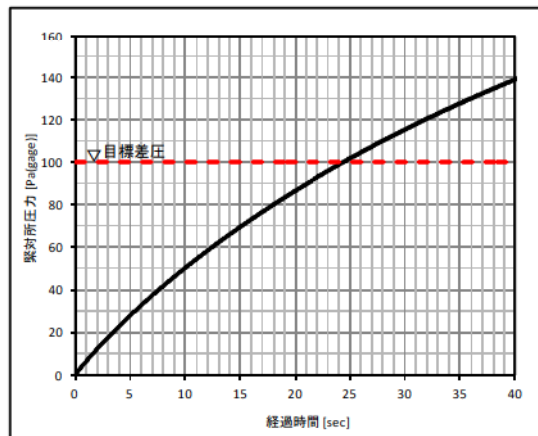
$$p^{t+\Delta t} = p^t + \Delta t \cdot \frac{RT}{V} \left\{ N1 - \frac{A \cdot \rho}{m} \sqrt{\frac{2(p^t - p(\text{大気}))}{\rho}} \right\} \quad \dots \text{算出式}$$

②評価条件

項目	記号	単位	指揮所・待機所	備考
初期圧力	$P_0$	Pa(abs.)	101325	
容積	V	$m^3$	522	
温度	T	K	298.15	
流入量	N1	$m^3/h$	132.1	
		mol/sec	1.500	
流出量	N2	$m^3/h$	78.3	換気回数: 0.15回/h
		mol/sec	0.890	
リーク面積	A	$m^2$	$1.67e-3$	
正圧(100Pa)達成時間	t	sec	24.5	

③圧力の時間変化

<圧力変動の試算結果>





## (14) 空気ボンベ加圧に係る判断基準の検討について

## a. 判断基準に係る検討

プルーム放出後における緊急時対策所内の空気ボンベ加圧等の希ガス侵入防止対応は、要員の被ばくに大きく影響するため、素早い判断と操作が必要となる。

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

これらを踏まえ、加圧判断基準の主たるパラメータをモニタリングポスト、モニタリングステーション、3号炉原子炉格納容器を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト、3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所間に設置する可搬型モニタリングポスト並びに緊急時対策所可搬型エリアモニタとする。

## b. 判断に係る各パラメータ

## ① 格納容器圧力

大規模な放射性物質の放出を検知し、早めに加圧するため、格納容器圧力の急減事象を判断材料の一つとする。

## ② 気象観測設備（風向）

プルームの方向が緊急時対策所方向か否か、ボンベ加圧を中断してよいかどうかの判断材料として有効である。

## ③ モニタリングポスト、モニタリングステーション、3号炉原子炉格納容器を囲むように設置する可搬型モニタリングポスト

・緊急時対策所の屋外のモニタリングポストで、原子炉格納容器を囲むように設置していることから緊急時対策所に接近するプルームを検出する指標として最も効果的なものである。

・必ずしも風下軸上に緊急時対策所が位置するとは限らないため指示値が上昇傾向でピークとなる前が早めのボンベ加圧のタイミングとして適当である。

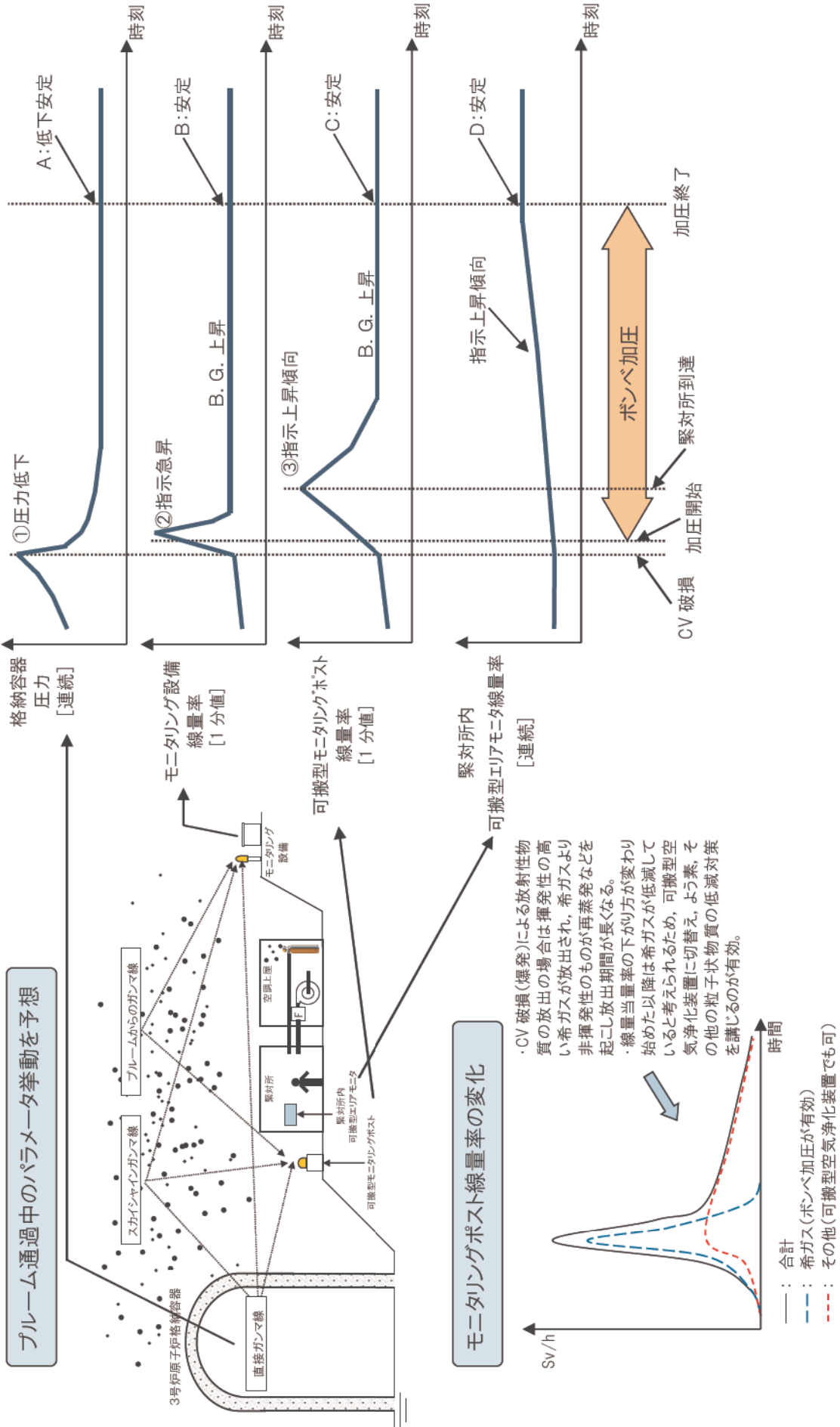
## ④ 3号炉原子炉格納容器と緊急時対策所間に設置する可搬型モニタリングポスト

緊急時対策所の直近の屋外のモニタリングポストで、③と同様に緊急時対策所に接近するプルームを検出する指標としては最も効果的なものである。

## ⑤ 緊急時対策所可搬型エリアモニタ

加圧判断に係る最終的な判断の指標となる。

c. 判断基準に係るイメージ図









e. 状況フローと監視パラメータ及びその判断基準

以下のパラメータを監視し、緊急時対策所の状況及び緊急時対策所における各種操作を判断する。

状況フロー (例)	監視パラメータ	可搬型気象観測設備 (風向・風速等)	データ表示端末		緊急時対策所可搬型エリアモニタ
			プラント状況 (C/V 圧力等)	モニタリングポスト, ステーション (MP, MS)	
炉心状況確認	△	状況把握	○	△	△
構内放射線レベル上昇	△	状況把握	○	◎	△
その他要員一時避難	-	-	-	◎	-
プルーム放出	○	監視強化	◎	△	○
MP, MS, KMPで検知 (判断・操作指示)	○	緊急時対策所方向	△	◎	○
基本対応	-	-	△	◎	◎
緊急対応	-	-	△	◎	◎
空気ポンベ加圧, 入口ダンパ閉止・ファン停止	○	状況確認	-	◎	◎
希ガス通過	◎	◎風向変化	-	◎	◎
ファン起動, 空気ポンベ加圧停止 (風向変化)	○	状況確認	◎	◎	◎
ファン起動, 空気ポンベ加圧停止 (プルーム通過)	△	状況把握	◎	◎	◎
屋外作業再開	-	-	○	◎	-

◎：判断の主たるパラメータ, ○：判断のための補助的なパラメータ, △：状況確認等として参考的に確認するパラメータ, [-]：操作の結果を確認するパラメータ

## f. 判断基準値の考え方

表 別 1-6-10 判断基準値一覧

判断基準値		考え方
モニタリングポスト、モニタリングステーション、可搬型モニタリングポスト（原子炉格納容器と緊急時対策所との間、陸側 8 箇所、海側 3 箇所）	0.01 mGy/h 以上 【判断レベル I】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空気ボンベ加圧に係る準備（操作要員配置やパラメータの監視強化等）を行うための指標として設定する。</li> <li>・平常時における発電所構内のバックグラウンド（概ね数十 nGy/h 程度）よりも十分に高い値とすることで、誤判断を防止する。</li> <li>・モニタリングポスト、モニタリングステーション、可搬型モニタリングポスト（原子炉格納容器と緊急時対策所との間、陸側 8 箇所、海側 3 箇所）において、プルーム放出前（炉心損傷後、原子炉格納容器破損前）の直接線・スカイシャイン線の泊 3 号炉 1 基分を評価した結果、最低で約 0.017 mSv/h 程度であり確実に判断できる。</li> </ul>
	5 mGy/h 以上 【判断レベル II】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・希ガス等の侵入防止（空気ボンベ加圧、ファン停止等）を行うための指標として設定する。</li> <li>・判断レベル I（0.01 mGy/h）よりも十分に高くプルームが放出されるまでの間で発電所構内の線量率が最大となる線量率よりも高い線量率とすることで、誤判断を防止する。</li> <li>・モニタリングポスト、モニタリングステーション、可搬型モニタリングポスト（原子炉格納容器と緊急時対策所との間、陸側 8 箇所、海側 3 箇所）において、プルーム放出前（炉心損傷後、原子炉格納容器破損前）の直接線・スカイシャイン線の泊 3 号炉 1 基分を評価した結果、最高で約 3.5 mSv/h 程度であり確実に判断できる。</li> </ul>
緊急時対策所 可搬型エリアモニタ	0.100 mSv/h 以上 【判断レベル III】	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型モニタリングポスト等による検知や判断が遅れた場合等、希ガス等の侵入防止を行うための最終的な指標として設定する。</li> <li>・緊急時対策所可搬型エリアモニタにおける泊 3 号炉 1 基分の直接線・スカイシャイン線量を評価した結果、判断レベルより 3 桁低い線量率であるため無視できる。</li> <li>・被ばく防護上は希ガスの侵入量を少なくする判断基準値を低めに設定する。</li> </ul>