

b. 放射能放出率の算出

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1m/s」，大気安定度は「D」とする。)

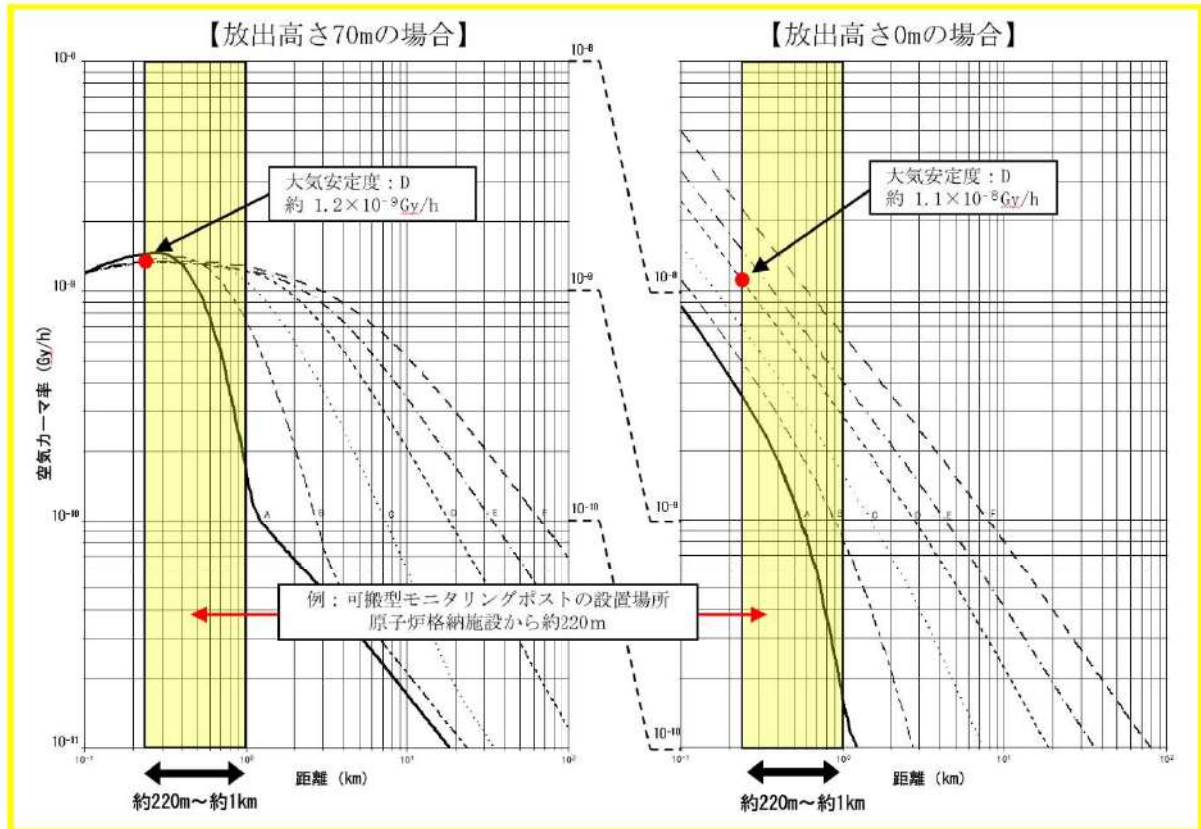
$$\begin{aligned}\text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 1.2 \times 10^{-3} / 0.5 = 3.3 \times 10^8 \text{ (GBq/h)} \\ &\hspace{20em} (3.3 \times 10^{17} \text{ Bq/h})\end{aligned}$$

- | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>4 : 安全係数</p> <p>D : モニタリング地点 (風下方向) で実測された空間放射線量率
⇒ 50 mGy/h ($5 \times 10^4 \mu\text{Gy/h}$) ※ 1Sv = 1Gy とした</p> <p>U : 放出地上高さにおける平均風速
⇒ 1.0 m/s</p> <p>D₀ : 空気カーマ率図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率
⇒ $1.2 \times 10^{-3} \mu\text{Gy/h}$</p> <p>E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間による γ 線実効エネルギー
⇒ 0.5 MeV/dis</p> |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

※ 放射性よう素の放出放射エネルギーは、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取・測定したデータから算出する。

c. 高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリングポストは、地表面に配置するため、高所からプルームが放出された場合、放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬型モニタリングポストで十分に測定が可能である。



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

- ・排気筒高さ：T. P. 83. 1m
- ・敷地グランドレベル：T. P. 10. 0m
- ・可搬型モニタリングポスト設置場所（原子炉格納施設から約220m~約1km）

第1図 各大気安定度における地表面でのプルームからの γ 線による空気カーマ率分布図

(9) 可搬型モニタリングポスト設置場所におけるプルームの検知性について

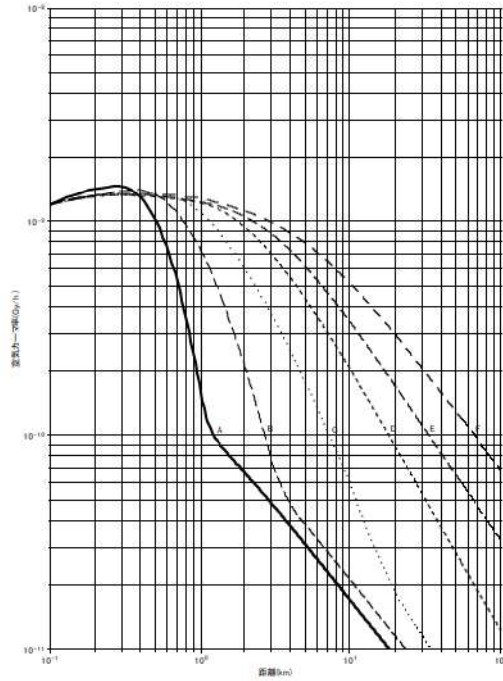
a. 環境放射線モニタリング指針に基づく評価

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリングポストの配置位置を通過するわけではなく、間隙を通過するケースも考えられる。そのため、第1表の条件において、放出高さ及び大気安定度が該当する空気カーマ率図(第1図, 第2図)を用いて、配置する可搬型モニタリングポストの検知性を評価した。

第1表 評価条件

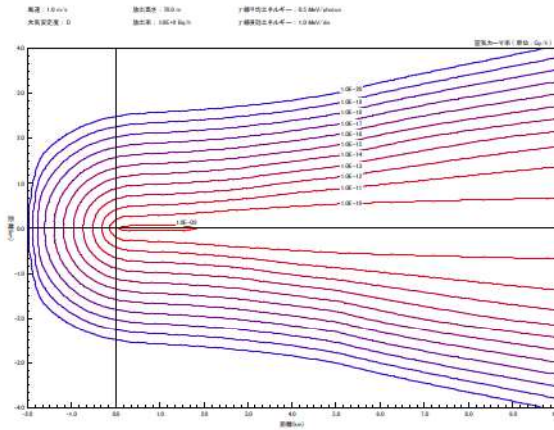
項目	設定内容	設定理由
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/sを設定した。
風速	8方位	可搬型モニタリングポストの設置場所を考慮した。
大気安定度	D(中立)	泊発電所構内で最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	3号炉格納容器 (地上高70m)	3号炉原子炉格納容器からの漏えいを想定
評価地点	可搬型モニタリングポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性確認のため。

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 700 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h
 子線平均エネルギー: 0.5 MeV/photons 子線放射エネルギー: 1.0 MeV/dm



第 1 図 風下軸上空気カーマ率

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



第 2 図 風下直角方向空気カーマ率

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

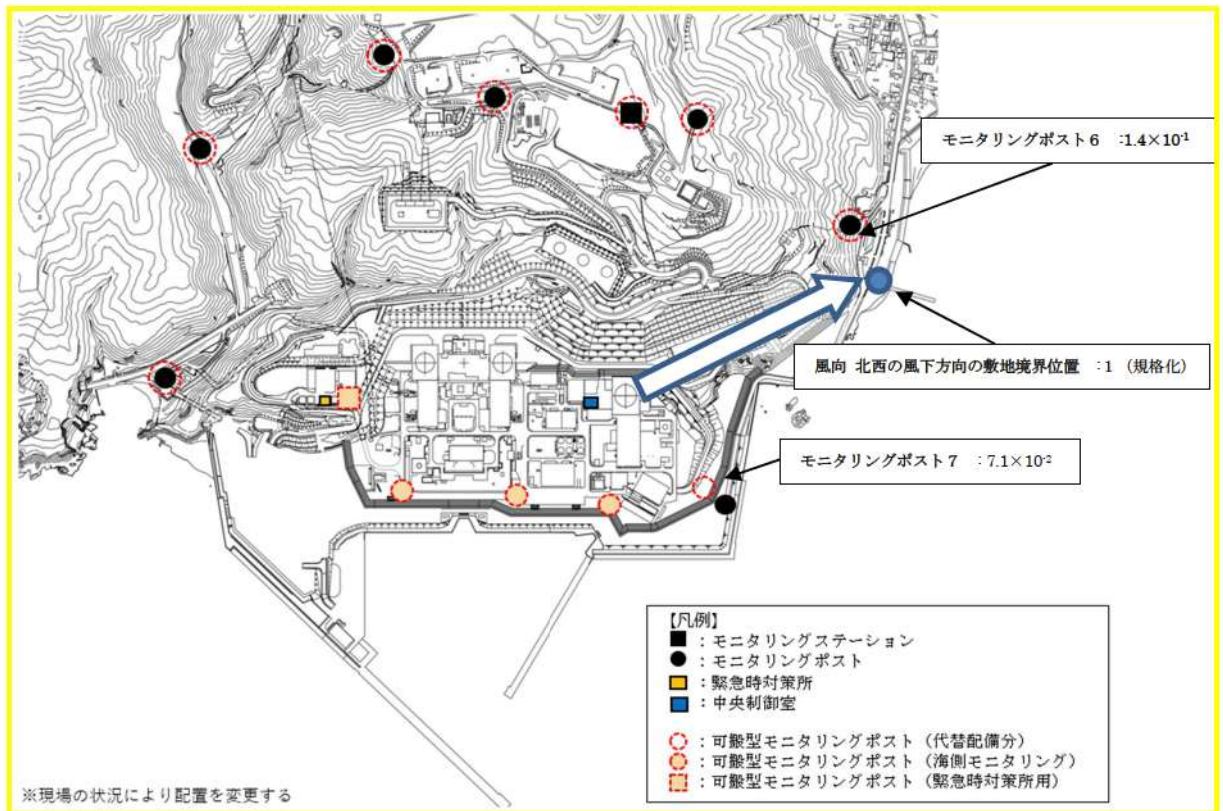
b. 評価結果

各風向における評価地点での放射線量率を読み取り(第3図),その感度を第2表に示す。ここでは,風向きによる差を確認するために,風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは,風下方向の数値に対して,約1桁低くなるが,最低でも 1.4×10^{-1} 程度の感度を有しており,ブルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第2表 各風向による評価地点での放射線量率の感度(1)

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南 S	南西 SW	西 W	北西 NW	北 N	北東 NE	東 E	南東 SE
モニタリングポスト1	1.4×10^{-02}	7.1×10^{-05}	1.4×10^{-05}	7.1×10^{-06}	7.1×10^{-06}	2.1×10^{-05}	2.9×10^{-04}	7.1×10^{-02}
モニタリングポスト2	<u>1.0×10^{-03}</u>	7.1×10^{-05}	2.1×10^{-01}	5.7×10^{-05}	4.3×10^{-05}	6.4×10^{-05}	2.1×10^{-05}	7.1×10^{-03}
モニタリングポスト3	3.6×10^{-02}	7.1×10^{-02}	4.3×10^{-04}	4.3×10^{-05}	2.1×10^{-05}	2.1×10^{-05}	4.3×10^{-05}	2.9×10^{-04}
モニタリングポスト4	2.1×10^{-02}	<u>6.4×10^{-01}</u>	5.7×10^{-03}	5.0×10^{-04}	1.4×10^{-04}	1.4×10^{-04}	2.1×10^{-04}	7.1×10^{-04}
モニタリングステーション	5.7×10^{-01}	2.1×10^{-01}	7.1×10^{-02}	3.6×10^{-03}	6.4×10^{-04}	4.3×10^{-04}	5.0×10^{-04}	7.1×10^{-04}
モニタリングポスト5	2.1×10^{-03}	5.7×10^{-03}	<u>3.6×10^{-01}</u>	5.7×10^{-03}	7.1×10^{-04}	4.3×10^{-04}	4.3×10^{-04}	5.7×10^{-04}
モニタリングポスト6	5.7×10^{-04}	2.9×10^{-03}	7.1×10^{-02}	<u>1.4×10^{-01}</u>	3.6×10^{-03}	5.7×10^{-04}	4.3×10^{-04}	3.6×10^{-04}
モニタリングポスト7	<u>1.4×10^{-02}</u>	<u>1.4×10^{-02}</u>	<u>2.9×10^{-02}</u>	<u>7.1×10^{-02}</u>	<u>6.4×10^{-02}</u>	<u>3.6×10^{-01}</u>	<u>5.7×10^{-02}</u>	<u>2.1×10^{-02}</u>
海側No3	<u>4.3×10^{-02}</u>	<u>3.6×10^{-02}</u>	<u>3.6×10^{-02}</u>	<u>4.3×10^{-02}</u>	<u>7.1×10^{-02}</u>	<u>5.7×10^{-01}</u>	<u>5.7×10^{-01}</u>	<u>7.1×10^{-02}</u>
海側No2	<u>5.0×10^{-02}</u>	<u>2.1×10^{-02}</u>	<u>1.4×10^{-02}</u>	<u>1.4×10^{-02}</u>	<u>2.1×10^{-02}</u>	<u>7.1×10^{-02}</u>	<u>5.7×10^{-01}</u>	<u>3.6×10^{-01}</u>
海側No1	<u>2.1×10^{-02}</u>	<u>2.9×10^{-02}</u>	<u>7.1×10^{-02}</u>	<u>7.1×10^{-02}</u>	<u>1.4×10^{-01}</u>	<u>4.3×10^{-01}</u>	<u>5.7×10^{-01}</u>	<u>6.4×10^{-01}</u>

■ : 風下方向の評価地点を示す。
 — : 風下方向中のうち,最も高い値となるもの



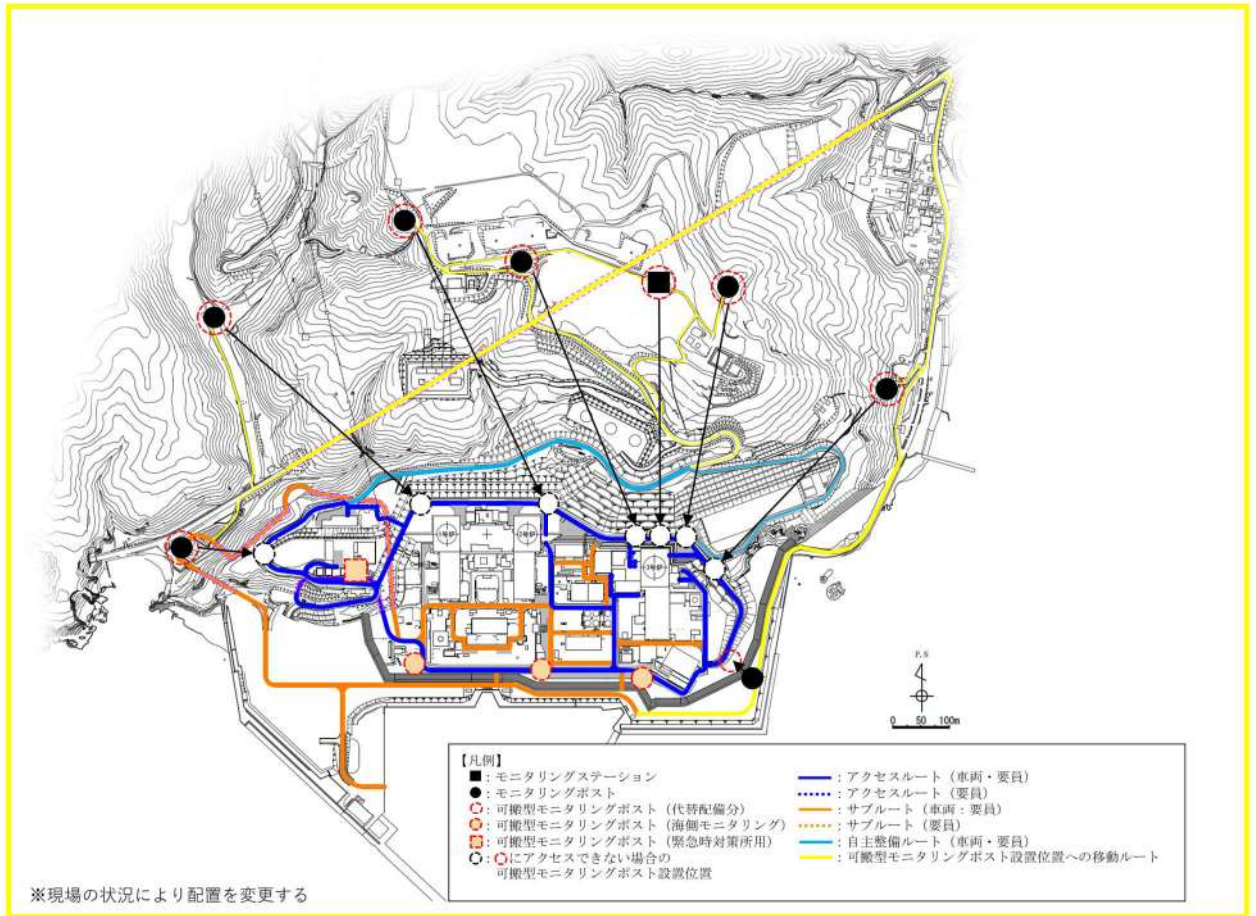
第3図 可搬型モニタリングポストの設置場所及び放射線量率の感度評価の例 (風向: 北西)

また、可搬型モニタリングポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所（第4図）での放射線量率の感度について同様に評価した。その感度を第3表に示す。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは、風下方向の数値に対して、約1桁低くなるが、最低でも 5.7×10^{-1} 程度の感度を有しており、プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第3表 各風向による評価地点での放射線量率の感度（代替測定位置）

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南 S	南西 SW	西 W	北西 NW	北 N	北東 NE	東 E	南東 SE
モニタリングポスト1	3.6×10^{02}	4.3×10^{04}	6.4×10^{05}	5.0×10^{05}	5.0×10^{05}	7.1×10^{05}	7.1×10^{04}	1.4×10^{04}
モニタリングポスト2	5.7×10^{03}	1.4×10^{02}	2.1×10^{03}	1.4×10^{03}	1.4×10^{03}	1.4×10^{03}	5.7×10^{03}	7.1×10^{02}
モニタリングポスト3	1.0×10^{02}	2.1×10^{01}	5.7×10^{02}	2.1×10^{02}	2.1×10^{02}	2.1×10^{02}	5.0×10^{02}	2.1×10^{01}
モニタリングポスト4	5.7×10^{03}	7.1×10^{01}	4.3×10^{01}	2.1×10^{01}	1.4×10^{01}	1.4×10^{01}	2.1×10^{01}	3.6×10^{01}
モニタリングステーション	3.6×10^{04}	5.7×10^{04}	7.1×10^{04}	5.0×10^{04}	2.9×10^{04}	2.1×10^{04}	1.4×10^{04}	2.9×10^{04}
モニタリングポスト5	1.4×10^{04}	4.3×10^{04}	6.4×10^{04}	6.4×10^{04}	3.6×10^{04}	1.4×10^{04}	7.1×10^{02}	1.4×10^{04}
モニタリングポスト6	7.1×10^{02}	7.1×10^{02}	3.6×10^{04}	1.0×10^{03}	5.7×10^{04}	2.1×10^{04}	7.1×10^{02}	6.4×10^{02}
モニタリングポスト7	1.4×10^{02}	1.4×10^{02}	2.9×10^{02}	7.1×10^{02}	6.4×10^{04}	3.6×10^{04}	5.7×10^{02}	2.1×10^{02}
海側N o.3 代替位置	4.3×10^{02}	3.6×10^{02}	3.6×10^{02}	4.3×10^{02}	7.1×10^{02}	5.7×10^{02}	5.7×10^{04}	7.1×10^{02}
海側N o.2 代替位置	5.0×10^{02}	2.1×10^{02}	1.4×10^{02}	1.4×10^{02}	2.1×10^{02}	7.1×10^{02}	5.7×10^{01}	3.6×10^{01}
海側N o.1 代替位置	2.1×10^{02}	2.9×10^{01}	7.1×10^{01}	7.1×10^{01}	1.4×10^{01}	4.3×10^{01}	5.7×10^{02}	6.4×10^{01}

■ : 風下方向の評価地点を示す。
 — : 風下方向中のうち、最も高い値となるもの



第4図 可搬型モニタリングポストの設置場所にアクセスできない場合の代替測定場所

(10) 可搬型モニタリングポストのレンジについて

a. 重大事故等時における敷地内の空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジについて

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、モニタリングポストの代替として敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて約 13~124mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（3号炉とモニタリングポスト7）約 250m 程度の場合）が必要と考えられる。また、海側への放出を考慮して配置する可搬型モニタリングポストと炉心との距離は約 220m程度であるため、同様に約 13~128mSv/h 程度が必要である。このため、1,000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、福島第一原子力発電所から放出された Cs-137 の放出量は約 10000TBq であるのに対し、泊発電所の有効性評価における Cs-137 の放出量は約 0.51TBq であるため、測定される放射線量率はさらに低くなると想定される。

仮に、測定レンジを超えたとしても、近隣の可搬型モニタリングポスト等の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、配置位置を変更する等の対応を実施する。

b. 福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建屋から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011.3.15 9:00）。これをもとに炉心から約 220m と 1km を計算すると、放射線量率は、約 7~128mSv/h となる。

(距離と線量率の関係)

炉心からの距離(m)	線量率(mSv/h)
約 220	約 13~128 ※1
約 900	約 11 ※2
約 1,000	約 7~11 ※1

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

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

c. 重大事故等時における初期対応段階での空間放射線量率の測定について

可搬型モニタリングポストによる放射線量率の測定は、放射性物質の放出開始前から必要に応じ測定を行うため、原災法該当事象に該当する敷地境界付近の放射線量率である 5 μSv/h (5,000nGy/h) を可搬型モニタリングポストによっても検知できる必要がある。

可搬型モニタリングポストの計測範囲は B.G. ~1,000mGy/h であり、「(9)b. 評価結果」に示す可搬型モニタリングポストの検知性で確認した結果から、1/7 程度の放射線量率(約 714nGy/h) を想定した場合においても、測定することが可能である。

(1 1) 防潮堤によるモニタリングポスト及び可搬型モニタリングポスト計測への影響について

a. モニタリングポスト及びモニタリングステーション並びに可搬型モニタリングポストの設置場所の考え方

モニタリングポスト及びモニタリングステーション並びに可搬型モニタリングポストの設置場所は、設置許可基準規則を踏まえ以下の通り選定した。また、モニタリングポスト7が機能喪失した場合の代替測定に用いる可搬型モニタリングポスト及び海側に設置する可搬型モニタリングポスト（3箇所）の設置場所については、新設防潮堤の内側と外側いずれに設置すべきかを第1表にて検討し、津波発生時の影響及びアクセス性並びに設置後の計測への影響においてメリットが大きい防潮堤の内側に設置することとした。

【設置許可基準規則第31条】

- 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、放射線量を監視、測定するため、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限している周辺監視区域境界付近に設置している。

【設置許可基準規則第60条】

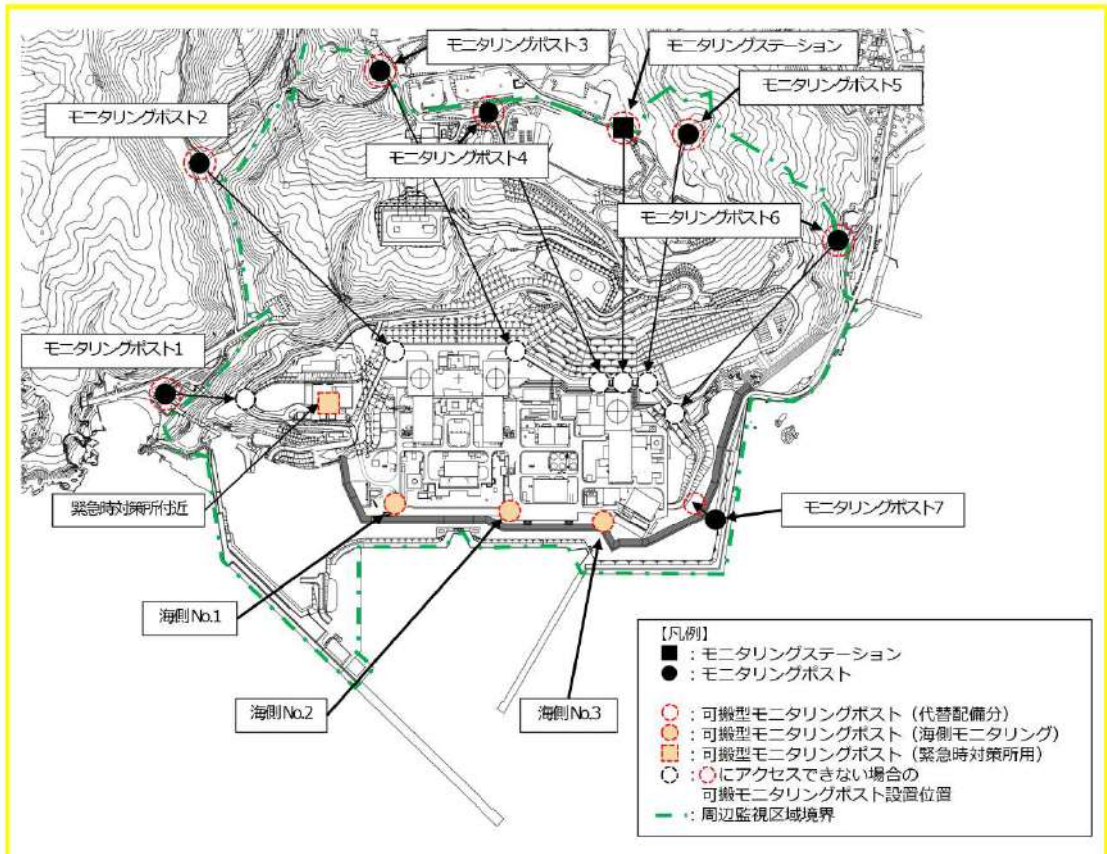
- モニタリングポスト又はモニタリングステーションを代替する目的で設置する可搬型モニタリングポストは、原則、代替しようとするモニタリングポスト又はモニタリングステーションの設置位置に設置する。ただし、防潮堤外側にあるモニタリングポスト7については、防潮堤による放射線計測及び津波による機器損傷の影響を考慮し、代替測定地点を防潮堤内側とする。
- 当該箇所への移動ルートが通行できない場合はアクセスルート上の車両で運搬できる範囲に設置場所を変更する。
- モニタリングポスト及びモニタリングステーションが設置されていない海側に設置する可搬型モニタリングポストについては、防潮堤による放射線計測及び津波による機器損傷の影響を考慮し、防潮堤内のアクセスルート上に設置する。
- 緊急時対策所への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断を行うために設置する可搬型モニタリングポストは、緊急時対策所付近に設置する。

第1表 可搬型モニタリングポストの設置場所における選定比較表

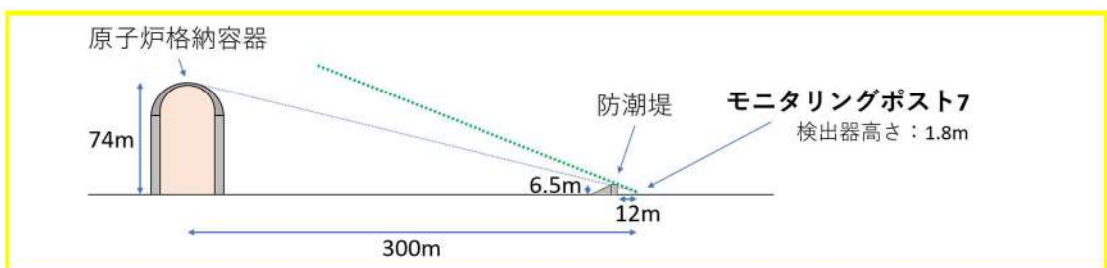
	新設防潮堤の外側に設置	評価	新設防潮堤の内側に設置	評価
発電所敷地境界付近への設置	海側（最も敷地境界から遠い海側 No1 地点）で発電所敷地境界から 100m 程度の近傍に設置できることから、敷地境界外への影響についてより把握しやすい。	○	海側（最も敷地境界から遠い海側 No1 地点）で発電所敷地境界から 400m 程度離れるものの、当該方位におけるクラウドからの線量及び直接線量から影響は容易に推定可能。	△
津波発生時の影響及びアクセス性	手順の明確化及び的確な状況の把握により対応は可能であるが、津波注意報発令時の発令有無及びアクセス状況で設置場所が異なることから、設置前に状況を確認し対応手順を使い分ける必要が生じ、事故時対応が複雑になる。	△	津波注意報の発令有無及びアクセス状況で設置する手順を使い分ける必要がなく、設置判断も含め運用が単純化でき、速やかに設置手順に移行できる。	○
設置時の設置時間	<ul style="list-style-type: none"> 海側 3 箇所に設置した場合：70 分 モニタリングポスト及びモニタリングステーションに代替設置した場合（全 8 箇所）：190 分 	○	新設防潮堤の外側に移動する距離が削減でき、設置時間の短縮が期待できるが大きな差はない。 <ul style="list-style-type: none"> 海側 3 箇所に設置した場合：70 分 モニタリングポスト及びモニタリングステーションに代替設置した場合（全 8 箇所）：190 分 	○
設置後の計測への影響	新設防潮堤の外側で選定した位置箇所において計測に対する影響は小さいことを確認しているが、原子力格納容器からの放射線が遮られるとともにクラウドからの放射線も遮られる。	△	新設防潮堤により原子炉格納容器からの放射線が遮られることがない。また新設防潮堤によりクラウドからの放射線が遮られる部分が生じるが、その影響は小さい。	○
総合評価		△		○

b. 新設防潮堤の外側に設置するモニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストの配置

a. の考え方で整理した結果、3号炉の原子炉から見て新設防潮堤の外側に設置するのは、第1図に示す通り、常設のモニタリングポスト7のみである。モニタリングポスト7から3号炉の原子炉方向を見たときの新設防潮堤との位置関係は第2図の通りである。そこで、モニタリングポスト7における新設防潮堤による観測への影響をc. 及びd. にて確認した。



第1図 モニタリングポスト及びモニタリングステーション並びに可搬型モニタリングポスト配置



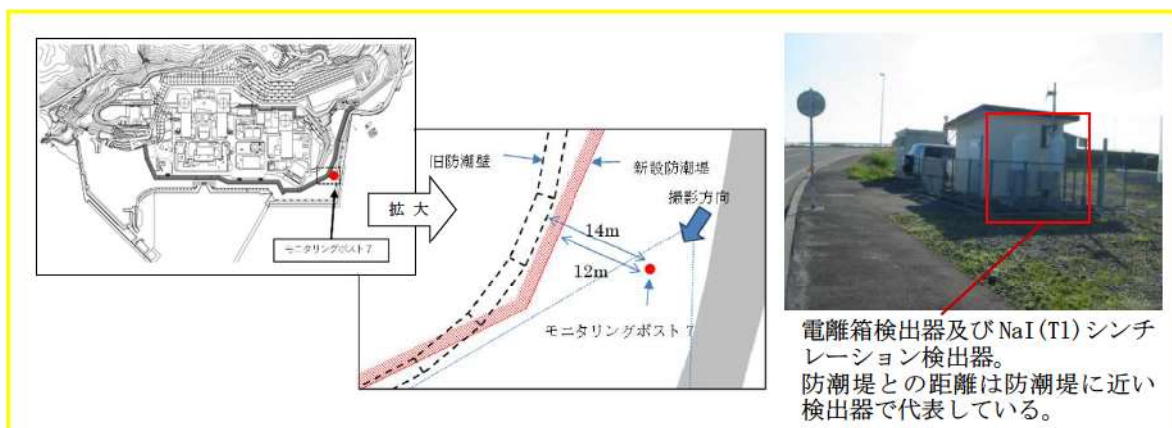
第2図 モニタリングポスト7から3号炉の原子炉方向を見たときの新設防潮堤との位置関係

c. 平常時の観測に対する影響【設置許可基準規則第 31 条】

日本電気協会が策定している電気技術指針では、バックグラウンドが特殊な状況となる狭隘な場所やコンクリート法面を避けることが規定されていることから、新設防潮堤によるバックグラウンドへの影響を検討した。

旧防潮壁設置によるモニタリングポスト観測への影響を確認した結果、設置の前後 1 年間の年間平均値は、設置前(平成 24 年)37.5 nGy/h、設置後(平成 26 年) 38.1nGy/h であり、モニタリングポスト 1～6 及びモニタリングステーションの平成 24 年と平成 26 年の年間平均値(変動幅は-0.2nGy/h～+0.6nGy/h)と比較しても、モニタリングポスト 7 の変動値(+0.6nGy/h)は他のモニタリングポスト等の年間平均値の変動幅内にあることを確認している。

第 3 図及び第 4 図に示す通り、新設防潮堤とモニタリングポスト 7 の距離は若干近づく(2m 程度)ものの 12m 程度の距離があり、影響は小さいと考えられる。



第 3 図 モニタリングポスト 7 に対する新設防潮堤と旧防潮壁の位置関係



第 4 図 モニタリングポスト 7 と旧防潮壁の写真

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。

d. 事故時の観測に対する影響【設置許可基準規則第 31 条】【設置許可基準規則第 60 条】

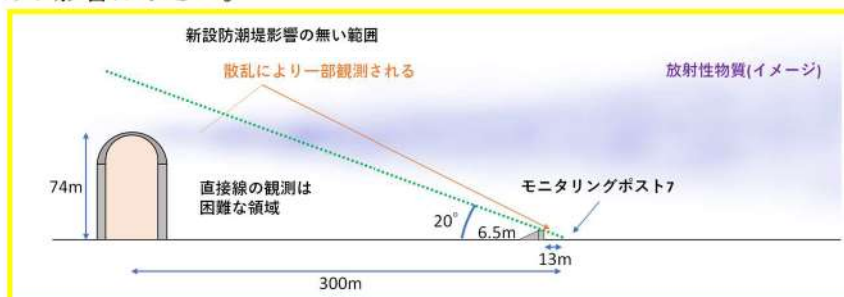
第 2 図に示したモニタリングポスト 7 の位置関係を踏まえ、放射線の経路ごとに感度への影響について検討を行った。

(a) クラウドシャイン線の観測への影響

事故時に放出された放射性物質は、風によりある方位に集中する可能性があるため、各方位でクラウドシャイン線を観測できることが重要である。

放射性物質がモニタリングポスト 7 の方位に移動する場合には、第 5 図で示す通り放射性物質が放出された直後はモニタリングポストから線源を直接見込むことはできず、新設防潮堤は相当の厚みを有するため、直接線の観測は困難である。しかし、放射性物質がモニタリングポスト 7 の方位に拡散した場合には、モニタリングポスト 7 の方位における年平均風速は 2.4m/s であり、原子炉格納容器から新設防潮堤影響のない範囲までの距離を保守的に約 150m と仮定しても、放射性物質の移動時間的には約 1 分と比較的速やかに通り抜けることになり、それ以降はクラウドシャイン線が直接監視できる状況となるため、放射線監視が可能である。また、見込まない範囲の放射性物質からの放射線が一部散乱し、線量率の増加に寄与する。

新設防潮堤により見えない角度は地面から 20° 程度の範囲であり、検出器上方の 180° に対し 11%程度であり影響は小さい。



第 5 図 クラウドシャイン線の観測

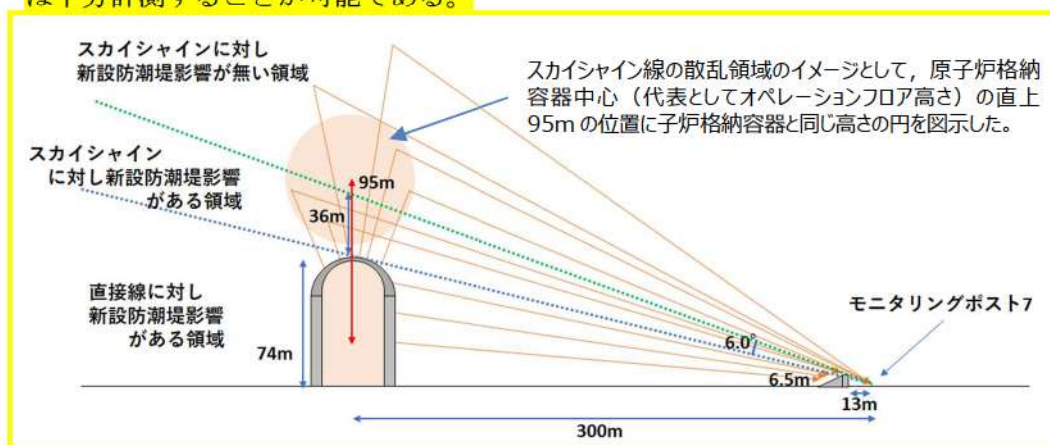
また、放射性物質がモニタリングポスト 7 の方位に移動しない場合は、他のモニタリングポストにて観測が可能である。

(b) 直接線・スカイシャイン線の観測への影響

以下に示すとおり、新設防潮堤の遮蔽を考慮しても、新設防潮堤が無い場合と比較し同オーダーレベルでの観測が可能である。

- 新設防潮堤によりモニタリングポスト 7 の設置位置から原子炉格納容器を直視することはできず、新設防潮堤は相当の厚みを有するため、直接線の計測は困難と考えられる。
- ただし、直接線は原子炉格納容器外側の外部遮蔽により強く低減されるため、炉心損傷時に発生する直接線とスカイシャイン線ではスカイシャイン線の寄与の方が支配的であることから、計測に対する影響は小さい。

- 例として有効性評価で想定する格納容器過圧破損モード「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」では約 1:10 となる。
- スカイシャイン線については、新設防潮堤の影響を受ける角度（領域）は 6.0° と狭く、例えば $0.5\text{MeV}\gamma$ 線の空気に対する平均自由行程は 95m 程度であり、多くのスカイシャイン線による放射線が新設防潮堤の影響が無い領域まで到達するため、スカイシャイン線は十分計測することが可能である。



第 6 図 直接線及びスカイシャイン線の経路

また、直接線及びスカイシャイン線は格納容器が線源となるため、他モニタリングポストでも共通して線量率が増加傾向を示すことから、他モニタリングポストの観測結果も踏まえ、総合的にモニタリングを行うことが可能である。

(c) 計測における感度低下の影響確認

以下に示すとおり、感度低下の影響を考慮しても事故時の計測が可能である。

【設置許可基準規則第 31 条】

- 一例として、設計基準事故である LOCA 時において原子炉格納容器からモニタリングポスト 7 方向の風向となった場合、モニタリングポスト 7 における線源（ブルーム）からの線量率は新設防潮堤の影響が無い場合で約 $10\mu\text{Sv/h}$ 以上となる。
- (a) 及び (b) で記載の通り、クラウドシャインによる感度の低下は 11%程度、直接スカイシャイン線については同オーダーでの計測が可能と考えているものの、これにより感度が $1/10$ に低下したと仮定しても、モニタリングポストの計測範囲は $0.87\text{nGy/h} \sim 100\text{mGy/h}$ であり、LOCA 時の線量率の $1/10$ の線量率 ($1\mu\text{Gy/h}$) を計測することができる。

【設置許可基準規則第 60 条】

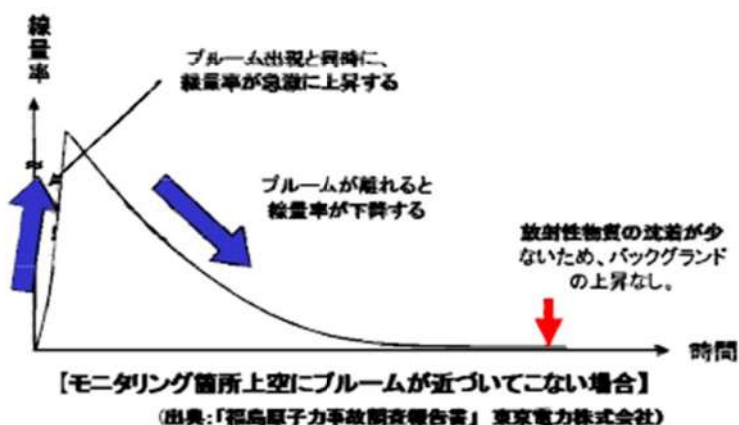
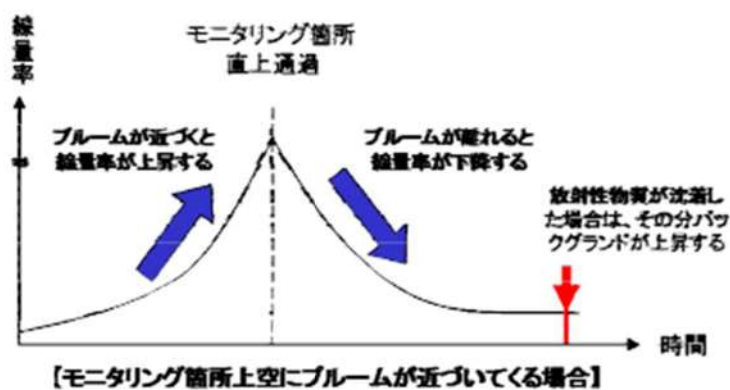
- 有効性評価で想定する格納容器過圧破損モード「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の場合、炉心損傷後（原子炉格納容器破損前）のモニタリングポスト 7 における直接線・スカイシャイン線の線量率の

最大は、新設防潮堤の影響が無い場合の解析値で約 3.5mSv/h となる。

- (a) 及び (b) で記載の通り、新設防潮堤の影響として、クラウドシャインによる感度の低下は 11%程度、直接スカイシャイン線については同オーダーでの計測が可能と考えているものの、これにより感度が 1/10 に低下したと仮定しても、モニタリングポストの計測範囲は 0.87nGy/h~100mGy/h であり、炉心損傷時の線量率の 1/10 の線量率 (350 μ Gy/h) を計測することができる。

(12) プルーム発生時の移動方向の把握

モニタリング設備で監視している空間放射線量率の時間変化より、プルームの移動方向を知ることができる。以下の図のように、プルームがモニタリング箇所近づいてくると、近づいてこない場合では空間放射線量率の時間変化に違いが出ることから、プルームの移動方向の特定が可能である。



(13) 放射能測定装置の計測範囲

a. 重大事故等時における放射性物質濃度測定に必要な最大測定レンジ

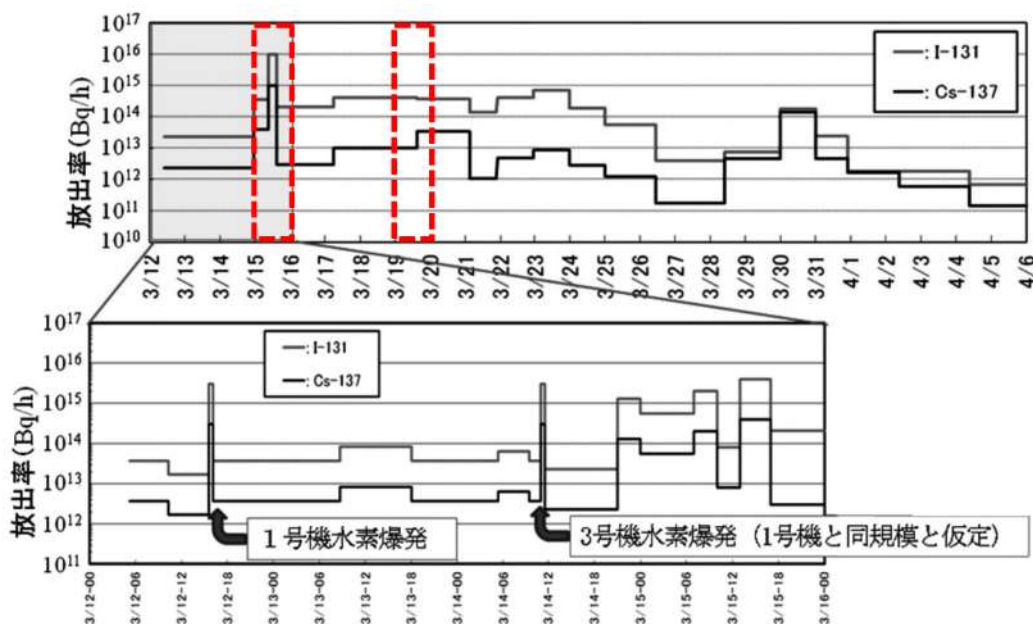
重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、放射能観測車の代替として放射性物質濃度を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて、Cs-137 で約 $2.4 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 、I-131 で約 $5.9 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ が必要である。

このため、 $3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、福島第一原子力発電所から放出された Cs-137 の放出量は約 10000TBq であるのに対し、泊発電所の有効性評価における Cs-137 の放出量は約 0.51TBq であるため、測定される放射性物質濃度はさらに低くなると想定される。

b. 福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射性物質濃度の評価

福島第一原子力発電所敷地内における空気中の放射性物質の濃度は、Cs-137 が約 $2.4 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 、I-131 が約 $5.9 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ であった (2011.3.19)。この日における福島第一原子力発電所からの放出率の推定値が、事故後の最大放出率の推定値の約 1/100 程度であることを踏まえると、Cs-137 が約 $2.4 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 、I-131 が約 $5.9 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ となる。



出典:「放射性物質の大気拡散評価」(永井晴康 Jpn. J. Health Phys., 47 (1), 13 ~ 16 (2012))

(14) 可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

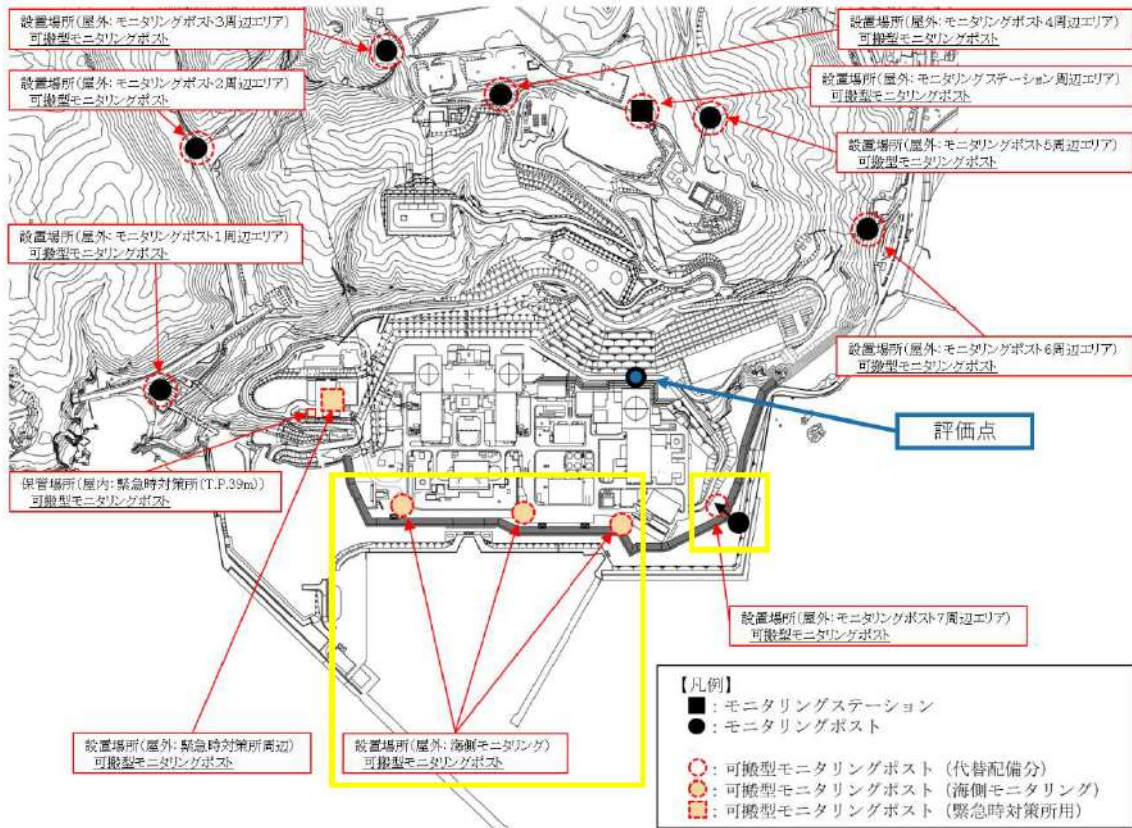
可搬型モニタリングポストは、外部バッテリーにより 3.5 日間以上電源供給が可能であり、それ以降は予備のバッテリーと交換することにより、必要な期間継続して計測が可能な設計としている。なお、外部バッテリーは緊急時対策所内に保管し、通常時から充電を行うことで、確実に交換できる設計とする。

また、12 台すべての可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、移動時間も含めて約 290 分で可能である。

ここでは、以下の評価条件から、可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：泊発電所 3 号炉
- ・ 想定シナリオ：大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 評価点：評価点を第 1 図に示す。評価点は発災プラントから作業エリアまでの距離よりも、発災プラントに近い範囲内で選定した。
- ・ 大気拡散条件：3 号炉周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照
- ・ 評価時間：合計 290 分（移動時間等合計約 170 分+作業時間約 10 分×12 箇所）
- ・ 作業開始時間：バッテリー交換が必要となる 3.5 日に対して余裕を持たせ、事故後 2.0 日（48 時間）から作業開始
- ・ 作業場所周りの遮蔽：考慮しない。
- ・ マスクによる防護係数：50



第1図 評価点及び可搬型モニタリングポストの設置場所及び保管場所

被ばく経路：以下を考慮

- (1) 建屋内からのガンマ線による被ばく
 - ・直接ガンマ線
 - ・スカイシャインガンマ線
- (2) 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

作業開始時間	事故後 48 時間後※
作業に係る被ばく線量	約 40mSv

※バッテリー交換が必要となる 3.5 日に対して余裕を持たせつつ、保守的な評価となるよう事故後 2.0 日 (48 時間) の線量を想定した。

補足説明資料 5. 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の計測結果の保存について

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の空間放射線量率の計測結果は、次表のとおり記録及び保存している。

	固定モニタリング設備	可搬型モニタリングポスト
記録	泊 3 号炉中央制御室の環境監視盤及び現場に記録	緊急時対策所内の当該ポスト端末及び当該ポスト本体に記録
保存	泊 3 号炉中央制御室の環境監視盤本体及び現場に保存	緊急時対策所内の当該ポスト端末及び当該ポスト本体に保存

補足説明資料 6. 気象観測設備の観測データについて

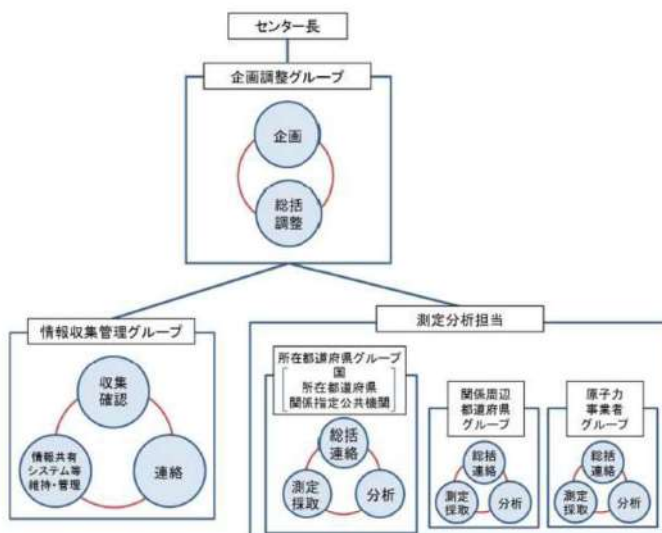
気象観測設備による観測データは、1, 2号炉中央制御室及び3号炉中央制御室の環境監視盤に表示し、運転員による監視を行っている。

観測データに異常が認められた場合には、運転員から設備主管箇所に連絡され、原因調査及び修繕等の対応を行う。

また、気象観測設備は定期的に点検・校正し、健全性を確認している。

補足説明資料 7. 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1) 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 30 年 10 月 1 日 一部改正）に従い，国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて，第 1 図及び第 1 表のとおり，国，地方公共団体と連携を図りながら，敷地外のモニタリングを実施する。



第 1 図 緊急時モニタリングセンターの組織図の例

第 1 表 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成の例

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内の総括 緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等 	<ul style="list-style-type: none"> 上席放射線防災専門官を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 情報共有システムの維持・異常対応等 	<ul style="list-style-type: none"> 国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし，国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> 企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定 	<ul style="list-style-type: none"> 所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第 3 版（令和元年 6 月 25 日）

(2) 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- a. 事故の発生時刻及び場所
- b. 事故原因、状況及び事故の拡大防止措置
- c. 被ばく及び障害等人身事故にかかわる状況
- d. 発電所敷地周辺における放射線及び放射能の測定結果
- e. 放出放射性物質の量、種類、放出場所及び放出状況の推移等の状況
- f. 気象状況
- g. 収束の見通し
- h. 放射能影響範囲の推定結果
- i. その他必要と認める事項

補足説明資料 8. 他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合、他の原子力事業者との協力体制を構築するため、原子力事業者間協力協定を締結している。

（1）原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に、各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ、平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら、原子力事業者間協力協定を締結した。

（2）原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第 14 条*の精神に基づき、国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合、協力事業者が発災事業者に対し、協力要員の派遣、資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し、原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め、原子力事業者として責務を全うすることを目的とする。

*原災法第 14 条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は、他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には、原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 9 社（北海道、東北、東京、中部、北陸、関西、中国、四国、九州）、日本原子力発電、電源開発、日本原燃

（協力の内容）

発災事業者からの協力要請に基づき、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、緊急時モニタリング、避難退域時検査及び除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣、資機材の貸与その他の措置を講ずる。

補足説明資料 9. 設置許可基準規則第六条との基準適合性

監視設備に関する要求事項のうち、設置許可基準規則第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

(1) 風（台風）

最寄りの気象官署である寿都特別地域気象観測所及び小樽特別地域気象観測所での観測記録（気象庁の気象統計情報における観測記録。）によると、風速の観測記録史上1位の最大風速は49.8m/s（寿都特別地域気象観測所，1952年4月15日）であり、この観測記録は移転前の局地的な強風の影響を受けやすい場所に設置されていた時の記録であり、移転後の最大風速は20.3m/s（2004年2月23日）である。また、小樽特別地域気象観測所での最大風速は27.9m/s（1954年9月27日）である。いずれも設計基準風速（36m/s 地上高10m，10分間平均）に包絡される。

監視設備が風（台風）の影響を受けた場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(2) 竜巻

日本で過去に発生した最大の竜巻規模はF3（風速70m/s～92m/s）である。

観測記録の統計処理による年超過確率によれば、発電所における 10^{-5} /年値は風速65m/sである。

設計竜巻の最大風速は、これらのうち最も保守的な値であるF3の風速範囲の上限値92m/sとする。

安全施設は、設計竜巻の最大風速を安全側に切り上げた100m/sに対して、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわない設計とする。

監視設備は、設計竜巻の最大風速を安全側に切り上げた100m/sに対して機能喪失した場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(3) 凍結

最寄りの気象官署である寿都特別地域気象観測所での観測記録（1884年～2020年）及び小樽特別地域気象観測所の観測記録（1943年～2020年）で -18.0°C （小樽特別地域気象観測所1954年1月24日）である。

監視設備が凍結の影響を受けた場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(4) 積雪

建築基準法及び同施行令第 86 条第 3 項に基づく北海道建築基準法施行細則によると、建築物を設計する際に要求される基準積雪量は、泊村においては 150cm である。

なお、最寄りの気象官署である寿都特別地域気象観測所及び小樽特別地域気象観測所での観測記録によると、積雪の観測記録史上 1 位の月最深積雪の最大値は、189cm（寿都特別地域気象観測所、1945 年 3 月 17 日）であるが、発電所構内の除雪体制が確立されていること、さらに積もるまでに一定の時間を要することから、除雪により基準積雪量 150cm を上回らない積雪量に抑えることが可能であるため、設計基準積雪量は、建築基準法及び同施行令第 86 条第 3 項に基づく北海道建築基準法施行細則に基づく垂直積雪量 150cm とする。

監視設備は、積雪による荷重に対し機能喪失した場合、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(5) 落雷

監視設備は、落雷により機能喪失した場合、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(6) 地滑り

監視設備は、地滑りにより機能喪失した場合、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(7) 火山の影響

監視設備は、降下火砕物による荷重に対して機能喪失した場合、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(8) 外部火災

監視設備は、消火活動により可能な限り森林火災からの影響の軽減を図る設計とする。

監視設備が森林火災により機能喪失した場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(9) 生物学的事象

監視設備は、貫通部の穴じまいや目張りをするなど適切な対応を行うことにより、機能喪失しない設計とする。

監視設備が小動物の侵入に対し機能喪失した場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(10) 電磁的障害

監視設備は、ラインフィルタの設置等により、電磁的障害による擾乱に対し機能喪失しない設計とする。

監視設備が電磁的障害により機能喪失した場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

補足説明資料 10. 可搬型気象観測設備の観測項目について

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合、放出放射エネルギー評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うために、気象観測設備が機能喪失した場合及びブルームの通過方向を緊急時対策所にて把握する場合は、可搬型気象観測設備で以下の項目について気象観測を行う。

(1) 観測項目

風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量

風向，風速，日射量及び放射収支量については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会決定 昭和 57 年 1 月）」に基づく測定項目である。

(2) 各測定項目の必要性

放出放射エネルギー，大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には、それぞれ以下の観測項目が必要となる。

a. 放出放射エネルギー

風向，風速，大気安定度

b. 大気安定度

風速，日射量，放射収支量

c. 放射性物質の降雨による地表への沈着の推定

雨量

補足説明資料 11. 設計基準事故対処設備としてのモニタリングポスト及びモニタリングステーションの無停電電源装置及び非常用発電機の位置付けについて

1. 無停電電源装置の条文要求上の位置付け

設計基準事故対処設備としてのモニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機は、第 31 条で要求されている「無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計」として設置しているものであり、次項のとおり必要な負荷をカバーする容量を備えている。

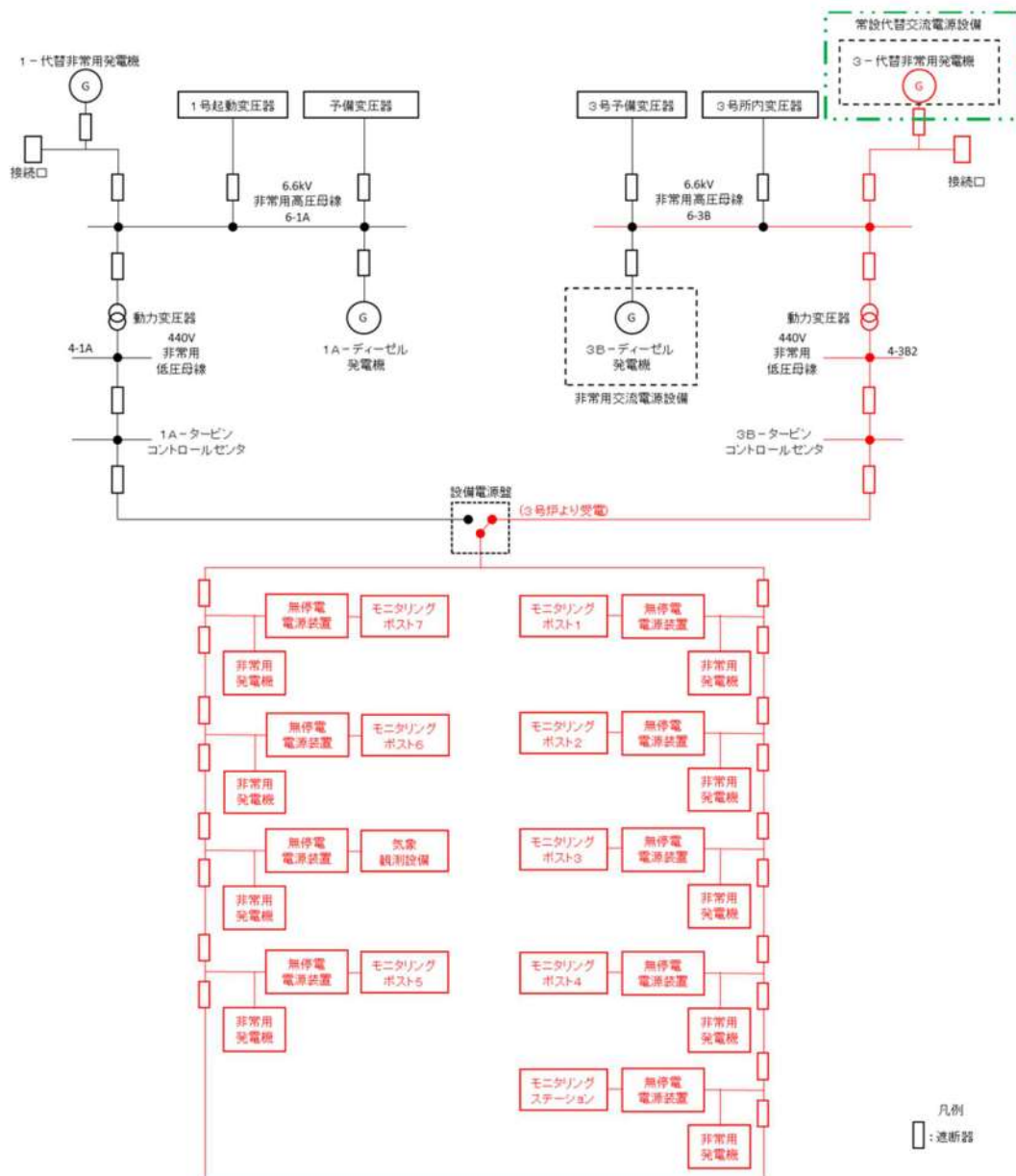
モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源構成は第 1 図のとおり。

許可基準規則 第 31 条（監視設備）

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

許可基準規則の解釈 第 31 条（監視設備）

5 第 31 条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。



第1図 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源構成概略図

なお、当該の無停電電源装置及び非常用発電機は、以下の理由により第33条（保安電源設備）に規定される保安電源には該当しない。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは重要安全施設には該当しない。

非常用電源設備を施設する必要のある「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」については、技術基準規則解釈第45条に明確化されているが、これにモニタリングポスト及びモニタリングステーションは含まれない。



：重大事故等対処設備

許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)

発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。

技術基準規則解釈 第 45 条 (保安電源設備)

1 第 1 項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。

- ・ 第 2 条第 2 項第 9 号ホに規定される装置
- ・ 燃料プール補給水系
- ・ 第 3 4 条第 1 項第 6 号に規定する事故時監視計器
- ・ 原子炉制御室外からの原子炉停止装置
- ・ PWR の加圧器逃がし弁（手動開閉機能）及び同元弁
- ・ 非常用電源設備の機能を達成するための燃料系

2. 設計基準事故対処設備としてのモニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機の容量

モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機の容量は5kVAであり、無停電電源装置及び非常用発電機はモニタリングポスト又はモニタリングステーション以外に負荷を担わないため、十分な容量を有している。

3. モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機に対する規制要求事項

モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機については、設計基準事故時にモニタリングポスト及びモニタリングステーションに必要な設備としてMS-3と位置づけられることから、以下の条文に対する基準適合性が求められるが、ハザードにより機能喪失した場合は、代替措置により安全機能を確保するため、第10条及び第12条に対する適合性を添付1に整理した。

第3条（地盤）

第4条（地震）

第5条（津波）

第6条（地震、津波以外の自然現象）

第8条（火災）

第9条（溢水）

第10条（誤操作の防止）

第12条（安全施設）

4. 異常時における無停電電源装置及び非常用発電機の運用について

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、通常時、非常用低圧母線のコントロールセンタから無停電電源装置を経由して所内電源を受電している。

所内電源喪失時は、無停電電源装置から継続して受電を行う。所内電源喪失後約10秒で非常用交流電源装置（ディーゼル発電機）から無停電電源装置を経由して受電を行う。

モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の非常用発電機は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション局舎内に設置している非常用発電機制御盤内の不足電圧継電器により電源喪失を検知することで自動起動し、運転待機状態となる。

自動起動から約40秒以内に、自動切替により電源供給を開始する。非常用発電機は約24時間電源供給が可能である。

また、復電した場合は不足電圧継電器による検知で、所内電源側に自動で切り替わりその後、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の非常用発電機が自動停止する。

以上

添付1 モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機の基準適合性

モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機の基準適合性

設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
<p>(誤操作の防止) 第十条 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならぬ。</p>	<p>第10条 (誤操作の防止) 1 第1項に規定する「誤操作を防止するための措置を講じたもの」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具並びに弁等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において発電用原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように留意すること並びに保守点検において誤りを生じにくいよう留意すること等の措置を講じた設計であることをいう。また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であることをいう。</p>	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーションは通常運転時、非常用低圧母線のコントローラセンタからモニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置を経由して所内電源を受電している。</p> <p>所内電源が喪失した場合は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置から継続して受電を行う。</p> <p>これらの電源供給は自動で行われることにより、運転員による操作は不要な設計とされている。</p>
<p>2 安全施設は、容易に操作することのできるものでなければならぬ。</p>	<p>2 第2項に規定する「容易に操作することのできる」とは、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にも</p>	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーションは通常運転時、非常用低圧母線のコントローラセンタからモニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置を経由して所内電源を受電</p>

設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
	<p>たらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。</p>	<p>している。 所内電源が喪失した場合は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電源装置から継続して受電を行う。</p> <p>これらの電源供給は自動で行われることにより、運転員による操作は不要な設計とされている。</p>
<p>(安全施設) 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならぬ。</p>	<p>第12条 (安全施設) 1 第1項に規定する「安全機能の重要度」に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。</p>	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電源装置及び非常用発電機の重要度分類指針に基づく重要度分類は「MS-3」に該当し、MS-3に対する要求に適合した設計とする。</p>
<p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同</p>	<p>3 第2項に規定する「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、上記の指針を踏まえ、以下に示す機能を有するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能 	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電源装置及び非常用発電機の重要度分類指針に基づく重要度分類は「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当しない。</p>

設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
<p>じ。)が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならぬ。</p>	<p>原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 原子炉停止後における除熱のための残留熱除去機能、二次系からの除熱機能、二次系への補給水機能 原子炉内高圧時における注水機能 原子炉内低圧時における注水機能 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能 格納容器の冷却機能 格納容器内の可燃性ガス制御機能 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 非常用の交流電源機能 非常用の直流電源機能 非常用の計測制御用直流電源機能 補機冷却機能</p>	<p>適合性</p>

設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮すること</p>	<p>規則の解釈（該当箇所の抜粋）</p> <p>冷却用海水供給機能 原子炉制御室非常用換気空調機能 圧縮空気供給機能 二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれ別の系統について多重性又は多様性を要求する安全機能 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能 事故時の原子炉の停止状態の把握機能 事故時の炉心冷却状態の把握機能 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能 事故時のプラント操作のための情報の把握機能</p>	
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮すること</p>	<p>6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、そ</p>	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置はモニタリングポスト又はモニタリングステーション</p>

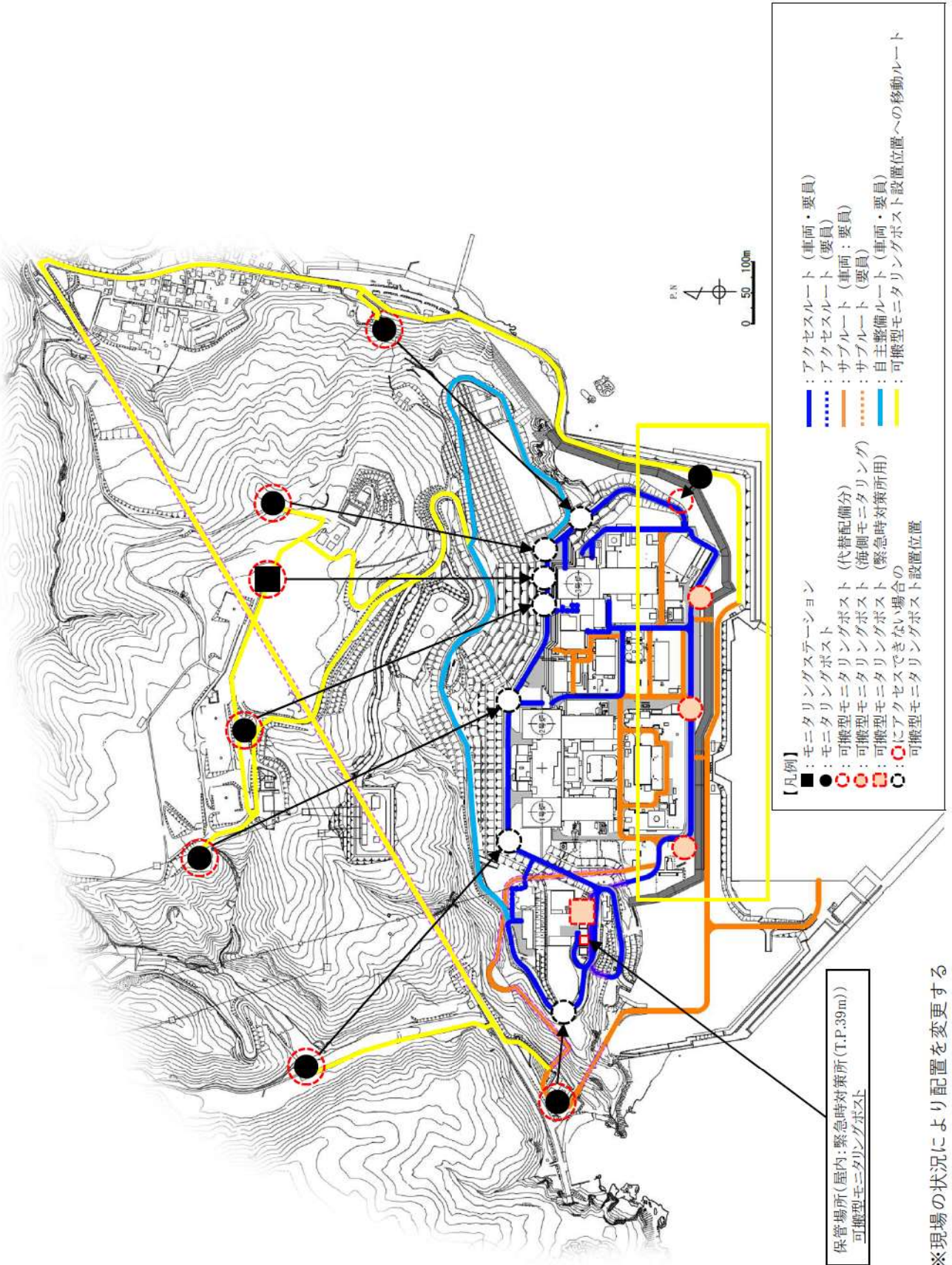
設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
<p>ができるものでなければならぬ。</p>	<p>の機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。</p>	<p>の局舎内に、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の非常用発電機は非常用発電機専用の局舎内に設置されており、通常運転時、運転時の過渡変化時及び設計基準事故時に想定される温度、放射線量等の環境条件による悪影響を受けない。その他、自然現象により影響を受けた場合でも代替措置により、機能を喪失しない設計とする。</p>
<p>4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならぬ。</p>	<p>7 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のパイプ系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む 	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中にモニタリングポスト及びモニタリングステーションの実負荷による試験、検査が可能な設計とする。</p>

設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
	<p>む。) ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p>	
<p>5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならぬ。</p>	<p>10 第5項に規定する「蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物」とは、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下等によって発生する飛散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損又は機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。また、上記の「発生する飛散物」の評価については、「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）等によること。</p>	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機はモニタリングポスト又はモニタリングステーションの局舎内などに設置されており、原子炉建屋内のポンプ、その他機器又は配管の損壊に伴う飛散物により安全性を損なうことはない。また、蒸気タービン及び発電機については、飛来物が発生する可能性を十分低く抑えるとともに、破損を想定しても他の設備の機能が損なわれる可能性を低くする設計としている。</p>
<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発</p>	<p>11 第6項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」にお</p>	<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び非常用発電機は重要度分類指針に基づく重要度分</p>

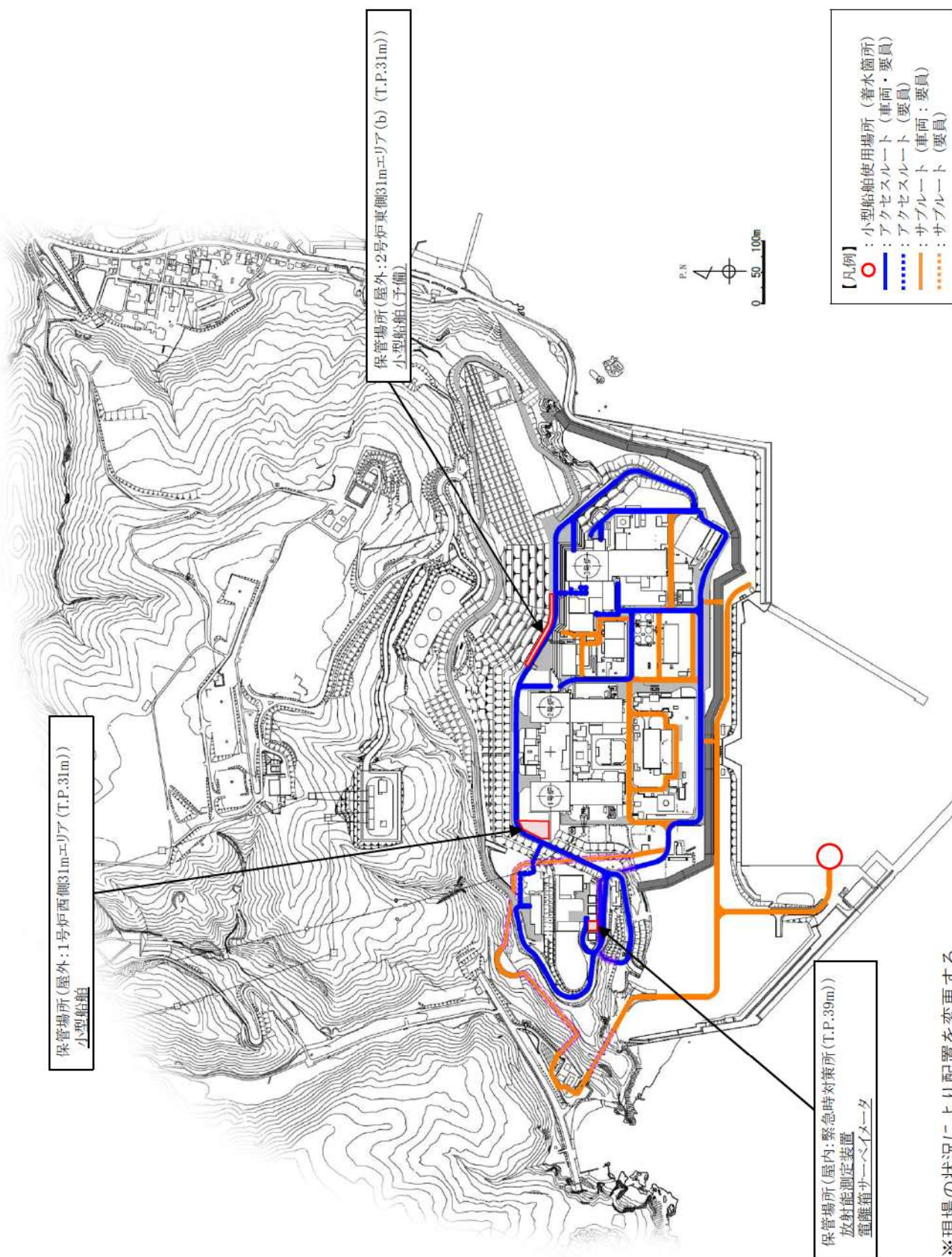
設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
<p>電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>規則の解釈（該当箇所の抜粋） いてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構造物等を対象とする。</p>	<p>類は「MS-3」に該当し、「重要安全施設」には該当しない。</p>
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわなければならないものではない。</p>		<p>モニタリングポスト及びモニタリングステーションは発電所で共用されており、1号炉及び3号炉から受電可能だが、1号炉及び3号炉から同時に受電することはなく、安全性を損なうものではない。</p>

60-7 アクセスルート図

泊発電所3号炉 重大事故時等アクセスルート図(第60条関係)[屋外](1)

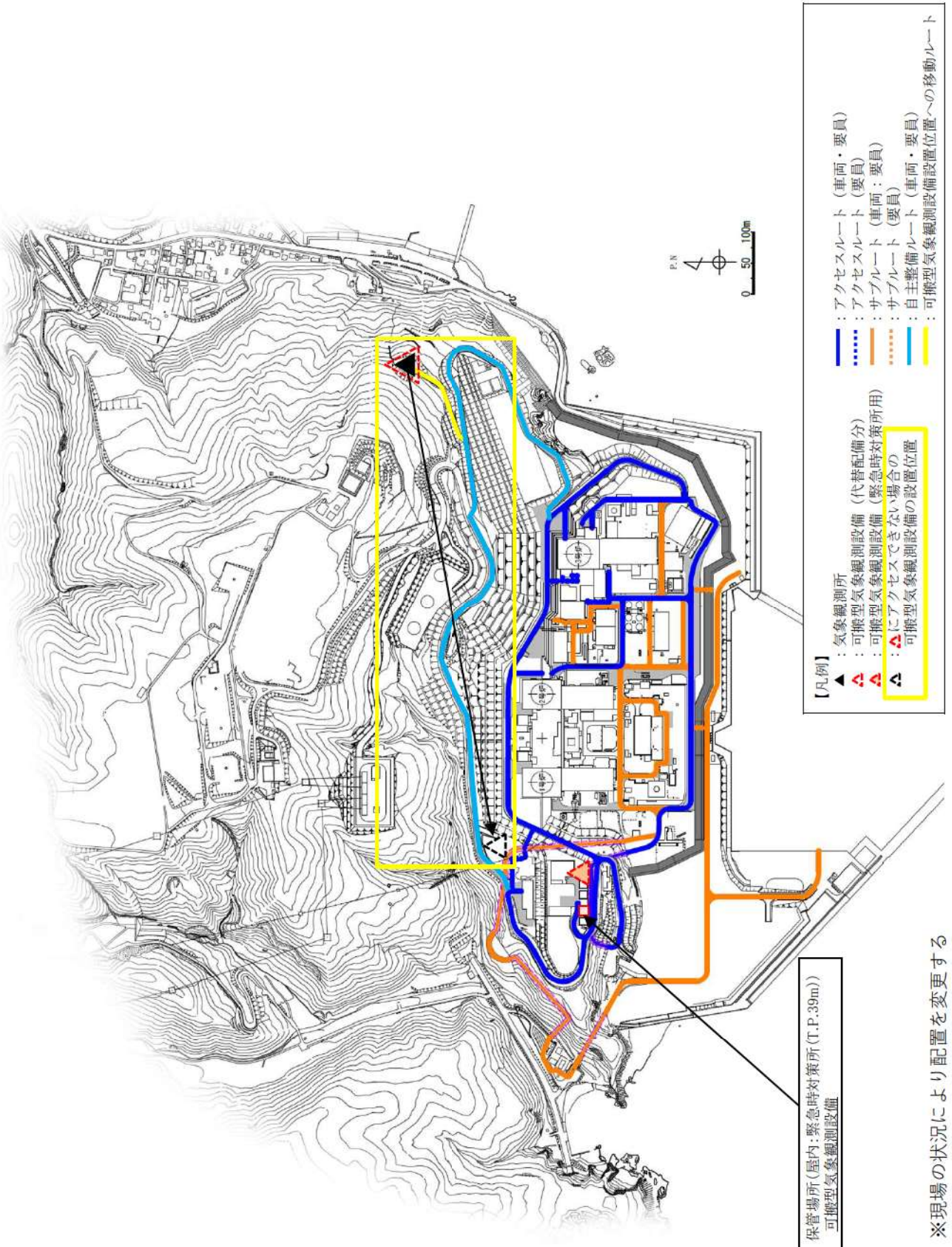


泊発電所3号炉 重大事故時等アクセスルート図(第60条関係)[屋外](2)



※現場の状況により配置を変更する

泊発電所3号炉 重大事故時等アクセスルート図(第60条関係)[屋外](3)



泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA61H r.7.0
提出年月日	令和5年3月31日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

61条

令和5年3月
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。

目次

- 61 条
- 61-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 61-2 配置図
- 61-3 試験・検査説明資料
- 61-4 系統図
- 61-5 容量設定根拠
- 61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 61-7 アクセスルート図
- 61-8 適合状況説明資料（補足説明資料）
- 61-9 適合状況説明資料（補足説明資料 通信連絡設備）

6 1 - 1 S A設備 基準適合性一覽

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第61条 緊急時対策所		緊急時対策所遮へい	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	C	[補足説明資料]61-2配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	遮蔽 (主要部分の断面寸法の確認が可能) (外観の確認が可能)	K	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	Ba2	[補足説明資料]61-2配置図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【居住性の確保】 他設備から独立 (緊急時対策所建屋と一体のコンクリート構造物)	A c	[補足説明資料]61-2配置図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
			その他(飛散物)	対象外	/	-
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外(遮へい)	/	[補足説明資料]61-5容量設定根拠
			共用の禁止	(共用しない)	-	-
		第3号	共通要因故障防止	【居住性の確保】 緩和設備／同一目的のSA設備あり／屋外 (中央制御室と位置的分散)	/	-
	サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第61条 緊急時対策所		圧力計	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(緊急時対策所)	B d	[補足説明資料]61-2配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備(模擬入力による機能・性能の確認(特性確認)が可能)(校正が可能)	J	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない(切替せず使用)	Ba2	[補足説明資料]61-4系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【居住性の確保】 他設備から独立	A c	[補足説明資料]61-4系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
			その他(飛散物)	対象外	/	-
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-	
	第2項	第3号	共通要因故障防止	【居住性の確保】 防止・緩和以外/同一目的のSA設備なし	/	-
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-
			常設SAの容量	SA設備単独で系統の目的に応じ使用(緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できる設計)	C	-
第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第61条 緊急時対策所		データ収集計算機	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他 (原子炉補助建屋)	B d	[補足説明資料]61-2配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信設備 (機能・性能の確認が可能) (外観の確認が可能)	L	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	Bb	[補足説明資料]61-4系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【情報収集】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[補足説明資料]61-4系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
			その他(飛散物)	対象外	/	-
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外 (発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計)	/	[補足説明資料] 61-9 適合状況説明資料
			共用の禁止	(共用しない)	-	-
		第3号	共通要因故障防止	【情報収集】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第61条 緊急時対策所		ERS S 伝送サーバ	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	C/V以外の屋内-その他 (原子炉補助建屋)	B d	[補足説明資料]61-2配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	対象外 (操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信設備 (機能・性能の確認が可能) (外観の確認が可能)	L	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	Bb	[補足説明資料]61-4系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【通信連絡】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[補足説明資料]61-4系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
			その他(飛散物)	対象外	/	-
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外 (発電所外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計)	/	[補足説明資料] 61-9 適合状況説明資料
			共用の禁止	(共用しない)	-	-
		第3号	共通要因故障防止	【情報収集】 緩和設備／同一目的のSA設備なし	/	-
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第61条 緊急時対策所		データ表示端末	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(緊急時対策所)	B d	[補足説明資料]61-2配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	現場操作 (操作スイッチ操作:付属のスイッチにより操作可能) (接続作業:通信ケーブルを確実に接続できる)	A⑦ A⑩	[補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	通信設備 (機能・性能の確認が可能) (外観の確認が可能)	L	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	Bb	[補足説明資料]61-4系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【情報収集】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[補足説明資料]61-4系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
			その他(飛散物)	対象外	/	-
	第6号	設置場所	現場操作 (操作は緊急時対策所内で可能)	A a	[補足説明資料]61-2配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外 (発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計)	/	[補足説明資料] 61-9 適合状況説明資料
			第2号	共用の禁止	(共用しない)	-
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【情報収集】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/
サポート系要因	対象外(サポート系なし)			/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第61条 緊急時対策所		可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン	類型化区分	関連資料	
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(空調上屋内)	B d	[補足説明資料]61-2配置図
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
		海水	対象外(海水を通さない)	/	-
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性 (工具確保:一般的な工具)	現場操作 (操作スイッチ操作:緊急時対策所内の操作スイッチによる操作が可能) (接続作業:確実にダクトとの接続が可能)	A⑤ A⑦ A⑩	[技術的能力]添付資料1.18.2 [補足説明資料]61-2配置図
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ファン (機能・性能の確認が可能) (分解が可能)	A	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	Ba2	[補足説明資料]61-4系統図
	第5号	系統設計	【居住性の確保】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]61-4系統図
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)		高速回転機器 (今回配備)	B	-	
第6号	設置場所	現場操作 (操作は緊急時対策所内で可能)	A b	[補足説明資料]61-2配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	その他 (対策要員の稼働を低減し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持できる容量) (保有数は2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	C	[補足説明資料]61-5容量設定根拠 [補足説明資料] 61-8 適合状況説明資料
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (可搬型設備への接続のみ)	/	-
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]61-2配置図
	第5号	保管場所	緩和設備/同一目的のSA設備あり/中央制御室と位置的分散を考慮して空調上屋に保管	A b	[補足説明資料]61-2配置図
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]61-7アクセスルート図
	第7号	共通要因故障防止	【居住性の確保】 緩和設備/同一目的のSA設備あり/屋外 中央制御室と位置的分散を考慮して空調上屋に保管	/	-
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第61条 緊急時対策所		可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他 (空調上屋内)	B d	[補足説明資料]61-2配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-	
		海水	対象外(海水を通さない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	現場操作 (工具確保:一般的な工具) (接続作業:確実にダクトとの接続が可能)	A⑤ A⑩	[技術的能力]添付資料1.18.2 [補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	空調ユニット (機能・性能の確認が可能) (差圧確認が可能) (分解が可能) (フィルタの取外しが可能)	E	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	Ba2	[補足説明資料]61-4系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【居住性の確保】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]61-4系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	
第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	[補足説明資料]61-2配置図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	その他 (対策要員の稼働を低減し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持できる容量) (十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計) (保有数は2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	C	[補足説明資料]61-5容量設定根拠 [補足説明資料] 61-8 適合状況説明資料	
	第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	[補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-	
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]61-2配置図	
	第5号	保管場所	緩和設備/同一目的のSA設備あり/中央制御室と位置的分散を考慮して空調上屋に保管	A b	[補足説明資料]61-2配置図	
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]61-7アクセスルート図	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【居住性の確保】 緩和設備/同一目的のSA設備あり/屋外 中央制御室と位置的分散を考慮して空調上屋に保管	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第61条 緊急時対策所		空気供給装置(空気ポンプ)	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(空調上屋内)	B d	[補足説明資料]61-2配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	現場操作 (弁操作:緊急時対策所内の手動操作バルブにより確実に過圧操作ができる) (接続作業:確実に接続が可能)	A⑨ A⑩	[技術的能力]添付資料1.18.2 [補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	容器 (機能・性能及び漏えいの確認が可能)	C	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	Ba2	[補足説明資料]61-4系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【居住性の確保】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	-
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可)	A a	[補足説明資料]61-2配置図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	その他 (対策要員の線量を低減し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持できる容量) (放射性物質の放出時間が10時間であることを踏まえて、十分な余裕を持つ容量) (緊急時対策所内を加压するために必要な容量の空気ポンプを保有し、故障時及び保守点検時のバックアップを1個)	C	[補足説明資料]61-5容量設定根拠 [補足説明資料]61-8 適合状況説明資料	
	第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格	C	[補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-	
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]61-2配置図	
	第5号	保管場所	緩和設備/同一目的のSA設備なし/屋内	A b	[補足説明資料]61-2配置図	
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]61-7アクセスルート図	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【居住性の確保】 緩和設備/同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第61条 緊急時対策所		酸素濃度・二酸化炭素濃度計	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	C/V以外の屋内-その他(緊急時対策所)	B d	[補足説明資料]61-2配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	現場操作 (運搬設置：人が携行して移動可能) (操作スイッチ操作：付属の操作スイッチにより確実に操作できる)	A④ A⑦	[補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (模擬入力による機能・性能の確認(特性確認)が可能) (校正が可能)	J	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	Bb	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【居住性の確保】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	-
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	
第6号	設置場所	現場操作 (操作は緊急時対策所内で可能)	A a	[補足説明資料]61-2配置図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	その他 (緊急時対策所内の居住環境の基準値の範囲を測定できる測定範囲を持つもの) (保有数は1セット2個、故障時及び保守点検時のバックアップとして2個の合計4個)	C	[補足説明資料] 61-8 適合状況説明資料	
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (接続なし)	/	-	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-	
	第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	[補足説明資料]61-2配置図	
	第5号	保管場所	緩和設備／同一目的のSA設備なし／屋内	A a	[補足説明資料]61-2配置図	
	第6号	アクセスルート	対象外(アクセス不要)	/	[補足説明資料]61-7アクセスルート図	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【居住性の確保】 緩和設備／同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第61条 緊急時対策所		緊急時対策所可搬型エリアモニタ	類型化区分	関連資料		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	C/V以外の屋内-その他(緊急時対策所)	B d	[補足説明資料]61-2配置図
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	【居住性の確保】 現場操作 (運搬設置：人力により運搬、移動できる設計) (操作スイッチ操作：付属の操作スイッチにより現場で操作可能) (接続作業：コネクタ接続による接続)	A⑥ A⑦ A⑩	[補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (校正用線源による機能・性能の確認(特性確認)が可能) (校正が可能)	J	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない (切替せず使用)	Ba2	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【居住性の確保】 他設備から独立 (他の設備から独立して使用可能)	A c	-
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
			その他(飛散物)	対象外	/	-
	第6号	設置場所	現場操作 (操作は緊急時対策所内で可能)	A a	[補足説明資料]61-2配置図	
第3項	第1号	可搬SAの容量	その他 (緊急時対策所内の放射線量の測定が可能な計測範囲) (保有数は2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計4台)	C	[補足説明資料]61-5容量設定根拠 [補足説明資料] 61-8 適合状況説明資料	
	第2号	可搬SAの接続性	対象外 (接続なし)	/	-	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-	
	第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	[補足説明資料]61-2配置図	
	第5号	保管場所	緩和設備／同一目的のSA設備なし／屋内	A a	[補足説明資料]61-2配置図	
	第6号	アクセスルート	対象外(アクセス不要)	/	[補足説明資料]61-7アクセスルート図	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【居住性の確保】 緩和設備／同一目的のSA設備なし	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	

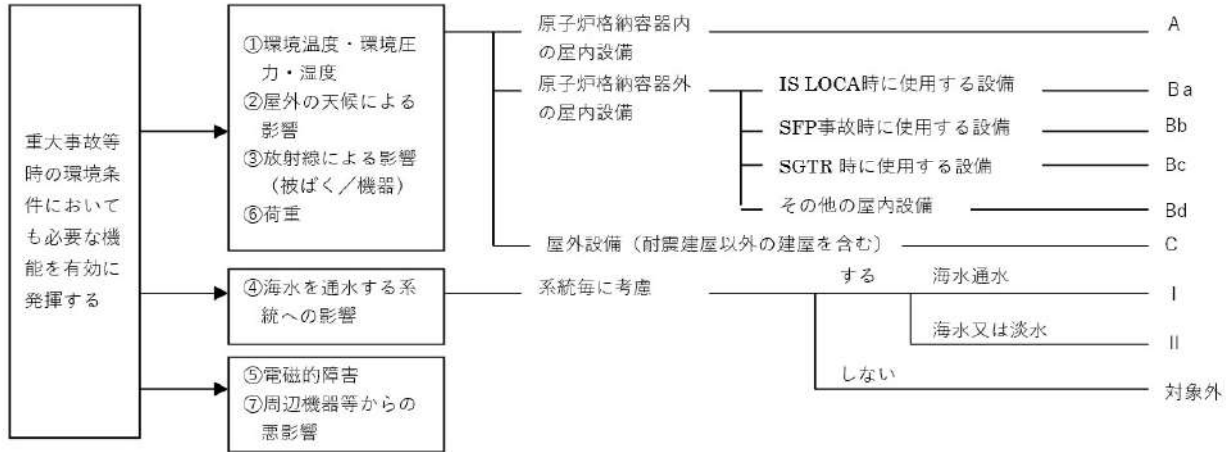
・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

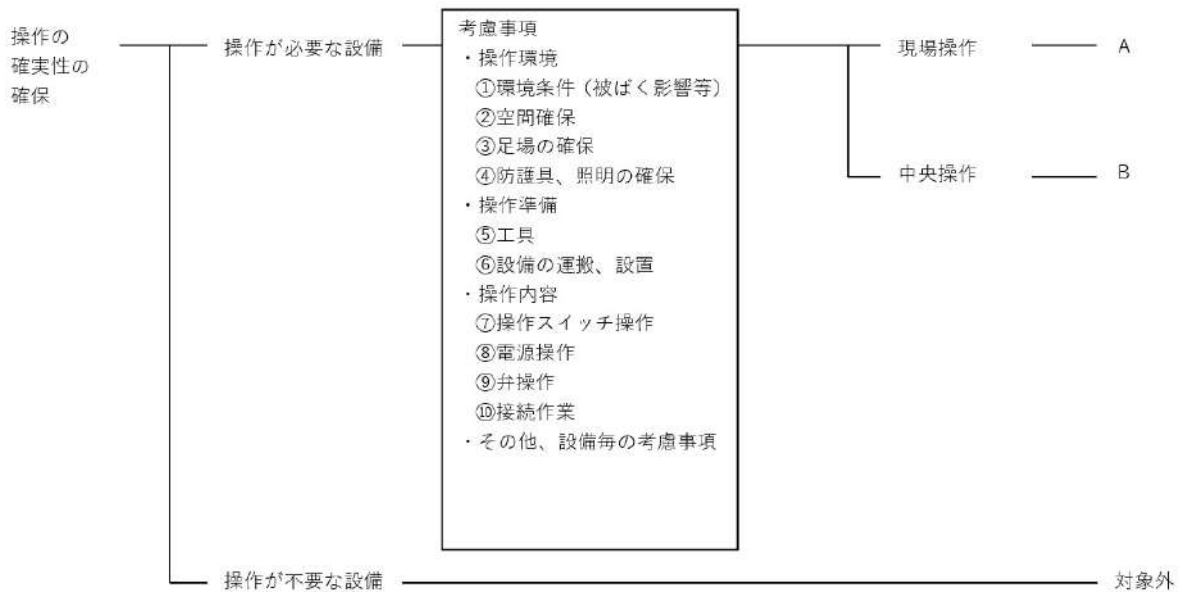
第61条 緊急時対策所		緊急時対策所用発電機	類型化区分	関連資料		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	C	[補足説明資料]61-2配置図	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	現場操作 (工具確保:一般的な工具) (運搬設置:車両により運搬、移動できる、車輪止めにより固定) (操作スイッチ操作:付属の操作スイッチにより現場で操作可能) (電源操作:遮断器操作にて速やかに切替えられる) (接続作業:ボルト、ネジ接続により確実に接続できる)	A⑤ A⑥ A⑦ A⑧ A⑩	[技術的能力]添付資料1.18.3 [補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	内燃機関 発電機 (機能・性能の確認が可能) (分解が可能)	G H	[補足説明資料]61-3試験・検査説明資料	
	第4号	切り替え性	DB施設としての機能を有さない (遮断器を設置)	Ba1	[補足説明資料]61-4系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【代替電源設備からの給電】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[補足説明資料]61-4系統図
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない(固縛等により固定)	-	-
その他(飛散物)			高速回転機器 (今回配備)	B	-	
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可)	A a	[補足説明資料]61-2配置図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	その他 (1台で指揮所又は待機所それぞれに給電するために必要な容量) (保有数は2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして4台の合計6台)	C	[補足説明資料]61-5容量設定根拠 [補足説明資料] 61-8 適合状況説明資料	
	第2号	可搬SAの接続性	端子のボルト・ネジによる接続	A	[補足説明資料]61-2配置図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-	
	第4号	設置場所	SFP事故時に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	A	[補足説明資料]61-2配置図	
	第5号	保管場所	緩和設備/同一目的のSA設備あり/中央制御室と位置的分散を考慮して屋外に保管	A b	[補足説明資料]61-2配置図	
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルート	B	[補足説明資料]61-7アクセスルート図	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【居住性の確保】 緩和設備/同一目的のSA設備あり/屋外 中央制御室と位置的分散を考慮して屋外に保管	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

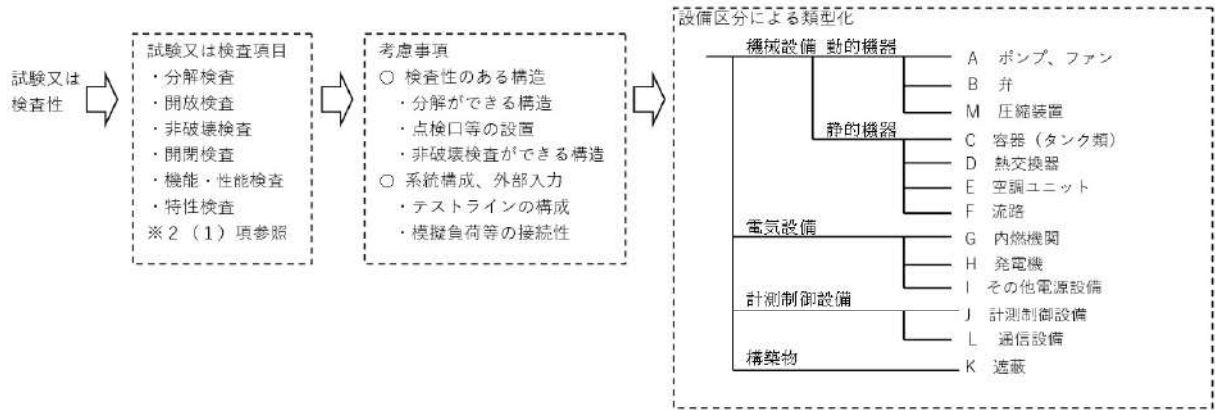
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号
重大事故等時の環境条件における健全性について



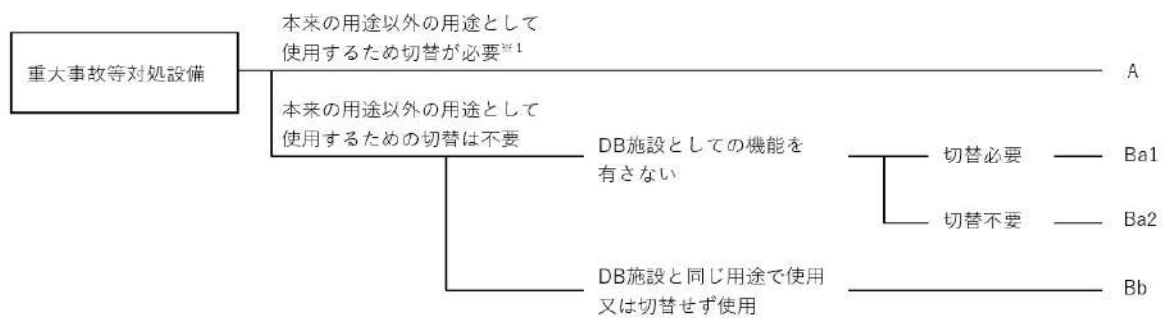
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第2号
操作の確実性について



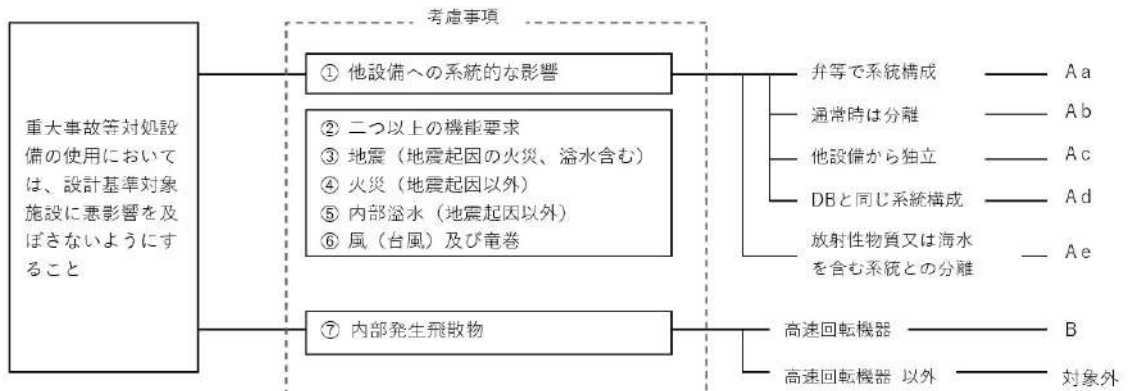
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号
試験又は検査性について



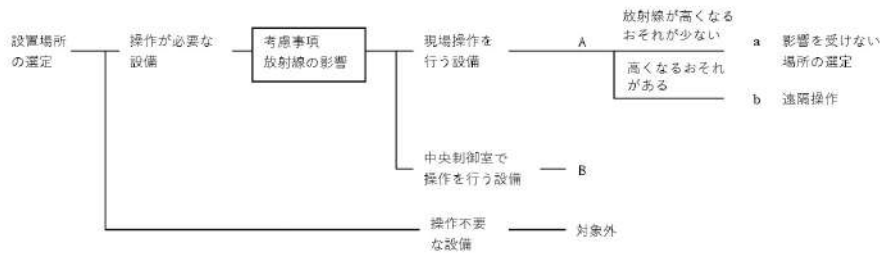
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号
切り替え性について



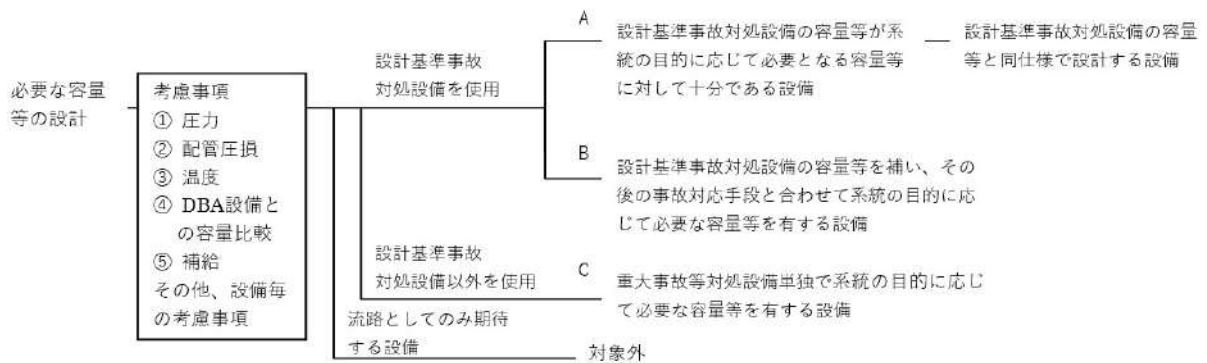
■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号
重大事故等対処設備の悪影響防止について



■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号
常設重大事故等対処設備の容量等について



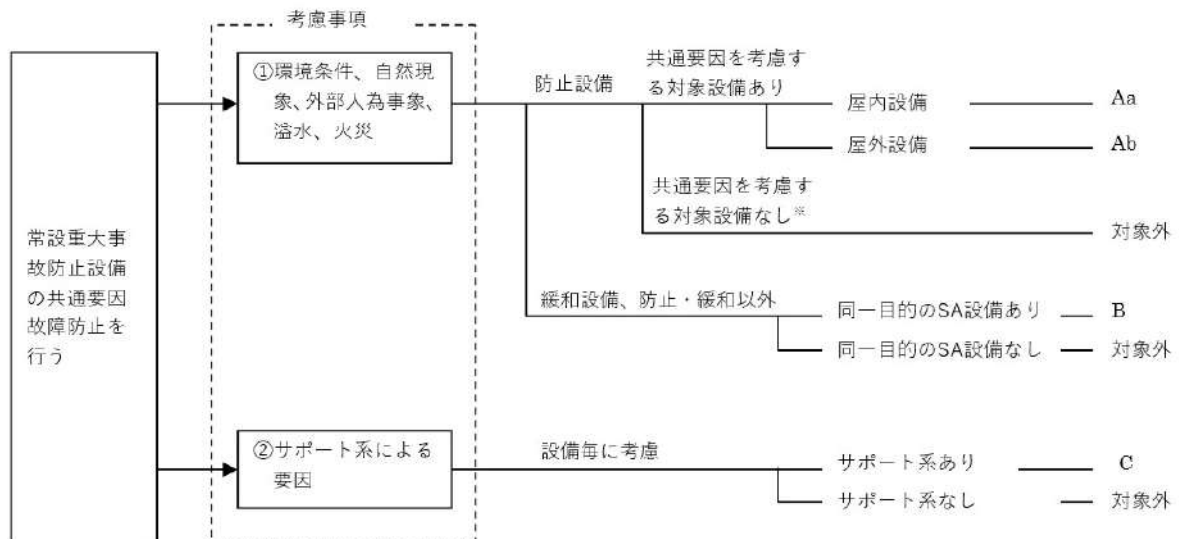
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号
常設重大事故等対処設備の容量等について



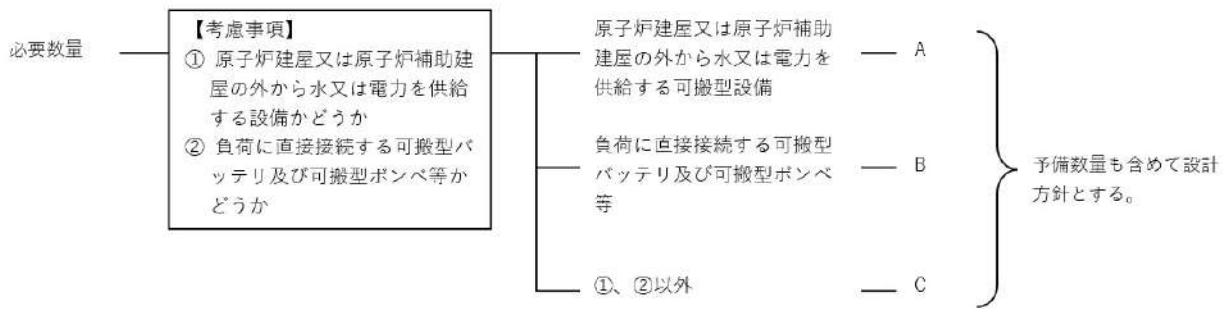
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号
発電用原子炉施設での共用の禁止について

区分	設計方針	関連資料	備考
-	2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	-	

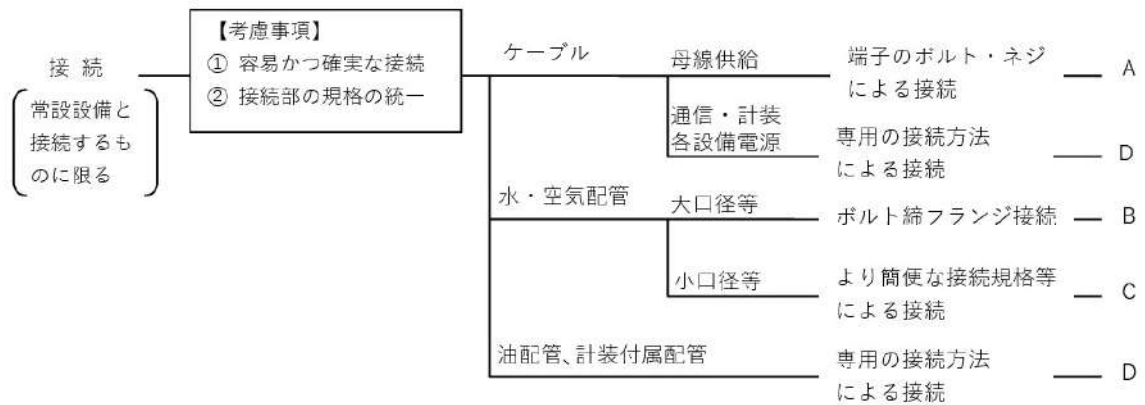
■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について



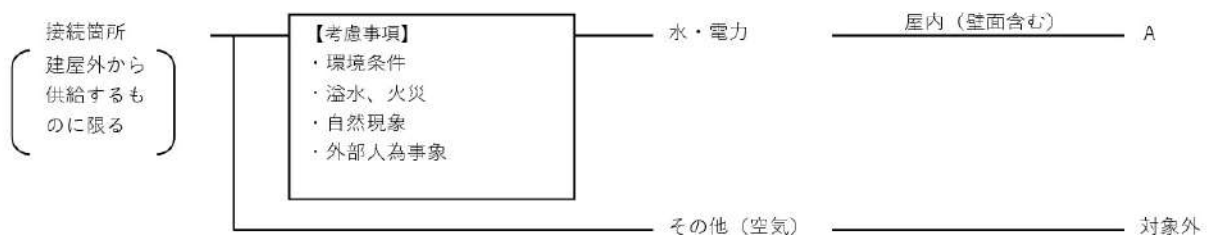
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号
可搬型重大事故等対処設備の容量等について



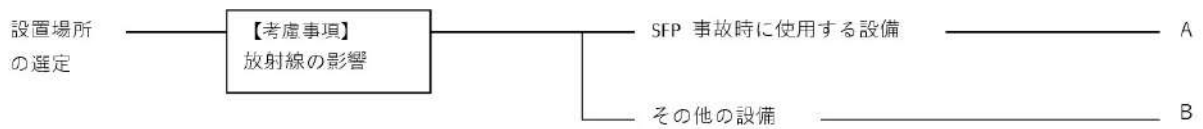
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号
可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について



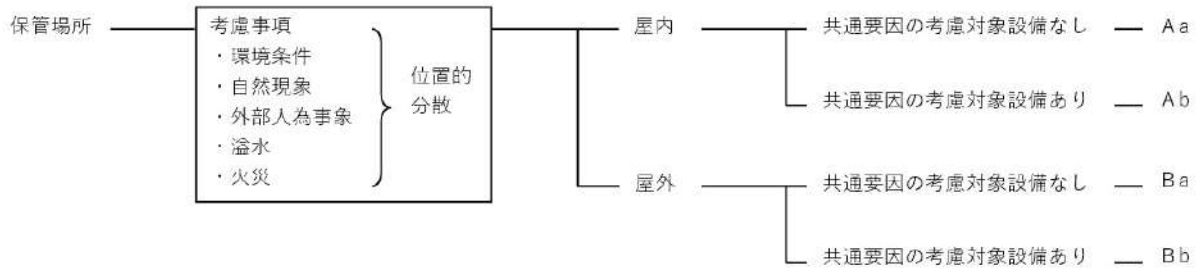
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号
異なる複数の接続箇所の確保について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について



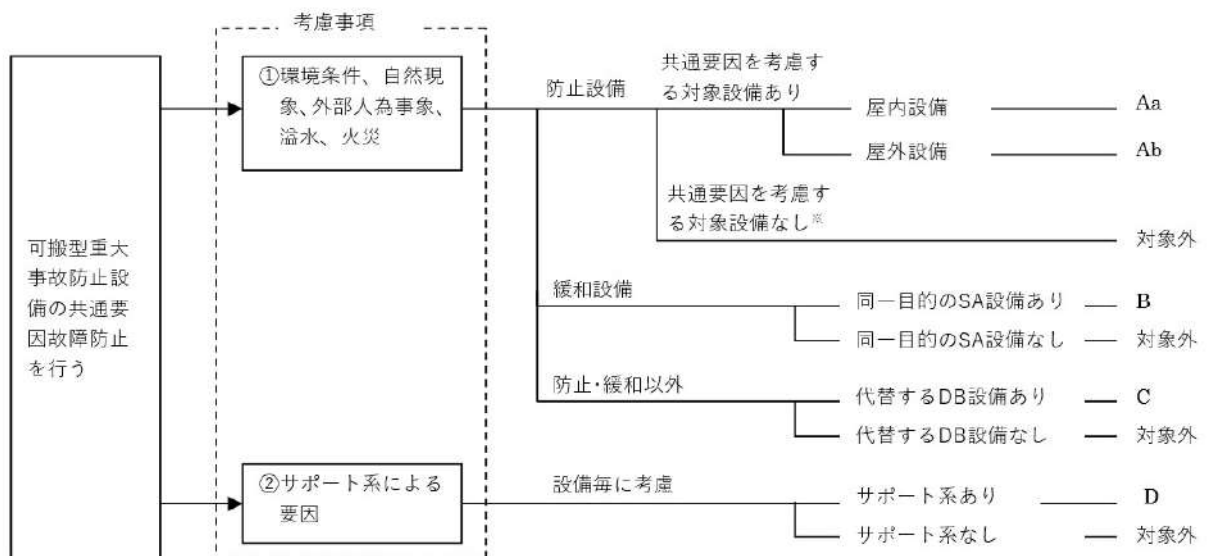
■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号
保管場所について



■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号
アクセスルートについて




■ 設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号
重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について

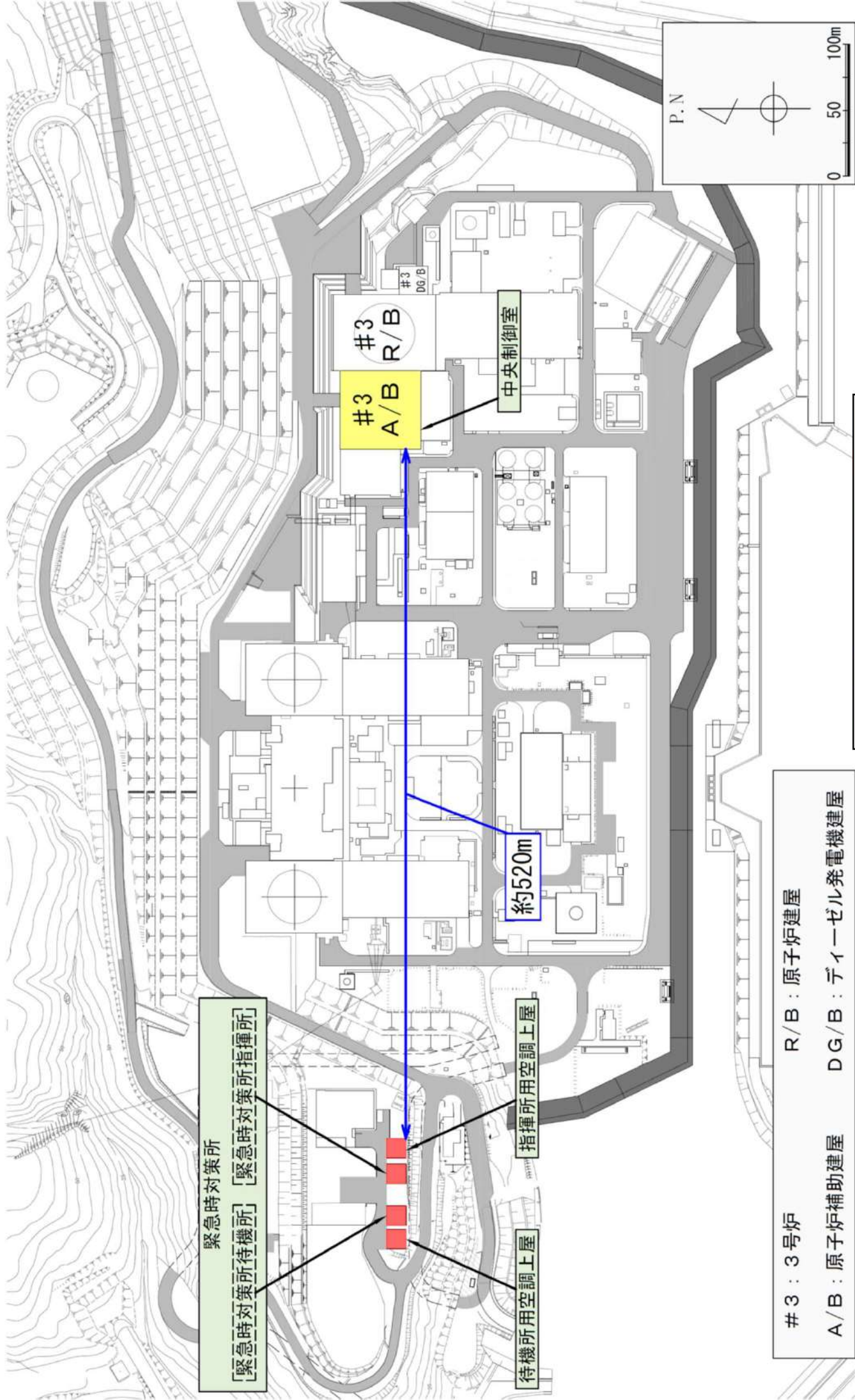


6 1 - 2 配置図

凡例

 : 設計基準事故対処設備等

 : 重大事故等対処設備



緊急時対策所
 [緊急時対策所待機所] [緊急時対策所指揮所]

待機所用空調上屋
 指揮所用空調上屋

約520m

中央制御室

#3 A/B

#3 R/B

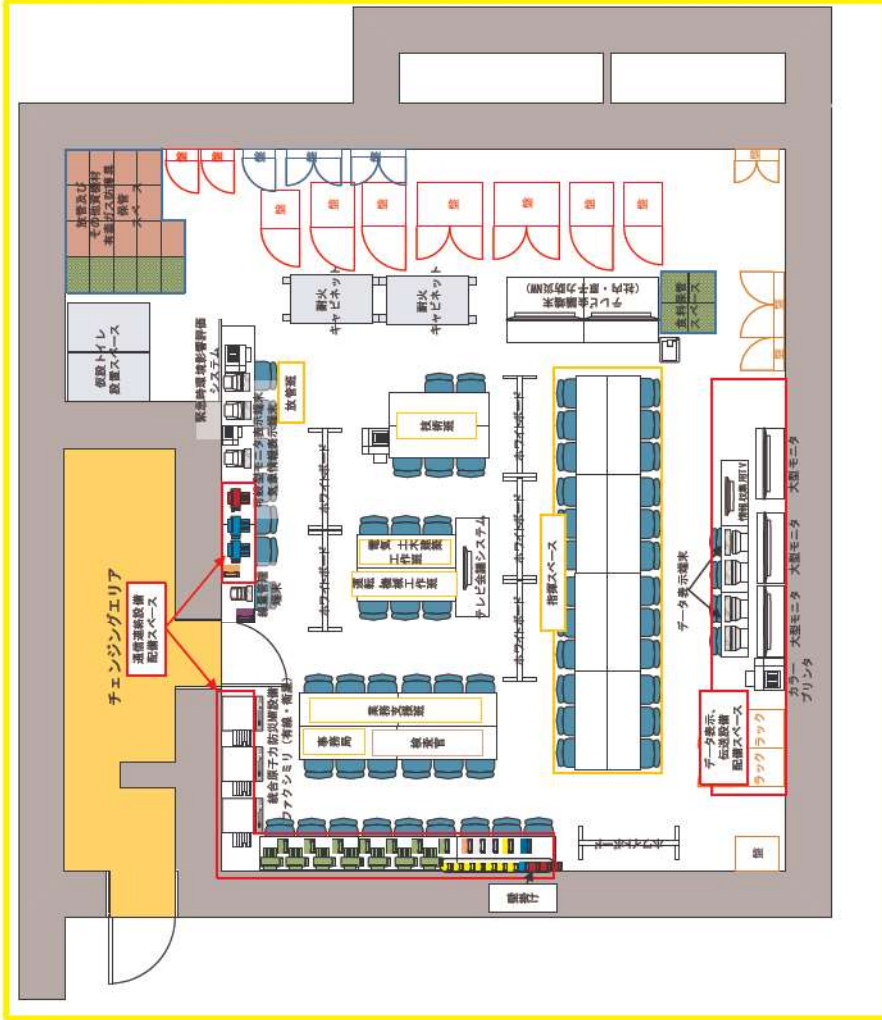
#3 DG/B

#3 : 3号炉
 A/B : 原子炉補助建屋
 R/B : 原子炉建屋
 DG/B : デイジーゼル発電機建屋

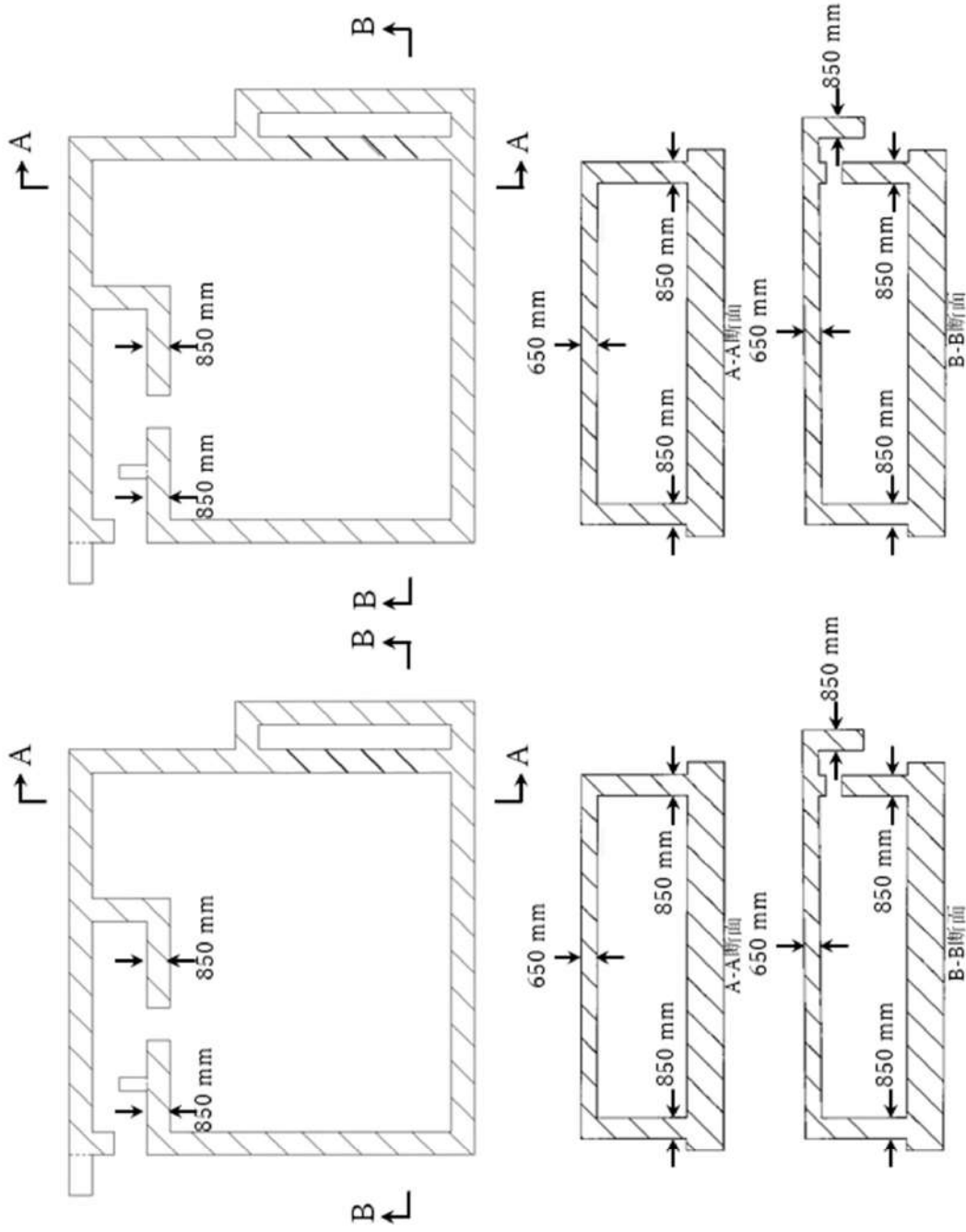
緊急時対策所配置図



緊急時対策所待機所



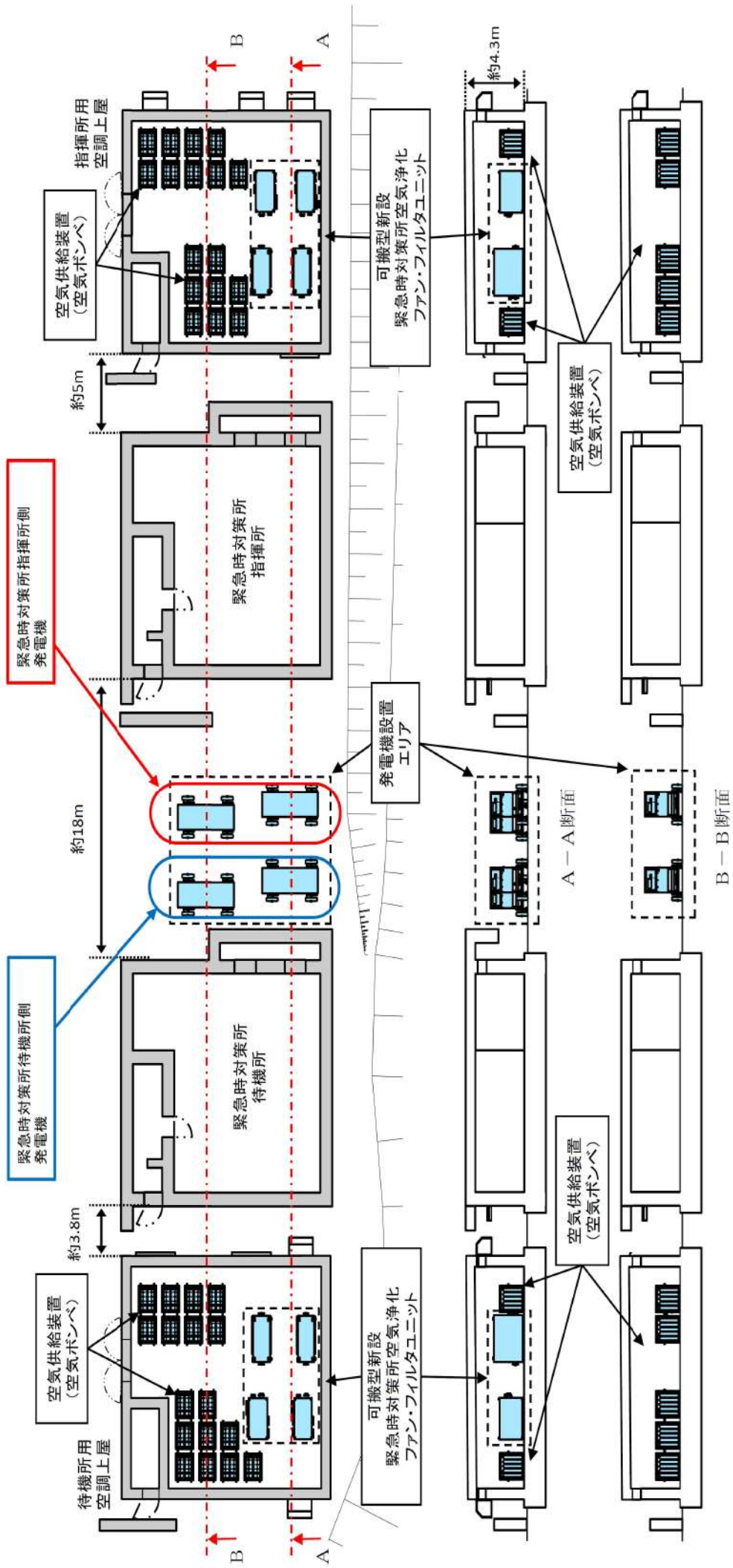
緊急時対策所指揮所



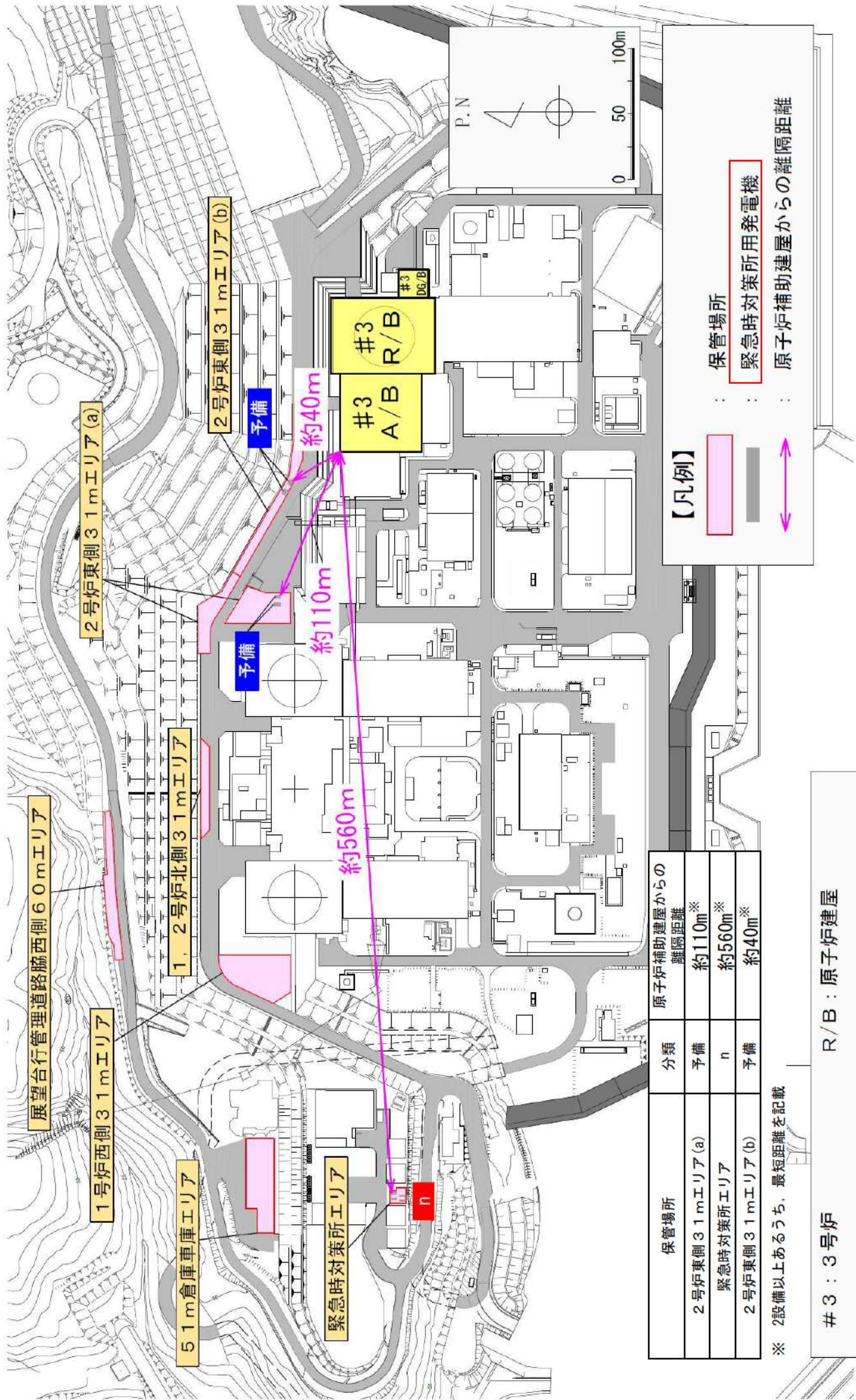
緊急時対策所待機所

緊急時対策所指揮所

緊急時対策所遮へい構造図



緊急時対策所 換気空調系配置図



保管場所	原子炉補助建屋からの 離隔距離
2号炉東側3.1mエリア(a)	約110m※
緊急時対策所エリア	約560m※
2号炉東側3.1mエリア(b)	約40m※

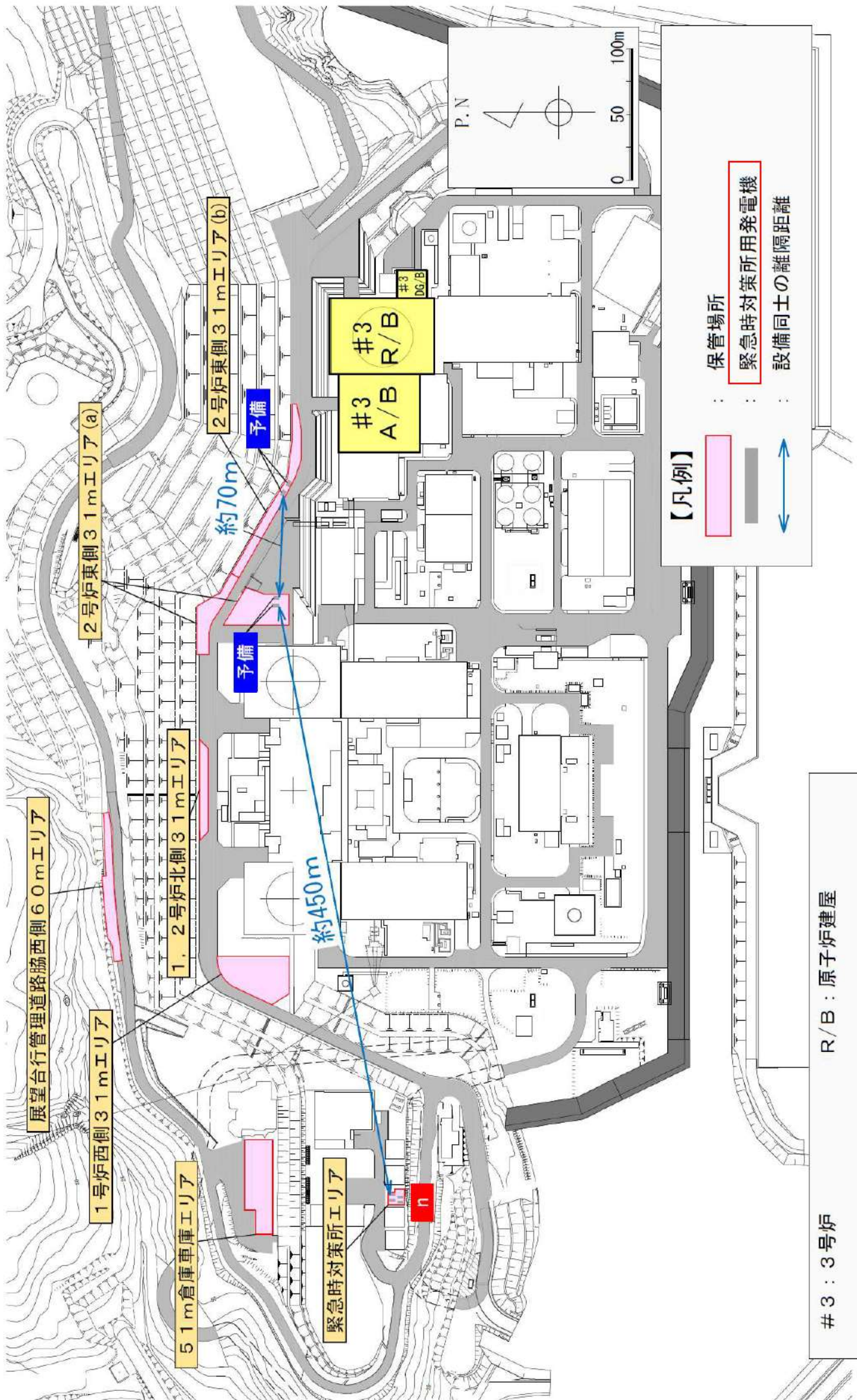
※ 2設備以上あるうち、最短距離を記載

3 : 3号炉
 A/B : 原子炉補助建屋 R/B : 原子炉建屋
 DG/B : ディーゼル発電機建屋

【凡例】

- : 保管場所
- : 緊急時対策所用発電機
- : 原子炉補助建屋からの離隔距離

緊急時対策所用発電機配置図 (1)

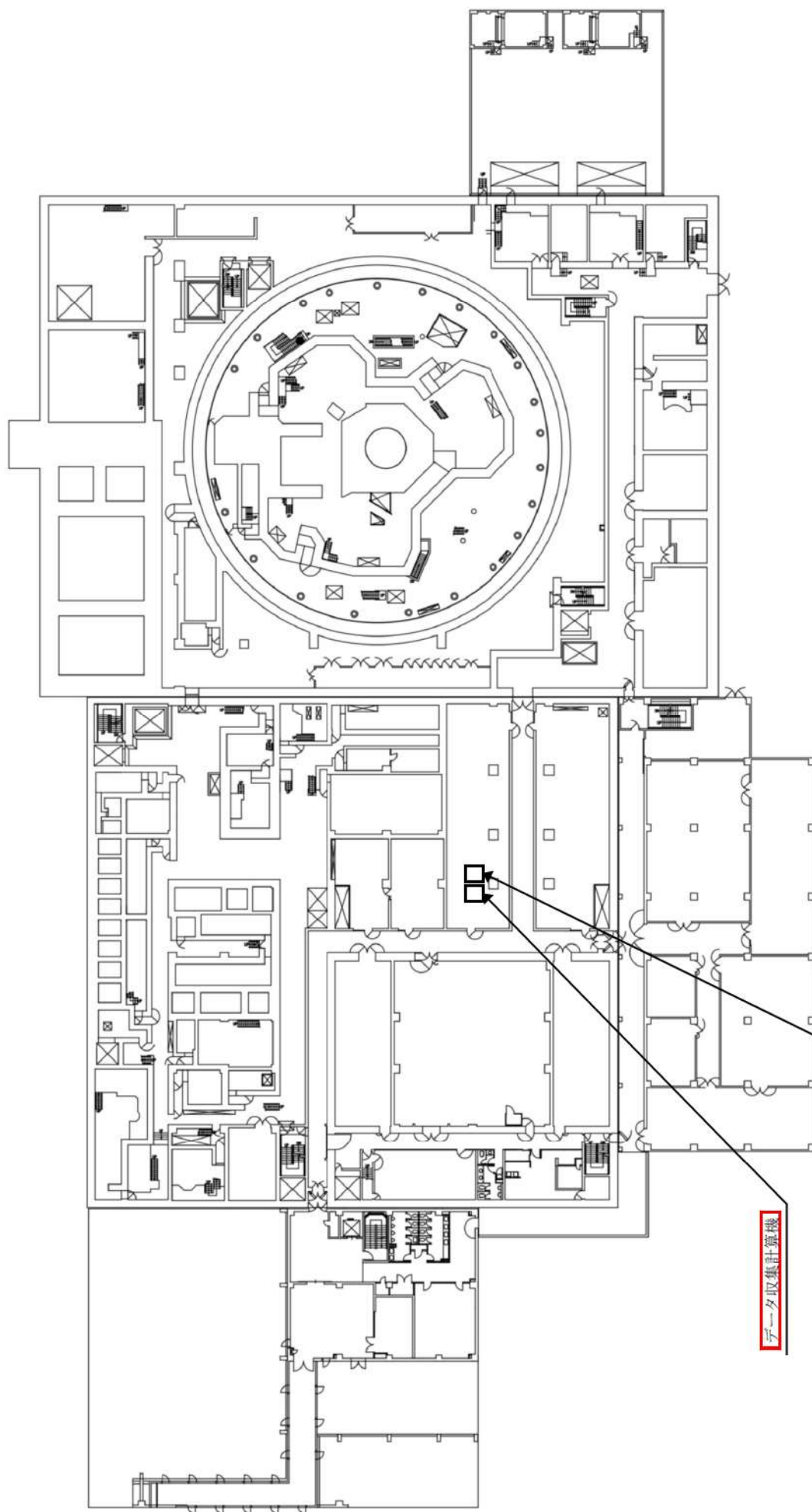


【凡例】

- 保管場所
- 緊急時対策所用発電機
- 設備同士の離隔距離

3 : 3号炉
 A/B : 原子炉補助建屋
 R/B : 原子炉建屋
 DG/B : ディーゼル発電機建屋

緊急時対策所用発電機配置図 (2)



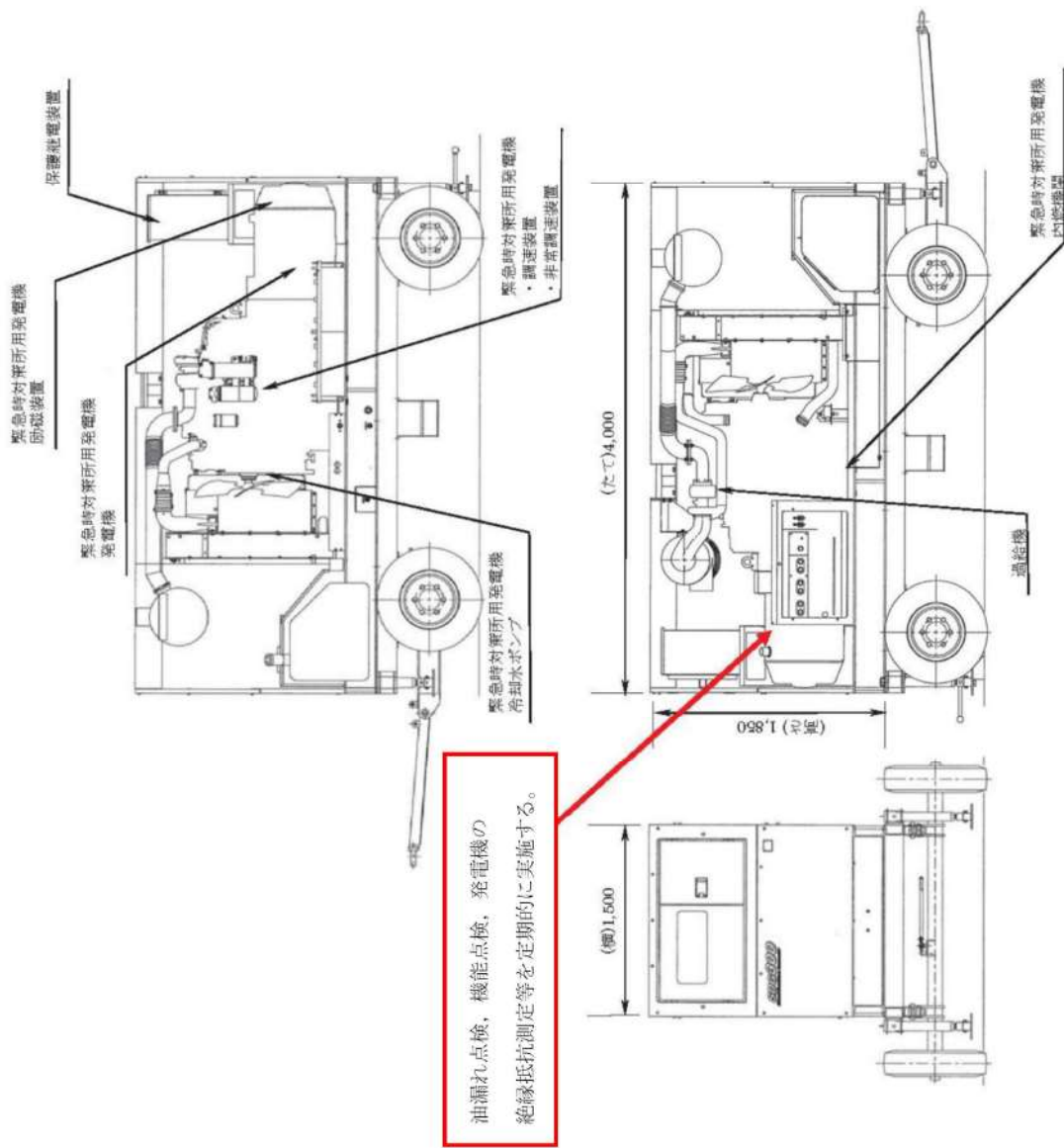
データ収集計算機

ERSS伝送サーバ

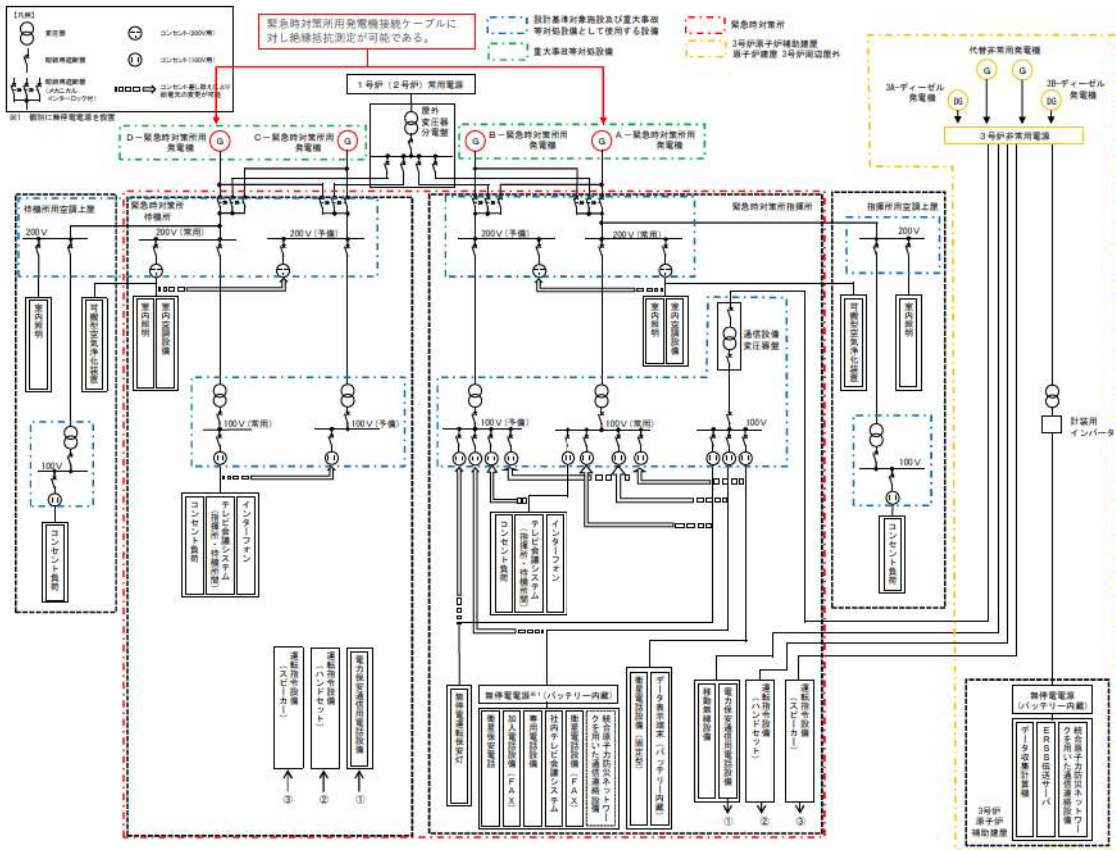
T.P. 17.8m

データ収集計算機, ERSS伝送サーバ 配置図

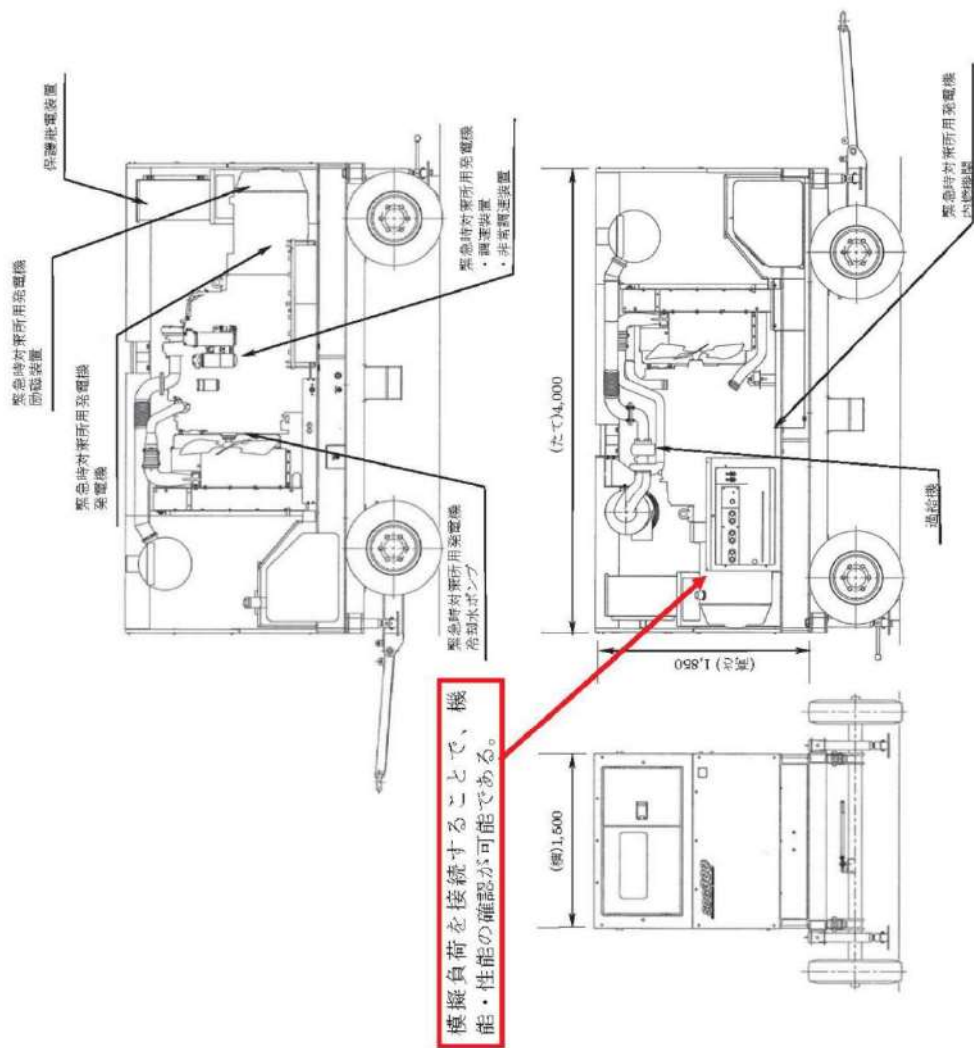
6 1 - 3 試験・検査説明資料



緊急時対策所用発電機 構造図



緊急時対策用発電機用ケーブル 試験系統図



緊急時対策用発電機 試験系統図 (模擬負荷による電源車の出力性能確認)

○緊急時対策所の気密性,正圧化に関する試験・検査性について

緊急時対策所の気密性,正圧化に関する点検及び検査は次の表及び図の通りである。

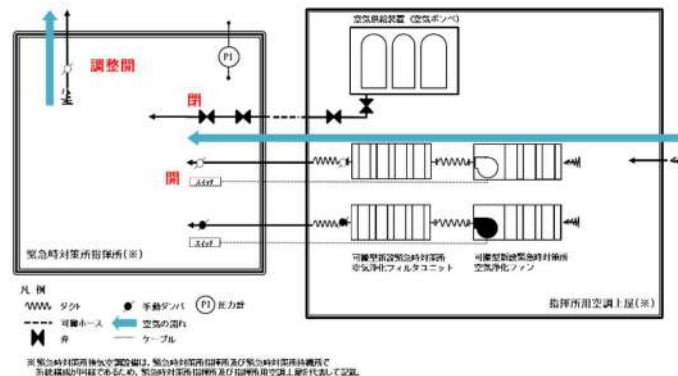
表 緊急時対策所の気密性、制圧化に関する試験・検査性

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	外観確認
	機能・性能検査	気密性、正圧化機能の確認 運転機能の確認

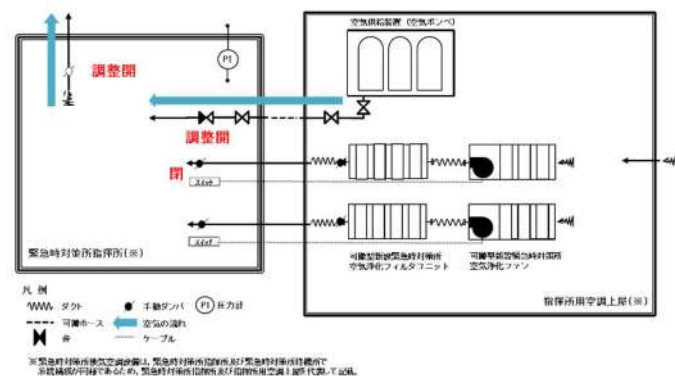
可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン,可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット,圧力計各々の点検を行うとともに,これら設備を組み合わせた状態で緊急時対策所の気密性,正圧化機能・性能が正常であることを確認する。

緊急時対策所の機能・性能検査は,緊急時対策所に対して,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により定格流量により緊急時対策所を規定差圧に正圧化できることを確認する。

また,緊急時対策所においては,機能・性能検査として空気供給装置の空気ポンベにより,規定流量の空気を緊急時対策所に供給した場合,緊急時対策所を正圧化できることを確認する。



換気空調設備の系統に関する点検（検査性）概略図
(プルーム通過前後)



緊急時対策所加圧設備による正圧化時の気密性、正圧化機能に関する
試験・検査性 概略図 (プルーム通過中)

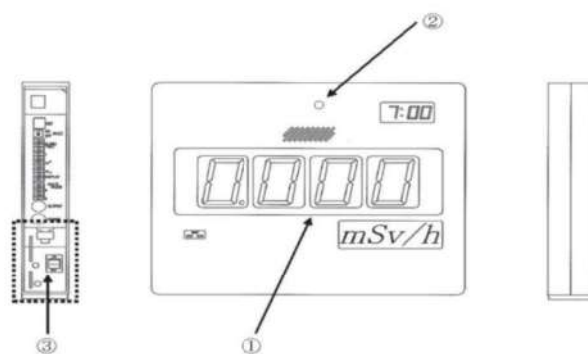
○酸素濃度・二酸化炭素濃度計の試験及び検査について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計外観図を以下に示す。

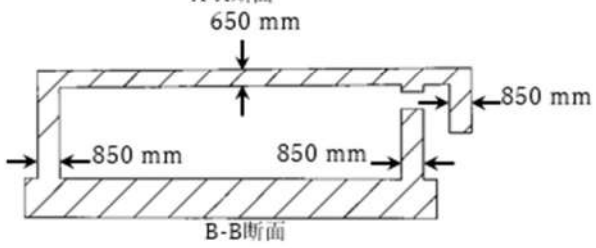
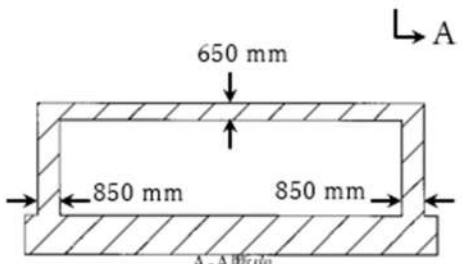
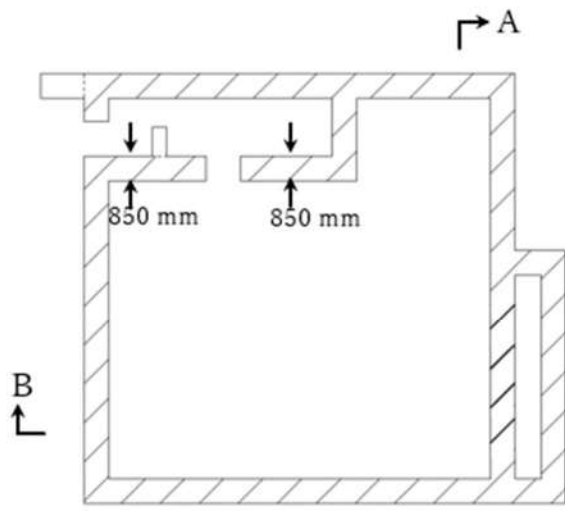


酸素濃度・二酸化炭素濃度計の外観図

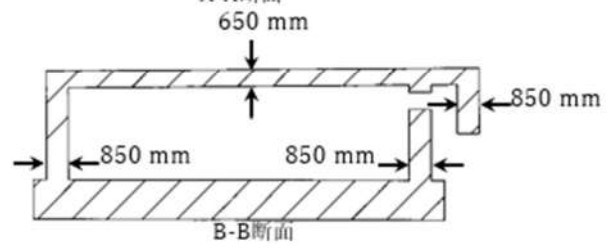
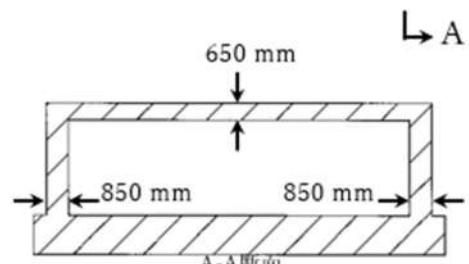
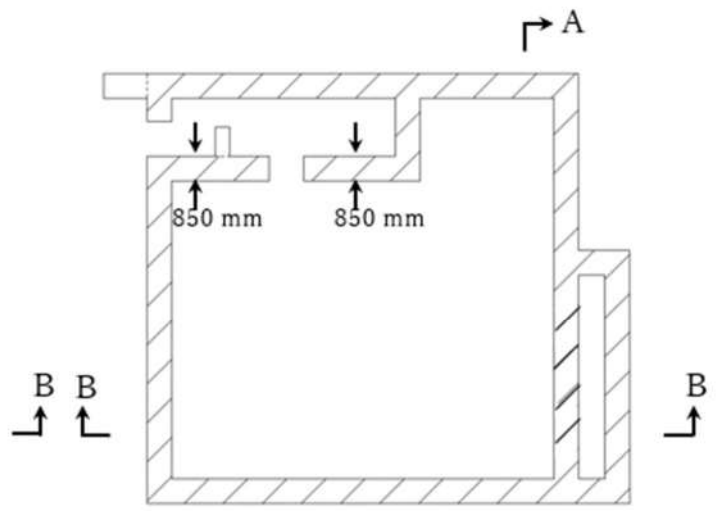


番号	名 称
1	本体 (表示部)
2	Si 半導体検出器 収納部
3	電源ユニット部

緊急時対策所可搬型エリアモニタ

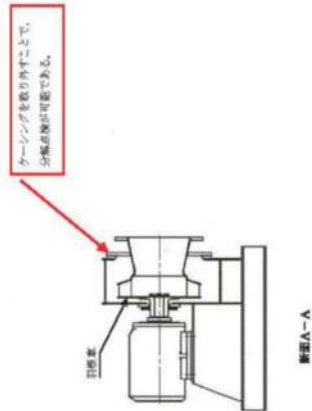
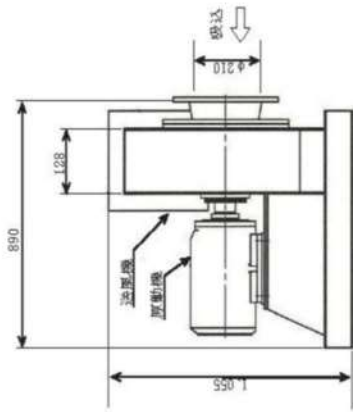
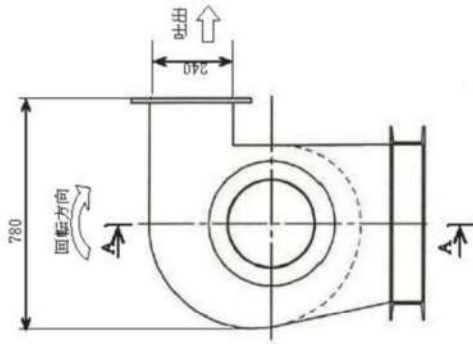


緊急時対策所指揮所

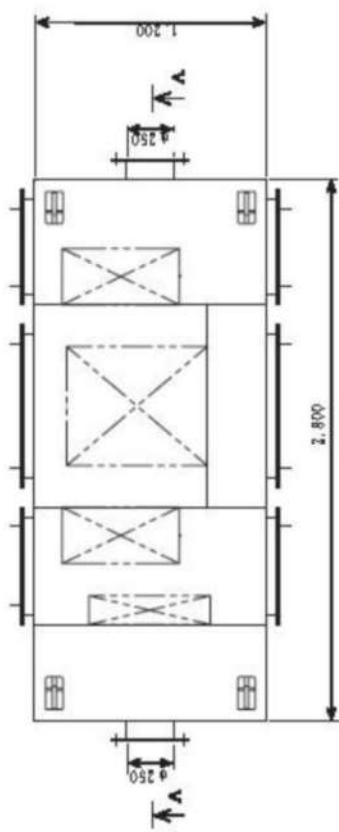


緊急時対策所待機所

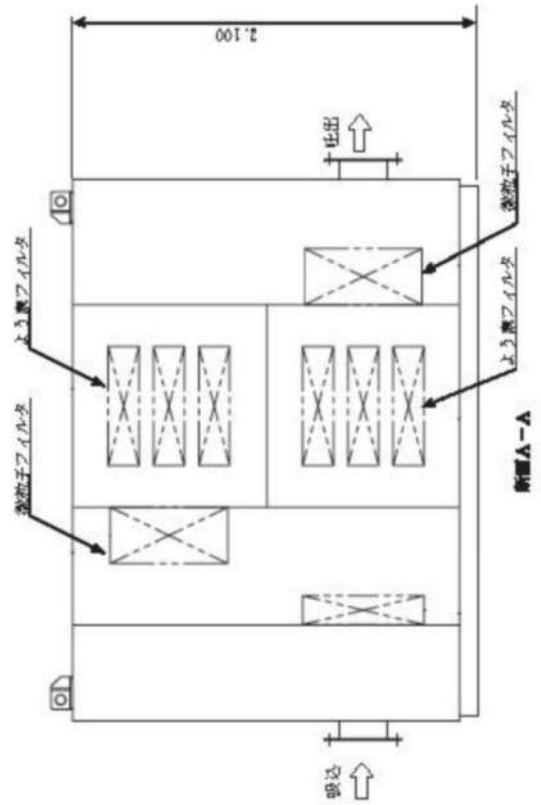
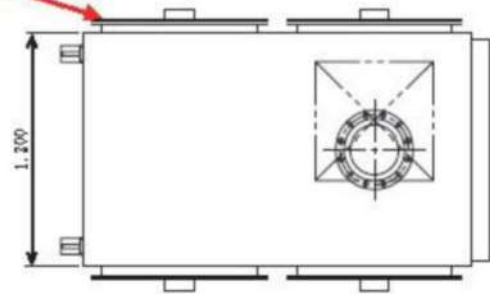
緊急時対策所遮へい



可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン

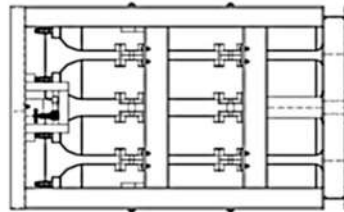
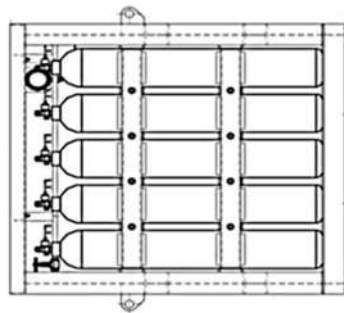
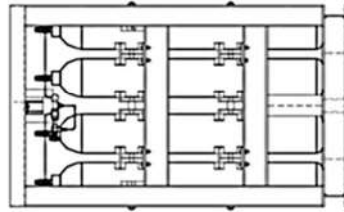
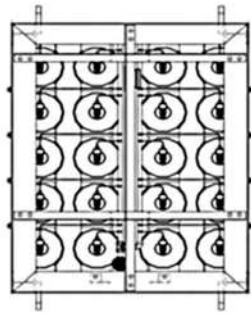


アサセス/セルを撤いているため、
増加が換が可能である。



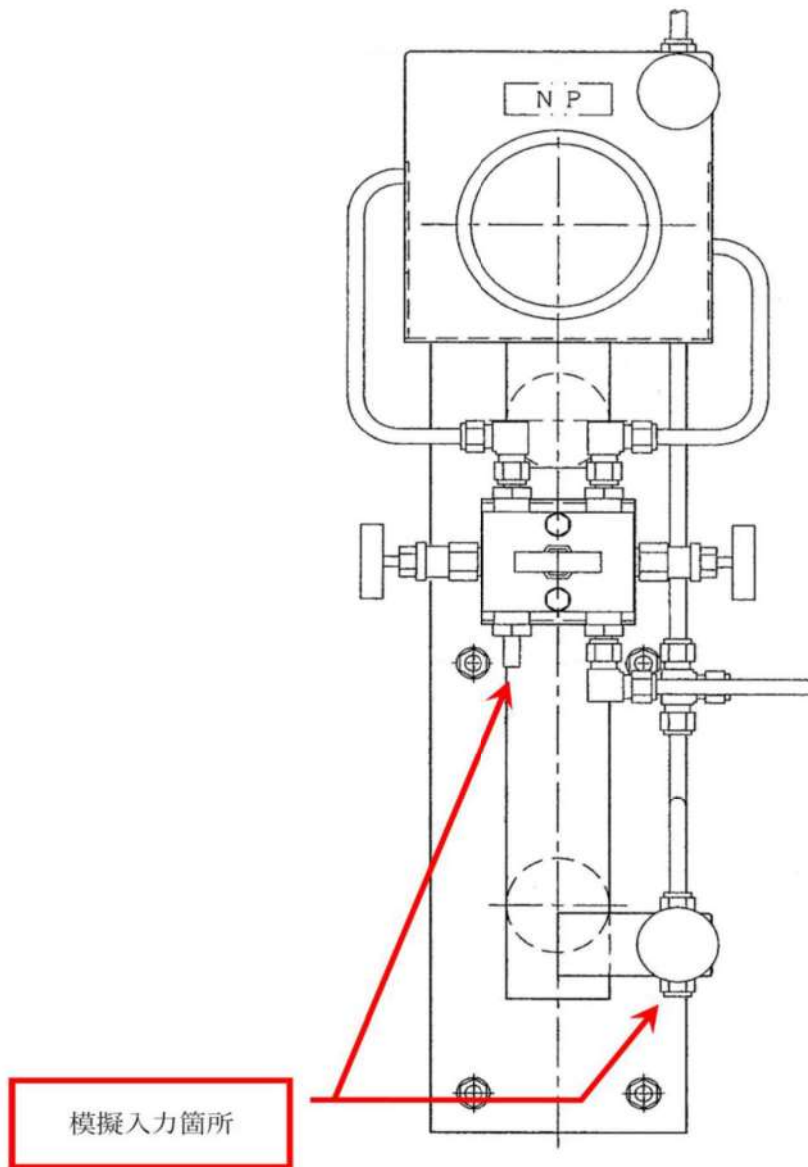
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

外觀点検が可能



空気供給装置概略図

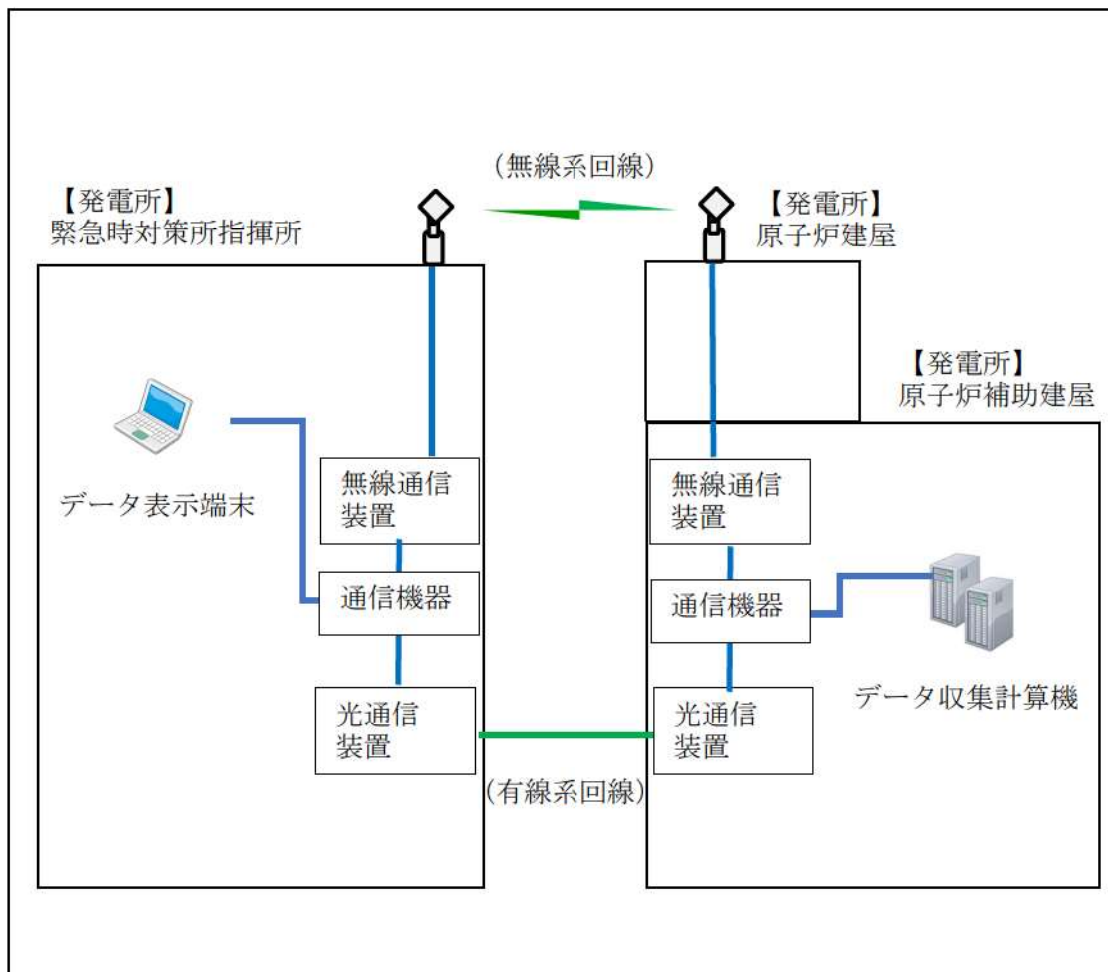
圧力計



模擬入力箇所

本内容は今後の設工認補正に応じて適宜修正する。

【試験構成】

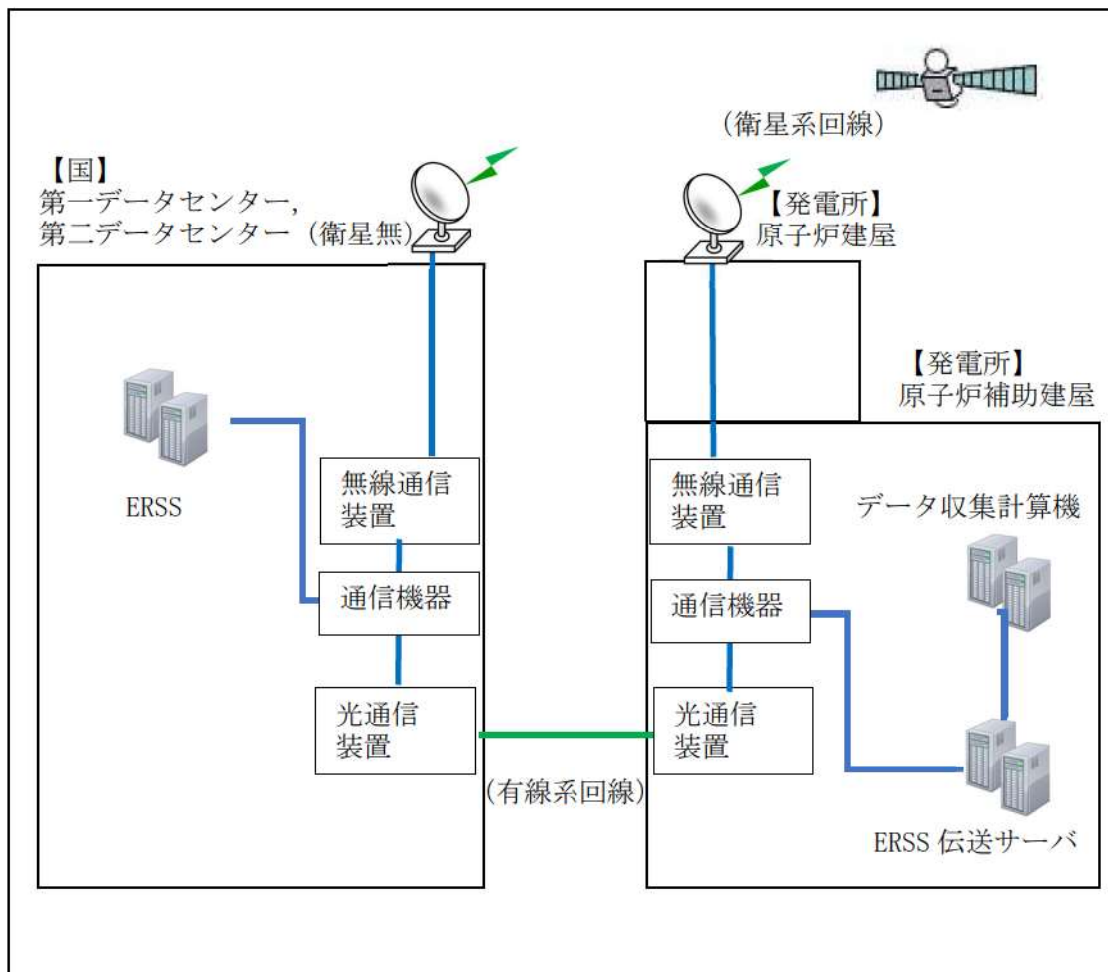


【凡例】

——— : 有線（建屋内）

※試験区間：緊急時対策所指揮所～3号炉原子炉補助建屋

【試験構成】



【凡例】

——— : 有線 (建屋内)

※試験区間：3号炉原子炉補助建屋～国（ERSS 伝送）

○通信連絡設備（発電所内）の試験・検査性について

通信連絡設備（発電所内）における試験及び検査は下表のとおりである。
通信連絡設備（発電所内）の概要を下図に示す。

表 通信連絡設備（発電所内）の試験・検査

対応設備	試験・検査項目
携行型通話装置	通話通信の確認, 外観の確認
無線連絡設備（携帯型）	通話通信の確認, 外観の確認
衛星電話設備（固定型）, 衛星電話設備（携帯型）	通話通信の確認, 外観の確認
テレビ会議システム（指揮所・待機所間）	通話通信の確認, 外観の確認
インターフォン	通話通信の確認, 外観の確認

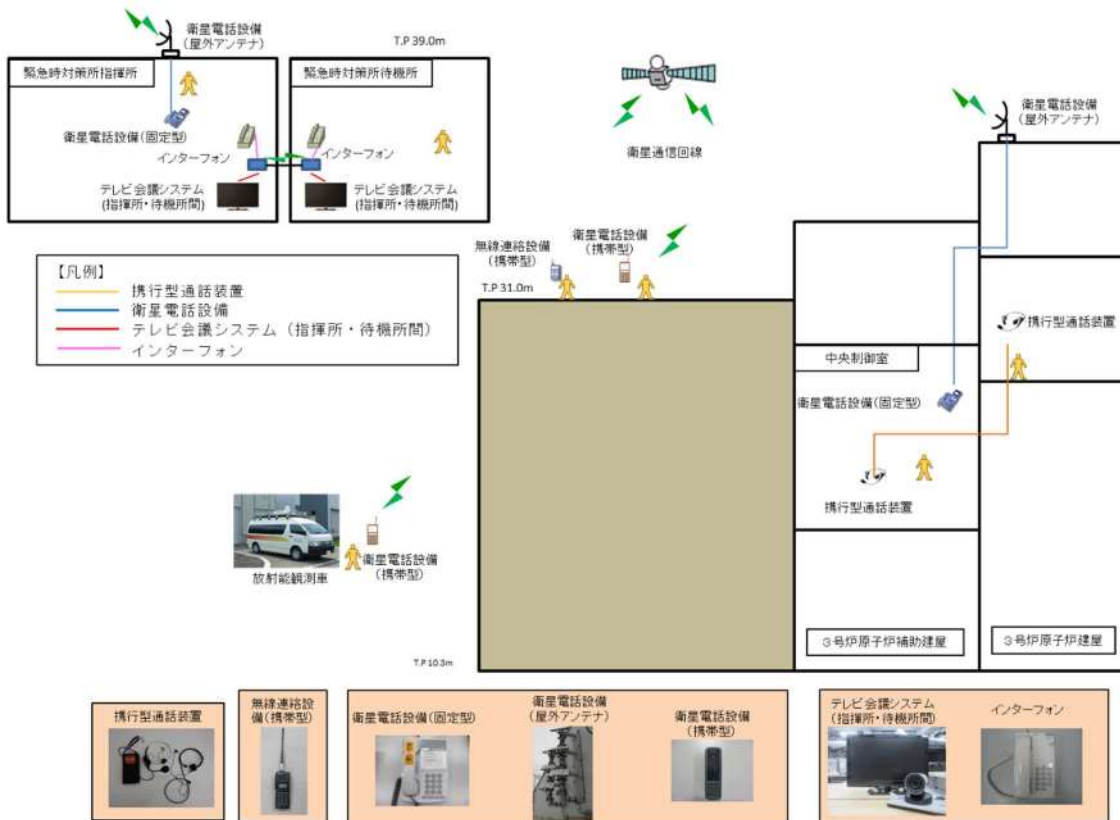


図 通信連絡設備（発電所内）の概要
[通信連絡設備（発電所外）と共用を含む]

○通信連絡設備（発電所外）の試験・検査性について

通信連絡設備（発電所外）における試験及び検査は下表のとおりである。
通信連絡設備（発電所外）の概要を下図に示す。

表 通信連絡設備（発電所外）の試験・検査

対応設備	試験・検査項目
衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（FAX）、 衛星電話設備（携帯型）	通話通信の確認、外観の確認
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 （IP電話、IP-FAX、テレビ会議システム）	通話通信の確認、外観の確認

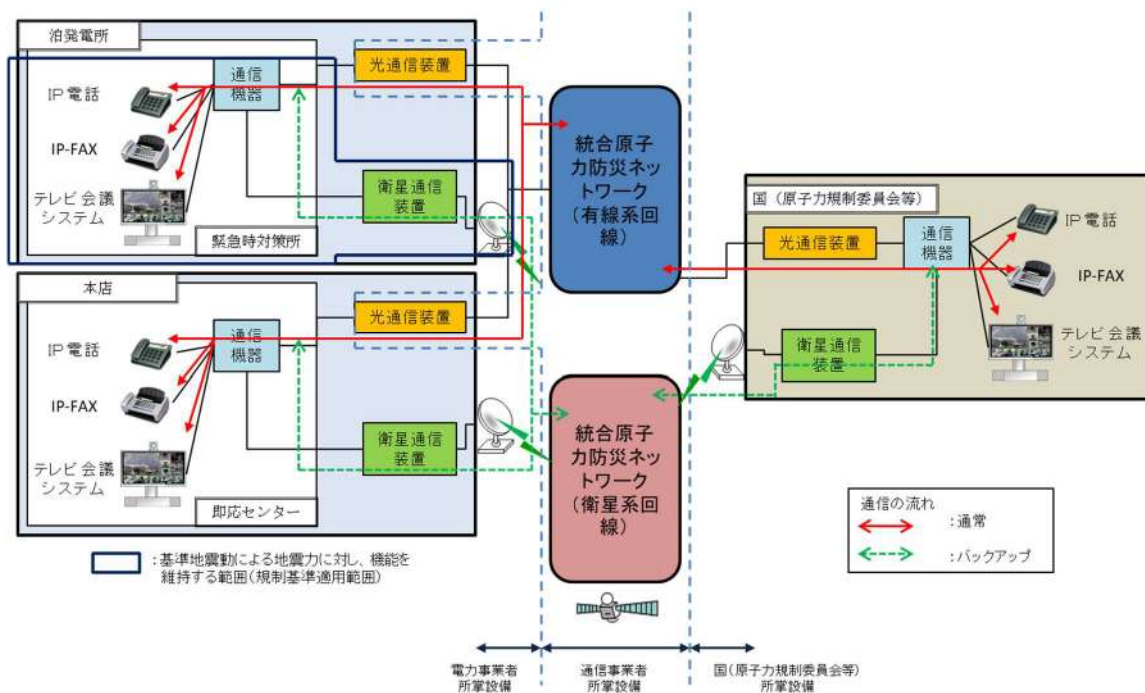
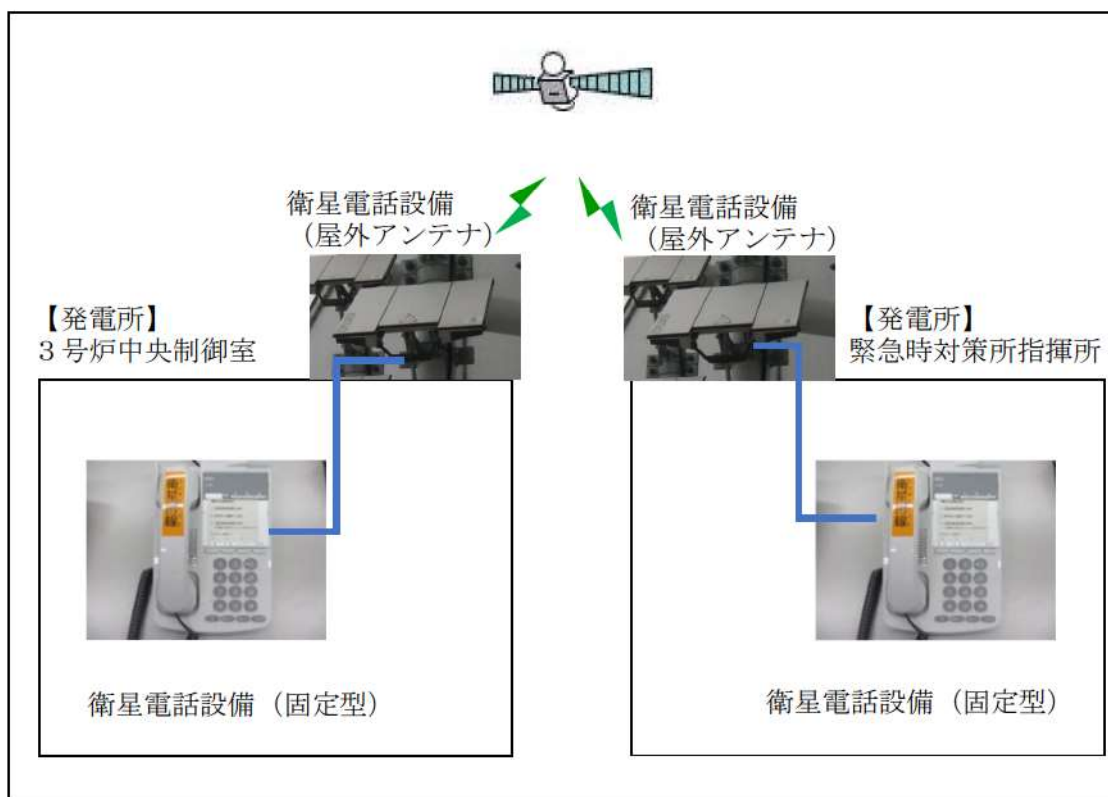


図 通信連絡設備（発電所外）の概要

衛星電話設備（固定型） 試験・検査内容

【試験構成】

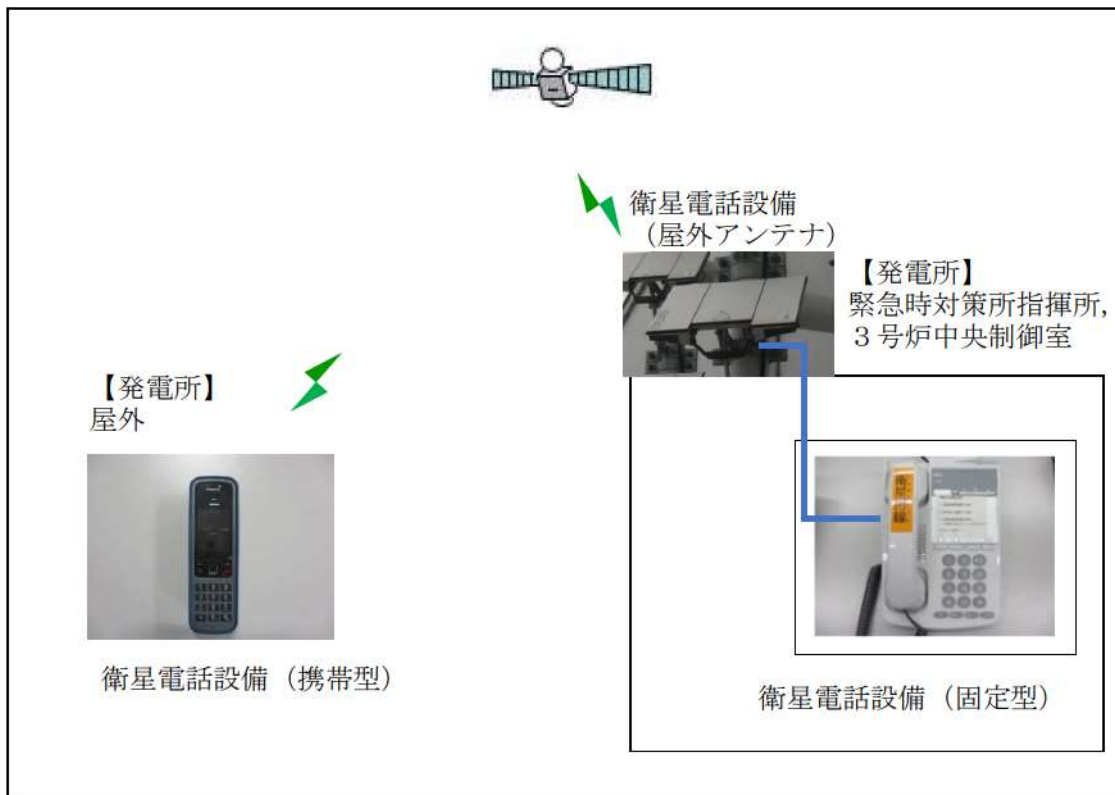


【凡例】

——— : 有線 (建屋内)

※試験区間：中央制御室～緊急時対策所指揮所

【試験構成】



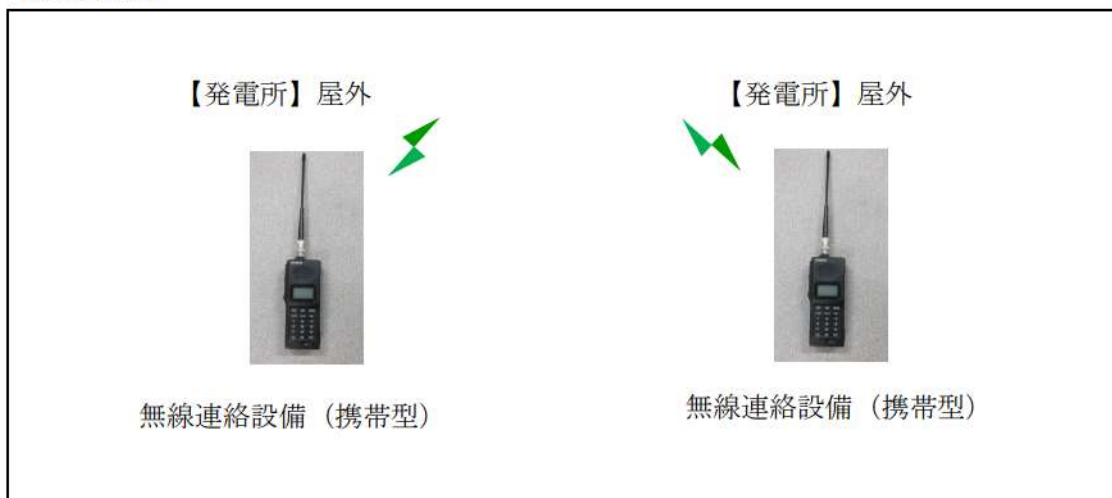
【凡例】

——— : 有線 (建屋内)

※試験区間 : 屋外～緊急時対策所指揮所, 屋外～中央制御室

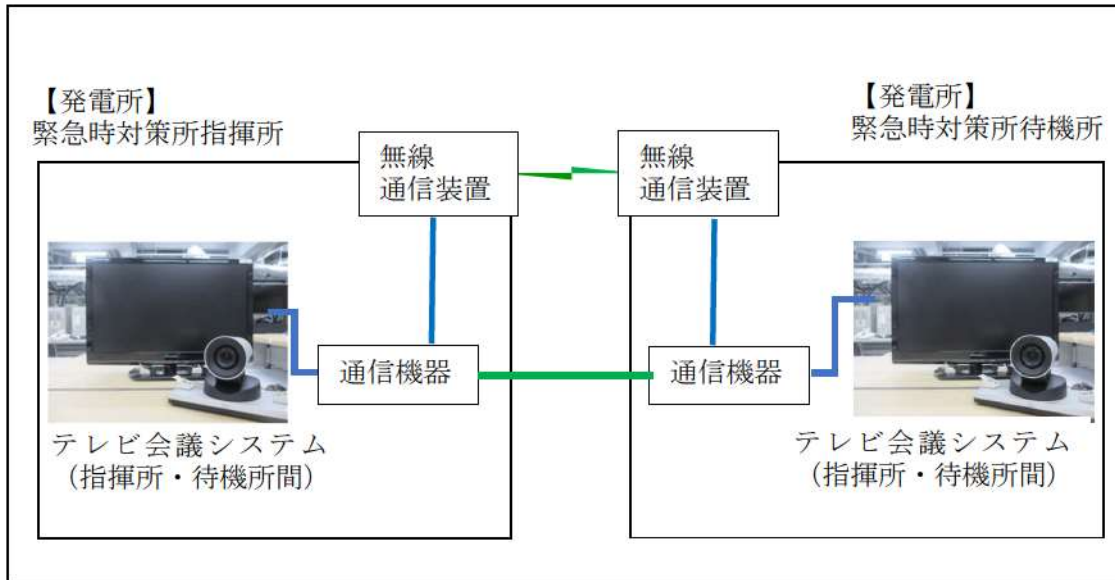
無線連絡設備（携帯型） 試験・検査内容

【試験構成】



※試験区間：屋外～屋外

【試験構成】



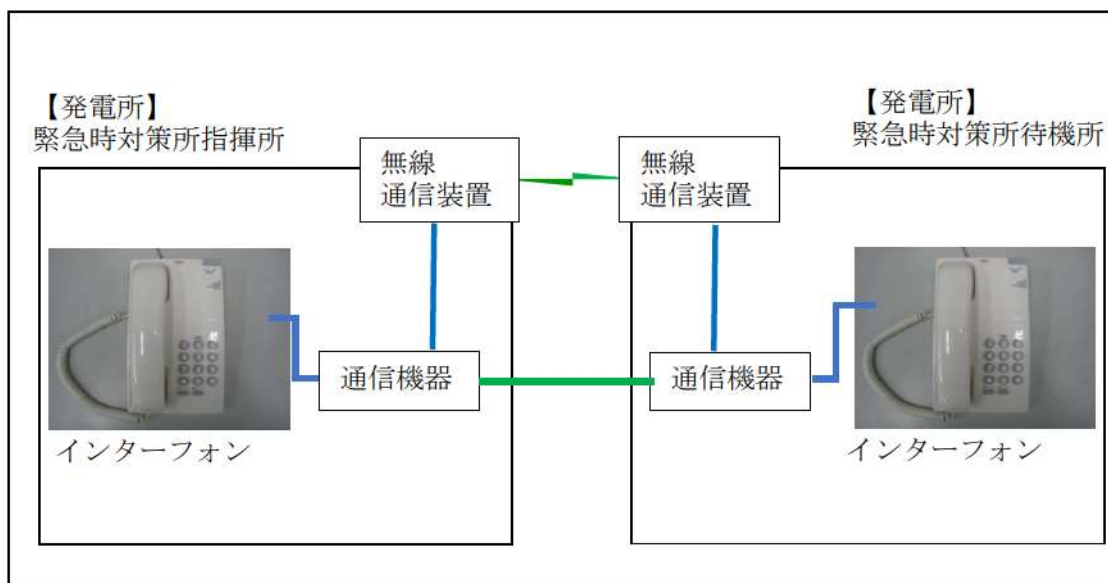
【凡例】

-  : 有線（建屋内）
-  : 有線（建屋間）
-  : 無線（建屋間）

※試験区間：緊急時対策所指揮所～緊急時対策所待機所

インターフォン 試験・検査内容

【試験構成】



※インターフォンの無線通信装置及び通信機器は、テレビ会議システム（指揮所・待機所間）と同じ

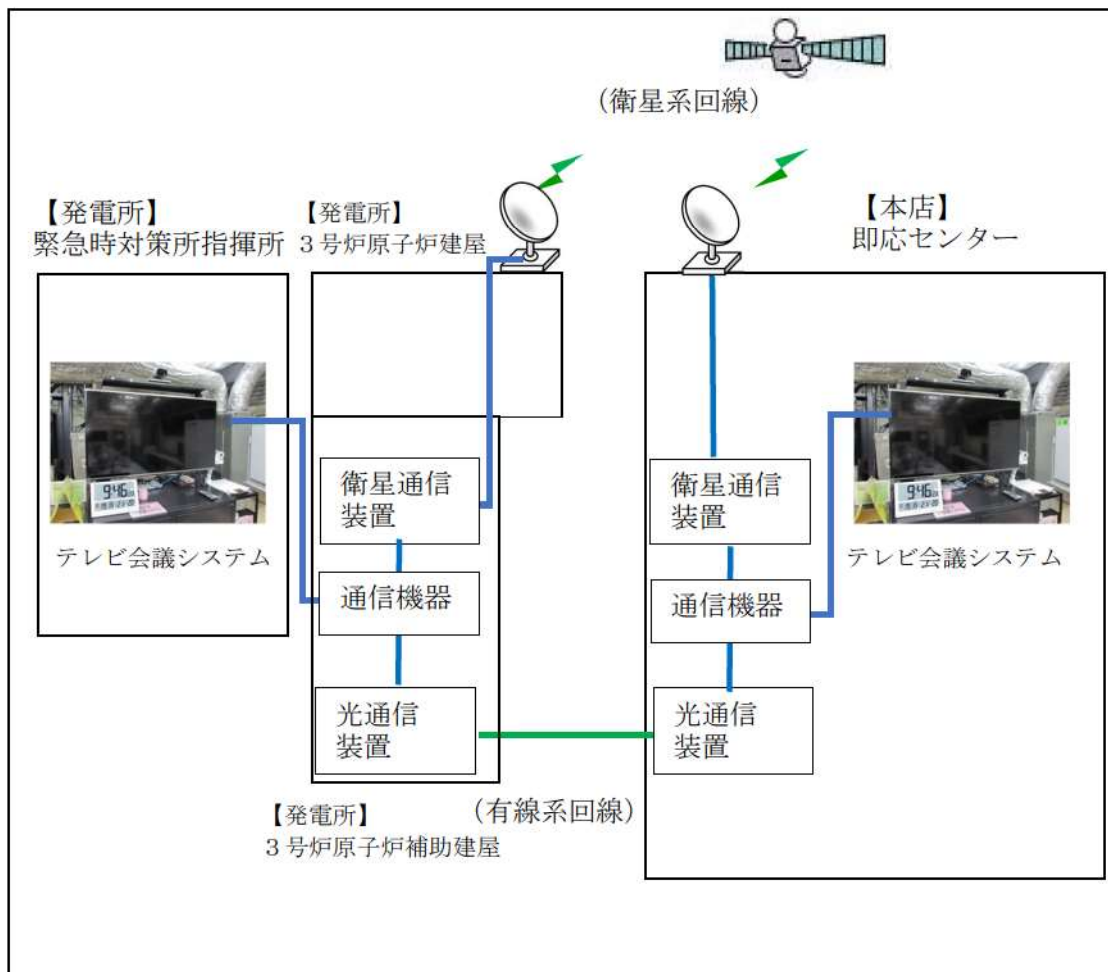
【凡例】

-  : 有線（建屋内）
-  : 有線（建屋間）
-  : 無線（建屋間）

※試験区間：緊急時対策所指揮所～緊急時対策所待機所

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム）試験・検査内容

【試験構成】

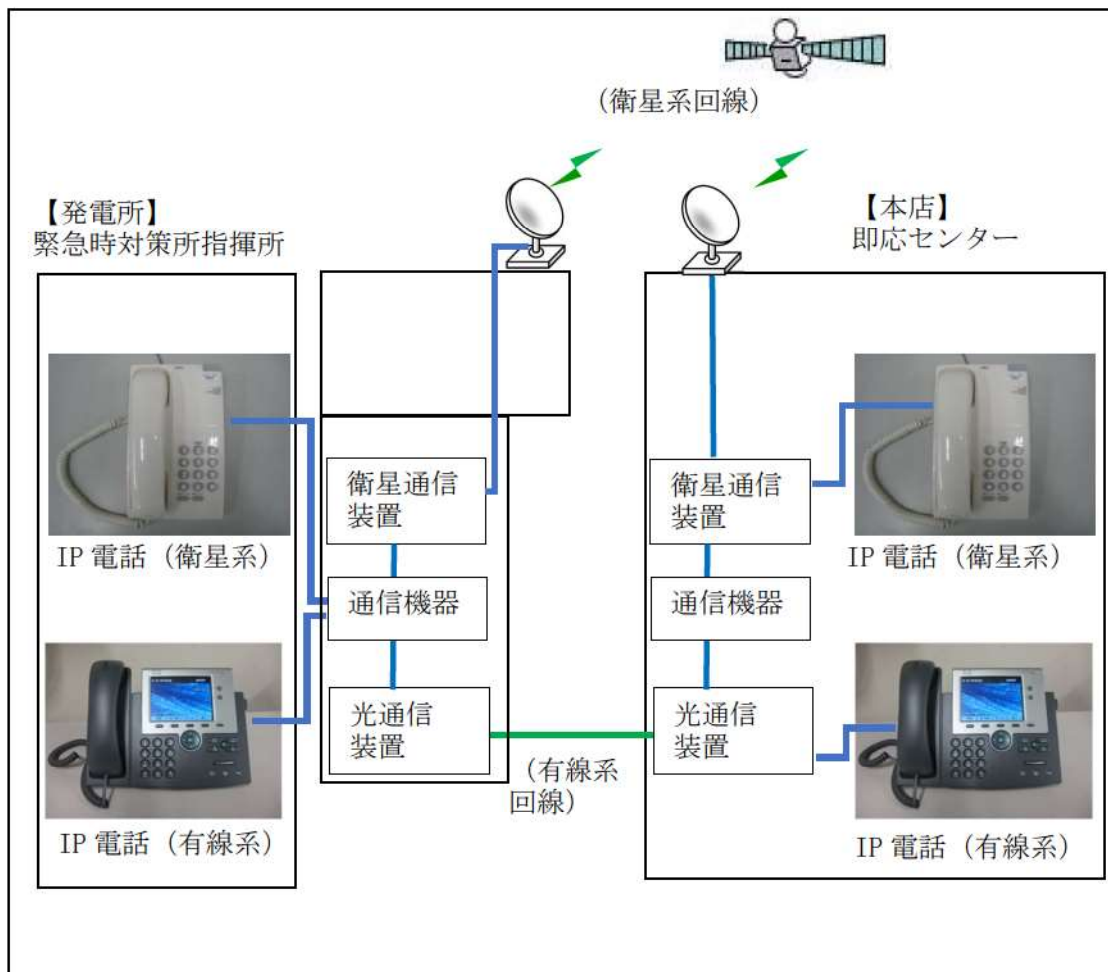


【凡例】

————— : 有線 (建屋内)

※試験区間：緊急時対策所指揮所～本店即応センター

【試験構成】

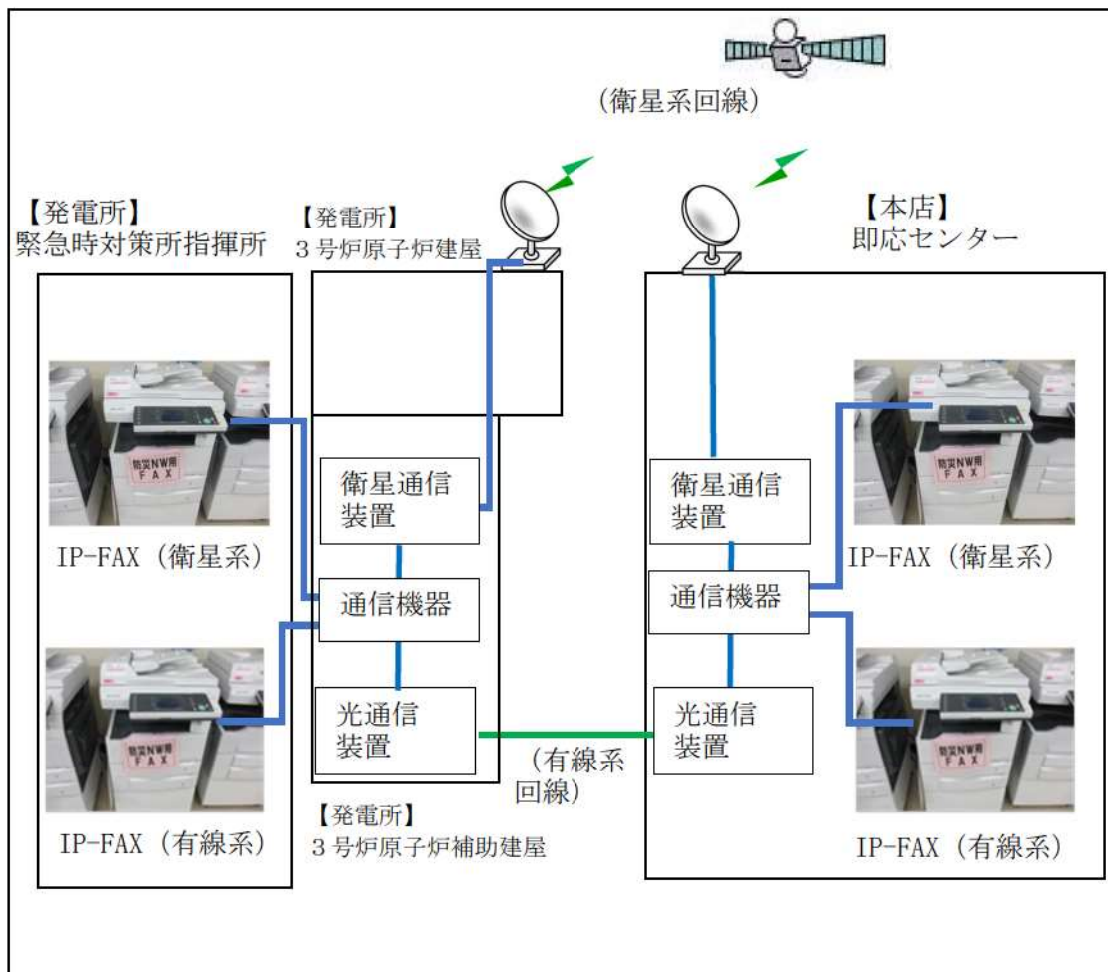


【凡例】

————— : 有線 (建屋内)

※試験区間：緊急時対策所指揮所～本店即応センター

【試験構成】

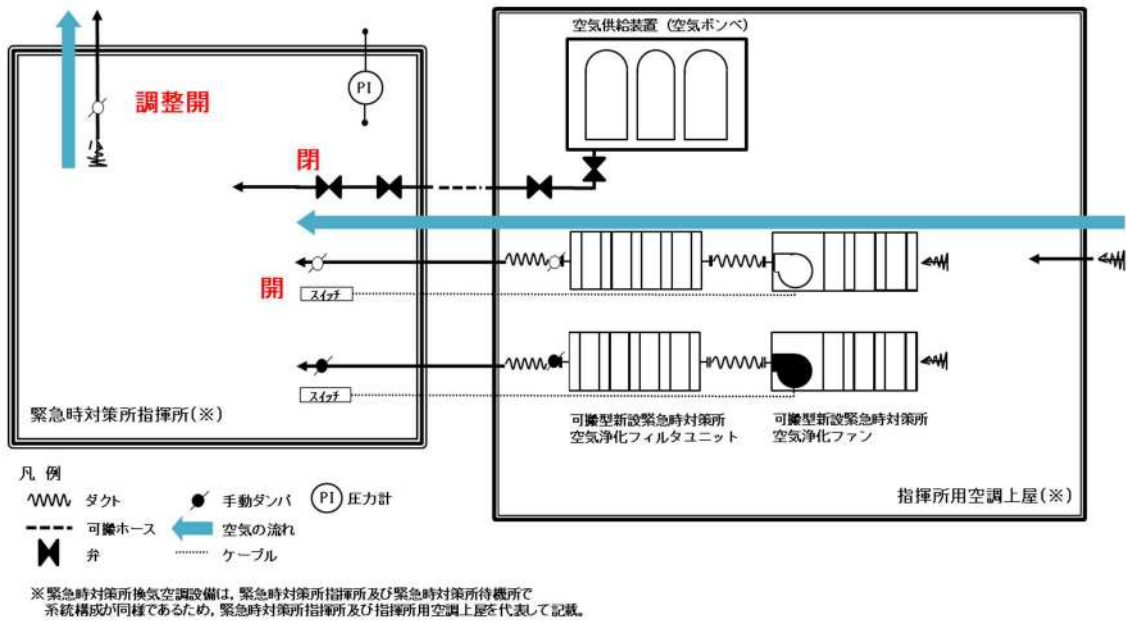


【凡例】

——— : 有線 (建屋内)

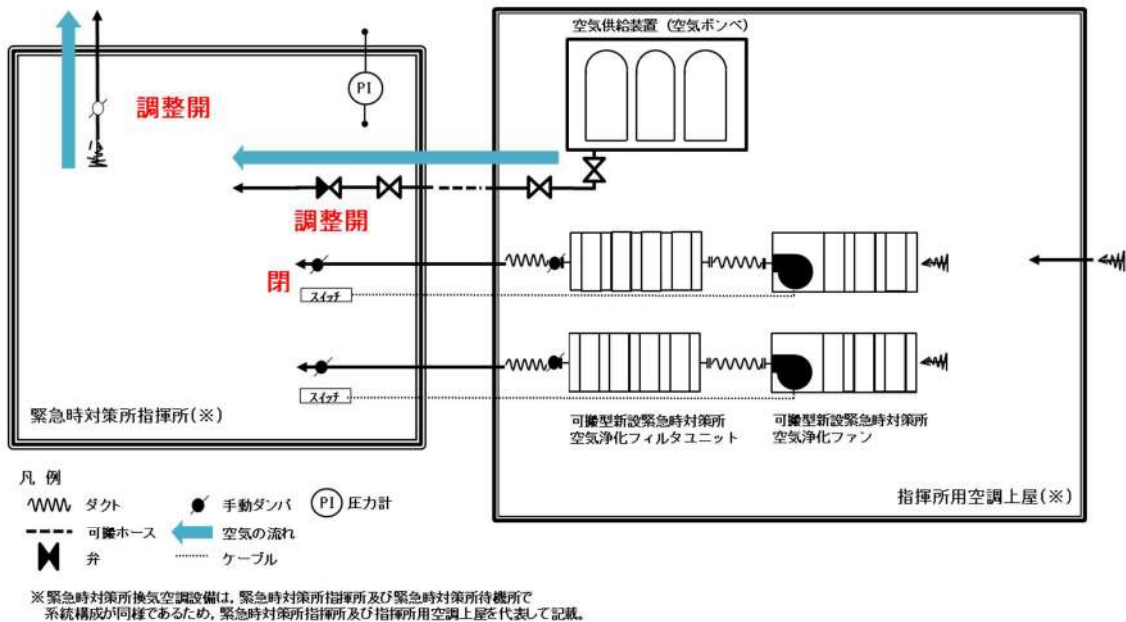
※試験区間：緊急時対策所指揮所～本店即応センター

6 1 - 4 系統図



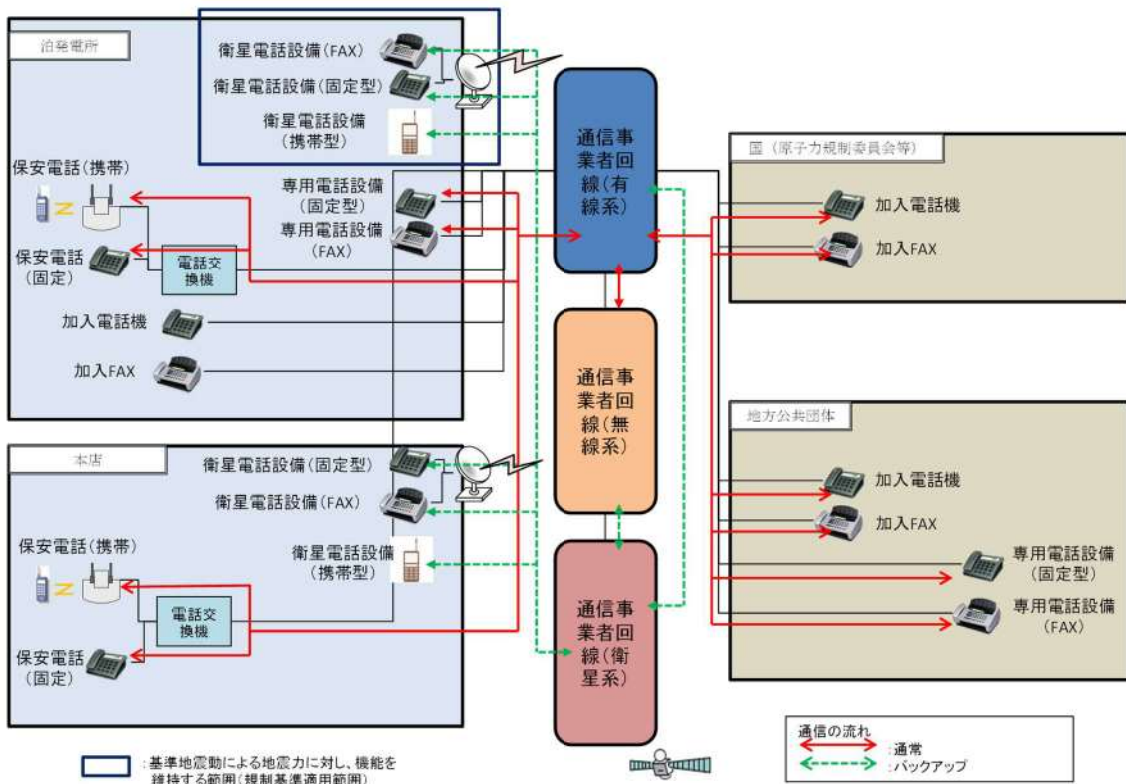
緊急時対策所換気空調設備 系統概略図

(プルーム通過前及び通過後：可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンによる正圧化)

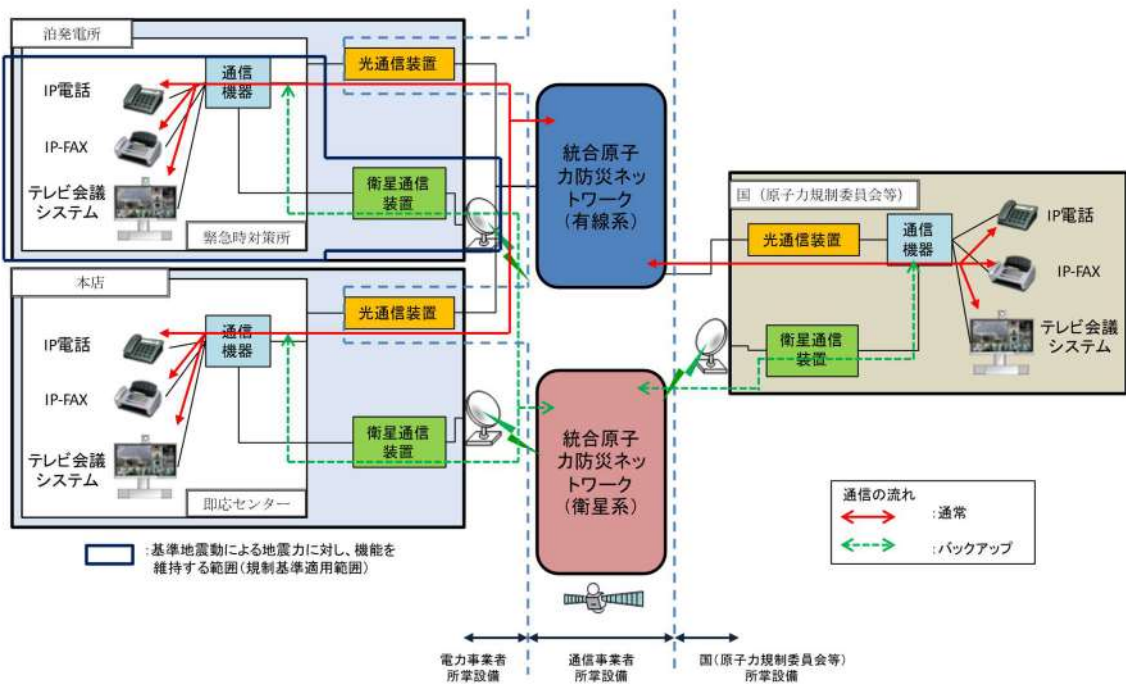


緊急時対策所換気空調設備 系統概略図

(プルーム通過中：緊急時対策所 空気供給装置による正圧化)



通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その1）



通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その2）

6 1 - 5 容量設定根拠

名称		緊急時対策所/正圧化差圧
差圧	Pa	100
機器仕様に関する注記		—
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急時対策所の加圧バウンダリは、配置上、屋外に設置されているため、緊急時対策所へのインリークは風の動圧に起因する差圧によるものが考えられる。</p> <p>被ばく評価で用いる気象条件における風速（約3.4m/s）に対する動圧に抗する緊急時対策所内圧力に十分な余裕を見込むため、想定風速を10m/sとした。</p> $P（動圧）=0.5 \times \rho \times U^2 = 0.5 \times 1.2 \times 10^2 = 60\text{Pa}$ <p style="text-align: center;">ρ：流体の密度 U：流体の速度</p> <p>ここで、緊急時対策所の必要差圧は60Paに余裕を持った100Paに設定する。</p>		

名称		可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン
台数	台	2 (予備 2)
機器仕様に関する注記		—
<p>【設定根拠】</p> <p>(1) 換気量</p> <p>(a) 収容人数</p> <ul style="list-style-type: none"> 収容対策要員人数：120 名 (緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各 60 人/建屋) <p>(b) 許容二酸化炭素濃度, 許容酸素濃度</p> <p>許容二酸化炭素濃度は, 1.0%以下 (鉱山保安法施行規則) とする。許容酸素濃度は, 19%以上 (鉱山保安法施行規則) とする。</p> <p>(c) 必要換気量の計算式</p> <p>①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 (Q₁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 収容人数 : n = 60 名 許容二酸化炭素濃度 : C = 1.0% (鉱山保安法施行規則) 大気二酸化炭素濃度 : C₀ = 0.03% (標準大気中の二酸化炭素濃度) 二酸化炭素発生量 : M = 0.046 m³/h/名 (空気調和・衛生工学便覧の中等作業の作業程度の吐出し量) 必要換気量 : Q₁ = 100Mn / (C - C₀) m³/h (空気調和・衛生工学便覧の CO₂ 濃度基準必要換気量) $Q_1 = 100 \times 0.046 \times 60 \div (1.0 - 0.03)$ $= 284.53 \approx 285 [\text{m}^3/\text{h}]$ <p>②酸素濃度基準に基づく必要換気量 (Q₂)</p> <ul style="list-style-type: none"> 収容人数 : n = 60 名 吸気酸素濃度 : a = 20.95% (標準大気中の酸素濃度) 許容酸素濃度 : b = 19% (鉱山保安法施行規則) 成人の呼吸量 : c = 1.44 m³/h/名 (空気調和・衛生工学便覧の歩行の呼吸量) 乾燥空気換算呼吸酸素濃度 : d = 16.4% (空気調和・衛生工学便覧) 必要換気量 : Q₂ = c (a - d) n / (a - b) m³/h (空気調和・衛生工学便覧の O₂ 濃度基準必要換気量) $Q_2 = 1.44 \times (20.95 - 16.4) \times 60 \div (20.95 - 19.0)$ $= 201.6 \approx 202 [\text{m}^3/\text{h}]$		

【設定根拠】(続)

(d) 緊急時対策所の漏洩量

緊急時対策所の設計漏えい量は、1時間で緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各加圧バウンダリ内体積 519 m^3 の15%である $77.85 \text{ m}^3/\text{h}$ (100Pa正圧化時)とする。

(e) 必要換気量

上記より、緊急時対策所空気浄化ファンの必要換気量は二酸化炭素基準の二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量に対して余裕を持たせ、各建屋 $1500 \text{ m}^3/\text{h} \times 1$ 台以上を確保する設計とする。

名称		緊急時対策所
数量	式	1
許容漏えい量	m ³ /h	77.85 以下(100Pa 正圧化時)
機器仕様に関する注記		—
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急時対策所の設計漏えい量は、1 時間で緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各加圧バウンダリ内体積519 m³の15%である77.85 m³/h（100Pa正圧化時）とする。</p> <p>また、緊急時対策所を正圧化する場合の差圧制御は、プルーム通過前後においては可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの285m³/h以上の換気量で、緊急時対策所排気手動ダンパの操作により緊急時対策所外への排気量を調整し、緊急時対策所の差圧を100Pa以上の正圧化状態で維持可能とし、プルーム通過中においては、空気供給装置の89m³/h以上の換気量で、緊急時対策所排気手動ダンパにより緊急時対策所から所外への排気量を調整し、緊急時対策所の差圧を100Pa以上の正圧化状態で維持可能な設計とする。</p>		

名称	空気供給装置（空気ポンベ）	
本数	本/建屋	177 以上（注 1）, 340（注 2）
容量	L/本	46.7
充填圧力	MPa	14.7（35℃）
機器仕様に関する注記	注 1：要求値を示す。 注 2：公称値を示す。	

【設定根拠】

必要ポンベ数は、以下に示す「(2) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンベ本数」に必要となる緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各 177 本以上を確保する設計とする。

(1) 正圧維持に必要なポンベ本数

緊急時対策所を 10 時間正圧化する必要最低限のポンベ本数は、緊急時対策所の設計漏えい量である 77.85 m³/h を考慮すると、ポンベ供給可能空気量である 5.05 m³/本から下記のとおり緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各 155 本となる。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at 35℃）
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・減圧弁最低制御圧力：1.0MPa
- ・ポンベ供給可能空気量：5.05 m³/本（at-19.0℃）

以上より、必要ポンベ本数は下記のとおり 155 本以上となる。

$$77.85 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.05 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} = 155 \text{ 本}$$

(2) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンベ本数

緊急時対策所における空気供給装置使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンベ本数について評価を行った。緊急時対策所内への空気の流入はないものとし、プルーム通過中に収容する要員 46 名（緊急時対策所待機所人数）に、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を 10 時間維持するのに必要なポンベ本数は、緊急時対策所の二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量である 89m³/h 以上と考慮すると、ポンベ供給可能空気量である 5.05m³/本から必要ポンベ本数は下記のとおり緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各 177 本以上となる。現場に設置するポンベ本数については、メンテナンス予備を考慮し緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各 340 本以上確保する設計とする。

【設定根拠】(続)

(a) 評価条件

- ・ 在室人員：46 名（緊急時対策所待機所人数）
- ・ 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所各加圧バウンダリ内体積：519 m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 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：0.022 m³/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酸素消費量）
- ・ 呼吸による二酸化炭素排出量：0.022 m³/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
- ・ 加圧開始時酸素濃度：20.68%（緊急時対策所内酸素濃度）
- ・ 加圧開始時二酸化炭素濃度：0.22%（緊急時対策所内二酸化炭素濃度）
- ・ 空気ポンベ加圧時間：10 時間

以上より、必要ポンベ本数は下記のとおり 177（本/建屋）以上となる。

$$89 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.05 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \approx 177 \text{ 本}$$

(b) 評価結果

10 時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図に示す。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10時間後	20.01	0.996

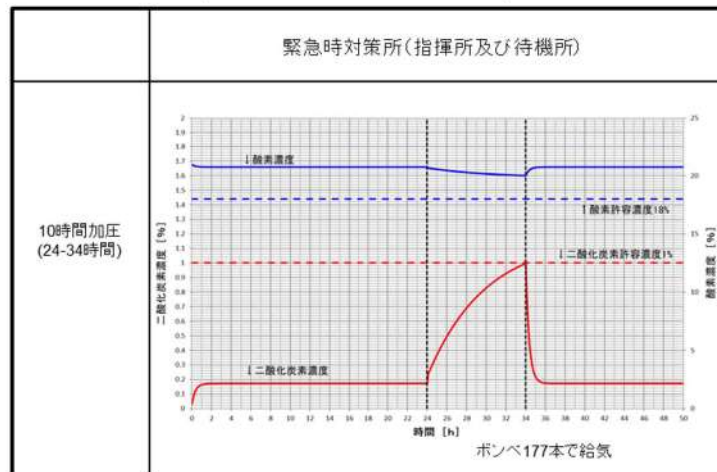


図 緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

名称		緊急時対策所用発電機
数量	台	4 (予備 4)
許容漏洩量	kVA/台	270
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

緊急時対策所の電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機を設置する。

緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを指揮所及び待機所それぞれに2台有する設計とする。

また、緊急時対策所用発電機はそれぞれの必要負荷（指揮所：36%、待機所：26%）に対して、指揮所側が約19時間、待機所側が約24時間の連続給電が可能であり、プルーム通過前には予備基を無負荷運転で待機させることから、プルーム通過時に給油が必要となることはない。

1. 容量

緊急時対策所用発電機の容量は、以下の緊急時対策所に必要な負荷を基に設定する。

表 緊急時対策所 必要な負荷

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	[Redacted]	[Redacted]	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			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			パッケージエアコン
照明設備			LED照明(バッテリー内蔵)
その他			OA機器等(予備容量含む)
合計			

[Redacted] 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。

【設定根拠】(続)

緊急時対策所用発電機の燃料補給手段は、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。重大事故等時に緊急時対策所用発電機を用いて緊急時対策所に電源供給した場合、約7日間の連続運転が可能な容量を有する。

		連続運転時間
100%負荷時		約8時間
75%負荷時		約10時間
50%負荷時		約15時間
36%負荷時		約19時間
26%負荷時		約24時間
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)

図 負荷別燃料消費量

■ 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。

名称			酸素濃度・二酸化炭素濃度計
検知 範囲	酸素	vol%	0 ~ 25.0
	二酸化炭素	vol%	0 ~ 5.00
機器仕様に関する注記			—
<p>【設定根拠】</p> <p>酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、可搬型重大事故対処設備として配置するものである。</p> <p>酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを停止しした場合に、酸素濃度、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のものである。</p> <p>酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所指揮所に設置するための1台と予備1台、及び緊急時対策所待機所に設置するための1台と予備1台の合計2台ずつを緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所に保管する。</p> <p>1. 検知範囲</p> <p>1.1 酸素濃度</p> <p>鉱山保安法施行規則に基づき空気中の酸素濃度 19%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、±0.7%の精度を有する設計とする。</p> <p>1.2 二酸化炭素濃度</p> <p>許容二酸化炭素許容濃度は、鉱山保安法施行規則に基づき、空気中の二酸化炭素濃度が1.0%以下であることを検知できる設計とする。</p> <p>また、表示精度としては±0.25%の精度を有する設計とする。</p>			

名称		緊急時対策所可搬型エリアモニタ
計測範囲	mSv/h	0.000 ～ 99.99
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急時対策所可搬型エリアモニタは、可搬型重大事故対処設備として配置するものである。</p> <p>緊急時対策所可搬型エリアモニタは、緊急時対策所内の放射線量を監視、測定するため、さらに空気供給装置による加圧判断のために使用するものである。</p> <p>なお、緊急時対策所可搬型エリアモニタは、緊急時対策所指揮所に設置するための1台と予備1台、及び緊急時対策所待機所に設置するための1台と予備1台の、合計2台ずつを緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所にそれぞれ保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>緊急時対策所可搬型エリアモニタは、プルーム放出後の緊急時対策所への放射性物質到達による指示値上昇（0.1mSv/h）を検知できる設計とする。</p> <p>そのため計測範囲は、0.000 ～ 99.99mSv/hである。</p>		

○ 緊急時対策所情報収集設備のデータ伝送概要とパラメータについて（第 34 条 まとめ資料より抜粋）

5.4 緊急時対策所情報収集設備のデータ伝送概要とパラメータについて

3号炉原子炉補助建屋に設置するデータ収集計算機が収集するデータは、データ表示端末にて確認できる設計とする。

3号炉原子炉補助建屋に設置するデータ収集計算機に入力されるパラメータ（SPDSパラメータ）は、緊急時対策所指揮所において、データを確認することができる。

通常のデータ伝送ラインである有線系回線が使用できない場合、緊急時対策所指揮所に設置するデータ表示端末は、国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ伝送しているパラメータ（ERSS 伝送パラメータ）をバックアップ伝送ライン（表示用）である無線系回線により3号炉原子炉補助建屋に設置するデータ収集計算機からデータを収集し、データ表示端末にて確認できる設計とする。

データ収集計算機へのデータ入力については、通常はプラント計算機からの入力であるが、別途バックアップ伝送ライン（収集用）を設置している。

バックアップ伝送ライン（収集用）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。

各パラメータは、データ収集計算機に2週間分（1分周期）のデータが保存され、データ表示端末にて過去データ（2週間分）が確認できる設計とする。

データ表示端末で確認できるパラメータ

(1/4)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バックアップ 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	中性子源領域中性子束	○	○
	中間領域中性子束	中間領域中性子束	○	○
	出力領域中性子束	出力領域中性子束	○	○
		出力領域中性子束 (中間値)	○	○
	ほう酸タンク水位	A-ほう酸タンク水位	○	-
B-ほう酸タンク水位		○	-	
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 (広域)	1次冷却材圧力	○	○
	1次冷却材温度 (広域-高温側, 低温側)	Aループ1次冷却材高温側温度 (広域)	○	○
		Bループ1次冷却材高温側温度 (広域)	○	○
		Cループ1次冷却材高温側温度 (広域)	○	○
		Aループ1次冷却材低温側温度 (広域)	○	-
		Bループ1次冷却材低温側温度 (広域)	○	-
		Cループ1次冷却材低温側温度 (広域)	○	-
	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	○	○
	低圧注入流量	余熱除去Aライン流量	○	○
		余熱除去Bライン流量	○	○
燃料取替用水ピット水位	燃料取替用水ピット水位	○	○	
炉心冷却の状態確認	蒸気発生器水位 (広域)	A-蒸気発生器水位 (広域)	○	○
		B-蒸気発生器水位 (広域)	○	○
		C-蒸気発生器水位 (広域)	○	○
	蒸気発生器水位 (狭域)	A-蒸気発生器水位 (狭域)	○	-
		B-蒸気発生器水位 (狭域)	○	-
		C-蒸気発生器水位 (狭域)	○	-
	補助給水流量	A-補助給水ライン流量	○	○
		B-補助給水ライン流量	○	○
		C-補助給水ライン流量	○	○
	補助給水ピット水位	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)	6-3 ADG 遮断器	○	○
		6-3 BDG 遮断器	○	○
	所内母線電圧 (非常用)	6-3 A 母線電圧	○	○
6-3 B 母線電圧		○	○	
サブクール度	サブクール度 (ループ)	○	○	
	サブクール度 (T/C)	○	-	

(2/4)

目的	対象パラメータ		SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バックアップ 対象パラメータ
燃料の状態 確認	1次冷却材圧力 (広域)	1次冷却材圧力	○	○	○
	炉心出口温度	炉心出口最大温度	○	○	○
		炉心出口平均温度	○	○	○
	1次冷却材温度 (広域-高温側, 低温側)	Aループ1次冷却材高温側温度(広域)	○	○	○
		Bループ1次冷却材高温側温度(広域)	○	○	○
		Cループ1次冷却材高温側温度(広域)	○	○	○
		Aループ1次冷却材低温側温度(広域)	○	—	○
		Bループ1次冷却材低温側温度(広域)	○	—	○
		Cループ1次冷却材低温側温度(広域)	○	—	○
	格納容器内高レンジエアモニタ の指示値	格納容器高レンジエアモニタ (高レンジ)	○	○	○
格納容器高レンジエアモニタ (低レンジ)		○	—	○	

目的	対象パラメータ		SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バックアップ 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	○	○	○	
	格納容器圧力 (AM 用)	格納容器圧力 (AM 用)	○	—	○	
	格納容器内温度	格納容器内温度	○	○	○	
	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度	○	—	○	
	格納容器水位	格納容器水位	○	—	○	
	原子炉下部キャビティ水位	原子炉下部キャビティ水位	○	—	○	
	アニュラス水素濃度 (可搬型)	アニュラス水素濃度 (可搬型)	○	—	○	
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	○	○	○	
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	○	—	○	
	格納容器スプレイ流量		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	○	○	○
	代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	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)	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アモニタ の指示値		格納容器高レンジエアモニタ (高レンジ)	○	○	○	
		格納容器高レンジエアモニタ (低レンジ)	○	—	○	
放射能隔離 の状態確認	排気筒ガスモニタの指 示値	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	C/V 隔離 A (T 信号)	○	○	○		
ECCS の状 態等	ECCS の状態 (高圧注入 系)	A-高圧注入ポンプ	○	○	○	
		B-高圧注入ポンプ	○	○	○	
	ECCS の状態 (低圧注入 系)	A-余熱除去ポンプ	○	○	○	
		B-余熱除去ポンプ	○	○	○	
	格納容器スプレイ ポンプの状態	A-格納容器スプレイポンプ	○	○	○	
		B-格納容器スプレイポンプ	○	○	○	
	ECCS の状態	ECCS 作動	○	○	○	
	原子炉補機冷却水サージ タンク水位	原子炉補機冷却水サージタンク水位	○	—	○	
充てん流量	充てんライン流量	○	○	○		
原子炉容器水位	原子炉容器水位	○	○	○		

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バックアップ 対象パラメータ	
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)	A-使用済燃料ピット水位 (AM用)	○	○	○
		B-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)	A-使用済燃料ピット水位 (可搬型)	○	-	○
		B-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)	A-使用済燃料ピット温度 (AM用)	○	○	○
		B-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	使用済燃料ピットエリアモニタ	○	○	○
		使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	○	-	○
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	モニタリングステーション空間放射線量率	○	○	-※1
		モニタリングポスト1空間放射線量率	○	○	-※1
		モニタリングポスト2空間放射線量率	○	○	-※1
		モニタリングポスト3空間放射線量率	○	○	-※1
		モニタリングポスト4空間放射線量率	○	○	-※1
		モニタリングポスト5空間放射線量率	○	○	-※1
		モニタリングポスト6空間放射線量率	○	○	-※1
		モニタリングポスト7空間放射線量率	○	○	-※1
環境の状態 確認	気象情報	風向 (C点)	○	○	-※1
		風速 (C点)	○	○	-※1
		大気安定度	○	○	-※1
水素爆発による 原子炉格納容器 の破損防止	水素爆発による原子炉格納容 器の破損防止	格納容器水素イグナイタ温度	○	-	○
		原子炉格納容器水素処理装置温度	○	-	○
水素爆発に よる原子炉 建屋の損傷 防止	水素爆発による原子炉 建屋の損傷防止	アニュラス水素濃度 (可搬型)	○	-	○
その他	主給水ライン流量	A-主給水ライン流量	○	○	○
		B-主給水ライン流量	○	○	○
		C-主給水ライン流量	○	○	○
	原子炉トリップの状態	制御棒状態	○	○	○
	S/G細管漏えい監視	復水器排気ガスモニタ	○	○	○
		蒸気発生器ブローダウン水モニタ	○	○	○
	格納容器ガスモニタの 指示値	格納容器ガスモニタ	○	○	○
	放水口の放射線	放水口ポスト	○	○	○

※1: 「環境の状態確認」のパラメータはプラント共通設備のパラメータであり、号炉ごとに設置しているプラント計算機への入力を行わず、直接データ収集計算機へデータ入力している。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及び可搬型気象観測設備からの無線伝送により緊急時対策所指揮所にて確認可能である。

○ 緊急時対策所情報収集設備のデータ伝送概要とパラメータについて（第34条 まとめ資料より抜粋）

3号炉原子炉補助建屋にあるデータ収集計算機から緊急時対策所指揮所にあるデータ表示端末へのデータ伝送手段は有線（光通信回線）と無線（無線通信回線）により構成し、多様性を確保する設計とする。

なお、放射性物質の放射線量の測定に用いる可搬型モニタリングポスト、風向及び風速その他の気象条件の測定に用いる可搬型気象観測装置のデータは無線により緊急時対策所指揮所へ伝送することで確認できる設計とする。

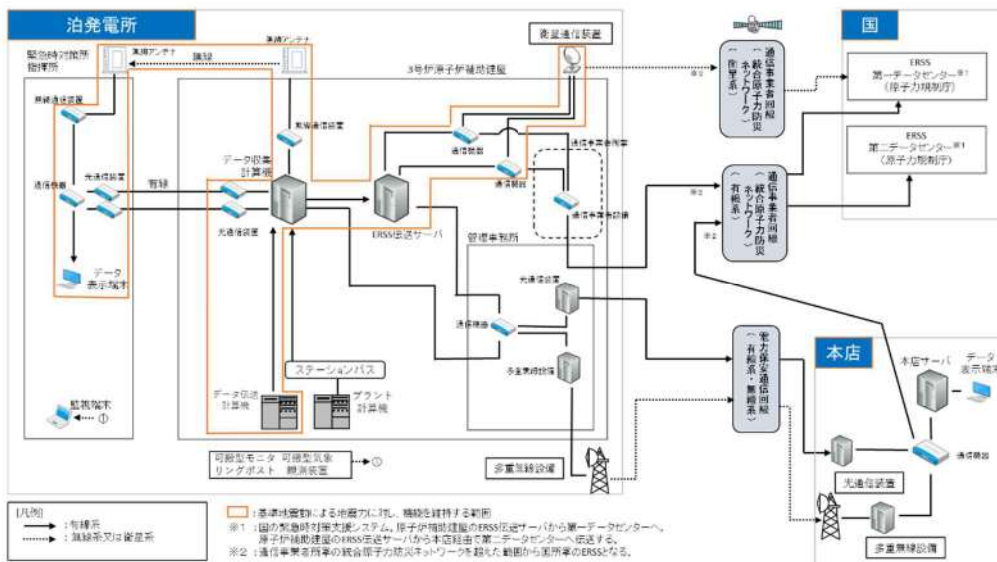


図 緊急時対策所 必要な情報を把握するための設備の概要

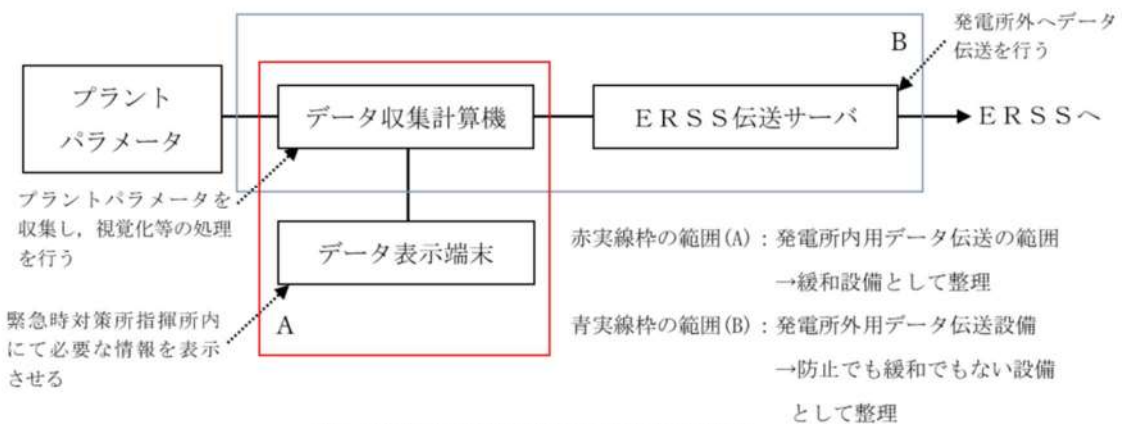


図 緊急時対策所情報収集設備の概要

通信連絡設備（第34条 まとめ資料より抜粋）

○ 通信連絡設備について

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）を緊急時対策所に設置する設計とする。

また、発電所外の関連箇所へ連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）を緊急時対策所に設置する設計とする。

また、通信連絡設備にはそれぞれ多様性を持たせている。

ERSS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、図に示す。

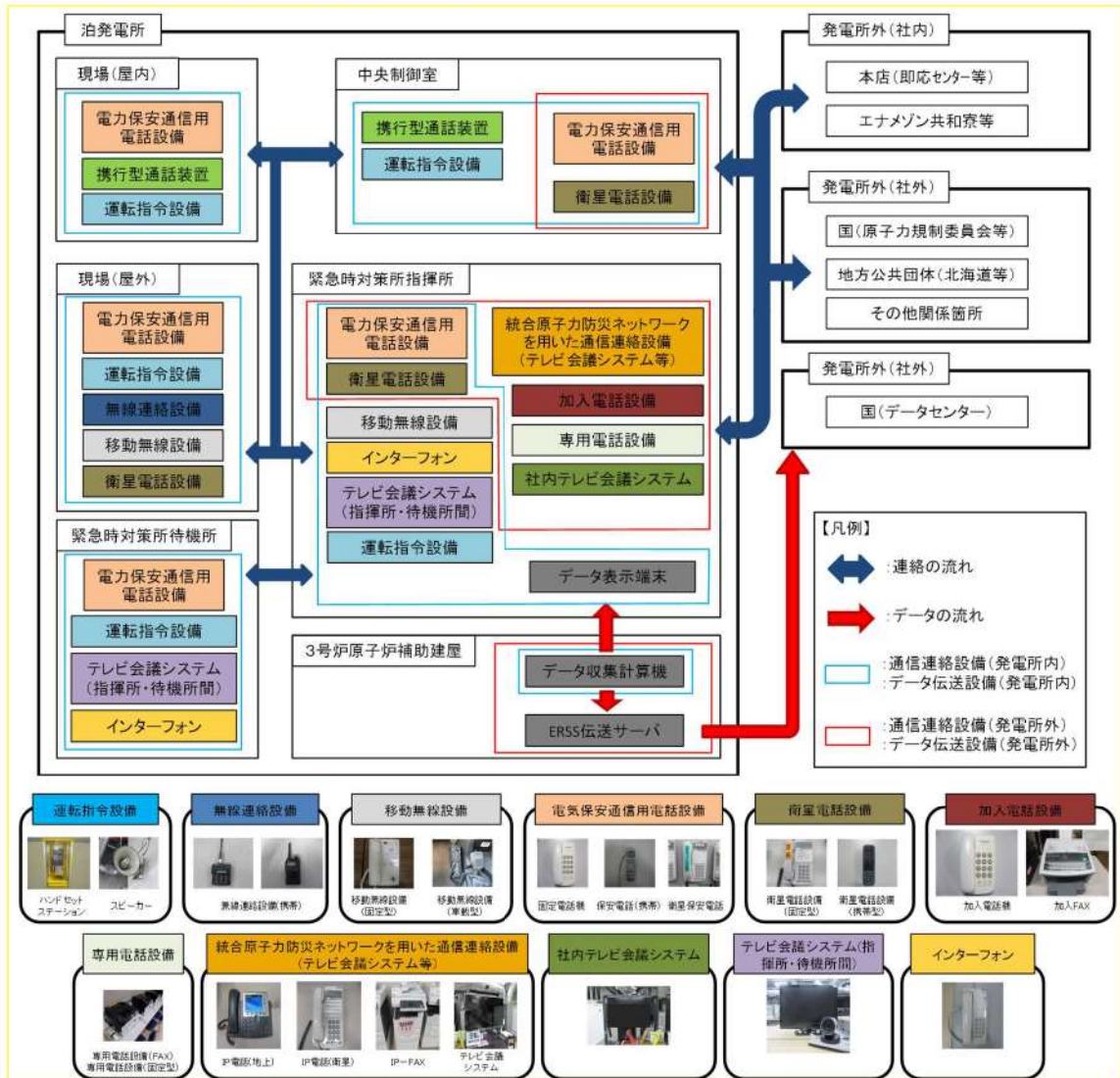
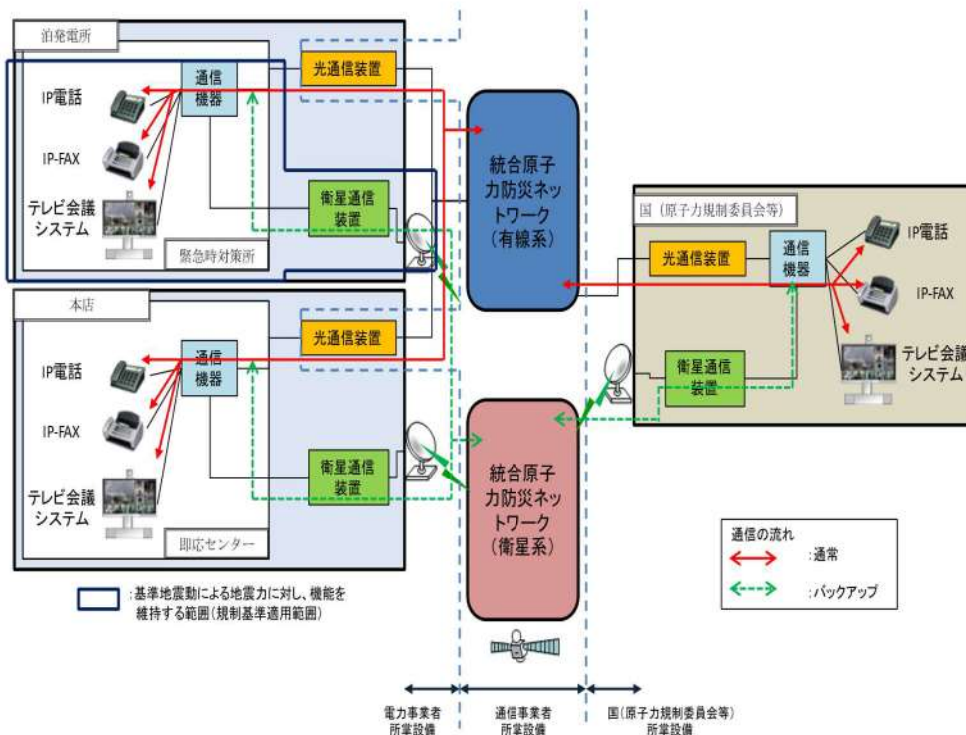
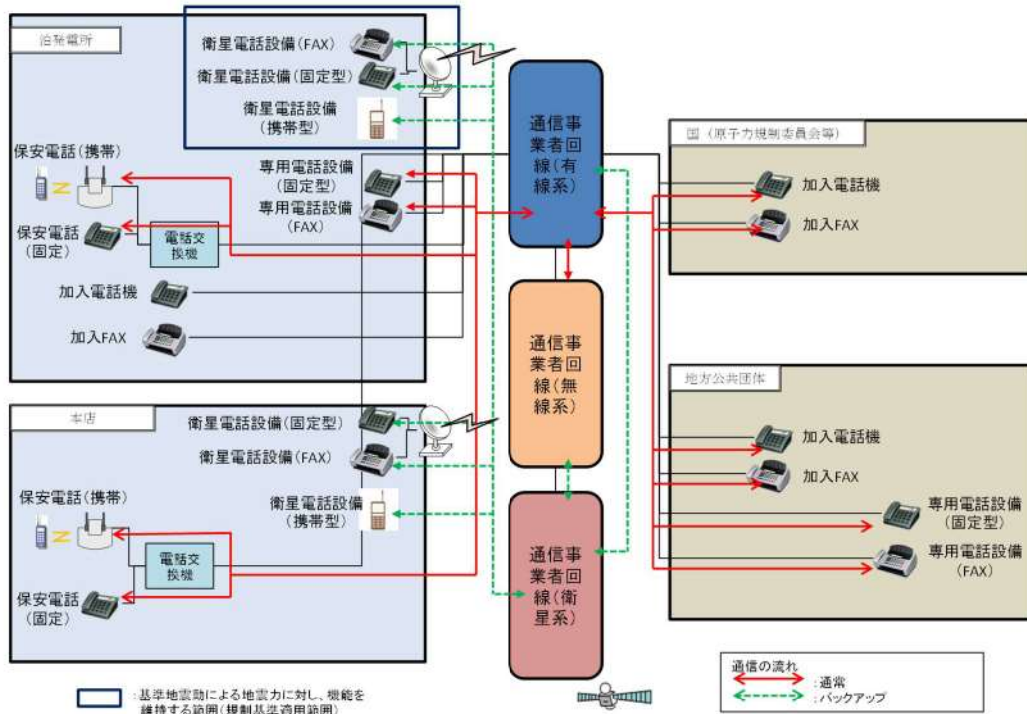


図 緊急時対策所 通信連絡設備の概要図



○ 配備資機材等の数量等について

(1) 通信連絡設備の通信種別と配備台数，電源設備

緊急時対策所に配備する通信連絡設備の通信種別と配備台数等は次のとおりである。

表 通信連絡設備の通信種別と配備台数，電源設備

場所	通信種別	主要設備		配備台数 ^{※2}	電源設備	
指揮所	発電所内外	電力保安通信用電話設備	保安電話（固定） ^{※1}	8	通信用蓄電池，常用所内電源，非常用所内電源	
		衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	3	充電池，常用所内電源，非常用所内電源，緊急時対策所用発電機	
			衛星電話設備（携帯型）	15	充電池	
	発電所内	インターフォン		1	常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装	
		移動無線設備		1	通信用蓄電池，常用所内電源，非常用所内電源	
		運転指令設備		1	専用蓄電池，常用所内電源，非常用所内電源	
		テレビ会議システム（指揮所・待機所間）		1	常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装	
	発電所外	衛星電話設備	衛星電話設備（FAX）		1	充電池，常用所内電源，非常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装置
		社内テレビ会議システム			1	充電池，常用所内電源，非常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装置
		統合原子力防災ネットワーク設備	テレビ会議システム		1	充電池，常用所内電源，非常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装置
			IP電話（地上系）		4	
			IP電話（衛星系）		2	
			IP-FAX（地上系）		2	
加入電話設備		加入電話機		2	通信事業者から給電	
	加入FAX		1	常用所内電源，非常用所内電源，緊急時対策所用発電機		
専用電話設備	専用電話設備（固定型）		7	充電池，常用所内電源，非常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装置		
	専用電話設備（FAX）		7			
待機所	発電所内	電力保安通信用電話設備	保安電話（固定） ^{※1}	1	通信用蓄電池，常用所内電源，非常用所内電源	
		インターフォン		1	常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装	
		運転指令設備		1	専用蓄電池，常用所内電源，非常用所内電源	
		テレビ会議システム（指揮所・待機所間）		1	常用所内電源，緊急時対策所用発電機，無停電電源装	
		無線連絡設備（携帯型）		4	充電池又は乾電池	

※1：加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能。

※2：予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

○ 緊急時対策所換気空調設備・空気供給装置（第34条 まとめ資料より抜粋）

○ 換気設備及び加圧設備について

(1) 換気設備の概要

緊急時対策所は、T. P. 39mに設置し、緊急時対策所空調上屋に設置する緊急時対策所換気空調設備を用いることにより、重大事故等発生時においても、緊急時対策所にとどまる対策要員の7日間の実効線量が100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所換気空調設備は、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、空気供給装置及び監視計器により構成する。

重大事故等発生時のプルーム通過前においては、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で緊急時対策所を正圧化し、フィルタを介さない外気の流入を低減する設計とする。

プルーム通過中においては、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による緊急時対策所への給気を隔離ダンパにより隔離するとともに、空気供給装置により緊急時対策所を正圧化し、外気の流入を完全に遮断可能な設計とする。

プルーム通過後においては、プルーム通過前と同様に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により緊急時対策所を正圧化することにより、フィルタを介さない外気の流入を低減する設計とする。また、緊急時対策所の差圧制御は、緊急時対策所排気手動ダンパの開度調整により行い、緊急時対策所排気手動ダンパは手動にて開度調整を行う設計とする。

設備名称	数量	仕様
緊急時対策所	1式	緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の2建屋 材料：コンクリート躯体 漏えい量：77.85m ³ /h以下 (100Pa 正圧化時)
可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン	2台 (予備2台)	風量：1,500m ³ /h
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	2台 (予備2台)	微粒子フィルタ除去効率：99.99以上 チャコールフィルタ除去効率：99.75以上 (補足) 微粒子フィルタ除去効率：0.7μm以上の粒子除去効率 チャコールフィルタ除去効率：放射性核種の除去効率 除去効率：(1 - 下流の粒子数 / 上流の粒子数) × 100%
空気浄化装置	354本以上	容量：約47L（1本当たり） 充填圧力：約14.7MPa
監視計器*	1式	圧力計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，可搬型モニタリングポスト，緊急時対策所可搬型エリアモニタ

※監視計器の内、可搬型モニタリングポストについては「2.17 監視測定設備(設置許可基準規則第60条に関する設計方針を示す章)」で示す

【参考】加圧設備運転時の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

1. 酸素濃度維持に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容酸素濃度に使用）

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。

（平成16年9月27日 経済産業省令第96号、最終改正平成26年6月24日 経済産業省令第32号）

○成人の呼吸量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

作業	呼吸数 (回/min)	呼吸数 (cm/回)	呼吸数 (L/min)
仰が（臥）	14	280	5
静座	16	500	8
歩行	24	970	24
歩行 (150m/min)	40	1,600	64
歩行 (300m/min)	45	2,290	100

○成人呼吸気の酸素量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

	吸気 (%)	呼気 (%)	乾燥空気換算 (%)
酸素量	20.95	15.39	16.40

2. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容二酸化炭素濃度に使用）

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。

（平成16年9月27日 経済産業省令第96号、最終改正平成26年6月24日 経済産業省令第32号）

○各種作業に対するエネルギー代謝率（「空気調和・衛生便覧」の記載より）

RMR 区分	作業	RMR	作業	RMR
0～1	キーパンチ	0.6	-	-
	計器監視(立)	0.6	運転(乗用車)	0.6～1.0
1～2	れんが積み	1.2	バルブ操作	1.0～2.0
	工事監督	1.8	徒歩	1.5～2.2
2～3	馬車	2.2		
	測量	2.6	塗装(はけ, ローラ)	2.0～2.5
3～4	やすりかけ	3.5	自転車	3.0～3.5
4～5	ボルト締め	4.5	電柱立て	4.0～5.0
5以上	かけ足	5.0	土掘り	5.0～6.0
	はしごのぼり	10.0	-	-

○労働強度別二酸化炭素吐出し量（「空気調和・衛生便覧」の記載より）

RMR 区分	作業程度	二酸化炭素吐出し量 ($\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$)	計算採用二酸化炭素 吐出し量 ($\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$)
0	安静時	0.0132	0.013
0～1	極軽作業	0.0132～0.242	0.022
1～2	軽作業	0.0242～0.0352	0.030
2～4	中等作業	0.352～0.0572	0.046
4～7	重作業	0.0572～0.0902	0.074

○「二酸化炭素消火設備の安全対策について(通知)」(平成8年9月20日付け消防予第193号, 消防危第117号)

・表1 二酸化炭素の濃度と人体への影響

<2% : はっきりした影響は認められない

2～3% : 5～10分呼吸深度の増加, 呼吸数の増加

3～4% : 10～30分頭痛, めまい, 悪心, 知覚低下

4～6% : 5～10分上記症状, 過呼吸による不快感

6～8% : 10～60分意識レベルの低下, その後意識喪失へ進む, ふるえ, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある

○二酸化炭素の生理作用が現れる濃度（許容二酸化炭素濃度の目安）（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

（単位：ppm）

分類	単純窒息性
ガス	二酸化炭素
作用	吸気中酸素分圧を低下させ、酸素欠乏症を誘引、呼吸困難、弱い刺激、窒息
1日8時間、1週間40時間の労働環境における許容濃度	5,000
のどの刺激	40,000
目の刺激	40,000
数時間ばく露で安全	11,000～17,000
1時間ばく露で安全	30,000～40,000

○ 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

a. 構造

緊急時対策所へ給気する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の概要図を図に示す。可搬型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，チャコールフィルタから構成される。各フィルタはケーシング内に設置しており，フィルタを介さない外気取込を防止する密閉構造となっている。

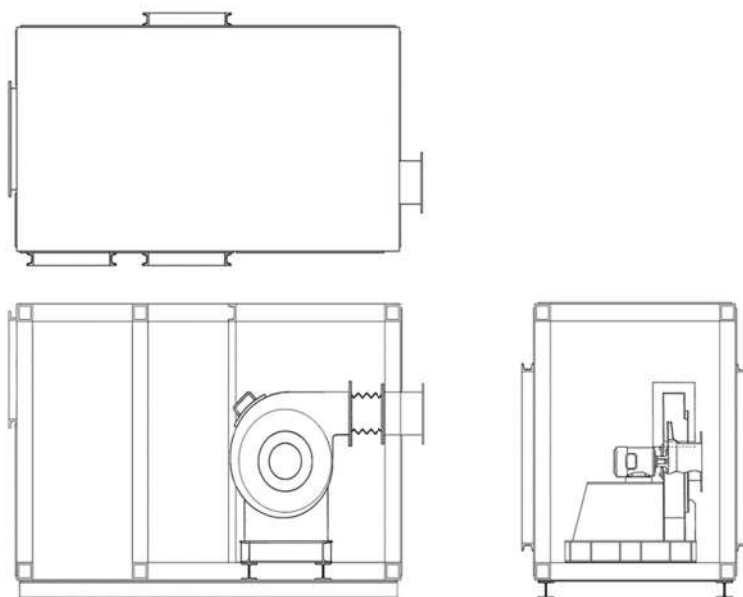


図 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの概要図

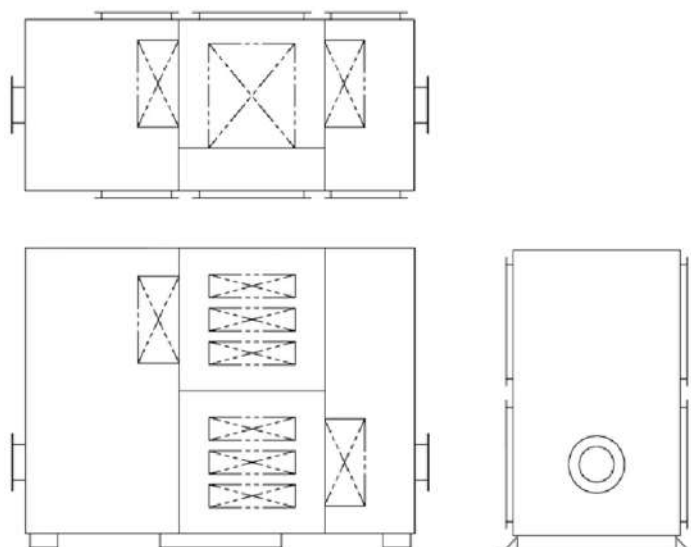


図 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概要図

b. 風量

可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの風量は1台当り1,500m³/hを確保することにより、プルーム通過前及び通過後の可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン運転時の必要換気量である285m³/h以上を満足する設計とする。

c. フィルタ性能

(a) フィルタ除去効率

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの微粒子フィルタ及びチャコールフィルタの除去効率を表に示す。フィルタ除去効率は、定期的に性能検査を実施し、総合除去効率が確保されていることを確認する。

表 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	単体除去効率[%]	総合除去効率[%]
微粒子フィルタ	99.97(0.15μmDOP粒子)	99.99(0.7μmDOP粒子)
チャコール フィルタ	無機よう素：99.0 有機よう素：95.0 (相対湿度95%)	99.75 (相対湿度95%)

(b) フィルタ保持容量

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所の居住性確保の要件である東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出量を想定した場合においても、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンが吸込む想定核分裂生成物量に対し十分な保持容量を有している。そのため供用中のフィルタ交換は不要な設計とし、居住空間の汚染のおそれはない。

放射性物質等の想定捕集量と可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット装置の保持容量を表に示す。

表 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの保持容量

種類	放射性物質等の想定捕集量	保持容量
微粒子フィルタ	約310mg	約1400g/台
チャコール フィルタ	約1.1mg	約240g/台

(c) チャコールフィルタ使用可能期間

チャコールフィルタは、大気中の湿分等の吸着障害物質を吸着することによる吸着面積の減少により吸着能力が劣化する。

2011年及び2012年1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した結果を図に示す。横軸に各日単位で1年間、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90%RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。

また、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90%RH以上となるのは年間20日（5%程度）であった。

また、本システムにはヒーターが設置されており、暖気により相対湿度の低い空気が供給される。したがって、相対湿度が95%RHを上回ることなく、チャコール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ため、7日間（168時間）の連続運転において捕集効率を99.75%以上確保することは十分可能である。

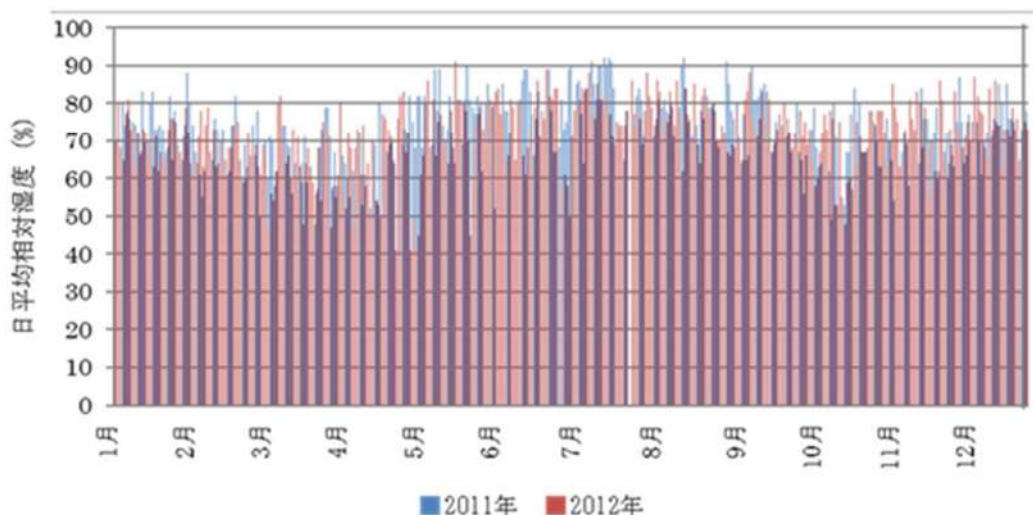


図 2011年1月～2012年12月の日平均相対湿度

○計測器（被ばく管理, 汚染管理）

品名		配備数／保管場所			
個人線量計	ポケット線量計	140台 ^{※1}	緊急時対策所 指揮所, 緊急時対策所 待機所	50台 ^{※5}	3号機 中央 制御室
	ガラスバッジ	140台 ^{※1}		50台 ^{※5}	
GM汚染サーベイメータ		10台 ^{※2}		3台 ^{※6}	
電離箱サーベイメータ		10台 ^{※3}		2台 ^{※7}	
可搬型エリアモニタ		4台 ^{※4}		—	

※1：60名×2箇所（指揮所，待機所）×1.1倍＋余裕

※2：チェンジングエリア用6台（汚染検査を行う放射線管理班員2名分×2箇所（指揮所，待機所）＋余裕）＋緊急時対策所内及び屋外用4台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員2名＋余裕）

※3：チェンジングエリア用4台（汚染検査を行う放射線管理班員2名分×2箇所（指揮所，待機所））＋緊急時対策所内及び屋外用6台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員2名＋余裕）

※4：緊急時対策所指揮所2台（1台＋余裕）＋緊急時対策所2台（1台＋余裕）

※5：31名×1.5倍

※6：チェンジングエリア用2台（汚染検査を行う放射線管理班員2名分）＋中央制御室内用1台（中央制御室内の汚染検査用1台）

※7：チェンジングエリア用1台（チェンジングエリア内のモニタリング用1台）＋中央制御室内用1台（中央制御室内のモニタリング用1台）

○チェンジングエリア用資機材

名称	数量	根拠
養生シート	6巻 ^{※1}	チェンジングエリア設営 及び補修に必要な数量
バリア	6個 ^{※2}	
フェンス	2個 ^{※3}	
粘着マット	20枚	
靴棚	2台	
回収箱	18個	
透明ロール袋(大)	20巻	
養生テープ	40巻	
作業用テープ	20巻	
ウエス	2箱	
ウェットティッシュ	290個	
はさみ	4個	
カッター	4個	
マジック	6本	
シャワー室	2個 ^{※4}	
簡易シャワー	2個 ^{※5}	
ポリタンク	2個 ^{※6}	
トレイ	2個	
バケツ	2個	
可搬型照明	4台(予備2台)	

※1：仕様 1,800mm×30m/巻 (透明・ピンク・黄)

※2：仕様 600mm(750mm,900mm)×100mm×150mm/個(アルミ製)

※3：仕様 600mm×900mm/個(アルミ製)

※4：仕様 1,120mm×1,120mm×2,000mm/個(据付型,不燃シート製)

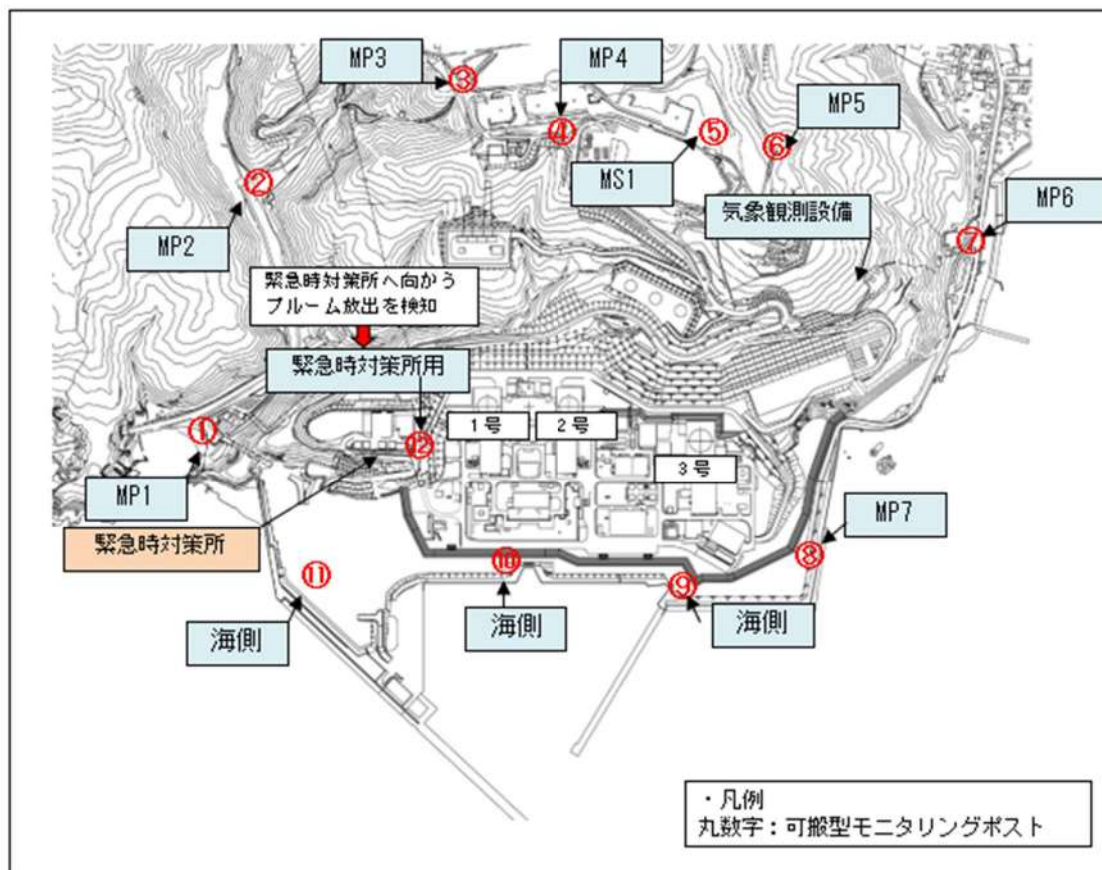
※5：仕様 タンク容量7.5リットル(手動ポンプ式)

※6：仕様 タンク容量20リットル(ポリタンク)

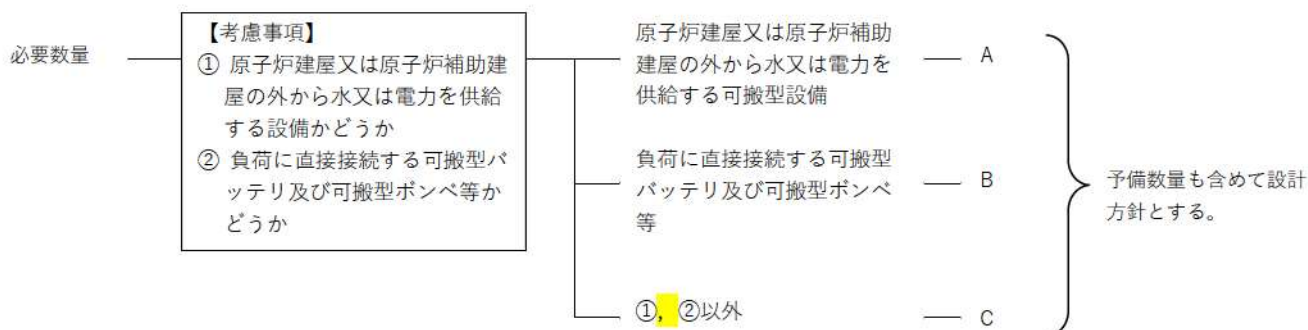
○プルームの検知手段

No	3号炉中心からの距離	No	3号炉中心からの距離	No	3号炉中心からの距離
①	約 980 m	⑥	約 600 m	⑪	約 820 m
②	約 1,040 m	⑦	約 630 m	⑫	約 580 m
③	約 880 m	⑧	約 300 m	-	-
④	約 690 m	⑨	約 300 m	-	-
⑤	約 590 m	⑩	約 420 m	-	-

注：現場の状況により適宜配置を変更する。



○緊急時対策所の可搬型 SA 設備の保有数量の考え方について



区分	対象設備	設計方針
A	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	必要となる容量等を賄うことができる設備を2セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。
B	負荷に直接接続する可搬型バッテリー及び可搬型ポンペ等	1負荷当たり1セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。
C	A, B以外	必要となる容量等を有する設備を1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

計装設備の計測範囲については、重大事故等時に想定される設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できるように計測できる設計とすることで、容量等を有する設計とする。

表 緊急時対策所の可搬型 SA 設備の保有数量

設備名	必要数量区分	必要数	予備数
可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン	C	2	2
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	C	2	2
空気供給装置 (空気ポンペ)	C	354	326
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	C	2	2
緊急時対策所可搬型エリアモニタ	C	2	2
可搬型モニタリングポスト	C	12	1
可搬型気象観測設備	C	2	1

61-6

緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価について

目 次

1. 新規制基準への適合状況
2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

添付資料 1	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件
添付資料 2	被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
添付資料 3	被ばく評価に用いる大気拡散評価について
添付資料 4	地表面への沈着速度の設定について
添付資料 5	乾性沈着速度の設定について
添付資料 6	希ガス放出継続時間について
添付資料 7	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評価方法について
添付資料 8	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
添付資料 9	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について
添付資料10	外気から取り込まれた放射性物質による被ばくについて
添付資料11	空気供給装置による加圧開始が遅延すること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に取り込まれる放射性物質による影響について
添付資料12	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の設定について
添付資料13	使用済燃料ピットの燃料による影響について
添付資料14	緊急時対策所プルーム通過判断について
添付資料15	線量評価に用いるNUREG-1465の適用について
添付資料16	審査ガイド ^{※1} への適合状況

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

1. 新規制基準への適合状況

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

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

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1、 2	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>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100mSvを超えないことを確認している（緊急時対策所指揮所において約13mSv/7日間、緊急時対策所待機所において約12mSv/7日間）。なお、想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定し、マスク着用なし、交替要員なし及び安定ヨウ素剤の服用なしとして評価した。</p>

2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき評価を行った。

泊発電所3号炉においては緊急時対策所を緊急時対策所指揮所と緊急時対策所待機所で構成しているため、それぞれについて評価を行った。

(実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第76条抜粋)

緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。

- ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
- ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量は7日間で緊急時対策所指揮所において約13mSv、緊急時対策所待機所において約12mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

(1) 想定する事象

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

想定する事象としては、過温破損では主に原子炉格納容器貫通部の損傷によることから、大規模な放出経路が形成されることは考えにくく、また、格納容器バイパスでは、蒸気発生器の配管等を経由した放出であることから、同様に大規模な放出経路が形成されることは考えにくい。従って、本評価では、貫通部以外の格納容器そのものの大規模な破壊（過圧破損）を想定する。

(2) 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、泊発電所3号炉の発災を想定し評価した。なお、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。

評価に用いた放出放射エネルギーを表1に示す。

表1 大気中への放出放射エネルギー

核種グループ	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
	3号炉
希ガス類	約 6.8×10^{18}
よう素類	約 2.4×10^{17}
Cs 類	約 2.1×10^{16}
Te 類	約 6.2×10^{16}
Ba 類	約 2.0×10^{15}
Ru 類	約 1.6×10^{10}
Ce 類	約 7.4×10^{13}
La 類	約 1.3×10^{13}

(3) 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、泊発電所敷地内において観測した1997年1月～1997年12月の1年間における気象データを使用した。

相対濃度及び相対線量の評価結果を表2に示す。

表2 相対濃度及び相対線量

評価対象	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
緊急時対策所指揮所	約 9.4×10^{-5}	約 7.0×10^{-19}
緊急時対策所待機所	約 8.8×10^{-5}	約 6.6×10^{-19}

※ただし、地表面に沈着した放射性物質の濃度を設定する場合は、線源範囲が緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所で共通のため、代表して安全側となる緊急時対策所指揮所の相対濃度を用いる。

(4) 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては、対策要員は7日間緊急時対策所に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図1及び図2に示す。また、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要条件を表4に、被ばく評価に係る換気設備の概略図を図3に示す。

- a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく（経路①）
事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばくは、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等を踏まえて評価した。
直接ガンマ線については QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については SCATTERING コードを用いて評価した。
- b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく（経路②）
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による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、大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。
遮蔽厚さとして、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の生体遮蔽装置のみを考慮しており、そのうち最も薄い遮蔽厚さを参照した。
なお、換気設備加圧バウンダリ内に浮遊する放射性物質の影響は c. で評価した。
- c. 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（経路③）
外気から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は、緊急時対策所内の放射性物質濃度を基に、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。
なお、内部被ばくの評価に当たっては、マスクの着用及びよう素剤の服用はないものとして評価した。また、緊急時対策所内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の(a)及び(b)の効果を考慮した。
- (a) 可搬型空気浄化装置による緊急時対策所内の正圧化
緊急時対策所を可搬型空気浄化装置により加圧し正圧化することで、緊急時対策所へのフィルタを経由しない外気の侵入を防止する効果を考慮した。
- (b) 空気供給装置による緊急時対策所の正圧化
緊急時対策所を空気供給装置により加圧し正圧化することで、緊急時対策所への外気の侵入を防止する効果を考慮した。
- d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく（経路④）
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

(5) 被ばく評価結果

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果を表3に示す。対策要員の7日間の実効線量は緊急時対策所指揮所において約13mSv、緊急時対策所待機所において約12mSvとなった。なお、本結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価結果となっている。

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

表3 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路		7日間の実効線量 ^{※1} (mSv)	
		緊急時対策所 指揮所	緊急時対策所 待機所
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緊急時対策所内での被ばく	約 1.3×10^{-3}	約 9.9×10^{-4}
	② 放射性雲中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 7.3×10^{-2}	約 6.8×10^{-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 7.7×10^0	約 7.2×10^0
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 7.7×10^0) (約 5.4×10^{-3})	(約 7.2×10^0) (約 5.0×10^{-3})
	④ 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	約 4.3×10^0	約 3.9×10^0
合計 (①+②+③+④)		約 1.3×10^1	約 1.2×10^1

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

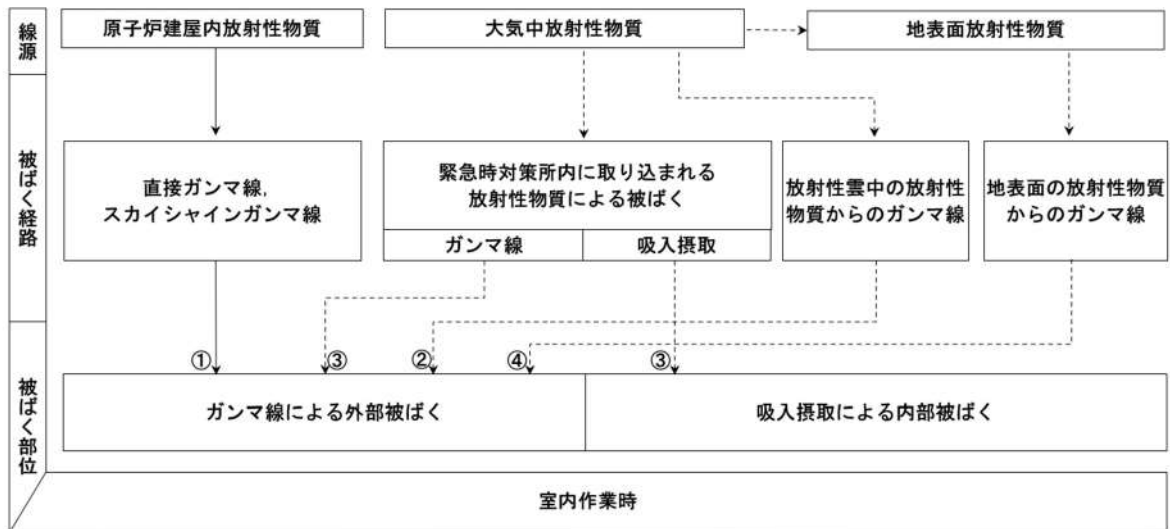


図1 被ばく経路（緊急時対策所）

緊急時対策所 での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による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外部被ばく)
	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 (吸入摂取による内部被ばく, 室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
	④地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばく (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)

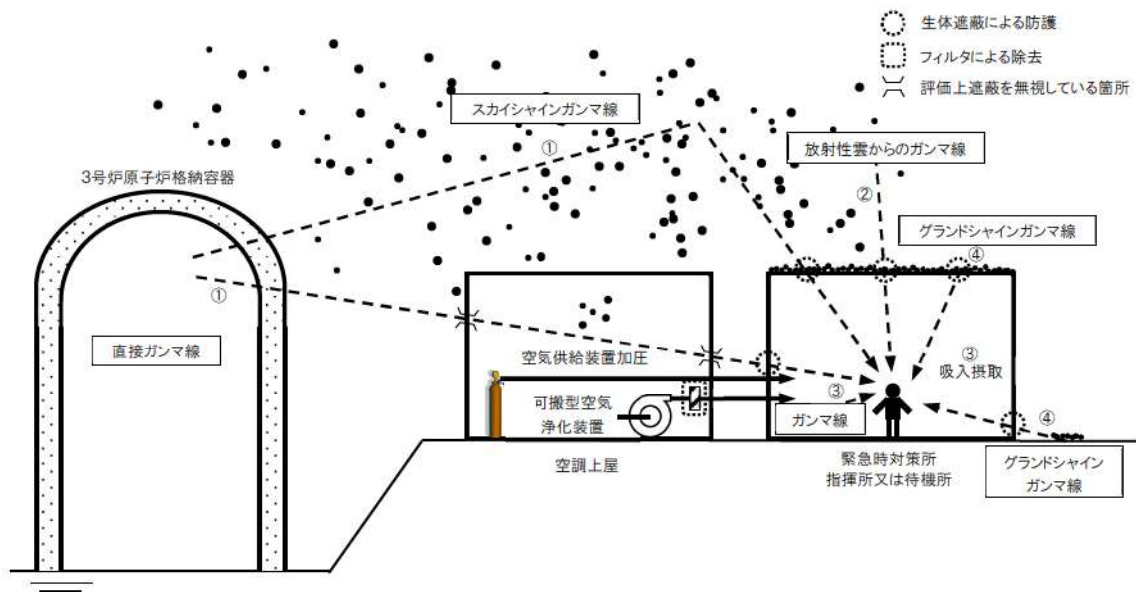


図2 緊急時対策所の居住性に係る経路イメージ図

表 4 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要条件

項目		評価条件 ^{※2}		
放出量評価	発災プラント	3号炉		
	ソースターム	福島第一原子力発電所事故と同等		
大気拡散条件	放出継続時間	希ガス：1時間，その他：10時間		
	放出源高さ	地上放出		
	気象	1997年1月から1年間		
	着目方位	建屋後流側の拡がりの影響を考慮した結果， 着目方位は2方位（NW，NNW）		
	建屋巻き込み	巻き込みを考慮		
	累積出現頻度	小さい方から97%相当		
防護措置	事故発生からの経過時間 (放出開始:事故後24時間)	24～25	25～34	34～168
	可搬型空気浄化装置	—	加圧	加圧
	空気供給装置	加圧	—	—
	マスクの着用	考慮しない		
	よう素剤の服用	考慮しない		
	要員の交替	考慮しない		
結果	合計線量（7日間）	緊急時対策所指揮所：約13mSv ^{※1} 緊急時対策所待機所：約12mSv ^{※1}		

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※2 評価結果を除き，本表における緊急時対策所指揮所と緊急時対策所待機所の評価条件は共通

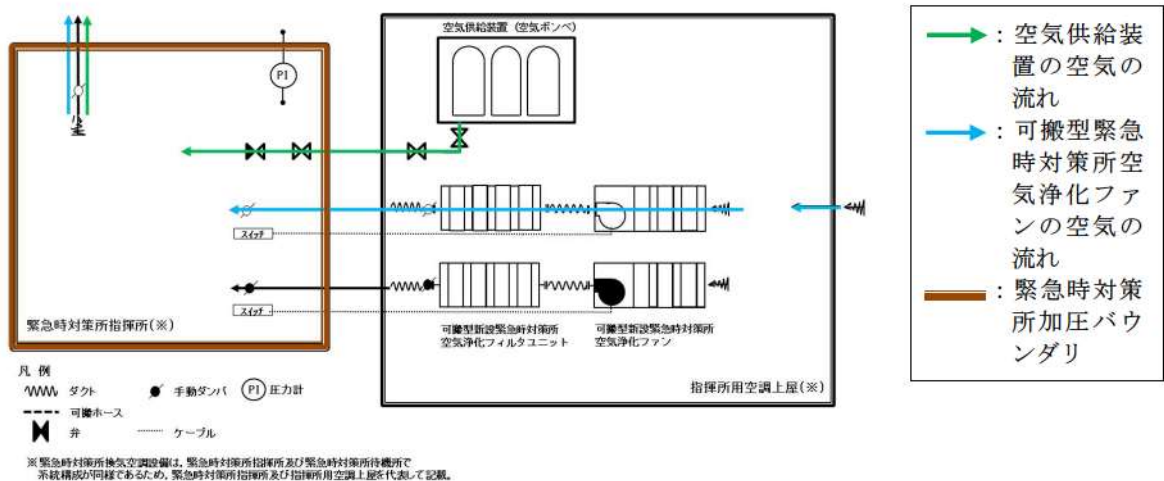


図 3 緊急時対策所の被ばく評価に係る換気設備の概略図

(24～25時間後：空気供給装置による正圧化，25～168時間後：可搬型緊急時対策所空気浄化ファンによる正圧化)

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件

表添 1-1 大気中への放出放射能評価条件 (1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
炉心熱出力	2,705MWt	定格値 (2,652MWt)に定常誤差(+2%)を考慮	—
運転時間	ウラン燃料 (3/4) 1 サイクル:10,000h(約 416 日) 2 サイクル : 20,000h 3 サイクル : 30,000h 4 サイクル : 40,000h ウラン・プルトニウム混合 酸化物燃料 (1/4) 1 サイクル:10,000h(約 416 日) 2 サイクル : 20,000h 3 サイクル : 30,000h	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	ウラン燃料 : 1/4 ウラン・プルトニウム混合 酸化物燃料 : 1/3	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表添 1-1 大気中への放出放射能評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10 ⁻⁸ % Ce類：1.51×10 ⁻⁴ % La類：3.87×10 ⁻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：7.53×10 ⁻⁸ % Ce類：1.51×10 ⁻⁴ % La類：3.87×10 ⁻⁵ %
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上	同上
放出開始時刻	事故発生から 24時間後	同上	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。	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。

表添 1-2 大気中への放出放射エネルギー

核種グループ	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
	3号炉
希ガス類	約 6.8×10^{18}
よう素類	約 2.4×10^{17}
Cs 類	約 2.1×10^{16}
Te 類	約 6.2×10^{16}
Ba 類	約 2.0×10^{15}
Ru 類	約 1.6×10^{10}
Ce 類	約 7.4×10^{13}
La 類	約 1.3×10^{13}

表添 1-3 大気拡散条件 (1/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価 モデル	ガウスプルーム モデル	審査ガイドに示された とおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の 空气中濃度は、放出源 高さ及び気象条件に応 じて、空間濃度分布が 水平方向及び鉛直方向 ともに正規分布になる と仮定したガウスプ ルームモデルを適用して 計算する。
気象データ	泊発電所における 1 年間の気象データ (1997年1月～1997 年12月)	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	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	希ガス以外の核種につい ては放出継続時間を10時 間としているが、実効放 出継続時間としては保守 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。

表添 1-3 大気拡散条件 (2/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
放出源及び 放出源高さ	放出源：3号炉原子炉 格納容器 放出源高さ：地上 0m 放出エネルギーによる 影響：未考慮	審査ガイドに示され たとおり設定	4.4(4)b. 放出源高さは、 地上放出を仮定する。放 出エネルギーは、保守的 な結果となるように考 慮しないと仮定する。
累積出現頻度	小さい方から 累積して 97%	同上	4.2(2)c. 評価点の相対 濃度又は相対線量は、毎 時刻の相対濃度又は相 対線量を年間について 小さい方から累積した 場合、その累積出現頻度 が 97%に当たる値とす る。
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の 建屋の影響を受ける ため、建屋による巻き 込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室 ／緊急時制御室／緊急 時対策所の居住性評価 で特徴的な放出点から 近距離の建屋の影響を 受ける場合には、建屋に よる巻き込み現象を考 慮した大気拡散による 拡散パラメータを用い る。

表添 1-3 大気拡散条件 (3/3)

項目	評価条件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
巻き込みを生じる代表建屋	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	緊急時対策所指揮所： 3号炉原子炉格納容器 から指揮所用空調上屋 への最近接点（北東部 の外壁） 緊急時対策所待機所： 3号炉原子炉格納容器 から待機所への最近接 点（北東部の外壁）	審査ガイドに示され たとおり設定	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。
着目方位	放出点と建屋の巻き込み を考慮する範囲から選 定された9方位と、評 価点と建屋の巻き込みを 考慮する範囲から選 定した2方位が重なり合 う方位として、原子炉 建屋から2方位（NW、 NNW）を選定。	審査ガイドに示され た評価方法に基づき 設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊 急時制御室／緊急時対策所 の居住性に係る被ばく評価 では、建屋の風下後流側で の広範囲に及ぶ乱流混合域 が顕著であることから、放 射性物質濃度を計算する当 該着目方位としては、放出 源と評価点とを結ぶライン が含まれる1方位のみを対 象とするのではなく、図5 に示すように、建屋の後流 側の拡がりの影響が評価点 に及ぶ可能性のある複数の 方位を対象とする。
建屋投影面積	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 の方位に適用	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し る。
形状係数	1/2	「原子力発電所中央 制御室の居住性に係 る被ばく評価手法に ついて（内規）」に示 されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の大気 拡散の詳細は、「原子力発電 所中央制御室の居住性に係 る被ばく評価手法について （内規）」による。

表添 1-4 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

評価点	放出点	放出点から評価点 までの距離[m]	相対濃度 χ/Q [s/m ³]	相対線量 D/Q [Gy/Bq]
緊急時対策所指揮所： 3号炉原子炉格納容器 から指揮所用空調上屋 への最近接点 (北東部の外壁)	3号炉 原子炉 格納容器	610	約 9.4×10^{-5}	約 7.0×10^{-19}
緊急時対策所待機所： 3号炉原子炉格納容器 から待機所への最近接 点 (北東部の外壁)	3号炉 原子炉 格納容器	660	約 8.8×10^{-5} ※	約 6.6×10^{-19}

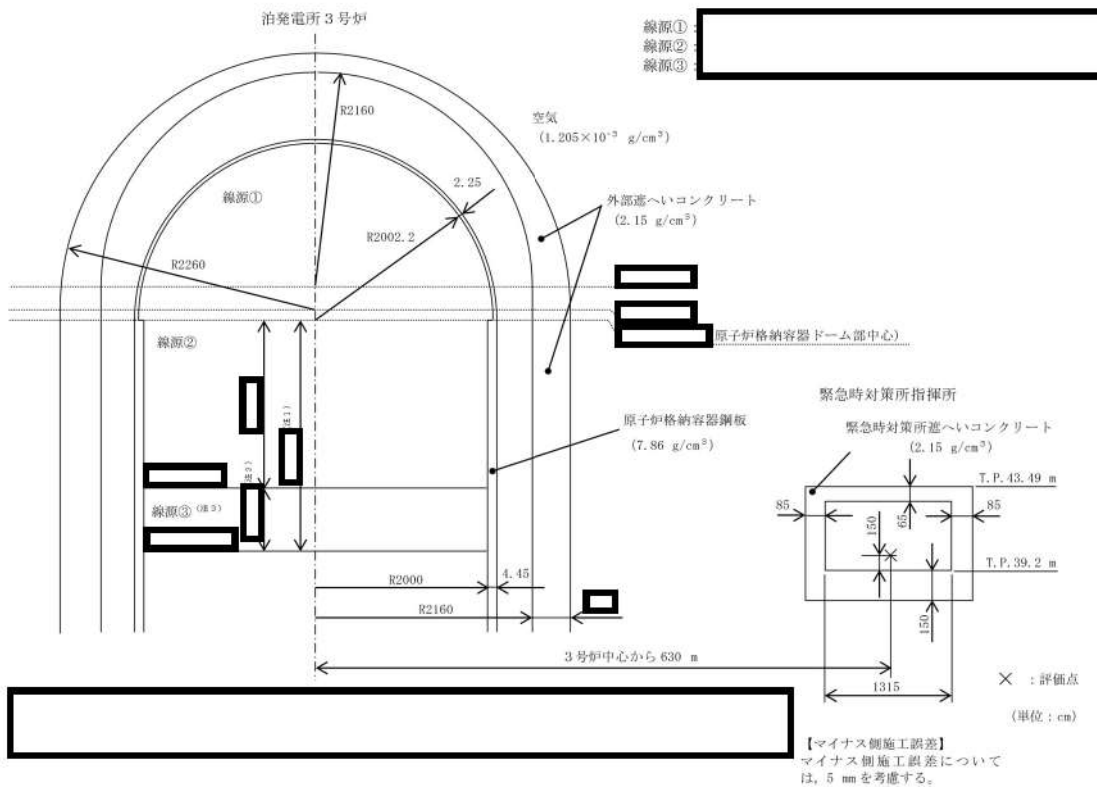
※ただし、地表面に沈着した放射性物質の濃度を設定する場合は、線源範囲が緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所で共通のため、代表して安全側となる緊急時対策所指揮所の相対濃度を用いる。

表添 1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

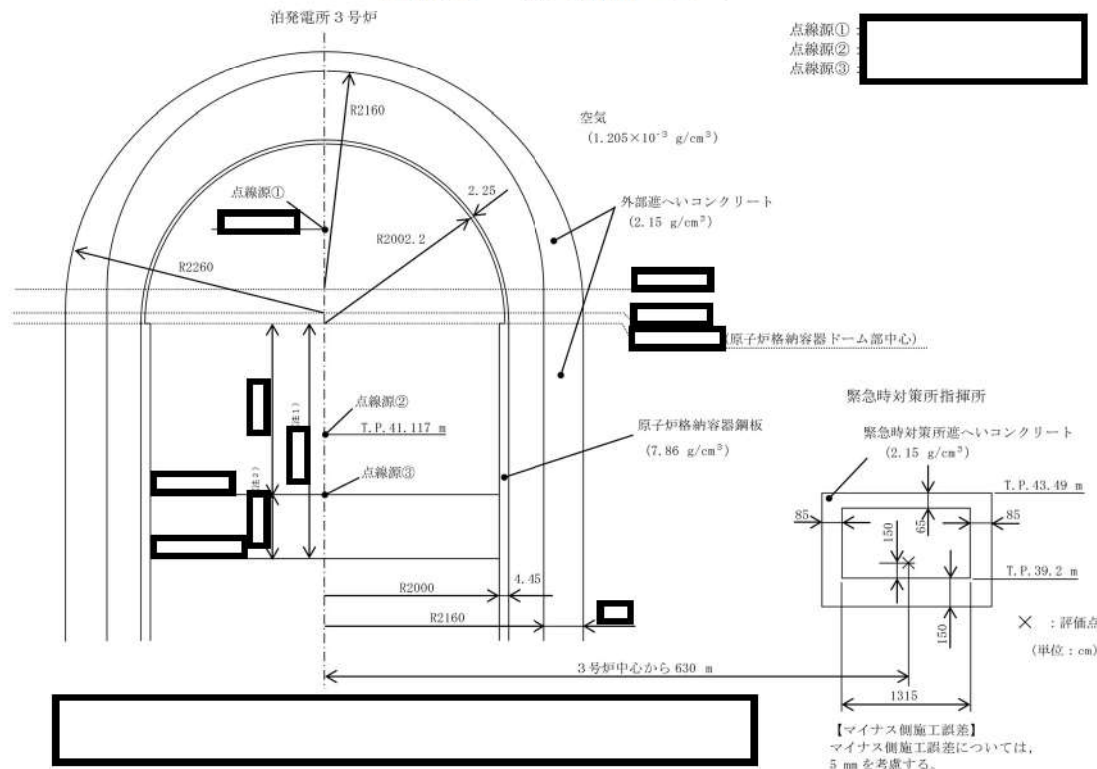
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源強度	原子炉格納容器への放出割合	NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に設定 希ガス類： 100% ヨウ素類： 66% Cs 類： 66% Te 類： 31% Ba 類： 12% Ru 類： 0.5% Ce 類： 0.55% La 類： 0.52%	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 福島第一原子力発電所並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。 ➤NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合(被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出)を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。
	原子炉格納容器内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後7日間の積算線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	同上	同上
計算モデル	遮へい厚さ	図添 1-1 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 線量計算では、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。
	評価点	緊急時対策所指揮所： 緊急時対策所 指揮所中心 床上 1.5m 緊急時対策所待機所： 緊急時対策所 待機所中心 床上 1.5m	評価点の高さについては、日本人の成人男性の平均身長約1.7m及び成人女性の平均身長約1.6mに対して、胸部～頭部の高さとして設定	—
評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャインガンマ線： SCATTERING コード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD-CGGP2R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。したがって、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。	—	

表添1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
原子炉格納容器内の積算線源強度

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}



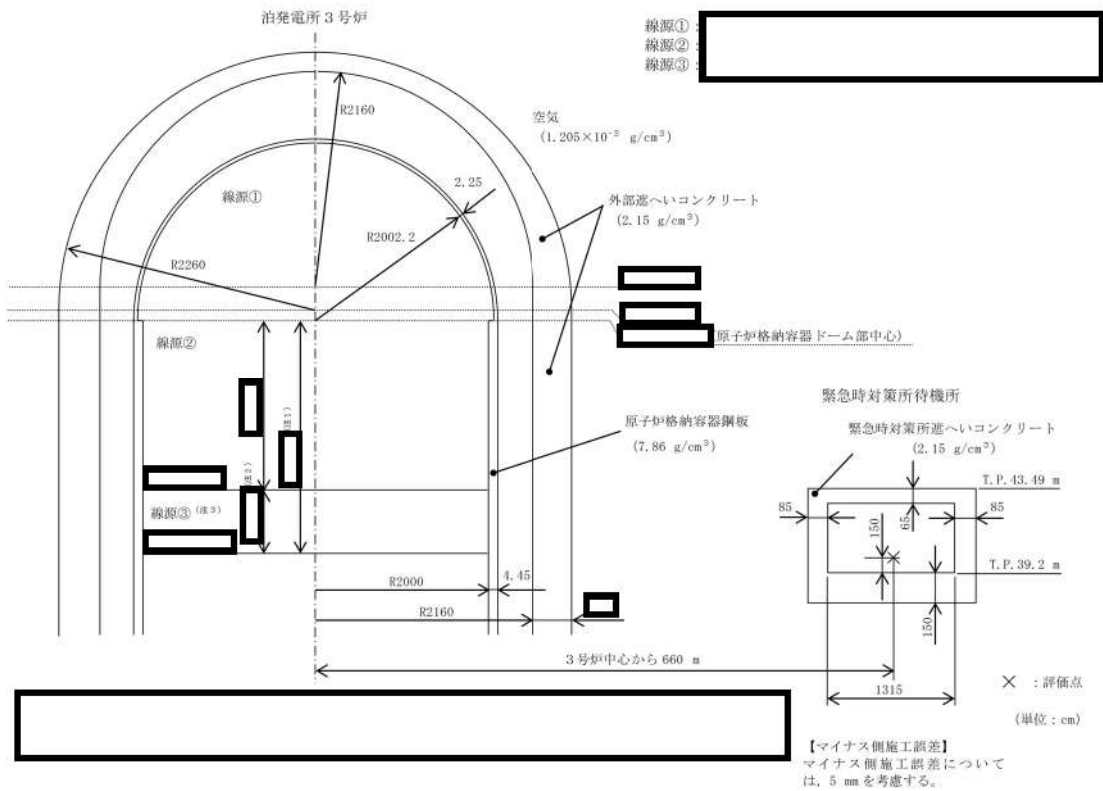
(直接ガンマ線の評価モデル)



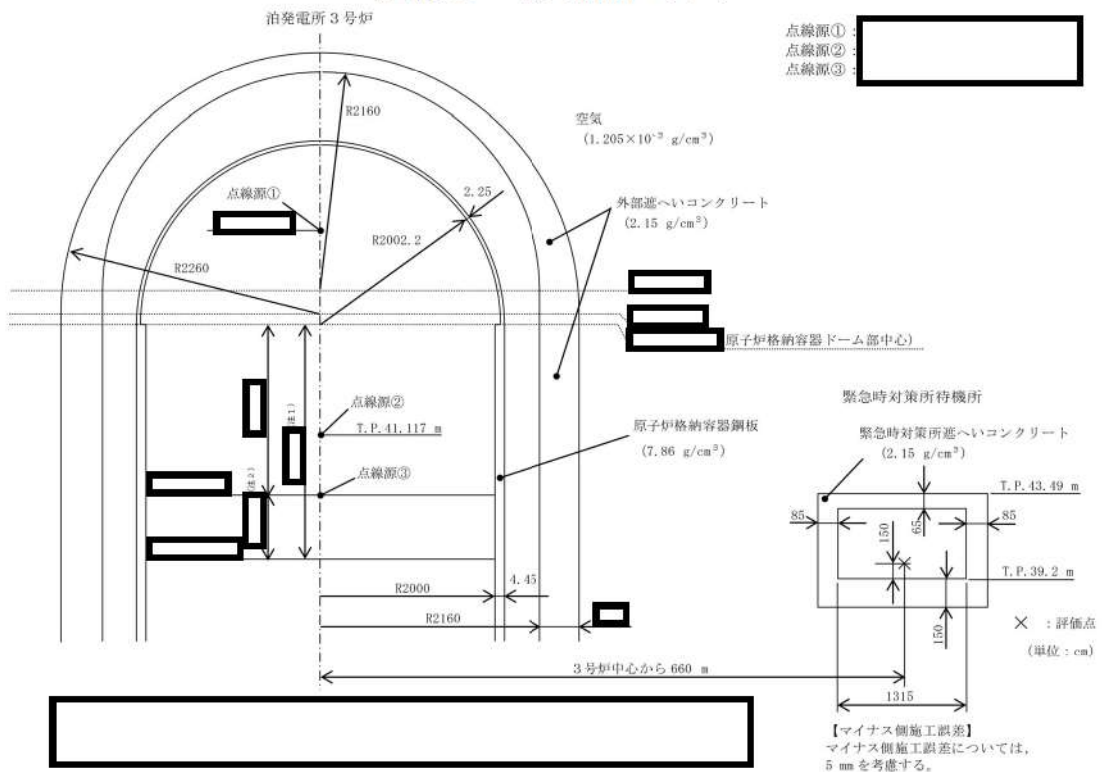
(スカイシャインガンマ線の評価モデル)

図添 1-1 (1/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル
(緊急時対策所指揮所)

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。



(直接ガンマ線の評価モデル)



(スカイシャインガンマ線の評価モデル)

図添 1-1 (2/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデル
(緊急時対策所待機所)

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。

表添 1-7 緊急時対策所の防護措置の評価条件 (1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
空気供給装置の加圧時間	24～25h (1 時間)	短時間で放出する気体の希ガスと、よう素及びその他の核種の放出挙動を考慮。	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
可搬型空気浄化装置の風量	24～ 25h : 0m ³ /min 25～ 34h : 25m ³ /min 34～168h : 17m ³ /min	運用を基に設定	同上
可搬型空気浄化装置の微粒子フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 0% 有機よう素 : 0% 粒子状放射性物質 : 99.99%	設計値を基に設定 (添付資料 12 参照)	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
可搬型空気浄化装置のよう素フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 99.99% 有機よう素 : 99.75% 粒子状放射性物質 : 0%	同上	同上
緊急時対策所への外気の直接流入量	0～168h : 0m ³ /h	重大事故時には、換気設備により緊急時対策所内を加圧し、フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設計としている。	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。

表添 1-7 緊急時対策所の防護措置の評価条件 (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
緊急時対策所の空調バウンダリ体積	緊急時対策所指揮所： 650m ³ 緊急時対策所待機所： 650m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の自由体積	緊急時対策所指揮所： 650m ³ 緊急時対策所待機所： 650m ³	同上	同上
マスクの着用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	3. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
よう素剤の服用	未考慮	同上	3. 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
要員の交替	未考慮	運用を基に設定	同上

表添 1-8 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication 71 に基づき、成人活動 時の呼吸率を設定	—
地表への沈着速度	1.2cm/秒	線量目標値評価指針 (降水時における沈 着率は乾燥時の 2~3 倍大きい) を参考に、 湿性沈着を考慮して 乾性沈着速度 (0.3cm/s) の 4 倍を 設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ※1 より設定。(添付資 料 4, 5 を参照)	4.2(2)d. 放射性物質 の地表面への沈着評 価では、地表面への乾 性沈着及び降雨によ る湿性沈着を考慮し て地表面沈着濃度を 計算する。

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

被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

泊発電所敷地内において観測した 1997 年 1 月から 1997 年 12 月までの 1 年間の気象資料により解析を行うに当たり、この 1 年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

(1) 検定方法

a. 検定に用いた観測記録

本居住性評価では、保守的に地上風（標高 20m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高 20m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高 84m の観測記録を用いて検定を行った。

気象観測設備の配置を図添 2-1 に示す。

b. データ統計期間

統計年：2011 年 1 月～2020 年 12 月（10 年間）

検定年：1997 年 1 月～1997 年 12 月（1 年間）

c. 検定方法

F 分布検定

(2) 検定結果

表添 2-2～表添 2-5 に検定結果を示す。

標高 20m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 0 項目であり、標高 84m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目は 3 項目であったことから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断した。

表添2-1 異常年検定結果

観測点	観測項目	検定結果
標高 20m	風向出現頻度	棄却なし
	風速出現頻度	棄却なし
標高 84m	風向出現頻度	棄却数 2
	風速出現頻度	棄却数 1

表添 2-2 棄却檢定表 (風向) (標高 20m)

檢定年：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 1997 年 1 月 ~ 1997 年 12 月
 統計期間：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 2011 年 1 月 ~ 2020 年 12 月

風向	統計年											判定 ○採択 ×棄却			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値				
N	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.03	2.84	2.82	3.30	2.81	4.28	2.32	○
NNE	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.21	1.74	1.85	2.00	2.19	2.50	1.50	○
NE	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	4.80	4.66	4.70	4.25	4.71	5.61	2.89	○
ENE	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	7.09	7.25	7.29	7.04	5.95	8.83	5.25	○
E	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	13.64	13.66	14.24	14.17	11.46	18.28	10.06	○
ESE	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	7.83	8.07	9.11	8.06	11.04	11.89	4.23	○
SE	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	5.40	5.01	6.02	6.20	6.42	8.71	3.69	○
SSE	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.56	2.36	2.52	2.50	2.76	2.83	2.17	○
S	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	0.94	0.93	0.79	1.17	1.06	1.81	0.53	○
SSW	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.90	0.63	0.76	0.72	0.81	0.98	0.46	○
SW	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	2.38	2.06	2.26	1.96	1.84	2.74	1.18	○
WSW	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	4.38	3.25	4.99	3.46	4.00	5.16	1.76	○
W	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	9.56	8.74	9.56	9.09	9.92	11.60	6.58	○
WNW	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	15.97	18.84	16.53	15.59	15.49	19.55	11.63	○
NW	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	12.50	13.70	10.95	13.63	13.20	17.49	9.77	○
MNW	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	5.98	5.35	4.26	6.07	5.38	8.61	3.53	○
CAL.M	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○

表添 2-3 棄却檢定表 (風向) (標高 20m)

檢定年：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 1997 年 1 月 ~ 1997 年 12 月
 統計期間：敷地内 Z 点 (標高 20m), 地上高 10m) 2011 年 1 月 ~ 2020 年 12 月

風速 階級 (m/s)	統計年											判定 ○採択 ×棄却			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値				
0.0~0.4	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○
0.5~1.4	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	11.76	11.38	10.54	9.16	11.76	13.51	4.81	○
1.5~2.4	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.47	15.40	16.07	16.01	15.14	18.94	13.08	○
2.5~3.4	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	12.60	12.05	13.19	13.04	14.44	15.08	11.00	○
3.5~4.4	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.67	10.52	12.12	11.76	11.92	13.53	9.99	○
4.5~5.4	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	9.57	10.96	10.65	11.62	9.68	14.83	8.41	○
5.5~6.4	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.28	7.62	7.36	7.82	7.13	7.43	6.21	○
6.5~7.4	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.55	5.60	5.57	5.37	5.75	6.47	4.27	○
7.5~8.4	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.61	4.85	4.51	4.37	4.55	5.05	3.69	○
8.5~9.4	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.74	4.47	3.89	3.88	4.26	4.85	2.91	○
9.5~	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.91	16.23	14.74	16.17	14.43	20.35	11.99	○

表添2-4 棄却檢定表 (風向) (標高 84m)

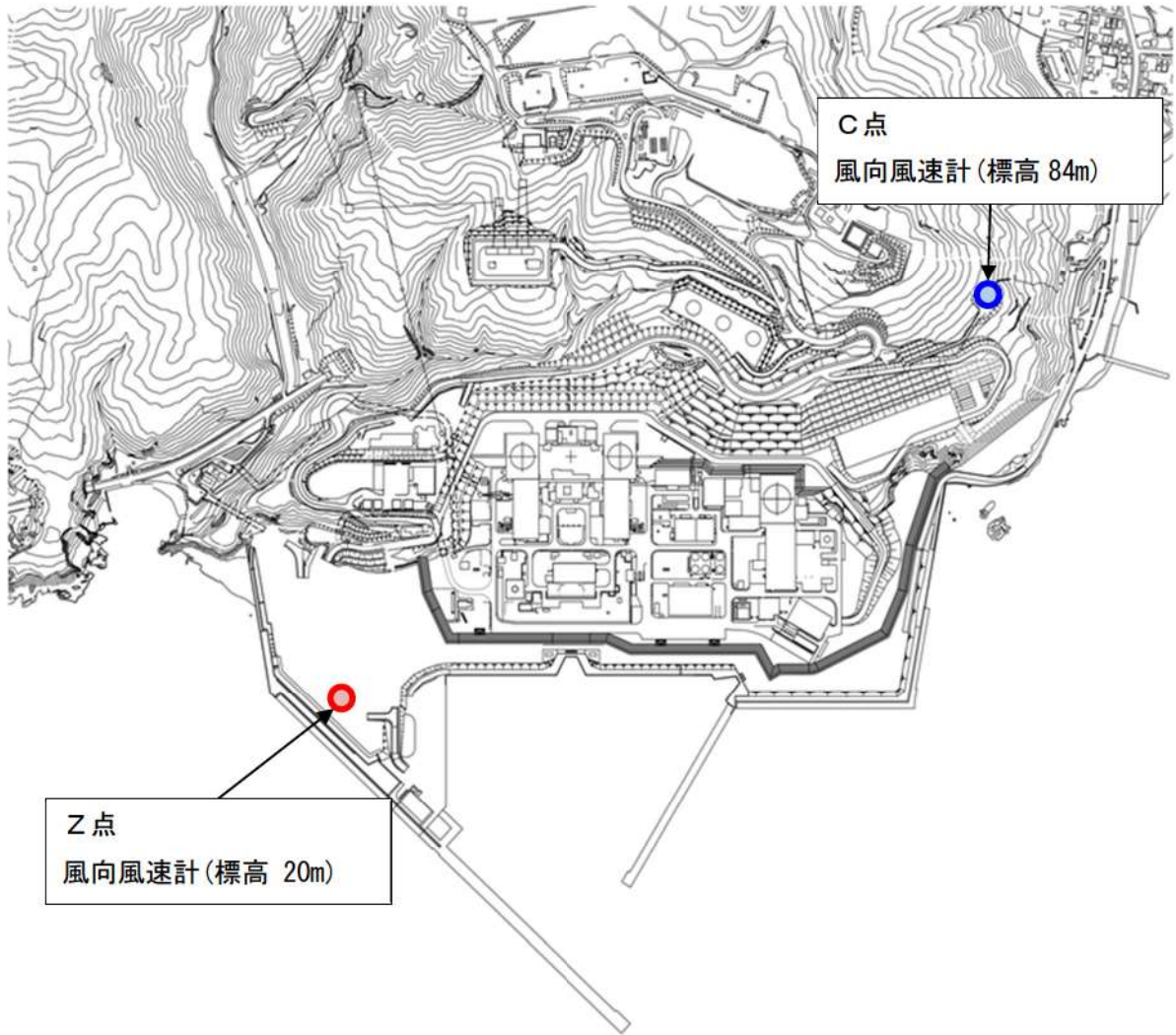
檢定年：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 1997年1月~1997年12月
統計期間：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 2011年1月~2020年12月

風向	統計年												判定 ○採択 ×棄却		
	棄却限界(5%)														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997		上限	下限
N	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.03	1.44	1.23	1.38	1.23	1.82	0.94	○
NNE	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.17	1.10	1.21	1.15	1.23	1.63	0.67	○
NE	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.26	3.02	3.23	3.35	3.41	4.15	2.55	○
ENE	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	13.67	13.70	12.30	12.86	10.87	16.61	9.11	○
E	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	18.23	18.46	20.63	19.51	20.26	24.30	14.72	○
ESE	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	5.40	4.74	5.83	5.02	5.31	6.70	3.34	○
SE	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	1.98	2.05	2.20	2.12	2.77	2.85	1.39	○
SSE	0.49	0.62	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.68	0.72	0.82	0.69	1.03	0.96	0.42	×
S	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.70	0.60	0.75	0.72	0.70	1.01	0.43	○
SSW	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.70	0.69	0.74	0.70	0.67	0.88	0.52	○
SW	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.03	0.69	0.75	0.90	0.61	1.35	0.45	○
WSW	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	1.97	1.94	1.76	2.34	3.91	4.51	0.00	○
W	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	16.01	17.97	17.93	14.10	21.47	14.39	×
WNW	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	19.50	23.83	20.37	19.60	22.17	26.33	12.87	○
NW	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	10.29	8.57	7.75	9.18	9.30	12.01	6.35	○
NNW	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.84	1.64	1.68	1.78	2.01	2.18	1.38	○
CALM	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○

表添2-5 棄却檢定表 (風向) (標高 84m)

檢定年：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 1997年1月~1997年12月
統計期間：敷地内C点 (標高84m, 地上高10m) 2011年1月~2020年12月

風速 階級 (m/s)	統計年												判定 ○採択 ×棄却		
	棄却限界(5%)														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997		上限	下限
0.0~0.4	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○
0.5~1.4	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	8.94	8.34	8.59	6.11	10.28	6.90	×
1.5~2.4	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	14.60	13.96	15.06	15.06	15.25	17.33	12.79	○
2.5~3.4	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	13.49	12.02	12.66	13.72	15.10	15.92	11.52	○
3.5~4.4	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	10.94	9.73	10.16	11.02	11.97	12.58	9.46	○
4.5~5.4	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.02	9.34	9.81	9.20	9.91	10.31	8.09	○
5.5~6.4	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.94	8.48	8.36	7.85	8.23	8.88	6.82	○
6.5~7.4	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.16	7.67	7.93	6.78	6.49	8.37	5.19	○
7.5~8.4	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.62	6.10	6.01	5.71	5.45	6.41	5.01	○
8.5~9.4	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	5.55	5.67	4.91	4.87	4.91	6.52	3.22	○
9.5~	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	17.14	17.29	15.99	16.40	16.14	19.49	13.31	○



図添 2-1 気象観測設備配置図

(参考) F分布検定の計算方法について

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

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

[平均値]	$\bar{X} = \sum_{i=1}^n (X_i \times 1/n)$
[分散]	$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$
[標準偏差]	$S = \sqrt{\sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n}$
[F値]	$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2}$
[棄却限界値]	$X_0 = \bar{X} \pm S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} \cdot F^1_{n-1}(\alpha)}$ (全統計年の標準偏差に判断の誤りの偏差で重みづけした値)

X_i : 年別出現回数

n : 統計年数

X_0 : 検定年の出現回数

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

有意水準(危険率) α : 5%

(棄却限界値を超え異常と判断した時に、その判断が誤っている確率)

$n=10$ の場合 $F^1_{n-1}(0.05) = 5.12$

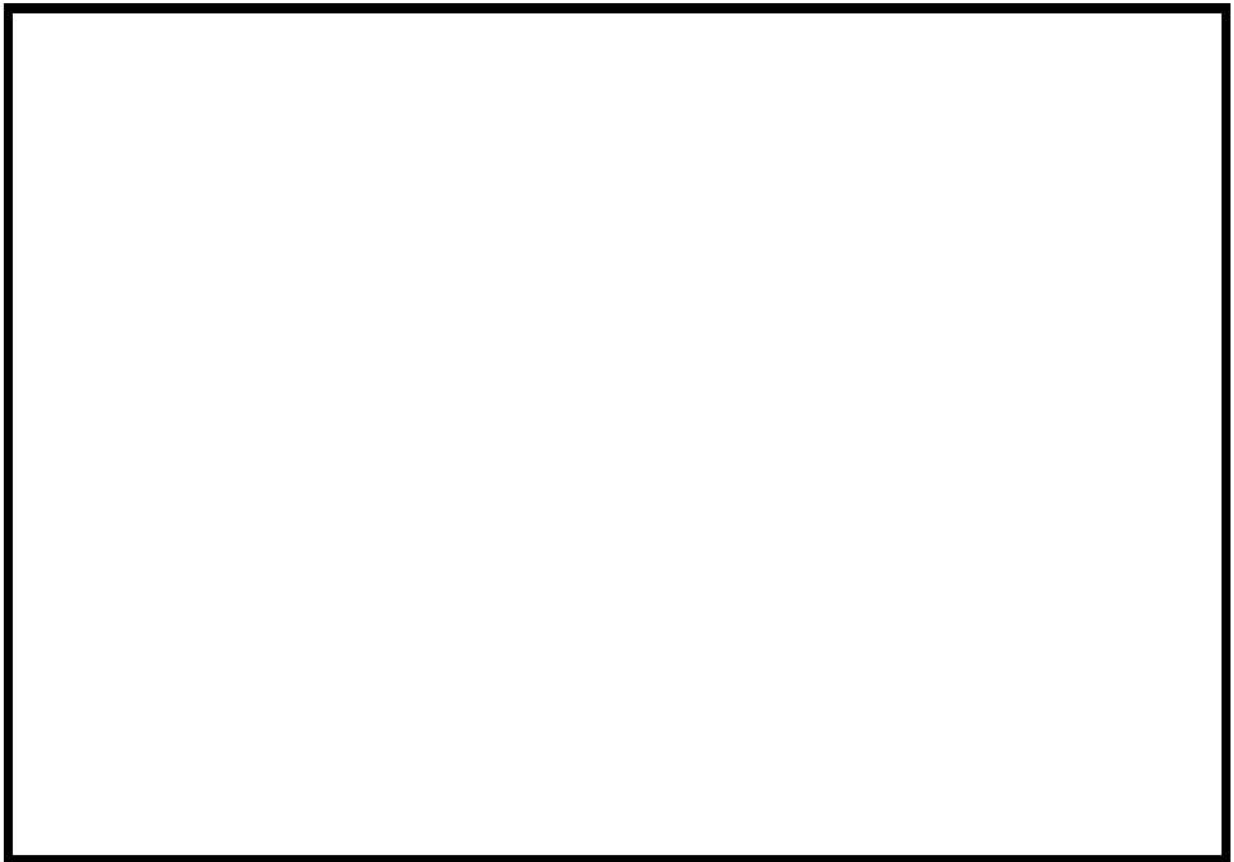
- (3) F_0 と $F^1_{n-1}(\alpha)$ を比較し検定する。

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


被ばく評価に用いる大気拡散評価について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値としている。

着目方位と評価結果を図添3-1及び表添3-1に示す。



図添 3-1 (1/2) 着目方位 (緊急時対策所指揮所)
(放出点：3号炉原子炉格納容器中心，評価点：指揮所用空調上屋北東部の外壁)

 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。



図添 3-1 (2/2) 着目方位 (緊急時対策所待機所)
 (放出点: 3号炉原子炉格納容器中心, 評価点: 緊急時対策所待機所北東部の外壁)

表添 3-1 相対線量及び相対濃度並びに着目方位

評価点	放出点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
緊急時対策所指揮所: 指揮所用空調上屋 北東部の外壁	3号炉原子炉 格納容器中心	NW, NNW	約 9.4×10^{-5}	約 7.0×10^{-19}
緊急時対策所待機所: 緊急時対策所待機所 北東部の外壁	3号炉原子炉 格納容器中心	NW, NNW	約 8.8×10^{-5}	約 6.6×10^{-19}

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。

評価結果を表添3-2 に示す。

表添 3-2 相対濃度及び相対線量の値

放出点	評価点	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
3号炉 原子炉 格納容器 中心	緊急時対策所指揮所： 指揮所用空調上屋 北東部の外壁
		97.02	9.7×10^{-5}	97.02	7.0×10^{-19}
		97.01	9.4×10^{-5}	97.01	7.0×10^{-19}
		96.99	9.4×10^{-5}	96.99	6.9×10^{-19}
	緊急時対策所待機所： 緊急時対策所待機所 北東部の外壁
		97.02	8.8×10^{-5}	97.02	6.6×10^{-19}
		97.01	8.8×10^{-5}	97.01	6.6×10^{-19}
		96.99	8.8×10^{-5}	96.99	6.6×10^{-19}
	

地表面への沈着速度の設定について

1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（1.2cm/s）を用いている。「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料5を参照）の4倍と設定した。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。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、別途考慮している。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。

(1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²]
 V_{gd} : 沈着速度 [m/s]
 χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³]（地上放出時の軸上濃度）

(2) 湿性沈着率

単位放出率あたり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*より濃度を相対濃度（ χ / Q ）で表現すると以下の式で表される。

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

D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²]
 Λ : 洗浄係数 [1/s]
 $\chi / Q(z)$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]

ここで、 $\chi / Q(z)$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi / Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (3)$$

Σz : 鉛直拡散幅[m]

χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

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

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 + \Lambda \cdot \chi / Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (4)$$

A : 単位時間あたりの地表沈着率[1/m²]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が大きい評価点について、地表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し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率(すなわち χ / Q の97%積算値×沈着速度)との比を(5)式のようにとると、表添4-1のとおり、約1.2倍であった。地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については参考1に示す。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \chi / Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi / Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} (\chi / Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

()_{97%} : 年間の97%積算値

χ / Q_{0t} : 時刻 t の地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

表添4-1 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(緊急時対策所)

χ / Q	χ / Q (s/m ³)	約 9.4 × 10 ⁻⁵
累積出現頻度 97%値	① 乾性沈着率 (1/m ²)	約 2.8 × 10 ⁻⁷
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
	降雨量 (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参考2で実施。

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 α/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍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沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、評価に使用するパラメータを表添4-2に示す。

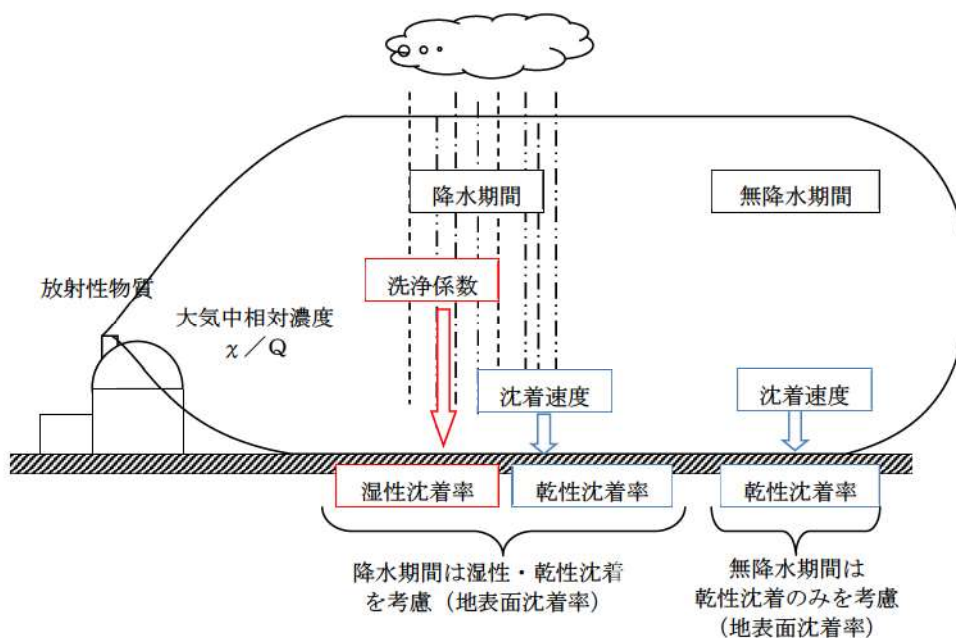
表添4-2 地表沈着関連パラメータ

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 Σz	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

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

図添4-1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と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



図添4-1 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

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

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/Q₀ : 地上の相対濃度 (s/m³) (地上放出時の軸上濃度)

χ/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、Λ = 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)

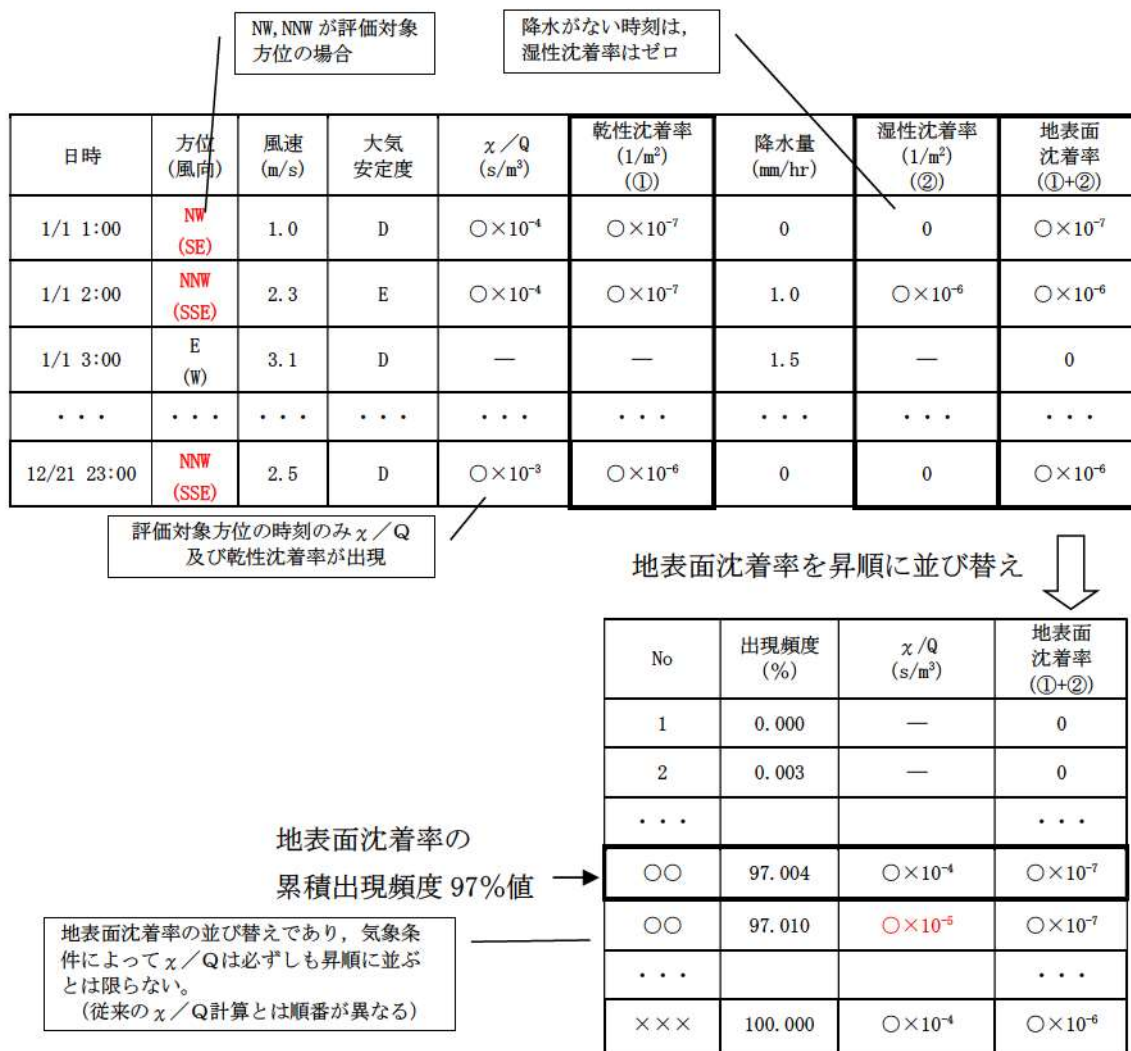
2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

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（図添 4-2 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。

図添 4-2 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）以外の方角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）。



図添 4-2 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方
(評価対象方位が 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%値付近の値を表添 4-3 に示す。

表添 4-3 泊発電所 3 号炉における地表面沈着率（評価点：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
<u>8419</u>	<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)

(参考2)

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添4-1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。

表添4-4 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。

乾性沈着速度の設定について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、地表面への沈着速度を乾性沈着速度の4倍と想定しており、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。

乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。

乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551^{*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 μm ~5 μm 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(参考1参照)から、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^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1 μm ~5 μm の粒径では沈着速度は0.3cm/s程度(図添5-1)である。

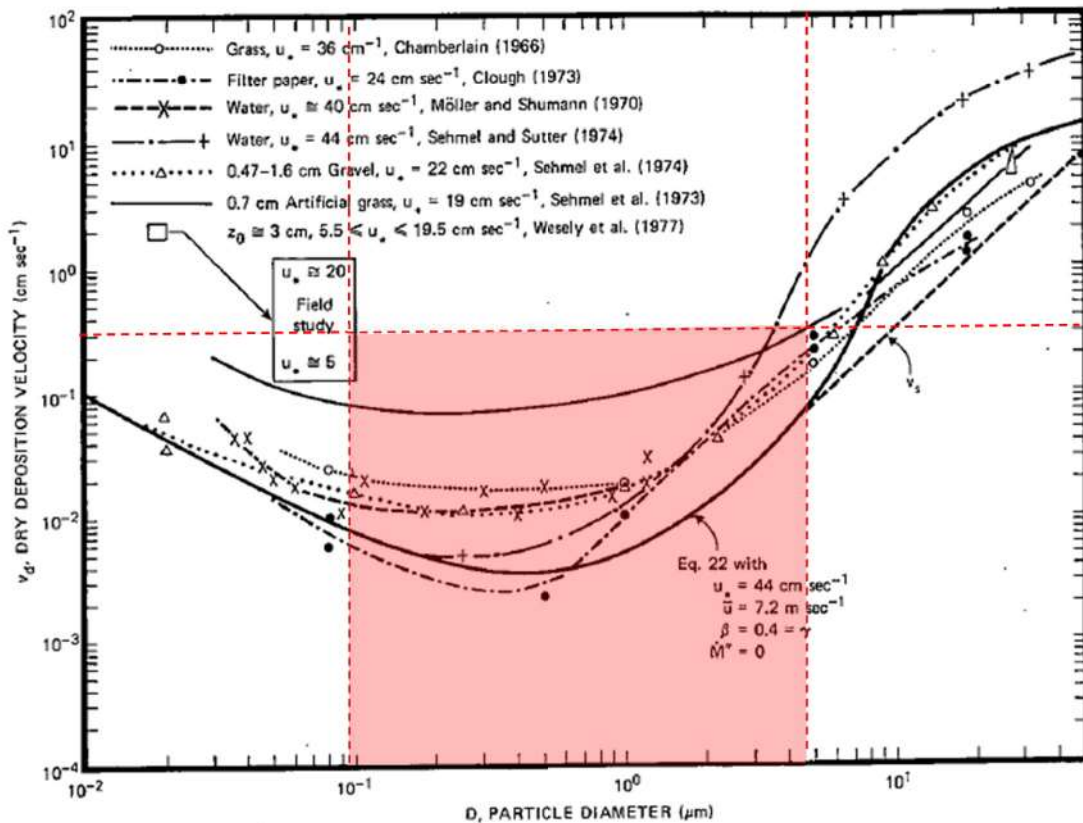


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

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

また、中央制御室及び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、以下の除去過程が考えられる。

①格納容器内での沈着による除去過程

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^{※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。

②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15\mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能(99.97%以上)を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15\mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており(Ref. JIS Z 4812)、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム(慣性衝突効果等)によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5\mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15\mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

以上より、中央制御室の被ばく評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕集される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、 $5\mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕集され、それら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。

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①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 $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ 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、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。

※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

※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

※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)」

(参考1)

重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径について

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の範囲」は、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内のエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表添5-1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関(NRC等)や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾル挙動の試験等(表添5-1の①、③、④)を調査した。以上の調査結果を表添5-1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲(原子炉格納容器、一次冷却材配管等)、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の範囲のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

表添5-1 重大事故等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 $0.5\sim 5$ (図添5-1参照)	重大事故等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}	$0.25\sim 2.5$ (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した実験 ^{*3}	$0.1\sim 3.0$ (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{*3}	$0.29\sim 0.56$ (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	$0.5\sim 0.65$ (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

参考文献

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

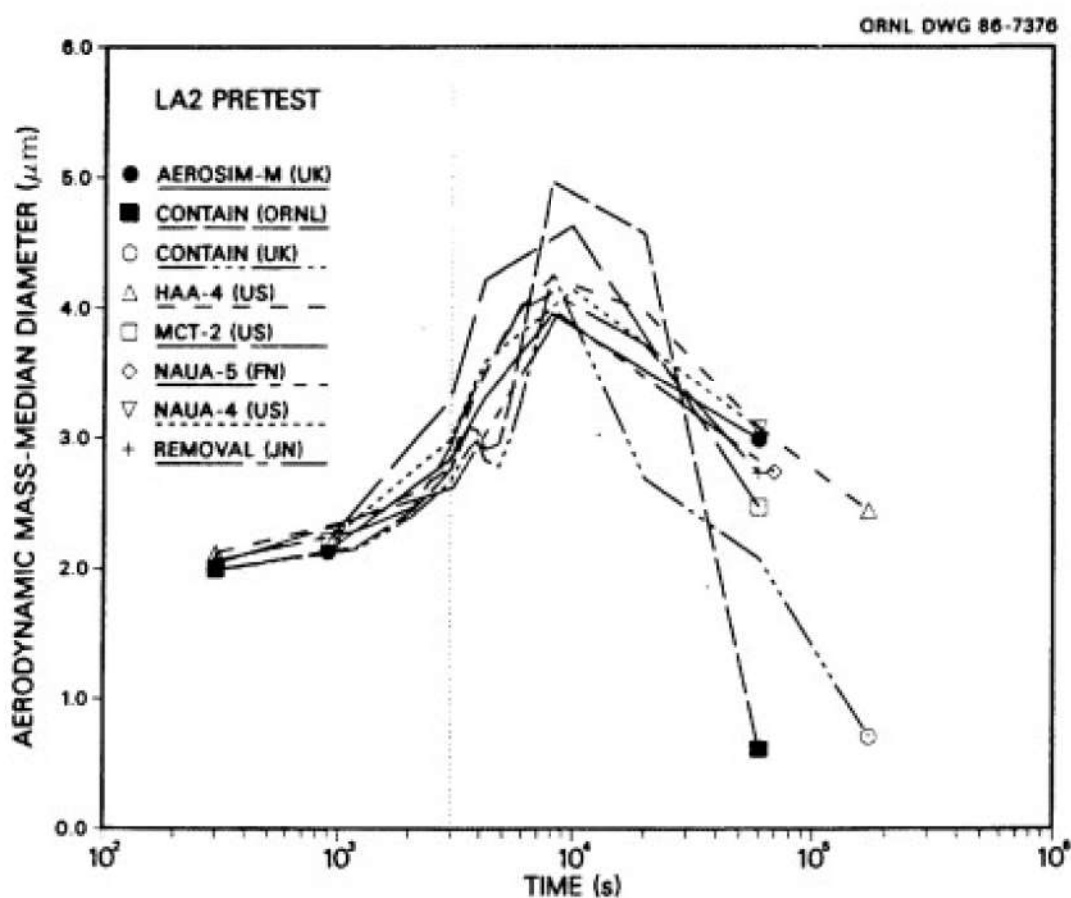


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図添 5-2 LACE LA2 でのコード比較試験で得られた
エアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 **AECL**

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

9.2.1.2 **PBF-SFD**

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

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 **PHÉBUS FP**

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

希ガス放出継続時間について

1. 概要

本資料は、緊急時対策所の居住性評価において、希ガス放出時間を1時間とする考え方についてまとめたものである。

2. 想定する格納容器破損状態

審査ガイドでは、福島第一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。

格納容器の過温破損では、主に原子炉格納容器貫通部の損傷によることから、大規模な放出経路が形成されることは考えにくく、また、格納容器バイパスでは、蒸気発生器の配管等を経由した放出であることから、同様に大規模な放出経路が形成されるとは考えにくい。

仮に、格納容器貫通部の破損により漏えいが生じている場合は、図添6-1のとおり、貫通部を通して漏えいした放射性物質の環境への放出経路はアニュラス空気浄化系を通した排気筒放出となるため、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状況となる。

従って、今回の評価での想定としては、貫通部以外の格納容器そのものの大規模な破壊（過圧破損）が生じた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

図添6-1 想定する原子炉格納容器破損状態

3. 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、表添6-1及び図添6-2のとおり、格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の線量評価に使用する放出時間として、1時間と定めている。

表添 6-1 放出率の設定

放出率の設定 (RTM-96)

Release Rates

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.

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.

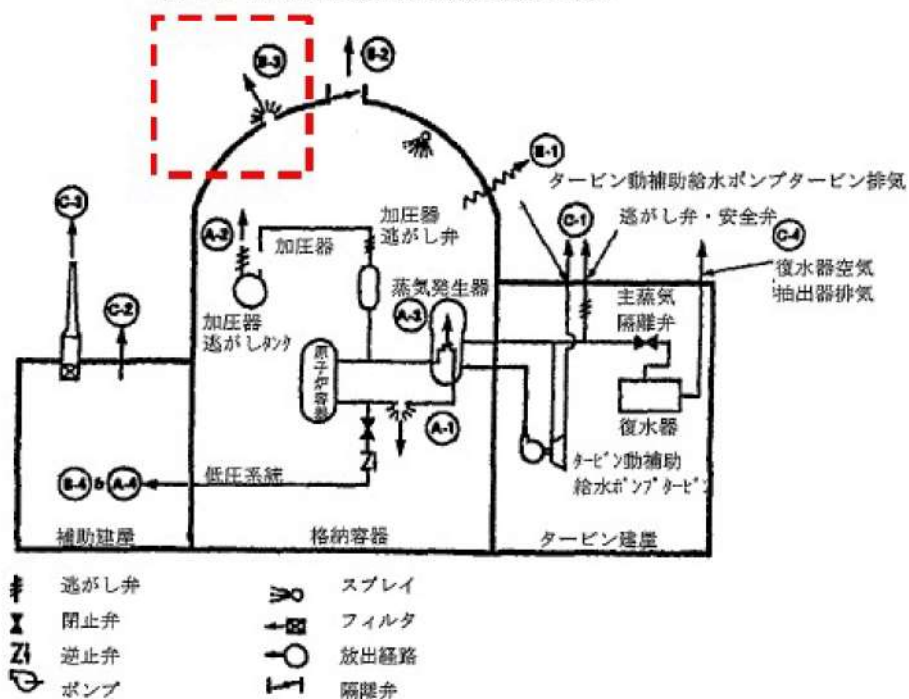
(参考：和訳版)

放出率

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。

格納容器の放出率には (1) 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、 (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。

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 小型隔離弁の開鎖失敗
 - 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

表添 6-2 PWR 放出経路図 (RTM-96 和訳版)

4. 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-6909 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。(図添 6-3 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。(図添 6-4 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。(表添 6-2, 図添 6-5 参照)

(なお、図添 6-5 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、図添 6-5 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。)

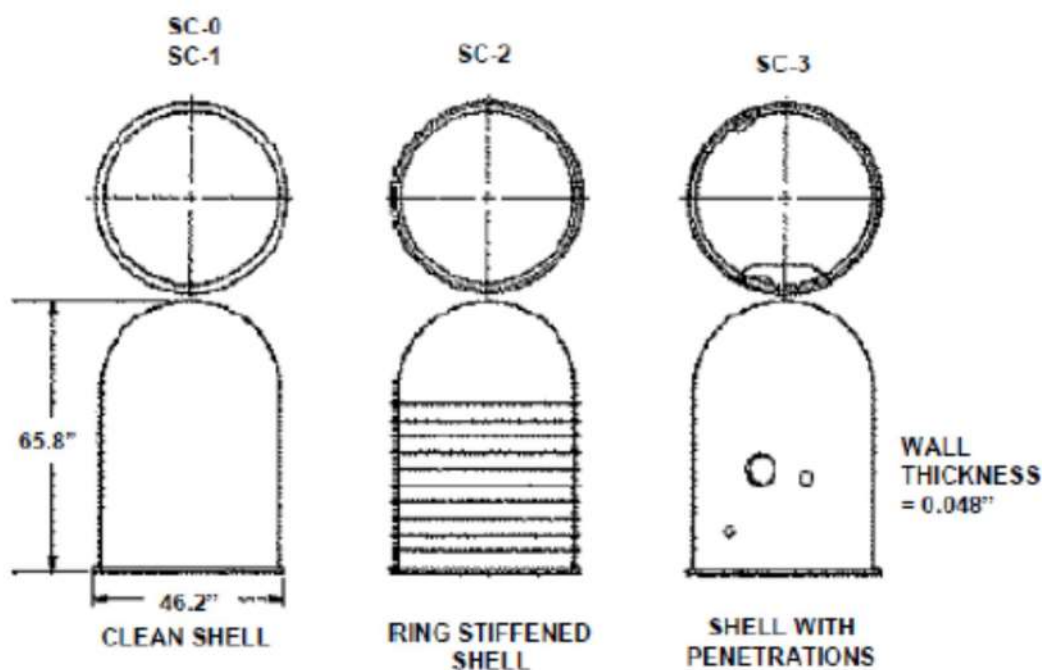


Figure 23 1:32-Scale Steel Containment Vessel Models

図添 6-3 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。

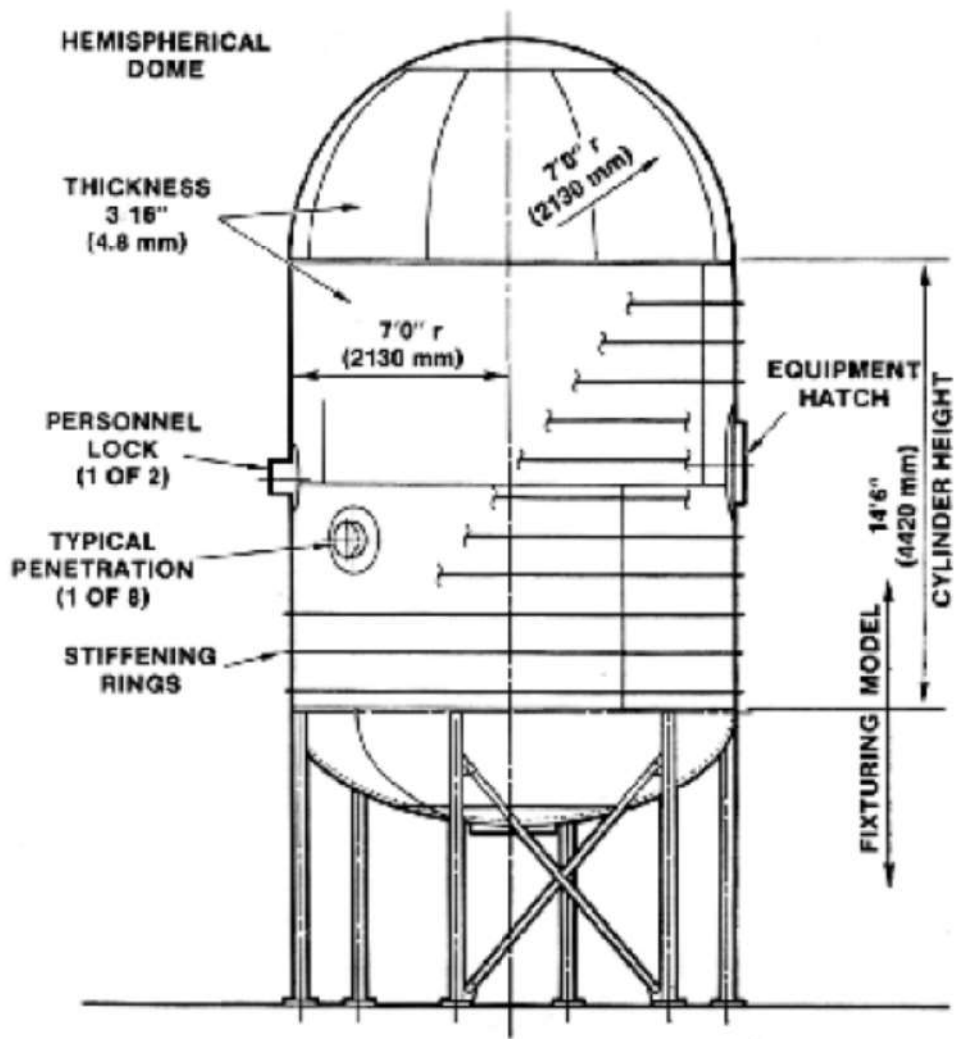
表添 6-2 1/8, 1/32 スケールでの試験結果 (NUREG/CR-6906)

Table 6 Summary of Results of Experiments for Steel Containment Models

Test	Scale	Shape	R/t	Pressure Ratio (P_0/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.

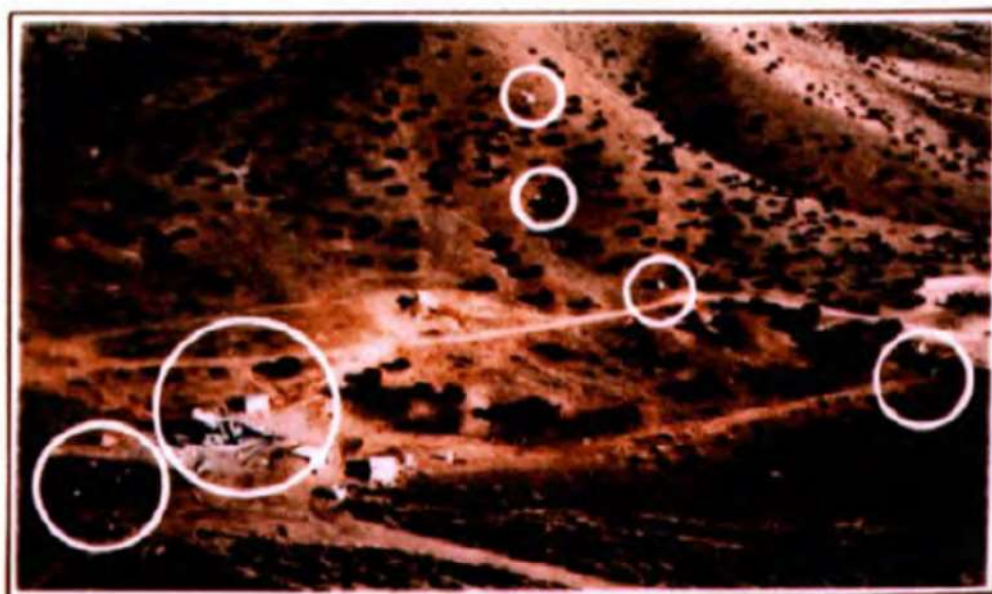
E/H (Equipment Hatch) 等からの大規模な破損が生じたとの結果となっている。



図添 6-4 1/8 スケールでの試験体系 (NUREG/CR-6906)



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



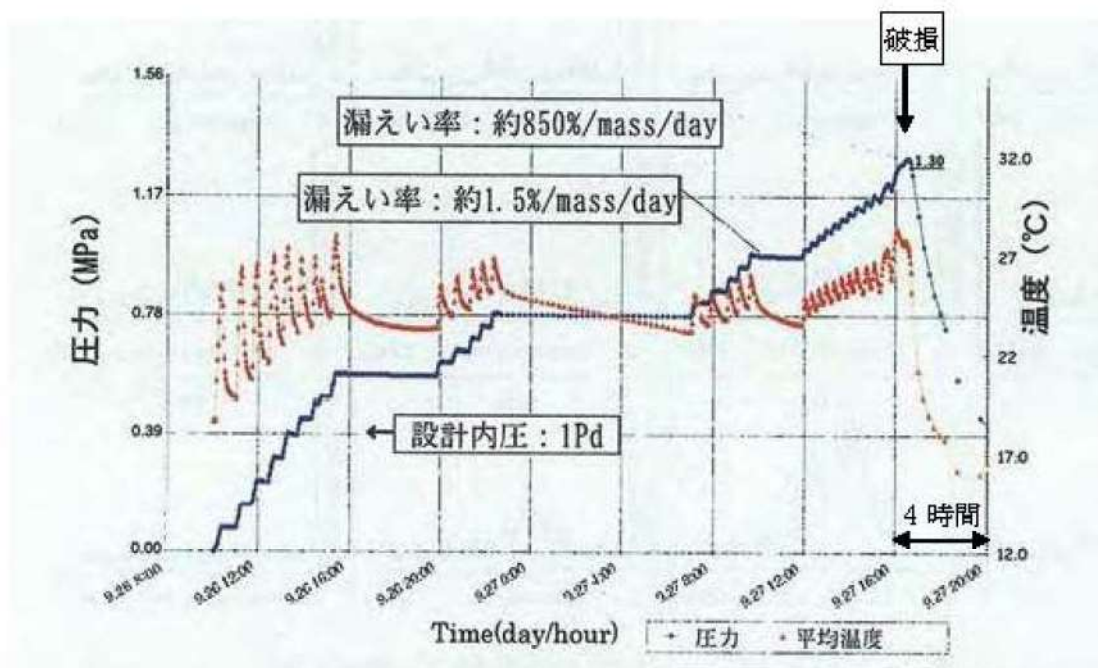
(b) Aerial View of Site after Rupture

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

図添 6-5 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 (図添 6-6 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。



図添 6-6 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)

5. 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、原子炉格納容器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。

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，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは，原子炉格納容器内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等から評価する。

具体的な評価方法を以下に示す。

1. 原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度

事故時の線量評価に用いる原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度は，I 番目のエネルギー群について以下の式より求める。

(1) 原子炉格納容器内核分裂生成物の放射能量

a. 浮遊核分裂生成物の放射能量

考慮する核分裂生成物のうち，時間 t における放射能量は①式で示される。

$$\frac{d Q_{c a}}{d t} = f \cdot q - (\lambda_d + \lambda_s) \cdot Q_{c a} \quad \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

①式において，右辺第 2 項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射能量のうち，事故発生時に対象核種として炉心内から原子炉格納容器内に放出された量の時間変化を示し，第 2 項は事故発生時に原子炉格納容器内に放出され，自然沈着及び代替原子炉格納容器スプレイの使用による沈降（以下，「スプレイ沈降」という。）により減少する量の時間変化を示す。

なお，事故発生後の放射性崩壊については，炉心内蓄積量の計算で考慮している。

b. 自然沈着核分裂生成物の放射能量

考慮する核分裂生成物のうち，時間 t における放射能量は②式で示される。

$$\frac{d Q_{c a}}{d t} = f \cdot q - (\lambda_d + \lambda_s) \cdot Q_{c a} \quad \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

②式において，右辺第 1 項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射能量のうち，事故発生時に原子炉格納容器内に自然沈着する量の時間変化を示す。

c. スプレイ沈降核分裂生成物の放射エネルギー

考慮する核分裂生成物のうち、時間 t における放射エネルギーは③式で示される。

$$\frac{d Q c_s}{d t} = \lambda_s \cdot Q c_a \dots\dots\dots ③$$

③式において、右辺第 1 項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射エネルギーのうち、事故発生時に代替原子炉格納容器スプレイにより沈降する量の時間変化を示す。

(2) 瞬間線源強度

対象核種による瞬間線源強度は、上記①、②及び③式によって求められた当該核種の原子炉格納容器内放射エネルギーと、当該核種から放出されるγ線エネルギーとの積によって求められる。

核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]は、制動放射(UO₂)を考慮した ORIGEN2 ライブラリ(gxuo2brm.lib)値から求めた。

$$L_a = Q c_a \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ④$$

$$L_d = Q c_d \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ⑤$$

$$L_s = Q c_s \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ⑥$$

(3) 積算線源強度

対象核種における積算線源強度は、各時間の瞬間線源強度を積算することで求められ、全核種の積算線源強度をすべて足し合わせることで原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度が求められる。

ここで、

Q c_a : 事故後 t 秒での原子炉格納容器内浮遊放射エネルギー (Bq)

Q c_d : 事故後 t 秒での原子炉格納容器内沈着放射エネルギー (Bq)

Q c_s : 事故後 t 秒での原子炉格納容器内スプレイ沈降放射エネルギー (Bq)

f : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率 (s⁻¹)

q : 炉心内蓄積量 (Bq)

λ_d : 沈着除去速度 (s⁻¹)

λ_s : スプレイ除去速度 (s⁻¹)

t : 事故発生後の時間 (s)

R : 崩壊してエネルギー E の γ 線を出す割合

E : γ 線のエネルギー (MeV/dis)

L_a : 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の事故後 t 秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

L_d : 原子炉格納容器内沈着核分裂生成物の事故後 t 秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

L_s : 原子炉格納容器内スプレイ沈降核分裂生成物の事故後 t 秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

である。

2. 評価体系

(1) 原子炉格納容器及び外部遮へいのモデル化

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は図添 1-1 のとおり。

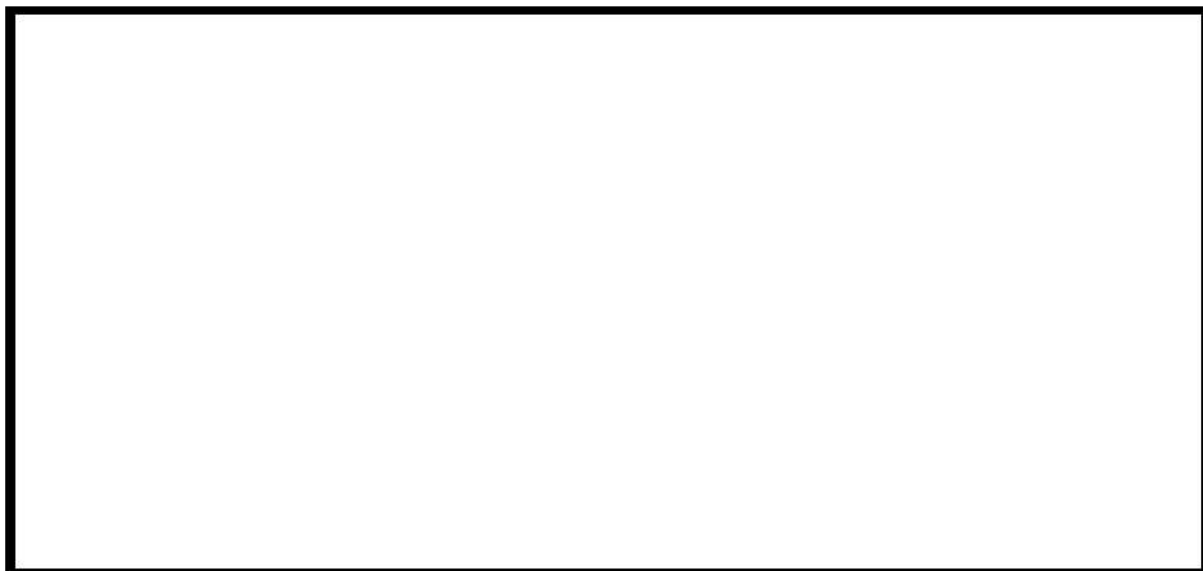
外部遮へいの厚さは、ドーム部 [] 円筒部 [] であるが、線量計算では、安全側にマイナス側許容差を考慮してドーム部 [] 円筒部 [] の厚さでモデル化する。

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、直接ガンマ線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線量を 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。

図添 7-1 に原子炉格納容器モデル化概略図を示す。



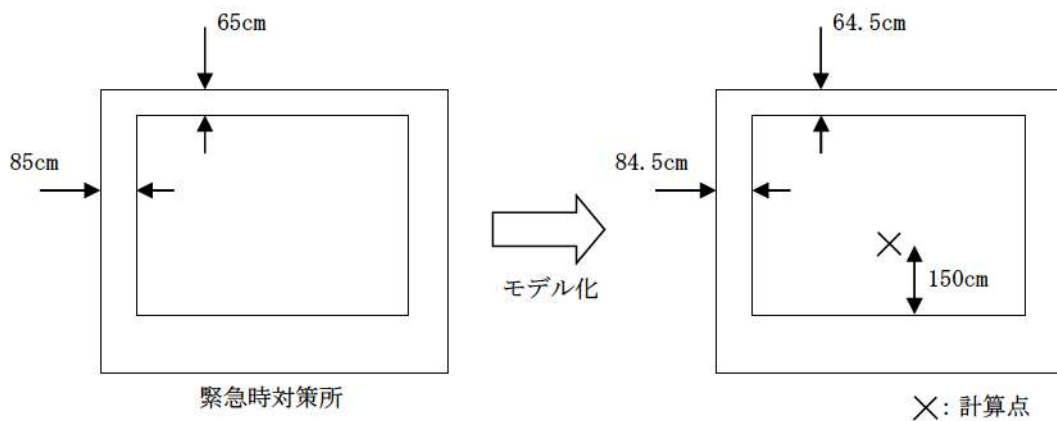
図添 7-1 原子炉格納容器モデル化概略図

[] 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、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所ともに壁 85cm、天井 65cm であるが、線量計算では安全側に施工誤差-5mm を考慮し、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所ともに壁 84.5cm、天井 64.5cm としてモデル化している。なお、緊急時対策所内の計算点は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所ともに緊急時対策所中央の人の高さ（床上 150cm）としている。

図添 7-2 に緊急時対策所の評価モデルを示す。



図添 7-2 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の評価モデル

3. 評価コード

直接ガンマ線による被ばく評価には QAD-CGGP2R コード^{※1} を用いた。また、スカイシャインガンマ線による被ばく評価には、SCATTERING コード^{※1} を用いた。

※1 ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。

4. 評価結果

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価結果を表添 7-1 に示す。

表添 7-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価結果

評価位置	積算日数	実効線量 ^{※1} [mSv]
緊急時対策所指揮所	7 日間	約 1.3×10^{-3}
緊急時対策所待機所	7 日間	約 9.9×10^{-4}

※1 施工誤差を考慮した線量

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、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。なお、クラウドシャインガンマ線に対する遮蔽厚さとして、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の遮蔽のうち最も薄い遮蔽厚さを用いた。

具体的な評価方法を以下に示す。

1. 放出量及び大気拡散

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

2. 評価体系

評価モデルを図添 8-1 に示す。また、緊急時対策所の遮蔽厚さを表添 8-1 に示す。

放射性雲中の放射性物質は緊急時対策所外に存在し、当該放射性物質からのガンマ線は緊急時対策所の遮蔽壁により遮蔽される。クラウドシャインガンマ線の評価に当たっては、緊急時対策所の生体遮蔽装置による遮蔽効果を考慮した。

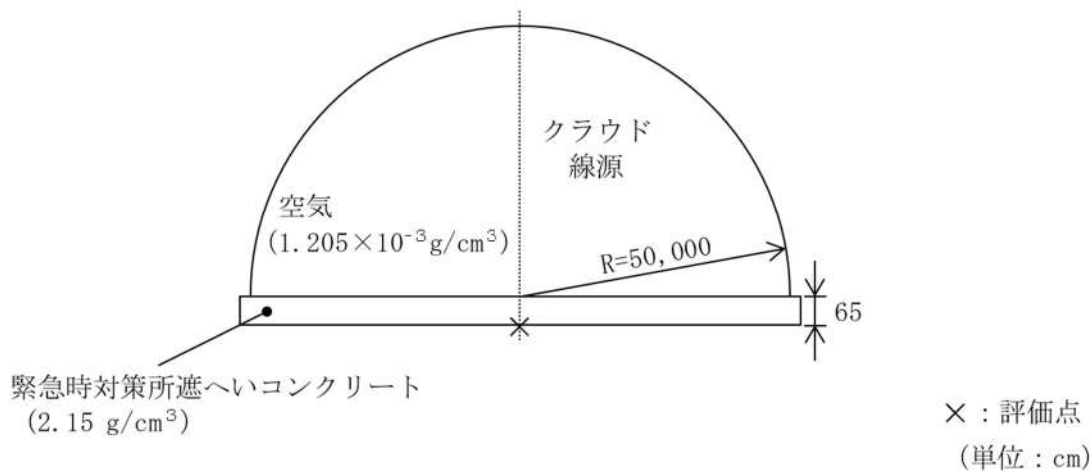
また、クラウドシャインガンマ線による被ばく線量は、相対線量を基に評価した線量に対して遮蔽効果を考慮することで評価しており、相対線量は審査ガイドに基づき放射性雲が評価点周りにも存在しているものとして評価している（図添 8-2）。

なお、本評価では、緊急時対策所遮へいのうち最も薄い遮蔽厚さ（コンクリート厚：64.5cm）を参照しており、保守的な遮蔽モデルとなっている。

表添 8-1 緊急時対策所 生体遮蔽厚さ

	遮蔽厚さ※	
	緊急時対策所指揮所	緊急時対策所待機所
壁	85 cm	85 cm
天井	65 cm	65 cm
床	150 cm	150 cm

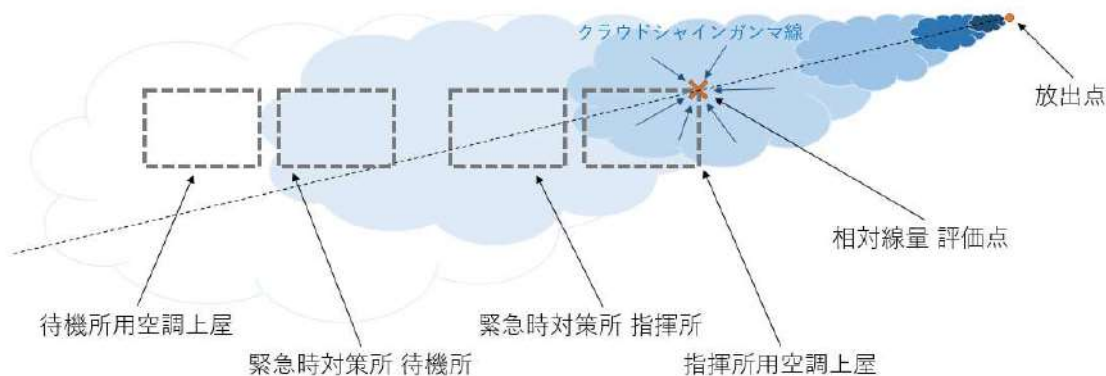
※ 公称値を記載。



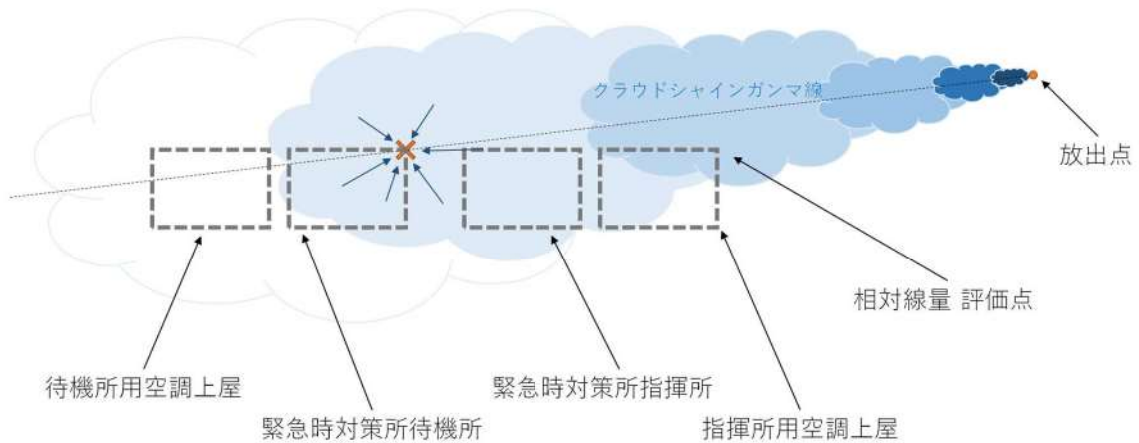
緊急時対策所遮へいの組成をコンクリートとした場合と空気とした場合のそれぞれの線量率の比から減衰率を算出する。

【マイナス側施工誤差】
マイナス側施工誤差については、5 mm を考慮する。

図添 8-1 クラウドシャインガンマ線に対する緊急時対策所遮へいによる減衰率計算モデル



図添 8-2 (1/2) ガウスブルームモデルによる相対線量評価イメージ図
(緊急時対策所指揮所)



図添 8-2 (2/2) ガウスプルームモデルによる相対線量評価イメージ図
(緊急時対策所待機所)

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 γ 線の減衰率 R は、クラウドの放射性核種が放出する γ 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 [Sv/Gy]
(1Sv=1Gy とする。)
- D/Q : 気象データに基づく γ 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 (γ 線エネルギー0.5MeV 換算値) [Bq]
- R : コンクリートによる γ 線の減衰率 [-]

4. 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表添 8-2 に示す。

表添8-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量 ^{※1} [mSv]
緊急時対策所指揮所	7日	約 7.3×10^{-2}
緊急時対策所待機所	7日	約 6.8×10^{-2}

※1 施工誤差を考慮した線量

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

なお、放射性物質は、緊急時対策所指揮所用空調上屋北東部の外壁における相対濃度を用いて求めた濃度で、緊急時対策所の屋上及び緊急時対策所周りの地表面に一様に沈着しているものと仮定した。具体的な評価方法を以下に示す。

1. 地表面沈着量及び積算線源強度

地表面沈着量は、次式にて算出する。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。

(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)

核種の大気中への放出率[Bq/s]は表添1-1に基づき評価した。また、相対濃度は表添1-4の値を用いた。ここで、地表面（緊急時対策所の屋上を含む）に沈着した放射性物質の濃度については、線源範囲が緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所で共通のため、いずれの評価においても、代表して安全側となる緊急時対策所指揮所の相対濃度を用いた。

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

核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]は、制動放射（U02）を考慮したORIGEN2 ライブラリ（gxuo2brm.lib）値から求めた。

以上の条件に基づき評価した積算線源強度を表添9-1に示す。

表添 9-1 グランドシャインガンマ線源強度（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)	
		緊急時対策所 指揮所	緊急時対策所 待機所
0.1	$E \leq 0.1$	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.7×10^{18}	2.7×10^{18}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	6.4×10^{19}	6.4×10^{19}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	1.6×10^{20}	1.6×10^{20}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	4.3×10^{20}	4.3×10^{20}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	3.4×10^{20}	3.5×10^{20}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	1.2×10^{20}	1.3×10^{20}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.3×10^{19}	1.3×10^{19}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	1.0×10^{19}	1.0×10^{19}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	2.7×10^{17}	2.7×10^{17}
3.5	$3 < E \leq 4$	8.5×10^{13}	8.6×10^{13}
5	$4 < E \leq 6$	2.6×10^{13}	2.6×10^{13}
7	$6 < E \leq 8$	2.9×10^7	2.9×10^7
9.5	$8 < E$	4.5×10^6	4.6×10^6

2. 評価体系

(1) 線源領域

a. 緊急時対策所の屋上に沈着した放射性物質

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の屋上には、指揮所用空調上屋北東部の外壁における相対濃度を用いて求めた濃度で放射性物質が一様に沈着しているものとした。

線源領域は、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の屋上面の寸法（いずれも約14.85m×約14.85m）と同一とした。

b. 緊急時対策所周りの地表面に沈着した放射性物質

緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の屋上以外の地表へ沈着するグランドシャインガンマ線の線源範囲は図添9-1から図添9-4に示す通り、緊急時対策所周囲の現実的な地形を考慮して設定した。具体的には、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の設置レベル（T.P. 39.0m）と同一レベルの地表面及び緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所から直視可能な斜面をグランドシャインガンマ線源範囲とした。また、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の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指揮所及び緊急時対策所待機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ガンマ線源範囲から除外した（緊急時対策所指揮所の評価で緊急時対策所待機所により遮蔽される範囲（図添9-4の線源範囲1）、或いは緊急時対策所待機所の評価で緊急時対策所指揮所により遮蔽される範囲（図添9-4の線源範囲14）は、それぞれの評価では考慮しない）。なお、線量評価においては、図添9-4に示すグランドシャインガンマ線源範囲を複数の長方形に区切るによりモデル化し、図添9-5に示す評価モデルにてグランドシャインガンマ線量を評価した。

(2) 遮蔽及び評価点

グランドシャインガンマ線の評価においては、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれの遮蔽による低減効果を考慮した。本遮蔽モデルでは、生体遮蔽装置以外の壁による遮蔽効果には期待しておらず、保守的な遮蔽モデルとなっている。遮蔽モデル図を図添9-5に示す。

評価点は緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれの床上1.5mとした。また、緊急時対策所滞在時のグランドシャインガンマ線量の計算概要図を図添9-6に示す。

3. 評価コード

評価コードは、QAD-CGGP2R コード^{*1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP 法を用いて計算した。

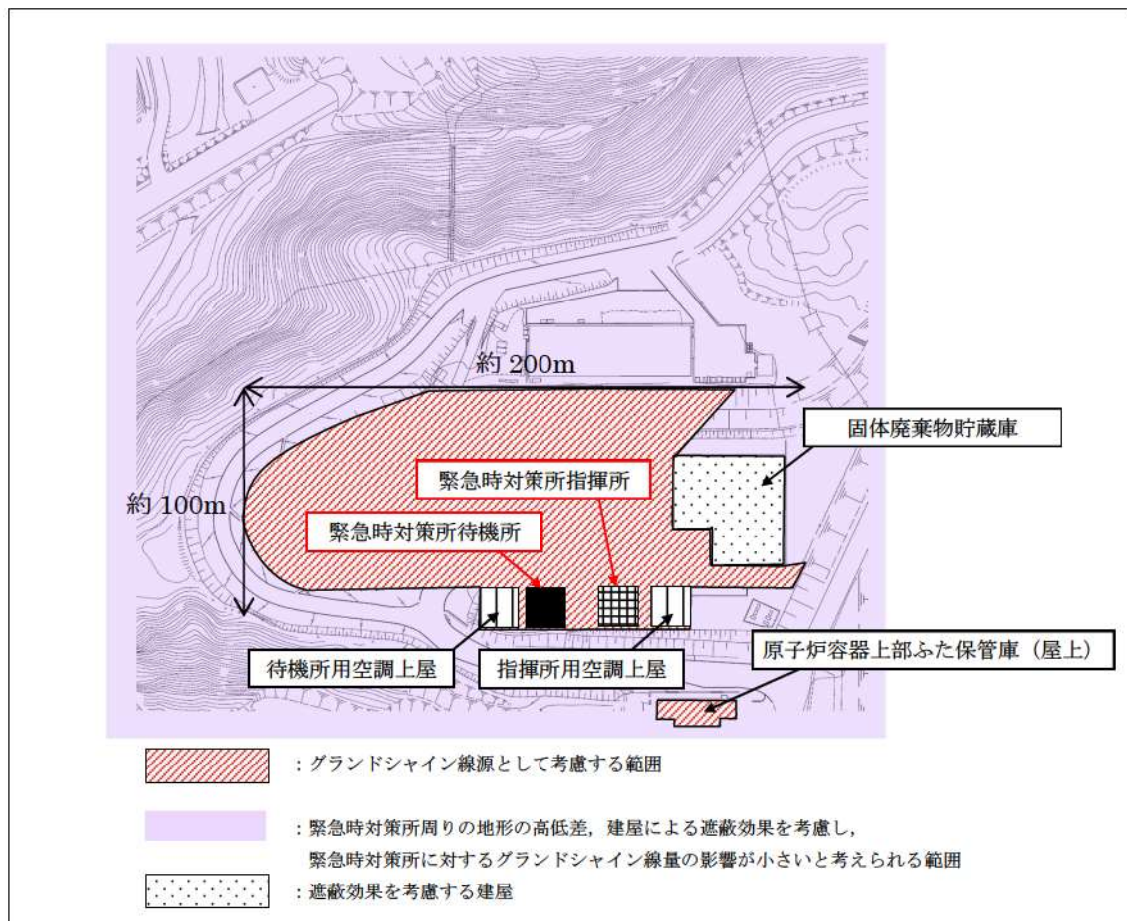
4. 評価結果

グラウンドシャインガンマ線による被ばく評価結果を表添9-2に示す。

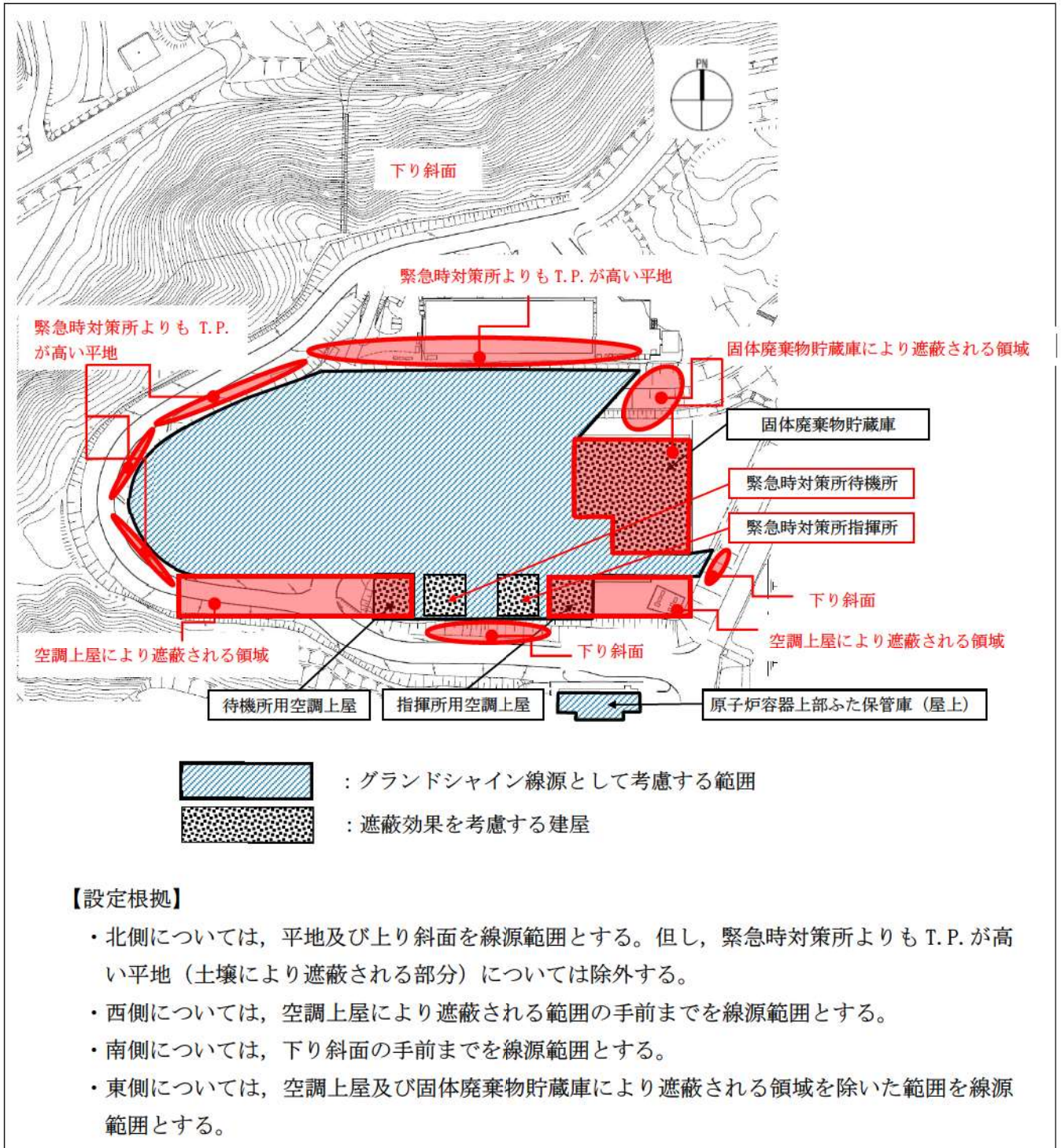
表添9-2 グラウンドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量 ^{※1} [mSv]
緊急時対策所指揮所	7日	約 4.3×10^0
緊急時対策所待機所	7日	約 3.9×10^0

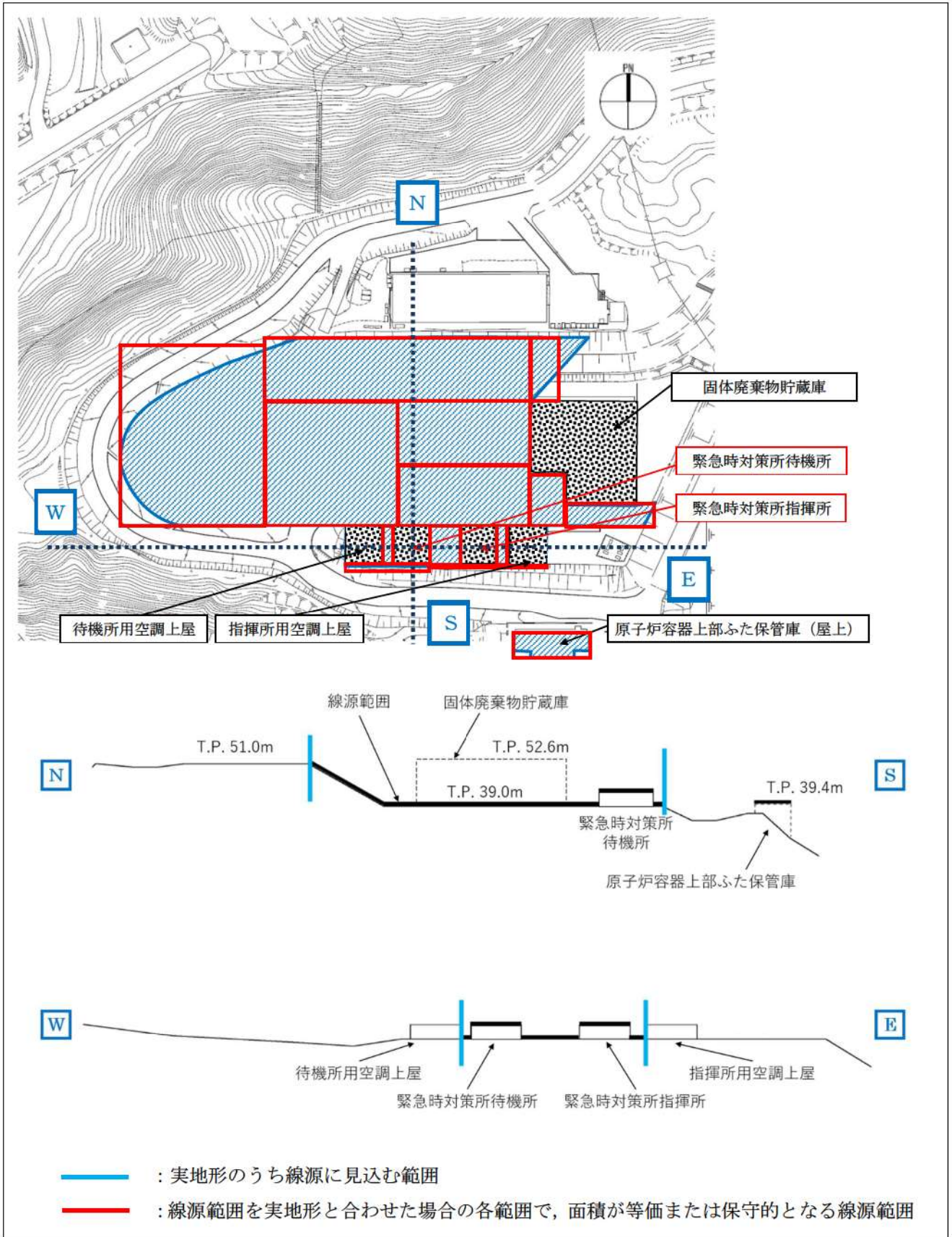
※1 施工誤差を考慮した線量



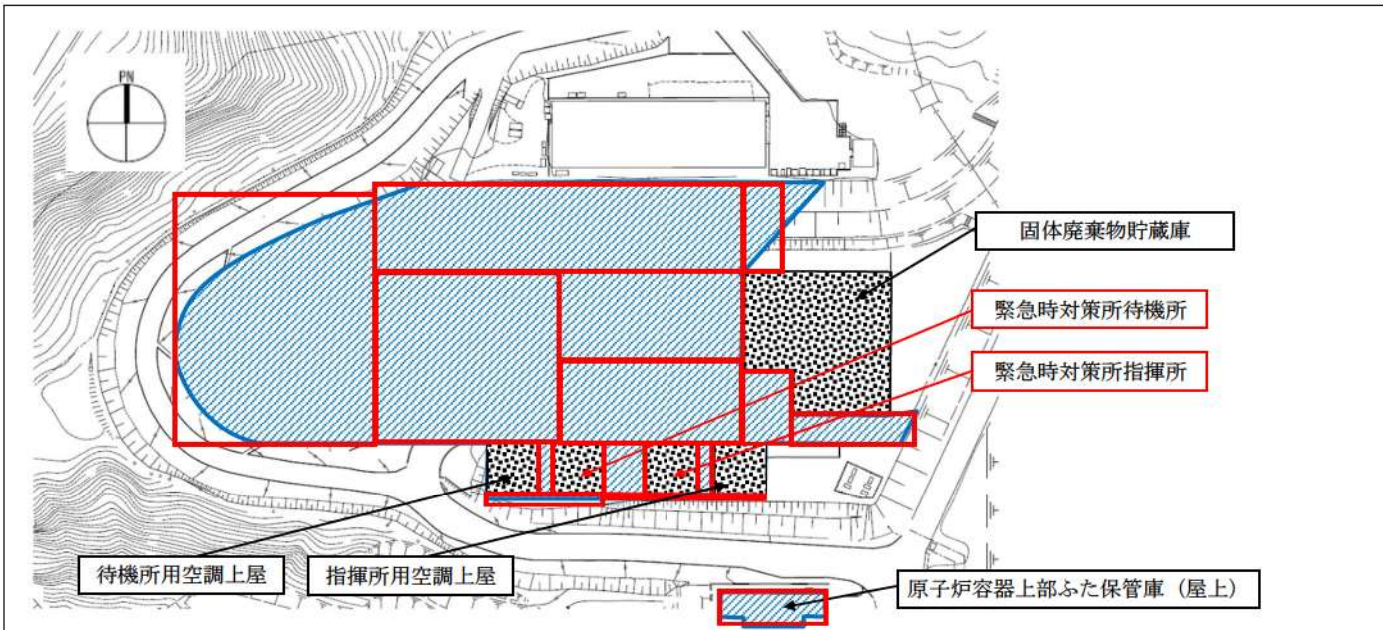
図添9-1 緊急時対策所のグラウンドシャインガンマ線量評価において考慮する線源範囲



図添 9-2 緊急時対策所のグランドシャインガンマ線源範囲の設定根拠

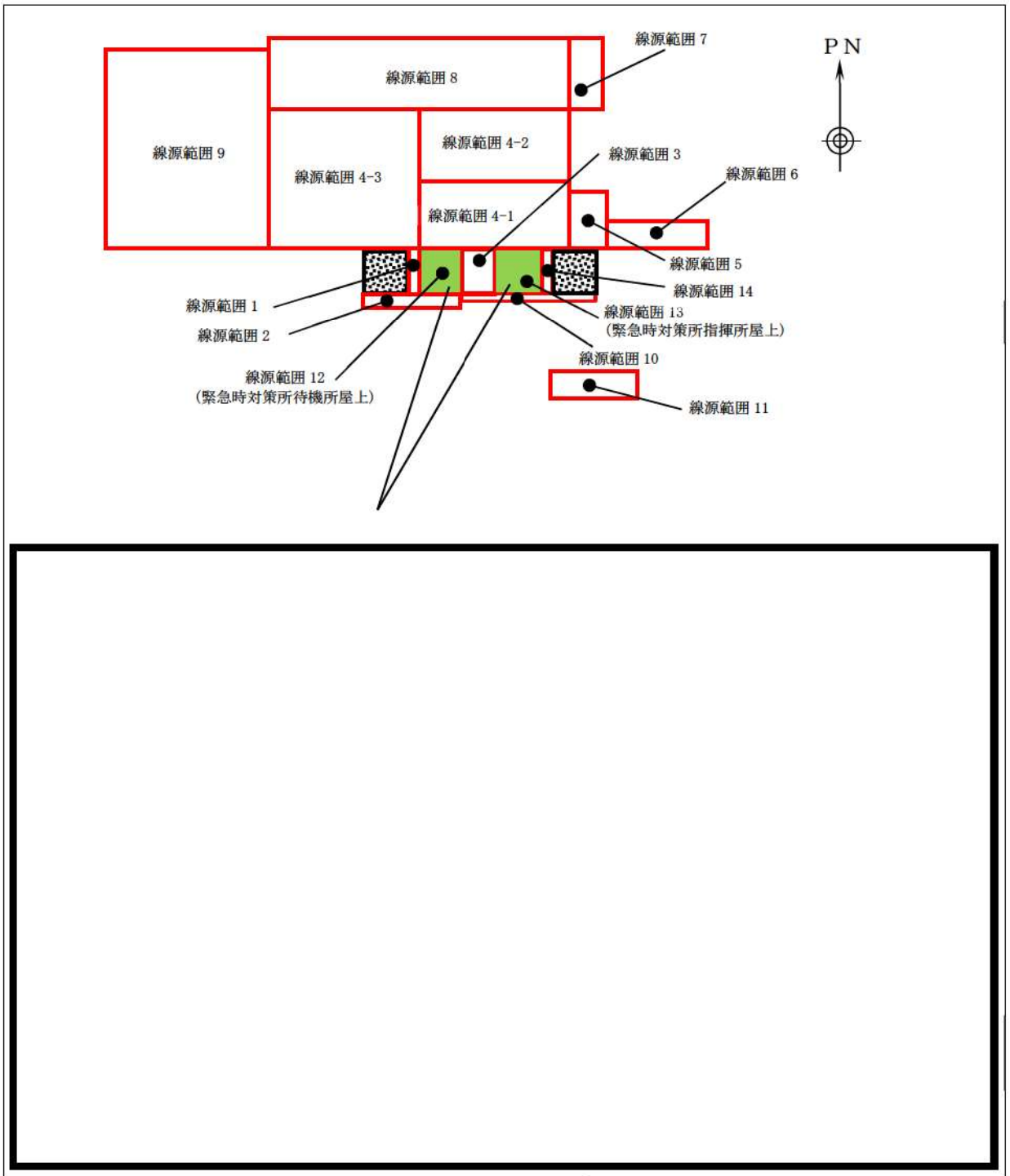


図添 9-3 緊急時対策所のグランドシャインガンマ線源範囲の断面図



図添 9-4 緊急時対策所のグランドシャインガンマ線源範囲の設定

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。




図添9-5 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所の評価モデル

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。



図添 9-6 緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所滞在時のグラウンドシャインガンマ線量計算概要

 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。

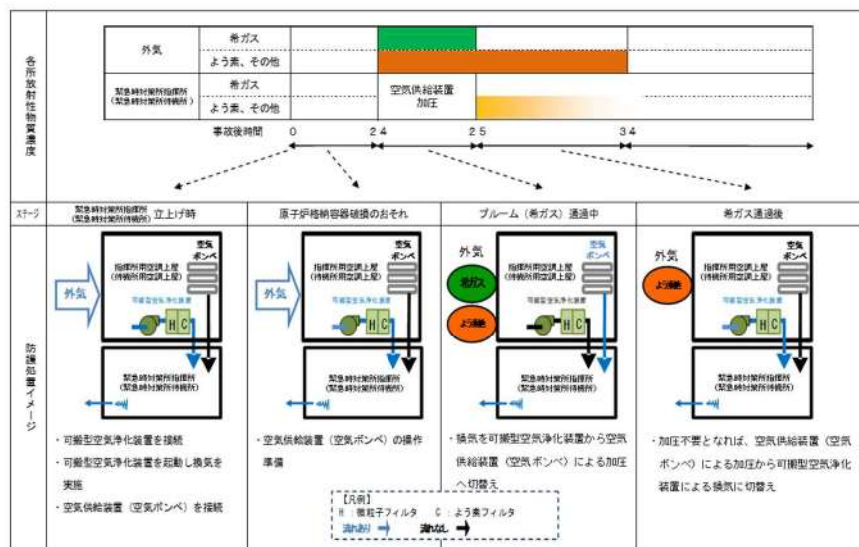
外気から取り込まれた放射性物質による被ばくについて

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくは、図添10-1に示すタイムチャートを基に整理した以下のフェーズごとに評価した。

フェーズⅠ：放射性雲の通過前

フェーズⅡ：空気供給装置による正圧化期間（放射性雲の通過中）

フェーズⅢ：可搬型空気浄化装置により屋外から直接空気を取り込んで加圧している期間



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

図添10-1 緊急時対策所における換気設備のタイムチャート
 （「61-8 適合状況説明資料(補足説明資料)」から抜粋）

(1) 評価方法及び評価結果

各期間における評価方法及び評価結果について、以下 a. ～ c. 及び表添10-1に示す。a. ～ c. に示す評価方法は緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所で共通である。

a. 放射性雲の通過前

放射性物質の放出開始前においては室内への放射性物質の取り込みはない。

b. 空気供給装置による正圧化期間（放射性雲の通過中）

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

c. 可搬型空気浄化装置により屋外から直接空気を取り込んで加圧している期間

緊急時対策所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時対策所での被ばくについては、IENISA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、緊急時対策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、「添付資料1 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件」に示すとおりである。

なお、放出停止後、可搬型空気浄化装置の排気による緊急時対策所内の放射性核種の減少は以下となる。

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

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 : 緊急時対策所内容積(650m³)

であるので、

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

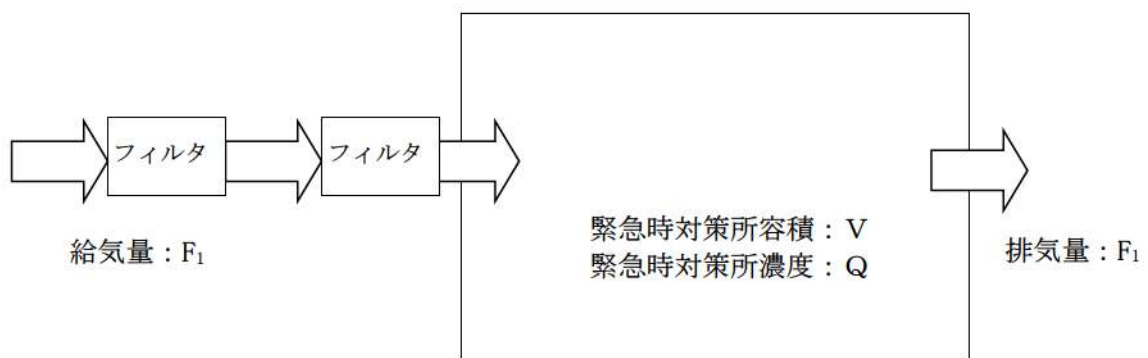
このため、緊急時対策所内の放射能濃度は1時間経過ごとに約1/4.8になる。ただし、希ガスは空気供給装置加圧により室内に侵入していないため、室内濃度は当初から0である。

V : 650m³

F_1 : 1020m³/h

フィルタ DF (有機よう素) : 20

フィルタ DF (無機よう素, その他) : 100



図添 10-2 濃度評価モデル(完全混合ボックスモデル)

表添10-1 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評価結果

被ばく経路	評価位置	積算日数	実効線量[mSv]
吸入摂取による 内部被ばく	緊急時対策所指揮所	7日	約 7.7×10^0
外部被ばく	緊急時対策所指揮所	7日	約 5.4×10^{-3}
吸入摂取による 内部被ばく	緊急時対策所待機所	7日	約 7.2×10^0
外部被ばく	緊急時対策所待機所	7日	約 5.0×10^{-3}

緊急時対策所の対策要員の被ばく線量の評価結果を表添10-2に示す。

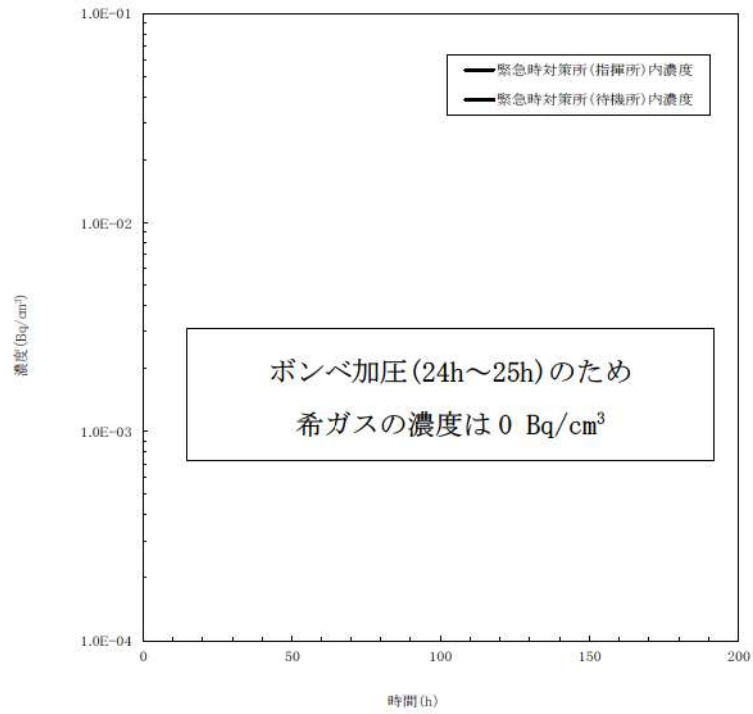
これよりわかるとおり、経路③の建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく及び④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での被ばくが支配的となる。

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添10-3～図添10-7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添10-8～図添10-11に示す。

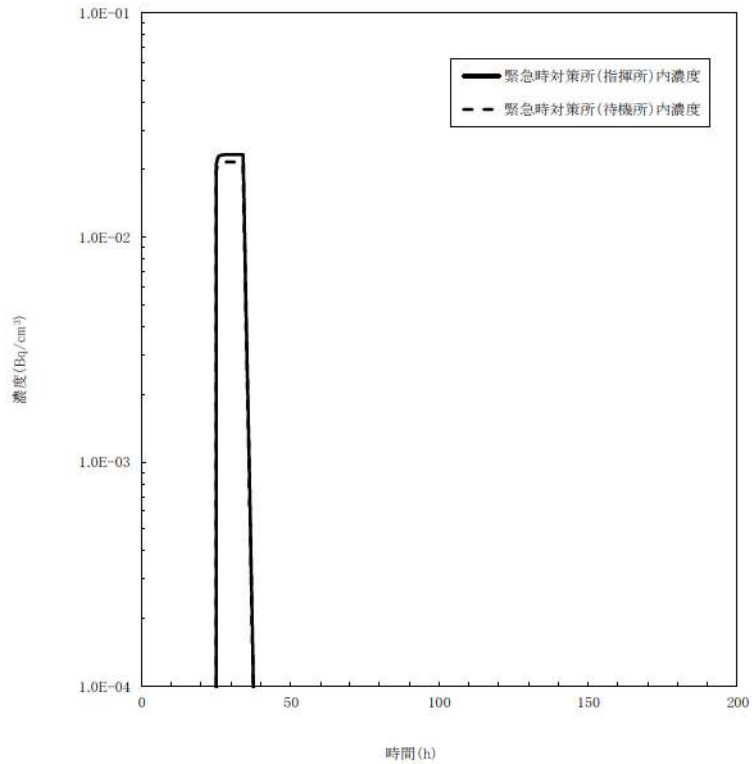
なお、参考として、寄与が小さい他の経路も含む各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴を表添10-3に示す。

表添 10-2 緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果

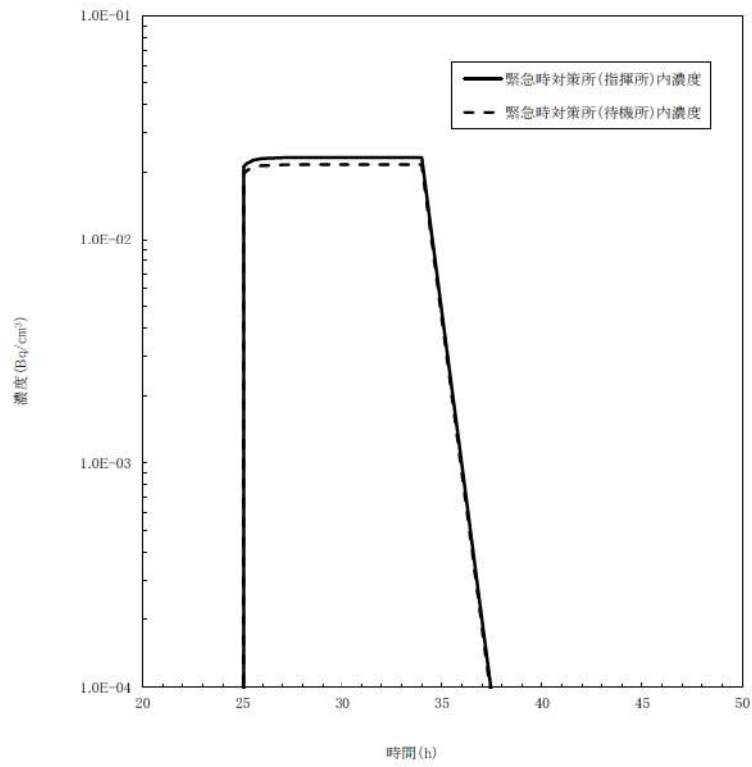
被ばく経路		実効線量(mSv)	
		緊急時対策所指揮所	緊急時対策所待機所
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.3×10^{-3}	約 9.9×10^{-4}
	② 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 7.3×10^{-2}	約 6.8×10^{-2}
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく	約 7.7×10^0	約 7.2×10^0
	④ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.3×10^0	約 3.9×10^0
合計 (①+②+③+④)		約 13	約 12



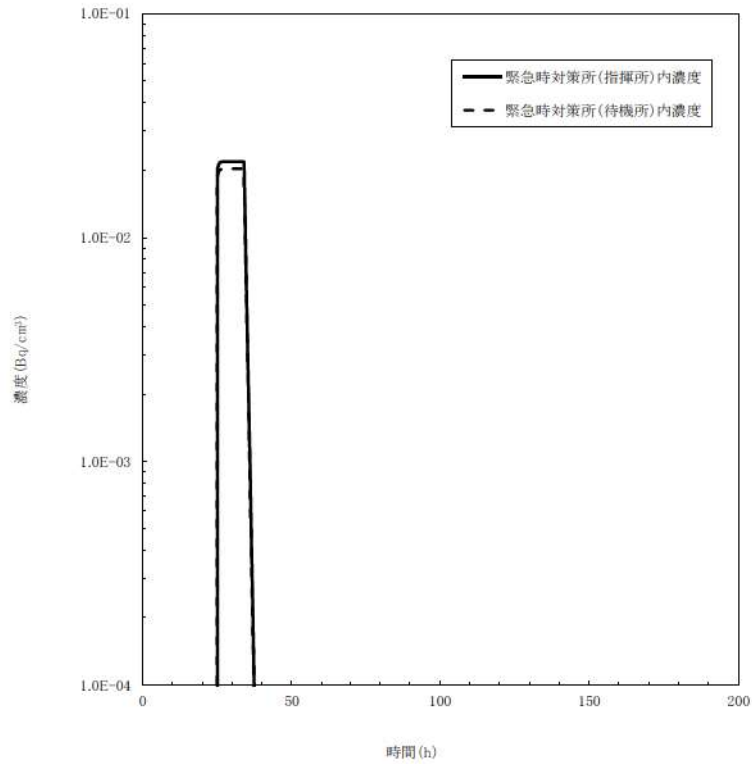
図添10-3 緊急時対策所内の希ガス濃度 (0.5MeV換算値)



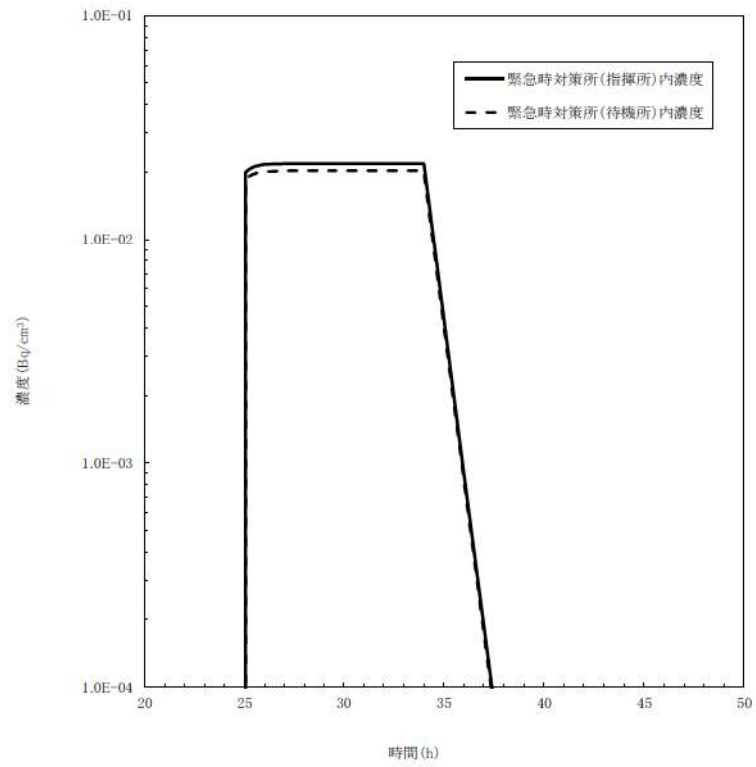
図添 10-4 緊急時対策所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (0~200 時間)



図添 10-5 緊急時対策所内のよう素濃度 (I-131 等価値) (20~50 時間)

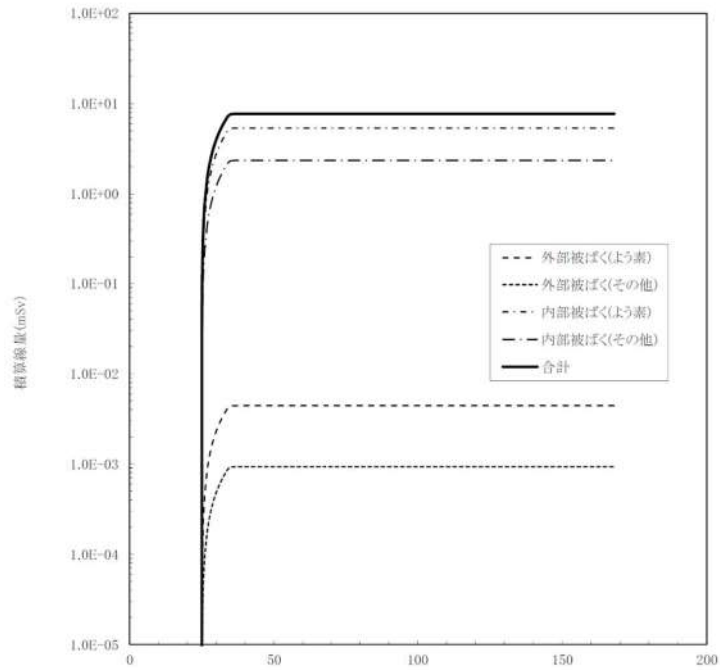


図添10-6 緊急時対策所内のその他核種濃度 (Gross) (0~200時間)

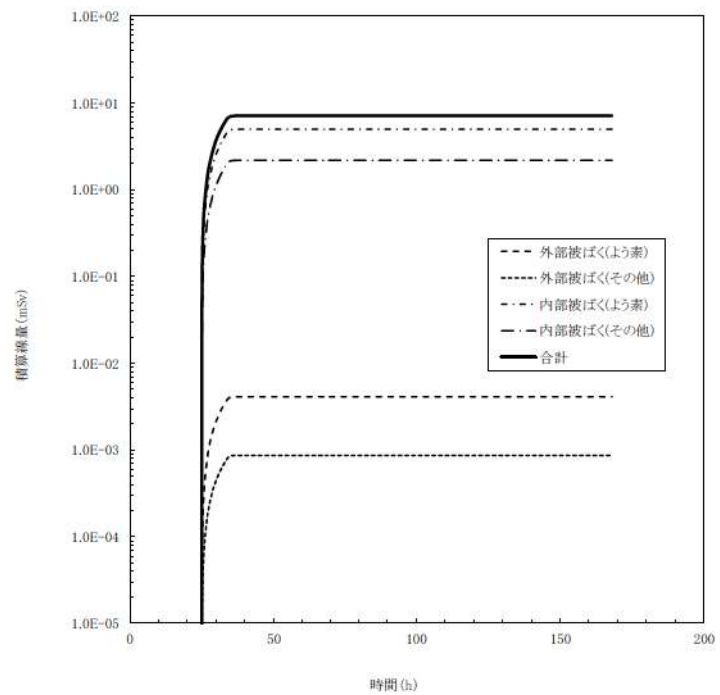


図添 10-7 緊急時対策所内のその他核種濃度 (Gross) (20~50 時間)

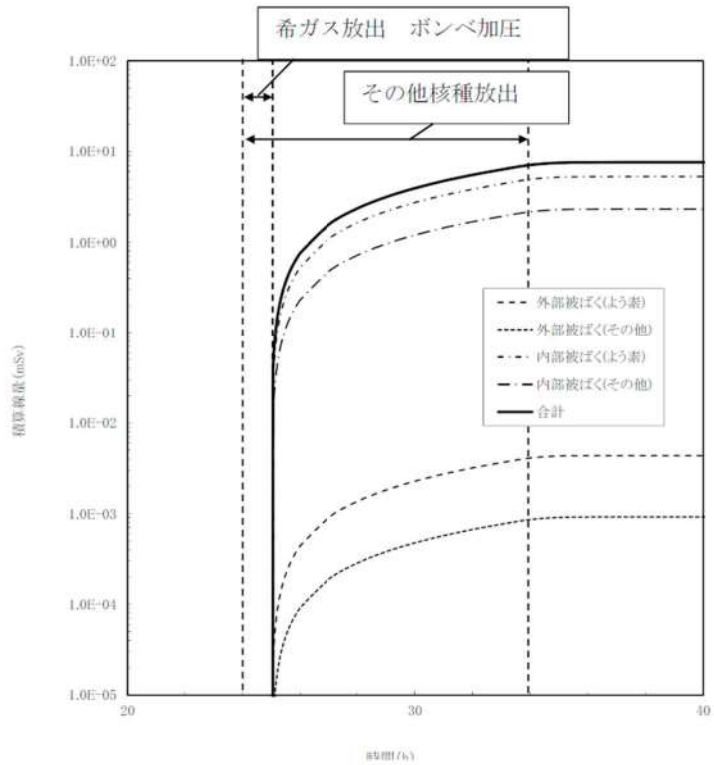
経路③ 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内での被ばく



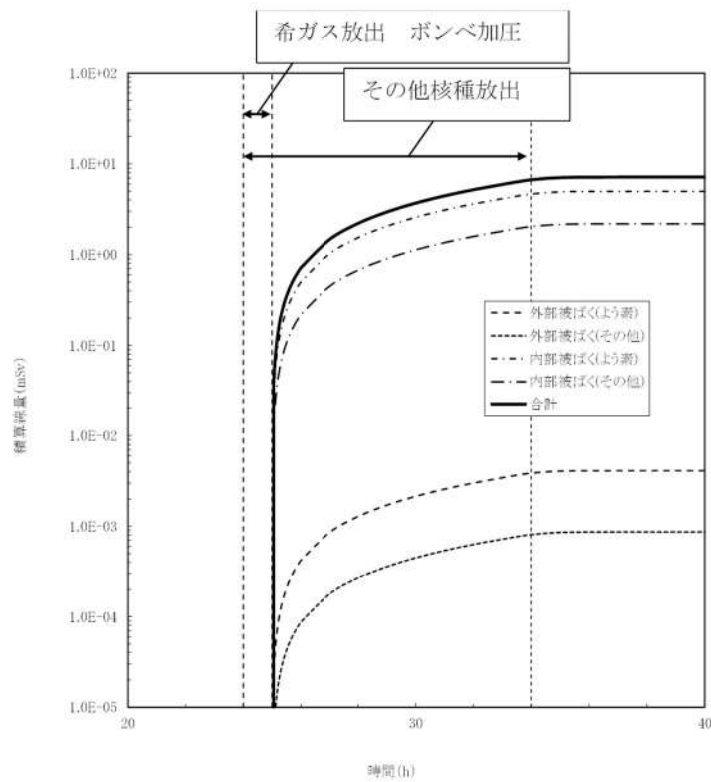
図添 10-8 (1/2) 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所指揮所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)



図添 10-8 (2/2) 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所待機所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)

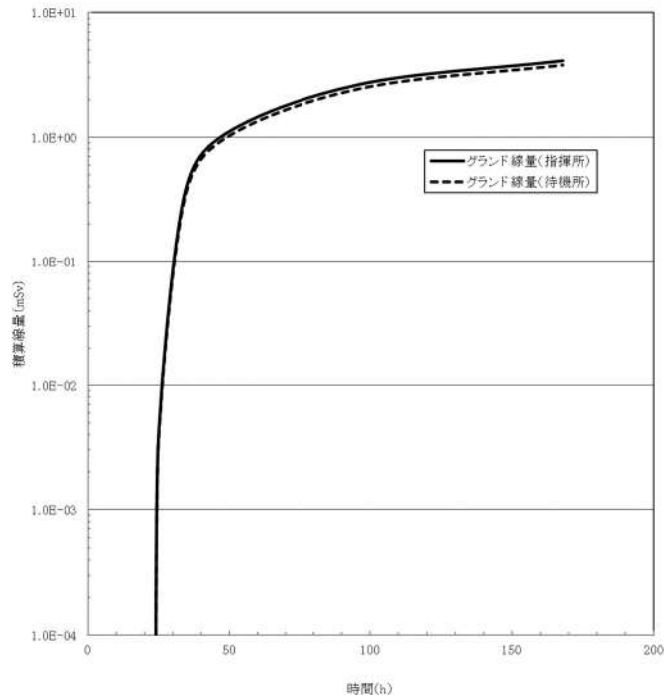


図添 10-9 (1/2) 外気から取り込まれた放射性物質による
緊急時対策所指揮所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)

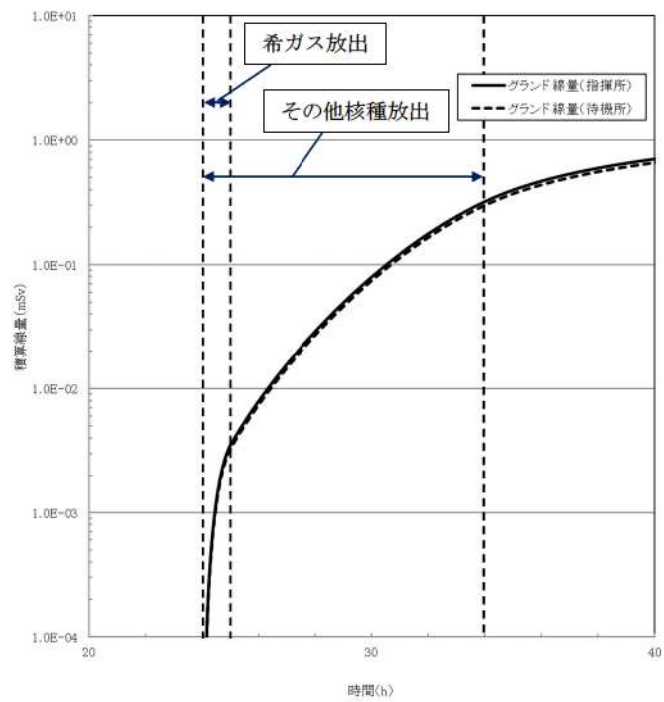


図添 10-9 (2/2) 外気から取り込まれた放射性物質による
緊急時対策所待機所内での積算線量の時間変化(20-40 時間)

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による緊急時対策所内での被ばく

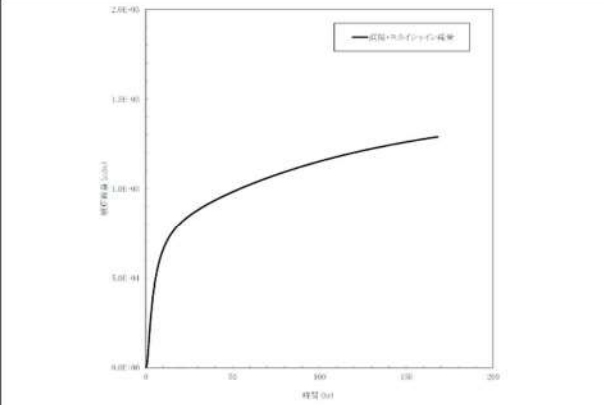
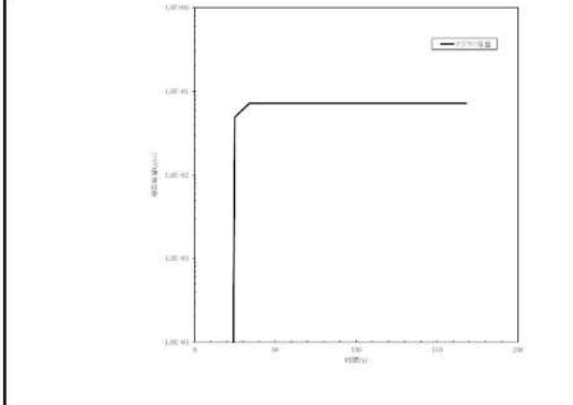
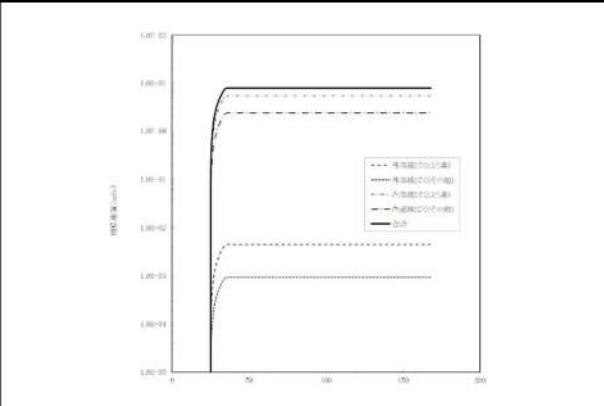
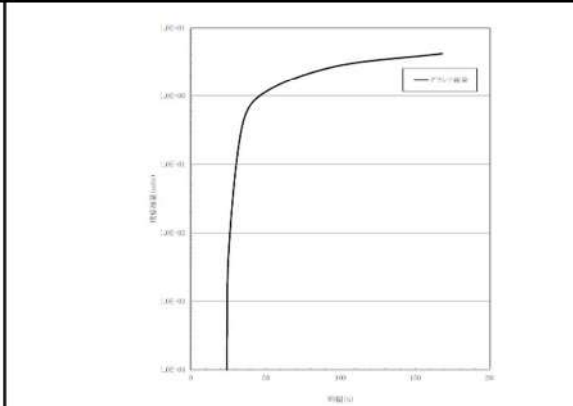


図添 10-10 大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所内での積算線量の時間変化(0-168 時間)



図添 10-11 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積算線量の時間変化(20-40 時間)

表添 10-3 各被ばく経路の積算線量のイメージ図と特徴（参考）※

<p>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</p>	<p>②放射性雲中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</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 緊急時対策所には十分な遮蔽があるため、積算線量は約 1.3×10^{-3} mSv/7日である。 	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 緊急時対策所の積算線量は約 7.3×10^{-2} mSv/7日と十分小さい。
<p>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</p>	<p>④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</p>
	
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、緊急時対策所内は換気されるため、積算線量はほぼ横ばいとなる。 緊急時対策所の積算線量は、約 7.7mSv/7日と被ばく経路の中で最も支配的となる。 	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 緊急時対策所の積算線量は、約 4.3mSv/7日と大きい。

※ イメージ図と特徴については、傾向が同様であるため緊急時対策所指揮所で代表している。

空気供給装置による加圧開始が遅延すること及び可搬型新設緊急時対策所空気浄化
フィルタユニットに取り込まれる放射性物質による影響について

緊急時対策所では、空気供給装置による加圧開始の遅れ時間は最長でも2分以内*となるように設計している。

空気供給装置による加圧開始が遅延した場合、空気供給装置による正圧化が開始されるまでの間、緊急時対策所には可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンにより外気が取り込まれる。ここでは、空気供給装置による加圧開始が遅延することによる被ばくへの影響を評価した。

また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンは、放射性雲の通過中においては停止し、空気供給装置により正圧化することでフィルタを通過しない外気の侵入を防止しているが、仮に放射性雲の通過中においても可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンによって可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに放射性物質が取り込まれ線源となった場合の被ばくへの影響についても評価した。

評価の結果、空気供給装置による加圧開始が2分間遅延した場合、室内に外気から取り込まれた放射性物質による7日間の積算被ばく線量は遅延しない場合と比べ約 1.0×10^4 mSv 上昇し、約 1.8×10^4 mSv と評価された。このことから遅延時間を設計上の最長時間（2分間）と想定した場合に、室内に外気から取り込まれた放射性物質以外の他の被ばく経路からの被ばく線量（約 4.3 mSv）と合算しても、対策要員の実効線量は7日間で 100 mSv を超えないことを確認した。

また、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの線量は7日間で約 2.3×10^{-4} mSv となった。このことから可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの線量は可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット以外の他の被ばく経路からの被ばく線量（約 13 mSv）と合算しても、対策要員の実効線量は7日間で 100 mSv を超えないことを確認した。

※「61-8 適合状況説明資料(補足説明資料)」の「3.2 事象発生後の要員の動きについて」の「(4) 緊急時対策所における換気設備等について」を参照

1. 影響を受ける被ばく経路

空気供給装置による正圧化開始が遅延すること及び換気設備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放射性物質が取り込まれることにより影響を受ける被ばく経路は以下のとおり。

- ・室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
- ・可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばく

2. 各被ばく経路からの被ばく線量

(1) 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

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

a. 放射性物質の濃度

緊急時対策所内の放射性物質の濃度は、換気設備及び空気供給装置の効果を考慮し以下の式で評価した。

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

【換気設備で正圧化する場合】

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

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

【空気供給装置で正圧化する場合】

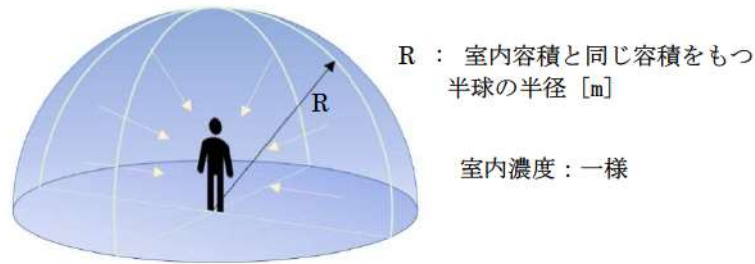
$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_2}{V} \cdot M_k(t)$$

- $m_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度[Bq/m³]
 $M_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能量[Bq]
 V : 空調バウンダリ内容積[m³]
 λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]
 G_1 : 可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの風量[m³/s]
 G_2 : 空気供給装置の空気供給量[m³/s] (安全側にゼロとした)
 E_k : 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[%]
 $S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の外気の放射能濃度[Bq/m³]
 χ/Q : 相対濃度[s/m³]
 $Q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]

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

b. 評価体系

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価に当たり想定した評価体系を図添 11-1 に示す。なお、線源領域は緊急時対策所内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。



図添 11-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

c. 評価コード

緊急時対策所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては、評価コードを使用せず、以下の式を用いて評価した。

【吸入摂取による内部被ばく】

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

- H : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量 (Sv)
- R : 呼吸率 (1.2/3600) ※1 (m³/s)
- $H_{k\infty}$: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数※2 (Sv/Bq)
- $C_k(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)
- T : 評価期間 (s)

※1 ICRP Publication 71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づき設定

【外部被ばく】

$$H = \sum_k \int_{t_0}^{t_1} \frac{1}{2} \cdot \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0) \} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0) \} \right] \cdot \frac{E_{\gamma k}}{0.5} \cdot A_{CTk}(t) dt$$

- H : 放射性物質の γ 線による外部被ばく線量 (mSv)
 K : 線量率換算係数 $0.5 \text{MeV} \cdots 8.92 \times 10^{-6}$ ((mSv/h)/(γ /cm²/s))
 A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5 MeV γ 線)
 $A = 24.0$
 $\alpha_1 = -0.138$
 $\alpha_2 = 0.0$
 μ : 線減衰係数 1.0×10^{-4} (cm⁻¹) (空气中 0.5 MeV γ 線)
 R_0 : 半球の半径 $R_0 = \left(\frac{3}{2} \cdot \frac{V}{\pi} \right)^{1/3} \times 100$ (cm)
 V : 外部 γ 線による全身に対する線量評価時の自由体積 (m³)
 $E_{\gamma k}$: 核種 k の γ 線実効エネルギー (MeV/dis)
 $A_{CT}(t)$: 時刻 t における核種 k の緊急時対策所内放射能濃度 (Bq/cm³)

d. 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表添 11-1 に示す。

表添 11-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
(空気供給装置による加圧が 2 分間遅延した場合)

評価位置	被ばく経路	積算日数	実効線量[mSv]
緊急時対策所	内部被ばく	7 日	7.5×10^0
	外部被ばく	7 日	1.1×10^1
	合計	7 日	1.8×10^1

- (2) 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばく
可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく評価方法を以下に示す。

a. 積算線源強度

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニット内の積算線源強度[MeV]は、核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]を乗ずることで評価し

た。積算線源強度の評価結果を表添 11-3 に示す。

なお、放射性雲の通過中は空気供給装置により加圧するために換気設備は停止するが、保守的に放射性雲の通過中も換気設備は運転され取り込まれた放射性物質がフィルタに付着するものとして評価した。

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

ここで、

S_{γ} : エネルギー γ のガンマ線の積算線源強度 [MeV]

Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq · s]

$S_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ のガンマ線の放出率 [MeV/(Bq · s)]

ここで、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質の積算崩壊数は以下の 1) , 2) に示す式により放出期間中及び放出期間後の積算崩壊数を合計して評価した。なお、本評価においては、希ガス以外に対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を保守的に 100% とした。

(a) 放出期間中 (事故発生後 24~34 時間) の積算値

$$Q_k = (\chi/Q) \cdot q_k \cdot \frac{G}{\lambda_k} \cdot \left(\Delta T_1 - \frac{1 - \exp(-\lambda_k \cdot \Delta T_1)}{\lambda_k} \right)$$

ここで、

Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq · s]

(χ/Q) : 相対濃度 [s/m³]

q_k : 核種 k の放出率 [Bq/s]

G : 換気設備による取込の体積風量 [m³/s]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]

ΔT_1 : 評価期間 [s] (事故発生後 24 時間から 34 時間までの 10 時間)

(b) 放出期間後 (事故発生後 34~168 時間) の積算値

$$Q_k = (\chi/Q) \cdot R_k \cdot \frac{G}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k \cdot \Delta T_2))$$

ここで、

R_k : 核種 k の積算放出量に放出期間中（事故発生後 24 時間から 34 時間まで）の減衰を考慮した値[Bq]

ΔT_2 : 評価期間[s]（事故発生後 34 時間から 168 時間までの 134 時間）

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

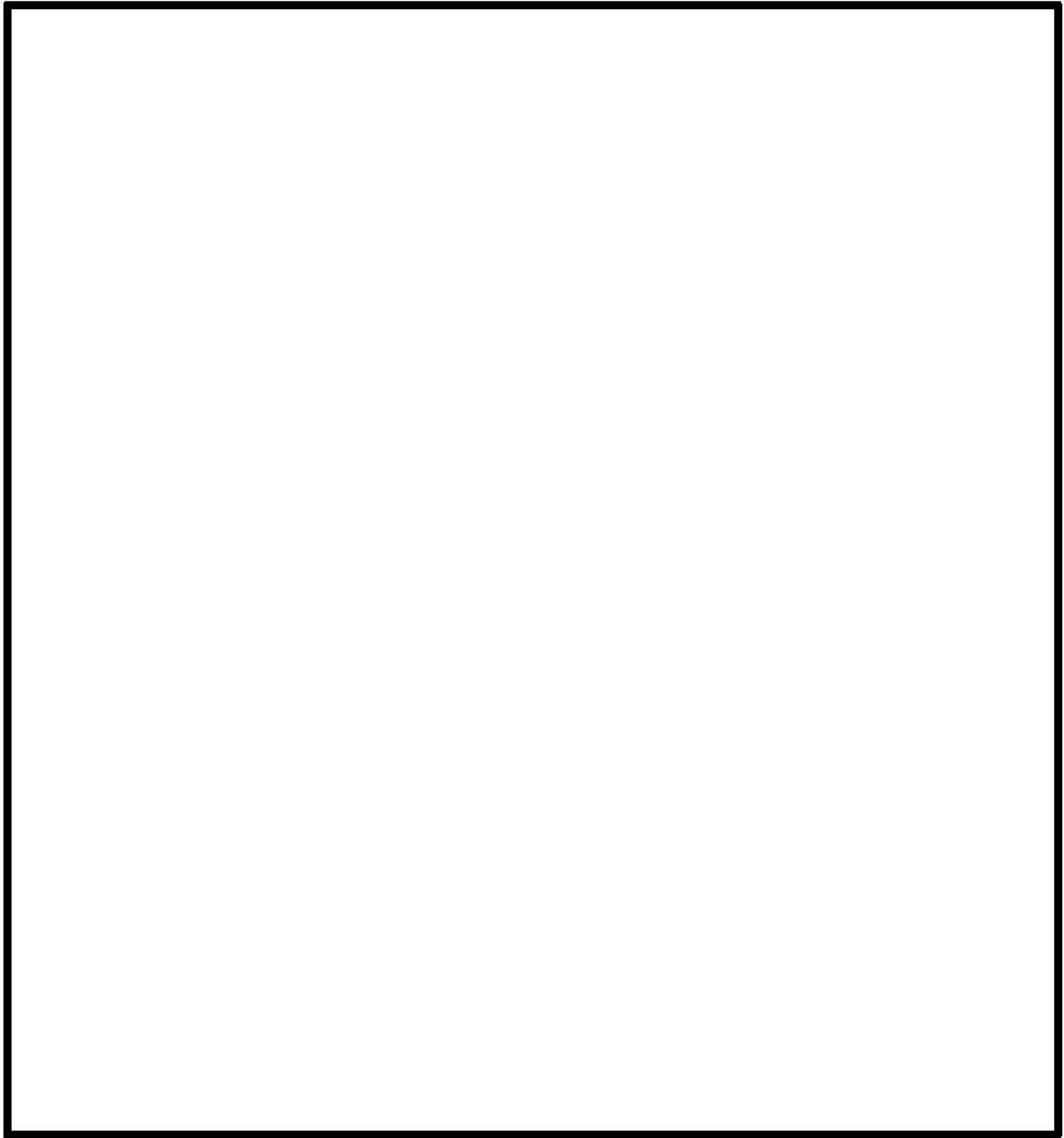
核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]は、制動放射 (U₀₂) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxuo2brm.lib) 値から求めた。

また、遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は、ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18 群) を用いた。


b. 評価体系

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価に当たり、想定した評価体系を図添 11-2 に示す。線源（フィルタ）と評価点の距離は [] 遮蔽厚さはコンクリートで [] と仮定した。なお、可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットと空調上屋壁面の最近接距離は [] 以上あることから、本評価体系は保守的な結果を与える。

[] 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。



図添 11-2 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからの
ガンマ線による被ばくの評価モデル

 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。

c. 評価コード

QAD-CGGP2R コード^{※1}を用いた。

※1: ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した。

d. 評価結果

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果を表添 11-2 に示す。表添 11-2 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からの実効線量は無視できる程度に小さいことが分かる。

表添 11-2 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量[mSv]
緊急時対策所	7日	2.3×10^{-4}

表添 11-3 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの積算線源強度（7日間付着分）

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	$E \leq 0.1$	7.6×10^{12}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.2×10^{12}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	3.6×10^{13}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	7.3×10^{13}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.2×10^{14}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	8.3×10^{13}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	3.5×10^{13}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	2.2×10^{12}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	1.0×10^{12}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	1.0×10^{10}
3.5	$3 < E \leq 4$	5.2×10^7
5	$4 < E \leq 6$	1.6×10^7
7	$6 < E \leq 8$	1.8×10^1
9.5	$8 < E$	2.8×10^0

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の設定について

可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、エアロゾル粒子の捕集が可能な微粒子フィルタ及び無機よう素と有機よう素の捕集が可能なよう素フィルタを有している。

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては、フィルタの除去効率を設計値を基に微粒子フィルタは99.99%、よう素フィルタは有機よう素及び無機よう素を99.75%、99.99%としている。

以下に、温度及び湿度条件並びにフィルタの保持容量の観点から、被ばく評価におけるフィルタ除去効率の設定の妥当性について示す。

1. 温度及び湿度条件について

緊急時対策所は、原子炉建屋から離れた建屋内に設置されているため、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、温度及び湿度条件の観点において、フィルタの除去効率を微粒子フィルタは99.99%、よう素フィルタは有機よう素及び無機よう素を99.75%、99.99%と設定することは妥当である。

2. 保持容量について

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

(1) フィルタの捕集量の評価方法

フィルタの捕集量は、安定核種を考慮した炉心内蔵量及び審査ガイドに定められる核種ごとの大気中への放出割合並びに大気拡散の効果、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンの風量から算出した。なお、各フィルタが捕集可能な物質はすべてフィルタ内に捕集されるものとした。

また、評価に当たっては、放射性雲が通過する期間（事故発生24時間後から34時間後までの10時間）において、可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファンが25m³/minの風量で運転しているものと仮定した。

図添12-1及び図添12-2に、フィルタの捕集量評価過程について示す。

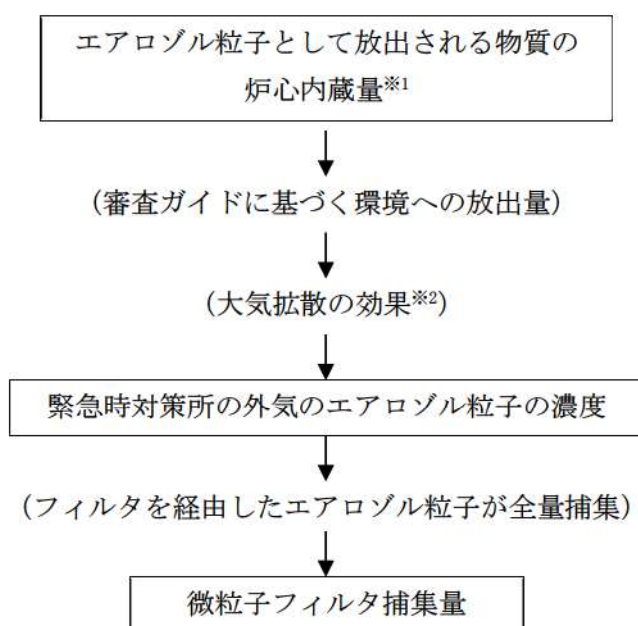
(2) 評価結果

表添12-1に、各フィルタの保持容量及び捕集量を示す。各フィルタの保持容量は捕集量に対し十分大きい。したがって、フィルタの保持容量の観点において、フィルタの除去効率を微

粒子フィルタは99.99%，よう素フィルタは有機よう素及び無機よう素を99.75%，99.99%と設定することは妥当である。

表添12-1 可搬型新設緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの捕集量及び保持容量

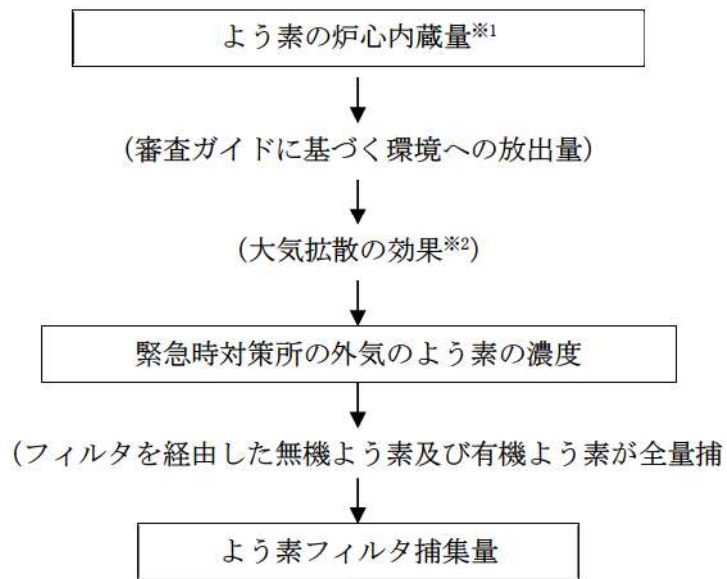
種類	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
捕集量	約310mg	約1.1mg
保持容量	約1400g/台	約240g/台



※1 炉心内蔵量は表添 12-2 の値を使用

※2 相対濃度は表添 1-4 の値を使用

図添12-1 微粒子フィルタの捕集量評価の過程



※1 炉心内蔵量は表添 12-2 の値を使用

※2 相対濃度は表添 1-4 の値を使用

図添12-2 よう素フィルタの捕集量評価の過程

表添12-2 炉心内蔵量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
I	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

使用済燃料ピットの燃料による影響について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては、泊発電所3号炉において「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」の事故が発生した場合を想定している。

一方、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。泊1, 2号炉では、保安規定において緊急安全対策として泊1, 2号炉発災時の要員参集体制を整備しており、SFP冷却水の漏えい等の事故が発生した場合は、参集要員がSFPへの水の補給またはスプレーを行うこととしているが、泊1, 2号炉SFP冷却水の大規模な漏えいという重大事故を上回る状況を想定した場合の緊急時対策所への影響について検討を行った。

検討にあたっては、燃料の健全性が確保できる前提において、泊1, 2号炉SFPの冷却水がすべて喪失した場合における緊急時対策所への参集時、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及ぼす影響について評価した。

評価の結果、泊1, 2号炉SFP周辺における泊3号炉の重大事故等発生時の屋外の対応作業や緊急時対策所内の活動が実施可能であることを確認した。

a. 線源強度

燃料集合体の線源強度は以下のとおり計算した。

(a) 現在、泊1, 2号炉は停止中であり、また、泊1, 2号炉SFPは3号炉と共用しておらず、3号炉用の燃料は貯蔵しないことから、泊1, 2号炉SFPに新たに使用済燃料が追加されることはない。従って、平成28年1月1日時点の燃料貯蔵状況等を考慮することとし、燃料集合体を次のとおり分類する。

イ. 燃焼度（燃焼時間）については、使用サイクル数を踏まえて0～10,000時間、10,000～20,000時間、20,000～30,000時間、30,000～40,000時間に分類し、それぞれの上限值を使用する。

ロ. 冷却時間については、3年～4年、4年～5年、5年～7年、7年～10年、10年～に分類し、それぞれの下限值を使用する。

評価に用いた分類毎の燃料集合体の数量を表添13-1及び表添13-2に示す。

なお、燃料はすべてステップ2燃料とする。

(b) 計算にはORIGEN2コードを使用し、線源強度は表添13-3に示すとおり7群のガンマ線エネルギーに分類する。

表添 13-1 泊 1 号炉 SFP 燃料集合体の評価条件

(単位：体)

燃焼度（燃焼時間）	冷却期間				
	3 年	4 年	5 年	7 年	10 年
10,000 時間	0	12	0	0	0
20,000 時間	0	20	4	4	3
30,000 時間	0	44	12	30	96
40,000 時間	0	45	41	39	54
合計	0	121	57	73	153

表添 13-2 泊 2 号炉 SFP 燃料集合体の評価条件

(単位：体)

燃焼度（燃焼時間）	冷却期間				
	3 年	4 年	5 年	7 年	10 年
10,000 時間	0	0	0	0	0
20,000 時間	0	45	4	0	0
30,000 時間	0	35	22	4	109
40,000 時間	0	41	73	52	84
合計	0	121	99	56	193

表添 13-3 ガンマ線のエネルギー分類

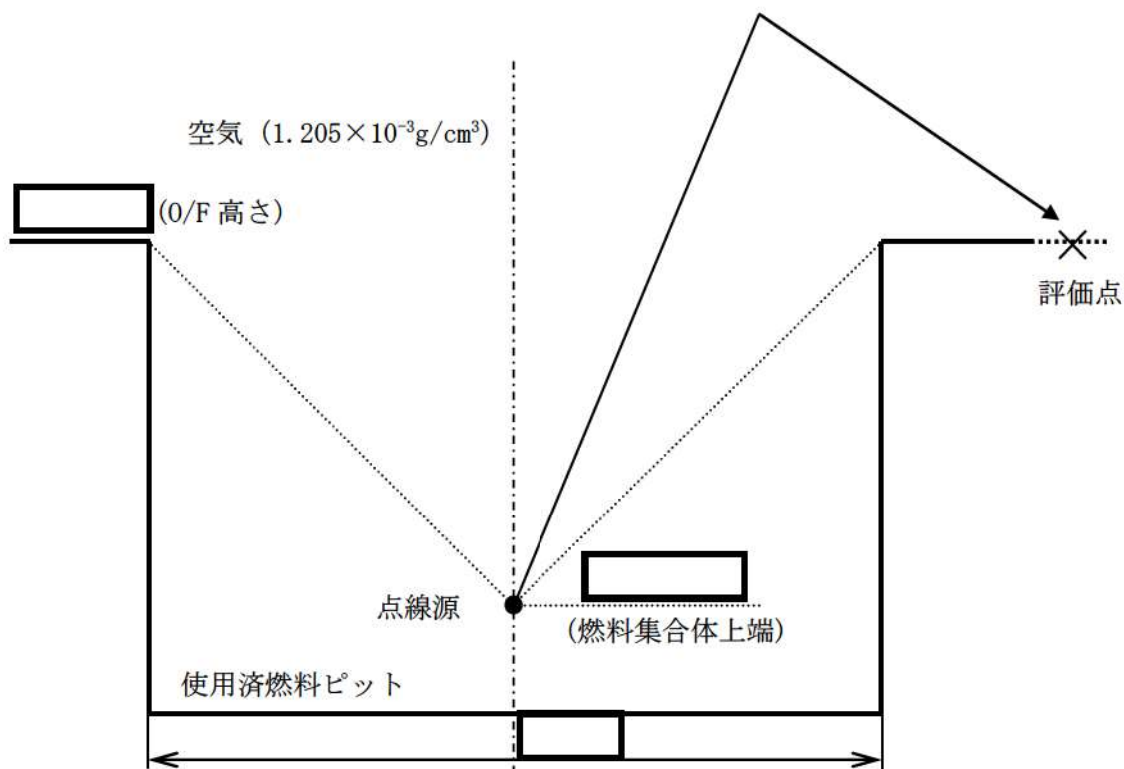
代表エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 0.9$
1.3	$0.9 < E \leq 1.35$
1.7	$1.35 < E \leq 1.8$
2.2	$1.8 < E \leq 2.2$
2.5	$2.2 < E \leq 2.6$
3.5	$2.6 < E$

b. 評価モデル

泊 1, 2 号炉 SFP 周辺の評価点における線量評価モデルは以下のとおりとした。

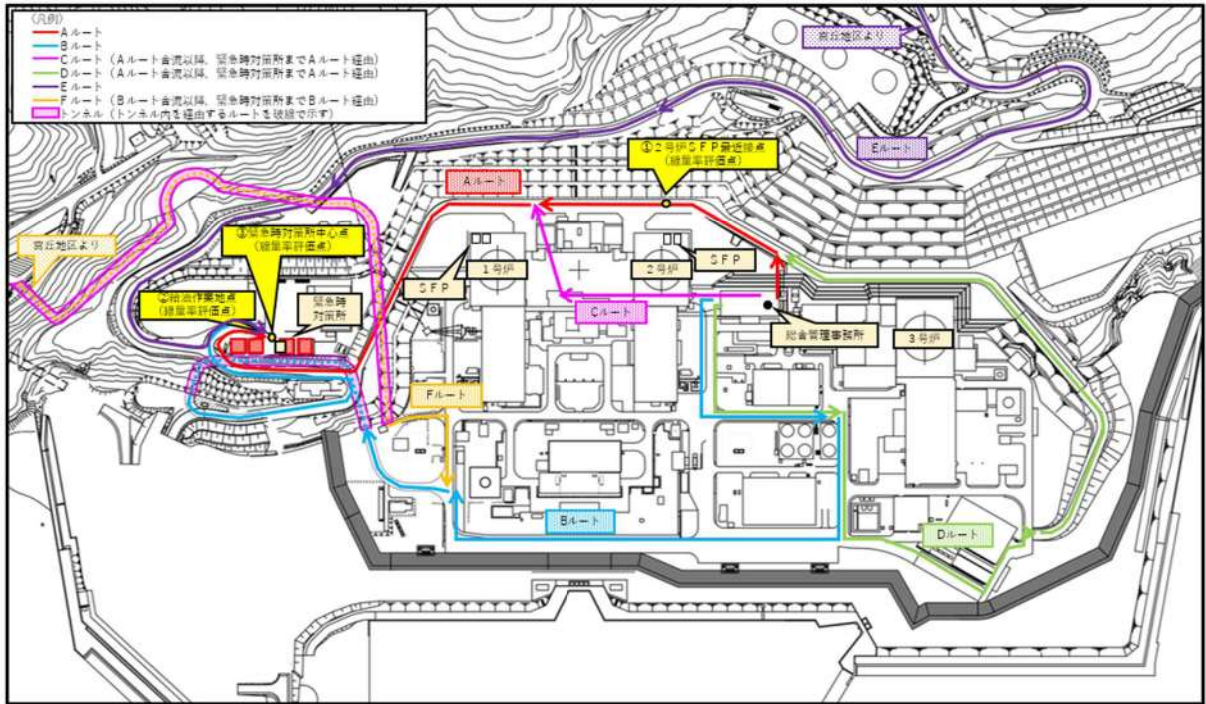
- (a) 最も厳しい状態として SFP 水位がゼロの場合を想定する。なお、燃料の健全性は保たれていることを前提とする。

- (b) SFP直上での作業を行うことはないこと、SFP上部開口部以外における直接線の影響はSFP側壁のコンクリート厚さを踏まえると無視できることから、鉛直上方向に放出されるガンマ線のスカイシャイン線の評価対象とする。
- (c) a. (a)にて分類した各燃料集合体をその上端部に位置する点線源に変換する。変換に当たっては、燃料集合体の自己遮蔽を考慮し、SPAN-SLABコードを用いて上空での線量率を求め、当該位置においてその線量率と等価な線量率を与える点線源強度を設定する。
- (d) 評価モデルの概要を図添13-1に示す。評価点におけるスカイシャイン線量率の計算にあたっては、c.にて設定した点線源がSFPの中心に配置されているものとしてSCATTERINGコードにより計算する。
- (e) 影響評価に当たって設定する評価点とその評価条件を図添13-2及び表添13-4に示す。
 評価点選定の考え方は以下のとおりとした。
- イ. 緊急時対策所への複数の参集ルートを踏まえ、参集ルートのうち線量影響が最大となる2号炉SFP最近接点を評価点として選定する。
 なお、貯蔵している燃料状況から1号炉SFPよりも2号炉SFPからの線量影響の方が大きい。
- ロ. 緊急時対策所近傍の屋外作業となる緊急時対策所用発電機への給油作業地点を評価点として選定する。
- ハ. 緊急時対策所の居住性の観点から緊急時対策所指揮所中心点を評価点として選定する。
 なお、中心点の評価では、コンクリート（密度： 2.15g/cm^3 ）による遮蔽効果を考慮する。



図添 13-1 スカイシャイン線量の評価モデル

▭ 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。



図添 13-2 緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点

表添 13-4 緊急時対策所に係る評価条件

評価点	SFP 中心からの距離 (m)		コンクリート厚さ※ (cm)
	1号炉	2号炉	
①参集ルートのうち2号炉 SFP 最近接点	1号炉	約 196m	—
	2号炉	約 36m	—
②緊急時対策所用発電機への給油作業地点	1号炉	約 220m	—
	2号炉	約 407m	—
③緊急時対策所指揮所中心点	1号炉	約 217m	65
	2号炉	約 402m	65

※評価に当たっては、マイナス側許容差 5mm を考慮する。

2. 評価結果

線量率の評価結果を表添13-5に示す。

表添 13-5 泊 1, 2号炉 SFP 冷却水喪失時の線量評価結果

評価点	線量率(mSv/h)		
	号炉別		合計
①参集ルートのうち2号炉 SFP 最近接点	1号炉 SFP	約 3.2×10^{-1}	約 6.4
	2号炉 SFP	約 6.0	
②緊急時対策所用発電機への給油作業地点	1号炉 SFP	約 2.7×10^{-1}	約 3.1×10^{-1}
	2号炉 SFP	約 3.8×10^{-2}	
③緊急時対策所指揮所中心点	1号炉 SFP	約 3.4×10^{-4}	約 3.8×10^{-4}
	2号炉 SFP	約 4.7×10^{-5}	

緊急時対策所への参集ルート上で、泊 1, 2号炉SFP内の使用済燃料からの線量影響が最大となる地点における線量率は約6.4mSv/h、緊急時対策所近傍の屋外作業となる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は約0.31mSv/hとなった。緊急時対策所への移動に際して、参集ルート上の線量率をこの線量率で代表し移動時間を考慮しても線量は小さくアクセス性に問題なく、また、給油も7日間の作業を考慮しても約0.12mSvであるため作業性に問題はない。

また、緊急時対策所指揮所中心点における線量率は約0.38 μ Sv/hであり、7日間の滞在を考慮しても約0.064mSvであるため、居住性に与える影響は極めて小さい。

以上より、泊 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た。

緊急時対策所プ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、重大事故時のプルーム発生時に、放射性物質から対策要員を守るところであるため、以下の方針で放射線から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、緊急時対策所への放射性物質の流入を防止する。
- ・これにより、対策要員の被ばくを極力抑える。

そのため、緊急時対策所に対する放射性物質の接近及び離脱を早めにかつ的確に検知し、余裕をもって判断及び操作ができる必要がある。

2. 監視情報について

(1) 検知手段

図添14-1にプ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、図添14-2にプ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を配置しており、さらに緊急時対策所付近に可搬型モニタリングポストを配置する。また、緊急時対策所指揮所内及び緊急時対策所待機所内それぞれにも可搬型エリアモニタを配置する。

これにより、緊急時対策所近傍の線量率を直接測定することができ、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、万一緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合においても緊急時対策所可搬型エリアモニタで検知することができる。

(2) 判断に用いるパラメータ

また、表添14-1に、原子炉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、プルーム通過の判断に用いるパラメータを示す。

原子炉格納容器過圧破損の状況を把握するための情報は、原子炉格納容器圧力を代表とする3号炉原子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、緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストと緊急時対策所内に設置する緊急時対策所可搬型エリアモニタの情報が追加される。

また、表添14-1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

緊急時対策所の空気供給装置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も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、原子炉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等の対策を実施したにもかかわらず原子炉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、完了から原子炉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、空気供給装置加圧タイミングの判断に専念できる。

(2) 原子炉格納容器破損に係るパラメータの挙動予想

図添14-3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。

- ・原子炉格納容器の破損により原子炉格納容器圧力が急減する。
- ・周辺のモニタリング設備の指示値は、それまでは外部遮へい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、原子炉格納容器が急に喪失したような挙動となり、上昇する。
- ・風向が緊急時対策所側の場合は、緊急時対策所付近に設置する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。
- ・その段階で空気供給装置加圧を実施すれば、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) 空気供給装置加圧の判断フロー

換気設備の運用の基本フローを図添14-4に示す。

原子炉格納容器圧力が急減する等、原子炉格納容器の健全性に関するパラメータから原子炉格納容器の大規模破損が発生したことが判断され、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付近に設置する可搬型モニタリングポストのいずれかの指示値が5 mGy/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空気供給装置加圧に切り替える。これらの早めの空気供給装置加圧により、緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを抑える。

なお、空気供給装置加圧中は、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) 空気供給装置加圧終了の判断

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付近に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*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空気供給装置加圧から可搬型空気浄化装置へ切り戻す。

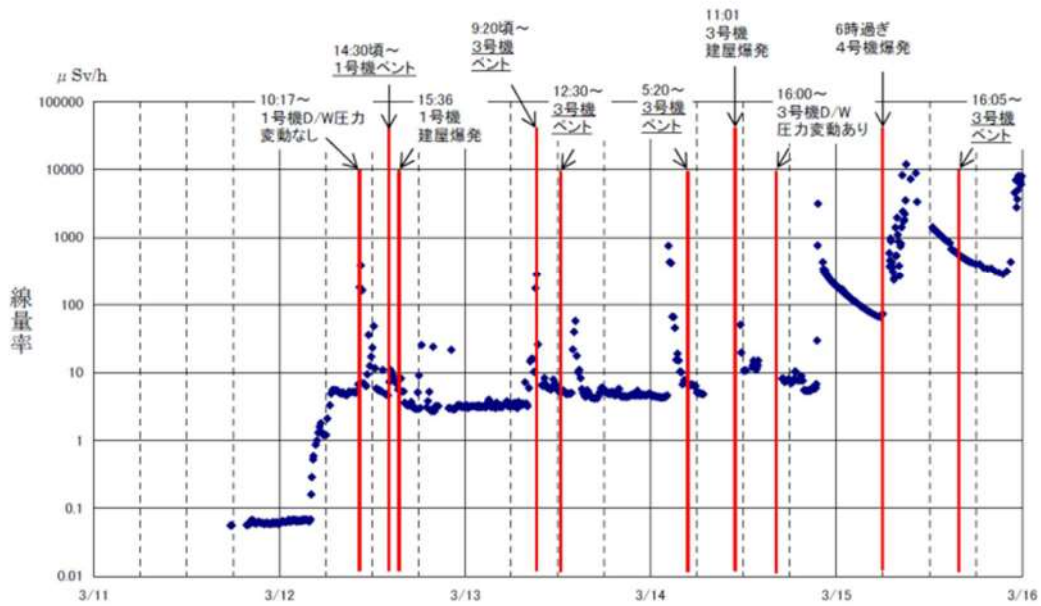
※ 0.5mGy/hを0.5mSv/hとして換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、 $0.5\text{mSv/h} \times 168\text{h} = 84\text{mSv}$ と100mSvに対して余裕があり、緊急時対策所の居住性評価結果である13mSvに加えても100mSvを超えることのない値として設定。

(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、以下のことを実施する。

- ・可搬型モニタリングポストの養生を取替える。
- ・風向風速等の気象データ、モニタリング設備及び緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値挙動に注意する。

なお、プルームの通過後は図添14-5の福島第一発電所でのベント操作時の場合のように、降下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リング設備で検知することが可能である。



図添 14-5 福島第一原子力発電所 正門付近の線量率

4. 空気供給装置加圧時間

前記のと通りの運用をした場合の空気供給装置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) 空気供給装置加圧時間

空気供給装置加圧時間は、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できるよう予備ポンペを配備し、放射性物質侵入抑制を図ることとする。(図添14-6参照)

- ・ 気象条件により空気供給装置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）通過後に空気供給装置加圧から可搬型空気浄化装置による換気に切り替える操作時間

(3) 現実的な空気供給装置加圧方法

前述のとおり、空気供給装置加圧時間として余裕を持たせて対応するものの、現実的な放出想定に基づきタイムリーな空気供給装置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。

例えば、

①空気供給装置加圧は、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るため、相対的に早い希ガスの放出タイミングに合わせて加圧することが考えられる。

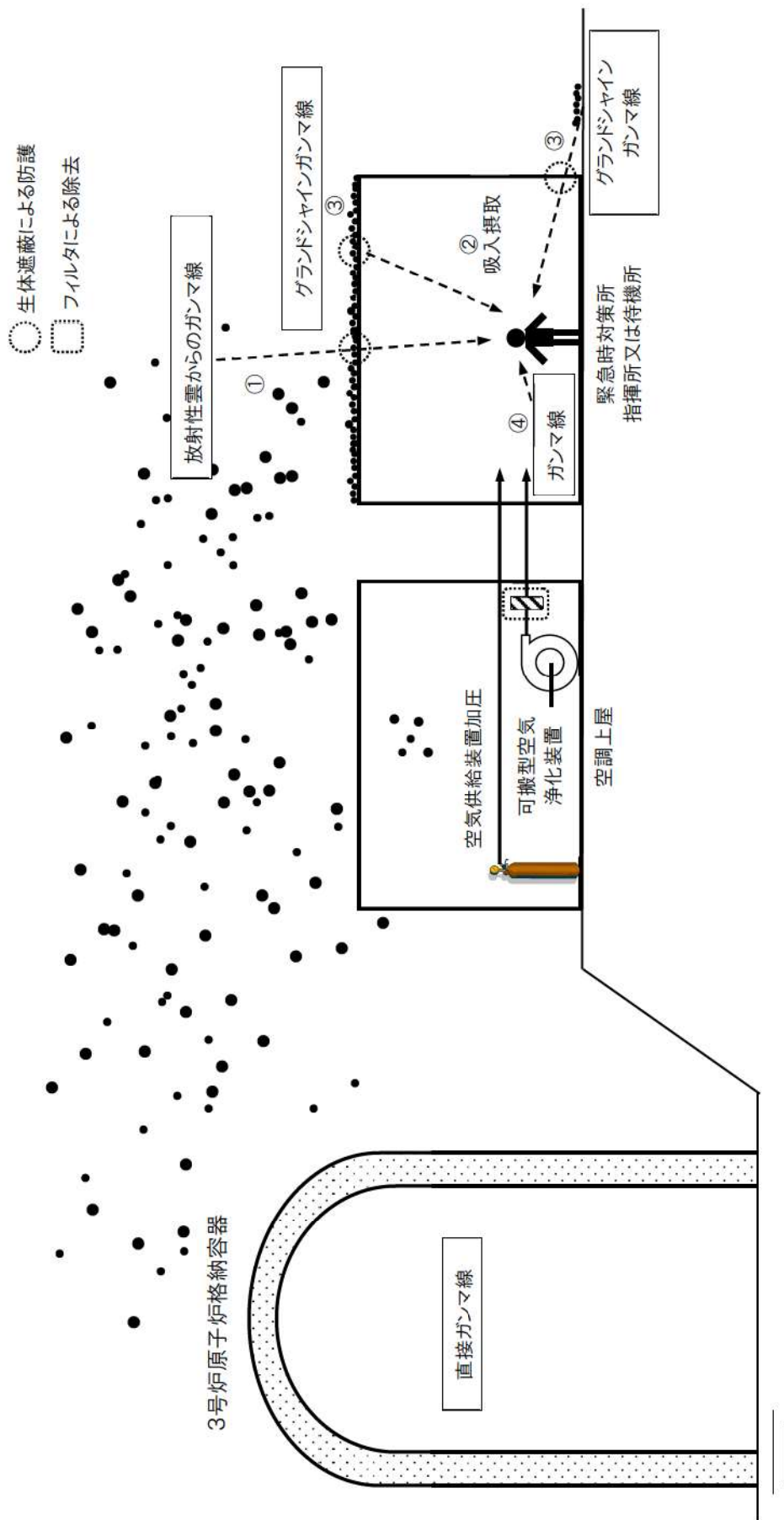
例えば、NUREG/BR-0150 Vol. 1, Rev. 4で定める格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の核分裂生成物の放出時間は約1時間であり、また、NUPECのCV信頼性実証試験（「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実施事業）に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構」）におけるPCCV破壊試験では大きな放出率（850%/日⇒100%/3時間）になることが示されているため、破損初期の3時間程度を空気供給装置加圧で抑えれば、残りの時間は可搬型空気浄化装置でよう素や粒子状の放射性物質を抑えることが可能である。

②希ガスに限らず、プルーム状の放射性物質は、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付近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空気供給装置加圧を停止し、空気供給装置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。

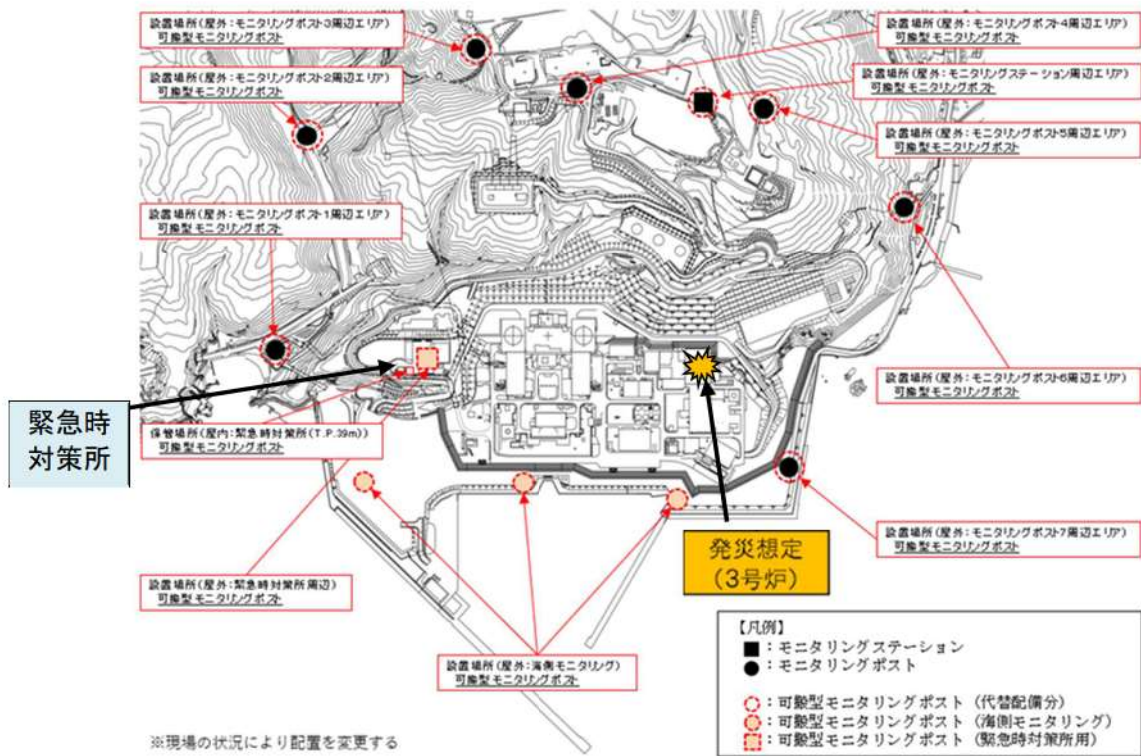
泊発電所の場合、1997年気象（被ばく評価に使用）や2021年の気象によると、3号炉から緊急時対策所側への風向の出現頻度は年間の約9.0%～約9.2%であり、また、緊急時対策所側に継続して風が吹く確率も小さいため、風向が緊急時対策所側でない場合は空気供給装置加圧を停止できる。3号炉と緊急時対策所の位置関係を図添14-7に、風配図を図添14-8に、3号炉から緊急時対策所への風向が継続する割合を図添14-9に示す。

なお、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の指示値が5mGy/h又は、緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が0.100mSv/hを超える場合に、可搬型空気浄化装置から空気供給装置加圧に切り替える手順（図添14-10参照）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、かつ短時間で空気供給装置加圧に切り替えることが可能であり、こまめでタイムリーな加圧が可能である。

また、空気供給装置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ため、緊急時対策所は清浄に保たれる。



図添 14-1 プルーム起因のガンマ線

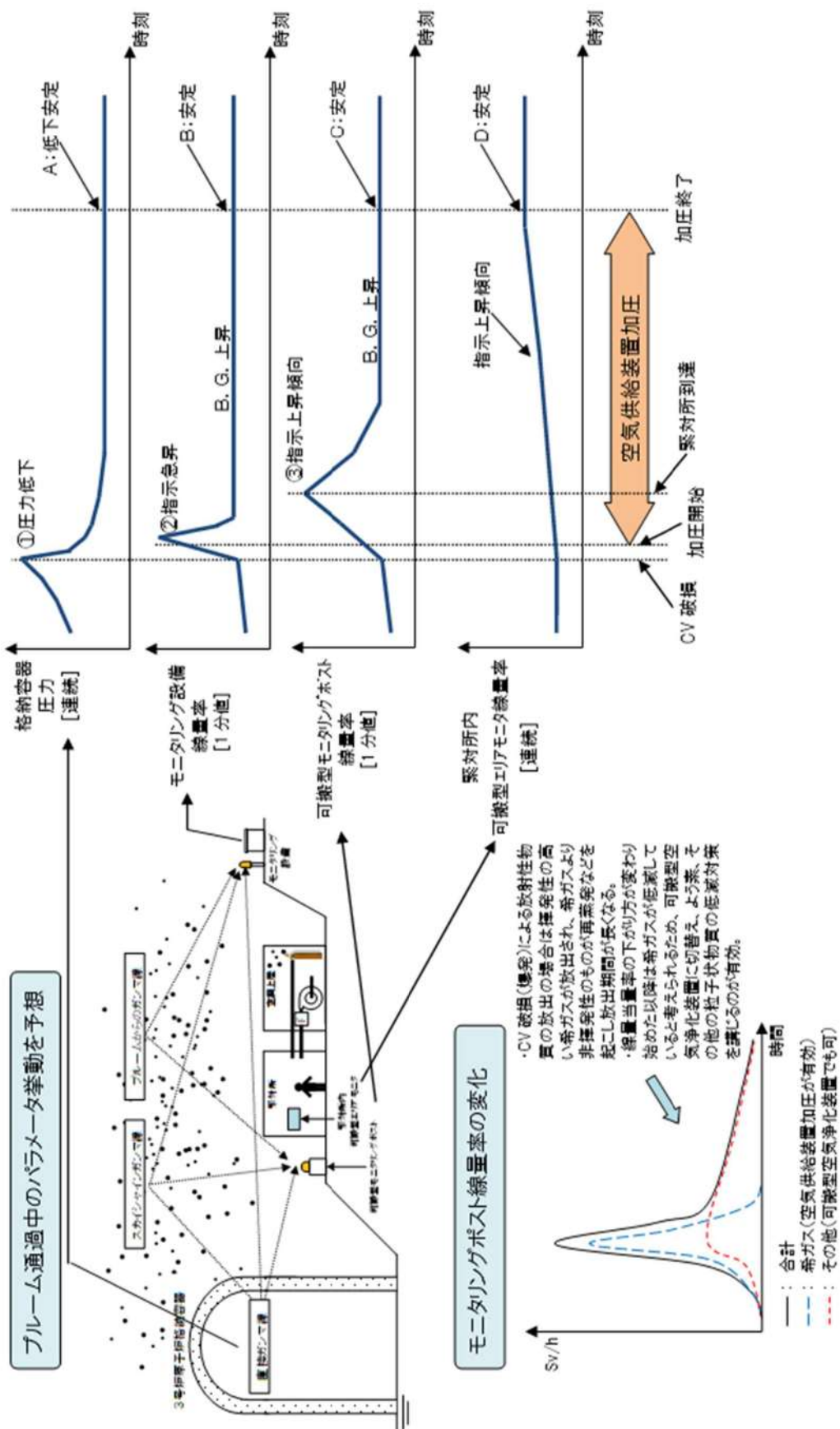


図添 14-2 プルूमの状況を検知する手段

表添 14-1 原子炉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	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	◎ 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	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	△ 変化監視	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定
		気象情報	風向, 風速, 大気安定度	1分値	○ 監視強化	○ 風向が 緊対所側	○ 状況確認
		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	○ 上昇	◎ 5 mGy/h 以上	◎ 低下安定
		可搬型モニタリングポスト (緊対所付近)の指示	可搬型モニタリングポスト線量率 (緊対所付近)	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



図添 14-3 プルーフーム通過中のパラメータ挙動