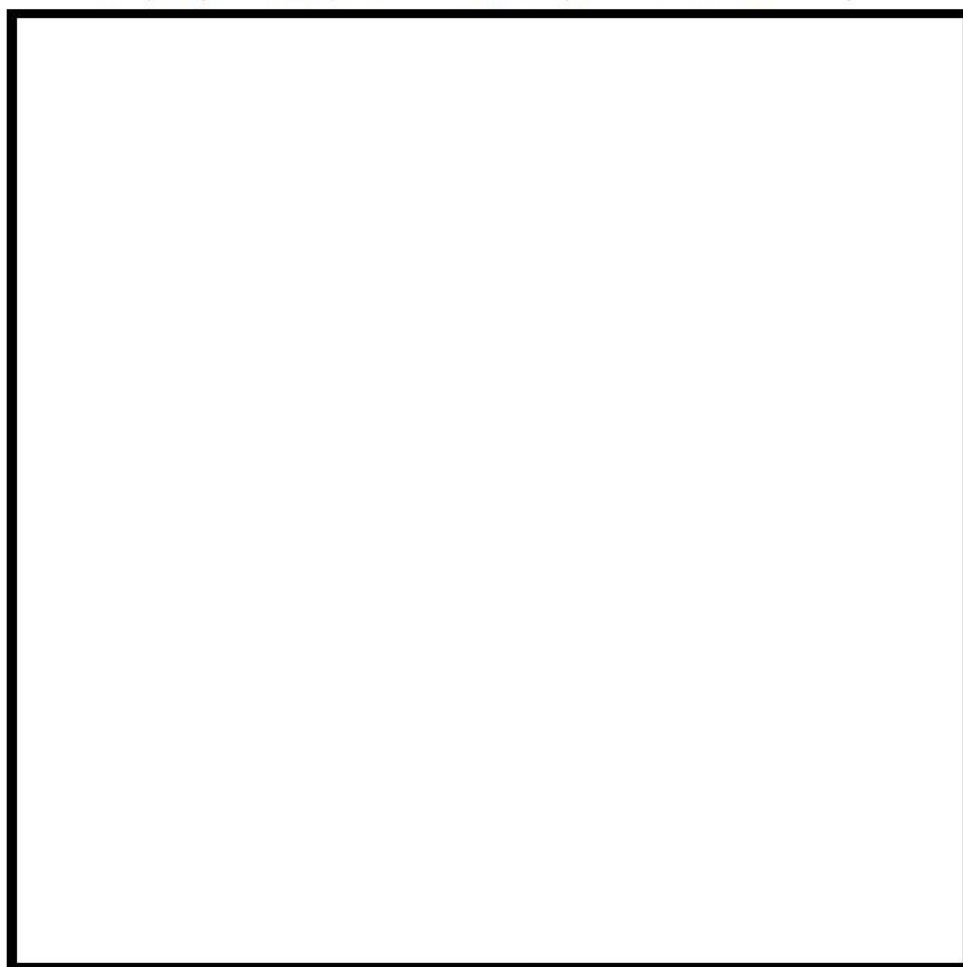


c. 中央制御室への放射性物質の流入防止

(a) 出入口扉以外の扉の施錠による放射性物質の流入防止

中央制御室のエリアには複数の扉が設置されているが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室の境界にある扉はすべて気密扉であるとともに、図 3.2-11 のとおり出入口となる扉は1箇所のみとし、その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とすることで、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する運用としている。

出入口となる扉1箇所には、要員が装着している防護具類の脱衣エリア及び脱衣後の現場作業要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認するためのスクリーニングエリアを設置し、中央制御室内への放射性物質の持込みを防止する。



○凡例






-  : 中央制御室バウンダリ
-  : 気密扉
-  : 気密扉及び扉施錠箇所
-  : チェンジングエリア

図 3.2-11 中央制御室出入口扉施錠箇所

 : 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

SA 条文関連

(b) グリーンハウスにおける放射性物質の閉じ込めによる中央制御室への流入防止  
中央制御室へ放射性物質の流入を防止するため、グリーンハウスの汚染管理方法を以下のとおりとする。

①表面汚染密度及び空气中放射性物質濃度の管理方法

汚染レベルが高くなると予想される靴着脱エリア及び脱衣エリアをグリーンハウス化することで、靴着脱エリアでの靴の履き替え及び脱衣エリアでの防護具類の脱衣により、防護具類の表面から剥がれ落ちた放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込め、中央制御室内への汚染の持ち込みを防止する。

また、グリーンハウスの両端に取り付けるカーテンは、気密性を向上させるためにチャック式のカーテンとし、放射性物質の閉じ込めに万全を期す。

②定期的な測定

グリーンハウス内には靴の履き替え等により放射性物質が持ち込まれることになるが定期的（1回/日以上）な測定により汚染の有無を確認し、汚染が確認された場合は、チェンジングエリアに滞在する放管班員が速やかに除染を行う。

(c) 中央制御室内への放射性物質の流入を防止するための運用方法

①グリーンハウスの設営及び要員の入退域の運用

中央制御室内への放射性物質の流入の防止に万全を期すため風向と合わせて、グリーンハウスの設営方法及びチェンジングエリアの要員の入退域の運用に関して以下のとおりとすることとしている。

○グリーンハウス内は無風状態を維持するため、グリーンハウス自体の気密性を高くする必要があることから、出入口に取り付けるカーテンについてはチャック式のカーテンとする。

○要員は出入口扉から入退域することになるが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室バウンダリの境界側の出入口扉のカーテン及び中央制御室側のカーテンの同時開放は禁止することとし、カーテン部に注意喚起の標識を掲示する。

また、チャック式カーテン通過後には完全にチャックを閉止することとし、上記の標識の他に注意喚起の標識を合わせて掲示する。なお、同時開放させないための出入口扉、カーテンの状態の監視は、スクリーニングエリアに常駐する放管班員が行うこととし、必要に応じ放管班員から入退域しようとする要員に対して指示・指導するものとする。

②チャック式のカーテンの開閉運用手順

チャック式のカーテンが同時開放される可能性があるのは、グリーンハウス両端から要員が同時に入退域する場合であり、同時開放を防止するため運用方法を以下のとおりとする。

SA 条文関連

- チェンジングエリア内のスクリーニングエリアに常駐している放管班員は、グリーンハウス両端の2箇所に設置されているチャック式のカーテンから入退城しようとする要員がいる場合、要員に対して指示・指導する必要があるため、入退城状況を常時監視する。
  - 放管班員は2箇所同時にチャック式のカーテンから要員が入退城しようとしている場合、両方の要員に対して待機を指示する。
  - 放管班員は、待機を指示した要員に対してチャック式のカーテンは同時開放が禁止であること及び通過後にはチャックを完全に閉止することを告知する。
  - 告知後、放管班員はどちらか一方の要員に通過を指示し、もう一方の要員に対しては待機の継続を指示する。
  - 先に指示した要員がチャック式のカーテンの通過後、放管班員は待機している要員に通過を指示する。
  - 待機を指示されたにもかかわらず、同時にチャック式のカーテンを通過しようとする要員がいた場合、放管班員は当該要員に対して適切に指導する。
  - 放管班員は、グリーンハウス内の使用済み防護具類の回収等に合わせて、適宜チャック式カーテンのチャックが完全に閉止しているかを確認する。
- (d) 中央制御室空調装置による放射性物質の中央制御室への流入防止
- 仮にグリーンハウスから放射性物質が漏えいした場合においても、放射性物質を中央制御室へ流入させないようにするため、中央制御室空調装置による空気の流れにより、放射性物質の中央制御室への流入を防止する。中央制御室に放射性物質を流入させない風向として、グリーンハウス内については放射性物質をグリーンハウス内に留めておくため無風とし、グリーンハウス外については、中央制御室出入口扉近傍の給気口からチェンジングエリア出入口近傍の排気口への風向とする。
- 以上から、検証のためチェンジングエリアを設営し風向確認試験を行ったが、実際の空気の流れは、図 3.2-9 に示す風向であることを確認した。試験の概要を以下に示す。
- チェンジングエリアに設置するすべての資機材を配置した。
  - グリーンハウスの両端に設置するカーテンはチャック式とする。
  - 中央制御室空調装置は、重大事故時の運転状態である閉回路循環運転にて、試験を行った。
  - グリーンハウスから中央制御室内への放射性物質の流入する経路となるようにグリーンハウスのスクリーニングエリア側に取り付けたカーテン、中央制御室出入口扉を開放し、中央制御室バウンダリの境界となる出入口扉及びカーテンについては閉止状態とした。
  - 確認高さは、中央制御室内、スクリーニングエリア内及びグリーンハウス内は、要員を模擬し床上高さ+1500mm とし、その他にグリーンハウス上、排気ダクト付近については、床上高さ+2000mm で確認を行った。

## SA 条文関連

放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込めること及び中央制御室空調装置により、中央制御室へ放射性物質が流入することはないことから、チェンジングエリアへの可搬型空気浄化装置は設置しない設計とする。

(e) 中央制御室バウンダリ内に設営することによる外部被ばく等の低減

チェンジングエリアを中央制御室バウンダリ内に設営することにより、外部被ばく、衣服汚染及び身体汚染を低減できる。具体的には以下のとおり。

①外部被ばくの低減

グリーンハウスを中央制御室バウンダリ外に設営した場合、チェンジングエリア周辺の汚染レベルが高く、要員が防護具類を脱衣する際に外部被ばくの増加が懸念される。

このため、中央制御室バウンダリ内にチェンジングエリアを設営することで、環境の線量当量率は低くなり、要員の外部被ばくを低減できる。

②衣服汚染及び身体汚染の低減

グリーンハウスを中央制御室バウンダリ外に設営した場合、チェンジングエリア周辺の汚染レベルが高く、中央制御室への要員の入退室時に外部の放射性物質が流入することから、グリーンハウス内に汚染が付着しやすくなり要員の衣服汚染及び身体汚染の発生が増加する懸念がある。

一方、チェンジングエリアを中央制御室バウンダリ内に設営した場合は、中央制御室内の環境の汚染レベルは低いため、衣服汚染及び身体汚染の発生を抑制することができる。

d. チェンジングエリアの設営と中央制御室空調装置の閉回路循環運転の開始タイミングの関係について

チェンジングエリアの設営は「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合に、放管班長が事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数を考慮して、チェンジングエリアを設営すると判断した場合に着手する。設営着手の判断後、緊急時対策所から3号炉中央制御室へ要員が移動を開始し、資機材準備及び最低限の養生を行いチェンジングエリアの運用を開始するまでに約50分を見込んでいる。また、チェンジングエリアの全ての設営は設営着手の判断から約100分を見込んでいる。

中央制御室が設置されている原子炉補助建屋の補助建屋空調装置及び中央制御室空調装置は全交流動力電源喪失時には停止するが、事象発生から約115分後には中央制御室空調装置による閉回路循環運転が開始される。ただし、炉心損傷タイミングは事故事象により異なるため、チェンジングエリアの設営開始タイミングと閉回路循環運転の開始タイミングが前後する場合がある。

例として、図3.2-12及び図3.2-13で原子炉格納容器の過圧破損事象と過温破損事象時のタイムチャートを比較する。

チェンジングエリアについては、補助建屋空調装置及び中央制御室空調装置が停止中は設営箇所が無風状態のため設営に支障はなく、閉回路循環運転中であっても設営箇所で風を感じる程ではないため設営に支障はない。また、このような空調状態においてチェンジングエリアの運用を開始しても無風状態又は適切な風の流れを確保できることから、防護具の脱衣、身体サーベイ等を実施することにより、中央制御室への汚染の持込みを防止することが可能である。

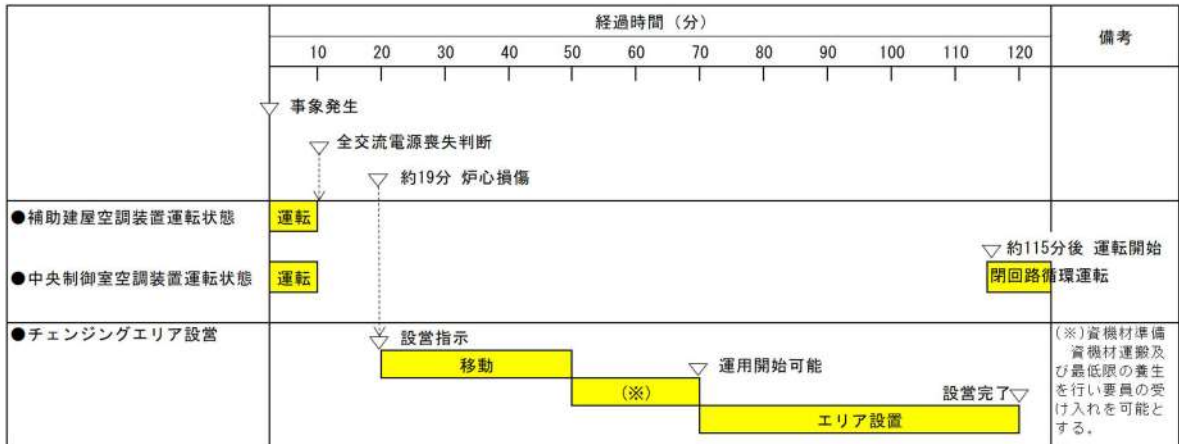


図 3.2-12 原子炉格納容器の過圧破損時のタイムチャート

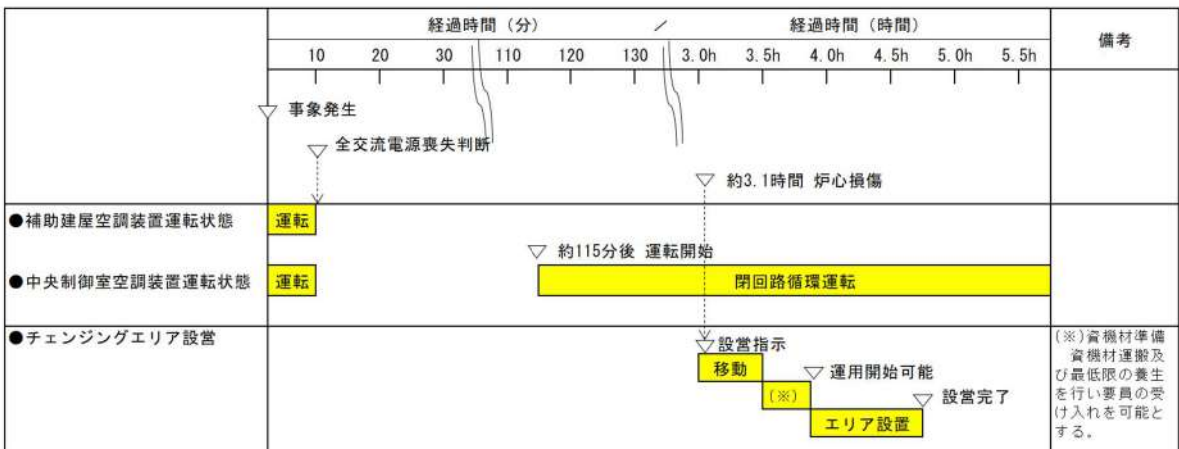


図 3.2-13 原子炉格納容器の過温破損時のタイムチャート

e. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

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

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

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、スクリーニングエリアで汚染が確認された要員との接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(8) 汚染の管理基準

表 3.2-3 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、スクリーニングエリアのバックグラウンドに応じて、表 3.2-3 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 3.2-3 汚染の管理基準

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

※1：計測器の仕様や校正により計数率が異なる場合は、計測器ごとの数値を確認しておく。

また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※2：4Bq/cm<sup>2</sup> 相当。

※3：120Bq/cm<sup>2</sup> 相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×3≒40,000cpm）。

※4：40Bq/cm<sup>2</sup> 相当（放射性ヨウ素の吸入により小児の甲状腺等価線量が 100mSv に相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）。

SA 条文関連

上記汚染の管理基準の設定に当たり、中央制御室滞在における内部被ばく線量を試算した。評価条件は表 3.2-4 のとおりとし、中央制御室に入室する運転員等の衣類には、 $40\text{Bq}/\text{cm}^2$  の放射性物質が付着しているものと仮定し、付着した放射性物質 ( $40\text{Bq}/\text{cm}^2$ ) がすべて中央制御室内に持ち込まれ、浮遊するものとして評価した。

表 3.2-4 中央制御室における線量評価条件

項目	使用値	設定理由
運転員等の衣類に付着して中央制御室に持ち込まれる放射性物質の量	$2.096\text{E}+07 \text{ Bq}/31 \text{ 名}$	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <math>40 \text{ Bq}/\text{cm}^2 \times 16900 \text{ cm}^2</math> (体表面積) <math>\times 31</math> 名 (衣類に付着した放射性物質が 0~60 s の短時間で中央制御室内へ全量浮遊するものと仮定)</li> <li>• Cs-137 と I-131 を想定</li> </ul>
中央制御室の空調バウンダリ体積	$4000 \text{ m}^3$	空調機器の体積を含む中央制御室バウンダリ体積として設定
中央制御室非常用循環系統フィルタ容量	$85 \text{ m}^3/\text{min}$	設計値
中央制御室非常用循環系統起動時間	60 s	0~60 s に中央制御室操作員の着衣の放射性物質が全て中央制御室内に浮遊するものと仮定。安全側に放射性物質が全量浮遊するまでの中央制御室非常用循環系統のフィルタ効果は期待しないものとした
中央制御室非常用循環系統よう素フィルタによる除去効率	0~60 s : 0 % 60 s ~ : 95 %	設計上期待できる値として設定
中央制御室非常用循環系統微粒子フィルタによる除去効率	0~60 s : 0 % 60 s ~ : 99 %	同上
空気流入率	$2000 \text{ m}^3/\text{h}$ (0.5 回/h)	空気流入率測定試験結果 (0.15 回/h) を基に余裕を見込んだ値として設定
マスクの着用	考慮しない	被ばく評価上、安全側にマスクの着用を考慮しないものとする
交替回数	20 回	7 日間の直交替回数に余裕をみた値
中央制御室滞在時間	49 時間	運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる班の滞在時間を設定
評価期間	7 日	審査ガイド*1に基づく

\* 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」

SA 条文関連

被ばく評価結果を表 3.2-5 に示す。衣類の付着物として全量 Cs-137 を仮定した場合は、約 0.8 mSv/7 日、全量 I-131 を仮定した場合は約 0.4 mSv/7 日であり、持ち込まれた放射性物質が全量浮遊したものと仮定しても被ばく線量は小さいものであり、現実的には全量浮遊することはないため、実際の被ばく影響は十分に小さいものとする。

なお、中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、別途「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」において審査ガイドに基づき評価しており、本評価は中央制御室入室の汚染管理基準の評価のため試算したものである。

表 3.2-5 衣類に付着した放射性物質による中央制御室での被ばく評価結果

	Cs-137 の衣類への 付着を仮定	I-131 の衣類への 付着を仮定
吸入摂取による 実効線量結果 (mSv/7 日)	約 0.8	約 0.4

また、さらなる被ばく低減の観点からもより低い管理基準で運用していくことも視野に入れて改善を図っていく。

SA 条文関連



(9) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室におけるマスクの着用の判断基準は表 3.2-6 のとおりとする。

事故直後の運転員操作の輻輳を鑑みるとマスク着用の判断に迷わないことが最優先であることから、重大事故等が発生し炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する。

表 3.2-6 マスクの着用の判断基準


判断情報	判断方法	判断主体
重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合	炉心出口温度が 350℃を超えて上昇が継続する場合、又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が $1 \times 10^5$ mSv/h 以上	中央制御室 発電課長（当直）

(10) 可搬型照明（SA）

チェンジングエリア設営場所付近の全照明が消灯した場合に可搬型照明（SA）を使用する。

可搬型照明（SA）は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために表 3.2-7 に示す数量及び仕様とする。

表 3.2-7 チェンジングエリアの可搬型照明（SA）

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（SA） 	中央制御室付近	2 個 (予備 1 個)	電源：AC100V 点灯時間：約 2.5 時間 (蓄電池による点灯時)

(11) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、すべての要員が中央制御室に入りきるまで約9分であり、すべての要員が汚染している場合（局所的に汚染し、拭き取りによる除染を行う者を3名、広範囲に汚染し、簡易シャワーによる除染を行う者を1名と想定）でも約28分であることを確認している。

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

## SA 条文関連

(12) 放管班の緊急時対応のケーススタディ

放管班は、チェンジングエリアの設営以外に、可搬型モニタリングポストの設置（約 190 分）、可搬型モニタリングポスト（海側用及び緊急時対策所付近用）の設置（約 120 分）、可搬型気象観測設備（気象観測設備代替測定用）の設置（約 100 分）、可搬型気象観測設備（緊急時対策所付近用）の設置（約 80 分）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、放管班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）には、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。また、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第 10 条 特定事象発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は、参集に 12 時間かかるとして、参集要員の放管班 6 名が参集後、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①（平日の勤務時間帯に事故が発生した場合）

対応項目	単位	標準時間[時間]		日																							
		作業員	作業機	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	
新規設営（モニタリングポスト含む）	放管班	2(A)	2(B)	事故発生 ▼ 参集要員 ▼ 11時																							
可搬型モニタリングポストの設置	放管班	2(A)	2(B)																								
可搬型気象観測設備の設置	放管班	2(A)	2(B)																								
中央監視室チェンジングエリアの設営	放管班	2(B)	2(C)																								
緊急時対策所付近用チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)	2(D)																								
緊急時対策所付近用チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)	2(D)																								
可搬型モニタリングポスト（TSC）の設置	放管班	2(C)	2(D)																								
可搬型気象観測設備（TSC）の設置	放管班	2(C)	2(D)																								
可搬型モニタリングポスト（海側）の設置	放管班	2(A)	2(B)																								

・ケース②（夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合）

対応項目	単位	標準時間[時間]		日												
		作業員	作業機	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		
新規設営（モニタリングポスト含む）	放管班	2(A)	2(B)	事故発生 ▼ 参集要員 ▼ 11時												
可搬型モニタリングポストの設置	放管班	2(A)	2(B)													
可搬型気象観測設備の設置	放管班	2(A)	2(B)													
中央監視室チェンジングエリアの設営	放管班	2(B)	2(C)													
緊急時対策所付近用チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)	2(D)													
緊急時対策所付近用チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)	2(D)													
可搬型モニタリングポスト（TSC）の設置	放管班	2(C)	2(D)													
可搬型気象観測設備（TSC）の設置	放管班	2(C)	2(D)													
可搬型モニタリングポスト（海側）の設置	放管班	2(A)	2(B)													

SA 条文関連

### 3.3 中央制御室への地震、火災等の影響

地震、自然災害（竜巻等）、火災及び溢水について、中央制御室に影響を与える事象を抽出し、対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として、表 3.3-1 に示す起因事象（内部火災、内部溢水、地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが、いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

#### ○地震

3号炉中央制御室の中央制御盤付近で被災した場合、運転員は中央制御盤への誤接触、運転員自身の転倒を防止するため、運転員机又は中央制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また、地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう、中央制御室は基準地震動に対し耐震性を有する原子炉補助建屋地上2階に設置するとともに、中央制御盤は必要な耐震性を有する設計とする。

#### ○火災

中央制御室にて火災が発生した場合は、運転員が火災状況を確認できる設計とし、初期消火を行うことができるよう消火器を設置している。

また、中央制御室外で発生した火災に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

#### ○溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。万一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

また、中央制御室外で発生した溢水に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

DB 条文関連

表 3.3-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための対応
内部火災 (地震起因含む)	火災に伴う炎、煙の発生及び温度上昇による中央制御室内設備操作性への影響	中央制御室は、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知、並びに二酸化炭素消火器または粉末消火器による消火活動が可能であり、中央制御室床下のフロアケーブルダクトには、火災感知器及び自動消火設備であるイナートガス消火設備を設置することにより、中央制御室の機能を維持する。 また、中央制御室内で火災が発生した場合には、盤内の煙感知器により火災を感知し、常駐する運転員が二酸化炭素消火器による消火を行うことで中央制御室の機能を維持する。 (詳細については、設置許可基準規則第8条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照)
内部溢水 (地震起因含む)	溢水に伴う水位、温度、線量上昇、化学薬品、照明喪失、感電、漂流物による中央制御室内設備操作性への影響	中央制御室には溢水源がない設計とする。火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器または粉末消火器にて初期消火を行う」ことを社内規程類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。 (詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	余震による中央制御室内設備操作性への影響	「運転員は地震の揺れを感じた場合、操作を中止し運転員机又は中央制御室の手摺にて安全を確保するとともに、主盤上の操作器への誤接触の防止を図り、警報発生状況等の把握に努める」ことを社内規程類（運転要領）に定める。なお、地震発生の際候として以下の項目を社内規程類（運転要領）に記載している。 ・体感等による揺れ ・「原子炉トリップバーチャル作動」警報発信 ・地震加速度大による原子炉トリップ ・地震による2次的警報発信
竜巻	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され <sup>※</sup> 、機能が喪失しない設計とする。また、無停電運転保安灯及び可搬型照明を備えており、全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するために必要な電源の供給が代替非常用発電機から開始されるまでの間においても照明は確保される。(詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照) ※ ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。 地 震 : 設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計とする。 竜 巻 : 設計基準の竜巻風速による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外殻による防護で健全性を確保する。 風(台風) : 設計基準の風速による風圧に対して、外殻による防護で健全性を確保する。 積 雪 : 設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻による防護で健全性を確保する。 落 雷 : 設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や避雷器等による防護で健全性を確保する。
風(台風)		
積雪		
落雷		
外部火災		
火山の影響		
降水(豪雨(降雨))		
生物的事象		

DB 条文関連

表 3.3-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための対応
(前頁から続き)	(前頁から続き)	<p>外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対して健全性を確保する。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。</p> <p>火山の影響：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻による防護で健全性を確保する。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。</p> <p>降水(豪雨(降雨))：構内排水設備による排水による防護で健全性を確保する。</p> <p>生物学的事象：原子炉補機冷却海水設備等に影響を与える海生生物等をトラベリングスクリーン等で除去することにより健全性を確保する。</p>
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室空調装置の外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転とすることで外気を遮断することから、中央制御室内環境への影響はない。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(外部火災)」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(火山の影響)」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(近隣工場等の火災)」に関する適合状況説明資料を参照)</p>
外部火災 (近隣工場等の火災)		
火山の影響	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	
凍結	凍結による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室空調装置により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(凍結)」に関する適合状況説明資料を参照)</p>
電磁的障害*	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	<p>計測制御回路を構成する制御盤及びケーブルは、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、中央制御室内環境への影響はない。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(電磁的障害)」に関する適合状況説明資料を参照)</p>

\*電磁的障害による影響は、指示・制御機能への影響となるため、操作性に直接影響を与えるものではない。

## DB 条文関連

### 3.4 バス等の汚染確認方法について

中央制御室居住性に係る被ばく評価に用いている敷地外から発電所内事務所までの動線は、バスによる移動を想定している。

バス等の車両や人の出入り制限と汚染防護のための入退域管理、汚染サーベイ等をおこなう拠点は、通常、UPZ付近等で設定され、バス等の車両もそこで汚染管理を実施することとなる。

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

除染方法としては、内部被ばくの防止の観点から、マスク、ゴム手袋等の防護具類を着用し使用済の防護具類は適切に除染又は処分する。また、汚染の除去は放射性物質の飛散防止の観点から、基本的に拭取りによる除去とし、汚染の除去が困難な部品等については新品と交換する等の措置を取る。

乗車員の被ばく管理については、UPZ付近に設定される入退域管理・汚染サーベイの拠点により行い、被ばく低減の観点から、乗車する車両の運行場所の汚染状況により、必要に応じてマスク、ゴム手袋等の防護具類を着用し内部被ばくの低減に努めるとともに上記車両の除染により外部被ばくの低減も行うこととする。

また、中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、表 3.4-1 のとおり、入退域時の運転員の被ばくを考慮している。入退域時の被ばく評価において、実際にはバスで移動をするために外気濃度そのものを吸入摂取することはないが外気濃度条件で内部被ばくを評価している等の保守性を有しており、バスに若干の汚染があったとしても、中央制御室の居住性に係る被ばく評価全体に影響を与えることはない。

表 3.4-1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) ※1※2※3		
		外部被ばくによる 実効線量	内部被ばくによる 実効線量	実効線量の合計
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 $3.3 \times 10^{-2}$	—	約 $3.3 \times 10^{-2}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.1 \times 10^{-2}$	—	約 $2.1 \times 10^{-2}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.7 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^0$
	小計 (①+②+③)	約 $1.8 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$	約 $8.0 \times 10^0$
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.2 \times 10^1$	—	約 $1.2 \times 10^1$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $7.3 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-2}$	約 $7.6 \times 10^{-1}$
	小計 (④+⑤)	約 $1.2 \times 10^1$	約 $3.0 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 14	約 6.2	約 21※4

※1 中央制御室内でマスク (DF=50) の着用を考慮。1日目は6時間当たり18分間、2日以降は6時間当たり1時間外すものとして評価

※2 入退域時においてマスク (DF=50) の着用を考慮

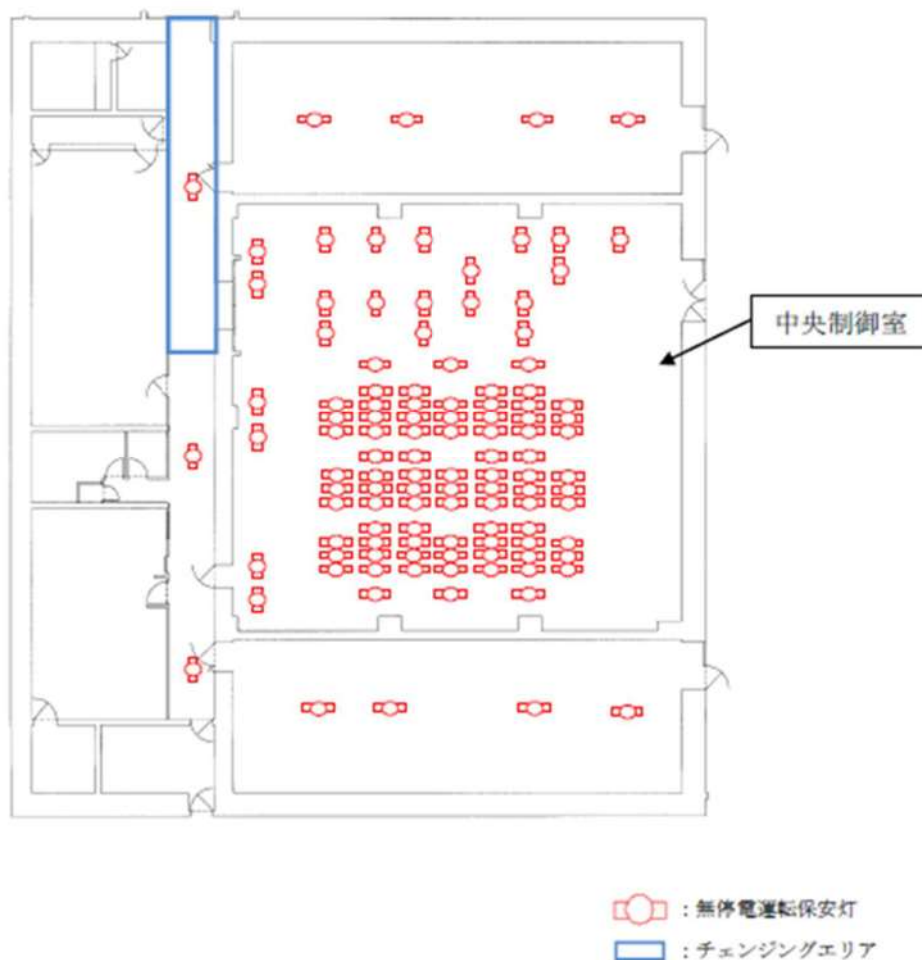
※3 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

※4 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

### 3.5 全交流動力電源喪失時の中央制御室設備への給電について

全交流動力電源喪失発生時から4時間以上無充電で点灯する無停電運転保安灯を中央制御室内に以下のとおり配備しており、代替非常用発電機が起動するまでの間（事故発生後25分以内）の照明は確保されている。

無停電運転保安灯により、運転員の操作・監視に支障のない程度の照度を確保しているとともに、全交流動力電源喪失を想定した対応操作訓練を実施している。また、仮に無停電運転保安灯が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、代替非常用発電機から給電できる可搬型照明（SA）を配備する。



なお、空調については代替非常用発電機が起動するまでの間起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、保守的に全交流動力電源喪失発生から300分後に起動することを条件としている。

また、チェンジングエリア内の照明についても、中央制御室内の照明と同様である。

## SA 条文関連

### 3.6 酸素濃度、二酸化炭素濃度を踏まえた対応について

非常用炉心冷却装置が動作する等の事故時においては、中央制御室空調装置について、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する系統構成（閉回路循環運転）となる。

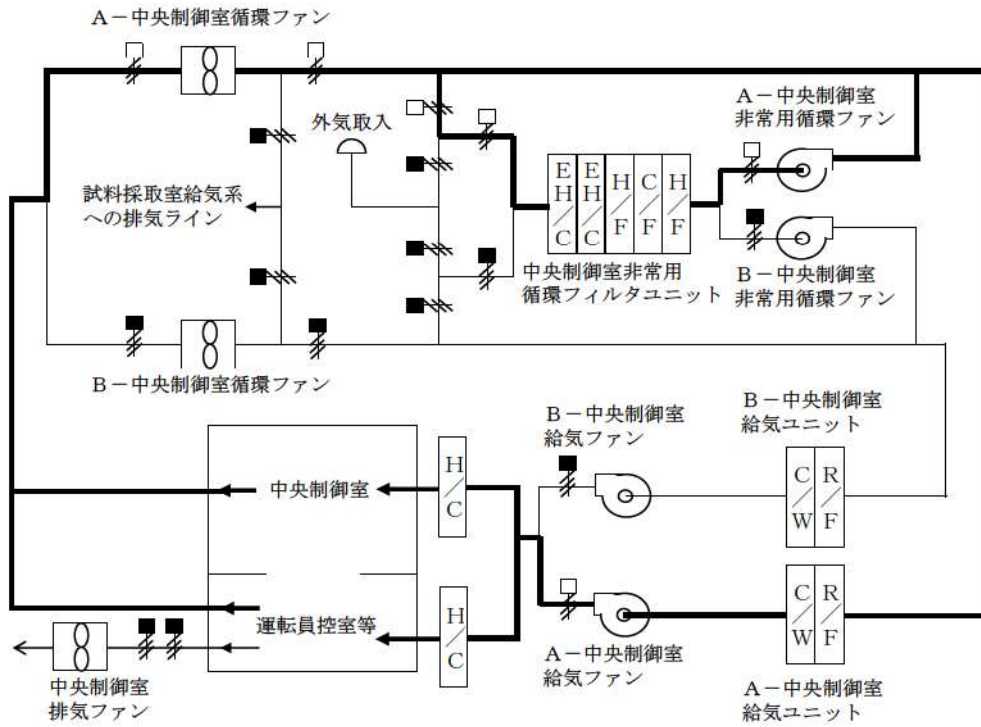
閉回路循環運転中には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に測定し、酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が1.0%を超えるおそれがある場合は、外気をフィルタで浄化しながら取り入れることとし、その内容を手順に反映する。系統構成概要を添付1に示す。

フィルタで浄化しながらの外気取入れであるため、添付2のとおり、中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響は無視できる程度である。

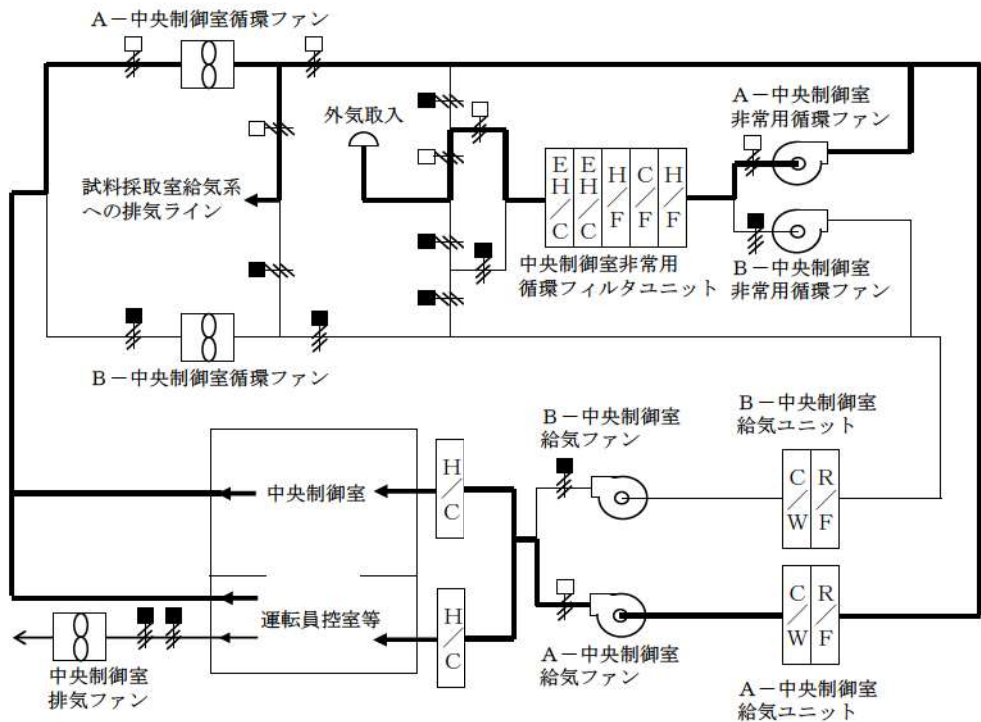
なお、外気取入れを閉止した際において、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を評価した結果は添付3のとおりであり、中央制御室の居住性に係る被ばく評価の評価期間中、中央制御室に滞在する運転員の操作環境に影響を与えることは考えられない。

DB・SA 条文関連





中央制御室空調装置の系統構成概要（閉回路循環運転）



中央制御室空調装置の系統構成概要（外気取入れ運転）

DB・SA 条文関連

## 外気取入れ時の被ばく影響について

重大事故時の中央制御室外気取入れ遮断（閉回路循環運転）中において酸素濃度及び二酸化炭素濃度に係る環境が悪化し、外気を取り入れた場合の居住性に係る被ばく評価への影響を確認する。

外気取入れを考慮した影響確認の評価結果と外気取入れを考慮していない評価結果は表 3.6-1 のとおりであり、フィルタで浄化しながらの外気取入れであるため、中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響は無視できる程度である。評価条件を表 3.6-2 に示す。

なお、本評価においては、7日間の評価期間において最も中央制御室の滞在時間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

また、本評価結果は、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 1 とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においては被ばく評価への影響はより軽減される。

表 3.6-1 中央制御室被ばく評価結果比較表（3号炉）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)	
		ベース評価 (外気取入れを考慮なし)	影響確認 (外気取入れを考慮)
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $1.7 \times 10^{-2}$	同左
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $1.2 \times 10^{-2}$	同左
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $2.2 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^0$ (約 $3.1 \times 10^{-4}$ )*2
	小計 (①+②+③)	約 $2.2 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^0$
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 $1.0 \times 10^1$	同左
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.4 \times 10^0$	同左
	小計 (④+⑤)	約 $1.2 \times 10^1$	同左
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 $15^{*1}$	約 $15^{*1}$

\* 1 : 詳細値を有効数字 2 桁に切り上げた値

\* 2 : カッコ内は現行評価からの被ばく線量の増加分を記載

SA 条文関連

表 3.6-2 評価条件比較表（中央制御室空調装置条件）

項目	ベース評価での使用値 (外気取入を考慮なし)	影響確認での使用値 (外気取入を考慮)	影響確認での使用値の 設定理由
事故時における外気取り込み	0～168 h：外気取入れなし	0～96 h：外気取入れなし 96～99 h：5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h 外気をフィルタを介して取り込む 99 h～168 h：外気取入れなし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素及び二酸化炭素濃度を初期値近くまで戻すために必要な外気取入れ時間として3時間<sup>※1</sup>を想定。</li> <li>・7日（168時間）以内に環境悪化をすることは想定できないため、仮に96時間後の取入れを想定。</li> </ul>
中央制御室バウンダリ体積(容積)	4.0×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	同左	条件変更なし
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	3.8×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	同左	条件変更なし
空気流入量	2.00×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h (0.5回/h)	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニットよう素フィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：95%	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニット微粒子フィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：99%	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニットフィルタによる除去効率遅れ時間	300分	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環ファン流量	5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h (ただし、300分後に起動)	同左	条件変更なし

※1：酸素濃度 19%，二酸化炭素濃度 1.0%（運用上の許容濃度を設定）の環境から、3時間外気取入れを実施した場合、酸素濃度 20.89%，二酸化炭素濃度 0.063%となる。（初期酸素濃度：20.95%，初期二酸化炭素濃度：0.03%）

SA 条文関連

外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について  
(設計基準事故及び重大事故時)

1. 設計基準事故時の中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価

(1) 概要

「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室空調装置は、隔離ダンパを閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環運転とすることができる。

設計基準事故発生時において、隔離ダンパを閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室内の居住性について、以下のとおり評価した。

(2) 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

a. 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

(a) 評価条件

- ・ 在室人数 10名
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入率 0.05回/h※（閉回路循環運転）  
※空気流入率測定試験結果（約0.12回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 1人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/minとする。
- ・ 1人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.52L/hとする。
- ・ 許容酸素濃度 19%以上（鉱山保安法施行規則から）

DB・SA 条文関連

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は、表 3.6-3 のとおりであり、720 時間外気取入れを遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 3.6-3 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.78 %	20.69 %	20.64 %	20.58 %	20.58 %	20.58 %

b. 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

(a) 評価条件

- ・ 在室人数 10 名
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入率 0.05 回/h※（閉回路循環運転）  
※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 1 人当たりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して、0.046m<sup>3</sup>/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度 1.0%以下（鉱山保安法施行規則から）

なお、米国での研究レポート（U. S. Naval Medical Research Lab. Report No.228）には、1.5%環境下に 42 日間滞在しても、生理学的な機能や精神運動機能の明らかな低下はないとされている。

また、消防庁が発行している通知文書「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）には、2%未満において、はっきりした影響は認められないとされている。（表 3.6-4 参照）

DB・SA 条文関連

表 3.6-4 二酸化酸素の濃度と人体への影響  
 (「二酸化炭素消火設備の安全対策について(通知)」より抜粋)

二酸化炭素の濃度 (%)	症状発現までの暴露時間	人体への影響
2%未満		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
8~10%	1~10分	同上
10%以上	数分以内	意識喪失, その後短時間で生命の危機あり
30%	8~12呼吸	同上

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は, 表 3.6-5 のとおりであり, 720 時間外気取入れを遮断したままでも, 中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 3.6-5 外気隔離時の二酸化炭素濃度 (設計基準事故時)

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
二酸化炭素濃度	0.149 %	0.214 %	0.249 %	0.291 %	0.293 %	0.293 %

2. 重大事故時の中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の評価

(1) 概要

「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条に規定する「運転員がとどまるために必要な措置」として, 中央制御室空調装置は, 外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

重大事故が発生した際の閉回路循環運転により, 外気の取り込みを一時的に停止した場合の中央制御室内の居住性について, 以下のとおり評価した。

DB・SA 条文関連

## (2) 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

### a. 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

#### (a) 評価条件

- ・ 在室人数 13 名
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入率  
0～5h 0 回/h（SBO 想定によるファン停止）  
5～168h 0.05 回/h※（閉回路循環運転）  
※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 1 人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/min とする。
- ・ 1 人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.52L/h とする。
- ・ 許容酸素濃度 19%以上（鉱山保安法施行規則から）

#### (b) 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は、表 3.6-6 のとおりであり、168 時間外気取入れを遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 3.6-6 外気隔離時の酸素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
酸素濃度	20.72 %	20.60 %	20.54 %	20.47 %	20.46 %

DB・SA 条文関連

## b. 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧空調設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

### (a) 評価条件

- ・ 在室人数 13 人
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入率  
0～5h 0 回/h（SBO 想定によるファン停止）  
5～168h 0.05 回/h※（閉回路循環運転）  
※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 1 人当たりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して、0.046 m<sup>3</sup>/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度 1.0%以下（鉱山保安法施行規則から）

### (b) 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、表 3.6-7 のとおりであり、168 時間外気取入れを遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 3.6-7 外気隔離時の二酸化炭素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
二酸化炭素濃度	0.191 %	0.273 %	0.317 %	0.369 %	0.372 %

DB・SA 条文関連



## 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価における人員について

泊発電所 3 号炉の中央制御室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価において想定する人員の設定については、評価のベースとなる人数として中央制御室の標準人員である 6 人を想定している。その上で、中央制御室に立入る可能性のある人員を考慮して、本評価においては以下のとおり設定している。

すなわち、設計基準事故時については 4 人、重大事故等時については 7 人を、評価のベースとなる人数に加えることで、各々 10 人及び 13 人が外気隔離の期間中（設計基準事故時：30 日、重大事故等時：7 日間）に中央制御室に滞在するものとして評価を行っている。（表 3.6-8）

なお、(1)(2)項に設定の考え方を示す。

表 3.6-8 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価における人員の設定

	在室人員	評価条件の設定
設計基準事故時	10 人	当直員 6 人 <sup>※1</sup> に加えて 4 人 <sup>※2</sup> を考慮
重大事故等時	13 人	当直員 6 人 <sup>※1</sup> に加えて 7 人 <sup>※3</sup> を考慮

※1：標準人員（表 2）

※2：研修員等を想定

※3：重大事故等時に当直指揮下となる可能性のある災害対策要員（運転班員）を想定

## (1) 評価のベースとなる人数

評価のベースとなる人数（評価期間中は中央制御室内に滞在）としては、標準人員である 6 人を考慮している（表 3.6-9）。「標準人員」は、発電課長（当直）、副長、運転員 I 及び運転員 II から成り、通常運転時の対応、停止時の対応、事故等時の事象収束対応等の中央制御室内の操作状況によらず変わるものではない。

一方、保安規定では確保する運転員の人数が発電用原子炉の運転モードに応じて定められており、最も多くなる発電用原子炉運転中の場合では「6 名以上」と定めている。ここで、保安規定で定める運転員の人数に対しては、欠員が生じないように補充することも規定されており、当直体制としての人数が確保されることを前提としている。この人数が標準人員の 6 人であり、評価のベースとしてこの標準人員を用いることは妥当と考える。

表 3.6-9 標準人員の内訳

	在室人員
発電課長（当直）	1 人
副長	1 人
運転員 I、運転員 II	4 人

## (2) 評価条件の設定の考え方

本評価においては中央制御室に在室する要員として、(1)で設定したベースの人数に加えて、立入る可能性のある人員を追加し、この人員が評価期間中、中央制御室に常駐しているものと想定した。

ここで、(1)で設定した運転員についても、評価条件を設定するに当たって運転員に加える人員についても、設計基準事故時及び重大事故等時の評価で想定する評価期間（30日間及び7日間）中、常に中央制御室に在室するわけではないが、これらの合計人数が評価期間中は常に在室するものと想定した。

なお、運転員に対して設定している(1)の標準人員に対し、研修員等が中央制御室に在室することもある。また、重大事故等時においては災害対策要員（運転班員）7人が当直指揮下に入るため中央制御室に立入る可能性がある。

一方、事故発生時には中央制御室への立入りを制限が定められている。これらを踏まえて、今回の評価では設計基準事故時の評価では4人、重大事故等時の評価では7人を(1)の標準人員に加えて評価することとした。

なお、中央制御室の平均的な在室人員及び中央制御室の在室人員の推移を表 3.6-10、表 3.6-11 及び図 3.6-1、図 3.6-2 にそれぞれ示す。

表3.6-10 設計基準事故時における中央制御室の在室人員

	1日目	2日目	3日目	・・・	29日目	30日目	30日間 平均
事象発生時 点で1, 2, 3直	8.65	8.44	8.65	・・・	8.65	8.44	8.55
事象発生時 点で1, 連 直	8.44	8.65	8.44	・・・	8.44	8.65	8.55

(単位：人)

表3.6-11 重大事故等時（過圧破損シナリオの場合）における中央制御室の在室人員

	1日目			2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	7日間 平均
	2時間 (初動)	2～24 時間	平均							
事象発生時 点で1, 2, 3直	8.31	8.86	8.81	5.25	5.38	5.25	5.38	5.25	5.38	5.82
事象発生時 点で1, 連 直	8.31	8.73	8.69	5.38	5.25	5.38	5.25	5.38	5.25	5.80

(単位：人)

DB・SA 条文関連

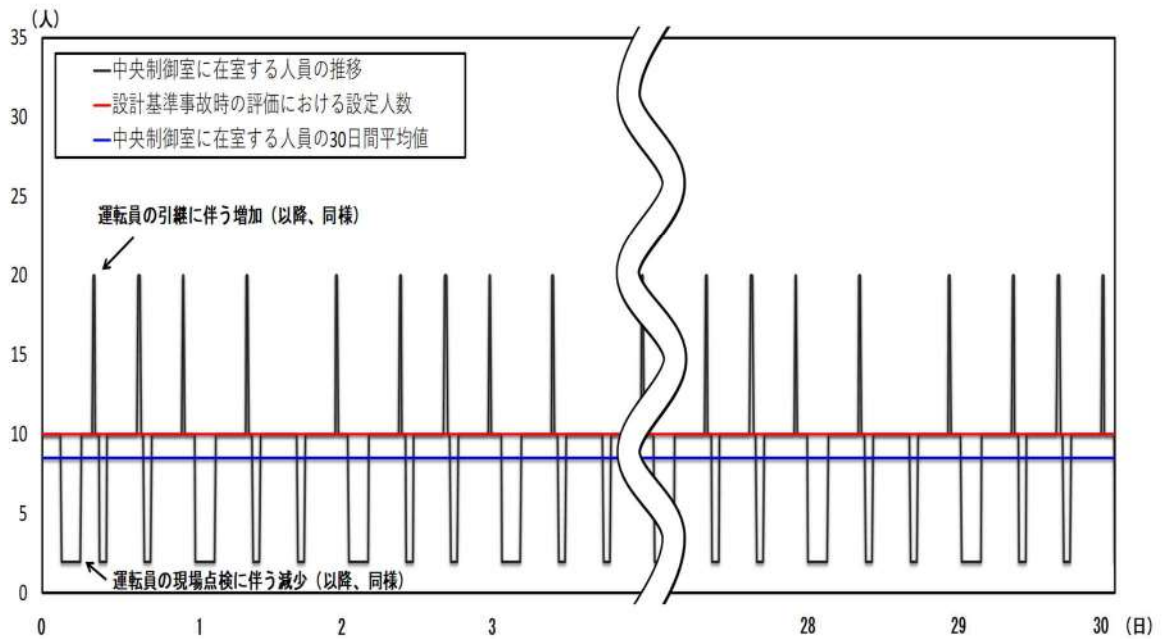


図 3.6-1 設計基準事故時における中央制御室の在室人員の推移のイメージ

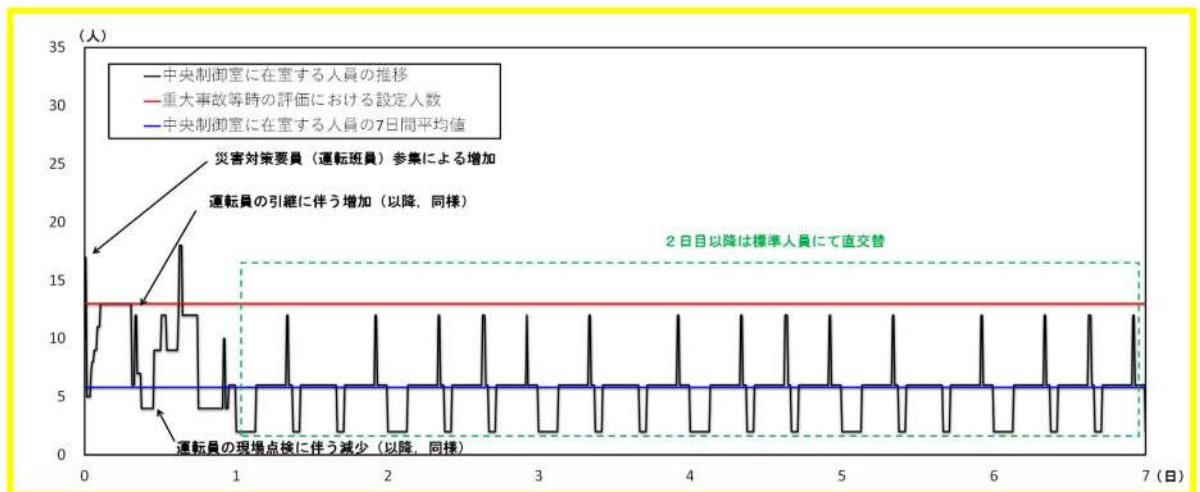


図3.6-2 重大事故等時（過圧破損シナリオの場合）における中央制御室の在室人員の推移のイメージ

DB・SA 条文関連

### 3.7 設置許可基準規則 59 条における可搬型照明の扱いについて

#### (1) 中央制御室用の可搬型照明の扱い

中央制御室用の照明に関しては、設置許可基準規則 59 条解釈において、「原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。」とされている。この条文要求は、照明へ給電する代替交流電源設備の設置が要求事項であり、照明自体を重大事故等対処設備とすることが要求事項ではないと考える。

したがって、中央制御室用の照明は条文要求上は重大事故等対処設備とすることが必須とは考えていないが、運転員による中央制御室内でのパラメータ監視や操作のために安定的に制御盤等の照度を確保することの重要性に鑑み、重大事故等対処設備として整理する。具体的には、可搬型照明を重大事故等対処設備として整理し、中央制御室の常設照明は耐震性を有していないため自主対策設備として整理する。

#### (2) チェンジングエリア用の可搬型照明の扱い

チェンジングエリアに関しては、設置許可基準規則 59 条解釈において、「原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。」とされており、照明設置に関する要求事項はない。

したがって、チェンジングエリア用の照明については、条文要求上は重大事故等対処設備とすることが必須とは考えていないが、チェンジングエリアの運用のために照明確保は必要であり、また、59 条における照明の扱いの整合性を図るために、チェンジングエリア用の照明についても重大事故等対処設備として扱うこととする。具体的には、可搬型照明を重大事故等対処設備として整理し、チェンジングエリアの常設照明は耐震性を有していないため自主対策設備として整理する。

SA 条文関連

## 泊発電所 3 号炉

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価  
について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）	26 条-別添 2-1-2
1.4.2 入退域時の被ばく	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）	26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ	26 条-別添 2-1-6

2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-7-2-1
2.1 評価事象	59-7-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-7-2-1
2.3 大気拡散の評価	59-7-2-2
2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価	59-7-2-3
2.4.1 中央制御室内での被ばく	59-7-2-3
2.4.1.1 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（経路①）	59-7-2-3
2.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）	59-7-2-3
2.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）	59-7-2-4
2.4.2 入退域時の被ばく	59-7-2-4

2.4.2.1 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（経路④）	59-7-2-4
2.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）	59-7-2-4
2.5 評価結果のまとめ	59-7-2-4

## 添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

て	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 原子炉冷却材喪失時における再循環開始時間について	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 居住性に係る被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 線量評価に用いる大気拡散の評価について	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 空気流入率試験結果について	26 条-別添 2-添 1-5-1
1-6 直交替の考え方について	26 条-別添 2-添 1-6-1
1-7 中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況	26 条-別添 2-添 1-7-1

## 添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

て	59-7-添 2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表	59-7-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について	59-7-添 2-2-1
2-3 居住性評価に用いる炉心選定の考え方について	59-7-添 2-3-1
2-4 核分裂生成物の放出割合について	59-7-添 2-4-1
2-5 放射性物質の大気放出過程について	59-7-添 2-5-1
2-6 よう素の化学形態の設定について	59-7-添 2-6-1
2-7 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について	59-7-添 2-7-1
2-8 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について	59-7-添 2-8-1
2-9 スprayによるエアロゾルの除去速度の設定について	59-7-添 2-9-1
2-10 アニュラス空気浄化設備 空気作動弁の開放手順の成立性について	59-7-添 2-10-1
2-11 アニュラス部の負圧達成時間について	59-7-添 2-11-1
2-12 フィルタ除去効率の設定について	59-7-添 2-12-1
2-13 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	59-7-添 2-13-1
2-14 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	59-7-添 2-14-1
2-15 地表面への沈着速度の設定について	59-7-添 2-15-1
2-16 乾性沈着速度の設定について	59-7-添 2-16-1



2-17	マスクによる防護係数について	59-7-添 2-17-1
2-18	中央制御室空調装置の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ 強制開放手順の成立性について	59-7-添 2-18-1
2-19	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の評価方 法について	59-7-添 2-19-1
2-20	放射性雲中の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	59-7-添 2-20-1
2-21	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	59-7-添 2-21-1
2-22	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方法 について	59-7-添 2-22-1
2-23	大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ば くの評価方法について	59-7-添 2-23-1
2-24	原子炉格納容器漏えい率の設定について	59-7-添 2-24-1
2-25	原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果 の設定について	59-7-添 2-25-1
2-26	審査ガイド <sup>※2</sup> への適合状況	59-7-添 2-26-1

(※1) 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価方法について (内規)

(※2) 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. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価にあたっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行った。

### 1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

### 1.2 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方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、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。なお、当該データの使用にあたっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、1998 年 1 月～2007 年 12 月の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

### 1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の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運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線は SCATTERING コードを用いて評価した。

### 1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）は、第 1.1 図に示す。

それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後 30 日間とした。

運転員の勤務形態としては 5 直 3 交代とし、事故時においても中長期での運転操作等の対応に支障がないよう、通常時と同様の勤務形態を継続するものとして、30 日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

#### 1.4.1 中央制御室内での被ばく

##### 1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）

事故期間中に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中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述 1.3 の方法で実効線量を評価した。

##### 1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス（以下「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

##### 1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

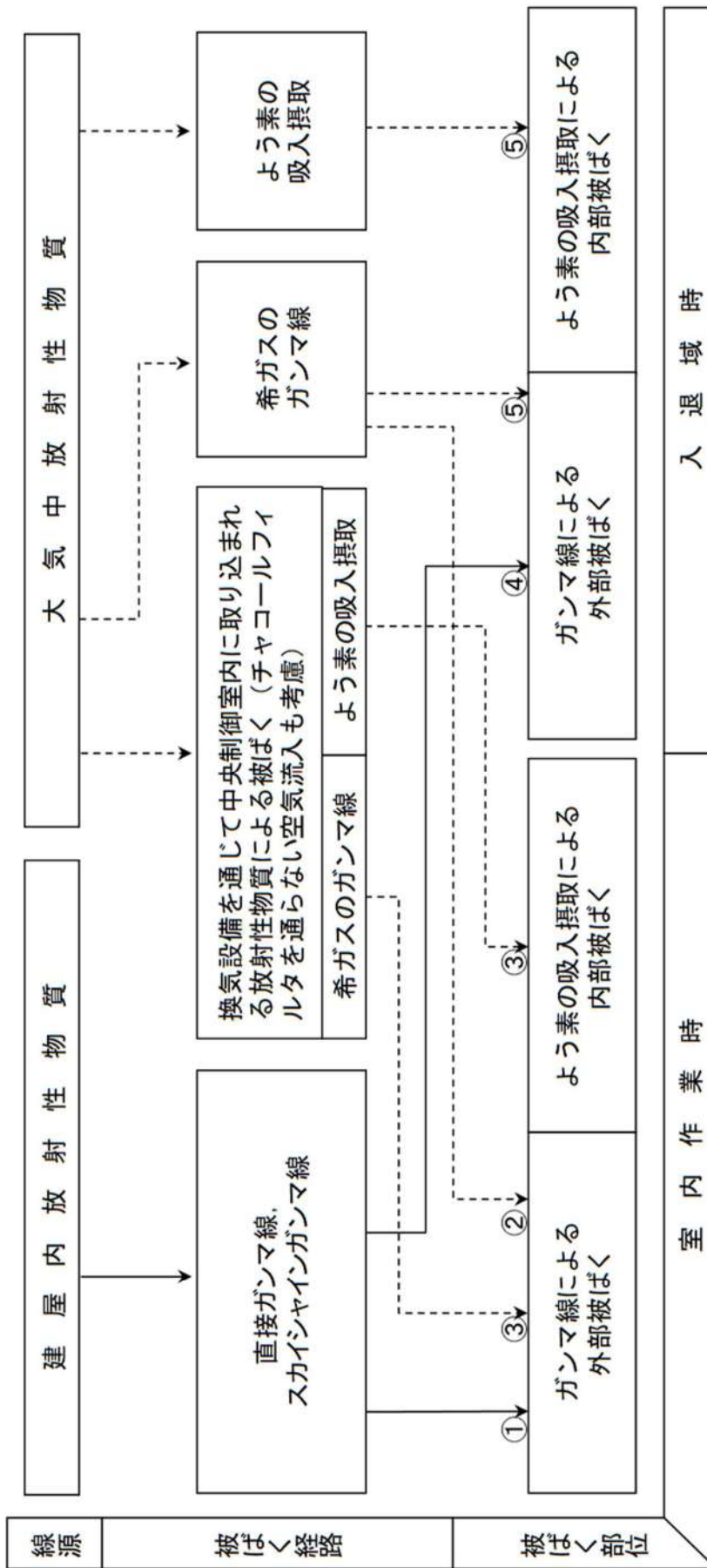
中央制御室内の放射性物質濃度の計算にあたっては、(1)、(2)に示す中央制御室空調装置の効果を考慮した。

#### (1) 閉回路循環運転

中央制御室空調装置の閉回路循環運転は、通常開いている外気取り入れダンパを閉止し、再循環させてよう素をよう素フィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は第 1.2 図に示すとおりである。

#### (2) よう素フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのよう素フィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 0.5 回/h を仮定して評価した。



第1.1図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

#### 1.4.2 入退域時の被ばく

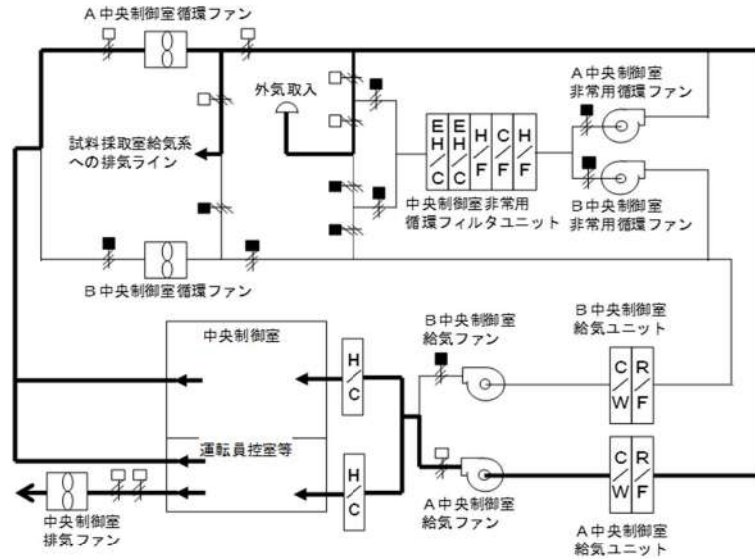
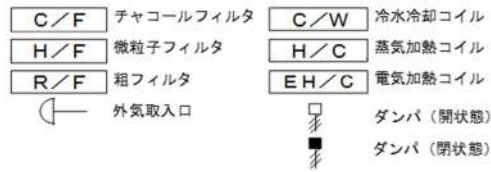
##### 1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）

事故期間中に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入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

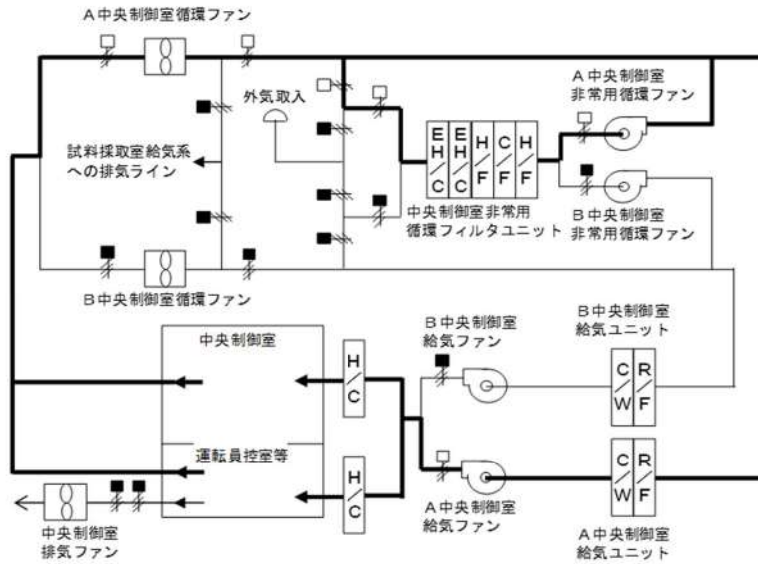
入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を基に評価した。具体的には、周辺監視区域境界から出入管理建屋までの移動については出入管理建屋を代表評価点とし10分間滞在するとして、出入管理建屋から中央制御室までは中央制御室入口を代表評価点とし5分間滞在するとして評価した。

##### 1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定に同じである。



(通常運転時)



(閉回路循環運転時)

第 1.2 図 中央制御室空調装置の概要図

### 1.5 評価結果のまとめ

泊発電所3号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価を実施した結果、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損において被ばく評価手法(内規)の判断基準100mSvを超えないことを確認した。なお、評価結果を第1.1表に、評価内訳を第1.2表に示す。また、被ばく経路を第1.3表、被ばく評価の条件を第1.4表に示す。

第1.1表 中央制御室居住性に係る被ばく評価結果 (設計基準)

(単位：mSv)

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	蒸気発生器伝熱管破損 (実効線量)
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $3.5 \times 10^{-2}$	—
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $1.7 \times 10^{-1}$	約 $4.9 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $8.9 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^0$
	小 計 (①+②+③)	約 $9.2 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^0$
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $6.4 \times 10^0$	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時での被ばく	約 $1.9 \times 10^0$	約 $7.1 \times 10^{-3}$
	小 計 (④+⑤)	約 $8.3 \times 10^0$	約 $7.1 \times 10^{-3}$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 18	約 6.0

第1.2表 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果

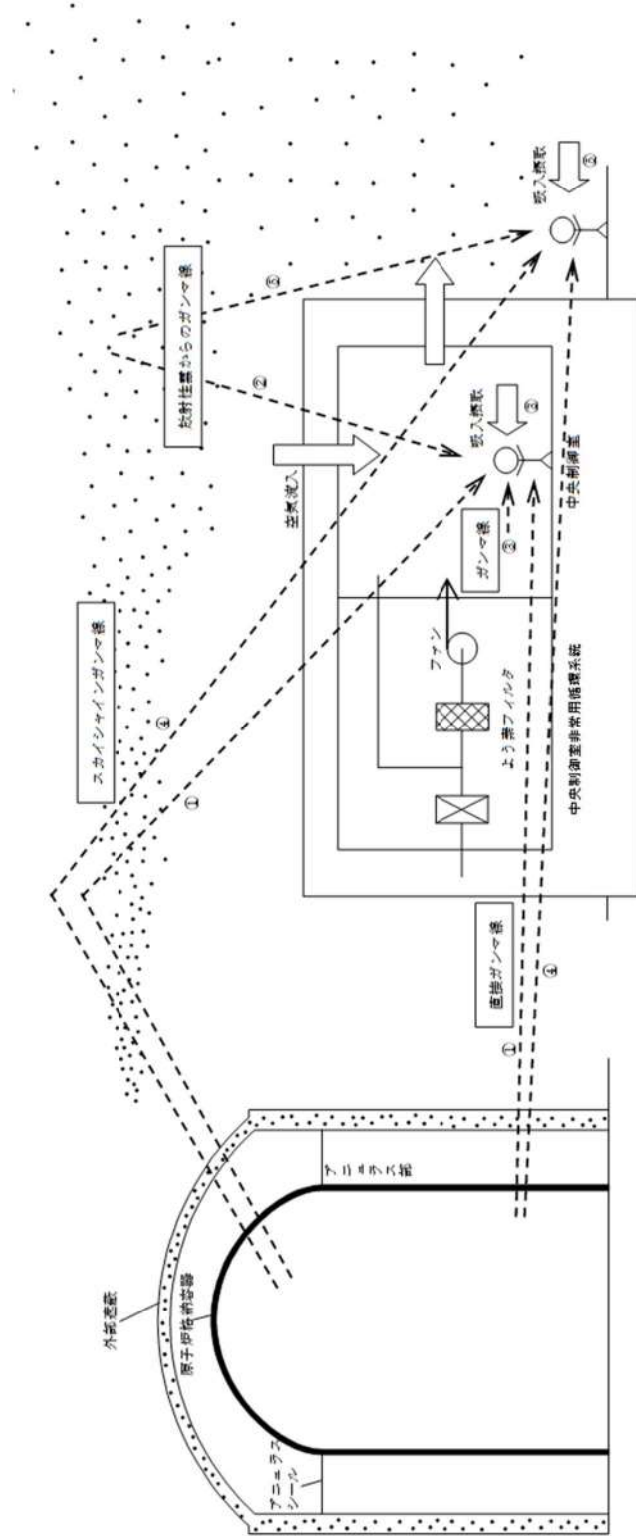
(単位：mSv)

被ばく経路	原子炉冷却材喪失			蒸気発生器熱管破損		
	外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計値	外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 $3.5 \times 10^{-2}$	—	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 $1.7 \times 10^{-1}$	約 $4.9 \times 10^{-1}$	—	約 $4.9 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $4.7 \times 10^{-1}$	約 $8.5 \times 10^0$	約 $8.9 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^0$
小計 (①+②+③)	約 $6.8 \times 10^{-1}$	約 $8.5 \times 10^0$	約 $9.2 \times 10^0$	約 $1.7 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^0$
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時での被ばく	—	約 $6.4 \times 10^0$	—	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時での被ばく	約 $8.1 \times 10^{-1}$	約 $1.1 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $7.1 \times 10^{-3}$	約 $7.1 \times 10^{-3}$
	小計 (④+⑤)	約 $7.2 \times 10^0$	約 $1.1 \times 10^0$	約 $8.3 \times 10^0$	—	約 $7.1 \times 10^{-3}$
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 7.9	約 9.6	約 18	約 1.7	約 4.3	約 6.0



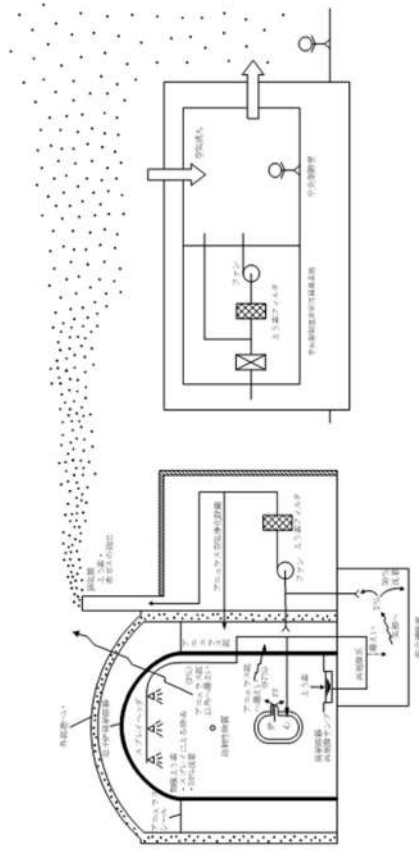
第1.3表 中央制御室居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	<p>①建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）</p> <p>②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（クラウドシヤインガンマ線による外部被ばく）</p> <p>③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による外部被ばく）          （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）</p>
入退域での被ばく	<p>④建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）</p> <p>⑤大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく          （クラウドシヤインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく）</p>



第1.4表 中央制御室居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件  
主な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格出力(2,652 MWt)の102%
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	最高40,000時間 希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着割合	50%
	原子炉格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期：100秒
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0~1 d：0.15%/day 1~30 d：0.075%/day
	アニュラス空気浄化設備による除去効率	90%
大気拡散	気象資料	1997年1月~12月
	実効放出継続時間	希ガス：13時間、よう素：9時間
運転員の被ばく評価	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位	5方位（中央制御室）
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統による除去効率	90%
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
運転員の被ばく評価	交代要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して最大となる滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	SCATTERING
	評価期間	30日



評価イメージ図（原子炉冷却材喪失）

被ばく評価結果（原子炉冷却材喪失）

号炉	30日間の実効線量
3号炉	約18 mSv

中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表  
 第1表（1/4） 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	内規に示されたとおり設定	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力（2,652 MWt）の 102 %	定格値に定常誤差（+2 %）を考慮した 値を設定	4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	最高40,000時間	内規に示されたとおり設定	同上
サイクル数（バッチ数）	4	内規に示されたとおり設定	同上
原子炉格納容器に放出される 核分裂生成物量	希ガス：100 % よう素：50 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100 %、よう素50 %の割合とする。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機（元素状）よう素：90 % 有機よう素：10 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10 %とし、残りの90 %は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機 （元素状）よう素の沈着効果	50 %が瞬時に沈着	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50 %が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとす。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。

第1表 (2/4) 大気中への放出量評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
原子炉格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期：100秒	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒とすることは妥当と認められるということは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価審査指針」という。)に示されており、その考え方を準用する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0～1日：0.15%/day 1～30日：0.075%/day	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部：97% アニュラス部以外：3%	内規に示されたとおり設定	解説4.3 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残り3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当である。
アニュラス部体積	7,860 m <sup>3</sup>	設計値として設定	アニュラス部体積について、記載なし。
アニュラス空気浄化設備ファン容量	1.86×10 <sup>4</sup> m <sup>3</sup> /h	ファン1台の起動を想定して設定	アニュラス空気浄化設備ファン容量について、記載なし。

第1表 (3/4) 大気中への放出量評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
アニュラス負圧達成時間	10分	「非常用炉心冷却設備作動信号」によりアニュラス空気浄化設備が起動アニュラス空気浄化設備定格流量達成時間(40秒)を考慮した設計上の負圧達成時間(約7分)に余裕を見た値として設定	4.2.1(2) アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる 除去効率	0~10分 : 0 % 10分~30日 : 90 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS再循環開始時間	事故後20分	再循環切替えまでの燃料取替用水ピット水量に対してECCS及び格納容器スプレイポンプの流量を考慮し保守的に設定 (添付1-1-2 参照)	ECCS再循環開始時間について、記載なし。
再循環系から安全補機室への 漏えい率	0~20分 : 0 m <sup>3</sup> /h 20分~30日 : 8×10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup> /h	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し2倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。
再循環水体積	1.4×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	設計値として設定	再循環水体積について、記載なし。
再循環水中の放射能	炉心内よう素蓄積量の50 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 再循環水中には、事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。

第1表 (4/4) 大気中への放出量評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の移行率	5 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 再循環水中には、事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50 %が溶解するとし、ECCの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5 %、補助建屋内でのよう素の沈着率は50 %と仮定する。
安全補機室でのよう素の沈着率	50 %	内規に示されたとおり設定	同上
アニュラス空気浄化設備フィルタによる安全補機室の除去効率	90 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) ECCの再循環系が設置される補助建屋内換気系による素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値とする。
事故の評価期間	30 日	内規に示されたとおり設定	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第2表 (1/3) 大気中への放出量評価条件 (蒸気発生器伝熱管破損)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
評価事象	蒸気発生器伝熱管破損 (仮想事故相当)	内規に示されたとおり設定	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。
外部電源	喪失する	内規に示されたとおり設定 大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しい評価となる	4.2.2(2) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。
炉心熱出力	定格出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮した値を設定	4.2.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	内規に示されたとおり設定	同上
サイクル数 (バッチ数)	4	内規に示されたとおり設定	同上
通常運転中に 1次冷却材中に存在する 希ガス・よう素の量	燃料被覆管欠陥率1%とした 場合の1次冷却材中の希ガス・よう素の濃度	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 事象発生前の1次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。

第2表 (2/3) 大気中への放出量評価条件 (蒸気発生器伝熱管破損)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
追加放出に寄与する核分裂生成量	追加放出に寄与する放射能量の炉心内蓄積量に対する割合 希ガス：0.02 % よう素：0.01 % 追加放出は事故後すぐに1次冷却系に放出されるとする。	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後1次冷却系に追加放出される。
破損SG隔離までの時間	54分	解析上考慮されている隔離時間を設定	4.2.2(4) この1次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に1次冷却材から2次冷却材へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。
隔離までの1次冷却材流出量	95 t	解析結果に余裕を見込んだ値として設定	同上
2次冷却系に流出するよう素の形態	有機よう素：1 % 無機よう素：99 %	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 2次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1 %とし、残りの99 %は無機よう素とする。
大気中へ放出される希ガス量	2次冷却系に流出してきた希ガス全量	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 2次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。



第2表 (3/3) 大気中への放出量評価条件 (蒸気発生器伝熱管破損)

評価条件	使用値	選 定 理 由	内規での記載
無機よう素の気液分配係数	100	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 無機よう素は、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出される。
弁の漏えい率及び事故時の評価期間	10 m <sup>3</sup> /d 30 日	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で30日間続くものとする。

第3表 大気中への放出放射エネルギー評価結果  
(30日積算)

評価項目		評価結果
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー0.5 MeV換算)	約 $8.1 \times 10^{15}$ Bq
	よう素 (I-131等価量(成人実効線量係数換算))	約 $9.2 \times 10^{13}$ Bq
蒸気発生器伝熱管破損	希ガス (ガンマ線エネルギー0.5 MeV換算)	約 $3.4 \times 10^{15}$ Bq
	よう素 (I-131等価量(成人実効線量係数換算))	約 $3.9 \times 10^{12}$ Bq

第4表 (1/4) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル	内規に示されたとおり設定	5.1.1(1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した。
気象条件	<p>泊発電所における 1年間の気象資料 (1997.1～1997.12)</p>	<p>建屋影響を受ける大気拡散評価を実施 内規に示されたとおり発電所において 観測された1年間の気象資料を使用 (添付 1-1-3 参照)</p>	<p>5.1.1(1) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データを採用するのは保守的かつ適切である。</p>
実効放出継続時間	<p>【原子炉冷却材喪失】 希ガス：13時間 よう素：9時間 【蒸気発生器伝熱管破損】 希ガス：1時間 よう素：1時間</p>	内規に示されたとおり設定	<p>解説 5.13 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。</p>

第4表 (2/4) 大気拡散条件

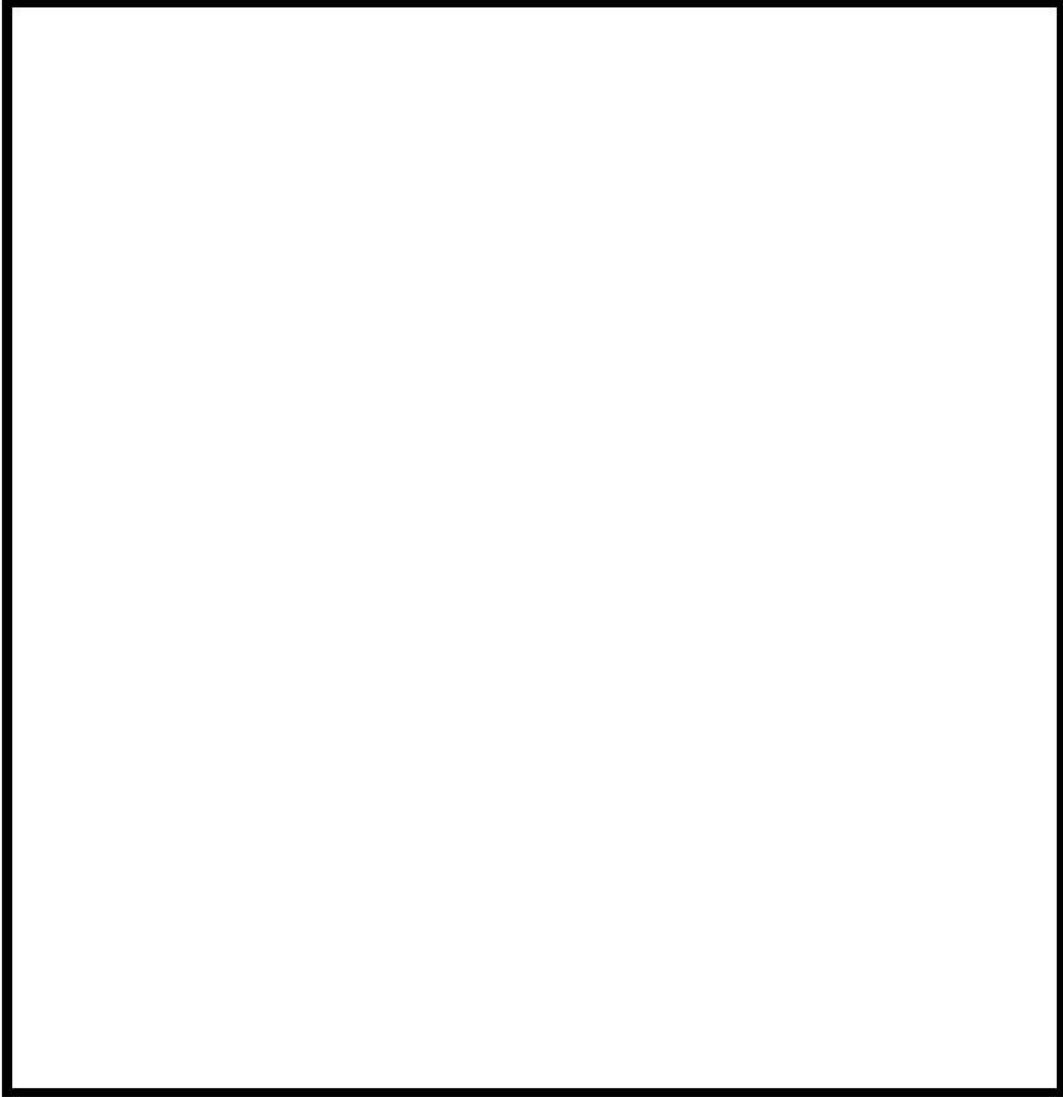
評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
放出源及び放出源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒 73.1 m 【蒸気発生器伝熱管破損】 地上 0 m</p>	内規に示されたとおり設定	<p>【原子炉冷却材喪失】 4.2.1(2) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとする。 【蒸気発生器伝熱管破損】 放出源高さについて、記載なし。</p>
累積出現頻度	小さい方から累積して 97 %	内規に示されたとおり設定	<p>5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97 %に当たる相対濃度とする。</p>
建屋の影響	考慮する	内規に示されたとおり設定	<p>5.1.2(1) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p>

第4表 (3/4) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載															
<p>巻き込みを生じる代表建物</p>	<p>原子炉格納容器</p>	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として、内規に示された選定例に基づいて選定</p>	<p>5.1.2(3) 巻き込みを生じる代表的な建物として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p> <table border="1" data-bbox="496 147 699 707"> <caption>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</caption> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が顕しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">PWR 型原子炉施設</td> <td rowspan="2">原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が顕しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)	原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び	原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び
原子炉施設	想定事故	建屋の種類																
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)																
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が顕しい方で代表)																
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)																
		原子炉建屋																
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び																
		原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び																
<p>放射性物質濃度の評価点</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理建屋入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 内規に示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】 内規に示された方法に基づき設定 (第 4-1 図, 第 4-2 図, 第 4-3 図参照)</p>	<p>【中央制御室】</p> <p>5.1.2(3) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>															

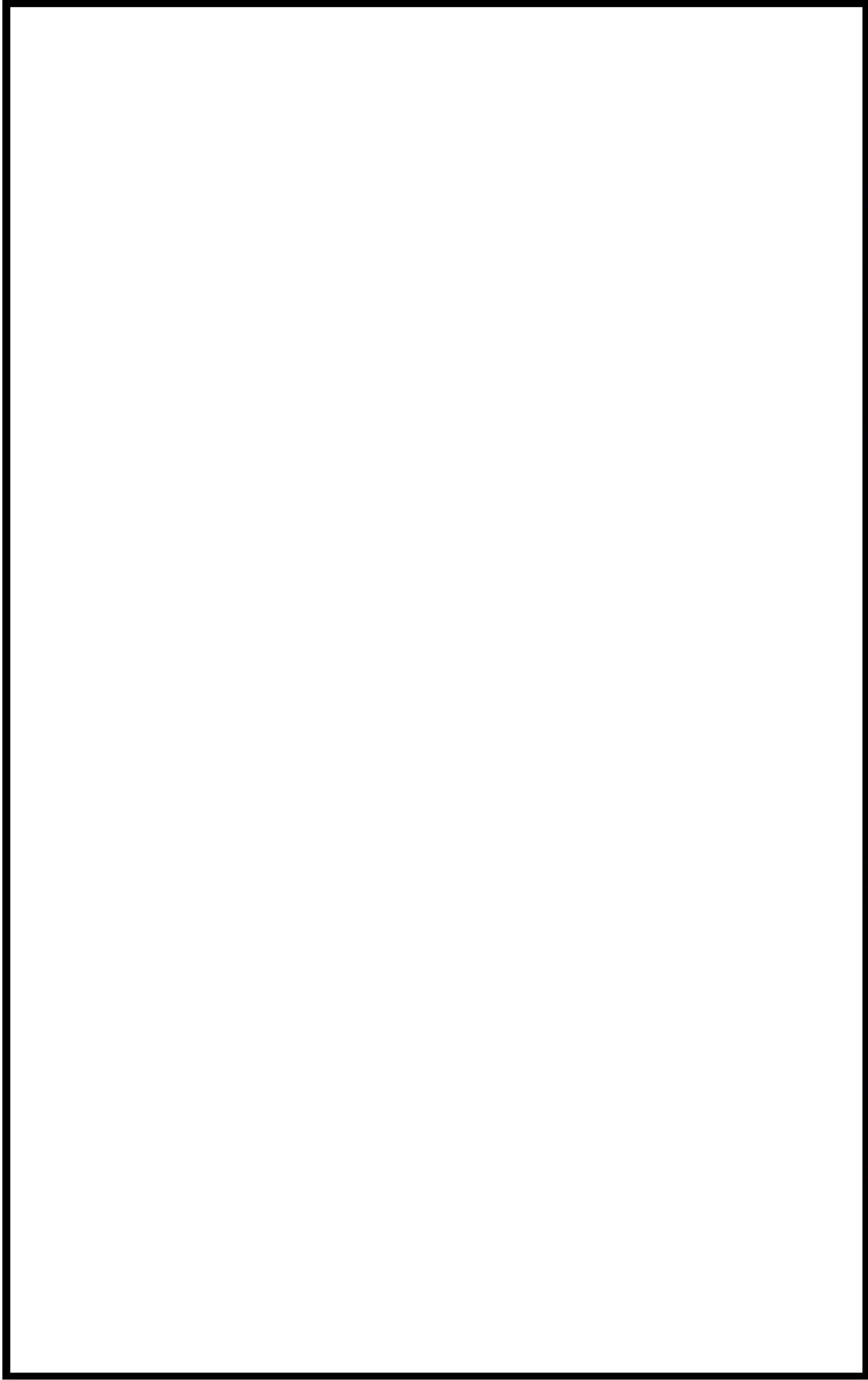
第4表 (4/4) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
着目方位	中央制御室 : 5 方位 出入管理建屋入口 : 3 方位 中央制御室入口 : 6 方位	内規に示された評価方法に基づき設定 (添付 1-1-4 参照)	5.1.2(3) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700 m <sup>2</sup> )	内規に示されたとおり設定	5.1.2(3) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	内規に示されたとおり設定	5.1.1(2) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。



第 4-1 図 評価点全体図

□ 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。



第4-2図 中央制御室中心及びび入口評価点

第4-3図 出入管理建屋入口評価点

□ 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。



第5表 (1/2) 相対濃度及び相対線量 (原子炉冷却材喪失)

評価対象	評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	60 m	5	W, WNW, NW, NNW, N	1.5×10 <sup>-4</sup> (希ガス) 1.6×10 <sup>-4</sup> (よう素)	1.1×10 <sup>-17</sup>
	出入管理建屋入口	110 m	3	WNW, NW, NNW	1.1×10 <sup>-4</sup>	4.2×10 <sup>-18</sup>
入退域時	中央制御室入口	50 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.7×10 <sup>-4</sup>	1.3×10 <sup>-17</sup>

※ 放出源から評価点までの水平距離

第5表 (2/2) 相対濃度及び相対線量 (蒸気発生器伝熱管破損)

評価対象	評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	60 m	5	W, WNW, NW, NNW, N	5.6×10 <sup>-4</sup> (希ガス) 5.6×10 <sup>-4</sup> (よう素)	2.0×10 <sup>-17</sup>
	出入管理建屋入口	110 m	3	WNW, NW, NNW	3.8×10 <sup>-4</sup>	—
入退域時	中央制御室入口	50 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	5.7×10 <sup>-4</sup>	—

※ 放出源から評価点までの水平距離

第6表 (1/3) 直接ガンマ線及びスカイガンマ線の評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様			
線源強度 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物	希ガス (Xe類) : 100 % ハロゲン (I類) : 50 % その他 : 1 %	内規に示されたとおり設定	6.1(3) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。
	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	内規に示されたとおり設定	6.1(3) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
事故の評価期間	30日	内規に示されたとおり設定	解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。

第6表 (2/3) 直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線の評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
外部遮へい厚さ	ドーム部： <input type="text"/> 円筒部： <input type="text"/> 施工誤差-5 mm を考慮する	外部遮へい厚さはドーム部 <input type="text"/> 円筒部 <input type="text"/> である。線量計算では、設計値に施工誤差 (-5 mm) を考慮してモデル化	7.1.1(2)/7.1.2(2) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
中央制御室遮へい厚さ	壁： <input type="text"/> 天井： <input type="text"/> 施工誤差-5 mm を考慮する	設計値に施工誤差 (-5 mm) を考慮	7.1.1(2)d)/7.1.2(2)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
評価点	(中央制御室内) 中央制御室内の中心 (入退域時) 出入管理建屋入口 中央制御室入口	内規に示されたとおり設定	6.2(2)/6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1 Sv/Gy とする。
空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1 Sv/Gy	内規に示されたとおり設定	

計算モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第6表 (3/3) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選 定 理 由	内規での記載
直接線・スカイシャイン線 評価コード	SCATTERING コード (SCATTERING Ver. 90m)	内規に示されたとおり設定	6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

第7表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（蒸気発生器伝熱管破損）

評価条件	使用値	選 定 理 由	内規での記載
建屋からのスカイシャイン線及び直接ガンマ線評価	評価せず	内規に示されたとおり設定	6(2) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性情物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。

第8表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
 建屋内の積算線源強度（原子炉冷却材喪失）  
 （30日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	$6.8 \times 10^{23}$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	$7.1 \times 10^{23}$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	$1.4 \times 10^{23}$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	$1.8 \times 10^{23}$
2.5	$1.8 < E$	$1.2 \times 10^{23}$

第9表 (1/2) 中央制御室空調装置条件

項目	使用値	選 定 理 由	内規での記載
事故時における外気取り込み	評価において考慮せず	内規に示されたとおり中央制御室内に直接流入することのみを考慮	7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。
中央制御室非常用循環系統処理空間容積	4.0×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	内規に示されたとおり設計値を基に設定	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積	3.8×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	内規に示されたとおり設定。	7.3.4(3) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室非常用循環系統フィルタ流量	[通常時] 0 m <sup>3</sup> /h [事故時] 5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h	内規に示されたとおり設定	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
中央制御室非常用循環系統よう素フィルタ除去効率	90 %	設計値に余裕をみた値(設計値は95%以上)	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率 は、設計値又は管理値を用いる。

第9表 (2/2) 中央制御室空調装置条件

項目	使用値	選 定 理 由	内規での記載
閉回路循環運転への切替時間	<p>【原子炉冷却材喪失】 1分</p> <p>【蒸気発生器伝熱管破損】 10分</p>	S I 信号発信後の隔離時間を保守的に設定。	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には, その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。
空気流入率	0.5 回/h	空気流入率測定試験結果 (0.15 回/h) を基に余裕を見込んだ値として設定 (添付 1-1-5 参照)	7.3(1)b) 中央制御室の空気流入率については, 「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。



第10表 防護措置の条件

項目	使用値	選定理由	内規での記載
マスクによる防護係数	考慮しない	—	7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
中央制御室滞在期間	196時間00分	運転員の勤務形態として5直3交替とし、評価期間中、最大となる運転員の滞在時間として設定(添付1-1-6参照)	7.1.1(2) 中央制御室内の滞在時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
回数	40回	運転員の勤務形態として5直3交替とし、評価期間中、最大となる運転員の入退域回数として設定(添付1-1-6参照)	7.4.1(2) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
入退域	入退域1回あたり、入退域の経路に沿って、 ・ 出入管理建屋入口に10分間 ・ 中央制御室入口に5分間 とどまるものとする。	周辺監視区域境界から中央制御室入口までを評価対象とし、周辺監視区域から出入管理建屋入口までは車での移動を考慮して、出入管理建屋入口から中央制御室入口までは徒歩での移動を考慮して設定。	同上

第 11 表 線量換算係数及び呼吸率の条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由	内規での記載
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10 <sup>-8</sup> Sv/Bq I-132 : 3.1×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-133 : 4.0×10 <sup>-9</sup> Sv/Bq I-134 : 1.5×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq I-135 : 9.2×10 <sup>-10</sup> Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2 m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt$ R : 呼吸率 (成人活動時)

## 原子炉冷却材喪失時における再循環開始時間について

原子炉冷却材喪失時においては、長期炉心冷却を維持するために、非常用炉心注入系ポンプ及び格納容器スプレイポンプの水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプに切替えることにより再循環モードを確立する。

燃料取替用水ピットの貯蔵水量と各ポンプの最大流量の合計から想定される再循環開始時間は第 1 表のとおりである。原子炉冷却材喪失（被ばく評価）では、再循環開始から安全補機室への無機よう素の漏えい開始すると想定しているため、再循環開始時間が早いほうが厳しい条件である。したがって、想定される再循環開始時間が 20 分以上のため安全側に 20 分で評価している。

第 1 表 燃料取替用水ピットの貯蔵水量とポンプ注入流量から想定される再循環開始時間

①燃料取替用水ピットの通常水位から再循環切替開始水位までの貯蔵水量(m <sup>3</sup> )	
②最大流量の合計値(m <sup>3</sup> /h)	
a. 高圧注入ポンプ(m <sup>3</sup> /h)	
b. 余熱除去ポンプ(m <sup>3</sup> /h)	
c. 格納容器スプレイポンプ(m <sup>3</sup> /h)	
再循環開始時間 (①/②×60 分)	約 20.28 分
原子炉冷却材喪失（被ばく評価）における再循環開始時間	20 分

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。

## 居住性に係る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年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該1年間の気象データが異常か否かの検討をF分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

## 1. 検定方法

## (1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用していることから、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データに加え、標高20mの観測データを用いて検定を行った。

## (2) データ統計期間

統計年：1998年1月～2007年12月

検定年：1997年1月～1997年12月

## (3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

## 2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データ、標高20mの観測データともに有意水準5%で棄却された項目が0項目であったことから、棄却数が少なく検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断した。

検定結果を第1表から第4表に示す。

## 3. 気象官署の評価について

データ拡充の観点から、気象官署のデータについても、以下について検定を行い、データを拡充した。

これらについて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。結果いずれも、有意水準5%で棄却された項目が小樽特別地域気象観測所で0項目、寿都特別地域気象観測所で2項目であったことから、棄却数が少なく検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断した。

検定結果を第5表から第8表に示す。また、気象官署の所在地について第1図に示す。

(1) 小樽特別地域気象観測所

1999年2月に風向風速計設置高さの変更(12.3m~13.6m)があったため以下の期間を評価する。

統計年：1988年1月~1998年12月(1997年を除く)

検定年：1997年1月~1997年12月

(2) 寿都特別地域気象観測所

統計年：1998年1月~2007年12月

検定年：1997年1月~1997年12月

第1表 棄却檢定表(風向)(標高84m)

風向	觀測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)											判定 ○採択 ×棄却			
	統計年														
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値		1997	上 限	下 限
N	1.22	1.28	1.39	1.57	1.24	1.43	1.45	1.69	1.66	1.49	1.44	1.23	1.83	1.05	○
NNE	1.06	1.04	1.13	1.09	1.33	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	1.17	1.23	1.62	0.72	○
NE	3.08	2.94	3.30	3.22	4.36	3.94	3.30	2.89	2.94	3.17	3.31	3.41	4.44	2.18	○
ENE	9.29	10.16	9.54	9.75	12.54	13.76	11.13	10.66	9.93	11.60	10.84	10.87	14.26	7.42	○
E	22.98	20.68	22.55	21.30	17.76	20.98	19.55	21.08	23.79	18.84	20.95	20.26	25.39	16.51	○
ESE	6.58	6.09	6.27	4.89	4.29	5.42	5.92	6.17	6.36	5.81	5.78	5.31	7.48	4.08	○
SE	2.77	2.75	2.58	2.96	2.49	2.31	2.90	2.51	2.72	2.42	2.64	2.77	3.14	2.14	○
SSE	1.05	0.97	0.95	0.71	0.89	0.87	1.10	0.97	0.88	0.52	0.89	1.03	1.29	0.49	○
S	0.62	0.66	0.77	0.85	1.03	0.65	0.79	0.87	0.88	0.82	0.79	0.70	1.09	0.49	○
SSW	0.45	0.42	0.66	0.67	0.92	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.61	0.67	0.95	0.27	○
SW	0.64	0.62	0.87	0.97	1.66	1.04	0.89	0.81	0.88	0.81	0.92	0.61	1.61	0.23	○
WSW	3.08	3.35	3.41	3.34	4.36	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	3.60	3.91	4.82	2.38	○
W	12.50	14.44	11.97	14.18	18.92	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	13.97	14.10	19.10	8.84	○
WNW	21.36	23.41	23.15	22.67	18.69	19.70	22.22	18.94	19.22	20.38	20.97	22.17	25.28	16.66	○
NW	10.41	8.48	8.63	9.07	7.53	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.16	9.30	11.85	6.47	○
NNW	2.32	2.27	2.29	2.23	1.54	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.17	2.01	3.00	1.34	○

第2表 棄却檢定表(風速)(標高84m)

風速 階級 (m/s)	觀測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)											判定 ○採択 ×棄却			
	統計年														
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値		1997	上 限	下 限
0.0~0.4	0.58	0.42	0.54	0.51	0.47	0.87	0.94	0.97	0.91	1.51	0.77	0.42	1.57	-0.03	○
0.5~1.4	6.04	5.42	5.99	4.62	5.20	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	6.97	6.11	10.99	2.95	○
1.5~2.4	14.95	13.42	14.78	12.82	13.79	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	14.83	15.25	17.95	11.71	○
2.5~3.4	16.35	14.37	14.67	14.50	14.91	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	14.97	15.10	16.63	13.31	○
3.5~4.4	11.54	11.75	10.86	11.77	11.32	11.28	11.46	11.72	11.52	11.28	11.45	11.97	12.11	10.79	○
4.5~5.4	8.89	10.00	9.55	9.62	9.66	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	9.52	9.91	10.30	8.74	○
5.5~6.4	7.38	8.03	7.98	8.25	7.93	6.97	7.69	7.60	7.85	7.87	7.76	8.23	8.63	6.89	○
6.5~7.4	5.70	6.71	6.37	7.43	7.18	6.34	6.61	6.12	7.65	6.75	6.69	6.49	8.12	5.26	○
7.5~8.4	5.79	6.02	5.44	6.13	6.20	4.88	5.68	5.30	6.02	5.28	5.67	5.45	6.71	4.63	○
8.5~9.4	4.81	5.00	4.40	4.86	5.42	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.77	4.91	5.74	3.80	○
9.5~	17.97	18.87	19.42	19.52	17.90	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	16.61	16.14	22.20	11.02	○

第3表 棄却檢定表(風向)(標高20m)

風向		統計年												判定	
		觀測場所: 敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												棄却	採択
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値	1997		
N	2.98	2.78	2.83	3.10	2.58	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.23	2.81	4.48	1.98	○
NNE	2.50	2.70	3.16	2.96	2.62	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.66	2.19	3.41	1.91	○
NE	4.93	4.39	4.61	3.75	4.21	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	3.79	4.71	5.63	1.95	○
ENE	5.39	5.11	4.81	4.51	5.36	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	5.80	5.95	8.06	3.54	○
E	11.59	9.34	10.05	8.84	8.37	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	8.77	11.46	11.77	5.77	○
ESE	12.33	13.21	14.60	14.46	13.20	17.11	14.91	14.91	18.56	14.06	14.74	11.04	19.17	10.31	○
SE	5.65	6.19	6.11	6.44	6.06	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	6.10	6.42	6.77	5.43	○
SSE	2.59	2.89	2.76	3.00	3.45	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.36	2.76	4.69	2.03	○
S	0.90	0.80	0.92	1.44	1.31	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.44	1.06	2.54	0.34	○
SSW	0.71	0.63	0.76	0.79	0.98	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.77	0.81	1.11	0.43	○
SW	2.06	1.56	1.70	1.21	1.71	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.40	1.84	2.26	0.54	○
WSW	3.84	4.82	3.52	3.64	5.11	3.04	2.57	2.67	2.31	2.62	3.41	4.00	5.70	1.12	○
W	9.48	10.12	7.35	7.35	10.41	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	7.68	9.92	11.79	3.57	○
WNW	14.30	14.87	15.39	14.48	14.71	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	13.92	15.49	16.56	11.28	○
NW	13.47	13.19	15.52	15.78	13.53	15.19	15.62	14.48	13.84	17.33	14.80	13.20	17.93	11.67	○
NNW	5.82	6.88	5.24	7.58	5.46	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	7.48	5.38	11.09	3.87	○

第4表 棄却檢定表(風速)(標高20m)

風速階級 (m/s)		統計年												判定	
		觀測場所: 敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												棄却	採択
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値	1997		
0.0~0.4	1.45	0.53	0.66	0.68	0.91	0.51	0.35	0.50	0.47	0.40	0.65	0.95	1.42	-0.12	○
0.5~1.4	10.76	10.04	10.78	10.13	11.14	9.35	7.75	7.43	6.30	7.84	9.15	11.76	13.16	5.14	○
1.5~2.4	15.87	14.21	15.17	13.90	14.10	17.64	16.21	17.10	14.66	17.38	15.62	15.14	18.99	12.25	○
2.5~3.4	13.74	13.60	13.25	13.74	12.30	13.91	13.60	14.51	13.69	14.52	13.69	14.44	15.18	12.20	○
3.5~4.4	11.76	11.67	10.42	11.68	10.88	12.21	12.04	12.33	12.41	11.29	11.67	11.92	13.20	10.14	○
4.5~5.4	9.62	9.33	10.13	10.34	9.51	10.17	9.97	10.09	11.13	9.07	9.94	9.68	11.33	8.55	○
5.5~6.4	7.45	7.61	7.15	7.28	7.90	7.49	7.52	7.45	9.21	8.07	7.71	7.13	9.11	6.31	○
6.5~7.4	5.20	6.12	6.18	5.51	6.21	5.77	5.68	5.66	6.94	6.51	5.98	5.75	7.20	4.76	○
7.5~8.4	4.17	4.97	4.83	4.39	4.97	4.99	5.04	4.40	5.20	4.97	4.79	4.55	5.61	3.97	○
8.5~9.4	3.87	4.08	3.64	3.90	4.47	3.65	4.22	3.63	4.06	4.08	3.96	4.26	4.62	3.30	○
9.5~	16.11	17.84	17.79	18.47	17.60	14.31	17.62	16.90	15.92	15.87	16.84	14.43	19.85	13.83	○

第5表 棄却検定表(風向)(小樽特別地域気象観測所) (標高 12.3m) ※

風向	統計年											観測場所:小樽 (%)			判定 ○採択 ×棄却
	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	平均値	検定年	棄却限界(5%)	下限	
	2.80	3.34	2.63	2.88	3.20	2.69	2.05	3.05	2.02	2.82	2.75	1997	3.78	1.72	
N	2.32	2.39	2.46	2.39	2.45	2.31	2.25	3.15	1.72	2.59	2.40	2.58	3.23	1.57	○
NNE	4.30	4.11	3.59	4.13	3.34	2.90	4.36	3.94	3.60	6.22	4.05	4.50	6.16	1.94	○
NE	8.88	7.58	7.91	8.44	7.15	5.56	6.44	8.31	7.52	6.91	7.47	8.90	9.84	5.10	○
ENE	6.42	6.57	5.98	6.16	6.09	7.43	5.34	5.72	5.97	5.98	6.17	6.11	7.50	4.84	○
E	2.53	2.70	2.79	2.63	2.66	4.24	2.94	2.47	2.35	2.71	2.80	2.53	4.06	1.54	○
ESE	1.64	1.82	1.51	1.38	1.20	1.67	1.36	1.13	1.22	1.20	1.41	1.35	1.97	0.85	○
SE	1.23	1.35	1.19	0.98	0.76	0.81	0.88	1.07	0.87	1.19	1.03	0.87	1.51	0.55	○
SSE	1.30	1.28	1.45	1.43	1.07	0.78	0.98	1.48	1.24	1.15	1.22	1.45	1.75	0.69	○
S	3.89	4.18	4.17	3.36	4.35	2.20	2.83	4.98	4.21	4.35	3.85	4.82	5.81	1.89	○
SSW	19.36	19.81	23.69	21.40	21.43	14.35	15.27	23.15	22.02	21.83	20.23	21.57	27.70	12.76	○
SW	19.33	16.95	17.43	19.27	17.02	20.54	21.23	16.74	19.59	18.68	18.68	17.57	22.44	14.92	○
WSW	11.24	9.33	8.63	9.14	8.61	12.80	13.30	6.27	9.84	8.59	9.78	8.73	14.83	4.73	○
W	4.88	5.63	5.09	5.15	5.26	6.44	6.44	5.14	5.90	5.34	5.53	5.88	6.86	4.20	○
WNNW	3.11	4.21	4.11	3.79	4.17	4.58	4.78	4.69	4.86	3.78	4.21	4.21	5.51	2.91	○
NW	2.77	3.54	2.84	3.23	3.21	3.34	2.77	3.57	3.33	2.51	3.11	3.03	3.97	2.25	○
NNW															

第6表 棄却検定表(風速)(小樽特別地域気象観測所) (標高 12.3m) ※

風速 階級 (m/s)	統計年											観測場所:小樽 (%)			判定 ○採択 ×棄却
	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	平均値	検定年	棄却限界(5%)	下限	
	4.00	5.22	4.53	4.25	8.05	7.37	6.78	5.14	3.74	4.13	5.32	1997	8.97	1.67	
0.0~0.4	21.48	22.81	21.08	18.88	20.83	17.71	18.08	21.92	21.27	25.21	20.93	22.51	26.29	15.57	○
0.5~1.4	28.55	27.86	29.72	27.05	25.80	24.86	24.20	27.33	26.25	27.90	26.95	28.94	30.97	22.93	○
1.5~2.4	22.44	21.19	20.48	20.01	19.32	18.84	20.67	19.80	19.96	18.26	20.10	19.71	22.93	17.27	○
2.5~3.4	12.30	11.56	12.59	13.52	12.27	14.17	13.94	11.99	13.66	11.89	12.79	12.58	15.03	10.55	○
3.5~4.4	6.66	5.96	6.21	8.50	7.57	8.25	8.06	7.16	8.01	6.92	7.33	7.08	9.43	5.23	○
4.5~5.4	2.70	3.00	2.81	4.20	3.93	4.95	4.32	3.75	4.30	3.54	3.75	3.25	5.50	2.00	○
5.5~6.4	0.96	1.62	1.48	1.96	1.40	2.35	2.16	1.40	1.74	1.31	1.64	1.50	2.64	0.64	○
6.5~7.4	0.31	0.64	0.70	0.79	0.52	0.87	1.09	1.00	0.60	0.55	0.71	0.84	1.27	0.15	○
7.5~8.4	0.34	0.13	0.24	0.42	0.18	0.37	0.38	0.33	0.34	0.19	0.29	0.29	0.52	0.06	○
8.5~9.4	0.27	0.00	0.16	0.41	0.13	0.26	0.31	0.18	0.13	0.09	0.19	0.08	0.47	-0.09	○
9.5~															

※1988~1989年については風向風速の観測は3時間ごとに行われている。



第7表 葉却検定表(風向)(寿都特別地域気象観測所) (標高13.4m<sup>※</sup>)

風向	観測場所:寿都 (%)											判定 ○採択 ×棄却			
	統計年														
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値		1997	上限	下限
N	7.44	6.71	6.79	6.60	6.46	7.62	6.89	7.41	6.86	7.71	7.05	7.00	8.12	5.98	○
NNE	1.80	1.64	2.40	1.79	1.63	2.15	2.08	2.16	2.29	1.62	1.96	1.93	2.66	1.26	○
NE	0.85	0.84	0.96	0.81	0.64	0.73	0.76	1.14	1.14	1.19	0.91	1.13	1.37	0.45	○
ENE	0.67	0.56	0.67	0.57	0.59	0.63	0.61	0.49	0.59	0.61	0.60	0.73	0.73	0.47	×
E	0.57	0.59	0.63	0.45	0.55	0.40	0.90	0.57	0.57	0.73	0.60	0.62	0.93	0.27	○
ESE	0.90	0.82	0.69	0.65	0.72	0.88	0.91	0.70	0.66	1.06	0.80	0.86	1.12	0.48	○
SE	5.49	4.35	4.22	5.51	5.33	5.93	5.31	4.65	3.52	4.47	4.88	5.08	6.66	3.10	○
SSE	19.58	15.73	17.38	18.32	16.79	22.90	19.26	19.72	22.10	18.06	18.98	18.13	24.30	13.66	○
S	12.47	14.92	14.42	13.90	13.34	11.84	12.66	12.59	12.72	11.68	13.05	11.86	15.59	10.51	○
SSW	3.43	5.11	4.13	3.96	4.52	3.47	3.49	4.03	3.47	3.76	3.94	4.21	5.24	2.64	○
SW	4.85	5.86	4.61	3.95	5.32	4.99	4.51	4.98	4.68	5.61	4.94	5.48	6.26	3.62	○
WSW	5.28	5.38	4.06	3.85	5.16	4.29	5.61	5.08	4.57	5.18	4.85	4.74	6.29	3.41	○
W	4.31	3.96	3.51	2.92	5.01	3.39	4.61	3.90	3.80	3.60	3.90	3.66	5.35	2.45	○
WNW	11.36	13.32	11.12	11.19	11.93	8.77	10.15	10.90	11.11	9.53	10.94	12.39	13.93	7.95	○
NW	14.73	14.78	17.36	18.20	14.55	14.43	15.33	14.37	15.20	17.50	15.65	15.10	19.11	12.19	○
NNW	5.39	4.78	5.92	6.66	6.51	7.03	6.38	6.75	6.02	6.82	6.23	5.48	7.91	4.55	○

第8表 葉却検定表(風速)(寿都特別地域気象観測所) (標高13.4m<sup>※</sup>)

風速 階級 (m/s)	観測場所:寿都 (%)											判定 ○採択 ×棄却			
	統計年														
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	平均値		1997	上限	下限
0.0~0.4	0.87	0.62	1.12	0.67	0.94	0.55	0.52	0.56	0.70	0.89	0.74	1.61	1.22	0.26	×
0.5~1.4	15.80	16.53	16.42	12.67	15.47	12.50	13.34	12.79	12.67	16.10	14.43	17.21	18.61	10.25	○
1.5~2.4	20.79	24.64	22.60	21.26	23.92	22.07	22.94	22.50	21.76	25.21	22.77	24.78	26.18	19.36	○
2.5~3.4	19.54	21.53	20.43	20.25	20.72	17.57	18.74	18.76	17.42	20.13	19.51	19.98	22.73	16.29	○
3.5~4.4	18.31	16.06	16.96	19.54	19.11	17.76	16.85	16.37	16.78	16.39	17.41	15.35	20.29	14.53	○
4.5~5.4	12.50	10.32	10.86	13.77	10.89	13.66	12.61	13.16	14.78	10.72	12.33	10.65	16.00	8.66	○
5.5~6.4	6.73	5.72	6.43	7.17	5.43	7.94	7.59	8.16	9.03	5.95	7.02	5.92	9.80	4.24	○
6.5~7.4	3.34	2.73	3.28	2.82	2.08	4.73	3.72	4.40	3.82	2.53	3.35	2.08	5.34	1.36	○
7.5~8.4	1.38	1.06	1.06	1.26	0.83	2.02	2.19	1.96	1.83	0.95	1.45	1.29	2.64	0.26	○
8.5~9.4	0.45	0.54	0.50	0.43	0.47	0.73	0.90	0.71	0.58	0.61	0.59	0.65	0.94	0.24	○
9.5~	0.31	0.25	0.34	0.16	0.15	0.47	0.59	0.63	0.62	0.54	0.41	0.47	0.85	-0.03	○

※ 寿都特別地域気象観測所の風向風速計は1997年12月に高さが標高13.5mから標高13.4mに変更となっているが、変更に伴う影響は軽微であると考えられるため変更後の高さのみを記載している。



第1図 気象官署の所在地

(参考)

### 至近のデータを用いた検定について

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年間の気象データについて至近の気象データを用いた検定についても参考として行った。

統計年は前述の評価における統計年1998年1月～2007年12月との連続性を考慮し、2008年1月～2017年12月と設定した。

#### 1. 検定方法

##### (1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用していることから、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データに加え、標高20mの観測データを用いて検定を行った。

##### (2) データ統計期間

統計年：2008年1月～2017年12月

検定年：1997年1月～1997年12月

##### (3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

#### 2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データについては、有意水準5%で棄却された項目が2項目であり、標高20mの観測データについては0項目であった。

検定結果を第1表から第4表に示す。

第 1 表 棄却檢定表(風向)(標高 84m)

風向	統計年											観測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)			判定 ○採択 ×棄却
	統計年											検定年		棄却限界(5%)	
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	1997	2018		
N	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.49	1.23	1.86	1.12	○
NNE	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.11	1.23	1.62	0.60	○
NE	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.41	3.41	4.24	2.58	○
ENE	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	12.44	10.87	16.19	8.69	○
E	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	19.96	20.26	25.08	14.84	○
ESE	5.43	4.88	4.54	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	4.90	5.31	6.47	3.33	○
SE	2.89	2.75	2.65	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	2.32	2.77	3.34	1.30	○
SSE	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.69	1.03	0.96	0.42	×
S	0.66	0.79	0.85	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.74	0.70	1.03	0.45	○
SSW	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.68	0.67	0.92	0.44	○
SW	0.95	1.03	1.50	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.01	0.61	1.57	0.45	○
WSW	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	3.20	3.91	6.49	0.00	○
W	14.53	16.05	19.21	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	14.10	22.25	13.21	○
WNW	18.46	15.14	16.42	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	18.23	22.17	24.67	11.79	○
NW	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	9.31	9.30	11.69	6.93	○
NNW	2.48	2.24	1.91	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.93	2.01	2.60	1.26	○

第 2 表 棄却檢定表(風速)(標高 84m)

風速 階級 (m/s)	統計年											観測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)			判定 ○採択 ×棄却
	統計年											検定年		棄却限界(5%)	
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	1997	2018		
0.0~0.4	1.39	0.88	0.84	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.86	0.42	1.47	0.25	○
0.5~1.4	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	6.11	10.65	6.81	×
1.5~2.4	16.94	15.81	16.14	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	15.59	15.25	18.00	13.18	○
2.5~3.4	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	14.30	15.10	15.76	12.84	○
3.5~4.4	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	11.26	11.97	12.20	10.32	○
4.5~5.4	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.05	9.91	10.24	7.86	○
5.5~6.4	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.63	8.23	8.54	6.72	○
6.5~7.4	6.64	6.88	6.31	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.59	6.49	7.53	5.65	○
7.5~8.4	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.56	5.45	6.20	4.92	○
8.5~9.4	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	4.54	4.91	6.07	3.01	○
9.5~	12.93	14.85	17.49	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	15.89	16.14	19.98	11.80	○

第3表 棄却檢定表(風向)(標高20m)

風向	統計年											観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)			判定 ○採択 ×棄却
	統計年											検定年			
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限	
N	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.50	2.81	4.34	2.66	○
NNE	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.15	2.19	2.81	1.49	○
NE	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.89	4.52	4.48	3.36	4.86	3.98	4.71	5.60	2.36	○
ENE	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	6.84	5.95	8.73	4.95	○
E	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	12.68	11.46	20.16	5.20	○
ESE	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	9.82	11.04	18.83	0.81	○
SE	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	6.29	6.42	8.60	3.98	○
SSE	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.69	2.76	3.51	1.87	○
S	1.99	1.40	1.16	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	1.36	1.06	2.05	0.67	○
SSW	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.75	0.81	1.04	0.46	○
SW	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	1.82	1.84	2.75	0.89	○
WSW	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	3.30	4.00	4.69	1.91	○
W	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	8.79	9.92	12.79	4.79	○
WNW	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	14.56	15.49	18.62	10.50	○
NW	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	14.00	13.20	17.82	10.18	○
NNW	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	6.65	5.38	10.03	3.27	○

第4表 棄却檢定表(風速)(標高20m)

風速 階級 (m/s)	統計年											観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)			判定 ○採択 ×棄却
	統計年											検定年			
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限	
0.0~0.4	0.86	1.64	0.85	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.84	0.95	1.72	0.00	○
0.5~1.4	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	9.13	11.76	13.45	4.81	○
1.5~2.4	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.03	15.14	19.22	12.84	○
2.5~3.4	13.32	13.45	13.94	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	13.33	14.44	15.22	11.44	○
3.5~4.4	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.62	11.92	13.68	9.56	○
4.5~5.4	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	11.29	9.68	15.43	7.15	○
5.5~6.4	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.91	7.13	9.47	6.35	○
6.5~7.4	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.53	5.75	6.97	4.09	○
7.5~8.4	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.40	4.55	5.30	3.50	○
8.5~9.4	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.94	4.26	4.89	2.99	○
9.5~	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.99	14.43	21.00	10.98	○

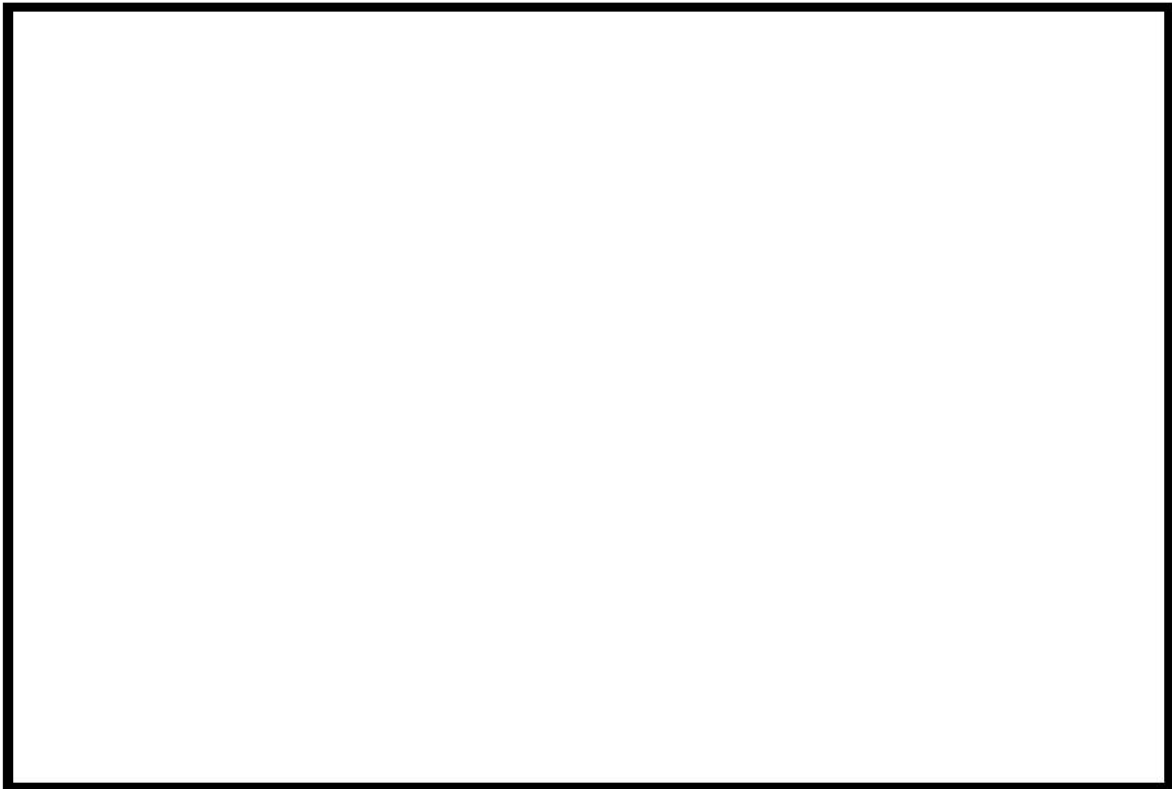
## 線量評価に用いる大気拡散の評価について

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97 %に当たる値としている。また、着目方位は、第 1 図から第 3 図に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。



第 1 図 滞在時の評価対象方位の選定（評価点：中央制御室中心）


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。



第2図 入退域時の評価対象方位の選定（評価点：中央制御室入口）



第3図 入退域時の評価対象方位の選定（評価点：出入管理建屋入口）

 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。

空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27 原院第1号 平成21年8月12日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、泊3号炉中央制御室について平成20年12月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.14回/h（ $\pm 0.0024$ （95%信頼限界値））である。

保全活動としては、中央制御室の気密性に影響する換気空調設備及び電気計装設備の定期的な点検等に加え、空気流入率試験（6年毎）を実施することにより、中央制御室の気密性の健全性を確認することとしている。

また、運転開始前に中央制御室の空気流入率を測定する試験を実施し、中央制御室の居住性を確認する。

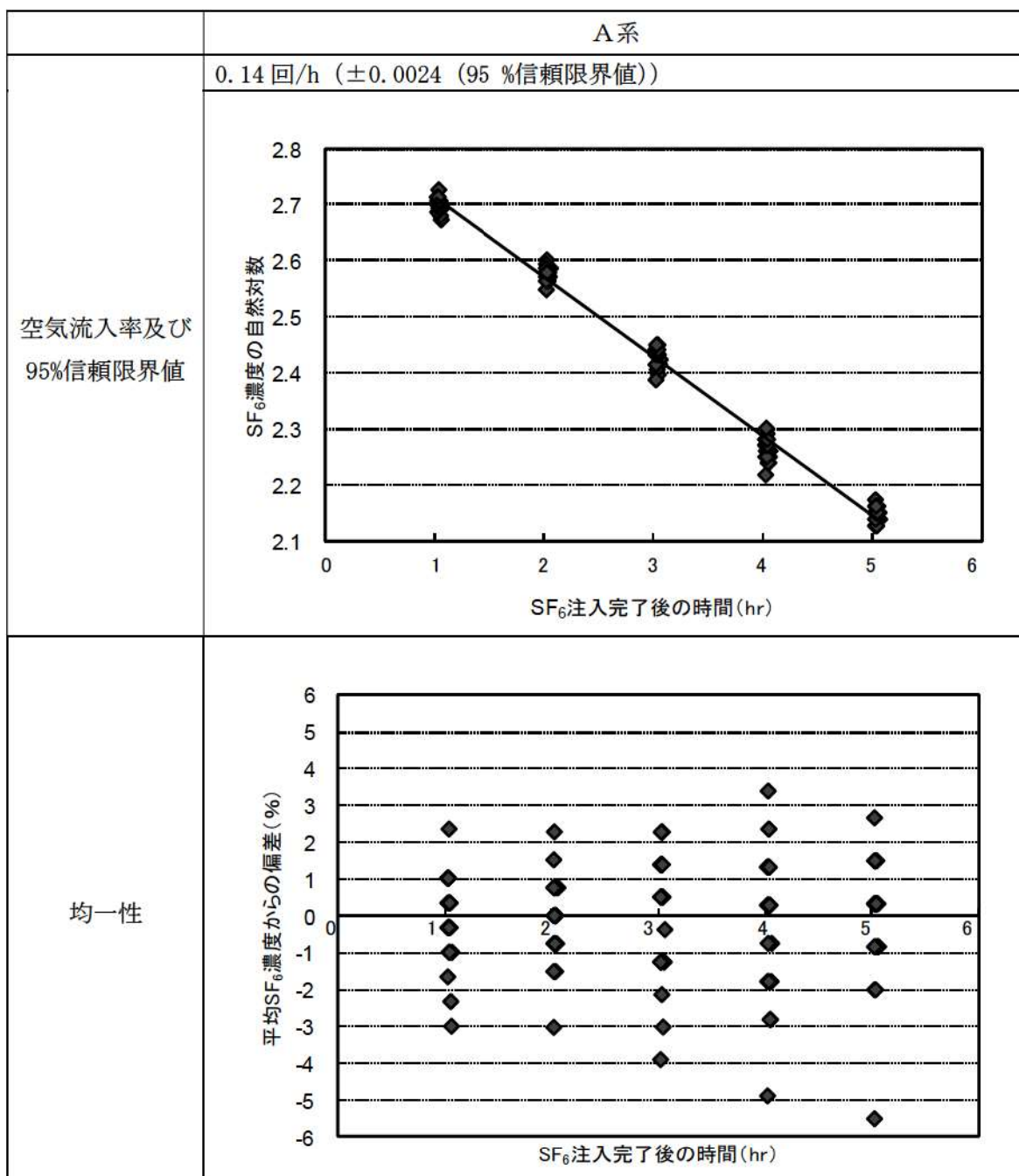
空気流入率試験結果の詳細を次ページ以降に示す。



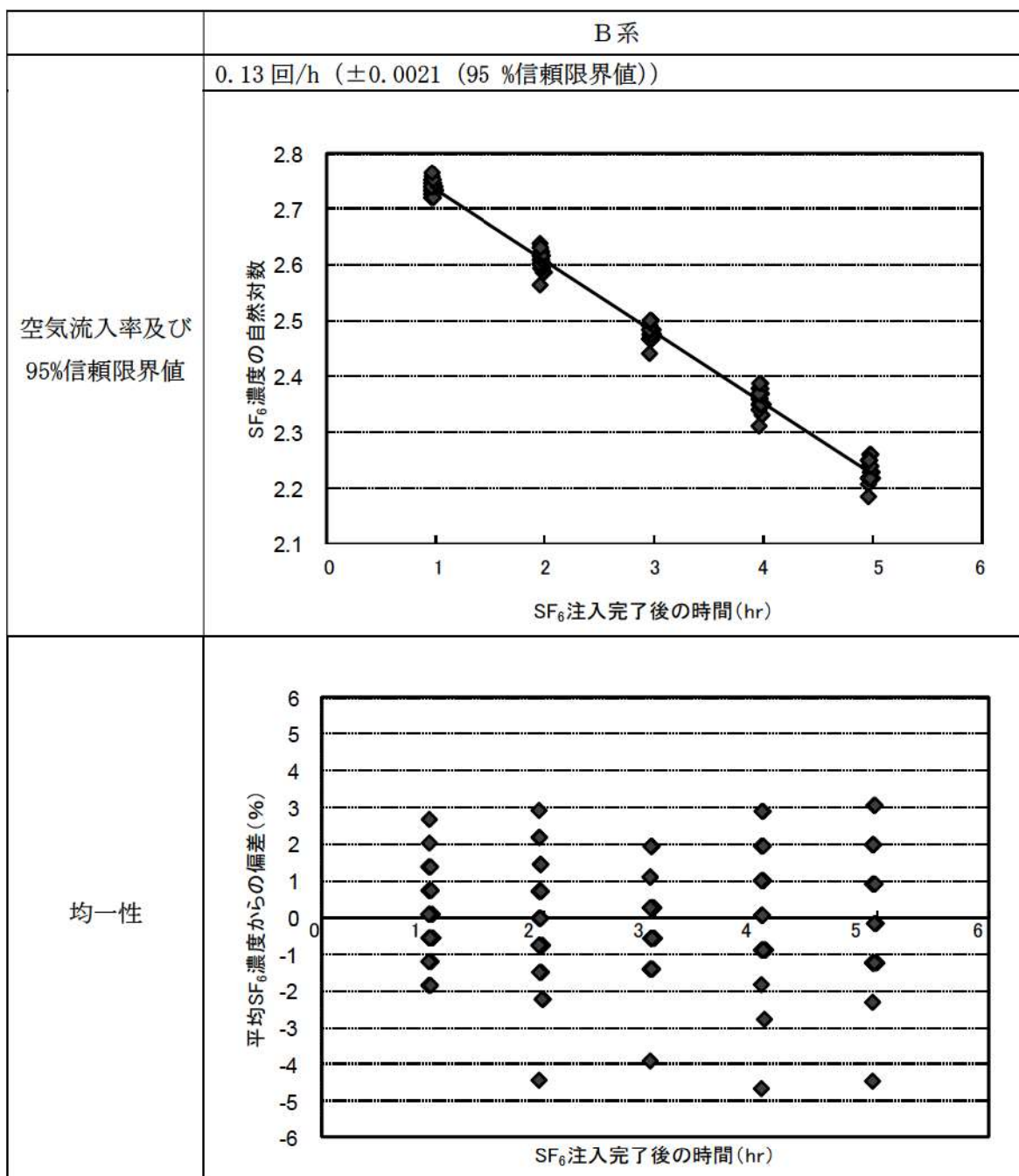
泊発電所3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成20年11月19日～平成20年11月21日 (試験時のプラント状態：建設中)		
均一化の程度	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ：(測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	-5.5～3.4	
	B系	-4.6～3.1	
試験手法	原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」 / 「全サンプリング点による試験手順」にて実施		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数R <sup>2</sup> が0.90以上であること。	—	* 均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	* 1区画で構成されている
	②特異点の除去が、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	* 特異点の除去はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアルに等に明記し、運転員へ周知すること。	—	* 特定の区画を除外せず、全ての区画を包含するリーク率で評価している	
試験結果	系 統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)	決定係数R <sup>2</sup>
	A系	0.14回/h (±0.0024)	—
	B系	0.13回/h (±0.0021)	—
特記事項			

泊3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果



泊3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果



## 中央制御室空気流入率測定試験方法の概要

### 1. 中央制御室の空気流入率の試験方法

米国材料試験協会規格 ASTM E741-00(2006)及び空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003に規定された「濃度減衰法」に準拠して実施。(濃度減衰法)

トレーサガスを中央制御室バウンダリ内へ注入し、適切な時間間隔で濃度測定を実施。トレーサガス濃度の対数をサンプリング時間に対してプロットし、その傾きを中央制御室の空気流入率とする。

$$\frac{V \times dC(t)}{dt} = S(t) - f \times C(t)$$

$V$  : 中央制御室バウンダリ内体積

$C(t)$  : トレーサガス濃度

$S(t)$  : トレーサガス注入量

$$\ln C(t) = -A(t - t_0) + \ln C(t_0)$$

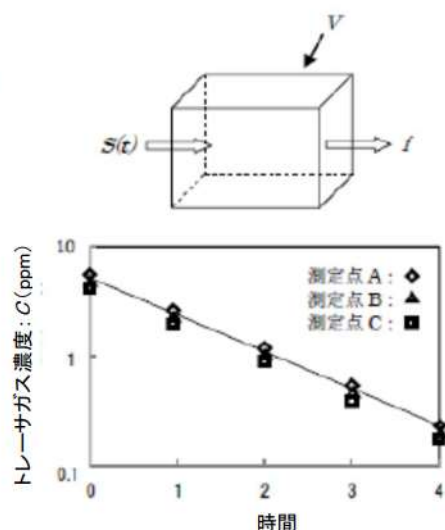
$f$  : 空気流出量

$A$  : 空気流入率 (換気率)

$t$  : 時間

$t_0$  : サンプリング開始時間

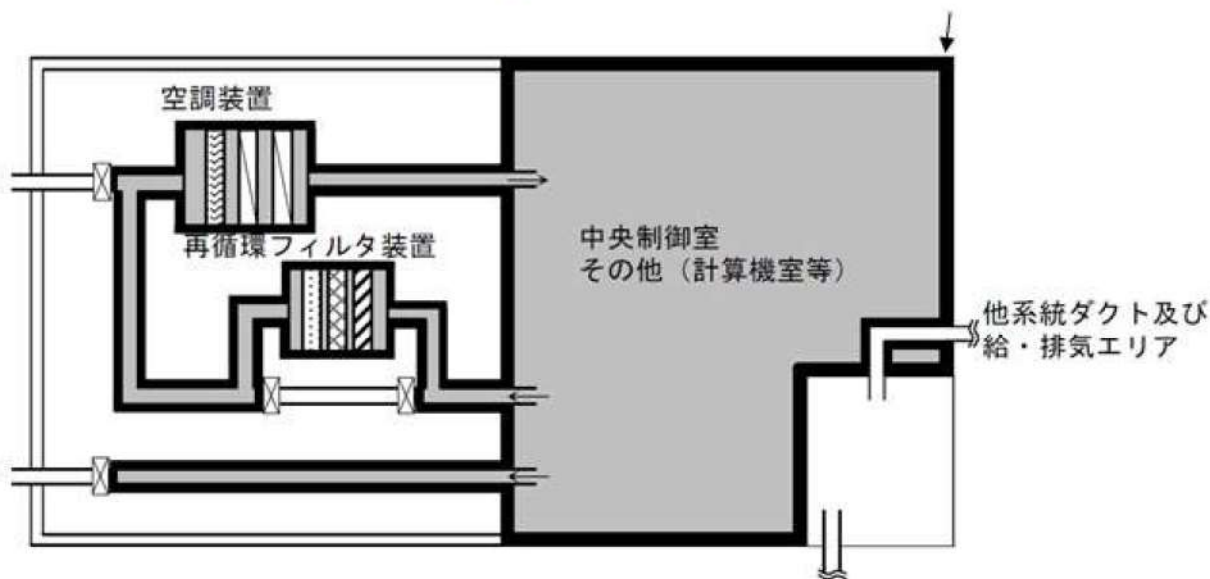
$$A = -\frac{\ln C(t) - \ln C(t_0)}{t - t_0}$$



### 2. 試験対象範囲 (NISA 内規より抜粋)

中央制御室バウンダリ (下図太線) 内が対象

太線 : 中央制御室バウンダリ

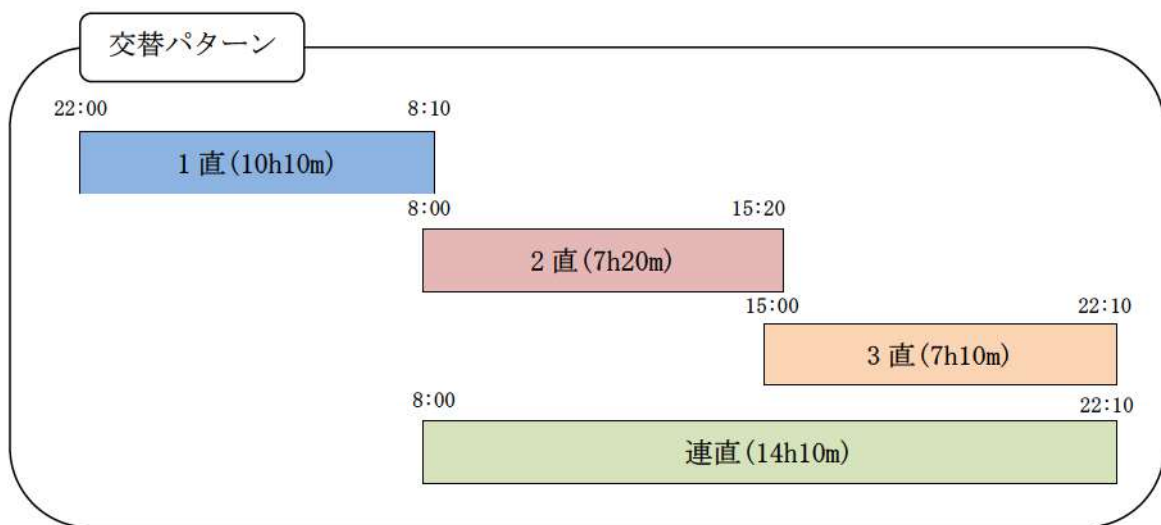


## 直交替の考え方について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり，平常時の直交替である 5 直 3 交替を考慮した。

## 1. 1 日間での交替パターン

通常時の運転員の勤務形態として，5 直 3 交代制を採用しており，具体的には，下表に示す「1 直」，「2 直」，「3 直」及び「連直」の 4 つの勤務がある。



## 2. 勤務の組合せと勤務時間等について

事故発生時においても，中長期での運転操作等の対応に支障が出ることの無いよう，通常時と同様の直交代の勤務形態を継続することとしている。

当直勤務については 8 日間を 1 サイクルとして，これらの勤務を組み合わせしており，3 交替の代表例として A 班に着目したものを第 1 表に示す。

この際，1 サイクルにおいて勤務時間が最大となる班は 49 時間勤務となり，当直は 5 回勤務（入退域回数は 10 回）となる。

重大事故及び設計基準事故において評価対象期間となる 7 日間，30 日間について，それぞれの班の滞在時間と入退域回数について第 2 表に取りまとめている。

第1表 具体的な組み合わせパターンの代表例

日	1直	2直	3直
1	D班	E班	A班(7h10m)
2	D班	A班(14h10m)	
3	E班	A班(7h20m)	C班
4	E班	C班	
5	A班(10h10m)	C班	D班
6	A班(10h10m)	D班	
7	C班	D班	E班
8	C班	E班	

A班の滞在時間：7h10m+14h10m+7h20m+10h10m+10h10m=48h60m=49hr

A班の入退域回数：10回

第2表 当直の中央制御室滞在時間と交替回数

		範囲	最大
7日間	滞在時間	34時間50分～49時間00分	49時間00分
	入退域回数	8回～10回	10回
30日間	滞在時間	174時間30分～196時間00分	196時間00分
	入退域回数	36回～40回	40回

### 3. 事故発生時における当直の交替について

事故発生時において、当直員は中長期での運転操作等の対応に支障が出ることを無いう、通常時の勤務形態と同様の勤務形態を継続する。

この際、発電所までのアクセスルートの確保が課題となるが、別紙に示すとおり、発電所までのアクセスルートについては、通常使用するルートに加え、社員が多く住居している宮丘地区からの山廻りルートが確保されていることから、要員の交替に支障となることはない。

### 4. 事故事象の進展により当直員の交替がすぐにできない場合

重大事故発生時等については、現場の運転員が操作等で現場を離れることができず、直ちに次の当直に引き継がない場合や交替の当直員の到着が遅れる場合等が想定される。

現在評価している最大の滞在時間に、万一仮に最長の当直時間となる連直の14時間10分を加えた場合、重大事故については約29%、設計基準事故については約7%増えることとなるが、第3表、第4表に示すとおり100 mSvを超えることはない。

49時間+14時間10分=63時間10分(約29%増)

196時間+14時間10分=210時間10分(約7%増)

なお、本評価のうち重大事故時の評価においては、7日間の評価期間において最も中央制御室の滞在時間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価したものである。また、原子炉格納容器貫通部のDFを1とした場合の結果を示しているが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においては被ばく線量の増加量はより軽減される。

第3表 重大事故の被ばく評価（実効線量 mSv）

	マスク有		マスク無	
	49時間滞在	約63時間滞在	49時間滞在	約63時間滞在
中央制御室滞在時	約2.2	約2.9	約55	約71
入退域時	約12		約16	
合計	約15	約15	約71	約87

第4表 設計基準事故の被ばく評価（実効線量 mSv）

	原子炉冷却材喪失		蒸気発生器伝熱管損傷	
	196時間滞在	約210時間滞在	196時間滞在	約210時間滞在
中央制御室滞在時	約9.2	約9.8	約6.0	約6.4
入退域時	約8.3		約0.0071	
合計	約18	約19	約6.0	約6.5

泊発電所へのアクセスルート



悪天時の参集所要時間(山回りルート)

	距離	所要時間	
		徒歩※	車両(参考)
宮丘地区 ⇒大和門扉	約3.5km	63分	14分
大和門扉 ⇒T.P.31m	約2.5km	25分	5分
合計	約6.0km	88分	19分

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

発電所災害対策要員

	技術系社員
宮丘地区	355名
地元4ヶ町村	120名
合計	455名

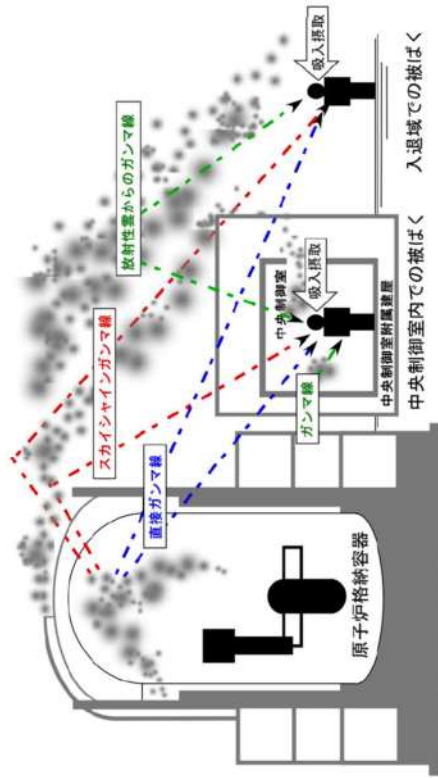
(令和3年12月1日現在)



<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 評価項目(評価の手順, 判断基準含む)</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類 原子炉施設の構造, 特性及び安全上の諸対策から, 放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として, 原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の 2 種類を考える【解説 3.1】。</p> <p>a) BWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失, 原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。 b) PWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失, 原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。 c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は, 一方の事故で包含できる場合は, いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路 中央制御室内及び入退域時において, 次の被ばく経路による被ばくを評価する(図 3.1)。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価 1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを, 次の二つの経路を対象にして計算する。 - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。 3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを, 次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>b) 入退域時の被ばく評価 4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを, 次の二つの経路を対象にして計算する。 - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを, 次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>3.1(1) → 内規のとおり</p> <p>3.1(1) b) 沿発電所 3 号炉は PWR 型原子炉施設なので, 原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失, 原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損として評価する。</p> <p>3.2 → 内規のとおり</p> <p>3.2(1) a) 中央制御室内での被ばく評価 3.2(1) a) 1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1) a) 2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは, 事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばくを評価している。 3.2(1) a) 3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1) b) 入退域時の被ばく評価 3.2(1) b) 4) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1) b) 5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>- 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図 3.2 に示す。 a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。(1.4.大気中への放出量の評価) b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。(1.5.大気拡散の評価) c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。(1.6.建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価) d) 中央制御室内での運転員の被ばくを計算する。 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線(スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線)による被ばくを計算する。(1.7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。(1.7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく) 3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を計算する。(1.7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく) e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線)による被ばくを計算する。(1.7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を計算する。(1.7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく) f) 文書化 g) 評価条件及び評価結果を文書化する。 評価の手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。また d)及び e)は、並列に進めてもよい。</p> <p>3.3 判断基準</p> <p>「3.1 想定事故」に対して、「3.2 評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <p>- 1 人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSv を超えない【解説 3.2】。</p>	<p>3.2(2) a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2) b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2) c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2) d) 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線(スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線)による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2) d) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2) d) 3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を評価している。</p> <p>3.2(2) e) 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線)による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2) e) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を評価している。</p> <p>3.2(2) f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2) g) 評価の手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また d)及び e)は、並列に進めている。</p> <p>3.3 → 内規のとおり</p> <p>「1 人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSv を超えない」ことを満足していることを確認している。</p>

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)



(b) PWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

→ 図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。

発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について  
(内規)

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

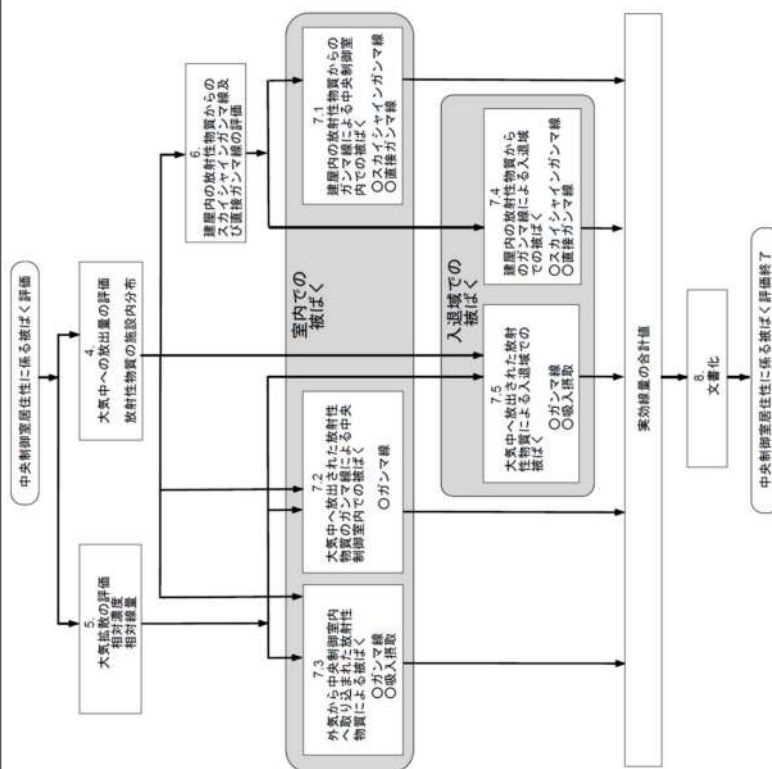


図 3.2 評価の手順

→ 図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.2 PWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれか代表してもよい。</p> <p>4.2.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたと【解説 4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.5、よ素は図 4.6 に示す放出経路で大気中へ放出されたとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よ素 50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよ素のうち、有機よ素は 10%とし、残りの 90%は無機よ素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよ素のうち、無機よ素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに希与しないとする。有機よ素及び希ガスは、この効果を無視する。</p> <p>e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よ素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が 50 秒以下の場合において等価半減期を 100 秒とすることは妥当と認められることは、「発電用軽水型原子炉施設的安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価審査指針」という。)に示されており、その考え方を準用する<sup>(*)2</sup>。有機よ素及び希ガスは、スプレイによるこの効果を無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよ素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する【解説 4.3】。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。フィルタのよ素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説 4.2】。</p> <p>h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し 2 倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。</p> <p>再循環水中には、事象発生直後、よ素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から補助建屋に漏えいしたよ素の気相への移行率は 5%、補助建屋内でのよ素の沈着率は 50%と仮定する。</p> <p>i) ECCS の再循環系が設置される補助建屋内換気系によろ素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値とする【解説 4.2】。</p>	<p>4.2 → 内規のとおり</p> <p>原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象として評価している。</p> <p>4.2.1 → 内規のとおり</p> <p>4.2.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.2.1(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>4.2.1(2) a) 図 4.5 及び図 4.6 に示される放出経路で希ガスは大気中へ放出されたとして評価している。</p> <p>4.2.1(2) b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よ素 50%の割合として評価している。</p> <p>4.2.1(2) c) 原子炉格納容器内に放出されたよ素のうち、有機よ素は 10%とし、残りの 90%は無機よ素として評価している。</p> <p>4.2.1(2) d) 原子炉格納容器内に放出されたよ素のうち、無機よ素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに希与しないとして評価している。有機よ素及び希ガスは、この効果を無視して評価している。</p> <p>4.2.1(2) e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よ素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値として評価している。有機よ素及び希ガスは、スプレイによるこの効果を無視して評価している。</p> <p>4.2.1(2) f) 希ガス及びよ素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.2.1(2) g) アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができるよう評価している。フィルタのよ素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.2.1(2) h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定して評価している。</p> <p>再循環水中には、事象発生直後、よ素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から補助建屋に漏えいしたよ素の気相への移行率は 5%、補助建屋内でのよ素の沈着率は 50%と仮定して評価している。</p> <p>4.2.1(2) i) ECCS の再循環系が設置される補助建屋内換気系によろ素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値として評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>4.2.1(2) j) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとして評価している。</p> <div data-bbox="399 1411 925 1792"> <pre> graph TD     A[長時間運転した場合の 希ガスの炉心内蓄積量 (炉心からの希ガス放出割合:100%) ] --&gt; B[原子炉格納容器内での (低減効果無視)]     B --&gt; C[原子炉格納容器内の希ガス]     C --&gt; D[原子炉格納容器からの漏えい]     D -- 97% --&gt; E[ANURAS]     D -- 3% --&gt; F[ANURAS部以外]     E --&gt; G[ANURAS 空気浄化設備]     G --&gt; H[全希ガス放出]     F --&gt; H     H --&gt; I[大気へ]     </pre> <p>原子炉格納 アンユラス 部分が100% になる</p> </div> <p>図 4.5 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路 (PWR 型原子炉施設)</p> <p>→ 図 4.5 の放出経路で希ガスを評価している。</p>
--------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について  
(内規)

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

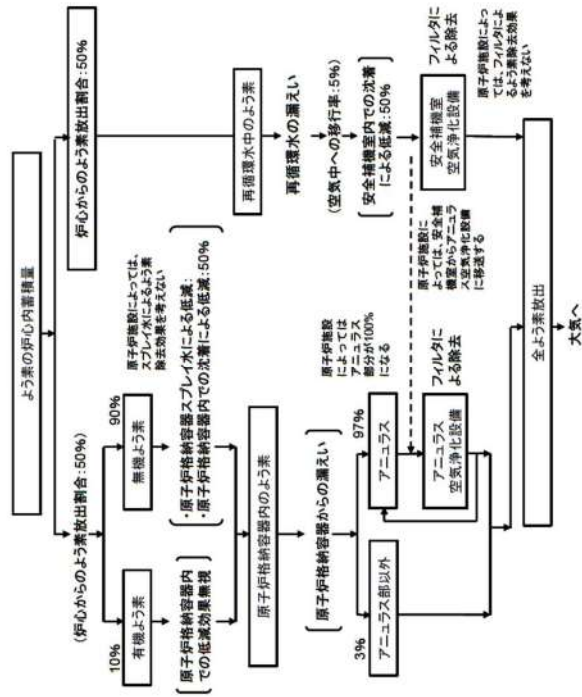


図 4.6 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路 (PWR 型原子炉施設)

→図 4.6 の放出経路でよう素を評価している。

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4.2.2 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管 1 本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象とする。</p> <p>(3) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。また、ECCS が自動起動する場合には、その動作は、一次冷却材の流出量を大きくするよりに仮定する。</p> <p>(4) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガス類は図 4.3、よう素類は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されたとする。</p> <p>b) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。</p> <p>c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びびよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出される。</p> <p>d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。</p> <p>e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は 1% とし、残りの 99% は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大气中に放出される。無機よう素は、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出される。二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大气中に放出される。</p> <p>f) 破損した蒸気発生器の隔離までの放出率を、放出量を隔離時間で除いた値で一定であると仮定することができる。また、二次側弁の開閉状況を考慮して放出率を時間依存値で設定してもよい。</p> <p>g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとする。</p>	<p>4.2.2 → 内規のとおり</p> <p>4.2.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.2.2(2) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管 1 本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を評価する。</p> <p>4.2.2(3) 外部電源は、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合のほうがより厳しい評価となるため、外部電源が喪失すると仮定して評価する。また、ECCS の動作は一次冷却材の流出量を大きくするよりに仮定する。</p> <p>4.2.2(4) a) 希ガス類は図 4.7、よう素類は図 4.8 に示す放出経路で大気中へ放出されたとして評価する。</p> <p>4.2.2(4) b) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて評価している。</p> <p>4.2.2(4) c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びびよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出されることとしている。</p> <p>4.2.2(4) d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとして評価している。</p> <p>4.2.2(4) e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は 1% とし、残りの 99% は無機よう素として評価している。有機よう素は、全量が大气中に放出されたとして評価している。無機よう素は、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出される。二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大气中に放出されたとして評価している。</p> <p>4.2.2(4) f) 破損した蒸気発生器の隔離までの放出率を、放出量を隔離時間で除いた値で一定であると仮定して評価している。また、二次側弁の開閉状況を考慮して放出率を時間依存値で設定している。</p> <p>4.2.2(4) g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとして評価している。</p>



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)

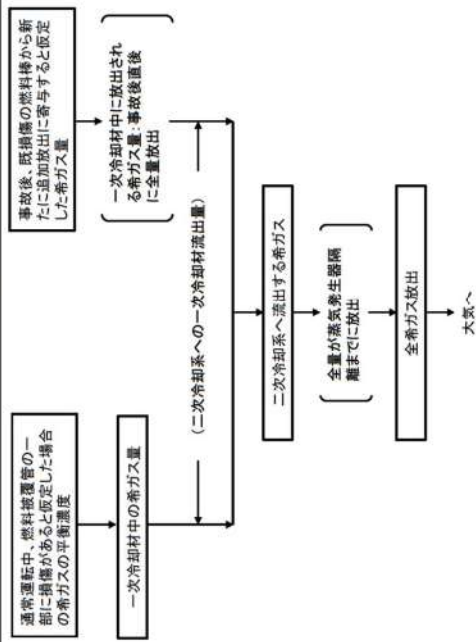


図 4.7 蒸気発生器伝熱管破損の希ガスの放出経路 (PWR 型原子炉施設)

→ 図 4.7 の放出経路で希ガスを評価している。

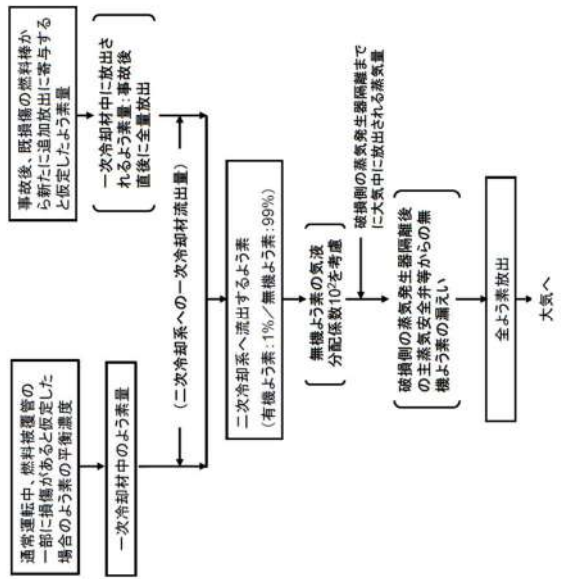


図 4.8 蒸気発生器伝熱管破損のよう素の放出経路 (PWR 型原子炉施設)

→ 図 4.8 の放出経路でよう素を評価している。

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

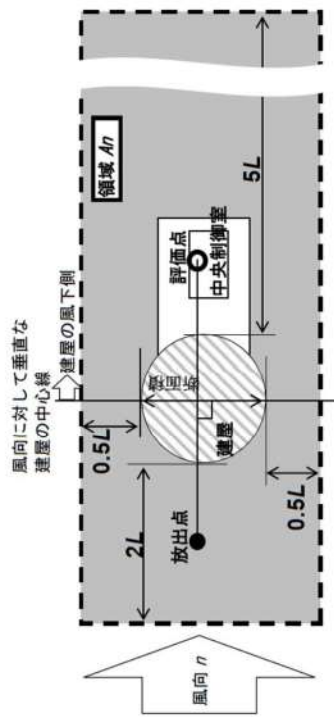
<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式 大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル 放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル<sup>(※3)</sup>を適用して計算する。</p> $  \begin{aligned}  \chi(x, y, z) = & \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \\  & \times \left[ \exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right] \dots\dots\dots (5.1)  \end{aligned}  $ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)  <math>z</math> : 評価点の高さ (m)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sigma_y</math> : 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $  \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)  $ <p>b) <math>\sigma_y</math> 及び <math>\sigma_z</math> は、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。</p>	<p>5.1.1 → 内規のとおり 中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空気中濃度は、示されたガウスプルームモデルにて評価している。</p> <p>5.1.1(1)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(1)b) 5.1.3 項に示された方法で評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c) 気象データ 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】 a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>に、建屋による巻き込み現象による初期拡散パラメータ<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>を加算した総合的な拡散パラメータ<math>\sum_y</math>、<math>\sum_z</math>を適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $Z(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \times \left[ \exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right) \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\sum_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2, \quad \sum_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cd}{\pi}$ <p><math>Z(x, y, z)</math> : 評価点<math>(x, y, z)</math>の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)  <math>z</math> : 評価点の高さ (m)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sum_y</math> : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sum_z</math> : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_y</math> : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_{y0}</math> : 建屋による巻き込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m)  <math>\sigma_{z0}</math> : 建屋による巻き込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m)  <math>A</math> : 建屋などの風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)  <math>c</math> : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いて、評価している。</p> <p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a)1) 建屋影響を受けるため、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{y}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数cの値は、特に根拠が示されるものの場合は原則として1/2を用いる。これは、Giffordにより示された範囲(1/2 &lt; c &lt; 2)において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、<math>\sigma_y = 0</math>及び<math>\sigma_z = 0</math>として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低速の風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1.a)の放出源の条件に於じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。 b) 放出源の高さで濃度を計算する場合 1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして(<math>\sigma=H</math>、<math>H &gt; 0</math>)、(5.4)式で濃度を求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $X(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \cdot \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <p><math>X(x,y,z)</math> : 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sum_y</math> : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sum_z</math> : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)</p>	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、1/2を用いる。</p> <p>5.1.1(2)c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあり、拡散パラメータの値は<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math>が支配的となるが、<math>\sigma_y</math>及び<math>\sigma_z</math>は0とはしていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低速の風速の気象データ(地上10m高さで測定)で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1.a)の放出源の条件に於じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして (<math>\sigma=H</math>、<math>H&gt;0</math>)、(5.4)式で濃度を評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説 5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 (<math>z=0, H=0</math>)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $C(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_x \sum_y U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_x^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p><math>C(x,y,0)</math> : 評価点(x,y,0)の放射性情物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性情物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\sum_x</math> : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\sum_y</math> : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散  (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件  a) 中央制御室のように、事故時の放射性情物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性情物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</li> <li>2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1の領域 An)の中にある場合</li> <li>3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> </ol> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする<sup>(注)</sup>。  ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。  建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>
<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合 (<math>z=0, H=0</math>)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で評価している。</p> <p>5.1.2 → 内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性情物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>

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)



注: L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図 5.1 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

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

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。

発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について  
(内規)

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

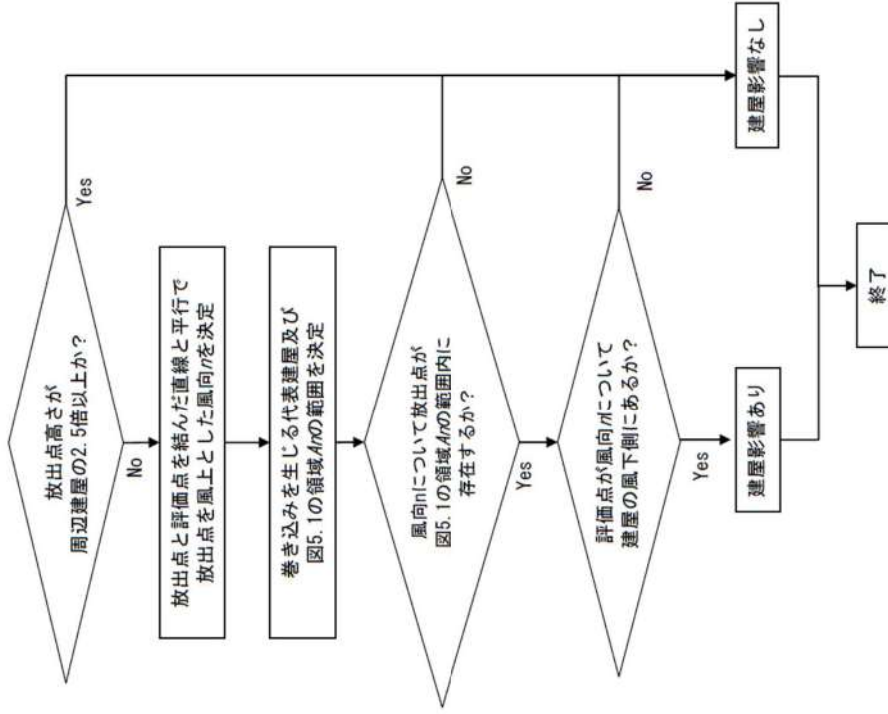


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

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

図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方



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)

- (3) 建屋による巻き込みの評価条件  
a) 巻き込みを生じる代表建屋  
1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。  
2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説 5.6】。  
3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。

表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例

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

- b) 放射性物質濃度の評価点  
1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定  
中央制御室内には、中央制御室が属する建屋(以下、「当該建屋」)の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。  
2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいて、このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次の i)又は ii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。  
i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。  
ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面(屋上面又は側面)のうちの代表面(代表評価面)を選定する。

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表 5.1 に示されているとおり、原子炉格納容器とする。

5.1.2(3)b)1) 事故時に外気の取入れを遮断するので、中央制御室内には、流入によって放射性物質が侵入するものとして評価している。

5.1.2(3)b)2) 評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室が属する当該建屋の屋上面を代表面(代表評価面)として選定する。

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくはば一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また <math>\sigma_y = 0</math> 及び <math>\sigma_z = 0</math> として、<math>\sigma_{ys}</math>、<math>\sigma_{zs}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>c) 着目方位</p> <p>1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</p>	<p>5.1.2(3)b)3) 屋上面を代表としているため、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

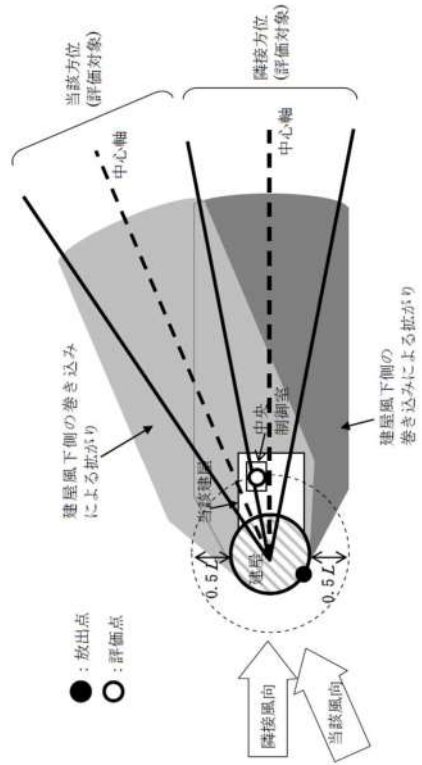


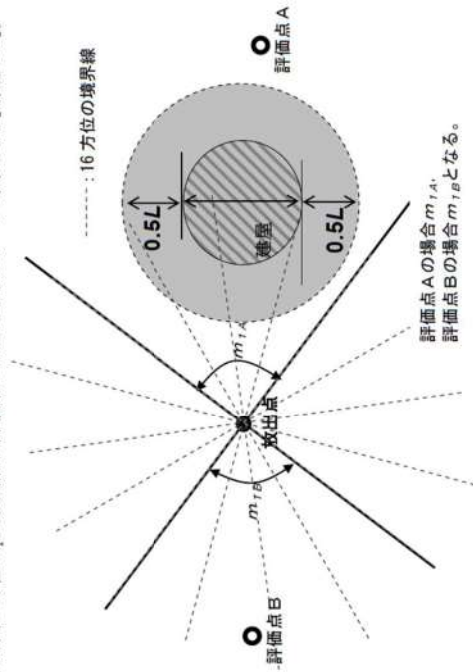
図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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)

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

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

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 $m_1$ の選定には、図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の範囲 $m_{1A}$ 、 $m_{1B}$ のうち、放出点が評価点の風上となるところから一方の範囲が評価の対象となる。
- iii) 放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 $m_1$ は放出点が評価点の風上となる $180^\circ$ が対象となる【解説 5.8】。



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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

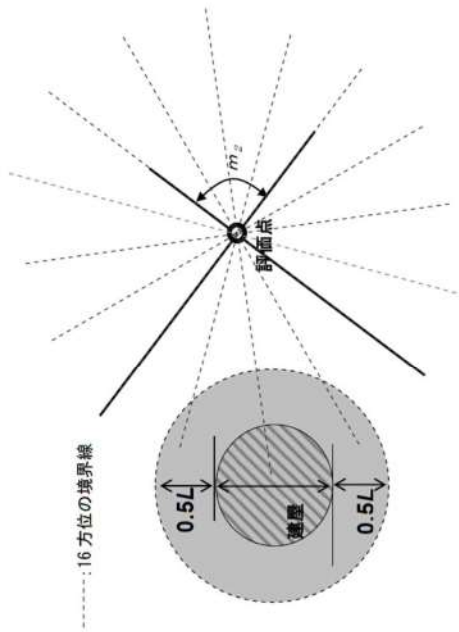
- iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 $m_2$ の選定には、図 5.6 に示す方法を用いることができる。
- 評価点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 $m_2$ は放出点が評価点の風上となる $180^\circ$ が対象となる【解説 5.8】。

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

全 16 方位について次の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。

発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について  
(内規)

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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

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

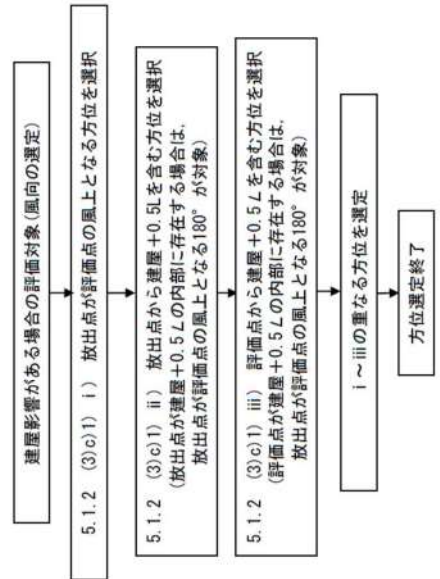
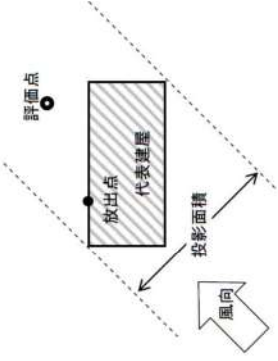


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

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

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 具体的には、図 5.8 のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。</p> <div data-bbox="491 1384 817 1796" data-label="Diagram"> </div> <p>d) 建屋投影面積</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 図 5.9 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説 5.11】。</li> <li>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</li> <li>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説 5.12】。</li> </ol>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) すべての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉格納容器の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉格納容器の最小投影面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div style="text-align: center;">  <p>図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p> </div> <p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは <math>\sigma_x</math> 及び <math>\sigma_y</math> のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</li> <li>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。 <ol style="list-style-type: none"> <li>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</li> <li>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</li> </ol> </li> </ol> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ <math>\sigma_x, \sigma_z</math></p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ <math>\sigma_x</math> 及び <math>\sigma_z</math> は、風下距離及び大気安定度に応じて、図 5.10 又はそれに対応する相関式<sup>(*)</sup>によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする<sup>(*)</sup>。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + (a_1 + a_2 \cdot \log x + a_3 (\log x)^2) \cdot \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{01} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p style="text-align: right;"> <math>x</math> : 風下距離 (km)  <math>\sigma_y</math> : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) </p>	<p>5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3 → 内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ <math>\sigma_x</math> 及び <math>\sigma_z</math> は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について  
(内規)

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$\sigma_2$  : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)  
 $\theta_{0.1}$  : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

- a) 角度因子  $\theta$  は、 $\theta(0.1km)/\theta(100km) = 2$  とし、図 5.10 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式的パラメータである。 $\theta(0.1km)$  の値を表 5.2 に示す。
- b) (5.6) 式の  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値を、表 5.3 に示す。

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

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

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

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

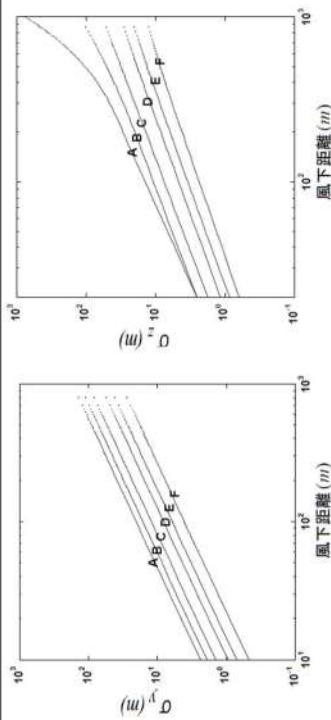
大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

(b) 風下距離が0.2km以上

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$	$a_2$	$a_3$
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0

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)



(a) y 方向の拡がりのパラメータ( $\sigma_y$ ) (b) z 方向の拡がりのパラメータ( $\sigma_z$ )

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

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

$h$  及び  $\theta$  は、次のとおりである<sup>(※3)</sup>。

$$h = 2.15\sigma_z \quad \dots \dots \dots (5.8)$$

$$\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \frac{2.15\sigma_y}{x} \quad \dots \dots \dots (5.9)$$

- $h$  : 濃度が 1/10 になる高さ (m)
- $\theta$  : 角度因子 (deg)
- $x$  : 風下距離 (m)

5.2 相対濃度 ( $C/Q$ )

5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方  
事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。

(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに、評価点ごとに計算する。

(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする【解説 5.13】。

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

5.2.1 → 内規のとおり

5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに、評価点ごとに評価している。

5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度として評価している。



<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5.10)式<sup>(*)</sup>によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \quad \dots\dots\dots (5.10)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>\chi/Q</math> : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>T</math> : 実効放出継続時間 (h)  <math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻 <math>i</math> の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>\delta_i^d</math> : 時刻 <math>i</math> で、風向が評価対象 <math>d</math> の場合 <math>\delta_i^d = 1</math>  時刻 <math>i</math> で、風向が評価対象外の場合 <math>\delta_i^d = 0</math> </p> <p>a) この場合、<math>(\chi/Q)_i</math> は、時刻 <math>i</math> における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって <math>(\chi/Q)_i</math> の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p> <p>(2) <math>(\chi/Q)_i</math> の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式  建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出又は長時間放出に依りて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合  短時間放出の場合、<math>(\chi/Q)_i</math> の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式<sup>(**)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_i} \cdot \exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right] \quad \dots\dots\dots (5.11)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻 <math>i</math> の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>z</math> : 評価点の高さ (m)  <math>H</math> : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)  <math>U_i</math> : 時刻 <math>i</math> の風速 (m/s)  <math>\sigma_y</math> : 時刻 <math>i</math> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 時刻 <math>i</math> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) </p>	<p>5.2.2 → 内規のとおり</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に依りた相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) <math>(\chi/Q)_i</math> は、時刻 <math>i</math> における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p> <p>5.2.2(2)a) 建屋の影響を受ける。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が8時間を超える場合には、<math>(X/Q)</math>の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内のみに一様分布すると仮定して(5.12)式<sup>(*)</sup>によって計算する。</p> $(X/Q) = \frac{2.032}{2\sigma_z U_i X} \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.12)$ <p><math>(X/Q)</math>: 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <i>H</i>: 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m)  <i>x</i>: 放出源から評価点までの距離 (m)  <i>U<sub>i</sub></i>: 時刻<i>i</i>の風速 (m/s)  <math>\sigma_z</math>: 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式  5.1.2項の考え方に基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に  応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に  応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p>	<p>5.1.2項の考え方に基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に  応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、実効放出  継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算して評価している。</p>
<p>1) 短時間放出の場合 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さによって相当  する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。  短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評  価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式<sup>(*)</sup>によって計算する。</p> $(X/Q) = \frac{1}{2\pi \sum_{jy} \sum_{jz} U_j} \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{jz}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{jz}^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.13)$ $\sum_{jy} \sqrt{\sigma_{jy}^2 + \frac{cd}{\pi}} \cdot \sum_{jz} \sqrt{\sigma_{jz}^2 + \frac{cd}{\pi}}$ <p><math>(X/Q)</math>: 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <i>H</i>: 放出源の高さ (m)  <i>z</i>: 評価点の高さ (m)  <i>U<sub>i</sub></i>: 時刻<i>i</i>の風速 (m/s)  <i>A</i>: 建屋等の風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)  <i>c</i>: 形状係数 (-)  <math>\sum_{jy}</math>: 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\sum_{jz}</math>: 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた</p>	<p>5.2.2(2)b) 1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さによって相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。  短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)  <math>\sigma_y</math> :時刻<i>t</i>で、濃度の水平方向の          拡がりパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> :時刻<i>t</i>で、濃度の鉛直方向の          拡がりパラメータ (m)</p> <p>2) 長時間放出の場合          i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1方位内で平均した濃度として求めよう。          ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となる【解説 5.14】          iii) ii)の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化処理することは適切な例である。          iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対する線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。          (2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。          (3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式<sup>(5.9)</sup>によって計算する。</p> $D = K_i E_i \mu_a \int_0^{x_0} \int_0^{y_0} \int_0^{z_0} B(\mu) Z(x', y', z') dx' dy' dz' \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <p>D : 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率 (μGy/s)          K<sub>i</sub> : 空気吸収線量率への換算係数 <math>\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)</math>          E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)          μ<sub>a</sub> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)          μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)          r : (x, y, z)から(x, y, 0)までの距離 (m)          B(μ) : 空気に対するガンマ線の再生係数</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
--------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------

5.2.2(2)b)2) 長時間でも保守的に短時間の計算式による最大濃度として計算を行い評価している。

5.3 → 内規のとおり

5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対するの線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。

5.3(2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、1 Sv/Gy として評価している。

5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p><math>Z(x', y', z') : (x', y', z')</math> の濃度 (<math>Bq/m^3</math>)</p> <p><math>\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma</math> は、<math>0.5MeV</math> のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、<math>Z(x', y', z')</math> の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)(b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照)</p> <p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ(風下軸上)に設定し、<math>Z(x', y', z')</math> を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。(「5.1.2(3)(c)着目方位」参照)</p>
<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>5.3(4) 相対線量の計算においても、建屋影響を受けるが、評価においては建屋影響の効果を取入れていない。</p> <p>5.3(5) 評価点を放出点と同じ高さ(風下軸上)に設定し、<math>Z(x', y', z')</math> を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的であるため、建屋影響の効果を見込んでいない。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次の a), b) 及び c) を、6.1 から 6.3 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線線源の計算 b) スカイシャインガンマ線の計算 c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(2) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(3) 原子炉冷却材喪失 (PWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 事故の想定は、4.2.1「原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。この原子炉格納容器内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1% とする。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス、ハロゲン及び固形分とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説 6.2】。</p> <p>e) 事故後 30 日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊放射性物質及びアニュラス部内浮遊放射性物質によるガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。</p> <p>f) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、アニュラス部が外部遮へい壁の外側に存在する場合は、アニュラス部に漏えいした希ガス及びよう素によるガンマ線も含めて計算する。原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部に均一に分布するものと仮定する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p>	<p>6. → 内規のとおり</p> <p>6. (1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1 から 6.3 に示す方法によって評価している。</p> <p>6. (2) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要であるため、考慮していない。</p> <p>6. (3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(3) → 内規のとおり</p> <p>6.1(3)a) 事故の想定は、4.2.1「原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視して評価している。この原子炉格納容器内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(3)c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1% として評価している。</p> <p>6.1(3)d) 計算対象とする核種は希ガス、ハロゲン及び固形分とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p> <p>6.1(3)e) 事故後 30 日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊放射性物質及びアニュラス部内浮遊放射性物質によるガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.1(3)f) 泊発電所 3 号炉はプレストレストコンクリート型原子炉格納容器ではないため、アニュラス部に漏えいした放射性物質は考慮しない。</p> <p>6.2 → 内規のとおり</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p>

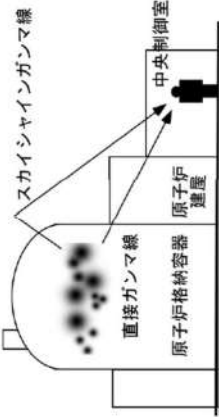
<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>																																							
<p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮へいのドーム部と円筒部の遮へい厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。さらに、アニュラスの構造壁の遮へい効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせ用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式<sup>(注6)(注7)(注8)</sup>とする。</p> $H_5 = \int_0^T D_5 dt$ $D_5 = \sum_{\vec{E}} \sum_{\vec{E}'} \Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E, b) \exp\left(-\sum_m \sum_{i=1}^m \mu_i \cdot X_m\right) dV$ <p>..... (6.1)</p> <table border="0"> <tr> <td><math>H_5</math></td> <td>: 実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td><math>T</math></td> <td>: 計算期間</td> <td>(s)</td> </tr> <tr> <td><math>D_5</math></td> <td>: ガンマ線の空気カーマ率</td> <td>(Gy/s)</td> </tr> <tr> <td><math>\Phi(E, x)</math></td> <td>: 散乱点に於けるガンマ線束</td> <td>(<math>\gamma/(m^2 s)</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>\mu_i</math></td> <td>: 散乱エネルギー<math>E'</math>に於ける物質<math>i</math>の線減衰係数</td> <td>(<math>1/m</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>K(E')</math></td> <td>: 散乱エネルギー<math>E'</math>の線量率換算係数</td> <td>(Gy/(<math>\gamma/m^2</math>))</td> </tr> <tr> <td><math>B(E, b)</math></td> <td>: 散乱エネルギー<math>E'</math>のガンマ線の散乱点から計算点までの<math>b</math>に対するビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td><math>X_m</math></td> <td>: 領域<math>m</math>の透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>r</math></td> <td>: 散乱点から計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>V</math></td> <td>: 散乱体積</td> <td>(<math>m^3</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>N</math></td> <td>: 空気中の電子数密度</td> <td>(electrons <math>m^{-3}</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)</math></td> <td>: Klein-Nishina の微分散乱断面積</td> <td>(<math>m^2 / steradian</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>\theta</math></td> <td>: 散乱角</td> <td>(radian)</td> </tr> </table> <p>c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。</p> <p>i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合<sup>(注9)</sup></p>	$H_5$	: 実効線量	(Sv)	$T$	: 計算期間	(s)	$D_5$	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)	$\Phi(E, x)$	: 散乱点に於けるガンマ線束	( $\gamma/(m^2 s)$ )	$\mu_i$	: 散乱エネルギー $E'$ に於ける物質 $i$ の線減衰係数	( $1/m$ )	$K(E')$	: 散乱エネルギー $E'$ の線量率換算係数	(Gy/( $\gamma/m^2$ ))	$B(E, b)$	: 散乱エネルギー $E'$ のガンマ線の散乱点から計算点までの $b$ に対するビルドアップ係数	(-)	$X_m$	: 領域 $m$ の透過距離	(m)	$r$	: 散乱点から計算点までの距離	(m)	$V$	: 散乱体積	( $m^3$ )	$N$	: 空気中の電子数密度	(electrons $m^{-3}$ )	$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$	: Klein-Nishina の微分散乱断面積	( $m^2 / steradian$ )	$\theta$	: 散乱角	(radian)	<p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1 Sv/Gy として評価している。</p> <p>6.2(3) 泊発電所3号炉はプレストレストコンクリート型原子炉格納容器ではないため、考慮しない。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線及び直接線の計算は、一回散乱計算法を用いて評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p> <p>6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、i)の方法によって計算している。</p>
$H_5$	: 実効線量	(Sv)																																						
$T$	: 計算期間	(s)																																						
$D_5$	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)																																						
$\Phi(E, x)$	: 散乱点に於けるガンマ線束	( $\gamma/(m^2 s)$ )																																						
$\mu_i$	: 散乱エネルギー $E'$ に於ける物質 $i$ の線減衰係数	( $1/m$ )																																						
$K(E')$	: 散乱エネルギー $E'$ の線量率換算係数	(Gy/( $\gamma/m^2$ ))																																						
$B(E, b)$	: 散乱エネルギー $E'$ のガンマ線の散乱点から計算点までの $b$ に対するビルドアップ係数	(-)																																						
$X_m$	: 領域 $m$ の透過距離	(m)																																						
$r$	: 散乱点から計算点までの距離	(m)																																						
$V$	: 散乱体積	( $m^3$ )																																						
$N$	: 空気中の電子数密度	(electrons $m^{-3}$ )																																						
$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$	: Klein-Nishina の微分散乱断面積	( $m^2 / steradian$ )																																						
$\theta$	: 散乱角	(radian)																																						

<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>
<p>6.3 内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、1 Sv/Gy とする。</p>	$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_j \mu_j X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$ <p><math>b^0 = \sum_k \mu_k X_k</math></p> <p><math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> の物質 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>S(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> の線源強度 (γ/s)  <math>B(E, b^0)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の <math>b^0</math> に対するビルドアップ係数 (-)  <math>X_j</math> : 領域 <math>j</math> の透過距離 (m)  <math>\rho</math> : 線源点から散乱点までの距離 (m)  <math>\mu_k</math> : 線源エネルギー <math>E</math> の空気以外の物質 <math>k</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>X_n</math> : 空気以外の物質の領域 <math>n</math> の透過距離 (m)</p> <p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合(※6.3.7)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi r^2} \exp\left(-\sum_j \mu_j X_j\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_i \cos \theta$ <p><math>\mu_i</math> : 線源エネルギー <math>E</math> に於ける領域 <math>i</math> の線減衰係数 (1/m)  <math>x_i</math> : 領域 <math>i</math> の透過距離 (m)  <math>\rho</math> : 線源点から散乱点までの距離 (m)  <math>S_p(E)</math> : 線源エネルギー <math>E</math> の線源強度 (γ/s)  <math>\theta</math> : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian)  <math>\Phi(\theta)</math> : 輸送計算式によって求めた <math>\theta</math> 方向の角度束 (γ/m<sup>2</sup>s・weight)  weight = <math>\frac{\Delta\Omega}{4\pi}</math>  <math>\Omega</math> : ガンマ線の放立体角 (steradian)  <math>A_i</math> : 天井面積 (m<sup>2</sup>)</p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy とする。</p>

<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>																								
<p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>	<p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式(※6.※7.※8※9)とする。</p> $H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\gamma b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <table border="0"> <tr> <td><math>H_d</math></td> <td>: 実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td><math>K(E)</math></td> <td>: 線源エネルギーEに対する線量換算係数</td> <td>(Sv/(γ/m<sup>2</sup>))</td> </tr> <tr> <td><math>S(E, x, y, z)</math></td> <td>: 積算線源強度</td> <td>(γ/m<sup>2</sup>)</td> </tr> <tr> <td><math>B(E, b)</math></td> <td>: 線源エネルギーEでガンマ線減衰距離bに対するビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td><math>\mu_i</math></td> <td>: 線源エネルギーEに対する物質iの線減衰係数</td> <td>(l/m)</td> </tr> <tr> <td><math>l_i</math></td> <td>: 物質iの透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>R</math></td> <td>: 微小体積dVから計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>V</math></td> <td>: 線源体積</td> <td>(m<sup>3</sup>)</td> </tr> </table>	$H_d$	: 実効線量	(Sv)	$K(E)$	: 線源エネルギーEに対する線量換算係数	(Sv/(γ/m <sup>2</sup> ))	$S(E, x, y, z)$	: 積算線源強度	(γ/m <sup>2</sup> )	$B(E, b)$	: 線源エネルギーEでガンマ線減衰距離bに対するビルドアップ係数	(-)	$\mu_i$	: 線源エネルギーEに対する物質iの線減衰係数	(l/m)	$l_i$	: 物質iの透過距離	(m)	$R$	: 微小体積dVから計算点までの距離	(m)	$V$	: 線源体積	(m <sup>3</sup> )
$H_d$	: 実効線量	(Sv)																							
$K(E)$	: 線源エネルギーEに対する線量換算係数	(Sv/(γ/m <sup>2</sup> ))																							
$S(E, x, y, z)$	: 積算線源強度	(γ/m <sup>2</sup> )																							
$B(E, b)$	: 線源エネルギーEでガンマ線減衰距離bに対するビルドアップ係数	(-)																							
$\mu_i$	: 線源エネルギーEに対する物質iの線減衰係数	(l/m)																							
$l_i$	: 物質iの透過距離	(m)																							
$R$	: 微小体積dVから計算点までの距離	(m)																							
$V$	: 線源体積	(m <sup>3</sup> )																							

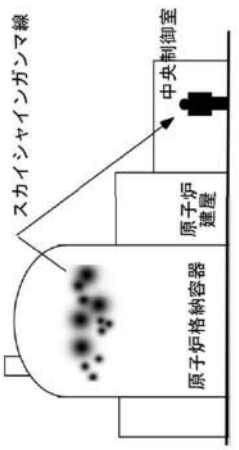


<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a)及び b)のとおり、想定事故に対し、すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接探検へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破損時の半球状雲の放出及びPWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えい停止までの放出など、事故発生直後の時間中に集中して放出される放射性物質に対しては、入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する(図 7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7. → 内規のとおり</p> <p>7. (1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7. (2)a) 蒸気発生器伝熱管破損については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は、考慮していない。</p> <p>7. (2)b) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時については、入退域時の線量の評価は、考慮していない。</p> <p>7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定している。</p> <p>7.1 → 内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばくの被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>



(b) PWR 型原子炉施設

図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく (2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価 (PWR 型原子炉施設) a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.3)。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。 d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。 g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量 = 室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="text-align: center;">*1) 例: 4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.3 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (PWR型原子炉施設)</p>
<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>7.1.1 → 内規のとおり 7.1.1(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。 7.1.1(2)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.1(2)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。 7.1.1(2)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心として評価している。 7.1.1(2)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.1(2)f) アニュラス部が外部遮へいの内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして評価した。 7.1.1(2)g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく (2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設) a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.6)。 b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構遮壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。 d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。 g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交壁による滞在時間割合*1 *1) 例:4階3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p>	<p>7.1.2 → 内規のとおり 7.1.2(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。 7.1.2(2)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.2(2)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。 7.1.2(2)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心として評価している。 7.1.2(2)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.2(2)f) アニュラス部が外部遮へいの内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして評価している。 7.1.2(2)g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

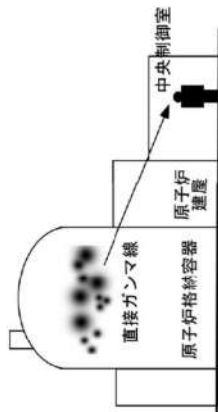
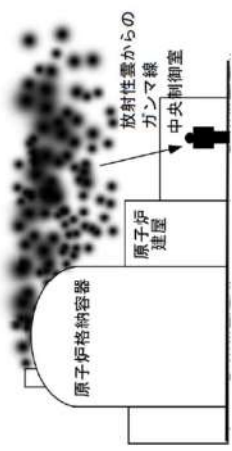


図7.6 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算  
(PWR型原子炉施設)

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する(図 7.8)。</p>  <p>(b) PWR 型原子炉施設</p> <p>図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。</p> <p>(3) 相対線量 <math>D/Q</math> の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (<math>E_{\gamma} \geq 1.5 \text{ MeV}</math> 以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量 = 大気中へ放出された希ガス等 (BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) のガンマ線による実効線量 <math>\times</math> 直交壁による滞在時間割合<sup>*)</sup></p> <p><sup>*)</sup> 例) 例) 4班3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p>	<p>7.2 → 内規のとおり</p> <p>7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p> <p>7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。</p> <p>7.2(3) 相対線量 <math>D/Q</math> の評価点は、中央制御室内の中心として評価している。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (<math>E_{\gamma} \geq 1.5 \text{ MeV}</math> 以上) の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b) 蒸気発生器伝熱管破損時には、大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばくの線源となる希ガスは、破損側蒸気発生器の1次系から2次系への漏えいが停止するまでの短時間に全量が放出されるため、事故発生時に勤務している直がすべての線量を受けるとして、直交替による滞在時間割合を「1.0」とする。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝放出希ガスのガンマ線による実効線量×1.0</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_f = \int_0^T K(D/Q)(t) B \exp(-\mu \cdot X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p> <math>H_f</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gt, K=1)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_f(t)</math> : 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s)            (ガンマ線0.5MeV換算)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m)  <math>T</math> : 計算対象期間(30日間) (s)            (注)30日間連続滞在の場合の値である。         </p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 <math>B \exp(-\mu \cdot X')</math> は、テーパー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(5)b) 蒸気発生器伝熱管破損時には、大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばくの線源となる希ガスは、破損側蒸気発生器の1次系から2次系への漏えいが停止するまでの短時間に全量が放出されるため、事故発生時に勤務している直がすべての線量を受けるとして評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>
<p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について、7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3 → 内規のとおり</p> <p>7.3(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては、7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばくの被ばく経路による運転員の被ばくについては、7.3.3 から 7.3.4 までに示す方法によって評価している。</p>

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)

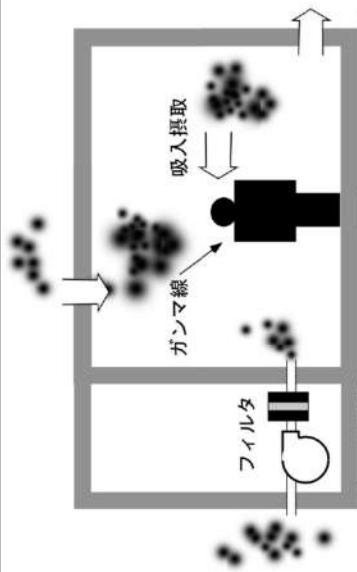


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度  
(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで(5.1.1(1)の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。

a) 建屋影響を考慮しない場合  
建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図7.10)。

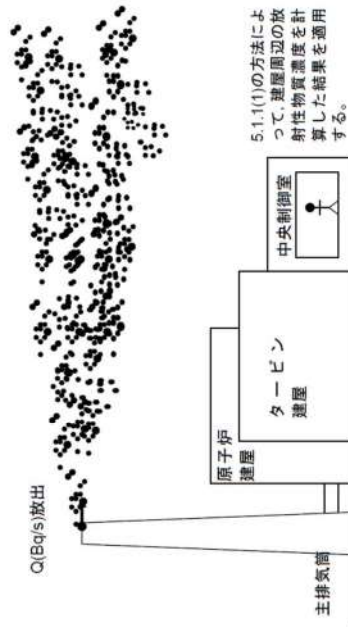
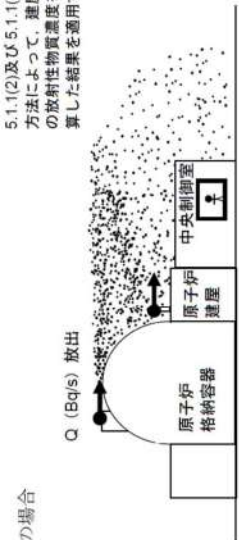


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

7.3.1 → 内規のとおり  
7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受けるため、その効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮するため a) 項は該当せず。

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図7.11)。</p> <p>2) PWRの場合</p>  <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度 (1) 建屋の表面空気が、次の a)及び b)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</li> <li>b) 中央制御室内に直接、流入すること</li> </ul> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率<math>\lambda</math>は、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気流入及び空気が流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 <math>t</math> における核種 <math>i</math> の外気濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 <math>\lambda/Q</math> の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。)</p>	<p>7.3.1(1)b) 建屋影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p> <p>7.3.2 → 内規のとおり</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気が、中央制御室内に直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率<math>\lambda</math>は、設計値に余裕を見込んだ値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への外気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 <math>t</math> における核種 <math>i</math> の外気濃度を用いる。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 <math>\lambda/Q</math> の評価点は、外気を遮断するので、中央制御室の中心点とする。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、次のとおり計算する。            a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p> $\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ij}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \alpha_j S_j^k(t) + \alpha_i S_i^k(t)$ $S_i^k(t) = (\lambda/Q)_i Q_i^k(t)$ $S_j^k(t) = (\lambda/Q)_j Q_j^k(t)$ <p>..... (7.4)</p> <p><math>M_i^k(t)</math> : 時刻<math>t</math>における区画<math>i</math>の核種<math>k</math>の放射性物質の量 (Bq)  <math>V_i</math> : 区画<math>i</math>の体積 (m<sup>3</sup>)  <math>E_{ij}^k</math> : 区画<math>j</math>から<math>i</math>の経路にあるフィルタの除去効率 (-)  <math>G_{ij}</math> : 区画<math>j</math>から<math>i</math>の体積流量 (m<sup>3</sup>/s)  <math>\lambda^k</math> : 核種<math>k</math>の崩壊定数 (1/s)  <math>S_i^k(t)</math> : 時刻<math>t</math>における外気取入口<math>i</math>での核種<math>k</math>の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>\alpha_i</math> : 外気取入口<math>i</math>からの外気取入量 (m<sup>3</sup>/s)  <math>(\lambda/Q)_i</math> : 評価点<math>i</math>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  <math>Q_i^k(t)</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>\alpha_i</math> : 空気流入量 (m<sup>3</sup>/s)            空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積)  <math>S_i^k(t)</math> : 空気流入を計算する核種<math>k</math>の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>(\lambda/Q)_i</math> : 空気流入に対する評価点<math>i</math>の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)</p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) とする。</p> <p>7.3.3. 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく            (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する(図7.12)。            (2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p>	<p>7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p> <p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) としている。</p> <p>7.3.3 → 内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p>



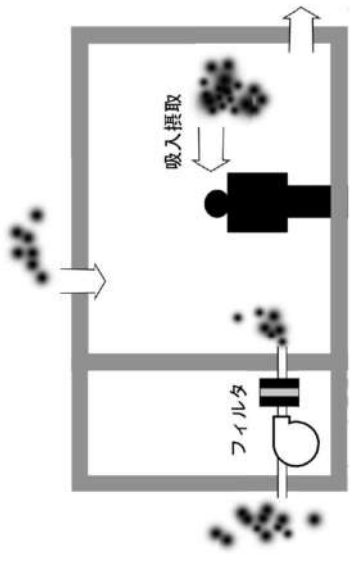
<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 (3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 × 直交替による滞在時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p> <p>ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_e C_I(t) dt \quad \dots \dots \dots (7.5)$ <p><math>H_I</math> : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_e</math> : よう素(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (<math>Sv/Bq</math>)  <math>C_I(t)</math> : 時刻<math>t</math>における中央制御室内の放射能濃度 (<math>Bq/m^3</math>)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> 	<p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>

図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、よう素放出量のうちの大部分が放出される。そのため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は、事故発生時に勤務している直が受けるものとして、次のように計算する【解説7.3】。</p> <p>内部被ばく線量＝二次系への漏えい停止までに受ける、 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量  <math display="block">+</math>  二次系への漏えい停止後に受ける、  室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量  <math display="block">\times \text{直交替による滞在時間割合}</math></p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく  (1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室ハウンドリ内体積(容積)とする。  a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに入立る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。  外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量  <math display="block">\times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}</math> <p>*1) 例:4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式<sup>(6)</sup>によって計算する。</p> <math display="block">H_T = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_f (1 - e^{-\lambda t}) C_f(t) dt \quad \dots \dots \dots (7.7)</math> <p><math>H_T</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>E_f</math> : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV)  <math>\lambda</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  <math>R</math> : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)  <math>C_f(t)</math> : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  (ガンマ線 0.5MeV換算)  <math>T</math> : 計算期間(30日)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> </p>	<p>7.3.3(6) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、よう素放出量のうちの大部分が放出されるため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は、事故発生時に勤務している直が受けるものとして計算している。</p> <p>7.3.4 → 内規のとおり  7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状としている。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室ハウンドリ内体積(容積)とする。</p> <p>7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の容積から除外して評価している。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、b)で示されたとおり計算している。</p>

発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について  
(内規)

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式<sup>(\*)</sup>によって計算することも妥当である。

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

- $H_f$  : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- $K$  : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m<sup>2</sup>))
- $A, \alpha_1, \alpha_2$  : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)
- $\mu$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

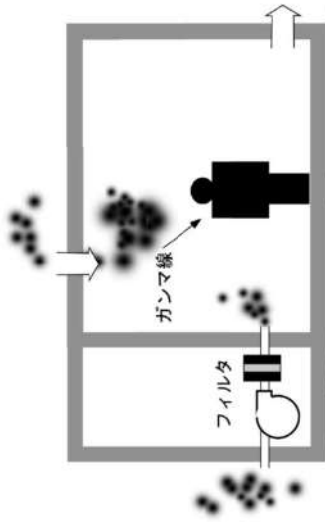


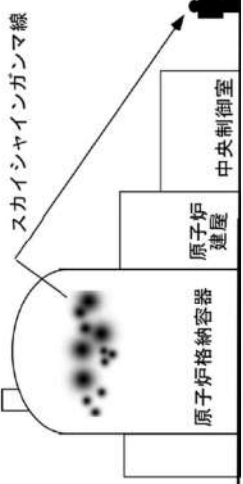
図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

(7) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、希ガスの放出量の全量が放出される。そのため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は事故発生時に勤務している直が受けるとして、以下のように計算する【解説7.3】。

外部被ばく線量 = 二次系への漏えい停止までに受ける、  
室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による  
実効線量  
+  
二次系への漏えい停止後に受ける、  
室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による  
実効線量 × 直交替による潜在時間割合

7.3.4(7) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、希ガスの放出量の全量が放出されるため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は事故発生時に勤務している直が受けるとして計算している。

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算する(図 7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 蒸気発生器伝熱管破損(PWR 型原子炉施設)のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要である。</p> <div data-bbox="603 1377 817 1809" data-label="Diagram"> </div> <p>(b) PWR 型原子炉施設</p> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p> <p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.16)。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在とする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線</p>	<p>7.4 → 内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばくの被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7.4(2) 蒸気発生器伝熱管破損については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要としている。</p> <p>7.4.1 → 内規のとおり</p> <p>7.4.1(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(2)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(2)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(2)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(2)e) 計算に当たっては、2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(2)e)2) 入退域時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。</p> <p>7.4.1(2)f) アニュラス部が外部遮へいの内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 <math>0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)</math></p>  <p>図7.16 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(PWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(2)g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく (2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設) a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.19)。 b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。 d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。 e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在とする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をアバウトごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。 f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。 g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 × 交替による所要時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 <math>0.015625 = (0.25h / 直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p>	<p>7.4.2 → 内規のとおり 7.4.2(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。 7.4.2(2)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.4.2(2)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。 7.4.2(2)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.4.2(2)e) 計算に当たっては、2)の仮定を用いて評価している。 7.4.2(2)e) 入退域時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。 7.4.2(2)f) アニュラス部が外部遮へいの内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算している。 7.4.2(2)g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

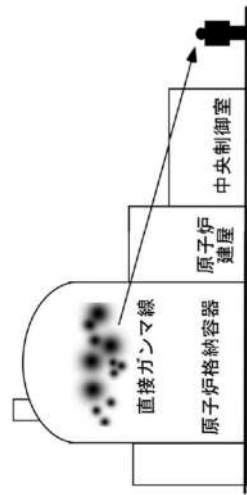


図7.19 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(PWR型原子炉施設)

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受けける場合にはその効果を計算し(5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図7.21)。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図7.22)。</p>	<p>7.5 → 内規のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1 から7.5.2 までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響の効果を計算し(5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋影響を考慮するため a) 項は該当せず。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

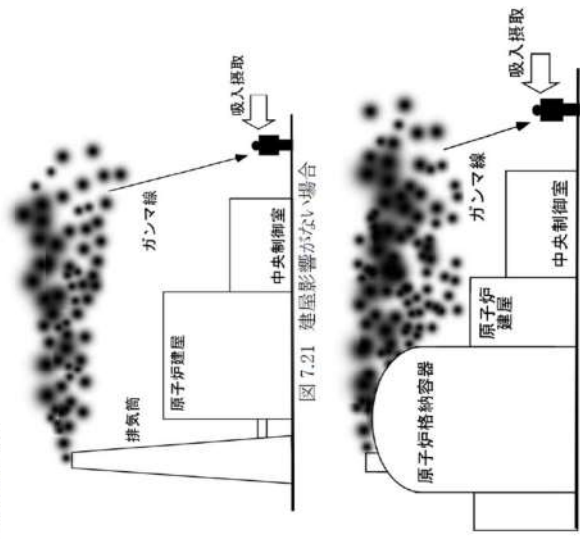
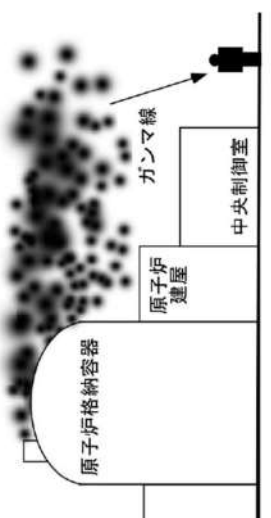


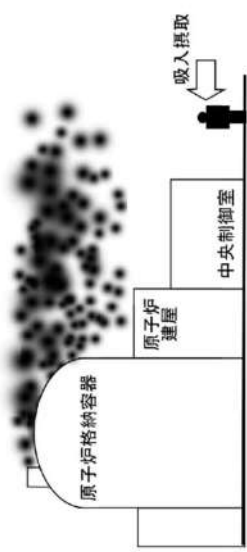
図 7.21 建屋影響がない場合

図 7.22 建屋影響がある場合

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する(図 7.23)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 <math>D/Q</math> を求め、これに放射性物質(この場合は、放射能)の放出率を乗じて求める。</p> <p>(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。 a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。 b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説 7.5】</p> <p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量 = 放出希ガス等(BWRプラントの主蒸気管破断では、ハログンを含む)のガンマ線による実効線量 × 直交替による入退所要時間割合*1</p> <p>*1) 例: 4直3交替勤務・片道15分の場合 <math>0.015625 = (0.25h/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)</math></p> <p>ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_T = \int_0^T K(D/Q)Q_T(t) dt \dots\dots\dots (7.10)$ <p><math>H_T</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (<math>Sv/Gy \cdot K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (<math>Gy/Bq</math>)  <math>Q_T(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (<math>Bq/s</math>)  <small>(ガンマ線 <math>0.5MeV</math> 換算)</small>  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)  <small>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</small></p>	<p>7.5.1 → 内規のとおり</p> <p>7.5.1(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 <math>D/Q</math> を求め、これに放射性物質(この場合は、放射能)の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、b)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.1(6) a) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は、出入管理建屋入口及び中央制御室入口の2箇所として評価している。</p> <p>7.5.1(6) b) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(b) PWR 型原子炉施設</p>  <p>図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 <math>x/Q</math> を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p>(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よる素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。 a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p>	<p>7.5.2 → 内規のとおり 7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出)による線量については、入退域時の線量としては評価していない。 7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 <math>x/Q</math> を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、b)の仮定を用いて評価している。 7.5.2(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は、出入管理建屋入口及び中央制御室入口の2箇所として評価している。</p>

<p>発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝放出よ素の吸入摂取による実効線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4班3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p>	<p>7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>
$H_I = \int_0^T RH_e(\lambda/Q)Q_I(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p><math>H_I</math> : よ素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_e</math> : よ素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)  <math>\lambda/Q</math> : 相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q_I(t)</math> : 時刻<math>t</math>におけるよ素環境放出率 (I-131等価量) (Bq/s)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)</p> <p>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</p>	 <p>(b) PWR型原子炉施設</p>
<p>図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による入退域時の被ばく</p>	<p>図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による入退域時の被ばく</p>

# 泊発電所 3 号炉

運用，手順説明資料  
原子炉制御室等

## 26条 原子炉制御室等

### 【追加要求事項】

26条 原子炉制御室等（技術基準38条 原子炉制御室等）

二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。

#### 【解釈】

2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。

原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できること

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山噴火に伴う降灰の状況、火災、飛来物）や発電所構内の状況を、監視カメラの映像により昼夜に渡り中央制御室にて把握する

津波監視カメラ等

気象観測装置等に測定された地震、津波、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータを、中央制御室にて把握する

気象観測装置等

情報端末等を用いて公的機関からの気象情報、地震及び竜巻情報を入手する

気象情報等を入手する情報端末等を使用した公的機関からの情報入手

#### （技術基準）

6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。

中央制御室の居住環境確認ができること

事故時において、中央制御室への外気取入れを一時停止した場合に、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握する

酸素濃度・二酸化炭素濃度計

運用による対応

設備による対応

表1 運用、手順に係る対策等（設計基準）

対象項目	区分	運用対策等
津波監視カメラ等	運用・手順	・操作（津波監視カメラ等の手順整備含む）
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検，定期点検，故障時の補修
	教育・訓練	・操作に関する教育 ・補修に関する教育・訓練
気象観測設備等	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検，定期点検，故障時の補修
	教育・訓練	・補修に関する教育・訓練
情報端末等を使用した公的機関からの情報入手	運用・手順	・情報入手時の運用・手順
	体制	—
	保守・点検	・故障時の補修
	教育・訓練	・情報入手に関する教育・訓練
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	運用・手順	・濃度測定開始の判断，頻度，濃度低下（上昇）時の運用・対応手順
	体制	—
	保守・点検	・定期点検，故障時の補修
	教育・訓練	・操作に関する教育・訓練

表2 通信連絡設備（設計基準）における点検項目並びに点検頻度

主要設備		点検頻度	点検内容	備考
運転指令設備		1回/年	外観点検, 通信通話確認	
電力保安通信用 電話設備	保安電話（固定）	1回/年	外観点検, 通信通話確認	緊急時対策所の機能 に係る端末のみ <sup>*1</sup>
	保安電話（携帯）			
	衛星保安電話		外観点検, 通信確認	
	保安電話（FAX）			
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	1回/年	外観点検, 通信通話確認	緊急時対策所の機能 に係る端末のみ <sup>*1</sup>
	無線連絡設備（携帯型）	1回/年		
携行型通話装置	携行型通話装置	1回/年	外観点検, 通信通話確認	
	通話装置用ケーブル			
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	1回/年	外観点検, 通信通話確認	
	衛星電話設備（携帯型）		外観点検, 通信確認	
	衛星携帯電話（FAX）			
移動無線設備		1回/3ヶ月	外観点検, 通信通話確認	緊急時対策所の機能 に係る端末のみ <sup>*1</sup>
		1回/5年	定期点検	
加入電話設備	加入電話機	1回/年	外観点検, 通信通話確認	緊急時対策所の機能 に係る端末のみ <sup>*1</sup>
	加入FAX	1回/6ヶ月	外観点検, 通信確認	
携帯電話		1回/年	外観点検, 通信通話確認	
専用電話設備	専用電話設備（固定型）	1回/年	外観点検, 通信通話確認	
	専用電話設備（FAX）	1回/年	外観点検, 通信確認	
統合原子力防災 ネットワークを 用いた接続する 通信連絡設備	IP電話	1回/年	外観点検, 通信通話確認	緊急時対策所の機能 に係る端末のみ <sup>*1</sup>
	IP-FAX		外観点検, 通信確認	
	テレビ会議システム		外観点検, 通信確認	
社内テレビ会議システム		1回/年	外観点検, 通信確認	緊急時対策所の機能 に係る端末のみ <sup>*1</sup>
データ伝送設備 （発電所内）	データ表示端末	—	外観点検（1回/月） 機能試験（1回/年）	
	データ収集計算機	—	外観点検（1回/月） 機能試験（1回/年）	
データ伝送設備 （発電所外）	ERSS伝送サーバ	—	外観点検（1回/月） 機能試験（1回/年）	

※1 緊急時対策所に設置している端末又は防災業務に係る社内基準に定める資機材を対象とする。中央制御室等の端末は、通常時から使用しているため、通話することで健全性を確認している。また、故障が発生した場合は、適切に補修を行っている。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB31 r. 11. 0
提出年月日	令和5年6月30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  
(設計基準対象施設等)

### 第31条 監視設備

令和5年6月  
北海道電力株式会社

## 第31条：監視設備

### <目次>

#### 1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

#### 2. 追加要求事項に対する適合方針

- 2.1 モニタリングポスト及びモニタリングステーション
  - 2.1.1 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの配置及び計測範囲
  - 2.1.2 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
  - 2.1.3 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの伝送
- 2.2 放射能観測車
- 2.3 気象観測設備

#### 3. 運用，手順説明資料

- 別添 泊発電所3号炉 運用，手順説明資料 監視設備



< 概 要 >

- 1 . において, 設計基準対象施設の設置許可基準規則, 技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに, それら要求に対する泊発電所 3 号炉における適合性を示す。
- 2 . において, 設計基準対象施設について, 追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
- 3 . において, 追加要求事項に適合するための運用, 手順等を抽出し, 必要となる運用対策を整理する。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

監視設備について、設置許可基準規則第 31 条及び技術基準規則第 34 条において、追加要求事項を明確化する。(表 1)

表 1 設置許可基準規則第 31 条及び技術基準規則第 34 条 要求事項

設置許可基準規則 第 31 条 (監視設備)	技術基準規則 第 34 条 (計測設備)	備考
<p>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。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>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。</p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>一 炉心における中性子束密度</p> <p>二 炉周期</p> <p>三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度</p> <p>四 一次冷却材に関する次の事項</p> <p>イ 放射性物質及び不純物の濃度</p> <p>ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量</p> <p>五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位</p> <p>六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率</p> <p>七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度</p> <p>八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び</p>	<p>追加要求事項 設置許可基準規則（解釈 5）</p>

設置許可基準規則 第31条 (監視設備)	技術基準規則 第34条 (計測設備)	備考
	<p>流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度</p> <p>九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度</p> <p>十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p> <p>十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p> <p>十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</p> <p>十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>十五 敷地内における風向及び風速</p>	

設置許可基準規則 第31条 (監視設備)	技術基準規則 第34条 (計測設備)	備考
-	<p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置 (第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。)</u>にあつては、<u>外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならぬ。</u></p>	追加要求事項
-	<p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、<u>及びこれを保存することができるものでなければならぬ。</u>ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、<u>及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p>	追加要求事項

## 1.2 追加要求事項に対する適合性

### 五. 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

#### ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

##### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

##### a. 設計基準対象施設

##### (z) 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、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中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける。

#### 【説明資料 (2.1.1 : P31 条-21)】

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。モニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定したデータの伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し、指示値は中央制御室で監視し、中央制御室及び現場で記録を行うことができる設計とする。また、緊急時対策所でも監視することができる設計とする。モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

#### 【説明資料 (2.1.1 : P31 条-21) (2.1.2 : P31 条-23) (2.1.3 : P31 条-39)】

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

#### チ. 放射線管理施設の構造及び設備

発電所周辺の公衆及び放射線業務従事者等の安全管理を確実にを行うため、次の放射線管理設備を設ける。

##### (1) 屋内管理用の主要な設備の種類

###### (i) 放射線管理関係設備

管理区域への出入管理、放射線従事者等の個人被ばく管理、汚染の管理、放射線分析業務等を行うため、出入管理設備、個人被ばく管理関係設備（1号、2号及び3号炉共用）、汚染管理設備及び試料分析関係設備（1号、2号及び3号炉共用）を設ける。

###### (ii) 放射線監視設備

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における各系統の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内、燃料取扱場所等の管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率を監視、測定するために、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ設備（1号、2号及び3号炉共用）を設ける。

プロセスモニタリング設備及びエリアモニタリング設備については、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中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタについては、使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とするとともに代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録することができる格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）を設置する。

さらに、緊急時対策所内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ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所可搬型エリアモニタを保管する。

常設代替交流電源設備については、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

プロセスモニタリング設備 1式

エリアモニタリング設備 1式

放射線サーベイ設備（1号、2号及び3号炉共用） 1式

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）  
（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

台数 2

格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）  
（「計測制御系統施設」及び「放射線監視設備」と兼用）

台数 2

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ（ニ(3)(ii)と兼用）

台数 1（予備1）

緊急時対策所可搬型エリアモニタ

（「放射線監視設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

台数 緊急時対策所指揮所用 1（予備1）

緊急時対策所待機所用 1（予備1）

## (2) 屋外管理用の主要な設備の種類

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、発電所外へ放出する放射性物質の濃度、周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために、排気筒モニタ、廃棄物処理設備排水モニタ、気象観測設備（1号、2号及び3号炉共用、既設）、固定モニタリング設備（1号、2号及び3号炉共用、既設）及び放射能観測車（1号、2号及び3号炉共用、既設）を設ける。

排気筒モニタ、廃棄物処理設備排水モニタ並びに固定モニタリング設備のうちモニタリングポスト及びモニタリングステーションについては、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中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。モニタリングポスト及びモニタリングステーションから中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。指示値は、中央制御室で監視し、中央制御室及び現場で記録を行うことができる設計とする。また、緊急時対策所でも監視することができる設計と



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は、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、可搬型モニタリングポスト、放射能測定装置及び小型船舶を設ける。

モニタリングポスト又はモニタリングステーションが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリングポスト及びモニタリングステーションを代替し得る原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な台数を保管する。

また、可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側敷地境界方向を含む原子炉格納施設を囲む12箇所において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とするとともに、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ができるよう緊急時対策所付近（緊急時対策所用と兼用）において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬型モニタリングポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、ダスト測定装置又はよう素測定装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な台数を保管する。

放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として、放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出

される放射性物質の濃度（空气中，水中，土壤中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。発電所の周辺海域においては，小型船舶を用いる設計とする。これらの設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための設備として，可搬型気象観測設備を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型気象観測設備は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とする。

また，可搬型気象観測設備は，重大事故等が発生した場合に，プルームの通過方向を確認するため，緊急時対策所付近に可搬型気象観測設備を配備し，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とする。

可搬型気象観測設備の指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは，非常用交流電源設備に接続しており，非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合は，代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

常設代替交流電源設備については，「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

排気筒モニタ 1式

廃棄物処理設備排水モニタ 1式

気象観測設備（1号，2号及び3号炉共用，既設） 1式

固定モニタリング設備（1号，2号及び3号炉共用，既設） 1式

放射能観測車（1号，2号及び3号炉共用，既設） 1式

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型モニタリングポスト

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と一部兼用）

台数 12（予備1）

放射能測定装置

1式（予備を含む。）

電離箱サーベイメータ

台数 2（予備1）

小型船舶

艇数 1（予備1）

可搬型気象観測設備

（「放射線管理施設」及び「緊急時対策所」と兼用）

台 数 2（予備1）

## (2) 安全設計方針

### 1. 安全設計

#### 1.1 安全設計の方針

##### 1.1.10 重大事故等対処設備に関する基本方針

##### 1.1.10.5 各設備の基本設計方針

###### (11) 放射線管理設備（重大事故等時）

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

### (3) 適合性説明

#### 第三十一条 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。

#### 適合のための設計方針

- (1) 原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタによって、設計基準事故時には格納容器内線量当量率を格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）によって連続的に測定を行い、中央制御室で監視できる設計とする。

また、設計基準事故時には原子炉格納容器内の空気及び1次冷却材の放射性物質濃度をサンプリングによって測定できる設計とする。

- (2) 発電用原子炉施設内の放射性物質濃度の連続監視は、原子炉補機冷却水モニタ、高感度型主蒸気管モニタ、復水器排気ガスモニタ等のプロセスモニタリング設備にて行い、規定値以下にあることを中央制御室で監視し、規定値を超えた場合は直ちに警報を発信し、発電用原子炉施設からの放射性物質の放出を制限するための適切な措置が行えるようにする。

排気筒から放出する気体廃棄物は排気筒モニタで監視する。また、液体廃棄物処理設備から復水器冷却水放水路へ放出する場合は、放出前にサンプリングにより測定確認し、放出時は廃棄物処理設備排水モニタで監視する。

また、放射性物質の放出経路についてはサンプリングできるようにしてプラントのすべての状態においてモニタリングできる設計とする。

- (a) 排気筒
- (b) 復水器排気ライン
- (c) 廃棄物処理設備排水ライン等の排水放出ライン

- (3) 周辺監視区域境界付近には、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モニタリングポイントを設置し、さらに放射能観測車により放射線測定を行う。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定したデータの伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有しており、指示値は、中央制御室で監視し、中央制御室及び現場で記録を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。また、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

上記により、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、発電所及び発電所周辺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把握できる設計とする。

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等（手順等含む）

#### 8. 放射線防護設備及び放射線管理設備

##### 8.3 放射線管理設備

##### 8.3.1 通常運転時等

##### 8.3.1.1 概要

放射線管理設備は、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の放射線被ばくを管理するためのもので、出入管理関係設備、放射線管理関係設備及び放射線監視設備等からなる。

##### 8.3.1.2 設計方針

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、発電所周辺の公衆及び放射線業務従事者等の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くすることとし、以下の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

##### (1) 放射線業務従事者等の放射線管理

放射線業務従事者等及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。

## (2) 放射線監視

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、放射性物質の放出、発電所内外の外部放射線量率、放射性物質の濃度等を測定、監視できる設計とする。また、原子炉格納容器内雰囲気、燃料取扱場所、発電用原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を中央制御室で監視又は適切な場所に表示できる設計とする。

中央制御室及び緊急時対策所に必要な情報の通報が可能である設計とする。

事故時に監視が必要な放射線監視設備は非常用所内電源に接続する。

放射線監視設備は、測定対象核種、測定下限濃度、測定頻度、試料採取方法等を適切に定め管理すること等で、通常運転時、発電所外へ放出される放射性物質の放射線量を監視できる設計とする。

## (3) 放射性物質の放出に係る測定

通常運転時に環境に放出される放射性物質を監視する放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。

## (4) 設計基準事故時の放射線計測

設計基準事故時に監視が必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。

## (5) 放射線防護用資機材

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必要な放射線計測器及び放射線防護用の資機材を備える設計とする。

## (6) モニタリングポスト及びモニタリングステーション

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定したデータの伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所までの建屋間において有線系回線及び無線系回線と多様性を有しており、指示値は中央制御室で監視することができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

## (7) 気象観測設備

放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測

定及び記録できる設計とする。

【説明資料 (2.3 : P31 条-42)】

#### 8.3.1.3 主要仕様

放射線管理設備の主要機器仕様を第 8.3.1 表に示す。

#### 8.3.1.4 主要設備

##### (2) 放射線監視設備

##### b. エリアモニタリング設備

中央制御室及び管理区域内の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率を連続的に監視するために、エリアモニタを設ける。

この設備で測定した放射線レベルは、中央制御室で監視できる。また、その値が設定値以上に増加した場合、現場及び中央制御室に警報を発信する。

エリアモニタを設ける区域は、以下のとおりである。

- (a) 中央制御室
- (b) 放射化学室
- (c) 充てんポンプ室（3室）
- (d) 使用済燃料ピット付近
- (e) 原子炉系試料採取室
- (f) 原子炉格納容器内（エアロック付近）
- (g) 原子炉格納容器内（炉内核計装駆動装置付近）
- (h) 廃棄物処理室

また、燃料取扱い中の原子炉格納容器内（運転操作床面付近）及び保守作業中の機器室の付近には、可搬式エリアモニタ装置を必要に応じて設置する。

さらに、設計基準事故時においても放射能障壁の健全性を確認できるよう十分な測定範囲を有し、多重性及び独立性を有する格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）を設ける。また、設計基準事故時の補助建屋内エリア線量当量率の測定は可搬式モニタで行う。

##### c. 周辺モニタリング設備（1号、2号及び3号炉共用、既設）

発電所周辺監視区域境界付近の放射線監視設備として次のものを設ける。

##### (a) 固定モニタリング設備

周辺監視区域境界付近に空間放射線量率の連続監視を行うためのモニタリングポスト7台、モニタリングステーション1台及び空間放射線量測定のため適



切な間隔でモニタリングポイントを設定し、蛍光ガラス線量計を配置する。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定したデータの伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し、指示値は、中央制御室で監視し、中央制御室及び現場で記録を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

(b) 放射能観測車

事故時等に発電所敷地周辺の空間放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、線量率サーベイメータ、ダスト・よう素サンブラ、空気吸収線量率モニタ、ダスト測定装置及びよう素測定装置を搭載した移動無線設備（車載型）付の放射能観測車を備える。

(c) 気象観測設備

放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で風向、風速、日射量、放射収支量等を測定及び記録する設備を設ける。

【説明資料 (2.3 : P31 条-42)】

(d) 環境試料分析装置及び環境放射線測定装置

周辺監視区域境界付近に空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定するダストサンブラを設けるとともに、海水、海洋生物、陸土、陸上生物等の環境試料中の放射性物質の濃度を測定するために、環境試料分析装置（1号、2号及び3号炉共用、既設）及び環境放射線測定装置（1号、2号及び3号炉共用、既設）を設けている。

### 8.3.1.5 評価

#### (1)放射線業務従事者等の放射線管理

放射線業務従事者等及び物品の搬出入に対して出入管理設備、汚染管理設備等を設けているので、出入管理、及び各個人の被ばく管理ができるようにする。

#### (2)放射線監視

プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備を設けているので、発電所内外の外部放射線量率、放射性物質の濃度等を測定、監視することができる。

また、原子炉格納容器内雰囲気、燃料取扱場所、発電用原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を中央制御室で監視又は適切な場所に表示できる設計としている。

中央制御室及び緊急時対策所に必要な情報の通報が可能である設計としている。

#### (3)放射性物質の放出に係る測定

通常運転時の放射性物質の放出に係わる放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計としている。

#### (4)設計基準事故時の放射線計測

設計基準事故時に必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計としている。

#### (5)放射線防護用資機材

万一の事故に備えて、必要な放射線計測器を備えている。

#### (6)モニタリングポスト及びモニタリングステーション

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計としている。また、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定したデータの伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーション設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し、指示値は中央制御室で監視を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

#### (7)気象観測設備

放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計としている。

#### 8.3.1.6 手順等

- (1) 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機能、警報機能及びデータ伝送系の多様性を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
- (2) 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、警報及びデータ伝送系の保守管理に関する教育を定期的実施する。

#### 第8.3.1 表 放射線管理設備の主要機器仕様

##### (1) 放射線管理関係設備

出入管理設備	1 式
個人被ばく管理関係設備	
(1号, 2号及び3号炉共用, 一部既設)	1 式
汚染管理設備	1 式
試料分析関係設備	
(1号, 2号及び3号炉共用, 一部既設)	1 式

##### (2) 放射線監視設備

###### c. 周辺モニタリング設備

- (a) 固定モニタリング設備 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)  
1 式
- (b) 放射能観測車 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設) 1 式
- (c) 気象観測設備 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設) 1 式

## 2. 追加要求事項に対する適合方針

### 2.1 モニタリングポスト及びモニタリングステーション

#### 2.1.1 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの配置及び計測範囲

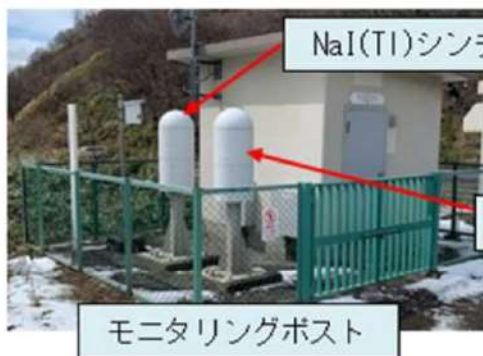
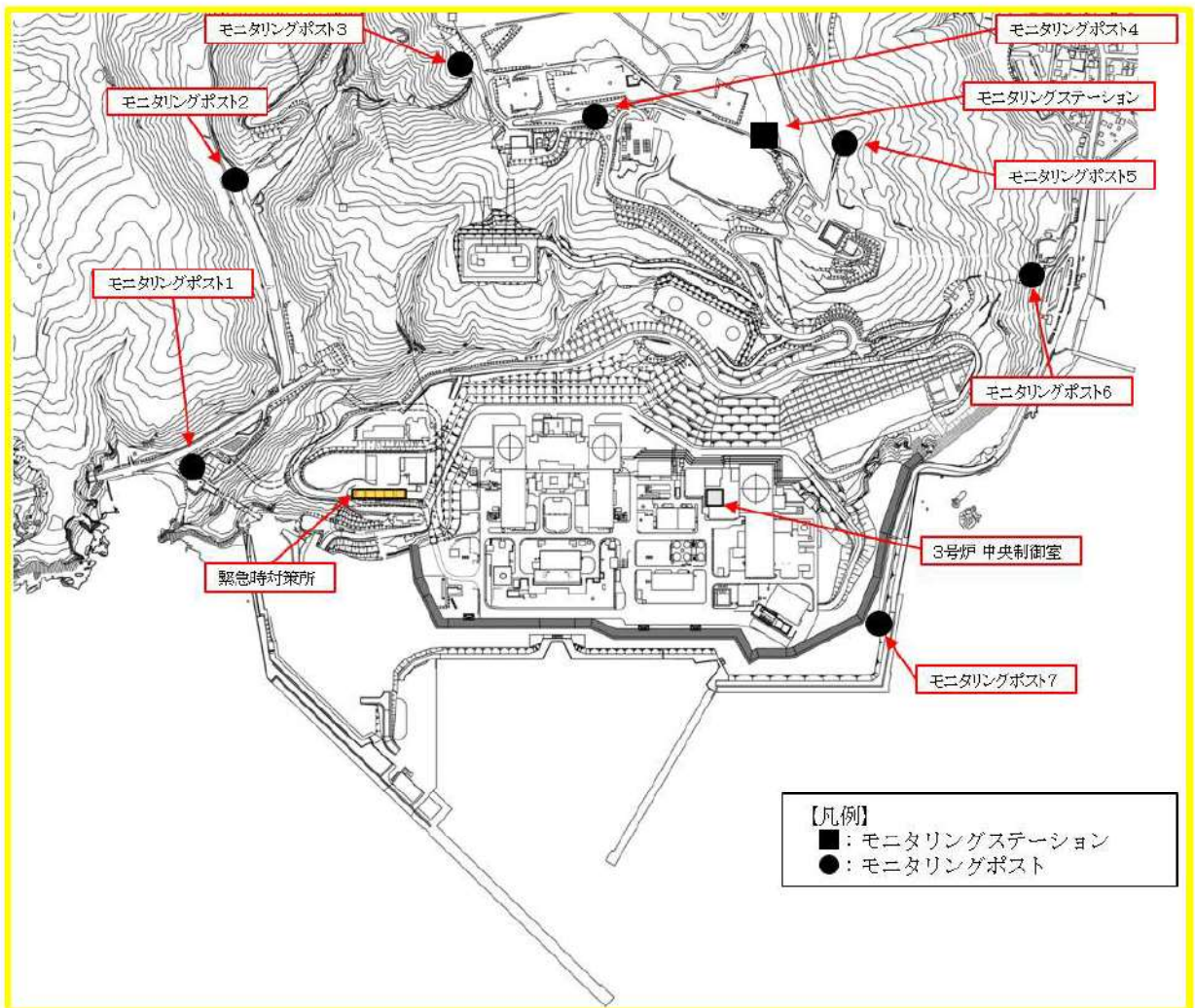
通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために、モニタリングポスト7台及びモニタリングステーション1台を設けており、連続測定したデータは、中央制御室で監視し、中央制御室及び現場で記録を行うことができる設計とする。また、緊急時対策所でも監視できる設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションの計測範囲等を第2.1.1表に、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの配置図及び写真を第2.1.1図に示す。

第2.1.1表 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数	使用場所
モニタリングポスト (1～7)	NaI(Tl)シンチレーション	$0.87\sim 10^4$ nGy/h	$0.87\sim 10^4$ nGy/h	各1台	周辺監視区域 境界付近 (7箇所設置)
	電離箱	$10^3\sim 10^8$ nGy/h	$10^3\sim 10^8$ nGy/h	各1台	
モニタリングステーション	NaI(Tl)シンチレーション	$0.87\sim 10^4$ nGy/h	$0.87\sim 10^4$ nGy/h	各1台	周辺監視区域 境界付近 (1箇所設置)
	電離箱	$10^3\sim 10^8$ nGy/h	$10^3\sim 10^8$ nGy/h	各1台	



第 2.1.1 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配置図及び写真

## 2.1.2 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

### (1) 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

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。

さらに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

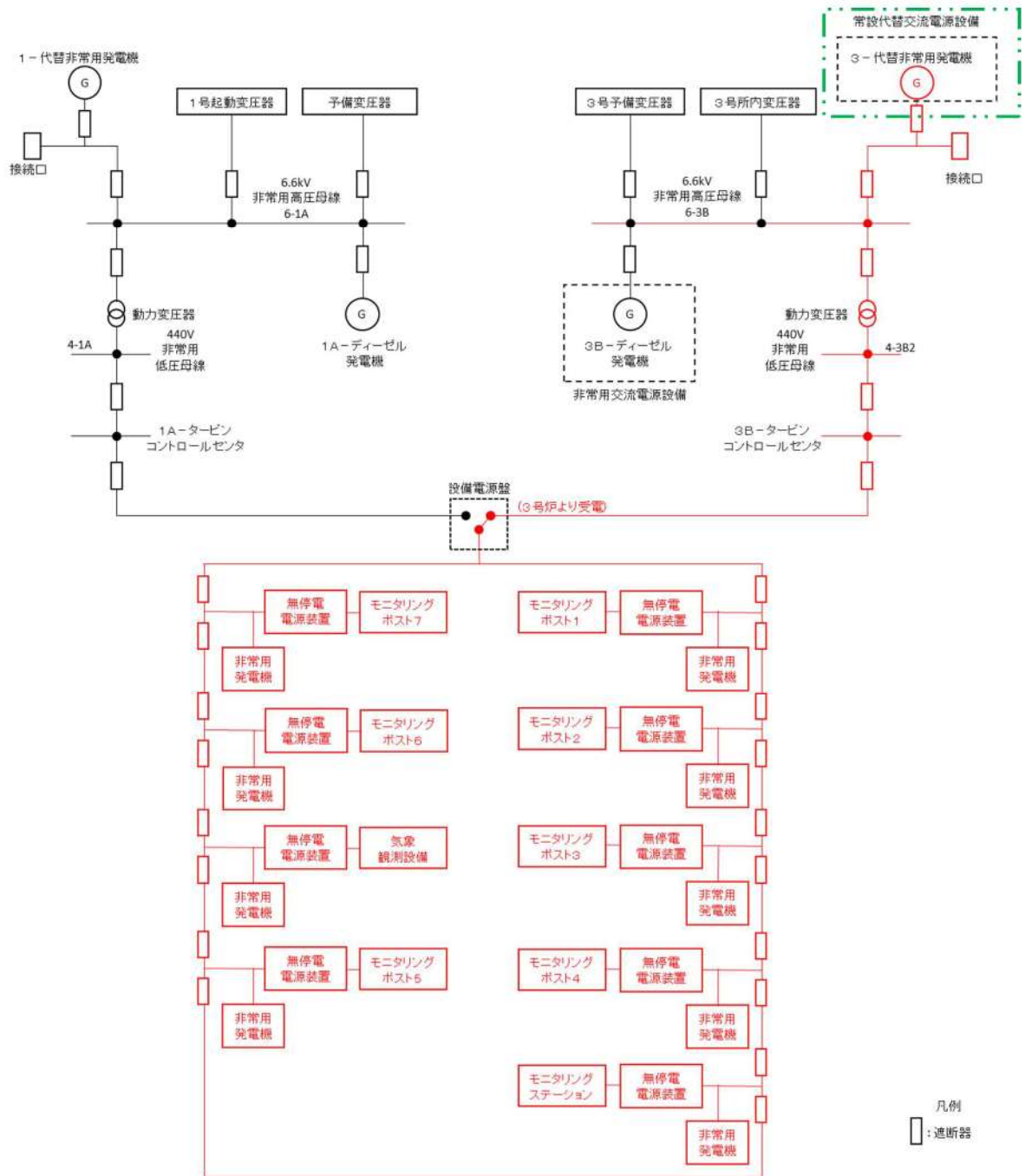
また、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源は、代替電源設備である常設代替交流電源設備により給電が可能な設計とする。

無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様を第 2.1.2(1)表に、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源構成概略図等を第 2.1.2(1) 図に示す。

第 2.1.2(1)表 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設備仕様

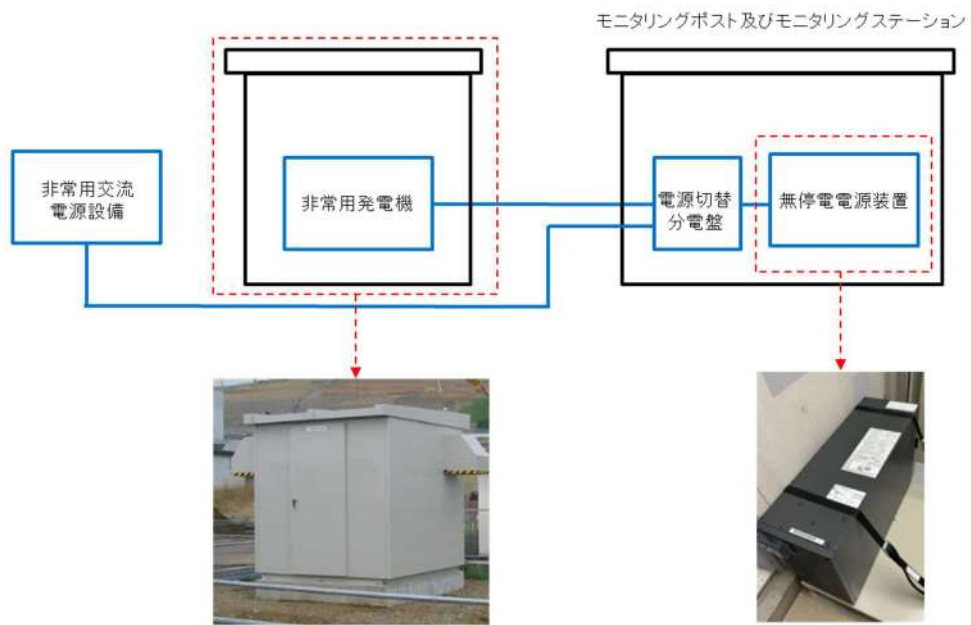
名称	台数	出力	発電方式	バックアップ 時間	燃料	備考
無停電電源装置	局舎ごと に 1 台 計 8 台	5kVA	蓄電池	約 7 分*	—	外部電源喪失後、 非常用交流電源設 備から給電される までの間及び全交 流動力電源喪失 後、常設代替交流 電源設備から給電 されるまでの期間 を担保する。
非常用発電機	局舎ごと に 1 台 計 8 台	5kVA	ディーゼル エンジン	約 24 時間	軽油	

※無停電電源装置のバックアップ時間について、非常用交流電源設備が所内電源喪失後に自動起動し、約 10 秒後で電源供給開始されるまでの間、無停電電源装置を経由してモニタリングポスト等に給電するためバックアップ時間を約 7 分としている。非常用交流電源設備からの電源供給不可時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非常用発電機から約 24 時間電源供給が可能である。



第 2.1.2(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等 (1/2)

⎓ = SA



第 2.1.2 (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等 (2/2)



(2) 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運用

モニタリングポスト及びモニタリングステーションへ給電する各電源の起動順序・優先順位は以下のとおり。

・通常運転時

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。

・所内電源喪失直後

所内電源が喪失した場合は、無停電電源装置から継続して受電を行う。

・所内電源喪失後から約 10 秒後

非常用交流電源設備は、所内電源が喪失後自動起動し、約 10 秒で電源供給が開始され、無停電電源装置を経由して電源供給を行う。

・非常用交流電源設備電源供給不可時

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。

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。電源供給が開始されるまでの間は、無停電電源装置から継続して電源供給が行われる。

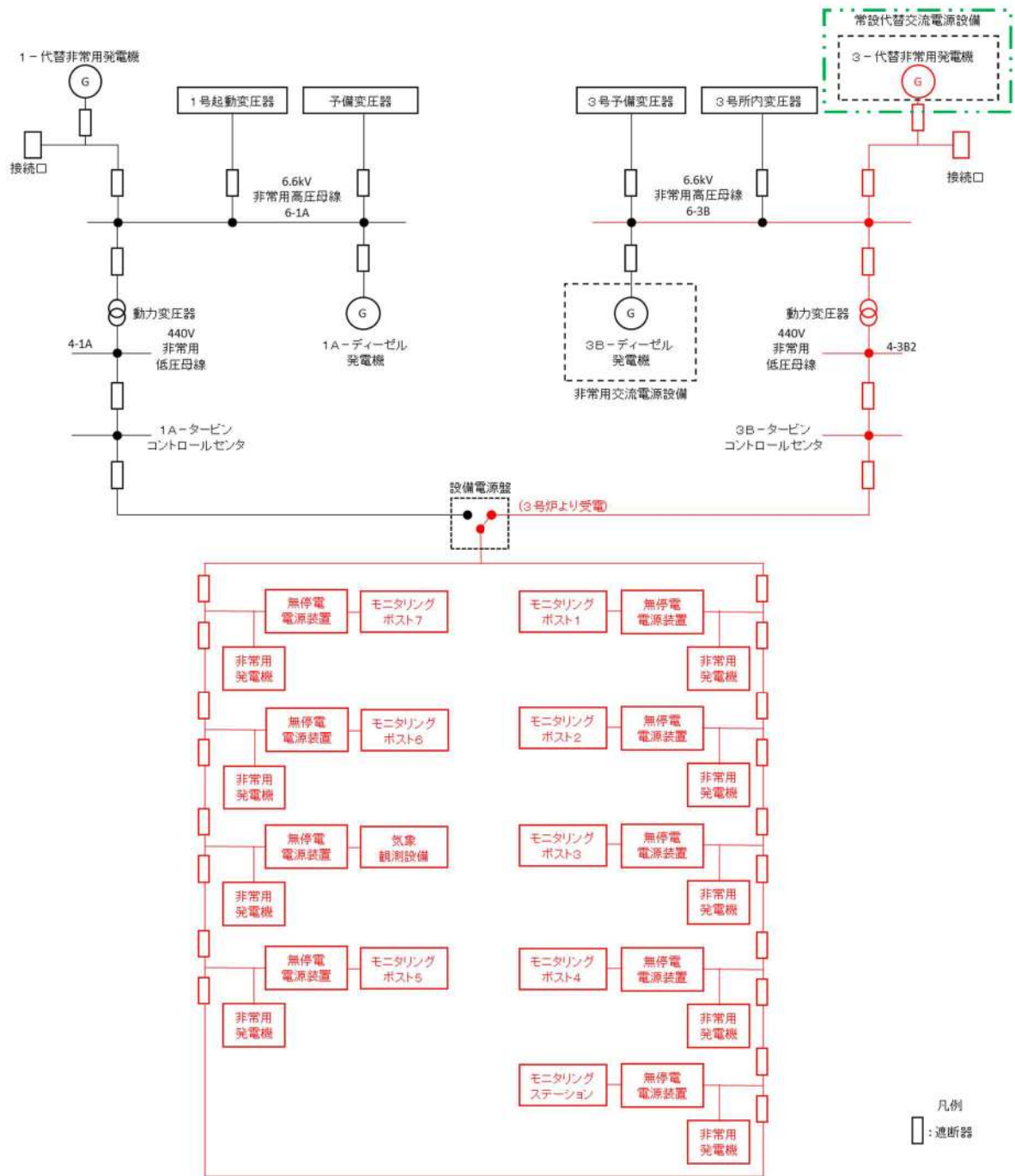
これらの電源供給は自動起動・自動切替で行われることにより、運転員による操作は不要な設計としている。

また、重大事故等時にモニタリングポスト又はモニタリングステーションが機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを設置する手順を整備している。

無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様を第 2.1.2(2)表に、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源構成概略図を第 2.1.2(2)図に示す。

第 2. 1. 2(2)表 無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様

名称	台数	出力	発電方式	バックアップ時間	燃料	備考
無停電電源装置	局舎ごとに1台 計8台	5kVA	蓄電池	約7分	—	外部電源喪失後、非常用交流電源設備から給電されるまでの間及び全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から給電されるまでの期間を担保する。
非常用発電機	局舎ごとに1台 計8台	5kVA	ディーゼルエンジン	約24時間	軽油	



第 2.1.2(2) 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

   = SA

(3) 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

・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。

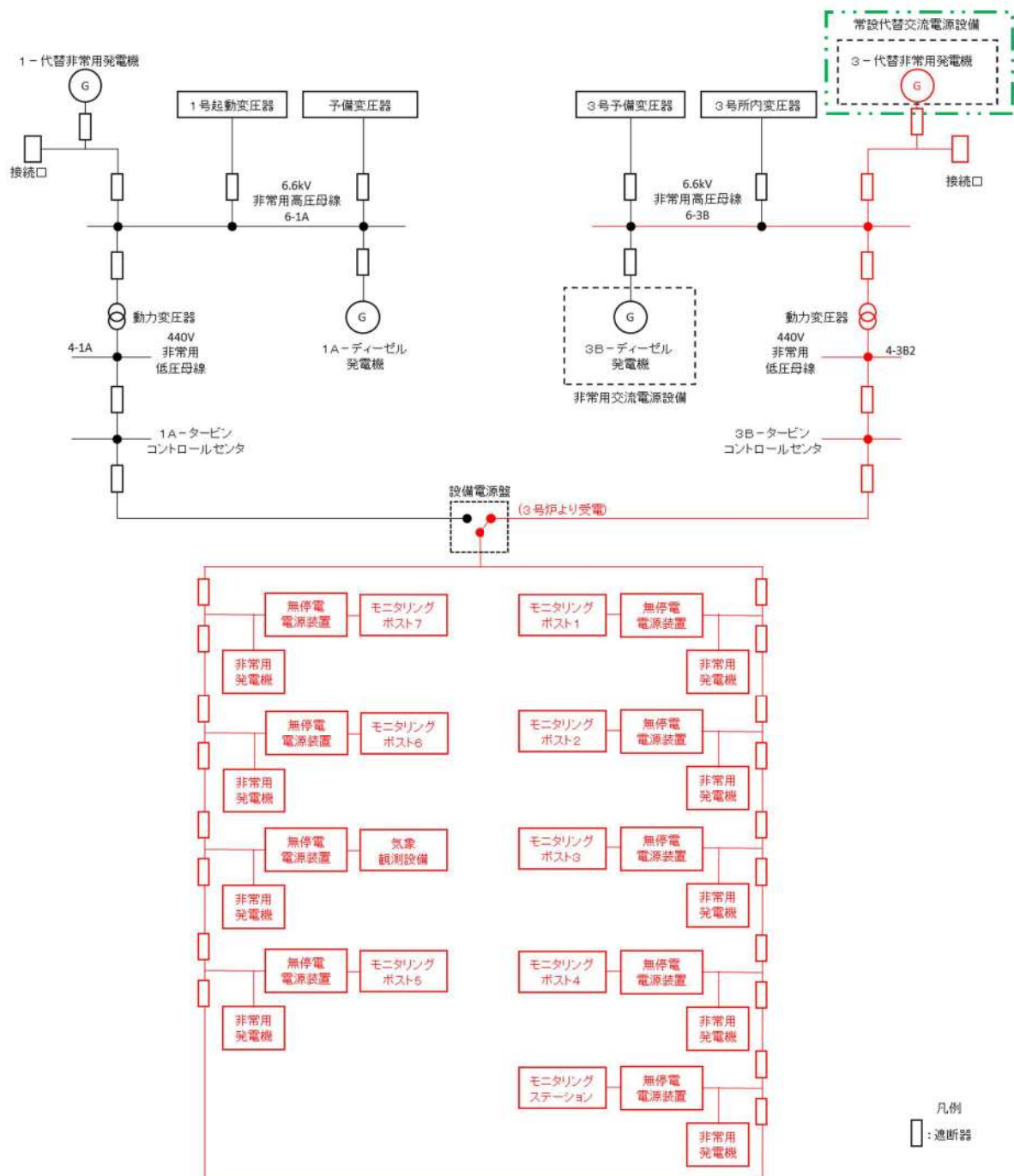
モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源構成は第 2. 1. 2(3) 図のとおり

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 2.1.2(3) 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。

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

・ 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。

・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第2.1.2(3)表に整理した。

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）

・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

第2.1.2(3)表 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>2 安全施設は、容易に操作することができない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>2 第2項に規定する「容易に操作すること」ができる」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と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とも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>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ルセンター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ができないものでなければならぬ。</p>	<p>第2項に規定する「容易に操作すること」ができる」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と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とも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>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ルセンター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を経由して所内電源を受電している。</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>(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>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</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> <p>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 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 原子炉冷却材圧力パワウンダリの過圧防止機</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</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> <p>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 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 原子炉冷却材圧力パワウンダリの過圧防止機</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>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>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 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            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，それぞれ系統について多重性又は多様性を</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のできるものでなければならぬ。</p>	<p>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のできるものでなければならぬ。</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>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。</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>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、試験用のバイパス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> <p>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。）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>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>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>
<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る</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</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</p>

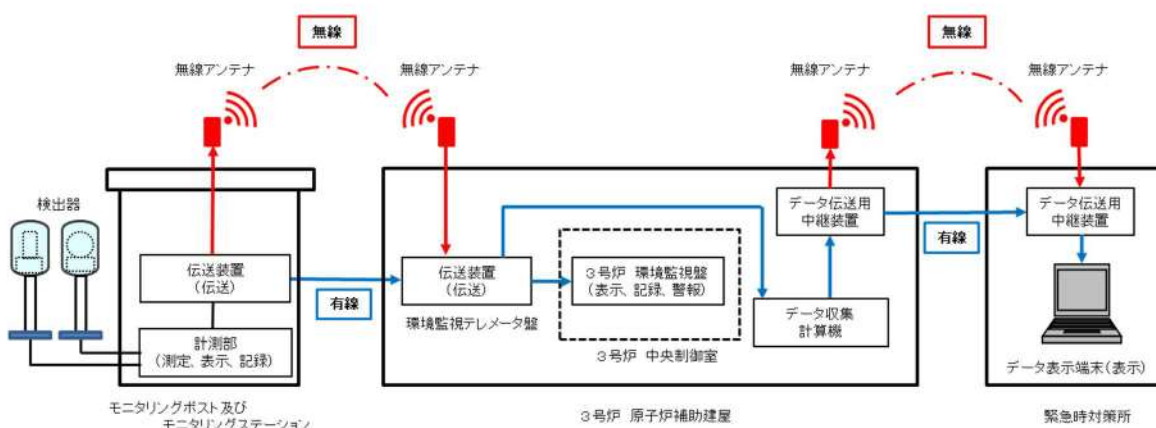
設置許可基準規則	規則の解釈（該当箇所の抜粋）	適合性
<p>り、安全性を損なわなければならないものでなければならぬ。</p>	<p>散物」とは、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下等によって発生する飛散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損又は機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。また、上記の「発生する飛散物」の評価については、「タービン ミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）等によること。</p>	<p>発電機はモニタリングポスト又はモニタリングス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>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」においてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。</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電源装置及び非常用発電機は重要度分類指針に基づき重要度分類は「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。</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>

### 2.1.3 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの伝送

モニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定したデータの伝送を行う構成は、建屋間\*において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し、測定したデータは、モニタリングポスト及びモニタリングステーション設置場所、中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーション設備の伝送概略図を第 2.1.3 図に示す。

※ 建屋（3号炉原子炉補助建屋、緊急時対策所）は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションと同等以上の耐震性を有しており、伝送の多様化の対象範囲は耐震性を有した建屋間とする。



第 2.1.3 図 モニタリングポスト及びモニタリングステーション設備の伝送概略図

## 2.2 放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等を第2.2.1表に、放射能観測車の保管場所を第2.2.1図に示す。

また、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の協力を受けることが可能である。

第2.2.1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

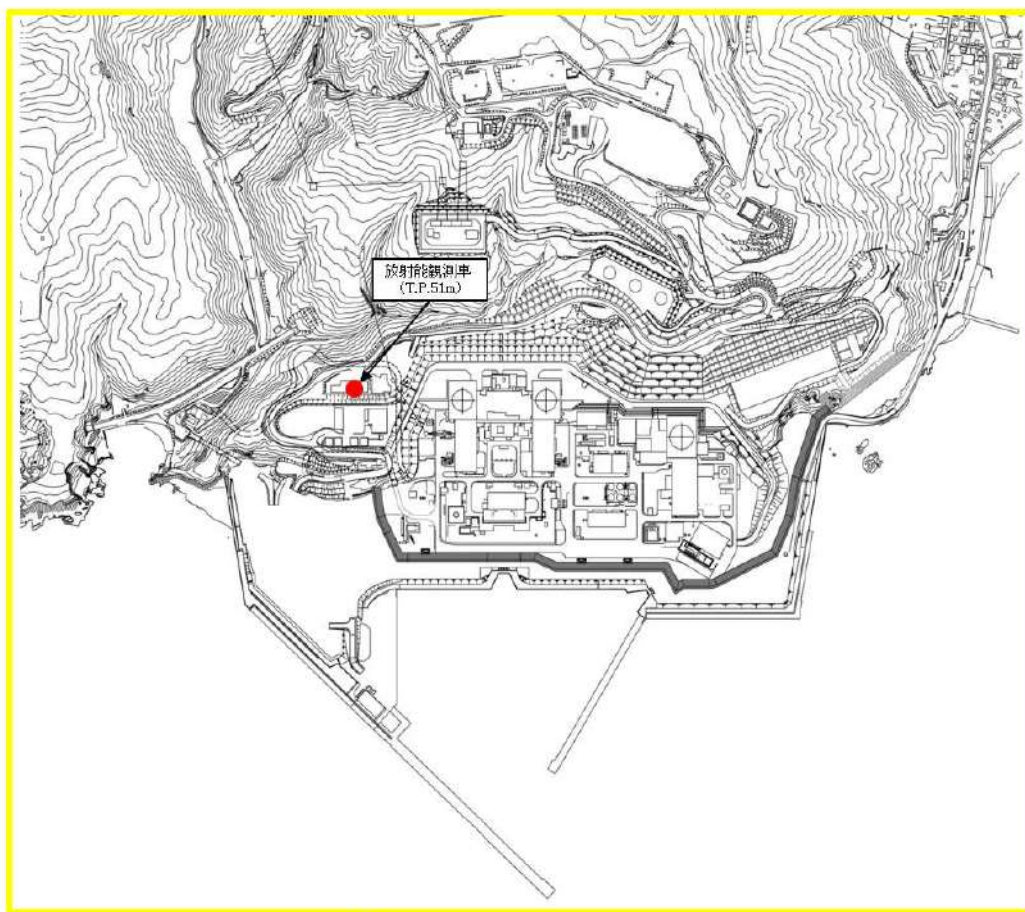
名称	検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数	
放射能観測車	空間吸収線量率モニタ	NaI(Tl) シンチレーション	0 nGy/h～ 8.7×10 <sup>3</sup> nGy/h	記録紙	1
	ダスト測定装置	GM 計数管	0 count～ 10 <sup>6</sup> -1 count	記録紙	1
	よう素測定装置	NaI(Tl) シンチレーション	0 count～ 10 <sup>6</sup> -1 count	記録紙	1



(放射能観測車の写真)

(その他主な搭載機器) 台数 : 各1台

- ・ダスト・よう素サンプラ
- ・空気吸収線量率サーベイメータ（電離箱・NaI（Tl）シンチレーション）
- ・気象観測設備（風向風速計・温湿度計）
- ・移動無線設備（車載型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線連絡設備（携帯型）



第 2.2.1 図 放射能観測車の保管場所



## 2.3 気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、測定した風向、風速及び大気安定度<sup>※1</sup>データは、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、監視を行うことができる設計とする。

また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

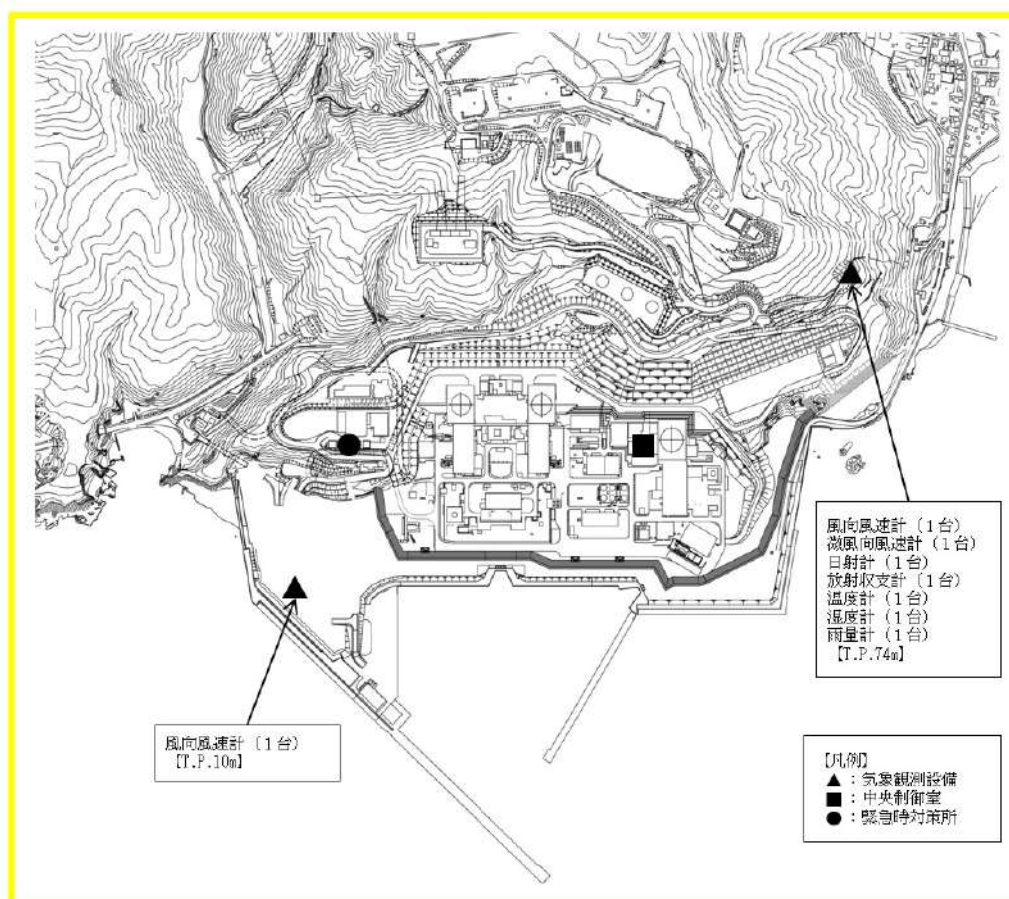
気象観測設備の各測定器は周囲の建造物の影響のない位置<sup>※2</sup>に配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第 2.3.1 図に、測定項目等を第 2.3.1 表に示す。

また、気象観測設備のデータ伝送系については、第 2.3.2 図に示すとおりとする。


※1 風速、日射量及び放射収支量より求める。

※2 「露場から建物までの距離は建物の高さから 1.5m を引いた値の 3 倍以上、または露場から 10m 以上。」「露場中央部における地上 1.5m の高さから周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」(地上気象観測指針 (2002 気象庁))



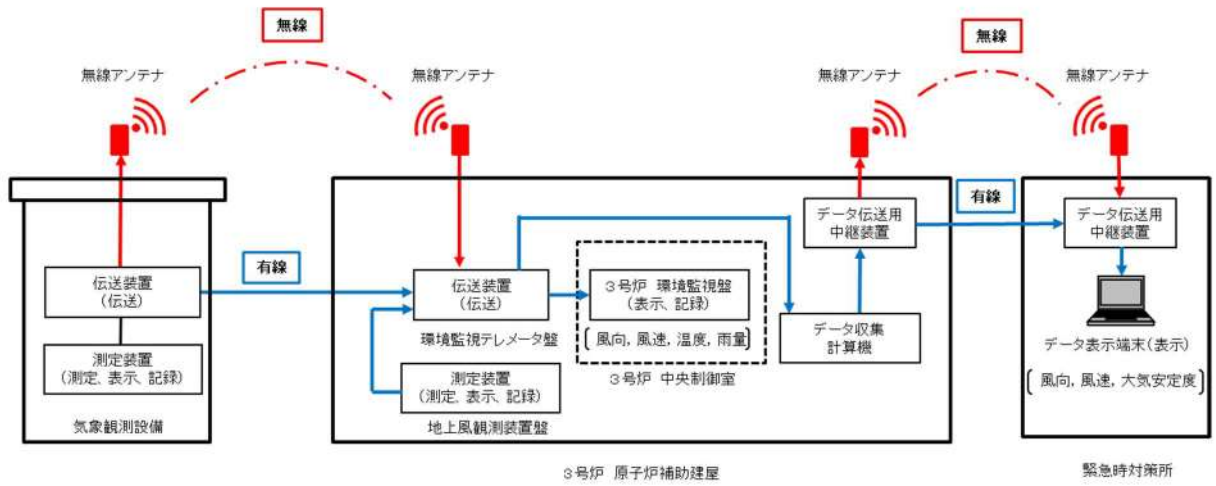
第 2.3.1 図 気象観測設備の配置図

第 2.3.1 表 気象観測設備の測定項目

気象観測設備		
 <p>(風向風速計) 測定位置：標高 84m</p>	 <p>(日射計・放射収支計)</p>	 <p>(温度計・湿度計)</p>
 <p>(風向風速計) 測定位置：地上高 10m</p>	 <p>(微風向風速計) 測定位置：標高 84m</p>	 <p>(雨量計)</p>
<p>&lt;測定項目&gt;            風向<sup>※1</sup>，風速<sup>※1</sup>，日射量<sup>※1</sup>，放射収支量<sup>※1</sup>，雨量，温度，湿度            &lt;台数&gt;            各1台            &lt;記録&gt;            全測定項目を現場監視盤にて記録            有線系回線及び無線系回線にて風向、風速、温度及び雨量を中央制御室へ伝送し記録。            また、緊急時対策所に対して有線系回線及び無線系回線により、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）表示装置にて、風向、風速及び大気安定度<sup>※2</sup>を監視可能。</p>		

※1：「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

※2：風速、日射量及び放射収支量より求める。



第 2.3.2 図 気象観測設備の伝送概略図

# 泊発電所 3 号炉

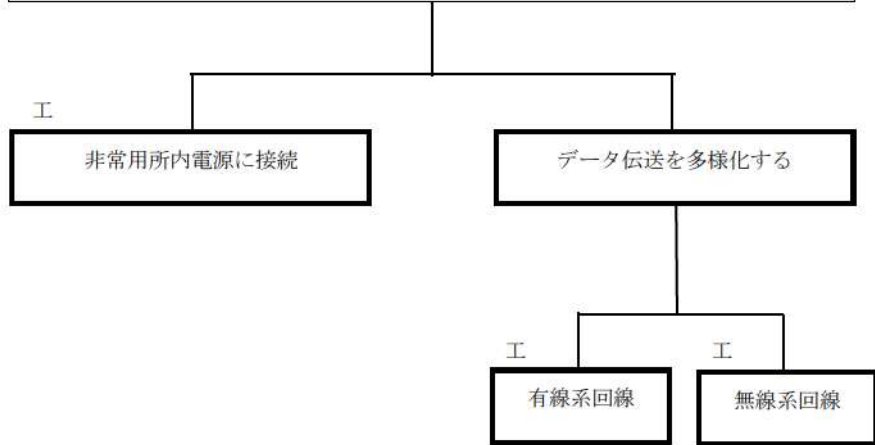
運用，手順説明資料

監視設備

## 第 31 条 監視設備

**【条文要求】**  
 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。

**【解釈】**  
 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。



<p><b>【後段規制との対応】</b></p> <p>工：工認（基本設計方針、添付書類）          保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む。）          核：核物質防護規程（下位文書含む。）</p>	<p><b>【添付六、八への反映事項】</b></p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span>：添付六、八に反映  <span style="border: 1px dashed black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span>：当該条文に該当しない</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

表1 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可条文	対象項目	区分	運用対策等
第31条 監視設備	非常用所内電源	運用・手順	—
		体制	(電気保守課にて点検・保守を実施)
		保守・点検	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機能を維持するため、適切に保守・点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
		教育・訓練	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に係る保守・点検に関する教育を定期的実施する。
	有線系回線	運用・手順	—
		体制	(制御保守課にて点検・保守を実施)
		保守・点検	モニタリングポスト及びモニタリングステーションの警報機能、データ伝送系の多様性を維持するため、適切に保守・点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
		教育・訓練	モニタリングポスト及びモニタリングステーションのデータ伝送に係る保守・点検に関する教育を定期的実施する。
	無線系回線	運用・手順	—
		体制	(制御保守課にて点検・保守を実施)
		保守・点検	モニタリングポスト及びモニタリングステーションの警報機能、データ伝送系の多様性を維持するため、適切に保守・点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
		教育・訓練	モニタリングポスト及びモニタリングステーションのデータ伝送に係る保守・点検に関する教育を定期的実施する。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB33 r.12.0
提出年月日	令和5年6月30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  
(設計基準対象施設等)

### 第33条 保安電源設備

令和5年6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。

## 第 33 条 保安電源設備

### <目 次>

#### 1. 基本方針

##### 1.1 要求事項の整理

##### 1.2 追加要求事項に対する適合性

###### (1) 位置, 構造及び設備

###### (2) 安全設計方針

###### (3) 適合性説明

##### 1.3 気象等

##### 1.4 設備等 (手順等含む)

#### 2. 追加要求事項に対する適合方針

##### 2.1 保安電源設備の概要

###### 2.1.1 常用電源設備の概要

###### 2.1.2 非常用電源設備の概要

##### 2.2 保安電源の信頼性

###### 2.2.1 発電所構内における電気系統の信頼性

###### 2.2.1.1 安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止

###### 2.2.1.1.1 安全施設の保護装置について

###### 2.2.1.1.1.1 送電線保護装置

###### 2.2.1.1.1.2 275kV 母線保護装置

###### 2.2.1.1.1.3 変圧器保護装置

###### 2.2.1.1.1.4 その他設備に対する保護装置

###### 2.2.1.1.2 1相開放故障への対策について

###### 2.2.1.1.2.1 米国バイロン2号炉の事象の概要と問題点

###### 2.2.1.1.2.2 非常用高圧母線への電力供給について



- 2.2.1.1.2.3 1相開放故障時における検知性
- 2.2.1.1.2.4 1相開放故障時に非常用高圧母線へ電源供給した場合の検知性
- 2.2.1.1.2.5 1相開放故障時の対応操作について
- 2.2.1.1.3 電気設備の保護
- 2.2.1.2 電気系統の信頼性
  - 2.2.1.2.1 系統分離を考慮した母線構成
  - 2.2.1.2.2 電気系統を構成する個々の機器の信頼性
  - 2.2.1.2.3 非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作
- 2.2.2 電線路の独立性
  - 2.2.2.1 外部電源受電回路について
  - 2.2.2.2 複数の変電所又は開閉所との接続
    - 2.2.2.2.1 変電所等と活断層等の位置
    - 2.2.2.2.2 変電所又は開閉所の停止想定
      - 2.2.2.2.2.1 西野変電所全停時の供給系統
      - 2.2.2.2.2.2 西双葉開閉所全停時の供給系統
      - 2.2.2.2.2.3 国富変電所全停時の供給系統
- 2.2.3 電線路の物理的分離
  - 2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について
  - 2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策
    - 2.2.3.2.1 鉄塔基礎の安定性
    - 2.2.3.2.2 送電線の交差・近接箇所の共倒れリスク
    - 2.2.3.2.3 送電線の風雪対策について
- 2.2.4 複数号炉を設置する場合における電力供給確保
  - 2.2.4.1 電線路が2回線喪失した場合の電力の供給

- 2.2.4.1.1 2回線喪失時の電力供給継続
- 2.2.4.1.2 変圧器多重故障時の電力供給
- 2.2.4.1.3 外部電源受電設備の設備容量について
- 2.2.4.2 受送電設備の信頼性
  - 2.2.4.2.1 開閉所設備等の耐震性評価について
  - 2.2.4.2.2 送変電設備の碍子、遮断器等の耐震性
  - 2.2.4.2.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について
  - 2.2.4.2.4 CV ケーブルトンネル及び CV ケーブルダクトの設置地盤の支持性能について
  - 2.2.4.2.5 基礎並びに CV ケーブルトンネル及び CV ケーブルダクトの不等沈下による影響について
  - 2.2.4.2.6 設置地盤の液状化について
  - 2.2.4.2.7 津波の影響，塩害対策
- 2.3 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
  - 2.3.1 非常用電源設備及びその附属設備の信頼性
    - 2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性
      - 2.3.1.1.1 非常用電源設備及びその附属設備の配置
      - 2.3.1.1.2 非常用電源設備及びその附属設備の共通要因に対する頑健性
    - 2.3.1.2 容量について
    - 2.3.1.3 燃料貯蔵設備
  - 2.3.2 隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存
    - 2.3.2.1 他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備との取り合い

## 2.3.2.2 ディーゼル発電機の共用について

別紙 1 鉄塔基礎の安定性について

別紙 2 吊り下げ設置型高圧遮断器について

別紙 3 変圧器 1 次側の 1 相開放故障について

別紙 4 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作について

別紙 5 非常用電源設備の配置の基本方針

別紙 6 泊発電所に接続する送電線等の経過地における風速について

別紙 7 変電所等の津波影響について

別紙 8 北海道電力ネットワーク株式会社の送電鉄塔の設計及び耐震性

別紙 9 275kV 送電線近接区間における鉄塔基礎強化

別紙 10 66kV 送電線の津波影響について

別紙 11 送変電設備の碍子、遮断器等の耐震性

別紙 12 275kV 開閉所の塩害対策について

別紙 13 66kV 送電線から後備変圧器を介した電力供給ルート  
の確保について

参考 1 非常用電源設備の多重性及び独立性について

## 3. 運用, 手順説明資料

別添 泊発電所 3 号炉 運用, 手順説明資料 保安電源設備

## < 概 要 >

1. において、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する泊発電所3号炉における適合性を示す。

2. において、設計基準対象施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備、運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる運用対策を整理する。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

保安電源設備について，設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条において，追加要求事項を明確化する（表 1）。

表 1 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条 要求事項

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備考
<p>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ぬ。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。</p>	<p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から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への電力の供給が停止することがないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 高エネルギーのアーカ放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置</p> <p>二 前号に掲げるもののほか、機器の損壊、故障その他の異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置</p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則 第33条 (保安電源設備)	技術基準規則 第45条 (保安電源設備)	備考
<p>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならぬ。</p>	<p>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するようには設計しなければならぬ。</p>	追加要求事項
<p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならぬ。</p>	<p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるようには設計しなければならぬ。</p>	追加要求事項
<p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならぬ。</p>	<p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないようには設計しなければならぬ。</p>	追加要求事項
<p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならぬ。</p>	<p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならぬ。</p>	追加要求事項 〔設置許可基準規則 解釈〕

設置許可基準規則 第33条 (保安電源設備)	技術基準規則 第45条 (保安電源設備)	備考
<p>8 <u>設計基準対象施設及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。</u></p>	<p>8 <u>設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように設計しなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>



## 1.2 追加要求事項に対する適合性

### (1) 位置，構造及び設備

#### ロ．発電用原子炉施設の一般構造

#### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

#### (ab) 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設計とする。

また，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，本項において同じ。）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）（2.1.2：P33条-81～84）】

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機，外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33条-85～93，110～111）】

特に重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置するとともに、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

【説明資料（2.2.1.2：P33条-112～116）】

また、変圧器1次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33条-93～109）】

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも1回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

【説明資料（2.2.2：P33条-117～122）

（2.2.3.1：P33条-123～140）】

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の2以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

【説明資料（2.2.3：P33条-123～150）

（2.2.4：P33条-151～175）】

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

【説明資料（2.3.1.1：P33条-176～179）

（2.3.1.2：P33条-180～188）】

7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するためにディーゼル発電機2台を7日間連続運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3：P33条-189～190）】

設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常

用電源設備及びその附属設備から受電する場合には，当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

A. 3号炉

(1) 常用電源設備の構造

(i) 発電機

台数	1
容量	約 1,020,000kVA

(ii) 外部電源系

275kV	4回線（1号，2号及び3号炉共用，既設） （「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）
66kV	2回線（1号，2号及び3号炉共用，既設） （「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）

発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

台数	1
容量	約 950,000kVA
電圧	21kV／275kV（1次／2次）

b. 所内変圧器

台数	1
容量	約 72,000kVA
電圧	21kV／6.9kV（1次／2次）

c. 予備変圧器

台数	1
容量	約 30,000kVA
電圧	280kV／6.9kV（1次／2次）

d. 後備変圧器

台数	1
容量	約 20,000kVA
電圧	64.5kV／6.9kV（1次／2次）

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

275kV	4回線（1号，2号及び3号炉共用，既設） （「常用電源設備の構造」と兼用）
66kV	2回線（1号，2号及び3号炉共用，既設） （「常用電源設備の構造」と兼用）

(ii) ディーゼル発電機

a. ディーゼル発電機（「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

台数	2
出力	約 5,600kW（1台当たり）
起動時間	約 10秒

b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

(「ディーゼル発電機」, 「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用)

基数	4
容量	約 146kL (1基当たり)

7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するためにディーゼル発電機2台を7日間連続運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する設計とする。

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池 (非常用) (「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用)

型式	鉛蓄電池
組数	2
容量	A蓄電池 約 2,400Ah (1組) B蓄電池 約 2,400Ah (1組)

(2) 安全設計方針

該当なし

### (3) 適合性説明

#### (保安電源設備)

第三十三条 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。

3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。



- 7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。
- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

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、275kV送電線（北海道電力ネットワーク株式会社泊幹線（以下「泊幹線」という。）及び北海道電力ネットワーク株式会社後志幹線（以下「後志幹線」という。））2ルート各2回線（1号、2号及び3号炉共用、既設）及び66kV送電線（北海道電力ネットワーク株式会社泊地中支線（以下「泊地中支線」という。）（北海道電力ネットワーク株式会社泊支線（以下「泊支線」という。）及び北海道電力ネットワーク株式会社茅沼線（以下「茅沼線」という。）を一部含む。））1ルート2回線（1号、2号及び3号炉共用、既設）で電力系統に連系した設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

## 第 2 項について

発電用原子炉施設に、非常用所内電源設備として非常用交流電源設備であるディーゼル発電機及び非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。また、それらに必要な燃料等を備える設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33 条-81～84）】

## 第 3 項について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡、地絡、母線の低電圧、過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

変圧器 1 次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。また、送電線は複数回線との接続を確保し、巡視点検による異常の早期検知ができるよう、送電線引留部の外観確認が可能な設計とする。

なお，1相開放故障事象の知見を手順書に反映し，運転員に対して定期的に教育を実施するとともに，変圧器等の巡視点検を1日1回実施することや手動による受電切替時に，変圧器等の巡視点検を実施することで，可能な限り異常の早期検知に努める。

また，保安電源設備は，重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように，以下の設計とする。

- ・ 送電線の回線数と開閉所の母線数は，供給信頼度の整合が図れた設計とし，電気系統の系統分離を考慮して，275kV母線は2母線，66kV母線は1母線で構成する。275kV送電線は母線連絡遮断器を設置したタイラインにより予備変圧器を介して又は主変圧器及び所内変圧器を介して，66kV送電線は後備変圧器を介して発電用原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は，所内変圧器を介して発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を2母線確保することで，多重性を損なうことなく，系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。
- ・ 電気系統を構成する送電線（泊幹線，後志幹線，泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。）），母線，変圧器，非常用所内電源設備，その他関連する機器については，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）、日本産業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し，信頼性の高い設計とする。

- ・ 非常用所内電源系からの受電時等の母線切替は，故障を検知した場合，自動又は手動で容易に切り替わる設計とする。

【説明資料（2.2.1：P33条-85～116）】

#### 第4項について

設計基準対象施設は，送受電可能な回線として，275kV送電線（泊幹線及び後志幹線）2ルート各2回線（1号，2号及び3号炉共用，既設）及び受電専用の回線として66kV送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））1ルート2回線（1号，2号及び3号炉共用，既設）の合計3ルート6回線にて，電力系統に接続する設計とする。

275kV送電線（泊幹線）1ルート2回線は，約67km離れた北海道電力ネットワーク株式会社西野変電所（以下「西野変電所」という。）に，275kV送電線（後志幹線）1ルート2回線は，約66km離れた北海道電力ネットワーク株式会社西双葉開閉所（以下「西双葉開閉所」という。）に連系する。また，66kV送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））1ルート2回線は約19km離れた北海道電力ネットワーク株式会社国富変電所（以下「国富変電所」という。）に連系する設計とする。

上記3ルート6回線の送電線の独立性を確保するため，万一，送電線の上流側接続先である西野変電所が停止した場合でも，外部電源からの電力供給が可能となるよう，西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。また，西双葉開閉所が停止した場合には，西野変電所又は国富変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

さらに、国富変電所が停止した場合には、西野変電所又は西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

【説明資料（2.2.2：P33条-117～122）】

#### 第5項について

設計基準対象施設に連系する275kV送電線（泊幹線）2回線と275kV送電線（後志幹線）2回線及び66kV送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））2回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。66kV送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））は、一部を地中に埋設する設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地滑り、急傾斜地の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時又は着氷雪の事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とする。

さらに、275kV送電線（泊幹線及び後志幹線）と66kV送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））の交差・近接箇所については、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

【説明資料（2.2.3：P33条-123～150）】

## 第 6 項について

設計基準対象施設に連系する送電線は、275kV 送電線 4 回線と 66kV 送電線 2 回線とで構成する設計とする。

これらの送電線は 1 回線で 3 号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの 2 回線が喪失しても、発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、275kV 送電線は母線連絡遮断器を設置したタイラインにより予備変圧器を介して又は主変圧器及び所内変圧器を介して、66kV 送電線は後備変圧器を介して発電用原子炉施設へ接続する設計とする。

開閉所からの送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、碍子は可とう性のある懸垂碍子を使用し、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。さらに、防潮堤等により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、開閉所を塩害の影響の小さい陸側後背地へ設置するとともに、送電線引留部の碍子に対しては、遮風建屋内に絶縁性能が高いポリマー碍管を設置し、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条-77～80）

（2.2.4：P33 条-151～175）】

## 第7項について

ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に2台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続する。

蓄電池は、非常用2系統をそれぞれ異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とする。

7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するためにディーゼル発電機2台を7日間連続運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1：P33条-176～190）】

## 第8項について

設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその附属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

【説明資料（2.3.2：P33条-191～196）】

### 1.3 気象等

該当なし

## 1.4 設備等（手順等含む）

### 10. その他発電用原子炉の附属施設

#### 10.1 非常用電源設備

##### 10.1.1 通常運転時等

###### 10.1.1.1 概要

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、電力系統に連系する設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

非常用の所内高圧母線は2母線で構成し、予備変圧器，所内変圧器，非常用交流電源設備であるディーゼル発電機及び後備変圧器のいずれからも受電できる設計とする。

非常用の所内低圧母線は4母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する。

所内機器は、工学的安全施設に関係する機器とその他の一般機器に分類する。工学的安全施設に関係する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

安全保護系及び工学的安全施設に関係する機器は、単一の非常用母線の故障があっても、他の系統に波及して多重性を損なうことがないように系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

2台のディーゼル発電機は、275kV送電線が停電した場合にそ



れぞれの非常用母線に電力を供給する。1台のディーゼル発電機が作動しないと仮定した場合でも燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、原子炉冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに、原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池（非常用）を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、非常用の無停電電源装置を設置する。非常用直流電源設備は、非常用所内電源系として125V 2系統から構成し、2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。

発電機，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡，地絡，母線の低電圧，過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源設備からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33条-81～84）】

#### 10.1.1.2 設計方針

##### 10.1.1.2.1 非常用所内電源系

安全上重要な構築物，系統及び機器の安全機能を確保するため非常用所内電源系を設ける。安全上重要な系統及び機器へ電

力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないように，発電機，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡，地絡，母線の低電圧，過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源設備からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33条-85～111）

（2.1.2：P33条-81～84）】

非常用所内電源系である非常用所内電源設備及びその附属設備は，多重性及び独立性を確保し，その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において発電用原子炉の安全性が確保できる設計とする。

【説明資料（2.3.1.1：P33条-176～179）

（2.3.1.2：P33条-180～188）】

非常用所内電源系のうち非常用交流電源設備であるディーゼル発電機については，燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき，あるいは，原子炉冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに，原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するためにディーゼル発電機2台を7日間連続運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3：P33条-189～190）】

#### 10.1.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約55分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.3.1.2：P33条-180～188）】

#### 10.1.1.3 主要設備の仕様

主要設備の仕様を第10.1.1表から第10.1.5表に示す。

#### 10.1.1.4 主要設備

##### 10.1.1.4.1 所内高圧系統

非常用の所内高圧系統は、6.6kVで第10.1.1図に示すように2母線で構成する。

非常用高圧母線（6-A, 6-B）

予備変圧器，所内変圧器，ディーゼル発電機，後備変圧器から受電する母線

これらの母線は，母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は，耐震性を有した原子炉補助建屋内に設置する。

非常用高圧母線には，工学的安全施設に関係する機器を振り分ける。

通常時，275kV送電線から予備変圧器を介して，予備変圧器から受電できなくなった場合には，所内変圧器を介して非常用高圧母線に給電する。また，所内変圧器から受電できなくなった場合には，ディーゼル発電機から非常用高圧母線に給電する。さらに，ディーゼル発電機から受電できない場合には，66kV送電線から後備変圧器を介して非常用高圧母線に給電する設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33条-81～84）】

#### 10.1.1.4.2 所内低圧系統

非常用の所内低圧系統は，440Vで第10.1.1図に示すように4母線で構成する。

非常用低圧母線（4-A1, 4-A2, 4-B1, 4-B2）

非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は配線用遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用低圧母線のパワーコントロールセンタは、耐震性を有した原子炉補助建屋内に設置する。

工学的安全施設に係る機器を接続している非常用低圧母線には、非常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。通常時、275kV送電線から予備変圧器を介して、予備変圧器から受電できなくなった場合には、所内変圧器を介して非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。

また、所内変圧器から受電できなくなった場合には、ディーゼル発電機から非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。さらに、ディーゼル発電機から受電できない場合には、66kV送電線から後備変圧器を介して非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33条-81～84）】

#### 10.1.1.4.3 ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は、275kV外部電源が喪失した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、また、275kV外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合には工学的安全施設作動のための電力も供給する。

ディーゼル発電機は多重性を考慮して、2台を備え、各々非常用高圧母線に接続する。各ディーゼル発電設備は、耐震性を有したディーゼル発電機建屋内又は周辺補機棟内のそれぞれ独立した部屋に設置する。

【説明資料（2.3.1.1：P33条-176～179）】

非常用高圧母線が停電若しくは原子炉冷却材喪失事故が発生すると、ディーゼル発電機が起動する。

非常用高圧母線が停電した場合には、非常用高圧母線に接続される負荷は、動力変圧器を除いてすべて遮断される。

その後、ディーゼル発電機電圧及び周波数が定格値になると、ディーゼル発電機は非常用高圧母線に自動的に接続され、発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷が自動的に投入される。

原子炉冷却材喪失事故によりディーゼル発電機が起動した場合で、非常用高圧母線が停電していない場合は、ディーゼル発電機は待機運転状態となり、手動で停止するまで運転を継続する。

また、原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合、ディーゼル発電機に工学的安全施設に関する負荷が自動的に投入される。

また、7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するためにディーゼル発電機2台を7日間連続運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

外部電源喪失のみが発生した場合，各ディーゼル発電機に接続する主要な負荷は次のとおりである。

充てんポンプ	1台
制御用空気圧縮機	1台
安全補機開閉器室給気ファン	1台
中央制御室給気ファン	1台
中央制御室循環ファン	1台
原子炉補機冷却水ポンプ	2台
電動補助給水ポンプ	1台
原子炉補機冷却海水ポンプ	2台
空調用冷凍機	2台
格納容器再循環ファン	2台
制御棒駆動装置冷却ファン	1台
原子炉容器室冷却ファン	1台
軸受冷却水ポンプ	1台

上記以外にも，必要に応じて負荷を接続できる。

また，原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に発生した場合，各ディーゼル発電機に接続する主要な負荷は次のとおりである。

原子炉格納容器隔離弁等	数十台
アニュラス空気浄化ファン	1台
中央制御室給気ファン	1台
中央制御室循環ファン	1台
中央制御室非常用循環ファン	1台
高圧注入ポンプ	1台

余熱除去ポンプ	1台
安全補機開閉器室給気ファン	1台
原子炉補機冷却水ポンプ	1台
電動補助給水ポンプ	1台
原子炉補機冷却海水ポンプ	1台
格納容器スプレイポンプ	1台
制御用空気圧縮機	1台
空調用冷凍機	2台

上記以外にも、必要に応じて負荷を接続できる。

なお、格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合に接続する。

ディーゼル発電機の負荷が最も大きくなる外部電源喪失又は原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合の負荷曲線例を第 10.1.2 図に示す。

【説明資料（2.3.1.2：P33 条-180～188）】

#### 10.1.1.4.4 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第 10.1.3 図に示すように、非常用所内電源系として、直流 125V 2 系統（A 系，B 系）から構成する。

非常用所内電源系の直流 125V 系統は、非常用低圧母線に接続される充電器 2 台，蓄電池（非常用）2 組，直流コントロールセンタ 2 台等を設ける。これらの 2 系統のうち 1 系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因によ



り同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125Vであり、非常用直流電源設備2組の電源の負荷は、工学的安全施設等の遮断器操作回路、タービン動補助給水ポンプ起動盤、電磁弁、非常用の計装用インバータ（無停電電源装置）等である。

蓄電池（非常用）はA蓄電池（A系）及びB蓄電池（B系）の2組で構成し、据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量は1組当たり約2,400Ahであり、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備が動作するとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置、発電用原子炉停止後の炉心冷却のためのタービン動補助給水ポンプ起動盤（タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁等）、発電用原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電源供給を行う非常用の計装用インバータ（無停電電源装置）、その他制御盤の待機電力等の負荷へ電源供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約55分を包絡した約8時間以上電源供給が可能な容量である。

【説明資料（2.1：P14 条-16～18）

（2.4.1：P14 条-47～52）】

#### 10.1.1.4.5 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第 10.1.4 図に示すように、計装用交流母線 100V 8 母線で構成する。

計装用交流母線は、4 系統に分離独立させ、それぞれ非常用の計装用インバータ（無停電電源装置）から給電する。

非常用の計装用インバータ（無停電電源装置）は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより、非常用の計装用インバータ（無停電電源装置）内の変換器を介し直流を交流へ変換し、計装用交流母線に対し電力供給を確保する。非常用の計装用インバータ（無停電電源装置）は、炉外核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認、1 次冷却材温度等の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器圧力及び格納容器内温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認のため、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約 55 分間を包絡した約 8 時間、電源供給が可能である。

原子炉保護設備等の重要度の特に高い安全機能を有する設備に関する負荷は、非常用の計装用交流母線に接続する。多重チャンネル構成の原子炉保護設備への給電は、チャンネルごと

に分離し、独立性を確保する。

なお、非常用の計装用交流母線のうち4母線は、非常用低圧母線に接続された計装用後備変圧器からも給電できる。

【説明資料（2.1：P14条-16～18）（2.2：P14条-19～45）  
（2.4.1：P14条-47～52）】

#### 10.1.1.4.6 ケーブル及び電線路

安全保護系並びに工学的安全施設に関係する動力回路、制御回路及び計装回路のケーブルは、その多重性及び独立性を確保するため、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設し、相互に独立性を侵害することのないようにする。また、これらのケーブル、ケーブルトレイ、電線管材料には不燃性又は難燃性のものを使用する設計とする。さらに、ケーブルトレイ等が障壁を貫通する場合は、火災対策上、障壁効果を減少させないような構造とする。

また、格納容器電線貫通部は、原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料（2.3.1.1：P33条-176～179）】

#### 10.1.1.4.7 母線切替

通常運転時は、275kV送電線4回線を使用して運転するが、275kV送電線1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

発電機，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡，地絡，母線の低電圧，過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料（2.1.2：P33条-81～84）】

また，275kV送電線がすべて停止するような場合，発電用原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は，ディーゼル発電機又は66kV送電線から受電する設計とする。

【説明資料（2.2.1.2：P33条-112～116）】

#### (1) 所内変圧器への切替

非常用高圧母線は，通常時は275kV送電線から予備変圧器を通して電力を供給するが，予備変圧器回路の故障等により予備変圧器からの電力が喪失し，所内変圧器回路に電圧がある場合，所内変圧器から受電して，発電所の安全停止に必要な補機を運転する。本切替は自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

#### (2) ディーゼル発電機への切替

非常用高圧母線が予備変圧器及び所内変圧器を介した受電ができなくなった場合には，非常用高圧母線に接続された負荷は，動力変圧器を除いてすべて遮断される。ディーゼル発電機は，自動起動し電圧及び周波数が定格値になると，非常用高圧母線に自動的に接続され，発電用原子炉の停止に必要な負荷が

自動的に順次投入される。

【説明資料（2.2.1.2：P33条-112～116）】

### (3) 275kV送電線又は66kV送電線電圧回復後の切替

ディーゼル発電機で所内負荷運転中、275kV送電線又は66kV送電線の電圧が回復すれば、ディーゼル発電機を外部電源に同期並列させる設計とする。275kV送電線電圧回復の場合は無停電切替（手動）で所内負荷を元の状態にもどし、66kV送電線電圧回復の場合は無停電切替（手動）で発電用原子炉を安全に停止するために必要な所内電力を受電する設計とする。

【説明資料（2.2.1.2：P33条-112～116）】

### (4) 計装用交流母線の切替

非常用の計測制御用電源設備のうち4母線には、2台の計装用後備変圧器を設け、440V交流電源に切り替えることができる。

## 10.1.1.5 試験検査

### 10.1.1.5.1 ディーゼル発電機

#### (1) 手動起動試験

ディーゼル発電機は、定期的に手動で起動し、非常用高压母線に接続して、定格負荷をかけた状態で、健全性を確認する。

#### (2) 自動起動試験

発電用原子炉停止時に、非常用高压母線低電圧信号及び非常用炉心冷却設備作動信号を模擬し、信号発信後10秒以内

に電圧が確立することを確認する。

#### 10.1.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検、電解液面の検査と補水、電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあることを確認する。

#### 10.1.1.6 手順等

非常用電源設備は、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 電気設備に要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- (2) 電気設備に係る保守管理に関する教育を実施する。

## 10.3 常用電源設備

### 10.3.1 概要

設計基準対象施設は、275kV送電線（泊幹線）1ルート2回線にて、約67km離れた西野変電所に、275kV送電線（後志幹線）1ルート2回線にて、約66km離れた西双葉開閉所に連系する。また、66kV送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））1ルート2回線にて、約19km離れた国富変電所に連系する設計とする。

上記3ルート6回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である西野変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。また、西双葉開閉所が停止した場合には、西野変電所又は国富変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。さらに、国富変電所が停止した場合には、西野変電所又は西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

これら送電線は、発電所を安全に停止するために必要な電力を供給可能な容量とする。

275kV送電線4回線は、1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時には、所内電力は、主として発電機から所内変圧器を通して受電するが、275kV送電線より受電する主変圧器及び所内変圧器を通して又は予備変圧器を通して受電することができる。

常用高圧母線は3母線で構成し、所内変圧器又は予備変圧器から受電できる設計とする。

常用低圧母線は5母線で構成し、常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる設計とする。

所内機器で2台以上設置するものは、非常用、常用共に、各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

また、必要な直流電源を確保するため蓄電池(常用)を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては無停電電源装置を設置する。

直流電源設備は、常用所内電源系として直流125V 2系統で構成する。

【説明資料(2.1.1:P33条-77~80)】



## 10.3.2 設計方針

### 10.3.2.1 外部電源系

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、外部電源系を設ける。重要安全施設へ電力を供給する電気施設は、その電力の供給が停止することがないように、送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、電気系統の系統分離を考慮して、275kV母線を2母線、66kV母線を1母線で構成する設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

また、発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の短絡、地絡、母線の低電圧、過電流、変圧器1次側における1相開放故障等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料（2.2.1：P33条-85～116）】

さらに、変圧器1次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

なお，1相開放故障事象の知見を手順書に反映し，運転員に対して定期的に教育を実施するとともに，変圧器等の巡視点検を1日1回実施することや手動による受電切替時に，変圧器等の巡視点検を実施することで，可能な限り異常の早期検知に努める。

【説明資料（2.2.1.2：P33条-112～116）】

外部電源系の少なくとも2回線は，それぞれ独立した送電線により電力系統に連系させるため，万一，送電線の上流側接続先である西野変電所が停止した場合でも，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。また，西双葉開閉所が停止した場合には，西野変電所又は国富変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。さらに，国富変電所が停止した場合には，西野変電所又は西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離された設計とし，すべての送電線が同一鉄塔等に架線されない設計とすることにより，これらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計とする。

さらに，いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計とする。

【説明資料（2.2.2：P33条-117～122）】

開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する。

碍子、遮断器等は耐震性の高いものを使用する。さらに、防潮堤等により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮した設計とする。

【説明資料（2.2.4.2：P33条-156～175）】

### 10.3.3 主要設備の仕様

主要仕様を第 10.1.1 表、第 10.1.2 表、第 10.1.4 表、第 10.1.5 表及び第 10.3.1 表から第 10.3.4 表に示す。

### 10.3.4 主要設備

#### 10.3.4.1 送電線（1号，2号及び3号炉共用，既設，非常用電源設備と兼用）

発電所は、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、第 10.3.1 図に示すとおり、送受電可能な回線として 275kV 送電線（泊幹線）1 ルート 2 回線，275kV 送電線（後志幹線）1 ルート 2 回線及び受電専用の回線として 66kV 送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））1 ルート 2 回線の合計 3 ルート 6 回線で電力系統に連系する設計とする。

275kV 送電線（泊幹線）は、約 67km 離れた西野変電所に、275kV 送電線（後志幹線）は約 66km 離れた西双葉開閉所に連系する。

また、66kV 送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含

む。) ) は約 19km 離れた国富変電所に連系する設計とする。

【説明資料 (2.1.1 : P33 条-77~80)】

万一、西野変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。また、西双葉開閉所が停止した場合には、西野変電所又は国富変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。さらに、国富変電所が停止した場合には、西野変電所又は西双葉開閉所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。

送電線は、1回線で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供給できる容量を選定するとともに、常時、重要安全施設に連系する 275kV 送電線は、系統事故による停電の減少を図るためタイラインにて接続とする。

【説明資料 (2.1.1 : P33 条-77~80)】

275kV 送電線については、短絡、地絡検出用保護装置を 2 系列設置することにより、多重化を図る設計とする。また、送電線両端の発電所、変電所及び開閉所の送電線引出口に遮断器を配置し、送電線で短絡、地絡等の故障が発生した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、送電線 1 相の開放が生じた際には、275kV 送電線は送

受電時、66kV 送電線は受電している場合、保護装置による自動検知又は人的な検知（巡視点検等）を加えることで、一部の保護継電器等による検知が期待できない箇所の 1 相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

なお、1 相開放故障事象の知見を手順書に反映し、運転員に対して定期的に教育を実施するとともに、変圧器等の巡視点検を 1 日 1 回実施することや手動による受電切替時に、変圧器等の巡視点検を実施することで、可能な限り異常の早期検知に努める。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条-85～111）】

設計基準対象施設に連系する 275kV 送電線（泊幹線）1 ルート 2 回線と 275kV 送電線（後志幹線）1 ルート 2 回線及び 66kV 送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））1 ルート 2 回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。66kV 送電線（泊地中支線）は地中に埋設する設計とする。

【説明資料（2.2.3.1：P33 条-123～140）】

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地滑り、急傾斜地の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時又は冬期の着氷雪による事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止するこ

とのない設計とする。

さらに、275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）と 66kV 送電線（泊地中支線（泊支線及び茅沼線を一部含む。））の交差・近接箇所については、仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計である。

【説明資料（2.2.3.2：P33 条-141～150）】

#### 10.3.4.2 開閉所（275kV 開閉所（1号，2号及び3号炉共用，既設），66kV 開閉所（後備用））

275kV 開閉所は、第 10.3.2 図に示すように、275kV 送電線と主変圧器及び予備変圧器を連系する遮断器，断路器，避雷器，計器用変圧器，計器用変流器，275kV 母線等で構成する。66kV 開閉所（後備用）は、66kV 送電線と後備変圧器を連系する遮断器，断路器，避雷器，計器用変圧器，計器用変流器，66kV 母線等で構成する設計とする。

故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、開閉所は地盤の不等沈下や傾斜等が起きないような十分な支持性能を持つ場所に設置し、かつ津波の影響を考慮した設計とする。

碍子，遮断器等は耐震性の高い懸垂碍子及びガス絶縁開閉装

置を使用する設計とする。

塩害を考慮し、開閉所を塩害の影響の小さい陸側後背地へ設置するとともに、送電線引留部の碍子に対しては、遮風建屋内に絶縁性能の高いポリマー碍管を設置し、遮断器等に対しては電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する設計とする。

【説明資料（2.2.4.2：P33条-156～175）】

#### 10.3.4.3 発電機及び励磁装置

発電機は約 1,020,000kVA, 約 1,500min<sup>-1</sup> の蒸気タービン直結の横置・円筒回転界磁形・全閉自力通風・三相同期交流発電機で励磁装置はブラシレス励磁方式である。発電機の回転子は水素ガス内部冷却で、固定子は水及び水素ガスで冷却する。

また、発電機主回路には、発電機負荷開閉器を設置する。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

#### 10.3.4.4 変圧器

本発電用原子炉施設では、次のような変圧器を使用する。

主変圧器・・・発電機並列中は、発電機電圧（21kV）を 275kV 開閉所電圧（275kV）に昇圧する。また、発電機解列中は、275kV 開閉所電圧（275kV）を発電機電圧（21kV）に降圧する。

所内変圧器・・・発電機電圧（21kV）を所内高圧母線電圧（6.6kV）に降圧する。

予備変圧器・・・275kV 開閉所電圧（275kV）を所内高圧母線電圧（6.6kV）に降圧する。

動力変圧器・・・所内高圧母線電圧（6.6kV）を所内低圧母線電圧（440V）に降圧する。

後備変圧器・・・66kV 開閉所電圧（66kV）を所内高圧母線電圧（6.6kV）に降圧する。

発電機の発生電力は、主変圧器を通して 275kV 開閉所に送る。所内電力は、通常運転時は発電機から 1 台の所内変圧器を通して又は 275kV 開閉所から予備変圧器を通して供給するが、発電用原子炉の起動又は停止中は、275kV 開閉所から 1 台の主変圧器及び所内変圧器を通して又は予備変圧器を通して供給する。また、66kV 送電線は、後備変圧器を通して受電する設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条-77～80）】

#### 10.3.4.5 所内高圧系統

常用の所内高圧系統は、6.6kV で第 10.1.1 図に示すように常用 3 母線で構成する。

常用高圧母線（6-C1, 6-C2, 6-D）

所内変圧器又は予備変圧器から受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し、遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。



常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、電気建屋内に設置する。

常用高圧母線には、通常運転時に必要な負荷を振り分け、これらの母線は、通常時は、所内変圧器から受電するが、所内変圧器から受電できなくなった場合には、予備変圧器から受電する。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

#### 10.3.4.6 所内低圧系統

常用の所内低圧系統は、440Vで第10.1.1図に示すように常用5母線で構成する。

常用低圧母線（4-C1, 4-C2, 4-D1, 4-D2, 4-E）

常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は配線用遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

常用低圧母線のパワーコントロールセンタは、電気建屋内に設置する。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

#### 10.3.4.7 所内機器

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分

割接続し，所内電力供給の安定を図る。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

#### 10.3.4.8 直流電源設備

常用直流電源設備は，第 10.1.3 図に示すように，常用所内電源系として，直流 125V 2 系統（C 1 系，C 2 系）から構成する。常用所内電源系の直流 125V 系統は，非常用低圧母線に接続される充電器 2 台，蓄電池（常用）2 組，直流コントロールセンタ 2 台等を設ける。直流母線は 125V であり，うち蓄電池（常用）2 組の電源の負荷は，常用の計装用インバータ（無停電電源装置），タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ，電磁弁等である。

これらすべての蓄電池は，据置型蓄電池で独立したものであり，非常用低圧母線に接続された充電器により浮動充電される。

【説明資料（2.1.1：P33条-77～80）】

#### 10.3.4.9 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は，第 10.1.4 図に示すように，計装用交流母線 100V 8 母線及び計装用後備母線 100V 5 母線で構成する。

計装用交流母線は，常用の計装用インバータ（無停電電源装置）又は計装用定電圧装置から，計装用後備母線は，常用の計装用後備定電圧装置又は計装用後備変圧器から給電する。

常用の計装用インバータ（無停電電源装置）は，外部電源喪失及び全交流動力電源喪失により交流入力喪失しても，常用