

使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備等との

離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プール手摺り外側にて設置、保管及び取り扱う設備等であり、使用済燃料プールと離隔距離を確保し、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

また、分電盤、制御盤等については、離隔距離を確保し配置されていることに加え、床や壁面にボルト等にて固定または固縛されている設備等であることから、使用済燃料プールへ落下することはない。

表 1 に、評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し、図 1 にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。

表 1 評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の
落下防止分類

番号	抽出項目	No	詳細	落下防止 分類
5	PCV（取扱具含む）	1	PCV ヘッド	①
		2	PCV ヘッド吊り具	①
11	電源盤類	3	照明用トランス	①，②
		4	照明用分電盤	①，②
		5	チャンネル着脱機制御盤	①，②
		6	作業用分電盤	①，②
		7	中継端子箱	①，②
		8	原子炉建屋クレーン電源切替盤，操作盤	①，②
		9	水中照明電源箱	①，②
		10	SHIPPING 用操作盤部	①，②
		11	SHIPPING 動力盤	①，②
		12	開閉器	①，②
		13	キャスクピット排水用電源盤	①，②
18	空調機	14	空調機	①，②
		15	FHM 操作室空調機	①，②
19	重大事故等対処設備	16	静的触媒式水素再結合器	①，②
		17	常設スプレイヘッダ	①，②

【落下防止分類】

- ①使用済燃料プール周りに設置される手摺りの外側に設置，保管及び扱い
②床または壁面への固定

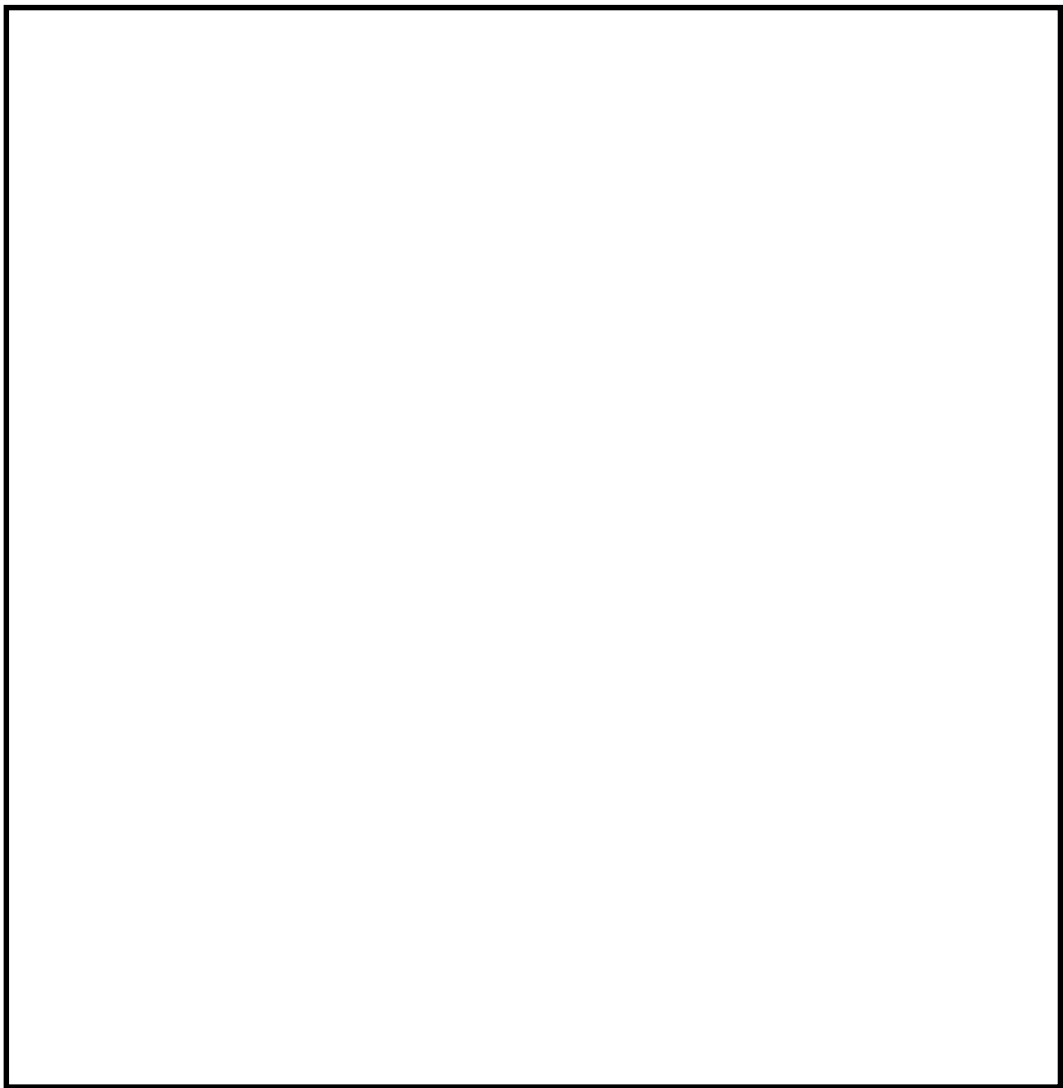


図 1 使用済燃料プールと周辺設備の配置図

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、待機時に使用済燃料プール上へ配置しない運用とすることで、使用済燃料プールへの落下は防止される。

以下に、東海第二発電所の燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機位置を示す。

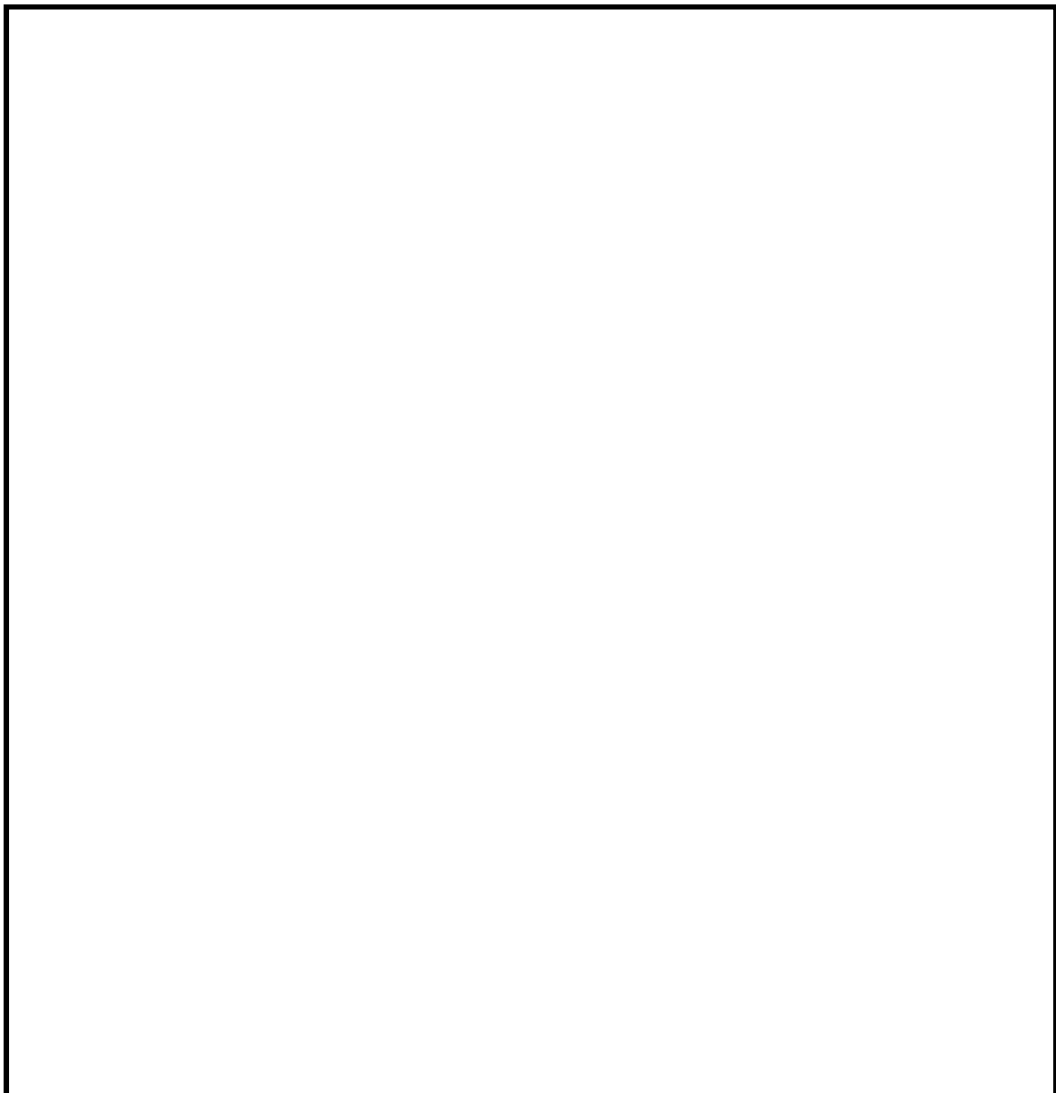


図 2 燃料取替機待機位置

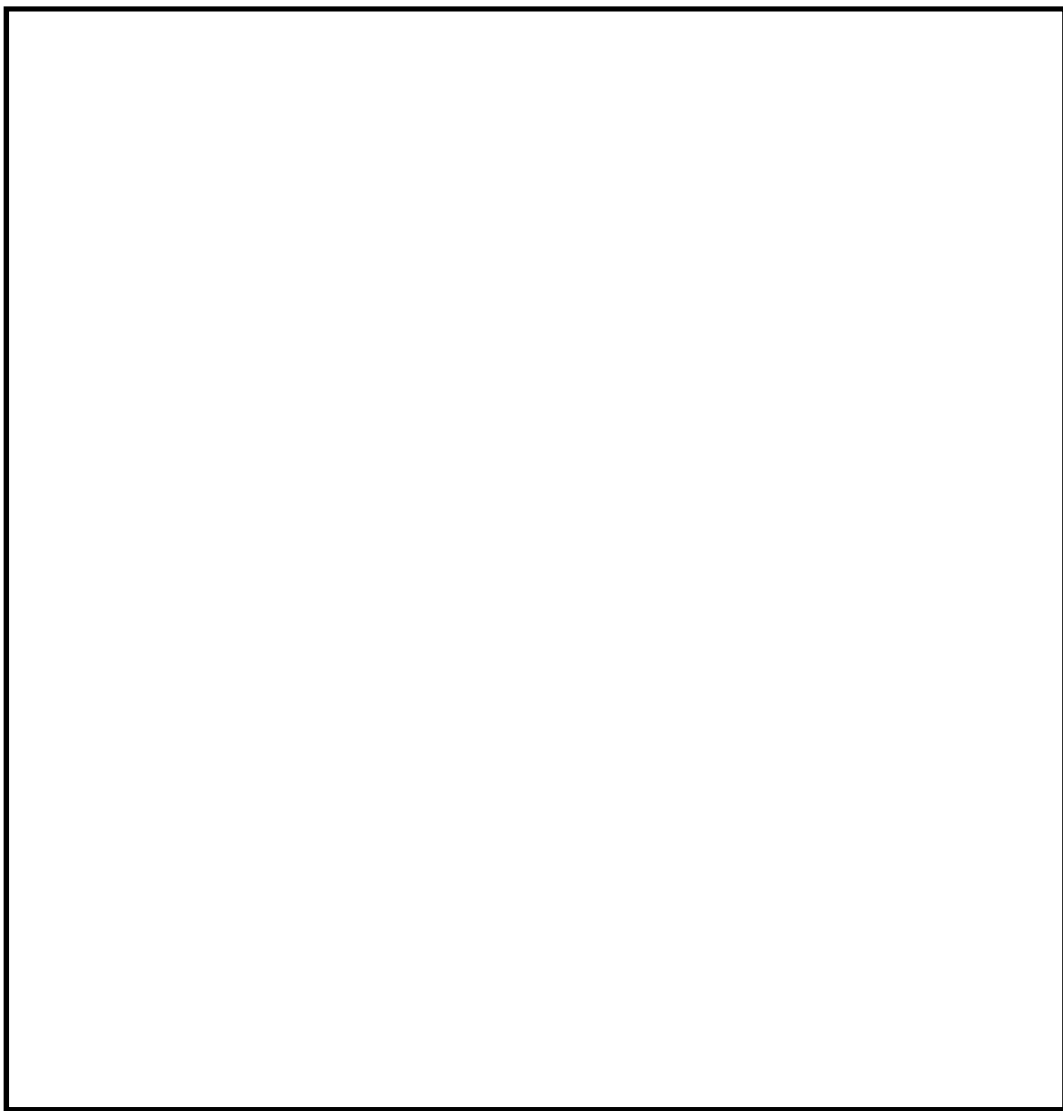


図 3 原子炉建屋クレーン待機位置

原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及びキャスクが走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設けている。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋原子炉棟運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

インターロックには3つのモードがあり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止している。

原子炉建屋クレーンの重量物移送及びキャスク移送のインターロックによる移送範囲とリミットスイッチ展開図の関係を図1, 2に示す。

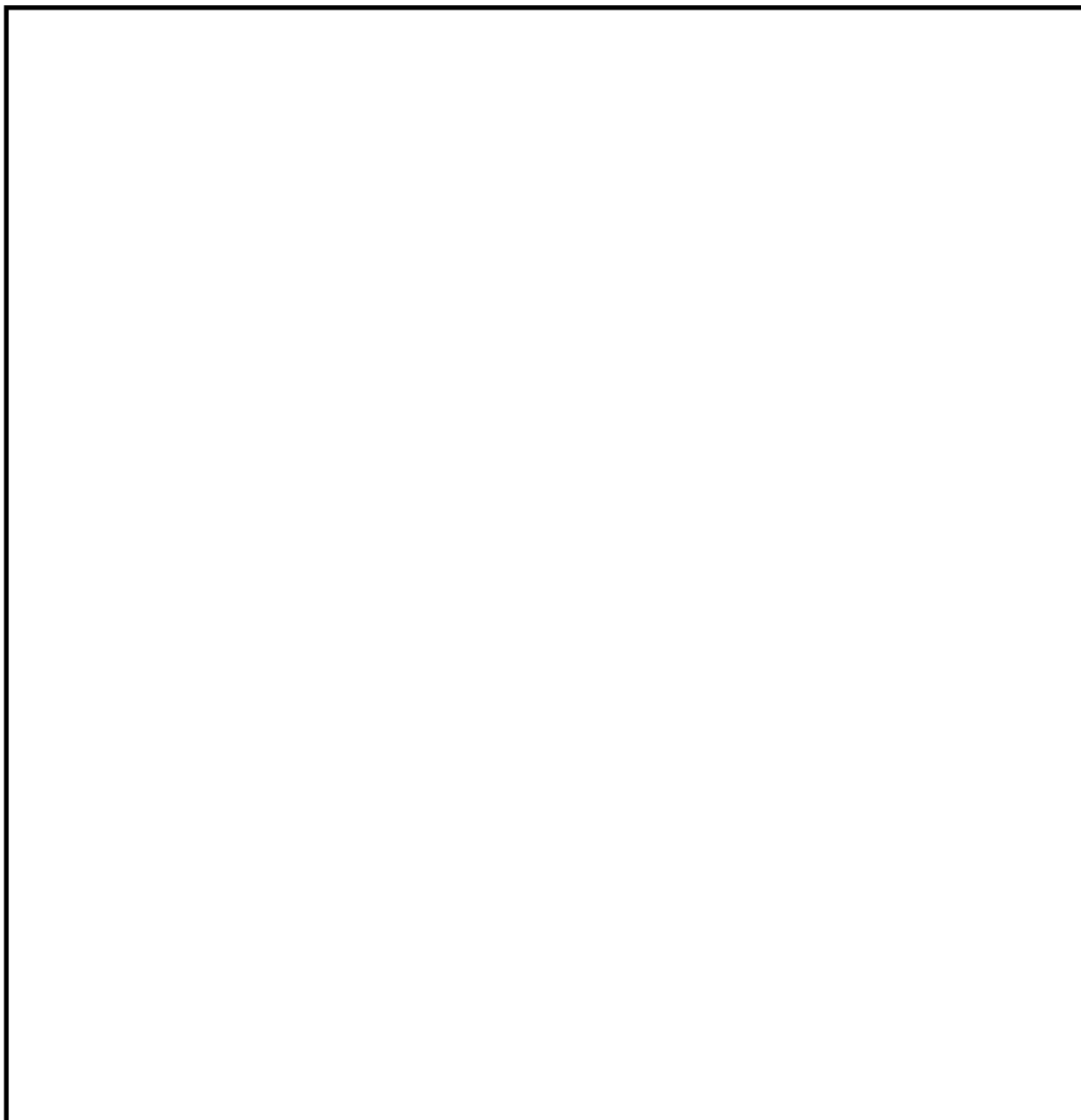


図 1 原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による
重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図

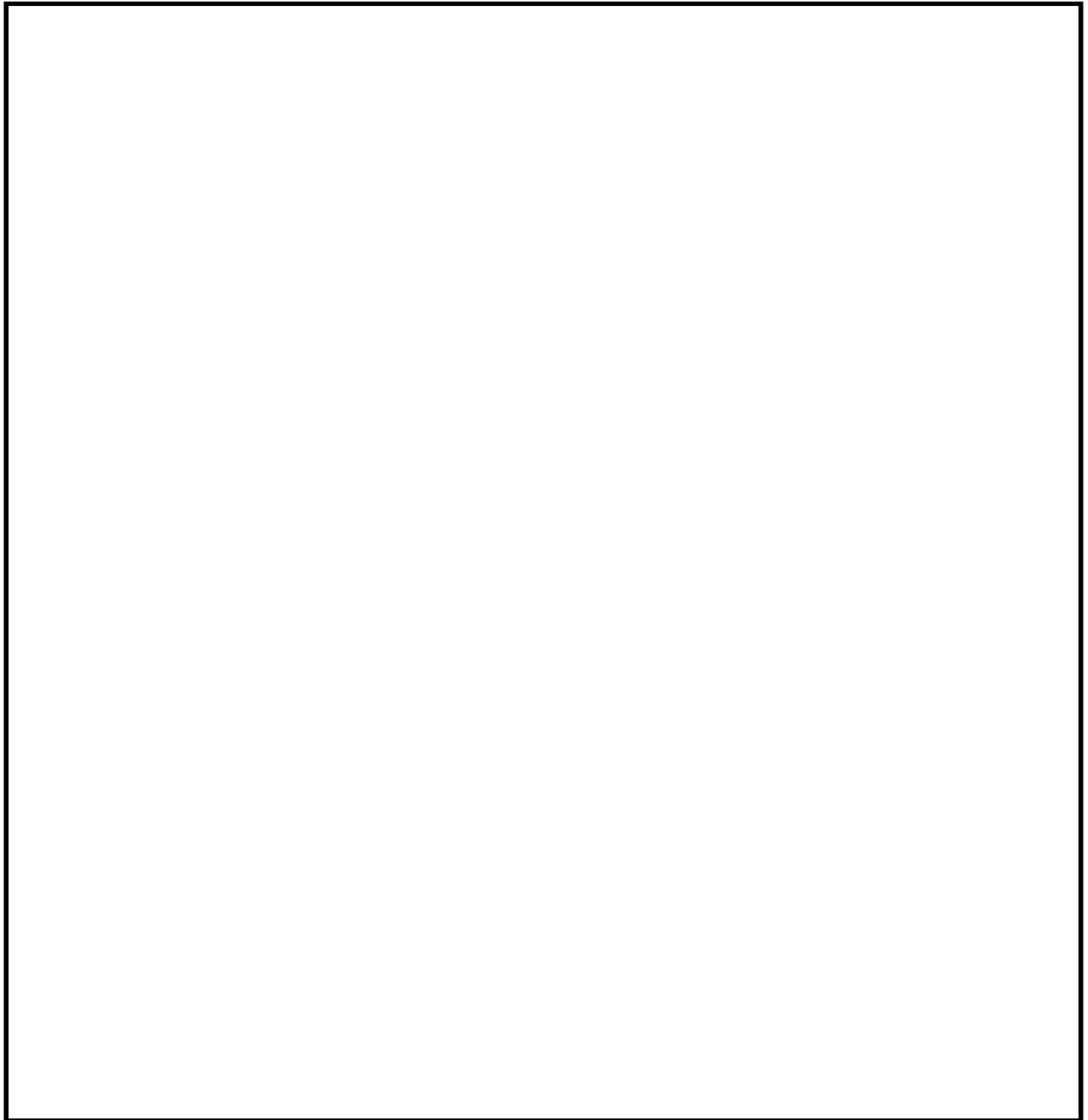


図 2 原子炉建屋クレーンのインターロック（A モード）による
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

東海第二発電所の使用済燃料プール周りは、異物混入防止管理区域に指定されており、運転中及び定検中において、使用済燃料プール周辺で作業を実施する際は異物混入防止エリアを設定し、持ち込み物品を制限することで使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。

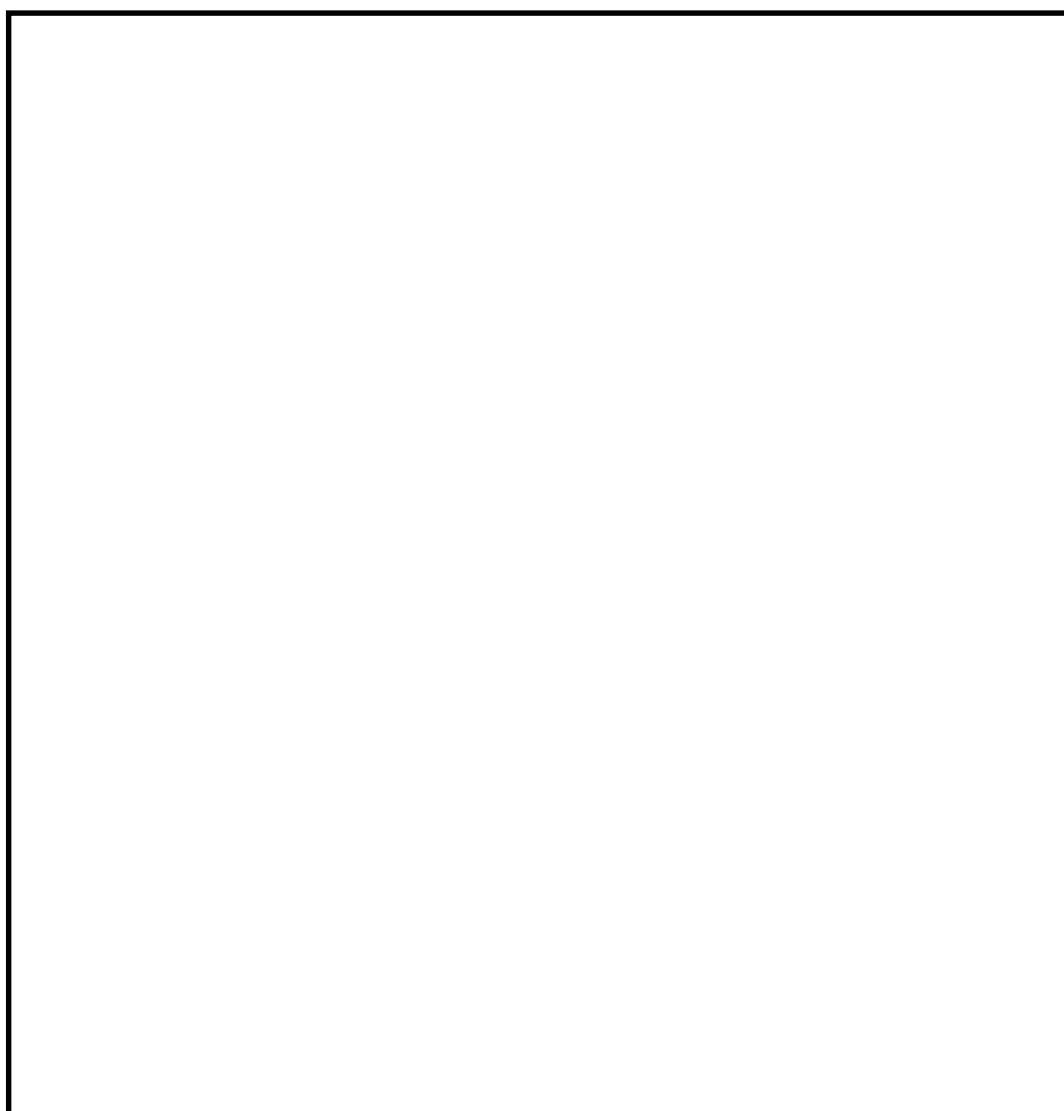


図 1 原子炉建屋 6 階異物混入防止管理区域

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の
健全性評価について

1. 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し、各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重により、各部の強度評価を行うこととする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 S_s

方向：鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上下方向床応答スペクトルとワイヤロープの固有周期を考慮した位置

3. 評価結果

燃料取替機主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。^(注 1)

表 1 取替機主ホイスト各部 裕度整理表

設備	部位		裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ※ ¹		(注 1)	(注 1) ※ ²
	グラップル ヘッド	フック※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²
		シャフト※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²
	ブレーキ※ ¹		(注 1)	(注 1) ※ ²

※ 1 燃料取替機のワイヤロープ、フック、シャフトの構造については図 5.2.7 及び図 5.2.8 参照。ブレーキの構造については図 5.2.6 参照。

※ 2 本評価結果は、静的荷重によるものであり、地震動による吊荷の衝撃荷重等は考慮しないこととする。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の
健全性評価について

1. 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施することとする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 S_s

方向：水平，鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上端

トロリ位置：ブリッジ中央

3. 評価結果

原子炉建屋クレーン主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。

（注 1）

表 2 原子炉建屋クレーン主巻各部 裕度確認整理表

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※ ¹	（注 1）	（注 1）※ ²
	フック※ ¹	（注 1）	（注 1）※ ²
	ブレーキ※ ¹	（注 1）	（注 1）※ ²

※ 1 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ、フックについては第 5.2.10 図参照，ブレーキの構造については，図 5.2.9 参照。

※ 2 ブレーキについて，制動力を上回る負荷トルクが発生し，スリップすることが考えられるが，地震による加速度は交番加速度であり，スリップは一時的なものと考えられ，大きく落下することはない。なお，基準地震動 S_s 時における定格荷重でのすべり量は，評価にて算出する。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

○燃料取替機

燃料取替機は、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を燃料取替機、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行レールについては建屋壁面との離隔距離より、燃料取替機の全車輪がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。

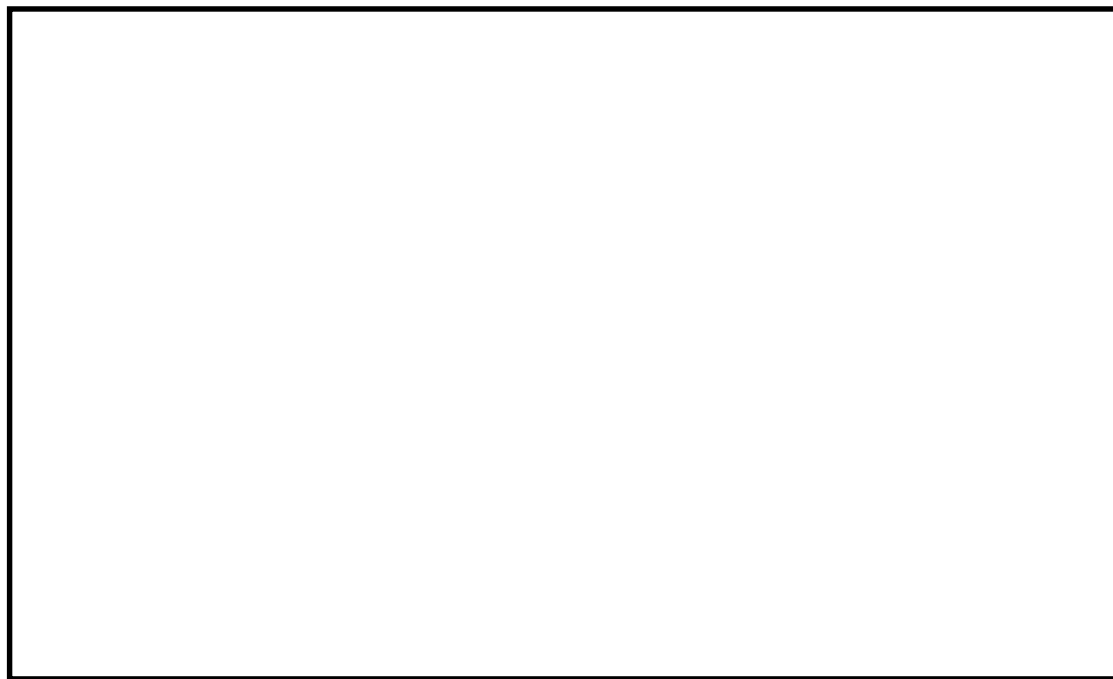


図 1 燃料取替機走行レールと壁面距離

○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を原子炉建屋クレーン、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、各レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン、トロリがレールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。

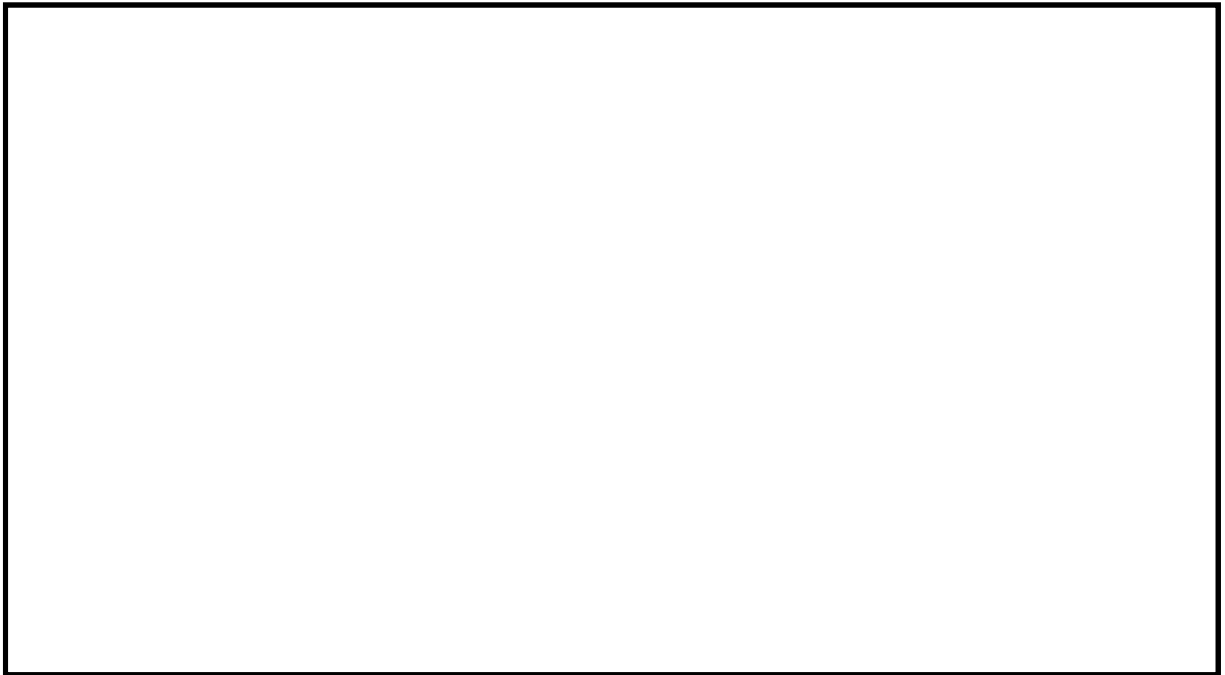


図 2 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離

過去トラブル事例に対する対応状況について

1. 女川原子力発電所 1 号炉及び福島第二原子力発電所 3 号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部損有事象について

1.1 事象概要

女川原子力発電所 1 号炉の原子炉建屋天井クレーンについて、平成 23 年 9 月 12 日に東北地方太平洋沖地震後の走行確認を実施していたところ、異音を確認された。その後の詳細点検において、走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（図 1 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。
- ・損傷したつば部の破片が、軸受コロに挟まれ、その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い、軸受の損傷が拡大した。

また、本事象の再発防止対策として女川原子力発電所 1 号炉では、当該走行部を含む全ての走行部について、軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（図 2 参照）。

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所 3 号炉においても確認されている（図 3 参照）。

1.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の東海第二発電所への水平展開は不要と判断している。

- ・ 本事象は、原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが、仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても、東海第二発電所の原子炉建屋クレーンがランウェイ上から落下することはないと考えられる。

- ・ 東海第二発電所の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については、月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり、異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。

なお、異常発見時、速やかに復旧作業を行うため、軸受については予備品を保有することとしている。

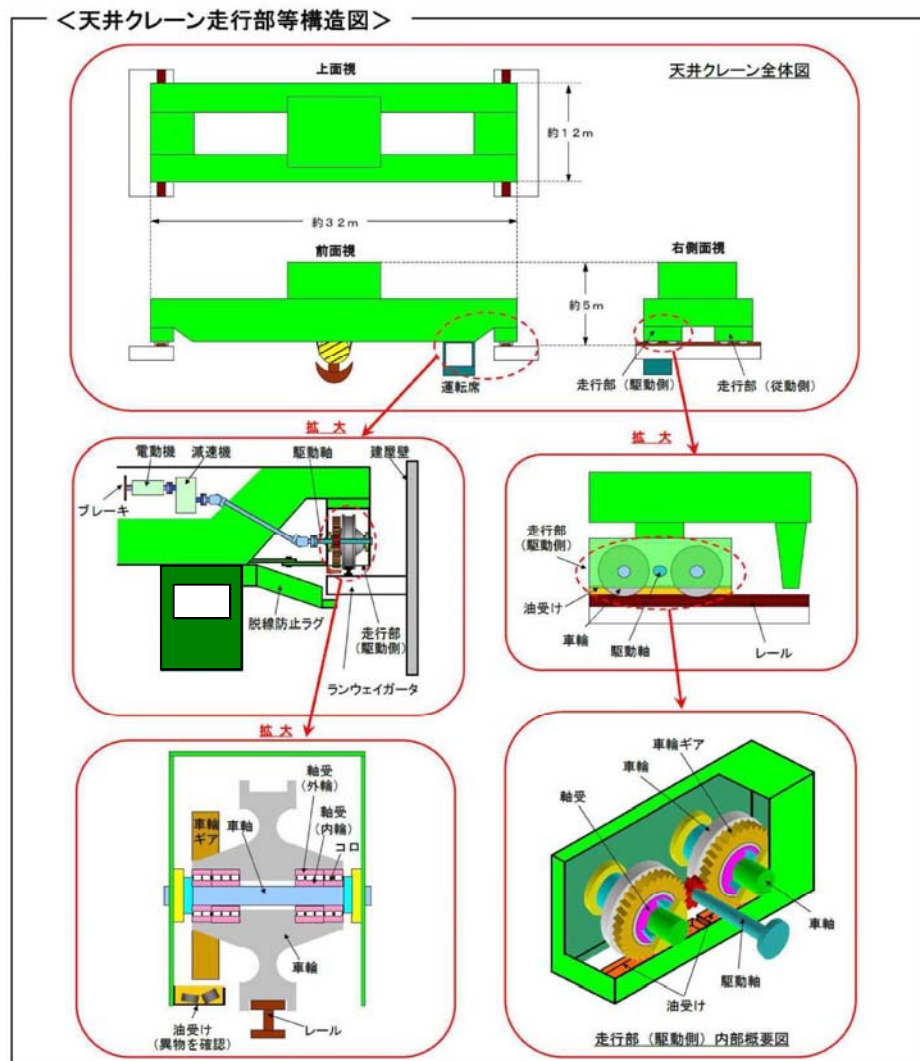


図1 女川原子力発電所1号炉 原子炉建屋クレーン走行部等構造図
(平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋)

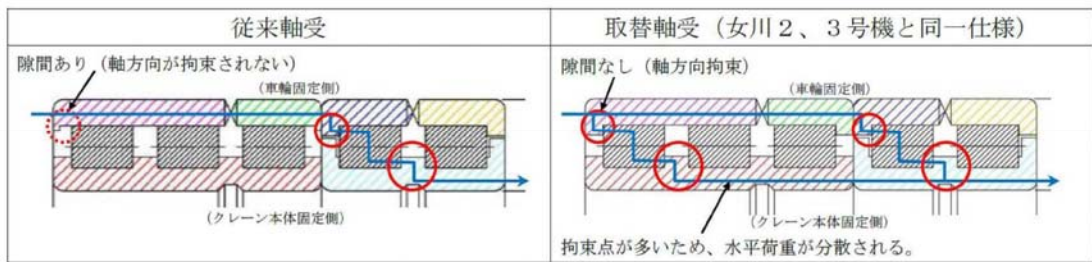


図2 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替軸受の比較
（平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋）

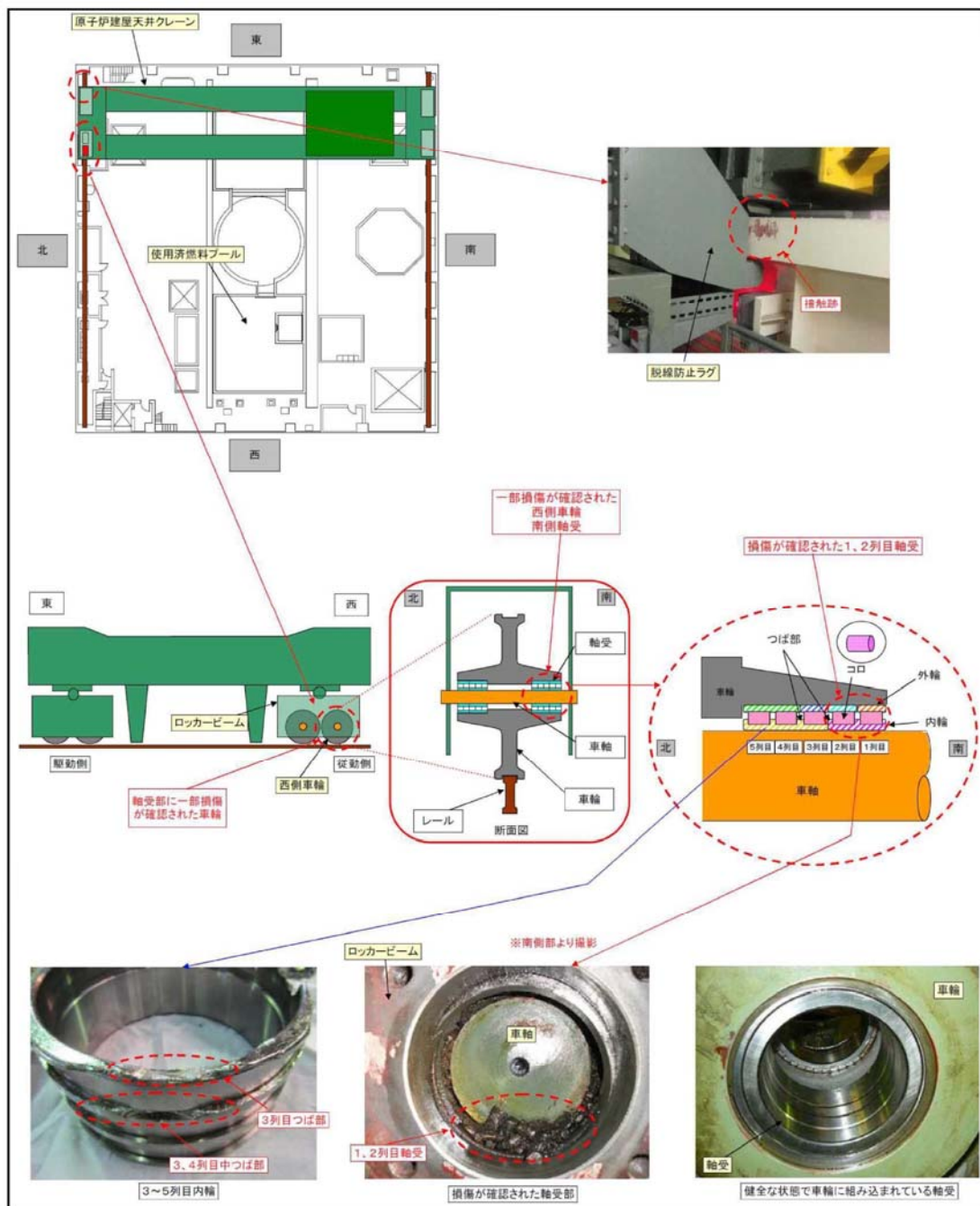


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
（平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋）

2. 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

2.1 事象概要

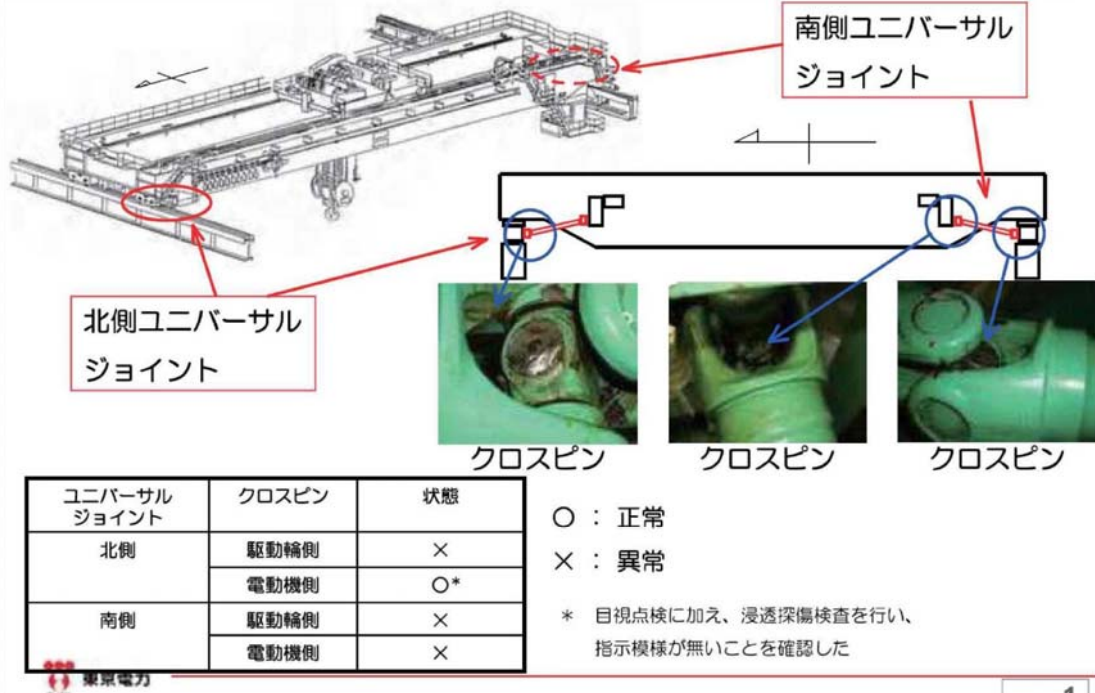
柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成 19 年 7 月 24 日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図 4 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・地震発生時、原子炉建屋クレーンは停止している状態であり、走行車輪はブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- ・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したが、電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の相反する作用により、走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、破損に至った。

2.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

東海第二発電所は設備構造上の違いからユニバーサルジョイントを使用していないため、水平展開は不要と判断している。

事象の概要（１）



事象の概要（２）

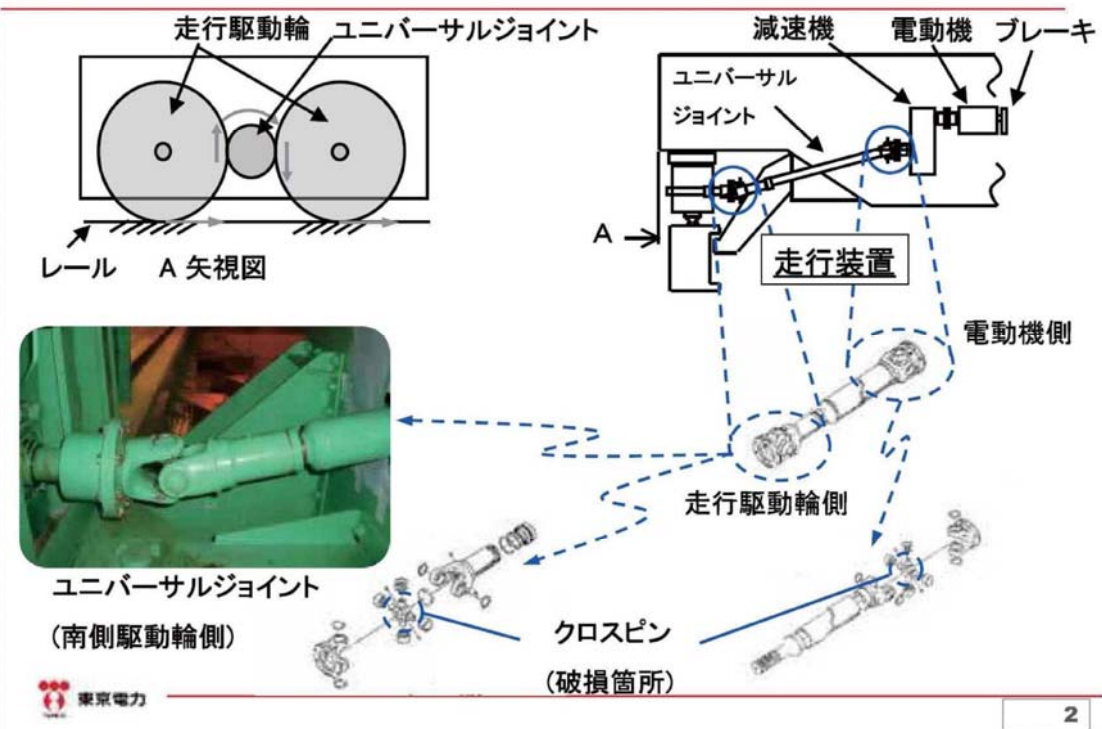


図 4 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について

3. その他トラブル事例に対する対応状況について

原子炉建屋クレーンに限らず，社外で発生したトラブル事例については，海外情報を含め，WANO，原子力安全推進協会，BWR 事業者協会等を通じて情報を収集している。

入手した情報については，社内要領に従い，社内検討会にてスクリーニングを行い，対応が必要と判断された案件については，当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。トラブル情報の処理フローについて図 5 に示す。

処理方法の詳細については，以下のとおり。

- ① 発電管理室及び東海第二発電所は，入手したトラブル情報等について，水平展開要否の検討を行う。また，発電管理室は，検討が必要と判断した場合，東海第二発電所に検討を依頼する。
- ② 東海第二発電所は，関連室にて「同様・類似設備の有無」，「発生プラントで行われた各対策に対する水平展開の要否及びその理由」等について検討し，トラブル検討会にてその妥当性を審議する。
- ③ 発電管理室は，トラブル検討会の審議結果を情報検討会に付議し，東海第二発電所の審議結果の妥当性を確認する。
- ④ 東海第二発電所は，対策を実施する。
- ⑤ 発電管理室は，トラブル検討が完了したことを管理リストへ反映する。

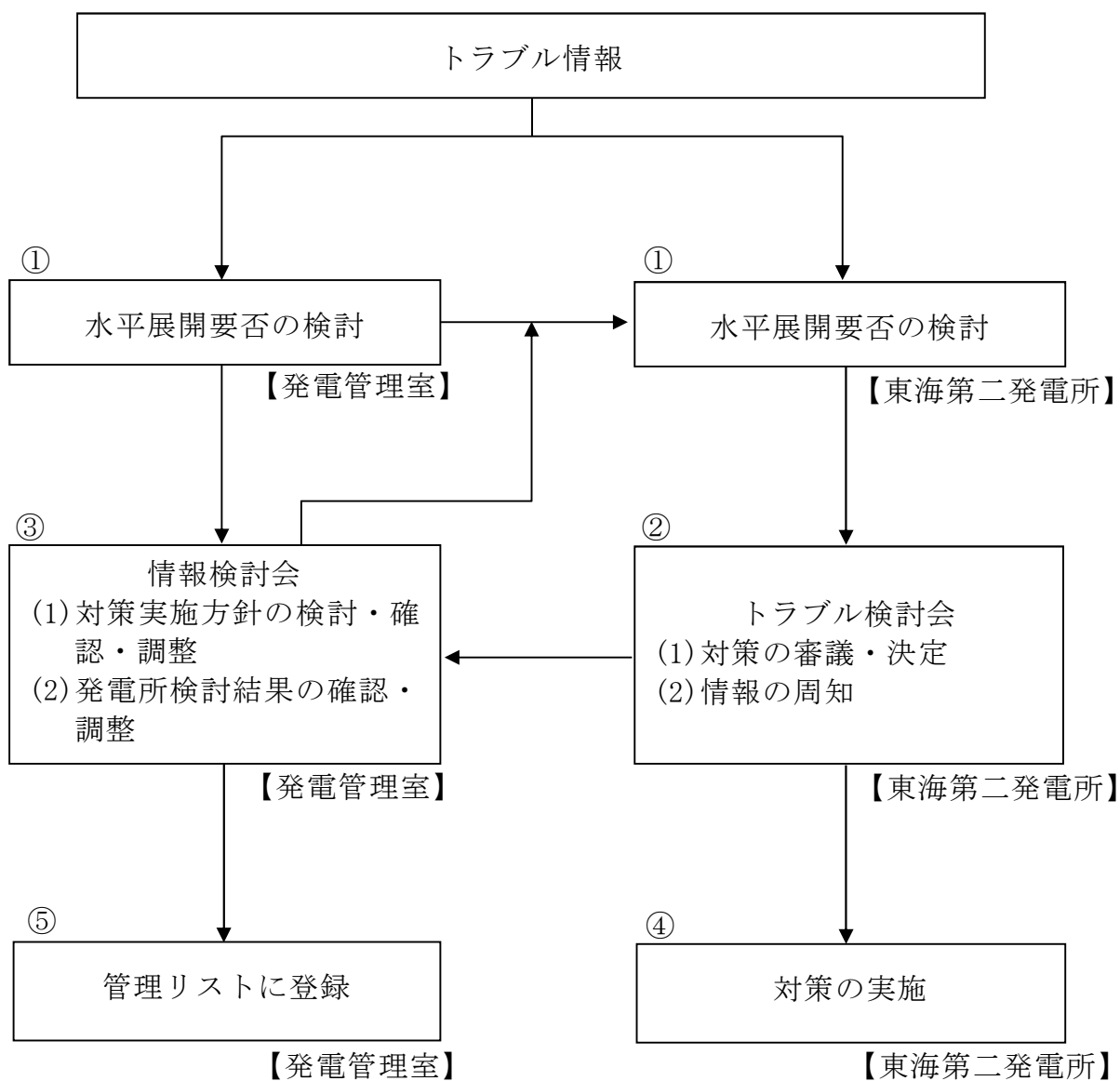


図5 トラブル情報の処理フロー

新燃料の取り扱いにおける落下防止対策

新燃料は、原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱われ、原子炉建屋原子炉棟内に搬入後、検査を行い、所定の場所（新燃料貯蔵庫、又は使用済燃料プール）へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送される。

新燃料の取り扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図 1 に示す。

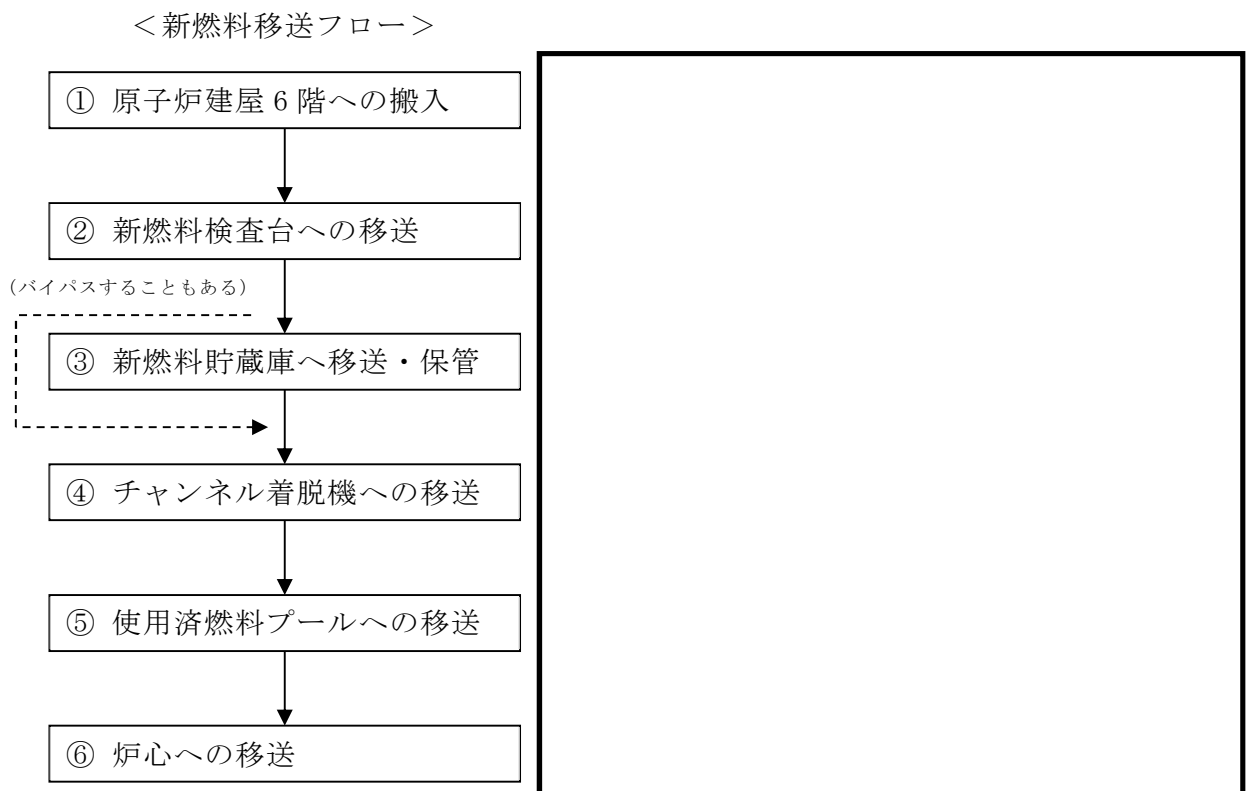


図 1 新燃料の取り扱いに係る経路（例）

図 1 に示すとおり、新燃料の取り扱いに係る移送時には、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止しているが、チャンネル着脱機※に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、新燃料の落

下を防止する構造としており，速度制限，過巻防止用のリミットスイッチにより，誤操作等による新燃料の落下は防止される。

炉心への燃料装荷の際には，燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが，燃料取替機についても，駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており，新燃料の落下は防止される。

※ チャンネル着脱機は，新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

キャスクの取り扱い作業は原子炉建屋クレーンを使用し、機器ハッチより原子炉建屋原子炉棟 6 階床面へキャスクの移送を行い、キャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。作業概要について図 1 に示す。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、キャスクが使用済燃料プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、使用済燃料プールへのキャスクの落下は防止される設計としている。

また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、キャスクの落下は防止される設計としている。

なお、キャスクピットでのキャスク取り扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが、キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、キャスクが横行、走行方向及び鉛直方向に滑った※^{1, 2}としても、使用済燃料プール水位維持のためのライニング健全性は維持される。

※1 キャスク取り扱い時は、インターロック運転により可動範囲が制限されること及びキャスクピットはキャスクピットゲートにより燃料プールと隔離されることから、キャスクが横行、走行方向に滑ったとしてもキ

ヤスクがキャスクピットエリア外の燃料プール内に落下することはない
ものとする。

※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る不可トルクが発生した場合のすべり量は、基準地震動 S_s 時の評価にて示すこととする。

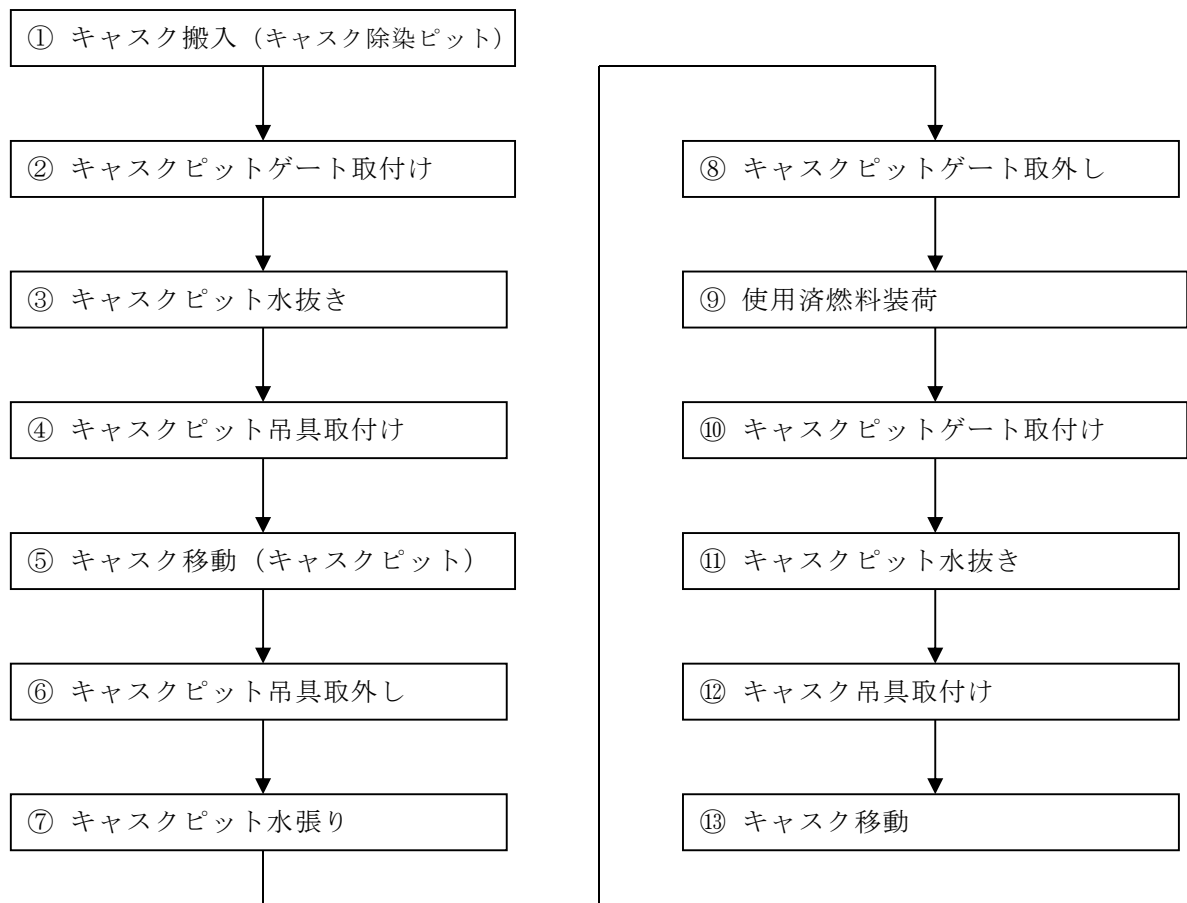
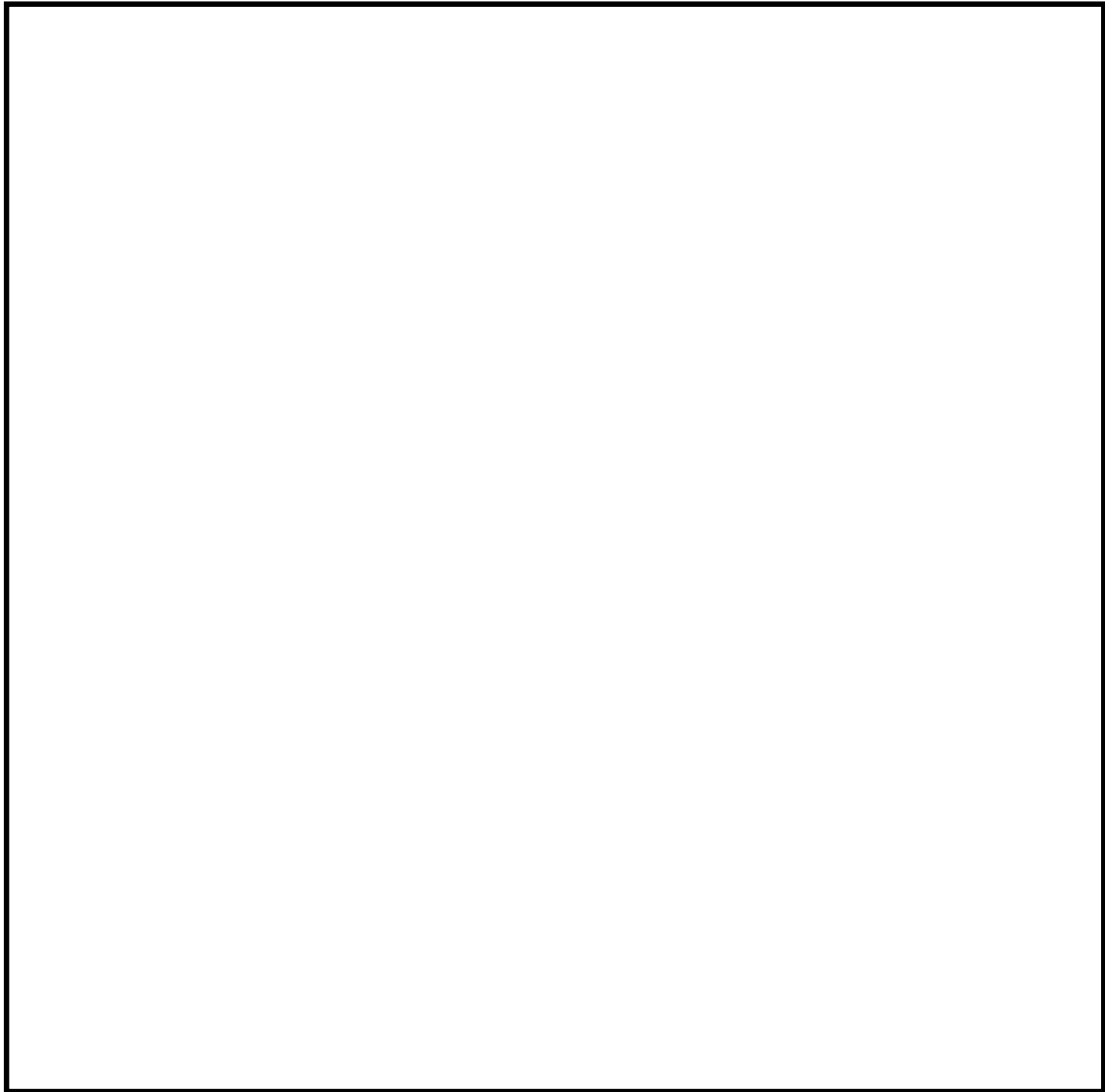


図1 キャスク取り扱い作業フロー



キャスクの種類

番号	名称	外形 (mm)
1	キャスク (NFT-32B 型)	
2	ドライキャスク (A 社製)	
3	ドライキャスク (B 社製)	
4	ドライキャスク (C 社製)	

図 2 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係

キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

キャスクは、原子炉建屋クレーン（主巻）にキャスク吊具を取付けて移送する。キャスクを移送する場合、キャスクはキャスク吊具によりトラニオン 4 か所ので支持されている。また、キャスク吊具と原子炉建屋クレーンはキャスク吊具の支持ピン（2 本）とクレーンフックで支持されている。

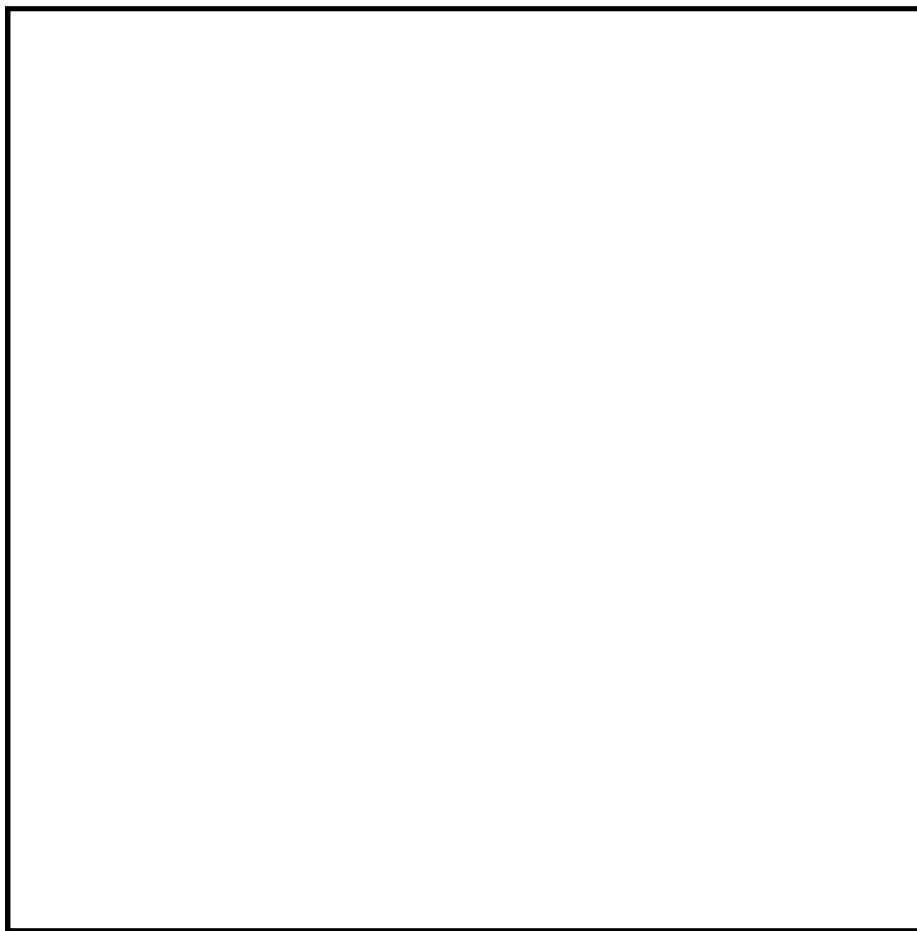


図 1 キャスク吊具の構造図

東海第二発電所

使用済燃料プール監視設備について

<目 次>

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

1.1 概要

1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び 保存について

1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

（別紙 1）各計測装置の記録及び保存について

（別紙 2）使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）について

（別紙 3）警報設定値について

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

1.1 概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）第十六条第 3 項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）において、「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」の設置が要求されている。

このため、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、設計基準対象施設である使用済燃料プール監視設備について、以下のとおり基準適合性を確認した。

1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

設置許可基準規則第十六条第 3 項にて要求されている「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」については、使用済燃料プール水位、使用済燃料プールライナードレン漏えい検知、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設置しており、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）を設置する設計としている。また、使用済燃料プールの水位低下、上昇及び温度上昇並びに使用済燃料プール付近の放射線量の異常を検知し、中央制御室に警報を発信する機能を有している。（第 1.2-1 表参照）

さらに、外部電源が利用できない場合においても、「発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）」として、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、使用済燃料プ

ール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（S A広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタについて，非常用所内電源系からの電源供給により監視継続が可能であるとともに，測定結果を表示，記録し，これを保存することとしている。

第 1.2-1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（1 / 2）

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
使用済燃料プール水位	ディスプレイサ／フロート式	水位が通常水位 N. W. L（EL. 46, 195mm）近傍であること。	—	水位低：EL. 46, 053 mm（通常水位 -142 mm） 水位高：EL. 46, 231 mm（通常水位 $+36$ mm）	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	2	C
使用済燃料プールライナードレン漏えい検知	フロート式	使用済燃料プールライナー部からの漏えいを検知すること。	—	EL. 29, 415 mm（ドレン止め弁（EL. 29, 150 mm） $+265$ mm）	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対	使用済燃料プール温度は、燃料プール冷却浄化系により 52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度 65℃を包含して測定できる範囲としている。また、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール温度が監視できる十分な測定範囲としている。	0～300℃	—	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
使用済燃料プール温度	熱電対		0～100℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	ガイドパルス式	使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測できること。	$-4,300$ mm ～ $+7,200$ mm (EL. 35, 077mm ～ EL. 46, 577 mm)	水位低：EL. 46, 000mm（通常水位 -195 mm）	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C（Ss）※
	測温抵抗体式	使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態が把握できること。	0～120℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C（Ss）※

※ 基準地震動 S s による地震力に対して、機能を維持する設計とする。

第 1.2-1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（2 / 2）

名 称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要 度分類
燃料取替フロア 燃料プールエリ ア放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値（0.01mSv/h）を 包含して測定できる範囲と する。	10^{-3} mSv/h ～ 10^1 mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
原子炉建屋換気 系燃料取替床排 気ダクト放射線 モニタ	半導体式	使用済燃料プール区域排気 ダクトの放射線レベルを連 続的に監視し、原子炉建屋 ガス処理系を起動する設定 値以上が計測できる範囲と している。	10^{-3} mSv/h ～ 10^1 mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	4	S
原子炉建屋換気 系排気ダクト放 射線モニタ	半導体式	原子炉建屋原子炉棟内から 放出される換気空調系排気 を連続的に監視し、原子炉 建屋ガス処理系を起動する 設定値以上が計測できる範 囲としている。	10^{-4} mSv/h ～ 1 mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 3 階	4	S

(1) 使用済燃料プール水位

○計測目的：使用済燃料プールの通常補給レベルの監視及び基準水位

(EL. 46, 195 mm以下「N. W. L」) からの水位の異常な低下並びに上昇の監視を目的としている。

○構成概略：水位検出器（ディスプレイサ，フロート式）で検出された使用済燃料プールの水位は，所定の警報設定値に達した場合，水位低及び水位高の検出信号を中央制御室に発信し，中央制御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2－1 図参照）

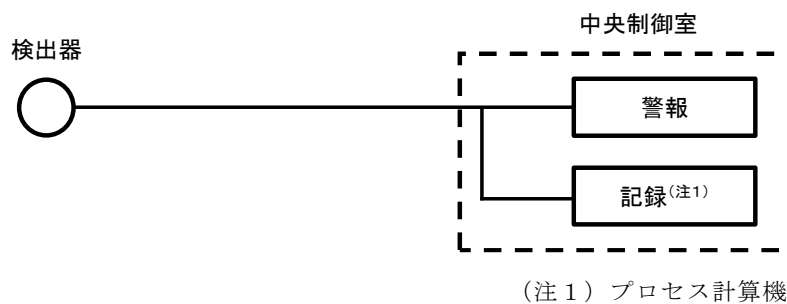
○警報設定：

水位高：EL. 46, 231mm（通常水位 ＋36mm）

使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へプール水が溢れるのを事前に検知するために設定値を設けている。（第 1.2－2 図及び第 1.2－3 図参照）

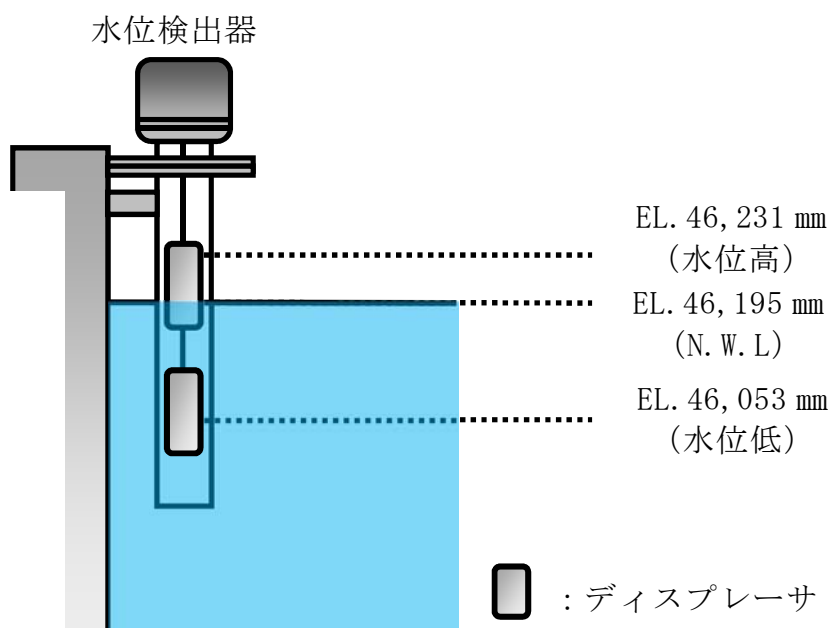
水位低：EL. 46, 053mm（通常水位 －142mm）

使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を早期に検知するため，設定値を設けている。（第 1.2－2 図及び第 1.2－3 図参照）

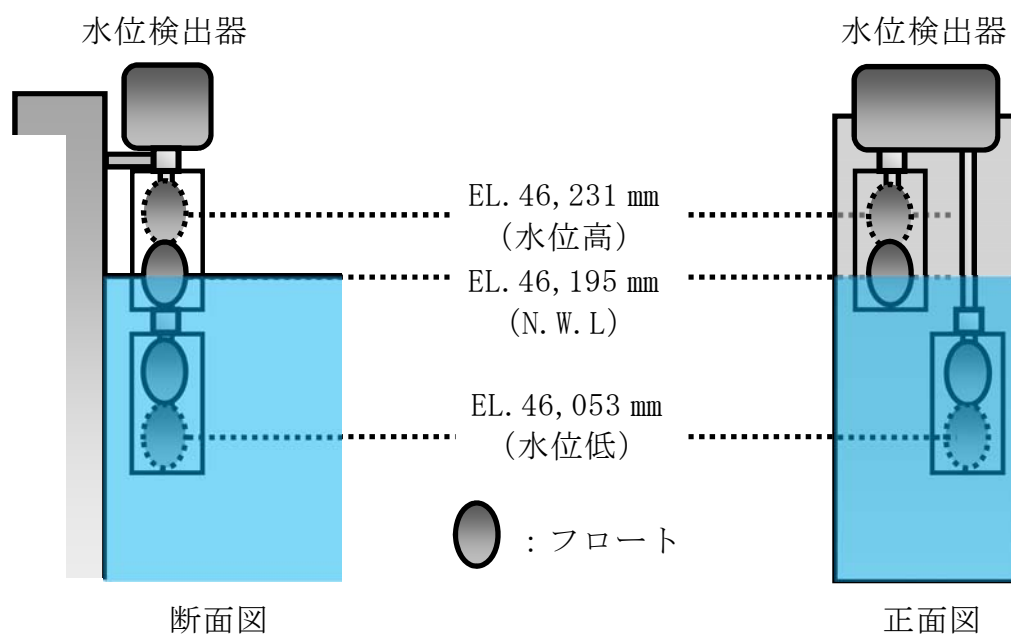


（注 1）プロセス計算機

第 1.2－1 図 使用済燃料プール水位（ディスプレイサ，フロート式）の概略構成図



第 1.2-2 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (ディスプレーサ式)



第 1.2-3 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (フロート式)

(設備仕様)

個 数 : 各 1

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 水位高 EL. 46,231mm (通常水位 +36mm)

水位低 EL. 46,053mm (通常水位 -142mm)

警 報 : 「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

(2) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

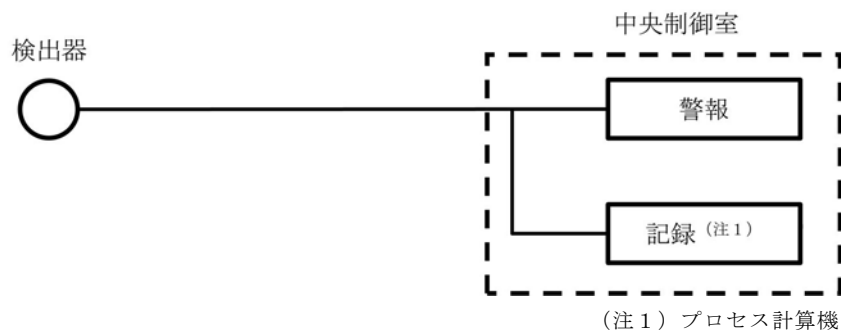
○計測目的：使用済燃料プールライナーからの漏えいの早期発見を目的としている。

使用済燃料プールライナーから漏えいがある場合、漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まる。この漏えいしたプール水を検出することで使用済燃料プールライナーからの漏えいを検知する。

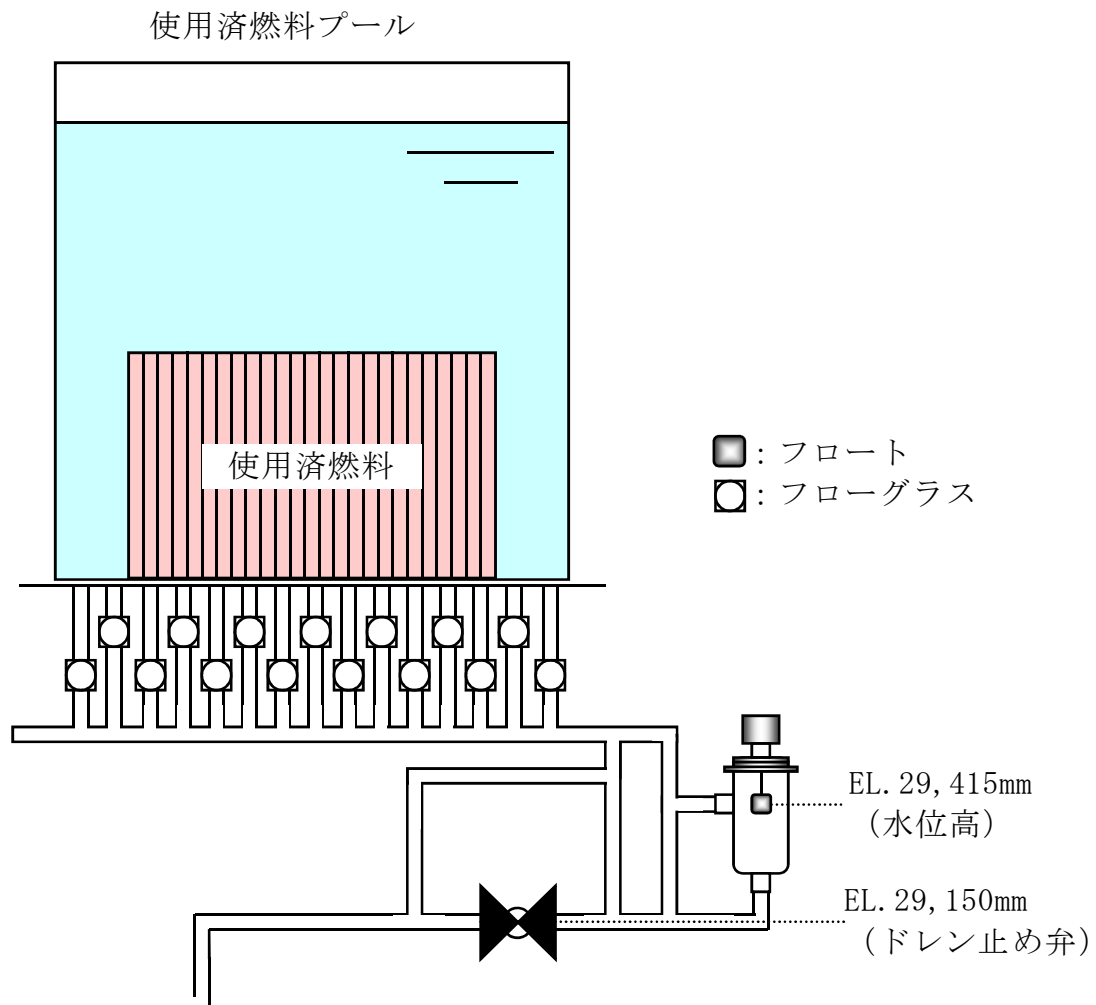
○構成概略：使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し、使用済燃料プールライナーからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を発し、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2-4 図参照）

○警報設定：EL. 29, 415mm（ドレン止め弁（EL. 29, 150mm）+265mm）

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を早期に検出する。（第 1.2-5 図参照）



第 1.2-4 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の概略構成図



第 1.2-5 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

(設備仕様)

個 数 : 1

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟4階

警報設定値 : EL. 29, 415mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) + 265mm)

警 報 : 「FUEL POOL LINER LEAKAGE」

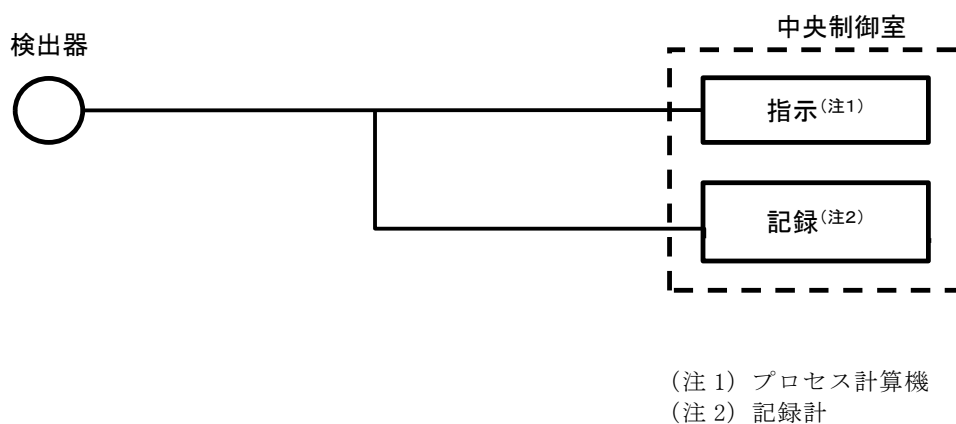
(3) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の監視を目的としている。

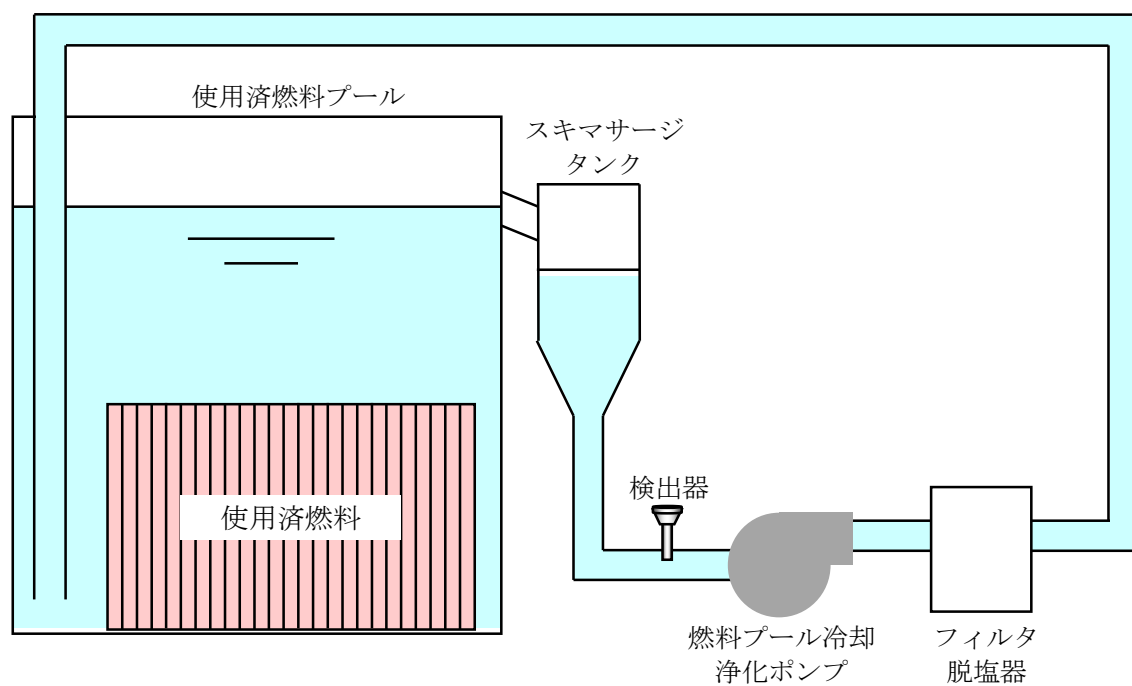
○構成概略：燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，熱電対にて温度を電気信号へ変換した後，中央制御室に指示及び記録される。

（第 1.2－6 図参照）

○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，0～300℃の温度計測を可能としている。（第 1.2－7 図参照）



第 1.2－6 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1.2-7 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0～300℃

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 4 階

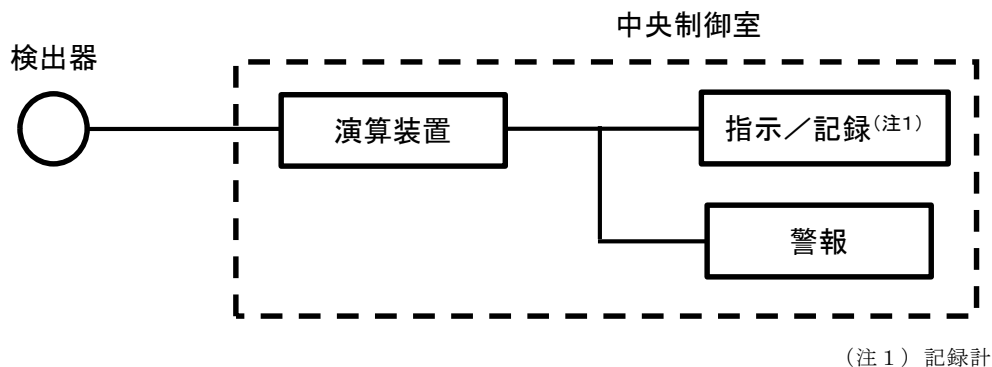
(4) 使用済燃料プール温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却水状態の把握を目的とする。

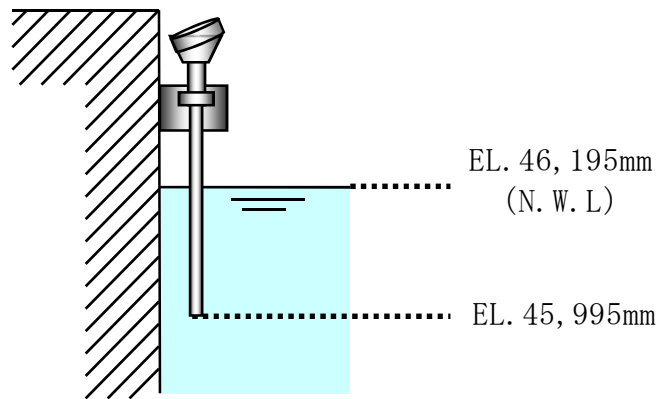
○構成概略：熱電対により検出された水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2－8 図参照）

○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，0～100℃の温度計測を可能としている。（第 1.2－9 参照）

○警報設定：使用済燃料プール温度は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52℃以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し，65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃としている。



第 1.2－8 図 使用済燃料プール温度の概略構成図



第 1.2-9 図 使用済燃料プール温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0～100℃

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 50℃

警報 : 「FUEL POOL TEMP HIGH」

(5) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

○計測目的（水位）：使用済燃料プール水位の異常な低下の監視を目的とし新たに設置する。

○計測目的（温度）：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態の把握を目的とし新たに設置する。

○構成概略（水位）：パルス信号を発信し、プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し、水位信号に変換する処理を行った後、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。（第 1.2-10 図参照）

○構成概略（温度）：測温抵抗体により検出された温度は、演算装置において温度信号に変換され、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。（第 1.2-10 図参照）

○計測範囲（水位）：使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測を可能とする。（第 1.2-11 図参照）
なお、基準地震動 S_s によるスロッシングを考慮した溢水時（通常水位から約 -0.70m 低下）においても水位計測を可能とする。

○計測範囲（温度）：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，
0～120℃の温度計測を可能とする。

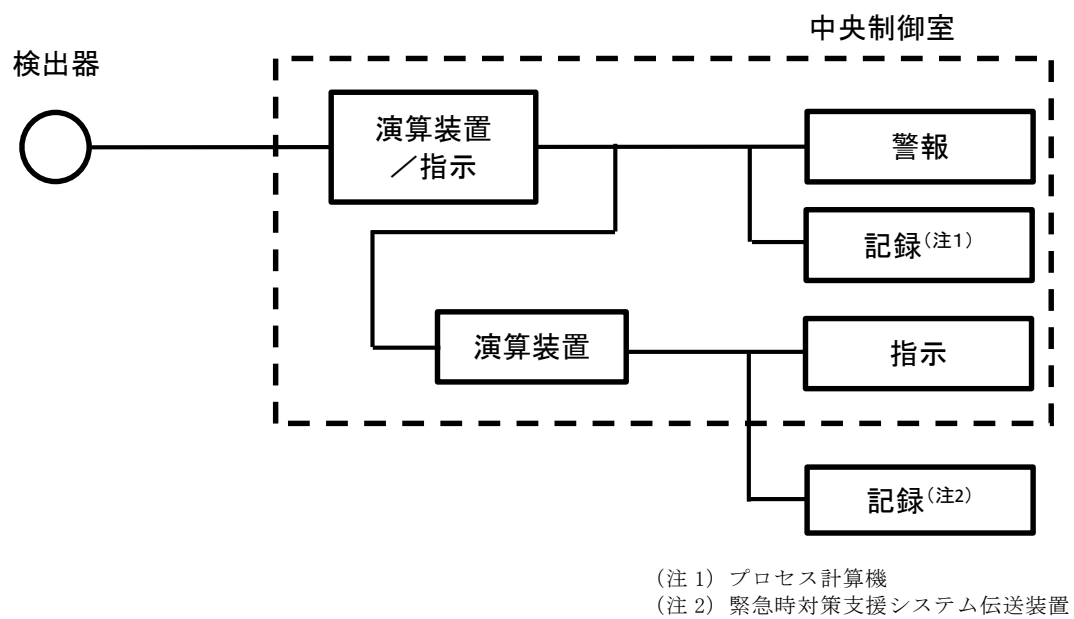
（第 1.2－11 図参照）

○警報設定（水位）：水位低 EL. 46,000mm（通常水位 －195mm）

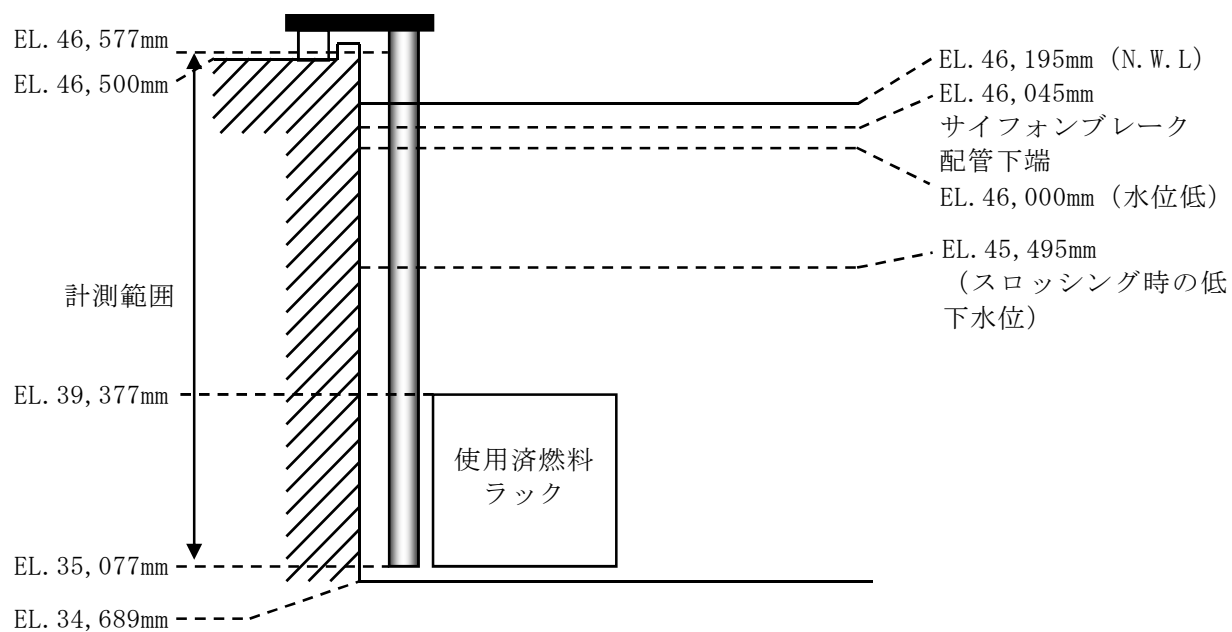
使用済燃料プール水位（S A 広域）の設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止後，更に異常な水位低下が発生した場合に，これを早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

○警報設定（温度）：温度高 50℃

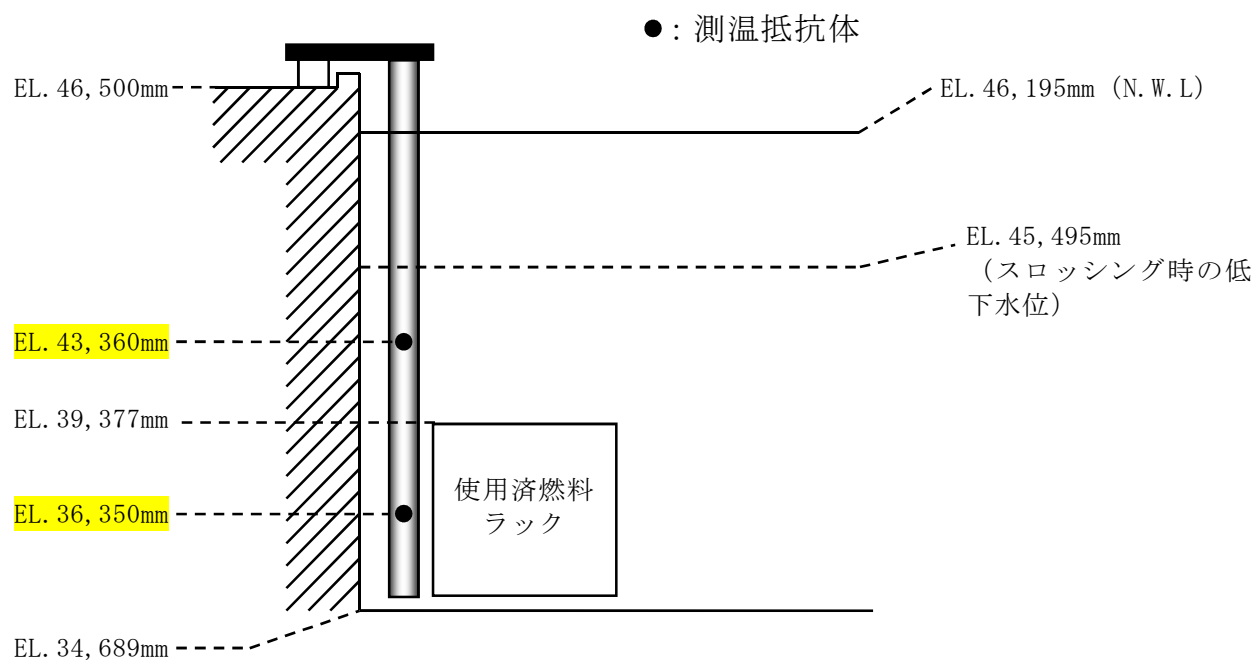
使用済燃料プール水温度（S A 広域）は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52℃以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し，65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃とする。



第 1.2－10 図 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）の概略構成図



使用済燃料プール水位・温度（S A広域）のうち，水位検出図



使用済燃料プール水位・温度（S A広域）のうち，温度検出図

図1.2-11 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の設置図

(設備仕様)

計測範囲：【水位】 $-4,300\text{mm} \sim +7,200\text{mm}^{\ast 1}$

(EL. 35,077mm～EL. 46,577mm)

※1 基準点は使用済燃料ラック上端
EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

【温度】 $0 \sim 120^{\circ}\text{C}$

個数：1

設置場所：原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値：水位低 EL. 46,000mm (通常水位 -195 mm)

温度高 50°C

個別警報：水位低「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

温度高「FUEL POOL TEMP HIGH」

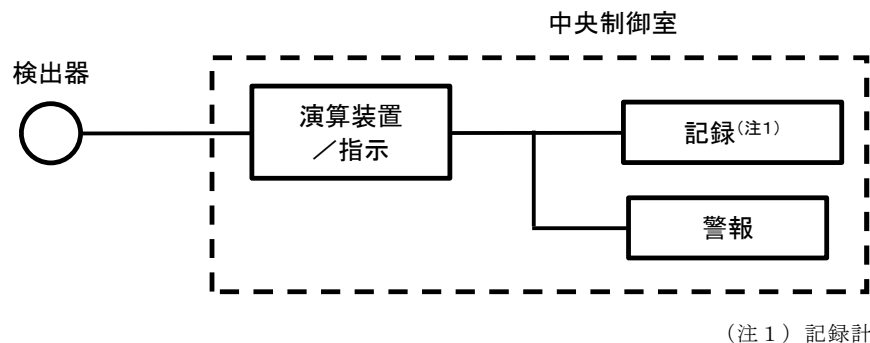
(6) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

○計測目的：作業従事者に対する放射線防護の観点から，使用済燃料プールエリアにおける線量当量率を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2－12 図参照）

○計測範囲：燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは，燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値（ 0.01mSv/h ）を包含して測定できる範囲とし， $10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^1\text{mSv/h}$ の線量当量率を計測可能としている。

○警報設定：通常時の異常な放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



第 1.2－12 図 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計 測 範 囲 : $10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^1\text{mSv/h}$

個 数 : 1

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警 報 : 「REFUELING FLOOR AREA RADIATION HIGH」

(7) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

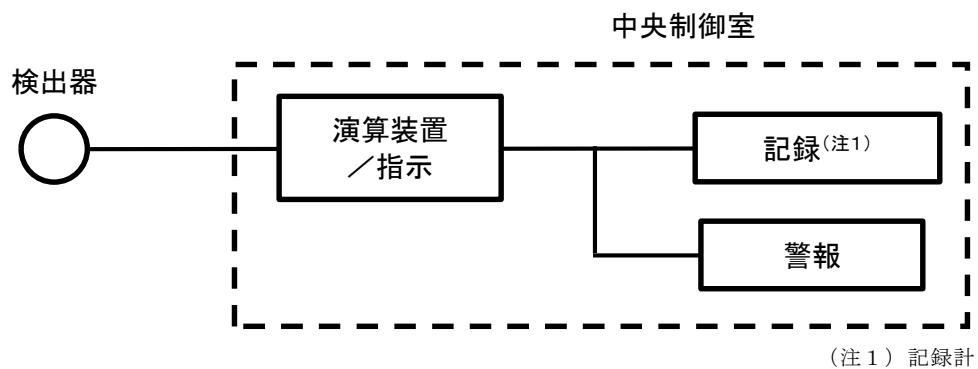
○計測目的：使用済燃料プールエリアでの燃料取扱事故を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。

（第 1.2－13 図参照）

○計測範囲：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し，異常な放射線上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



第 1.2－13 図 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計 測 範 囲 : $10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^1\text{mSv/h}$

個 数 : 4

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの10倍以下

警 報 : 「R/B REFUELING EXHAUST RADIATION HIGH」

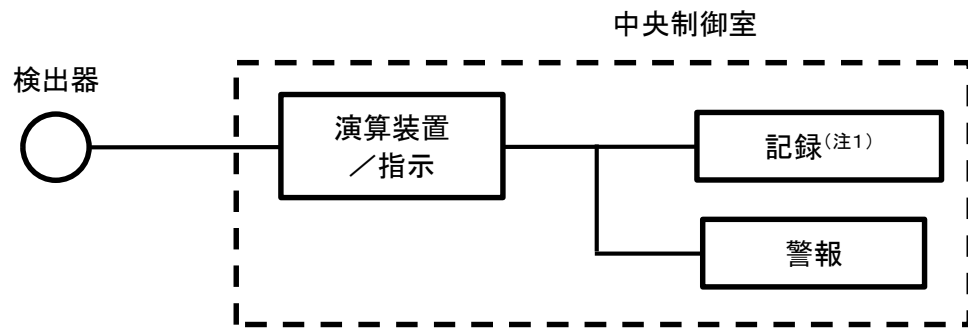
(8) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

○計測目的：原子炉建屋原子炉棟内の異常な放射能上昇を検出し，原子炉建屋通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気空調系の線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。（第 1.2-14 図参照）

○計測範囲：原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-14 図 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計 測 範 囲 : $10^{-4}\text{mSv/h} \sim 1\text{mSv/h}$

個 数 : 4

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟 3 階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警 報 : 「R/B EXHAUST PLENUM RADIATION HIGH」

1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

「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」（以下「技術基準規則」という。）第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び燃料取扱場所の放射線量について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告 第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。（第 1.3－1 表参照）

第 1.3－1 表 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

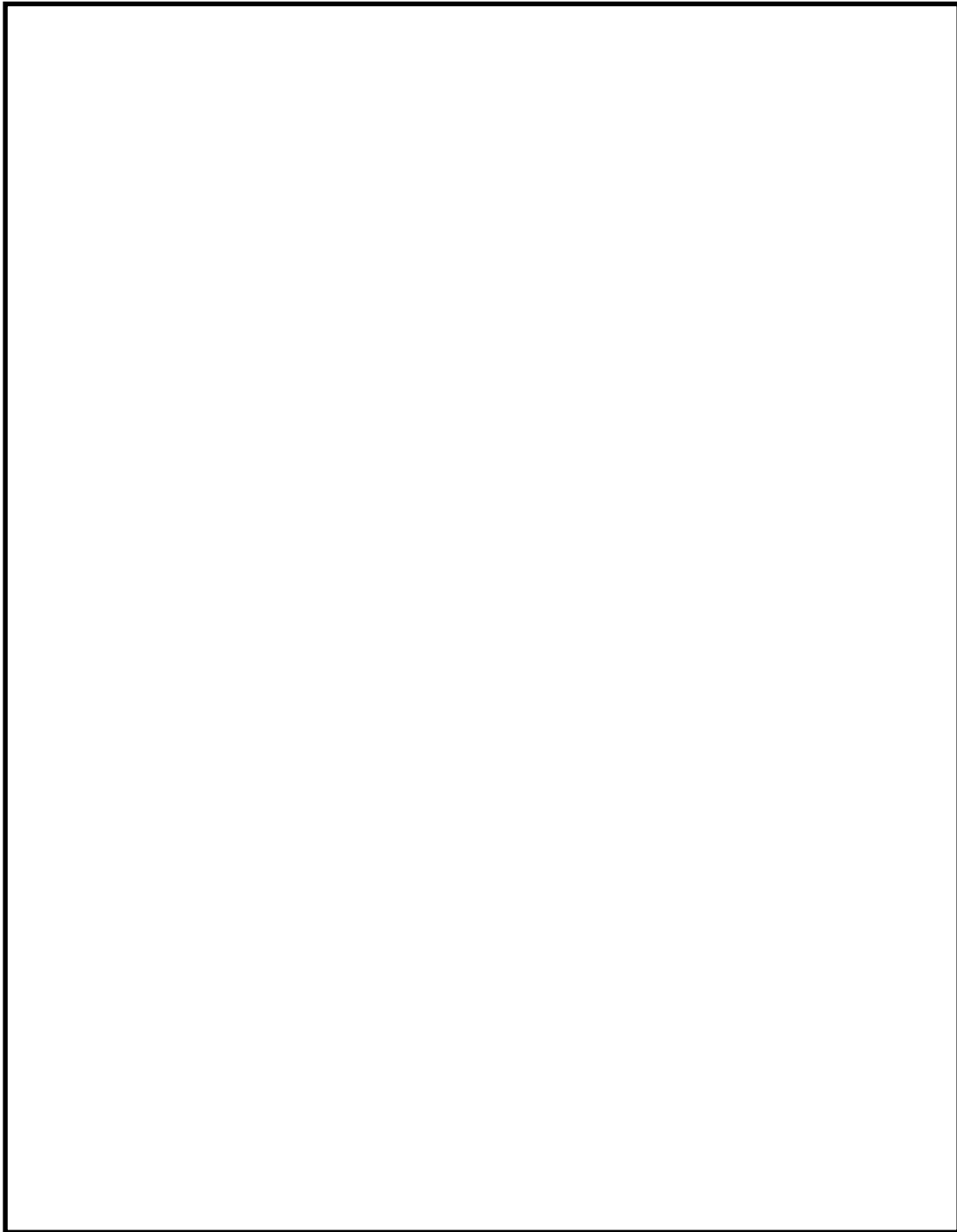
要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	記録紙	5 年
十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール水位	アラームタイパー	5 年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5 年

1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

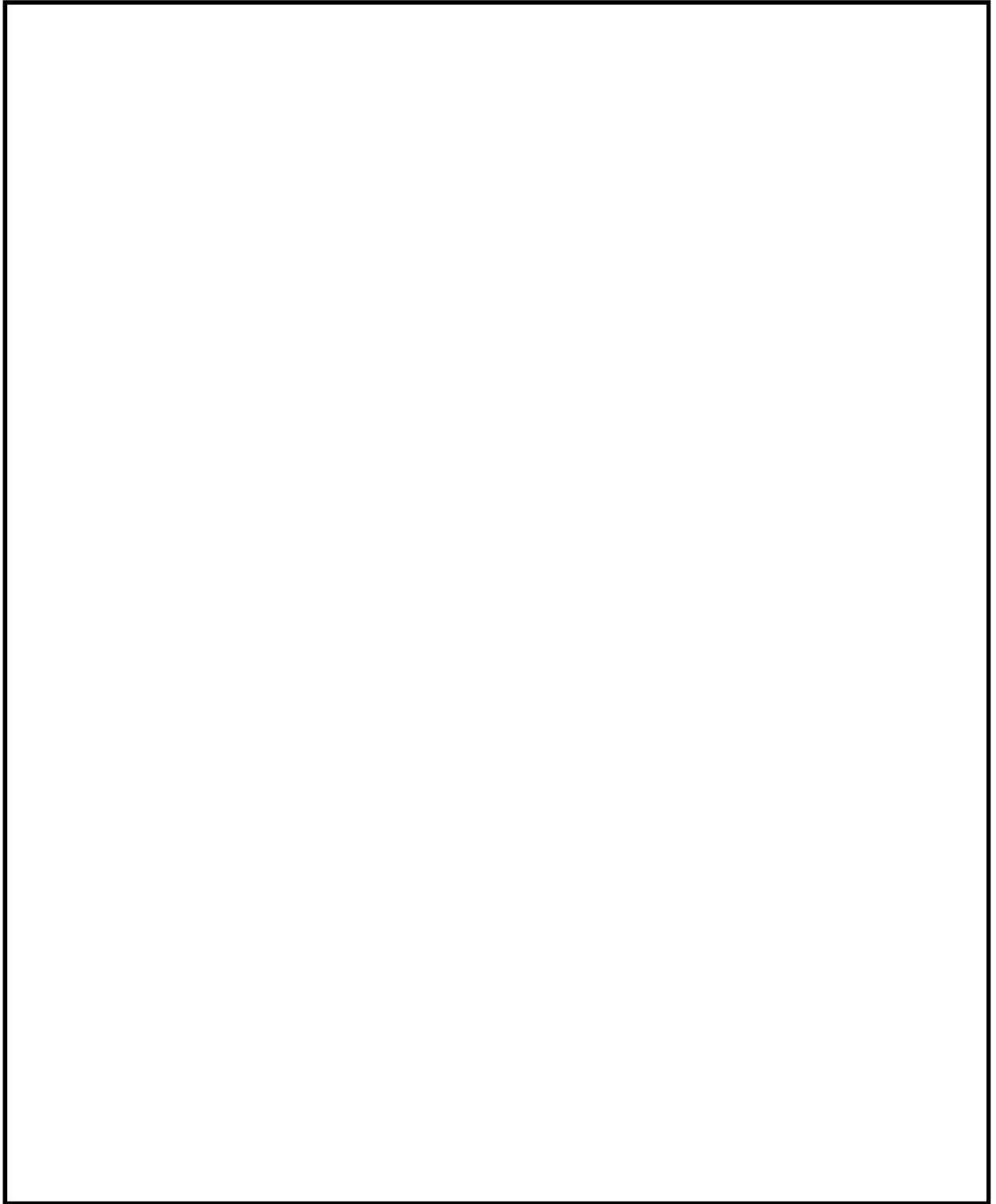
外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位，温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は，非常用所内電源系からの電源供給により，外部電源が喪失した場合においても計測が可能な設計としている。（設置許可基準規則第十六条 第3項）（第1.4-1図，第1.4-2図参照）

1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

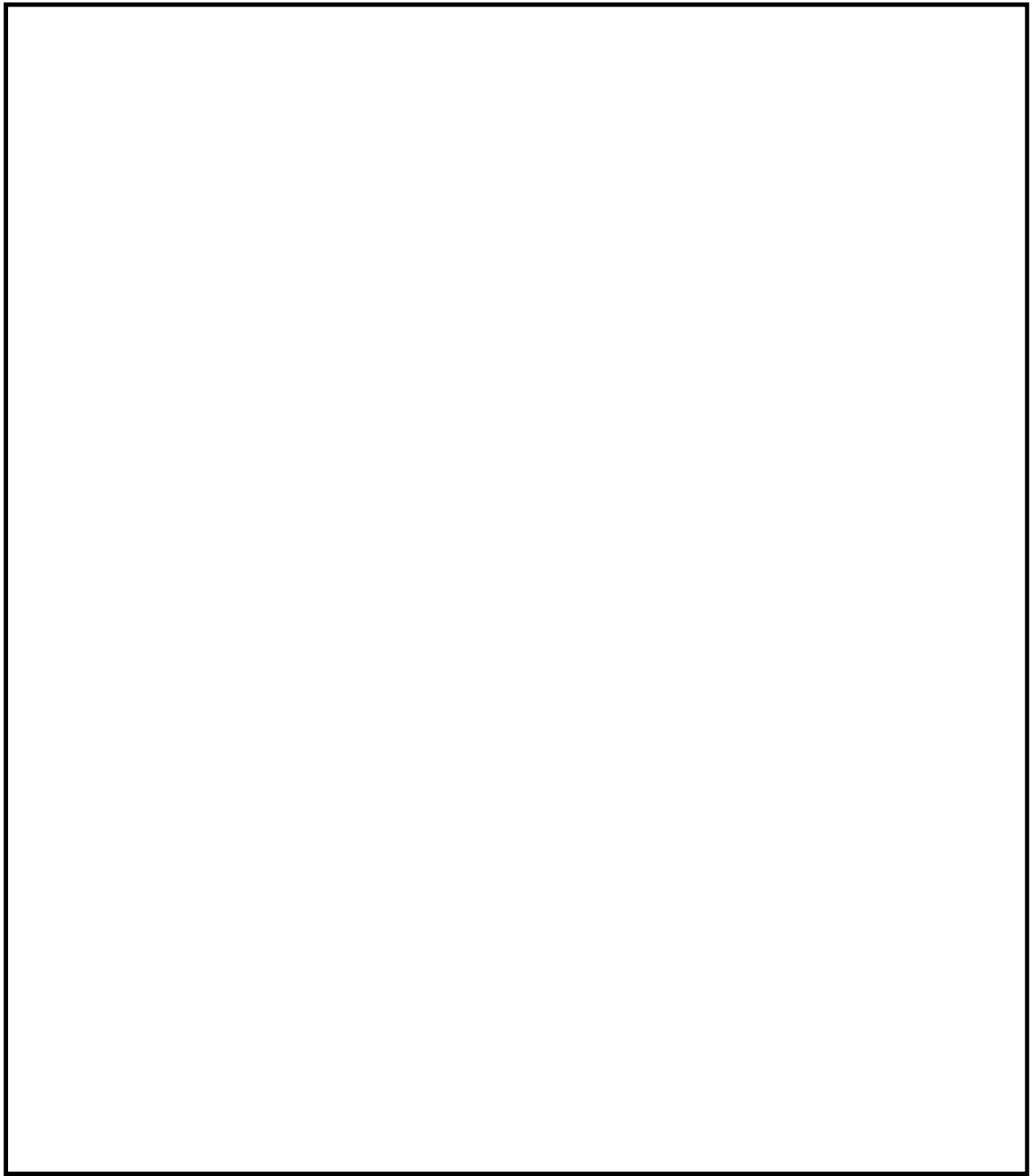
使用済燃料プール監視設備の設置場所を第1.5-1図～第1.5-3図に示す。



第1.5-1図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟6階)



第 1.5－2 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 4 階)



第 1.5－3 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 3 階)

各計測装置の記録及び保存について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び線量当量率について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告 第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
一 炉心における中性子束密度	起動領域モニタ	記録紙	10 年
	平均出力領域モニタ	記録紙	10 年
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	制御棒位置	制御棒位置記録	5 年
四 一次冷却材に関する次の事項			
イ 放射性物質及び不純物の濃度	原子炉水導電率	運転日誌	5 年
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	主蒸気圧力	運転記録	10 年
	主蒸気流量	運転記録	10 年
	主蒸気温度	運転記録	10 年
	給水圧力	運転記録	10 年
	給水流量	運転記録	10 年
	給水温度	運転記録	10 年
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	原子炉水位（停止域）	—	—
	原子炉水位（燃料域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（広帯域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（狭帯域）	記録紙	5 年
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射線物質の濃度及び線量当量率	格納容器圧力	運転記録	10 年
	格納容器内温度	運転記録	10 年
	格納容器内水素ガス濃度	記録紙	5 年
	格納容器内酸素ガス濃度	記録紙	5 年
	原子炉格納容器モニタ	記録紙	5 年
	格納容器内核分裂生成物モニタ	記録紙	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
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	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5 年
	排ガスモニタ	記録紙	5 年
八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度	PWR に対する要求		
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	主排気筒放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
	非常用ガス処理系放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
	廃棄物処理建屋排気筒モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
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	液体プロセス放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
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合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	対象なし		

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
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	エリアモニタ	記録紙	5 年
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	モニタリングポスト	記録紙	5 年
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	使用済燃料プール水位	アラームタイパー	5 年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5 年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速	記録紙	10 年

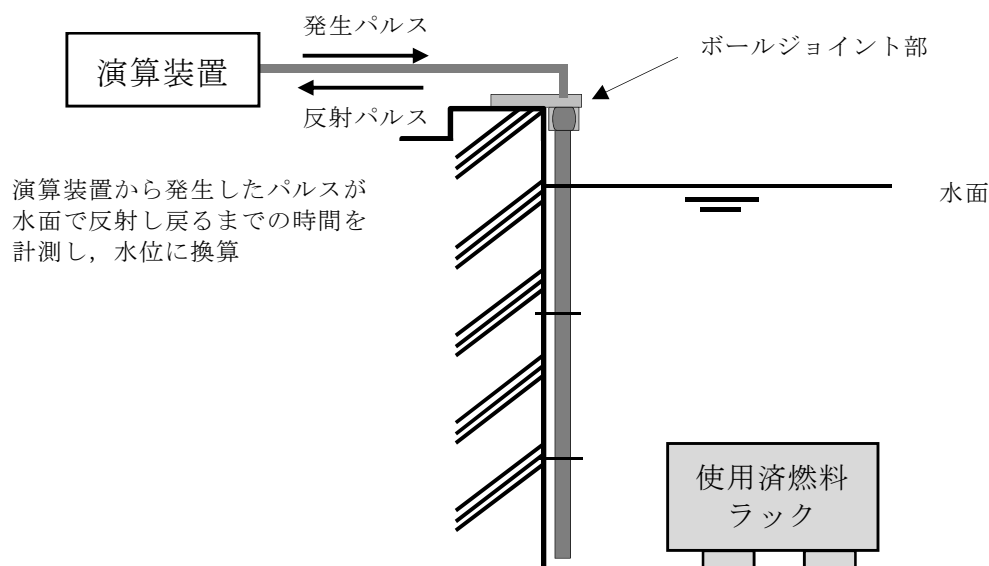
使用済燃料プール水位・温度（S A広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測性能

(1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は，演算装置から高速電圧パルスを発生させ，検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が，演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。ガイドパルス式水位計による水位検出原理を第 1 図に示す。

検出器は伝達回路となる導体のステンレス芯棒が，同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており，検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第 1 図 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は、電圧パルスによる水位測定に加え、測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、液相にある 2 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、温度計は測温抵抗体を使用し、連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては、空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により、同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

警報設定値について

1. 使用済燃料プール水位の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

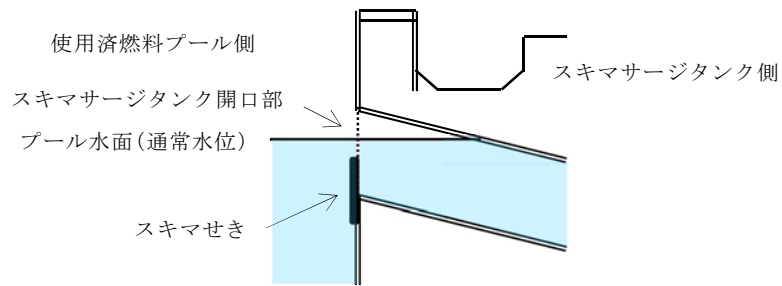
(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (N. W. L 46, 195mm) ～運転操作床面 (EL. 46, 500mm) の間で設定する。

(水位低) 使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を直接検知する。(燃料プール冷却浄化系の運転を停止した場合には、使用済燃料プール水位がスキマサージタンクオーバーフローゲート位置付近 (EL. 46, 043mm) まで低下することがある。第 1 図に使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図を示す。)

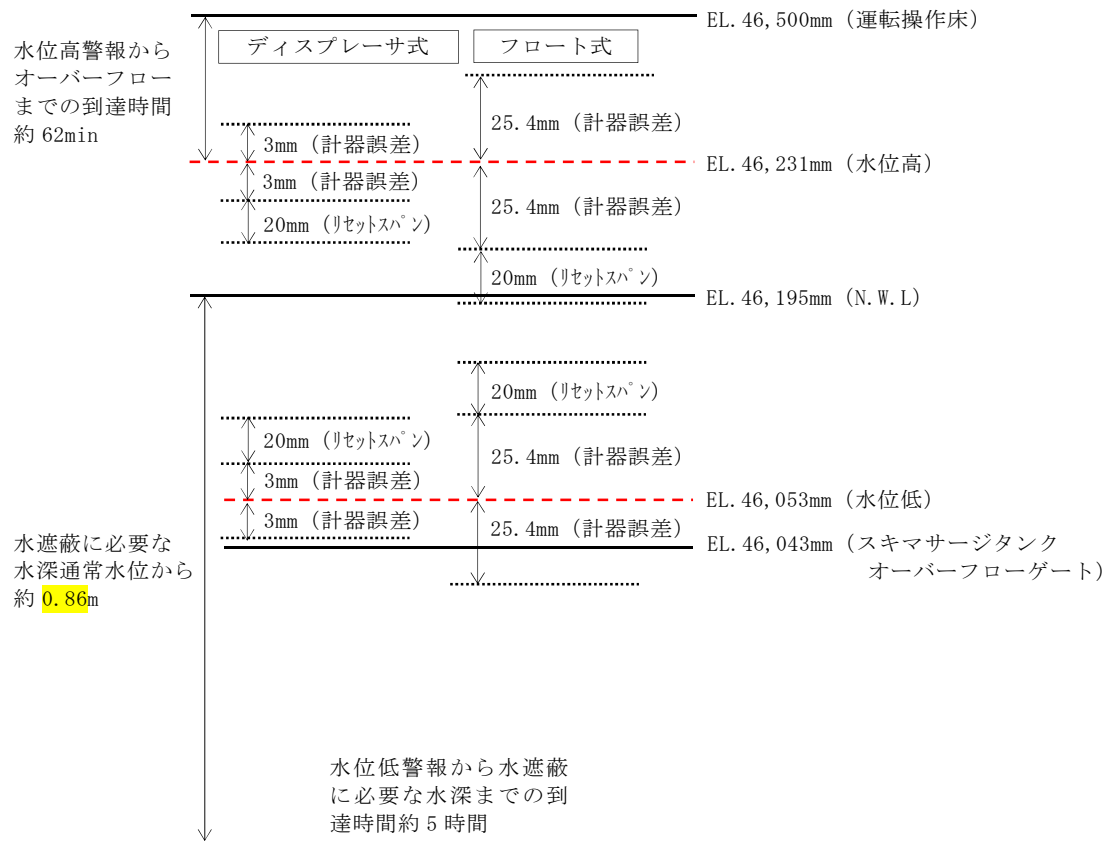
上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料プール水位の警報設定値を第 1 表に示す。また、第 2 図に使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値を設定している。

第 1 表 使用済燃料プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	通常水位－142mm (EL. 46, 053mm)
水位高	通常水位＋36mm (EL. 46, 231mm)



第1図 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図



第2図 使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

以下の諸条件（有効性評価で使用）を用いて評価した。

- ・ プール保有水量：1,189m³
- ・ プール断面積：116m²
- ・ 使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後、プール水温上昇速度：

7.0℃/h

- ・使用済燃料プール冷却系の機能喪失後，プール水位低下速度：

0.131m/h

水位低警報設定値は通常水位－142mm（EL. 46,053mm）であり，必要な水遮蔽（10mSv/h の場合）は通常水位から約－0.86m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発（水位低下速度 0.131m/h）を想定した場合，水位低警報発生から必要となる水遮蔽（水位）が失われるまでの時間は約 5 時間となり，使用済燃料プールへの補給操作に余裕^{※1}を持った設計としている。

水位高警報設定値は通常水位＋36mm（EL. 46,231mm）であり，仮に復水移送系（約 30m³/h）により使用済燃料プールへ補給をし続けてしまった場合，水位高警報発生から運転操作床面へプール水がオーバーフローするまで約 62 分であり，警報発生から補給停止操作をする上で余裕^{※1}を持った設計としている。

※1 運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）＋補給開始又は補給停止操作（約 16 分）を考慮しても余裕を持った設計としている。

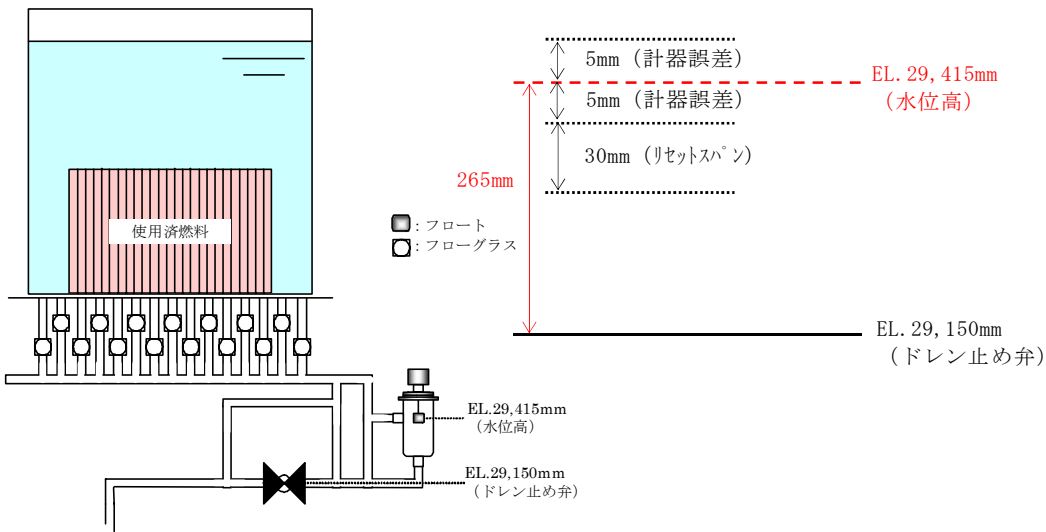
2. 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールライナーからの微小漏えいを監視するために、計器の設置スペースを考慮し警報を設定する。第2表に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値を、第3図に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図を示す。

第2表 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	ドレン止め弁+265mm (EL. 29, 415mm)



第3図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料プールライナー漏えい検知の水位高警報設定値は、ドレン止め弁＋265mm（EL. 29,415mm）であり、警報設定値までのドレン配管容積は、約 $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ である。この容量は使用済燃料プール容積（1,189 m^3 ）に対して十分小さな値であり、燃料プールライナー漏えいの早期検知において余裕※²を持った設計としている。

※2 仮に $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ の水がドレン配管に溜まった場合、使用済燃料プールの水位低下は約 0.04mm 程度であり、必要な水遮蔽（10mSv/h の場合）は通常水位から約 0.86m 下であることから、余裕を持った設計としている。

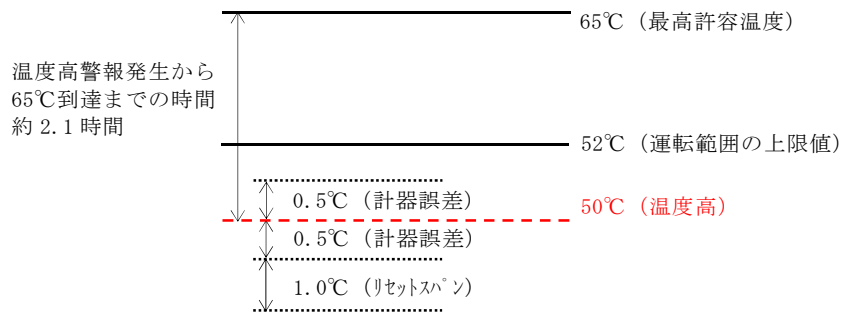
3. 使用済燃料プール温度の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールの水温異常上昇を注意喚起するため、通常時の燃料プール水温の上限値 52℃を超えない 50℃に設定する。第 3 表に使用済燃料プール温度の警報設定値を、第 4 図に使用済燃料プール温度の警報設定概要図を示す。

第 3 表 使用済燃料プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	50℃



第 4 図 使用済燃料プール温度の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

有効性評価における使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後の温度上昇は約 7.0℃/h であり，温度高警報設定値 50℃から最高許容温度 65℃に達するまでの時間は約 2.1 時間であり，余裕※³を持った設計としている。

※3 運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）＋残留熱除去系による燃料プール冷却運転切替（約 126 分）に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40℃から警報設定値 50℃に達するまでに約 1.4 時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65℃に達するまでに約 2.1 時間あることを考慮すると，その間に残留熱除去系による燃料プール冷却運転へ切替することは可能であり，余裕を持った設計としている。

東海第二発電所

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第 16 条 第 2 項第二号ニ

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

使用済燃料の貯蔵施設

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

添付六、八への反映事項
(設計・手順に関する事項)

現場及び機器配置図等の確認、作業実績より
使用済燃料プール周辺の設備等を抽出

①

日常作業等において必要最低
限に制限し、落下防止措置を
実施しているもの

②

使用済燃料プールとの離隔や
固縛等の措置を行っている設
備等 (例：分電盤等)

③

①、②以外

抽出設備等の落下エネルギーによる評価
(落下時における使用済燃料プールの
損傷有無)

落下エネルギーが
15.5kJ 未満の設備等

落下エネルギーが
15.5kJ 以上の設備等

工・保

評価OK※1

評価OK※2

評価OK※3

※1 使用済燃料プール周辺は、異物混入エリア設置
区域であり、持込品については必要最低限に制限
し、落下防止措置を講じていることから評価OKと
する。

※2 使用済燃料プールまでの離隔やボルト固定等によ
る転倒防止が図られていることから評価OKと
する。

※3 燃料集合体の気中落下試験時の落下エネルギーと
比較し、設備等の落下エネルギーが小さいものにつ
いては使用済燃料プールライニングに損傷を与え
ないことが確認されている。

※4 原子炉建屋原子炉棟、燃料取替機、原子炉建屋クレー
ンの耐震評価による確認結果は、後段の工事計画
認可申請にて示す。

【後段規制との対応】

工：工事計画認可申請 (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：核防規定 (下位文書含む)

【添付六、八への反映事項】

☐：添付六、八に反映

○落下エネルギー15.5kJ 以上の設備等に対する対策①
【耐震評価により必要な強度を有していることの確認】
基準地震動 S_s に対する耐震評価を実施し、落下防止のために
必要な構造強度を有していることを確認する。

工

評価OK

○落下エネルギー15.5kJ 以上の設備等に対する対策②
【設備構造上の落下防止措置の確認】
燃料取替機、原子炉建屋クレーンの安全機能として、フック
外れ止め、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置
を確認する。

工

評価OK

○落下エネルギー15.5kJ 以上の設備等に対する対策③
【運用状況による落下防止措置の確認】
クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、有資格
者作業等の要求事項による落下防止措置とその適切性について
確認する。

保

評価OK

○上記にて評価NGのもの
落下時の影響評価を実施する。

評価OK

表 1 運用、手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条 燃料体等の取扱施設および貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤーロープ二重化や動力電源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料プール内にて取り扱う吊荷について、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。
		教育・訓練	—
	原子炉建屋クレーンにおける対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずることとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷について、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。 ・クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業前点検を実施するとともに、クレーンの運転，玉掛けは有資格者が実施する。
		教育・訓練	—

16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第 16 条 第 3 項第一号

使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。

設置許可基準 第 16 条 第 3 項第二号

外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

（使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ）

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室での監視及び警報発信が可能であること。

異常の検知

警報発信

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの設置。

工

中央制御室の警報発信回路。

工

外部電源が利用できない場合において、使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の監視が可能であること。

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電。

工

使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の計測結果を表示し、記録し、及び保存することができること。

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存。

工・保

【後段規制との対応】

工：工事計画認可申請（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：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

☐：添付六、八に反映

☐：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

表 2 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条 燃料体等の取扱施設 及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール水位 ・ 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知 ・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 ・ 使用済燃料プール温度 ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） ・ 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ ・ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ ・ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ ・ 中央制御室の警報発信回路 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下に係る

対象重量物の現場確認について

1. 基準要求

【第 16 条】 設置許可基準第 16 条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設）にて、燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、燃料取替機及びクレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また、使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから、使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

2. 確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては、使用済燃料プール周辺の設備等が地震時に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があり、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討、また、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取扱う重量物について、作業実績に基づき抽出を行った。

(1) 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出した。

具体的には、使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置(高さ)、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プール

への落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(2) 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

具体的には、内挿物等現場で確認出来ない重量物について、機器配置図等にて物量、重量、設置状況等確認し、使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出した。

なお、仮設機材類の持込品については、使用済燃料プールが、立入りと持込品を制限している区域内にあること及び、その落下エネルギーについては、燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため、抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

現場確認、機器配置図等の確認及び作業実績により抽出された設備につい

ては，設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの影響評価を実施した。

4. 今後の対応

今回抽出した設備等以外の設備等で，今後，使用済燃料プール周辺に設置する，または取り扱う設備等については，添付資料 2「使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき，使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い，評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い，必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場及び機器配置図等による確認、また使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う重量物について、網羅的に抽出を行った。

詳細について、第 1 表に整理する。

第 1 表の評価①では、使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」とする。

評価①で「×」としたものについて、評価②で落下エネルギーを評価し、基準値 15.5kJ を超えるものを「×」とする。

評価①及び評価②のいずれも「×」のものを評価フローⅡの抽出結果として選定する。

さらに、評価フローⅡで抽出されたもののうち、落下エネルギーが最大となるものを代表重量物とする。

第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 1）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可， ～約 35m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガータ	○	－	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約 23t， 約 12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約 48t， 約 20m)
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約 1000kg， 約 17m)
		新燃料検査台	○	－	○	
5	PCV（取扱具含む）	PCV ヘッド	○	－	○	○ (約 56t， 約 14m)
		PCV ヘッド吊り具	○	－	○	
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド（+スタッドボルトテンショナ）	○	－	○	
		RPV ヘッドフランジガasket	○	－	○	
		ミラーインシュレーション	○	－	○	
		スタッドボルト保管架台	○	－	○	
		スタッドボルト着脱装置	×	×	×	○ (約 4.6t， 約 14m)
		ミラーインシュレーションペロー	×	×	×	
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ	○	－	○	
		セパレータ	○	－	○	
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	×	×	
		D/S 吊り具	○	－	○	
		MS ラインプラグ	○	－	○	
		MSLP 用電源箱	○	－	○	
		MSLP 用空気圧縮機	○	－	○	
		MSLP 用電動チェーンブロック	○	－	○	
		マルチストロングバック	○	－	○	
		燃料集合体	×	×	×	
		チャンネル着脱機	×	×	×	○ (約 430kg， 約 12m)
		D/S 水中移動装置	○	－	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」

※ 2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 2）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○	
		チャンネル貯蔵ラック	×	○	○	
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○	○ (約 7.5t, －)
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		LPRM 収納缶置台	×	○	○	
		制御棒ハンガ	×	○	○	
9	プールゲート類	燃料プールゲート(大)	×	×	×	○ (約 2.7t, 約 12m)
		燃料プールゲート(小)	×	×	×	
		キャスクピットゲート	×	×	×	
10	キャスク (取扱具含む)	核燃料輸送容器	×	×	×	
		核燃料輸送容器吊り具	×	×	×	
		使用済燃料乾式貯蔵容器	×	×	×	○ (約 120 t , 約 14m)
		使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B 用)	×	×	×	
11	電源盤類	照明用トランス	○	－	○	○
		照明用分電盤	○	－	○	
		チャンネル着脱機制御盤	○	－	○	
		作業用分電盤	○	－	○	
		中継端子箱	○	－	○	
		原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	○	－	○	
		水中照明電源箱	○	－	○	
		シッピング用操作盤部	○	－	○	
		シッピング動力盤	○	－	○	
		開閉器	○	－	○	
		キャスクピット排水用電源盤	○	－	○	
12	フェンス・ラダー類	手摺り (除染機用レール含む)	×	○	○	
		可動ステージ開放用ホイスト架台	○	－	○	
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×	○ (約 300kg, 約 12m)
		DSP 昇降梯子	×	×	×	
		パーテーション	×	○	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面, 壁面への固定設備等に該当する場合は「○」, しない場合は「×」
 ※ 2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち, 評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 3）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
13	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ （約 800 kg, 約 12m）
		DSP パッキン用減圧器	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置	×	○	○	
		水中テレビ制御装置	○	－	○	
		燃料付着物採取用装置（本体，ポール，ヘッド）	○	－	○	
		水位調整装置	○	－	○	
		リークテスト測定装置	○	－	○	
14	作業用機材類	SFP ゲート用架台	×	○	○	○ （＜100kg, 約 12m）
		工具箱	○	－	○	
		大型セイバーソー	○	－	○	
		遮へい体	○	－	○	
		防災シート類	○	－	○	
		足場材	○	－	○	
		水中簡易清掃装置保管箱	○	－	○	
		局所排風器	○	－	○	
		ウェル用資機材	○	－	○	
		ローリングタワー	○	－	○	
		フィルタ収納容器	○	－	○	
		LPRM 収納箱	○	－	○	
		テント	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置架台	×	○	○	
		工具箱（引出タイプ）鋼製	○	－	○	
		ドロップライト収納箱	×	○	○	
		グラブプル収納箱	×	○	○	
		水中テレビカメラ支持ポール（アルベルグ製）	×	○	○	
		チャンネル固縛仮置き架台（16 kg/枚）	×	○	○	
		NFV 用吊り具ワイヤ	×	○	○	
		除染ピット用クレーン	○	－	○	
		スポットクレーン	×	○	○	
		注水ユニット	×	○	○	
		キャスク底部固定金具	×	○	○	
		足場収納箱（アトックス）	○	－	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」

※ 2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 4）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5 kJ 未満 ×：15.5 kJ 以上 －：評価不要		
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計	○	－	○	
		エリアモニタ	○	－	○	
		プロセスモニタ	○	－	○	
		ページング	○	－	○	
		固定電話	○	－	○	
		監視カメラ	○	－	○	
		IAEA カメラ	○	－	○	
		使用済燃料プール温度計	×	○	○	○ (＜300kg, 約 4m)
		使用済燃料プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	－	○	
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）	○	－	○	
		RCW サージタンク液位計	○	－	○	
16	試験・検査用機材類	地震計	○	－	○	
		テンショナ用テストブロック	○	－	○	
		スタッドボルト試験片	○	－	○	
		FHM 用テストウェイト	×	×	×	○ (約 500 kg, 約 14m)
		シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）	×	×	×	
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	シッピング装置架台	×	×	×	
		可動ステージ	○	－	○	
		キャスク除染ピットカバー	○	－	○	
		DS プールカバー	×	×	×	
		原子炉ウェルシールドプラグ	○	－	○	
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ	×	×	×	
		SFP スロットプラグ	×	×	×	○ (約 7.5t, 約 14m)
		SFP スロットプラグ吊り具	×	×	×	
		DSP スロットプラグ	○	－	○	
		DS スロットプラグ吊り具	○	－	○	
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	×	×	×	
		FPC F/D コンクリートプラグ	×	×	×	
18	空調機	CUW F/D コンクリートプラグ	×	×	×	
		空調機	○	－	○	
19	重大事故等対処設備	FHM 操作室空調機	○	－	○	○
		静的触媒式水素再結合器	○	－	○	○
		常設スプレイヘッド	○	－	○	

- ※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」
 ※ 2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 5）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5 kJ 未満 ×：15.5 kJ 以上 －：評価不要		
20	その他	配管	○	－	○	
		チェッカープレート	×	○	○	
		非常誘導灯	○	－	○	
		消火設備	○	－	○	
		掲示物	○	－	○	
		ガラス	○	－	○	
		ダクト	○	－	○	
		ブローアウトパネル	○	－	○	
		ケーブル	×	○	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検資機材	×	○	○	
		RCW サージタンク	○	－	○	
		時計	○	－	○	
		手すり収納箱	○	－	○	
		ステップ	×	○	○	
		カメラケース	×	○	○	
		カメラ用架台	×	○	○	
		ペリスコープ用架台	×	×	×	
		キャビネット（コンテナ類含む）	○	－	○	
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）4 本	○	－	○	
		安全帯用ポール及び連結板	×	○	○	
		内蓋吊金具収納箱	×	×	×	
		垂直吊具エアー操作ユニット(1)	○	－	○	
		リークテスト測定装置ホース収納箱	○	－	○	
		蓋仮置き台	○	－	○	
		フランジプロテクター	×	○	○	
		蓋吊具（DC 用，NFT 用）	×	×	×	
		ボンベ台車	×	○	○	
		収納缶（冷却用）	×	○	○	
		ハンドリフター（2 t）	○	－	○	
		加圧タンク	×	○	○	
		ヘリオット	×	○	○	
		位置決めラグ	×	×	×	
		RPV ヘッド架台	×	×	×	○ (約 1000 kg, 約 14m)
		真空乾燥装置	○	－	○	
		新燃料容器	×	×	×	
		コンテナ用枕木	×	○	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」

※ 2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、機器配置図等による確認及び使用済燃料プール周辺の作業実績から抽出し、抽出した設備等について項目分類を行う。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがないものは検討不要とする。

上記の対象外となった項目の設備等について、落下エネルギーと、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー※を比較し、使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物を選定する。

※ 燃料集合体の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の見安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（添付資料 3）参照。

III. 落下防止の対応状況評価

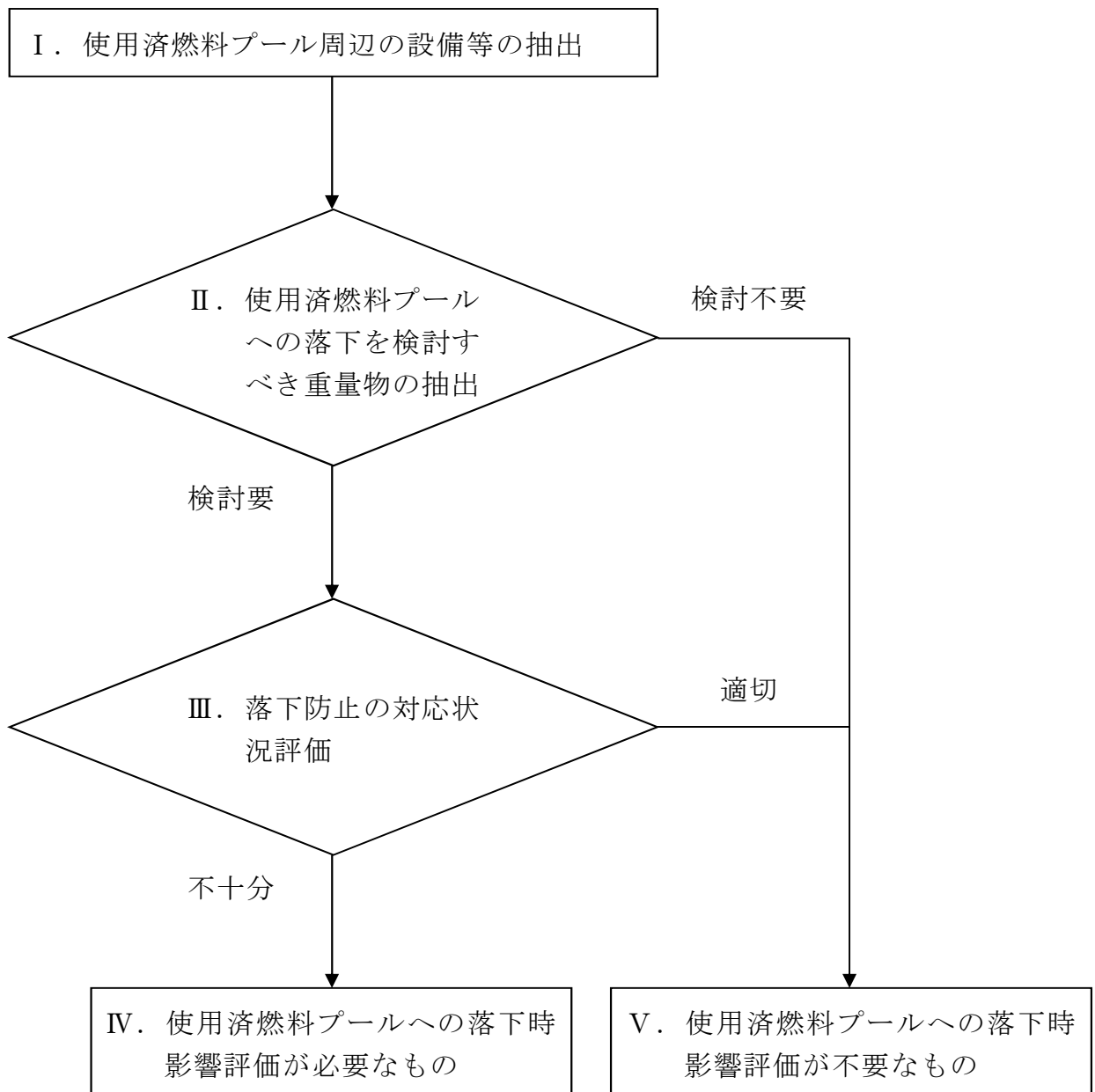
評価フロー II で使用済燃料プールへの落下を検討すべき項目とした設備等に対し、耐震評価、設備構造及び運用状況について適切性を評価する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フローⅢで落下防止対策が不十分とした重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要，または評価フローⅢで落下防止は適切としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。



第 1 図 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
- (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料体等の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している※¹。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85mm に対して 0.7 mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※ 1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料体等の重量は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

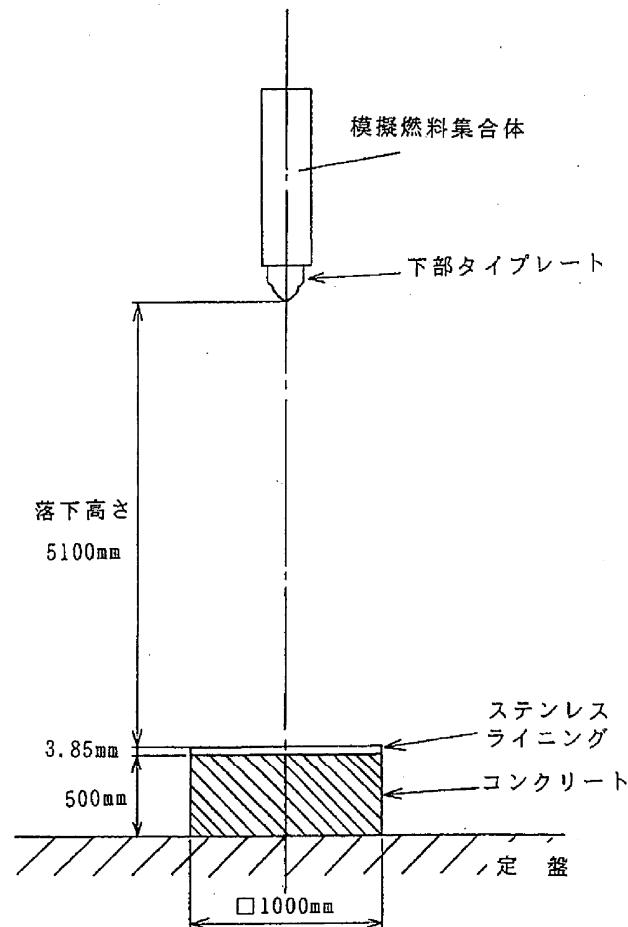
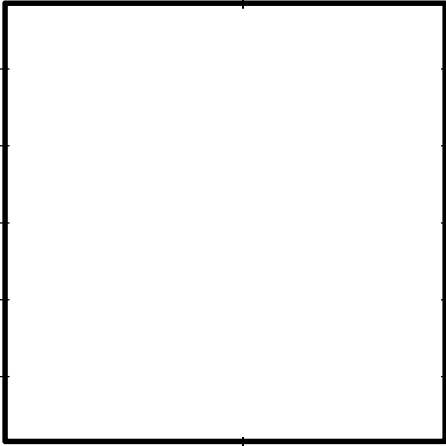


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネル・ボックスを含めた状態で310kgと保守的^{※2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さ約5mを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネル・ボックス含む）は，表1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量（kg）	
		気中	水中※ ³
実機	8×8 燃料		
	新型 8×8 燃料		
	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度 8×8 燃料		
	9×9 燃料（A 型）		
	9×9 燃料（B 型）		
模擬燃料集合体		310	

※3 表中の各燃料集合体の水中重量は，気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり，実際の水中重量は表中の値以下となる。

東海第二発電所

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 追加要求事項に対する適合性	3
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ	12
2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出	12
2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について	15
2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について	17
2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について	19
2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について	20
2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について	22
3. 別紙	
別紙 1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー	
別紙 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図	
別紙 3 管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について	
別紙 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて	
別紙 5 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方	
別紙 6 ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる	

理由

別紙 7 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェライト系鋼に対する管理について

4. 別添

別添 1 東海第二発電所 運用，手順等説明資料 原子炉冷却材圧力バウンダリ

< 概 要 >

1. において、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。），「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」（以下「技術基準規則」という。）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東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，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。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリに関する設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項を第 1-1 表に示し，追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項

設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第 27 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	追加要求事項
発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（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。	—	変更なし （ただし， 解釈にて， 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大）
一 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生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。	変更なし

設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バ ウンダリ）	技術基準規則 第 28 条（原子炉冷却材圧力バ ウンダリの隔離装置 等）	追加要求 事項
二 原子炉冷却材の流出を制限 するため隔離装置を有するも のとする事。	原子炉冷却材圧力バウンダリ には、原子炉冷却材の流出を制 限するよう、隔離装置を施設し なければならない。	変更なし
三 通常運転時、運転時の異常 な過渡変化時及び設計基準事 故時に瞬時的破壊が生じない よう、十分な破壊じん性を有 するものとする事。	—	変更なし
四 原子炉冷却材圧力バウンダ リからの原子炉冷却材の漏え いを検出する装置を有するも のとする事。	2 発電用原子炉施設には、原 子炉冷却材圧力バウンダリか らの原子炉冷却材の漏えいを 検出する装置を施設しなけれ ばならない。	変更なし

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

(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、以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る）は、以下を考慮した設計とする。

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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

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瞬間的破壊が生じないように、十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は、以下とする。

- (一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のも

のは，原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も（一）に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお，通常時閉，事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記（三）に該当するものとする。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（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。

一 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生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。

二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。

三 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瞬間的破壊が生じないように，十分な破壊じん性を有するものとする。

四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

第 1 項について

原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。

- (1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）
- (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁）
- (3) 接続配管
 - a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b. 以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も a. に準ずる。
 - e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記 c. に該当するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン及び残留熱除去系停止時冷却系戻りラインについては、従来クラス 2 機器としていたが、上記 b. に該当するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス 1 機器における要求を満足することを確認する。

拡大範囲については、クラス 1 機器の供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

第 1 項第 1 号及び第 2 号について

通常運転時において、出力運転中、圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。

タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である 8.62MPa の 1.1 倍の圧力 9.48MPa を超えない設計とする。

設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。

第 1 項第 3 号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保修時、試験時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断

の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、材料選択、設計、製作及び試験に特別の注意を払う。

（使用材料管理）

溶接部を含む使用材料に起因する不具合や欠陥の介在を防止するため次の管理を行う。

- (1) 材料仕様
- (2) 機器の製造・加工・工程
- (3) 非破壊検査の実施
- (4) 破壊靱性の確認（関連温度の妥当性の確認、原子炉圧力容器材料のテスト・ピースによる衝撃試験の実施）

（使用圧力・温度制限）

フェライト系鋼製機器の非延性破壊や、急速な伝播型破断を防止するため比較的低温で加圧する水圧試験時には加える圧力に応じ、最低温度の制限を加える。

（使用期間中の監視）

供用期間中の定期的検査（溶接部等の非破壊検査、耐圧部の耐圧、漏えい試験）を実施し、構成機器の構造や気密の健全性を評価し、また、欠陥の発生の早期発見のため、漏えい検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また、原子炉圧力容器の母材、熱影響部及び溶着金属については、試験片を原子炉圧力容器内に挿入して、原子炉圧力容器と同様な条件で照射し、定期的に取り出し衝撃試験を行い破壊靱性の確認を行う。

第1項第4号について

通常運転時、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器内雰囲気中の核分

裂生成物の放射能の測定により，約 3.80/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるように設計する。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.4 主要設備

5.1.1.4 弁 類

原子炉冷却系の弁類として，主蒸気隔離弁，逃がし安全弁，給水隔離弁，ベント弁，ドレン弁，逆止弁等設け，このうち主要な弁については，中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され，その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として，次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時開及び事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁
- d. 通常時閉及び事故時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

5.1.1.5 手順等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。

5.1.1.6 評価

- (1) 原子炉冷却系統施設は、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、残留熱除去系及び非常用炉心冷却系と相まって炉心を冷却できる設計としている。
- (2) 原子炉冷却系の圧力は、逃がし安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下にできる設計としている。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止できる設計としている。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、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想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。

- (5) 原子炉冷却系を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有し、かつその支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計としている。
- (6) 原子炉冷却系の配管は、配置上の考慮を払うとともに必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行い、想定される配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのない設計としている。
- (7) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に、その程度を適切かつ早期に判断し得るよう漏えい監視装置を設ける設計としている。
- (8) 下記の試験検査を行うことができる設計としている。
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
 - b. 原子炉構造材監視試験
 - c. 主蒸気隔離弁作動試験
 - d. 主蒸気隔離弁機能試験
 - e. 主蒸気隔離弁漏えい率試験
 - f. 逃がし安全弁設定圧確認試験

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分にはすべてのプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するもの

であるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉压力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

6.3.4 主要設備

- (5) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却材系統に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の制御棒駆動水压系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開、事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常運転時閉、事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常運転時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等は a. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は 2 個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち、施錠管理を行う弁は開となるおそれがなく、上記 b. に該当することから、1 個の隔離弁を設けるものとする。

(1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則の解釈第 17 条第 1 項に基づき、原子炉圧力容器に接続される全ての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙 1 のフローに基づき確認した。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙 2 に示す。

別紙 2 に示すとおり，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・ 原子炉再循環系 C U W 入口ドレンライン
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインの隔離弁は，施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。したがって，当該ラインの弁については，弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており，「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方，残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

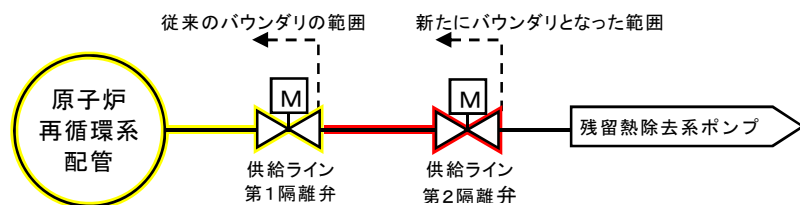
a．残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

第 1 隔離弁は原子炉圧力が高い場合には開とならないようインターロックを設けているが，中央制御室から遠隔操作する電動弁であるため，誤動作により開となるおそれがある。

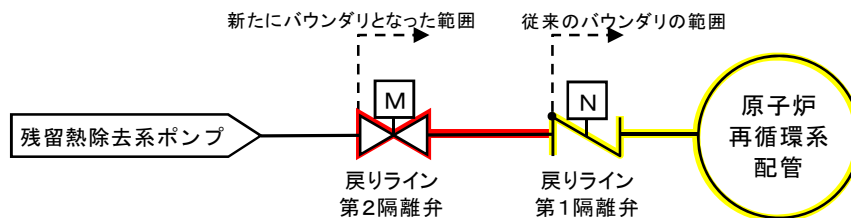
b．残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

第1隔離弁は逆止弁であるため、原子炉圧力が高い場合には開とならないが、原子炉圧力が低く、残留熱除去系ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

よって、残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、戻りラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系停止時冷却系供給ライン)



(残留熱除去系停止時冷却系戻りライン)

第 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系C U W入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系C U W入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系C U W入口ドレン弁）は、弁ハンドルをチェーンで固縛した上で南京錠を使用し施錠することで、通常時又は事故時において開となるおそれがないよう管理している。施錠管理に用いる鍵の取扱いについては社内規程に定め、発電長が保管、管理を行う。

なお、当該弁は格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は所員用エアロック等が施錠され、窒素雰囲気であることから弁操作場所へのアクセスができない。

また、当該弁の定検中の管理については、従来から作業毎に作業票により適切に管理を行っており、原子炉起動前には弁状態確認（全閉確認及びトルクチェック）を行っている。加えて、今後は、弁ハンドルをチェーンで固縛し、施錠を実施する。



第 2-2 図 原子炉再循環ポンプ（A）系C U W入口ドレン弁 施錠状態

第 2-1 表 手動弁の管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※1（第1隔離弁まで）※2	原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁	B35-F051A
	原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁	B35-F051B


※1：通常時又は事故時において開となるおそれはないもの。

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図（別紙2）の凡例③による。

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の仕様を第 2-2 表～第 2-5 表に示す。これにより，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の設計仕様が，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の設計仕様（最高使用圧力，最高使用温度）と同じであることを確認した。

また，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の材料がクラス 1 機器の材料として適切であることを確認した。

 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

第 2-2 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁上流 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP

第 2-3 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14
第 2 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14

第 2-4 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

第 2-5 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS14	SCS14

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、従来クラス2としての強度・耐震評価を実施していたが、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、以下のとおり、クラス1としての基準地震動 S_s を用いた強度・耐震評価を行い、技術基準規則の要求を満足していることを確認する。なお、強度・耐震評価の結果、クラス1の要求事項を満足できない場合は、改造等により技術基準へ適合することを確認していく。

(1) 強度評価

技術基準規則要求		クラス2配管・弁及び 支持構造物	クラス1配管・弁及び 支持構造物
第17条	構造・強度	設計条件における応力評価	設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける応力評価
		運転状態Ⅰ，Ⅱにおける 疲労評価，延性破断及び 座屈評価	運転状態Ⅰ，Ⅱにおける熱 応力ラチェット評価
			運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲 労評価
			設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ， Ⅲ，Ⅳにおける座屈評価

また評価上は、クラス2とクラス1では規格計算式、許容値も異なる。

(2) 耐震評価

当該ラインは、従来より耐震Sクラスであるため技術基準規則の要求事項に変更はない。

ただし、強度評価と同様に評価体系（許容値、計算式）が異なる。

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008 年度版」（以下「維持規格」という。）に基づくクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み、検査を実施していく必要がある。

東海第二発電所では、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁について、従来よりクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み検査を実施していることを確認した。

このため、拡大範囲の検査に変更はなく今後も継続して同様の検査を実施する。（第 2-6 表）

第 2-6 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査について

検査対象	建設時の検査項目	規格要求（クラス 1 機器 ISI）		従来の検査項目	
	P S I	試験方法	試験程度	試験方法	試験程度
配管の溶接継手	U T (100%)	U T	溶接継手数の 25%/7 年	同左	
配管の支持部材取付け溶接継手	P T (100%)	P T	溶接継手数の 7.5%/7 年		
支持構造物	V T (100%)	V T	全数の 25%/7 年		
弁のボルト 締付け部	—	V T	類似弁毎に 1 台の 25%/7 年		
弁本体の内表面	—	V T	7.5%/7 年		
全ての耐圧機器	V T ^{※1} (100%)	V T ^{※2} (漏えい試験)	100%/1 定検		

※ 1 建設時に，原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

※ 2 拡大範囲の管と小口径管台（3／4B，1B）との溶接継手は，維持規格において表面試験が免除されており，漏えい試験により健全性を確認する。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について

(1) クラスに対する品質保証上の取扱いについて

今回，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りラインの配管，弁等について，製造・据付時における重要度クラスによる品質保証上の違いについて整理した。

a. 製造プロセス

当該ラインの配管，弁について，製造メーカーにおける製造プロセスを確認した結果，クラス1機器とクラス2機器では，非破壊検査の項目以外は製造時のプロセスは同一である。

第2-7表 メーカーにおけるクラス1機器とクラス2機器の製造プロセスの比較

名称	製造メーカー		製造プロセス	製品構造，型番
配管	素材メーカー	クラス1機器としての実績有	クラス1機器と同一※1	クラス1機器と同一
管台	素材メーカー	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカー	同上	同上	同上
弁	弁メーカー	同上	同上	同上

※1：素材非破壊検査の要求が一部異なるが，それ以外の製造プロセスは同一

b. 据付プロセス

当該ラインの据付を施工するメーカーはプラントメーカーのみであり，据付時はクラス1機器及びクラス2機器においても同じ要領による作業フ

ローで実施しており，非破壊検査の項目以外は据付時のプロセスは同一である。

また，据付時の使用前検査及び溶接事業者検査の検査項目についても重要度クラスでの差異はない。

以上のことから，製造・据付プロセスにおいて，クラス 1 機器及びクラス 2 機器での非破壊検査の項目は異なるが，当該ラインの配管，弁等については，クラス 1 機器と同じ系統仕様，構造，型番であり，同一の製造・据付プロセスであることから品質においてもクラス 1 機器と同等であると考ええる。

(2) 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の検査項目について

残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の製作・据付時における検査を第 2-8 表に示す。

a. 配管・弁について

当該ラインの配管・弁については，製造メーカーにてクラス 1 機器に要求される非破壊検査を実施していることを確認した。

b. 溶接部について

当該ラインの溶接部については，非破壊検査においてクラス 1 機器との相違があるものの，以下の対応を実施することにより，クラス 1 機器と同等であると考ええる。

・当該ラインの配管の周溶接継手の一部で P T の記録を確認できなかった

た（クラス 2 配管に対する検査要求は R T のみで， P T の要求はない）。よって，該当する溶接継手については念のため P T を実施し異常のないことを確認した。

- ・当該ラインの配管には小口径配管（3／4B， 1B）を接続する管台が溶接されている。クラス 1 配管の管台溶接継手に対しては 1／2 P T が要求されているが，従前はクラス 2 配管であったことから 1／2 P T の要求はなく，供用後に同様の検査を実施することはできない。

しかし，管台溶接継手は据付時に最終層 P T 及び耐圧試験にて健全性を確認しており，今後も漏えい試験で継続的に健全性を確認する。

（別紙 3 参照）

以上から，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲は，非破壊検査についてもクラス 1 機器と同等の検査を実施していると考ええる。

第 2-8 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査項目

(製作・据付時の検査)

部位			検査要求（規格要求）		検査実績		備考
			クラス 1	クラス 2	（記録等確認）		
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管		UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
弁	第 2 隔離弁	弁箱・弁蓋	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 （供給ライン）	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 （戻りライン）	UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
		ボルト （供給ライン）	UT+MT/PT	－	○	UT+MT (PT)	
		ボルト （戻りライン）	MT/PT	－	○	MT (PT)	
溶接部	配管の溶接継手	供給ライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT （一部）	※ 1
		戻りライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT	
	管と管台の溶接継手		1/2PT※2 +PT	MT/PT	△	PT	※3
	管の支持部材取付け溶接継手		MT/PT	MT/PT	○	PT	

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，MT：磁粉探傷試験，

RT：放射線透過試験，—：規格要求なし

○：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある。

△：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績を確認できないものが一部ある。

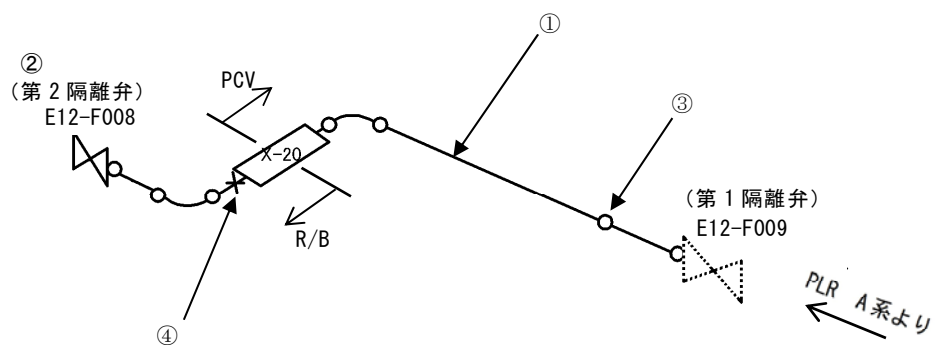
※1：建設時の PT 実施記録がない溶接継手については、改めて PT を実施し判定基準を満足していることを確認した。

※2：溶接深さの 2 分の 1 の段階で行う PT。

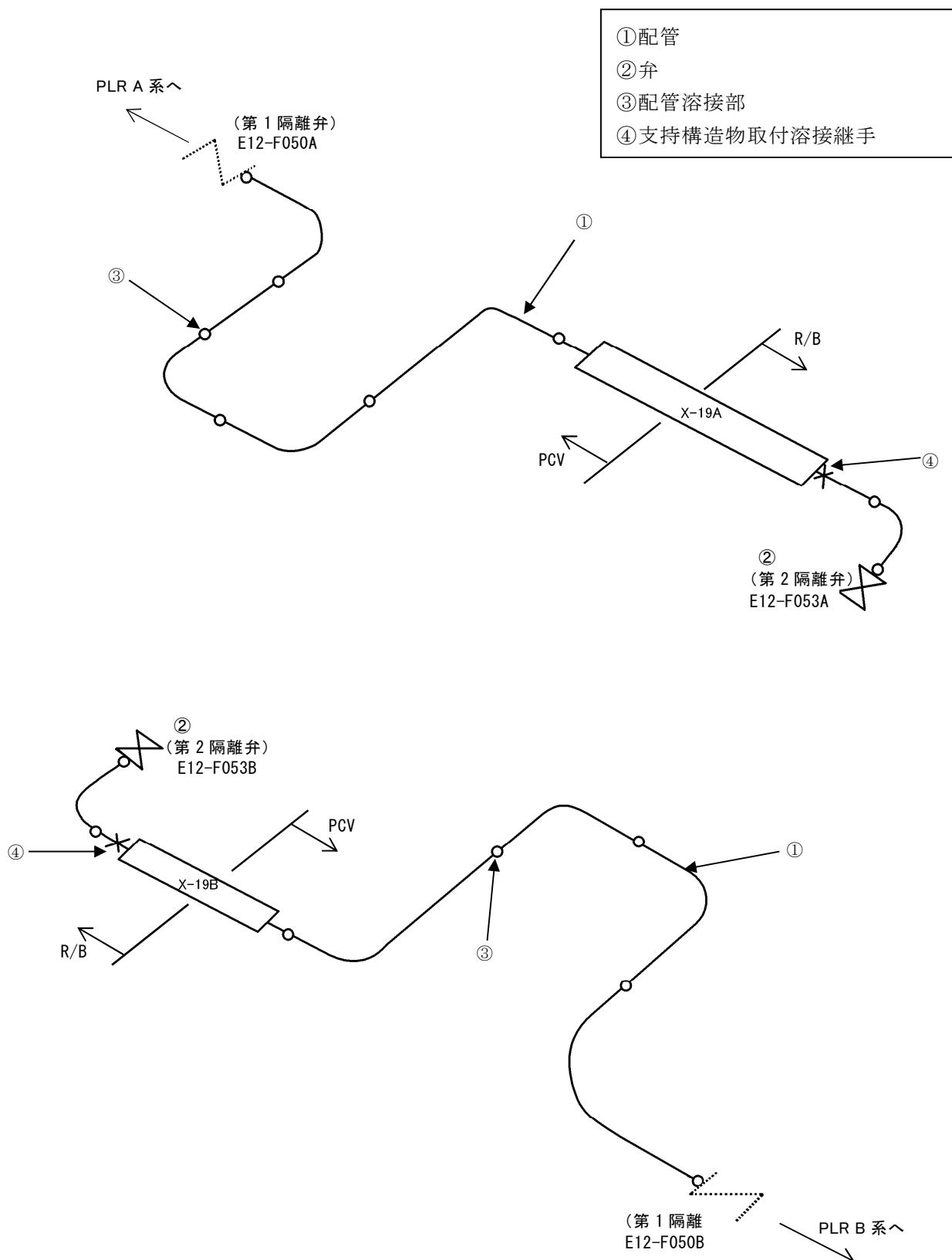
※3：耐圧試験を実施している。また、ISI にて漏えい検査を実施している。

(別紙 3「管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について」参照)

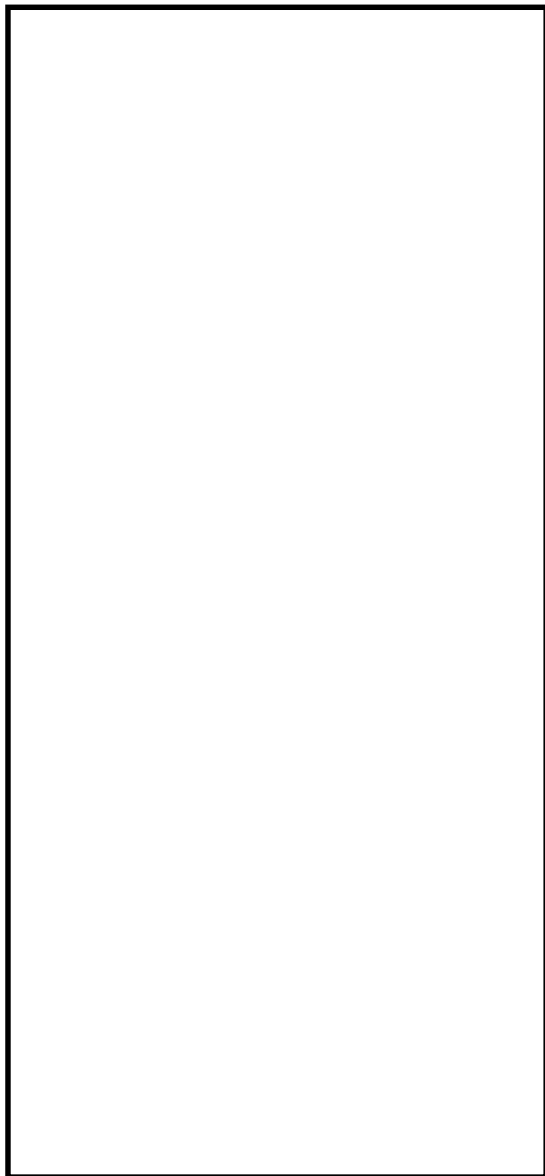
- ①配管
- ②弁
- ③配管溶接部
- ④支持構造物取付溶接継手



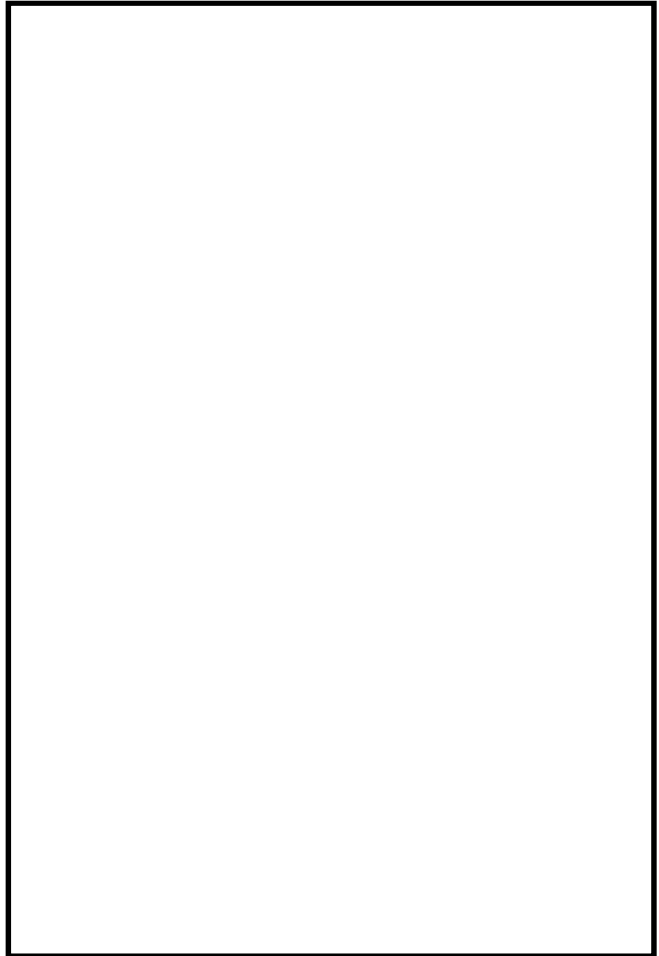
第 2-3 図 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン



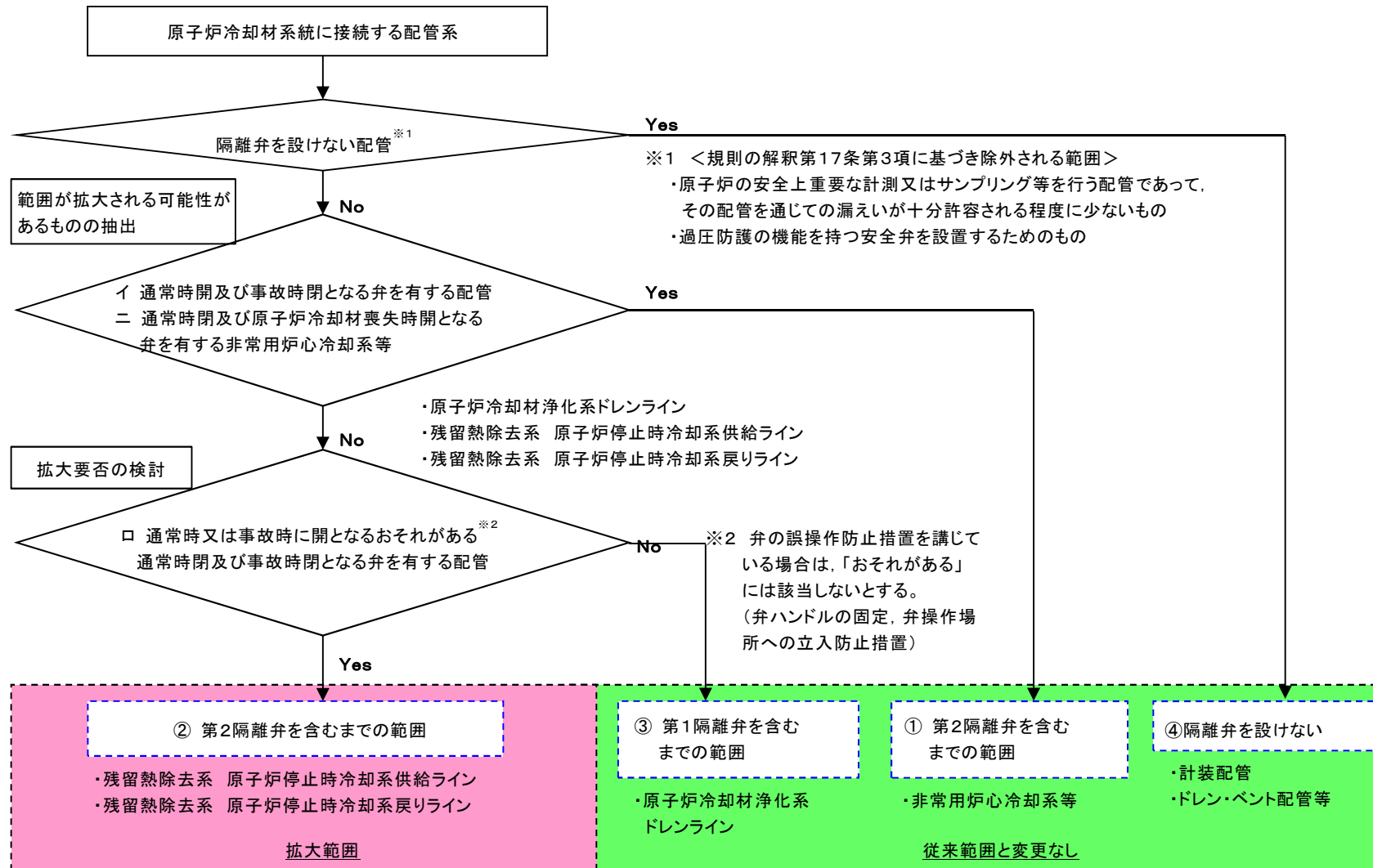
第 2-4 図 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン



第 2-5 図 配管の製造プロセスフロー図（例）

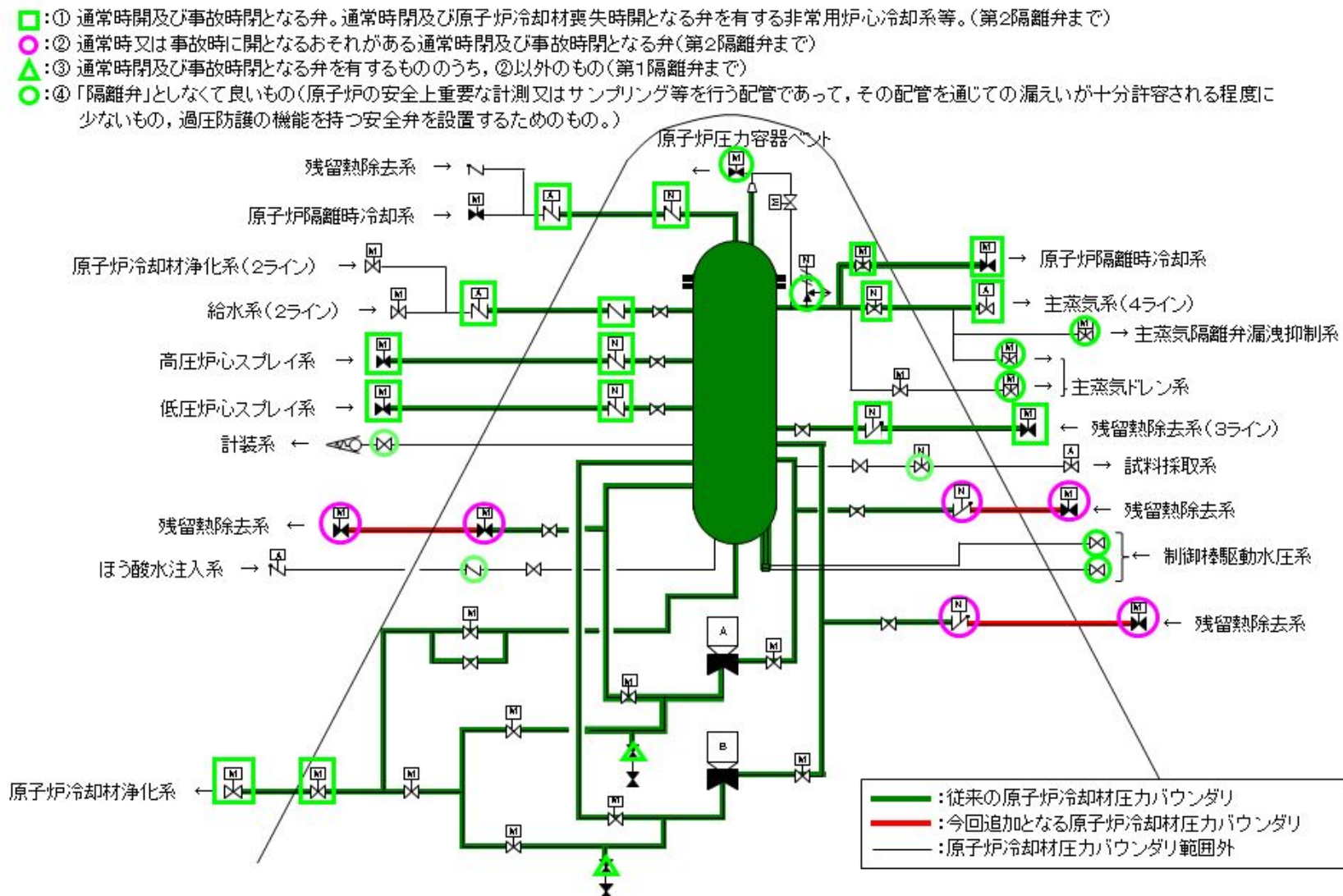


第 2-6 図 配管の据付プロセスフロー図



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

別 1-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



別 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

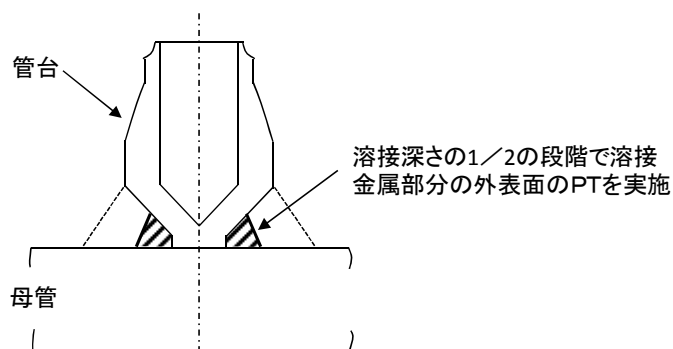
管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径配管の管台と母管の溶接継手については、従前はクラス2機器であったため、クラス1機器の溶接時の検査として要求される1/2PT検査を実施していない。これに鑑み、当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

1. 1/2PT検査の方法及び検査目的

1/2PT検査とは、溶接深さの2分の1の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり、溶接深さの2分の1における溶接欠陥を検出することにより、最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施される。(別3-1図参照)

検出される欠陥としては、別3-1表に示すものがある。



別3-1図 1/2PT概念図

別 3-1 表 検出される欠陥の種類

想定欠陥	内 容
高温割れ	溶接部の凝固温度範囲又はその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後，溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻込み	溶接金属中又は母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

2. 想定される内在欠陥

別 3-1 表の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

(1) 欠陥ごとに対する対策の観点

a. 高温割れ，低温割れ

高温割れについては，その発生防止のため，ステンレス鋼の溶接金属には不純物（リン，硫黄）含有量を低減させるとともに，適切なデルタフェライトを含む成分設計としており，施工時においても高温割れ防止のため，溶接金属や母材熱影響部の強度低下やじん性の低下の観点から層間温度の上限を管理していることから，高温割れが発生する可能性は低い。

また，低温割れについては，主に炭素鋼や低合金鋼にて発生が想定される欠陥であるため，当該部材のオーステナイト系ステンレス鋼においては，低温割れの発生は無い。

b. スラグ巻込み，融合不良

当該箇所は溶接検査対象であることから，第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施し，次の層を溶接する前の形状の修正をする。特にビード間又はビードと開先面の境界は深い谷のような隙間をなくすようにして管理することで，スラグ巻込み，融合不良が発生しないようにしている。また，溶接棒は吸湿により性能劣化となるため，適切に管理された溶接棒の選定をしておき，施工法においてもクラス1と同等の要領であることから，スラグ巻込み，融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

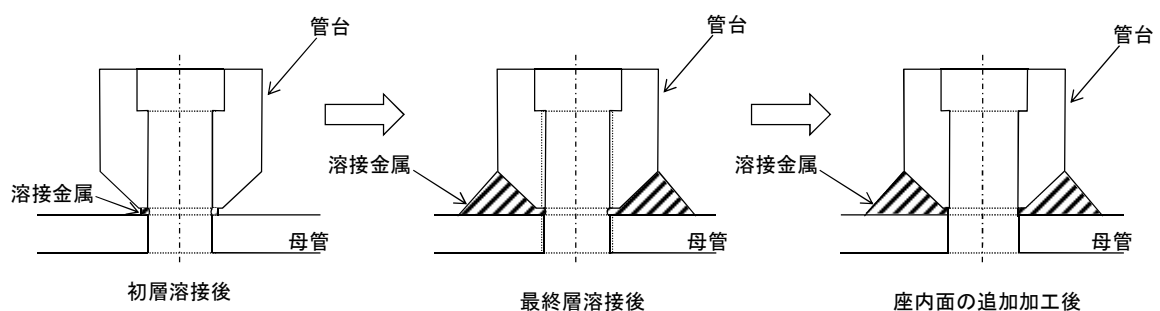
(2) 施工上の観点

a. 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン（建設時）

当該箇所については，穴加工された管台と母管の溶接時に管台内面を不活性ガスによりバックパージを実施することで，完全溶け込み溶接としている。また，最終層まで溶接した後に規定する寸法値になるように座内面を追加加工することで開先の裏まで溶け込んだ初層溶接部※が除去されることで，溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は，初層部の開先が狭く，溶接棒の操作性が悪いため，溶接が困難。



別 3-2 図 管台施工概略図

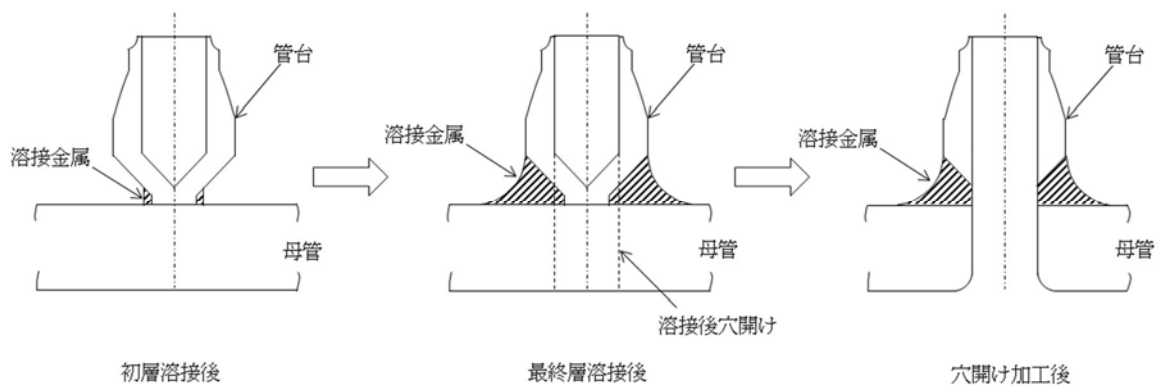
b. 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン（改造時）

当該箇所については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部※は穴あけ切削時に除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

また、本施工を現地ではなく溶接がしやすいような作業環境、条件が確保される工場で行っているため、欠陥発生リスクはさらに低減される。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-3 図 管台施工概略図

(3) 検査の観点

当該箇所は、溶接検査対象であることから、当時の法令に従い、適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工されている。また、溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており、溶接施工に関する全ての作業は、都度適切に管理され、溶接の各段階における欠陥発生に対する予防措置が十分に講じられている。

当該溶接部は、溶接検査において 1/2 P T 検査の前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、後工程の最終層 P T 検査、耐圧・外観検査についても合格している。

また、当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことから、1/2 層位置でも同等の品質は得られていると考える。

別 3-2 表 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温割れの原因となる不純物（P，S）低減材の使用。 ・ 高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。 ・ 高温割れ防止の観点から、溶接時の収縮ひずみ緩和のため、層間温度の上限の管理を実施。 	無
低温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。 	無
スラグ巻込み	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多層盛りの層間でスラグ除去を実施。 ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 	無
融合不良	<ul style="list-style-type: none"> ・ 開先や前のビードとの境界を溶かす作業を実施。 	無

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 ・ 作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。 	
--	--	--

別 3-2 表の検討結果に示すように、当該箇所において、想定される内在欠陥の発生の可能性は考え難い。

なお、ニューシアにより過去に BWR プラントで当該箇所を起因とした損傷事例を調査するとともに、継続的にニューシア情報を確認しているが、内在欠陥を起点とした損傷の情報は、確認されておらず、可能性は極めて小さいと考える。

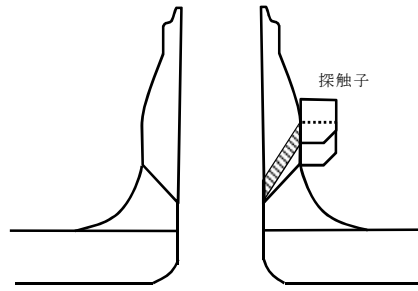
3. 1/2 P T 検査の代替検査の可否

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径管の管台と母管の溶接継手については、1/2 P T 検査を実施していないが、代替検査として U T 検査（超音波探傷試験による体積検査）、R T 検査（放射線透過試験による体積検査）の実施可否を検討した。

(1) U T 検査

以下の理由により、U T 検査では探傷できない。

- ・ 当該溶接部は管台溶接部であり、管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合、溶接部に超音波がほとんど入らない。
- ・ 母管内面側からの探傷は、既に当該配管が発電所に据え付けられているため、探触子をアクセスさせることができず、探傷できない。

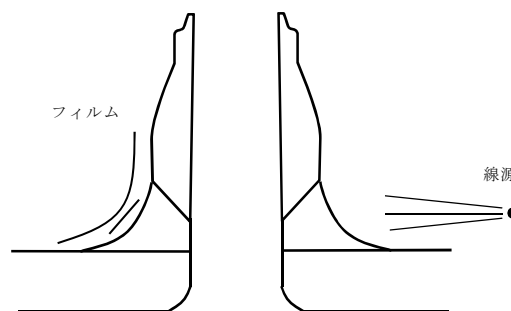


別 3-4 図 U T 検査概略図

(2) R T 検査

R T 検査では，試験部の放射線の透過厚さが均一であり，フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ，試験部に隙間なく設置することで，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影をすることができる。これを満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると別 3-5 図のとおりとなる。

しかし，この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さが均一でなく，また，フィルムは狹隘形状のために試験部に隙間なく設置することができず，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影ができなため，適切な R T 検査を実施することはできない。



別 3-5 図 R T 検査概略図

4. 劣化モード

当該箇所の供用期間中の劣化モードについて、使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を別 3-3 表に示す。

別 3-3 表 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	<ul style="list-style-type: none">・設計対策※を実施しており、有意な振動及び圧力過渡は受けない。・多層盛りの溶接部であり、初層部は除去されているため、応力は内面側が低く、外面側が高いと考えられる。・よって、発生の可能性は極めて低いが、劣化モードを想定するならば、外面からの疲労が想定される。	低 (外面から)
S C C	<ul style="list-style-type: none">・プラント運転中は流れがなく、温度も低い。 また、使用時間も短いことから S C C の感受性は低く、発生は考えがたい。	無
全面腐食	<ul style="list-style-type: none">・耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。	無
減肉	<ul style="list-style-type: none">・プラント運転中は流れがなく、耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。	無

※： ・当該部は、母管からの分岐以降、組合せ 3 方向でサポートされている範囲であり、振動の影響を受けない。

・プラント運転中、当該ラインの第 1 隔離弁は閉止されているため、原子炉冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。

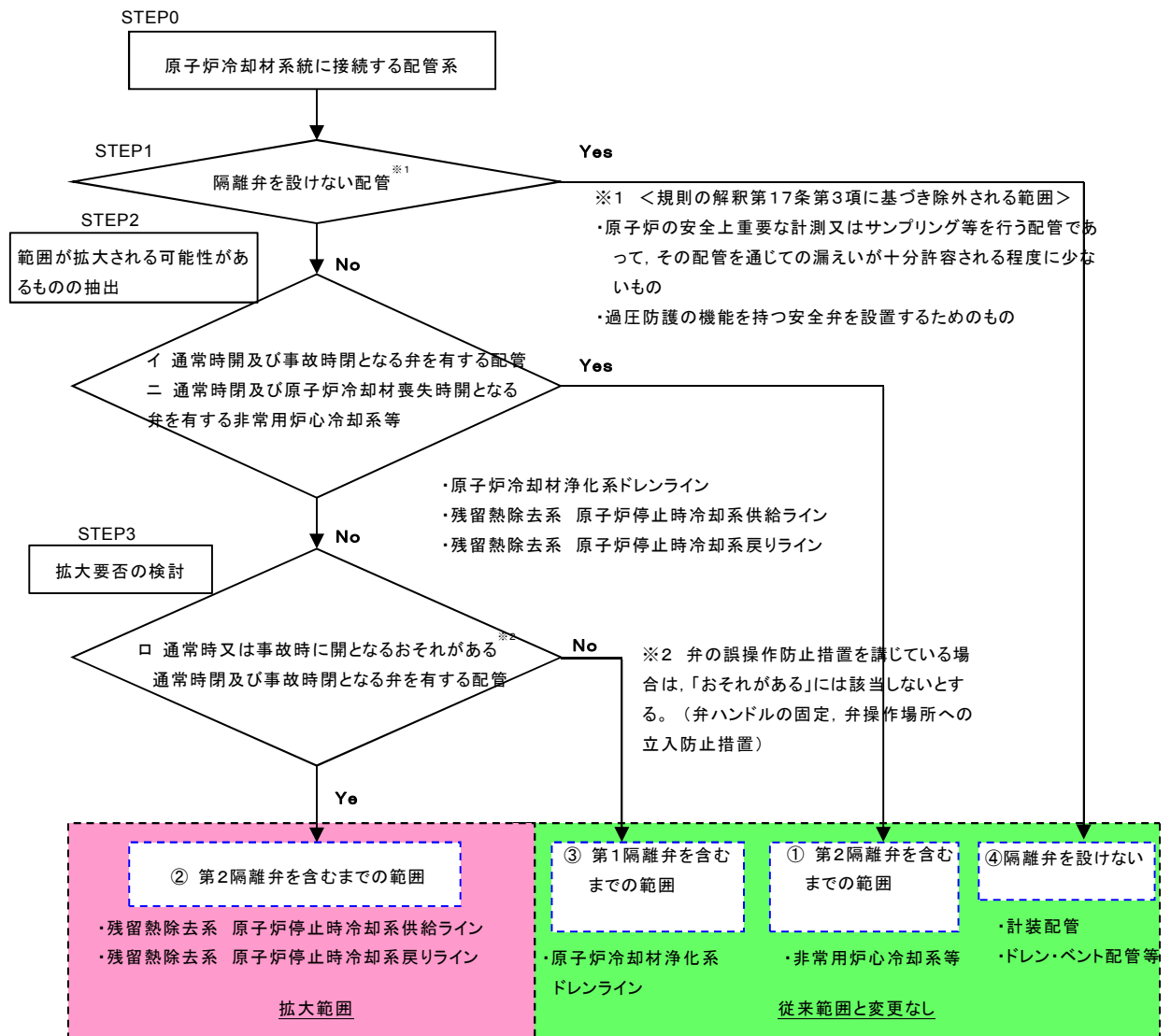
別 3-3 表に示すように、当該ラインに劣化モードを想定するならば外面からの疲労である。ただし、当該ラインは、プラント運転中は隔離されており、出力運転時及びライン使用時ともに従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に比べ低圧、低温の環境条件に限られることから、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

5. 点検方法及び点検頻度

これまでの検討結果より、当該箇所の健全性は確保されているとともに、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。このため当該箇所については、維持規格に基づくクラス1機器供用期間中検査に定められる検査方法（漏えい検査）及び検査頻度（100％／1定検）による検査を実施することで健全性を継続監視することが妥当であるとする。

また、当該箇所はこれまでもクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み、漏えい検査を実施しており、異常は認められていない。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

【抽出プロセス】

STEP0（母集団の確認）

- ・原子炉圧力容器全体構造図を用いて、原子炉圧力容器のノズルを抽出する。

- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続されている配管を抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

STEP1（隔離弁を設けない配管（規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲）の抽出）

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。

※ その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは、液相で36.7mm以下、気相で73.4mm以下の配管を指す。（別紙5参照）

STEP2（範囲が拡大される可能性のあるものの抽出）

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

STEP3（拡大要否の検討）

- ・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

※ 弁の誤操作防止措置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、第1隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について参照）。

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

東海第二発電所において、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1) 前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動水圧系からの補給水流量は、3.5L/sec であり、常温における補給水量は、209.6kg/min となる。
- d. 原子炉隔離時冷却系の補給水流量は、37.9L/sec であり、常温における補給水量は、2269.9kg/min となる。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2) 計算方法

F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of Single Component, Two-Phase Mixture” に基づき算出する。

$$A_{\max} = \frac{W}{G}$$

A_{\max} : 最大破断断面積

W : 補給水量

G : 臨界質量速度

(液相) 2,343,681kg/min-m²

(気相) 585,920kg/min-m²

$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}}$$

D_{\max} : 最大破断直径

(3) 算出結果

(1)，(2)より，小口径配管が破断した場合でも原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径を別 5-1 表に示す。

この結果から，小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は，設計上の余裕をみて液相，気相それぞれ 25A，50A を最大としている。

別 5-1 表 原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
破断断面積 (mm ²)	1, 057	4, 231
最大破断直径 (mm)	36. 7	73. 4
原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

差圧検出管・ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由

差圧検出管・ほう酸水注入系配管の配管口径は 40A であり原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径（液相 25A）よりは大きい。しかしながら、原子炉圧力容器外で破断した場合であっても、その漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。

その考え方を以下に示す。

1. 差圧検出管・ほう酸水注入管の概要

差圧検出管・ほう酸水注入管の概要を別 6-1 図に示す。

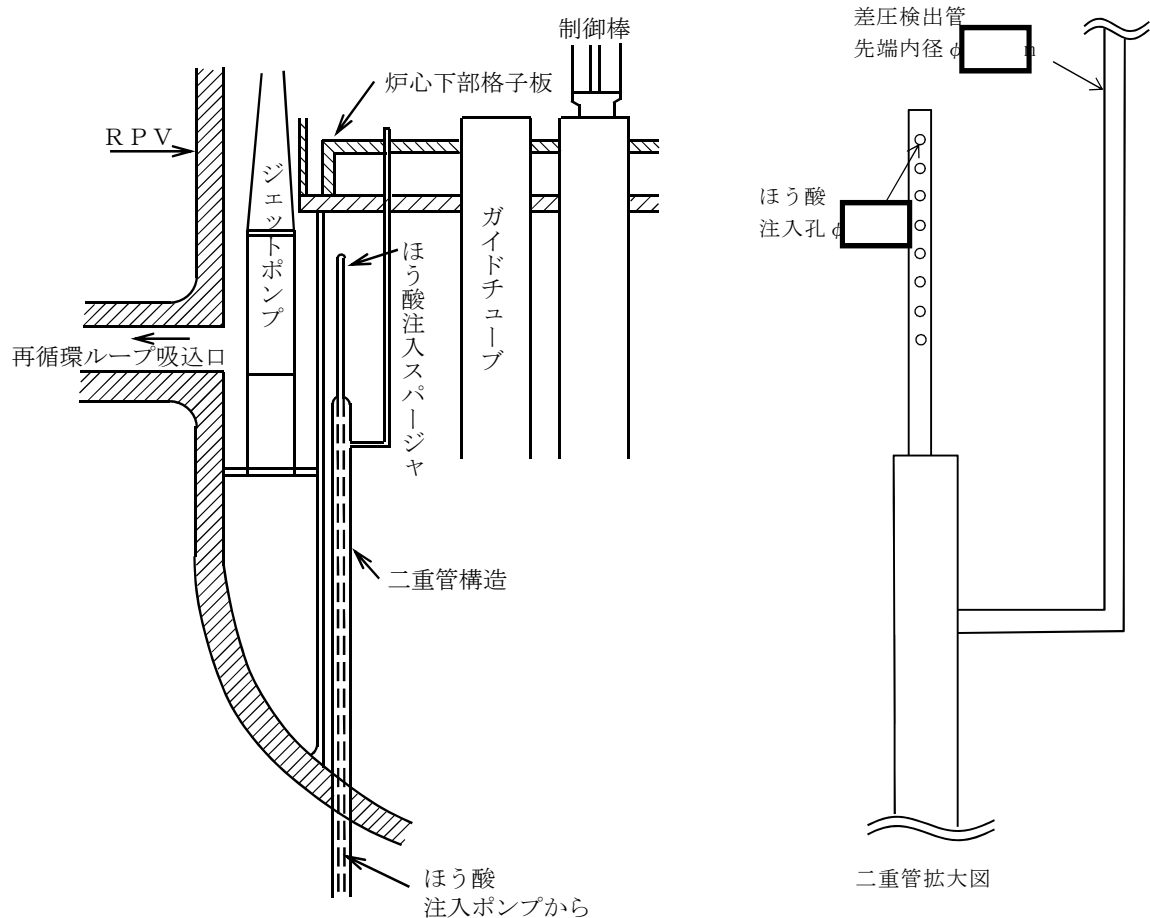
差圧検出管・ほう酸水注入管は、2 重管構造となっており、差圧検出機能及びほう酸水注入機能を有している。本配管は、原子炉圧力容器内で、ほう酸注入スパージャ及び差圧検出管に分岐される。

ほう酸注入スパージャには、直径 mm の注入孔が 箇所設けられており、ほう酸水注入ポンプで加圧されたほう酸水はそれぞれの注入孔から原子炉内に注入される。

差圧検出管は、2 重管から分岐後、先端は原子炉圧力容器内部で開放されており、原子炉圧力容器内の圧力を検出することができる。差圧検出管の先端内径は mm である。

2. 差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合の原子炉冷却材の流出

原子炉圧力容器の外側で差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合，原子炉冷却材は，ほう酸注入スパージャのほう酸注入孔及び差圧検出管の先端を逆流し，原子炉圧力容器の外側の破断口から漏えいする。したがって，原子炉圧力容器内の開口面積（ほう酸水注入孔及び差圧検出管の先端部の面積の合計）が，原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積より小さければ，差圧検出管・ほう酸注入管の破断口からの原子炉冷却材の漏えい量は，制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないと考えられ，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。



別 6-1 図 差圧検出管・ほう酸水注入管 概要図

3. 評価結果

差圧検出管・ほう酸注入管配管の原子炉圧力容器内の開口面積を別 6-1 表に示す。

差圧検出管・ほう酸注入管の原子炉圧力容器内の開口面積は、原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積よりも小さいことから、原子炉圧力容器外でほう酸水注入系配管が破断した場合であっても破断口からの漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、ほう酸水注入系配管（40A）は原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

別 6-1 表 差圧検出管・ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内開口面積

No	項目	面積（mm ² ）
1	ほう酸水注入孔： <input type="text"/>	<input type="text"/>
2	差圧検出管の先端： <input type="text"/>	
3	No. 1 と No. 2 の合計	
4	原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積	
大小関係		No. 3 < No. 4

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェライト系鋼
に対する管理について

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、第 17 条第 1 項第 3 号において、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瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとすることが要求されている。東海第二発電所においては、フェライト系鋼の脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するため、建設当時から告示 501 号等の技術基準の要求に従って、以下の管理を実施してきている。

○使用材料管理

適用規格基準：告示 501 号（昭和 45 年）

- 管理事項：・材料の選定
- ・破壊靱性試験の実施
 - ・素材段階での非破壊検査（体積検査、表面検査）の実施

○使用圧力・温度制限

適用規格基準：J E A C 4 2 0 6（1973）原子力発電所用機器の最低使用温度の確認試験方法

- 管理事項：・耐圧漏えい試験時の試験温度の制限

○使用期間中の監視

適用規格基準：J E A C 4 2 0 5（1973）軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査

J E A C 4 2 0 1 （ 1 9 7 0 ） 原子炉構造材の監視試験方法

管理事項

- ： ・ 供用期間中検査での欠陥発生有無の確認
- ・ 監視試験による脆性遷移温度の管理（原子炉圧力容器）

以上

東海第二発電所

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

<p>(設置許可基準規則 第 17 条)</p> <p>一 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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p> <p>二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。</p> <p>三 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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。</p> <p>四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。</p> <p>(技術基準規則 第 14 条) 安全設備</p> <p>2 安全設備は、設計基準事故時及び当該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ができるよう、施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 15 条) 設計基準対象施設の機能</p> <p>3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 17 条) 材料及び構造</p> <p>一 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>八 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p>	<p>十五 クラス 1 容器、クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 容器、クラス 3 管、クラス 4 管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次に定めるところによること。</p> <p>(技術基準規則 第 18 条) 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>2 使用中のクラス 1 機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があつてはならない。</p> <p>(技術基準規則 第 19 条) 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 27 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 28 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。</p>
--	---

<p>(設置許可基準規則 第 17 条、技術基準規則 第 27 条 第 28 条)</p> <p>一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。</p> <p>二 変更なし <u>隔離装置である第1隔離弁の範囲から第2隔離弁を含む範囲までに変更した。</u></p> <p>三 変更なし 十分な破壊靱性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、又は強度評価において、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生じる圧力において、瞬間的破壊が生じないことを確認している。</p> <p>四 変更なし 各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。</p>

<p>(技術基準規則 第 14 条) 2</p> <p>(技術基準規則 第 15 条) 3</p> <p>(技術基準規則 第 17 条) 一、八、十五</p> <p>(技術基準規則 第 18 条) 2</p> <p>(技術基準規則 第 19 条)</p> <p>上記、技術基準規則各条文については、変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり、設備改良を伴わないことから変更はない。</p>

評価OK

保

<p>○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出</p> <p>規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のラインが抽出された。</p> <p>①原子炉再循環系 C U W 入口ドレンライン</p> <p>②残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン</p> <p>③残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン</p> <p>このうち、①については既に施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤操作防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。また、②、③については、通常運転時に当該系統を使用する場合には、隔離弁を開とすることがあることから、バウンダリ拡大範囲とする。</p>
--

<p>○弁の施錠管理 (①)</p> <p>原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインについては、通常時又は事故時に開となるおそれがないよう施錠管理による弁ハンドルのロックを実施する。</p>

工

<p>○バウンダリ範囲の拡大 (②、③)</p> <p>残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインについては、第 1 隔離弁から第 2 隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。</p>
--

【後段規制との対応】

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：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

☐：添付六、八に反映

☐：当該条文に該当しない

（他条文での反映事項他）

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区 分	運用対策等
第 1 7 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	施錠管理	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	・ 原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインの第 1 隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系 C U W 入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系 C U W 入口ドレン弁）は，通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理を適切に実施する。
		教育・訓練	—

東海第二発電所

安全保護回路

第 24 条 安全保護回路

<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. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

2.2 安全保護回路の概要

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

2.5 想定脅威に対する対策について

2.6 物理的分離及び電気的分離について

別紙 1 安全保護回路について，承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

別紙 2 今回の設置許可申請に関し，安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対する

セキュリティ対策

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

別紙 7 安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

3. 運用，手順説明資料

（別添資料）安全保護回路

<概 要>

1. において，設計基準事故対処設備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東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，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，必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条において，追加要求事項を明確化する。（第 1.1 表）

第 1.1 表 設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条 要求事項

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	技術基準規則 第 35 条（安全保護装置）	備 考
発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，安全保護回路（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。	発電用原子炉施設には，安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。	変更なし
一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において，その異常な状態を検知し，及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。	一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合において，原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。	変更なし
二 設計基準事故が発生する場合において，その異常な状態を検知し，原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。	—	変更なし
三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保するものとする。	二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保すること。	変更なし
四 安全保護回路を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。	三 系統を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。	変更なし

設置許可基準規則 第24条（安全保護回路）	技術基準規則 第35条（安全保護装置）	備 考
五 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。	四 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。	変更なし
<u>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u>	<u>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u>	追加要求事項
七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。	六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系から機能的に分離されたものであること。	変更なし
—	七 発電用原子炉の運転中に，その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。	変更なし
—	八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。	変更なし

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

(s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、
その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能
することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるもの
とするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状
態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させ
る設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故
障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合におい
て、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それ
ぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保
する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合におい
ても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態
を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維
持できる設計とする。

安全保護回路のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、不正アク

セス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、中性子束を測定する炉内核計装設備と水位、圧力、再循環流量等を測定する計装設備、安全保護回路及び制御設備を設ける。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置を設ける。

発電用原子炉の出力制御は、再循環流量の調整及び制御棒位置の調整の 2 方式により行われる。

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

中性子束は以下のように 2 つの領域に分けて原子炉内で計測する。

起動領域：固定型計数方式及び 8 チャンネル

キャンベル方式計装

出力領域：固定型直流方式計装 172 チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉水位，原子炉圧力，再循環流量，給水流量，蒸気流量，制御棒位置，制御棒駆動用冷却材圧力等の計装装置を設ける。

(2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は，「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）
（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は，次に示す条件により発電用原子炉をスクラムさせるため，2つの独立のチャンネルが設けられ，これらの同時動作によって発電用原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉

- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(2) 安全設計方針

1.1.3 安全保護系の設計方針

反応度制御系（制御棒）及び工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は、多重性と独立性を有する設計とし、実際に起こると考えられる、いかなる単一故障によってもその安全保護機能が妨げられないような設計とする。また、安全保護系は系の遮断、駆動源の喪失等においても安全上許容される状態（フェイル・セーフ又はフェイル・アズ・イズ）になるよう設計する。

安全保護系については、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-37, 38）（2.2：P24 条-39）（2.3：P24 条-40）（2.4：P24 条-41）（2.5：P24 条-42）（2.6：P24 条-42, 43）】

(3) 適合性説明

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（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。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護

機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとするこ
と。

適合のための設計方針

第1項第1号について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えないよう、中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより発電用原子炉を停止できる設計とする。

第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また、自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位低
 - c. ドライウェル圧力高
 - d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
 - e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
 - f. 中性子束低（平均出力領域計装）
 - g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）

- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

(2) その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける設計とする。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
 - b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
 - c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動
 - d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
 - e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動
 - f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖
- また，その他保護動作としては次のようなものがある。

- a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

第1項第3号について

安全保護系は、十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し、機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系作動回路は、検出器、トリップ接点、論理回路、主トリップ継電器等で構成し、基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため、原子炉緊急停止系作動回路は、運転中すべて励磁状態であり、電源の喪失、継電器の断線及び検出器を取り外した場合、回路が無励磁状態で、チャンネル・トリップになるようにする。

したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

核計装系は、安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち、運転中でもバイパスして保守、調整及び校正できる。

したがって、これが故障の場合、故障チャンネルはバイパスし、残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む）は、多重性をもった構成とする。

したがって、これらの単一故障、使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

第1項第4号について

安全保護系は、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系

からも原則として分離し、独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器を貫通する計装配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。
各トリップチャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系作動回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。

第1項第5号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし、この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなるものの主要なものをあげると以下のとおりである。

- (1) 電源喪失
 - a. スクラム
 - b. 主蒸気隔離弁閉
 - c. 格納容器ベント弁閉
- (2) 計器用空気喪失
 - a. スクラム
 - b. 格納容器ベント弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで発電用原

子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（片方向のみの通信を許可する装置）を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離するとともに、固有のプログラム言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境等によりウイルス等の侵入を防止することでソフトウェアの内部管理の強化を図り、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」

（JEAG4609-2008）、又は米国Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用するとともに、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限並びに設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

第1項第7号について

安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル・ルート及び原子炉格納

容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

安全保護系は、原子炉水位及び原子炉圧力を検出する計装配管ヘッダの一部を計測制御系と共用すること及び核計装等の検出部が表示、記録計用検出部と共用される以外は計測制御系とは完全に分離する等、計測制御系での故障が安全保護系に影響を与えない設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は、安全保護系の計装配管として設計する。

また、核計装等の検出部が表示、記録計用検出部と共用しているが、計測制御系の短絡、地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概 要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分には、すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水系及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視す

るために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (2) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける設計とする。
- (5) 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるように当該記録が保存できる設計とする。

6.3.3 主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装の一覧を第6.3-1表に示す。

6.3.4 主要設備

- (1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要のある項目は、水位、圧力、容器胴部の

温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は、連続的に測定され、指示及び記録される。原子炉水位低又は水位高で警報を出す。原子炉水位低下が更に大きい場合には、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるとともに再循環系ポンプをトリップする信号を出す。また、原子炉水位上昇が更に大きい場合にはタービン・トリップを行わせるための信号を出す（第 6.3-1 図参照）。

原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉圧力容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2 個のＯリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され、圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環系ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低、並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録され

る。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水压系、水压制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器、並びに制御棒位置指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水压系では、発電用原子炉と駆動水压系との差圧、駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）等が計測される。

水压制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器系では、アキュムレータ窒素圧力、アキュムレータの漏えい水量、スクラム水排出容器水位等が計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、スクラム水排出容器の水位高で警報が出される。スクラム水排出容器の水位が更に高くなれば、発電用原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 原子炉格納容器内雰囲気計装

原子炉格納容器（以下 6. では「格納容器」という。）について計測する主要な項目は、格納容器内の圧力、温度、湿度、水素濃度、酸素濃度及び放射線レベルである。

格納容器内の圧力、温度及び酸素濃度は、連続的に測定し、指示又は記録する。また、冷却材喪失事故後の格納容器内の圧力、温度、水素濃度、酸素濃度、放射線レベル等も測定し、記録する。その他、ドライウェルの湿度並びにサブプレッション・チェンバのプール水位及び水温も連続的に測定し、指示又は記録する。

ドライウェル圧力高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。ドライウェル圧力の上昇が更に大きい場合には，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるための信号を出す（第 6.6-3 図及び第 6.6-5 図参照）。

サプレッション・チェンバでは，プール水位低，プール水位高，プール水温高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。

(6) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は，指示するとともに，原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ほう酸水注入系では，ほう酸水貯蔵タンク水位，ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され，タンク水位低，ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では，ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

6.3.5 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

6.3.6 評価

- (1) 原子炉プラント・プロセス計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲

内で監視することができる設計としている。

- (2) 原子炉プラント・プロセス計装は、設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。
- (4) 原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出することができる設計としている。

6.6 安全保護系

6.6.1 概 要

安全保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、発電用原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（非常用炉心冷却系起動等を含む）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

6.6.2 設計方針

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、設計基準事故時にあつては、直ちにこれを検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。

- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるようにする。
- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (9) 安全保護系は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-37, 38）（2.2：P24 条-39）（2.3：P24 条-40）（2.4：P24 条-41）（2.5：P24 条-42）（2.6：P24 条-42, 43）】

6.6.3 主要設備の仕様

原子炉緊急停止系作動回路の主要設備の仕様を第 6.6-1 表、第 6.6-1 図及び第 6.6-3 図に、その他の主要な安全保護系の仕様を第 6.6-2 表、第 6.6-4 図及び第 6.6-5 図に示す。

6.6.4 主要設備

(1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.6-1 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャ

ンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、発電用原子炉がスクラムされるようになっている。

発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第6.6-1表に示すとおりである。

この他、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようにバイパスされる。

- (a) 「停止」 このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。
- (b) 「燃料取替」 このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。
- (c) 「起動」 このモードは発電用原子炉を起動し、最高で定格の約 5%まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、発電用原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。
- (d) 「運転」 このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号

による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動

d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低、原子炉水位異常低下、ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また、その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル、継電器方式の構成で、論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には、特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は、すべて運転中励磁状態にあり、コイルの断線又は短絡、あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は、継電器自体を非励磁状態に戻し、回路が不動作状態になるように働くので、このような回路構成は、大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方、接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては、各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって、その発生を防止するようにしている。

第6.6-1図に示すように、論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので、どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば、その継電器接点が属して

いる論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は、各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで、継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも、スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、発電用原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また、運転監視装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の2チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長いが発電用原子炉を停止させる場合、1本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第6.6-2図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の480V交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）を保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

6.6.5 試験検査

(1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的にもその機能が喪失していないことを確認できる。

a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：手動スクラム・スイッチによるパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各トリップ・チャンネルごとの鍵付

テスト・スイッチによるトリップ・チャンネル及びパイロット弁ソレノイドの
無励磁の確認

c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及びトリップ・チャンネルの試験
端子から校正用模擬信号を入れることによるトリップ・チャンネルの作動の確
認

d. 制御棒スクラム試験：手動スイッチによる同一水圧制御ユニットに属する 1
組又は 1 本の制御棒のスクラム時間の確認

以上のうち b. 及び c. の試験により、各チャンネルの独立性の確認も行うこ
とができる。

(2) 工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャ
ンネル（検出器含む）の試験を行うことができ、定期的にその機能が喪失してい
ないことを確認できる。

なお、論理回路を含む全系統の試験については、原子炉停止時に行うことがで
きる。

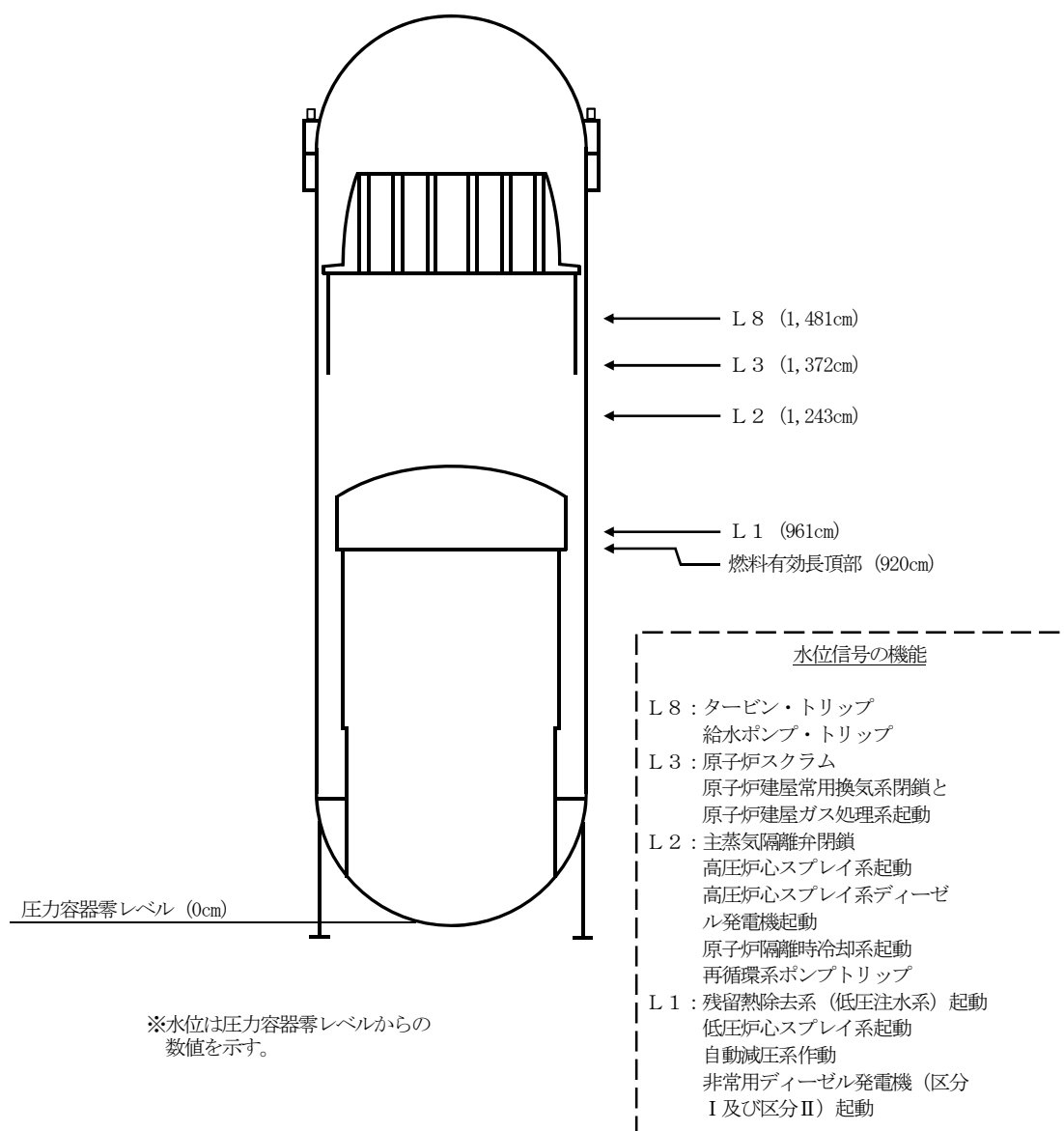
6.6.6 手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定め、適切な管理を行う。

- (1) 安全保護回路を有する制御盤については、施錠管理方法を定め、運用する。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順
等」に示す。
- (3) 発電所の出入管理に係る教育については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止
(3)手順等」に示す。

第 6.3-1 表 原子炉プラント・プロセス計装一覧表

項 目	名 称
原子炉压力容器計装	原子炉水位，圧力 压力容器胴部温度 压力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環系ポンプ出入口差圧 炉心流量 シール漏えい流量 再循環系ポンプ冷却水流量，温度
原子炉給水系及び 蒸気系計装	原子炉給水流量 蒸気流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水压系との差圧 駆動ヘッド流量 制御棒駆動機構温度 アキュムレータ窒素圧力 アキュムレータ漏えい水量 スクラム水排出容器水位
原子炉格納容器内 雰囲気計装	格納容器内圧力 格納容器内温度 格納容器内湿度 格納容器内水素濃度及び酸素濃度 格納容器内放射線 サブプレッション・プール水位 サブプレッション・プール水温
漏えい検出系計装	格納容器床ドレン流量 格納容器機器ドレン流量 格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラント ・プロセス計装	ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度及びポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力



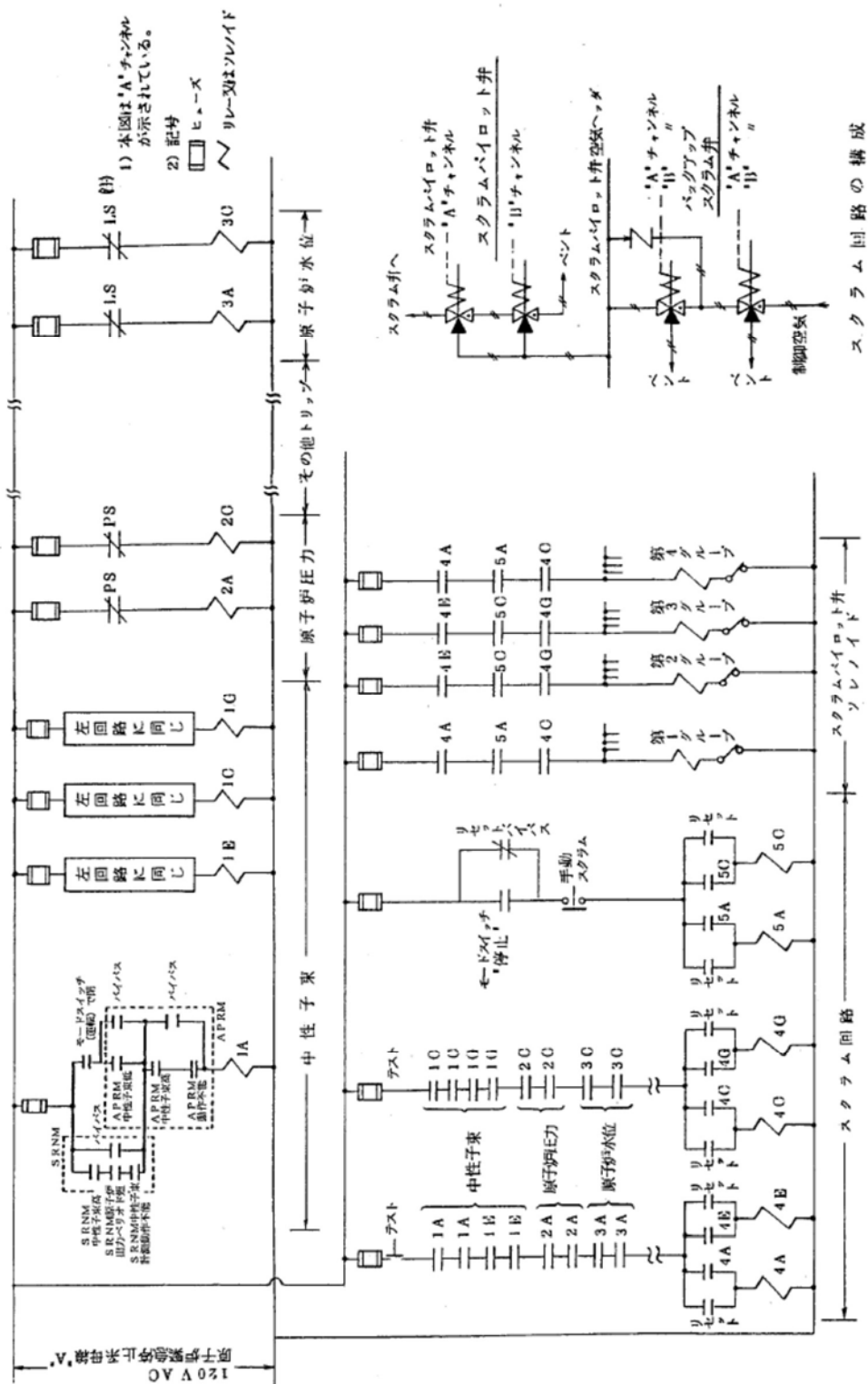
第 6.3-1 図 原子炉水位計装説明図

第 6.6－1 表 原子炉スクラム信号一覧表

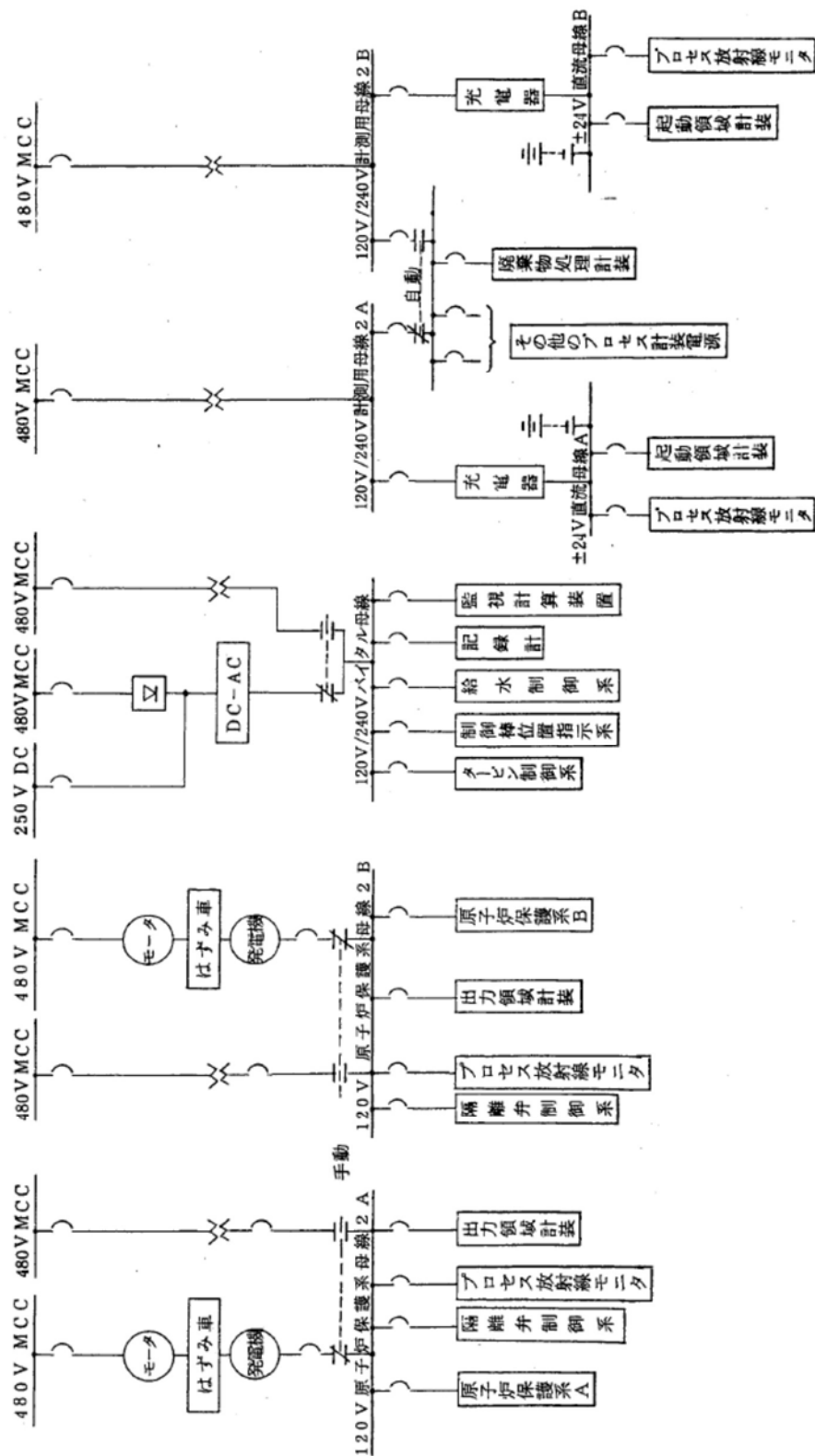
スクラム 信号の種類	検出器		スクラム設定値
	型式	配置場所	
原子炉圧力高	圧力スイッチ	原子炉圧力容器	7.25MPa [gage]
原子炉水位低	差圧スイッチ	原子炉圧力容器	1,372cm (ベッセルゼロより上)
ドライウェル圧力高	圧力スイッチ	ドライウェル	13.7kPa [gage]
原子炉出力ペリオド短	起動領域計装	炉心内	10 秒
中性子束高	起動領域計装	炉心内	最終レンジ目盛の 120/125
	出力領域計装	炉心内	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉モード・スイッチ「運転」位置で定格出力の 120% ・原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外で定格出力の 15% ・自動可変設定
中性子束低	出力領域計装	炉心内	定格出力の 2%
中性子束計装動作不能	起動領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
	出力領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
スクラム水排出容器水位高	レベル・スイッチ	スクラム水排出容器	0.189m ³ に相当するレベル
主蒸気隔離弁閉	弁位置スイッチ	主蒸気隔離弁	開度 90%
主蒸気管放射能高	ガンマ線モニタ	ドライウェル外側の主蒸気管	通常運転時の放射能の 10 倍以下
主蒸気止め弁閉	弁位置スイッチ	主塞止弁	開度 90%
蒸気加減弁急速閉	圧力スイッチ	蒸気加減弁	4.12MPa [gage]
地震加速度大	加速度検出器	原子炉建屋内	水平方向 300gal (EL. 14.0m) 水平方向 250gal (EL. -4.0m) 鉛直方向 120gal (EL. -4.0m)
原子炉モード・スイッチ「停止」	原子炉モード・スイッチ	中央制御室	
手 動	押しボタン	中央制御室	

第 6.6-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

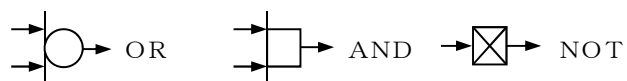
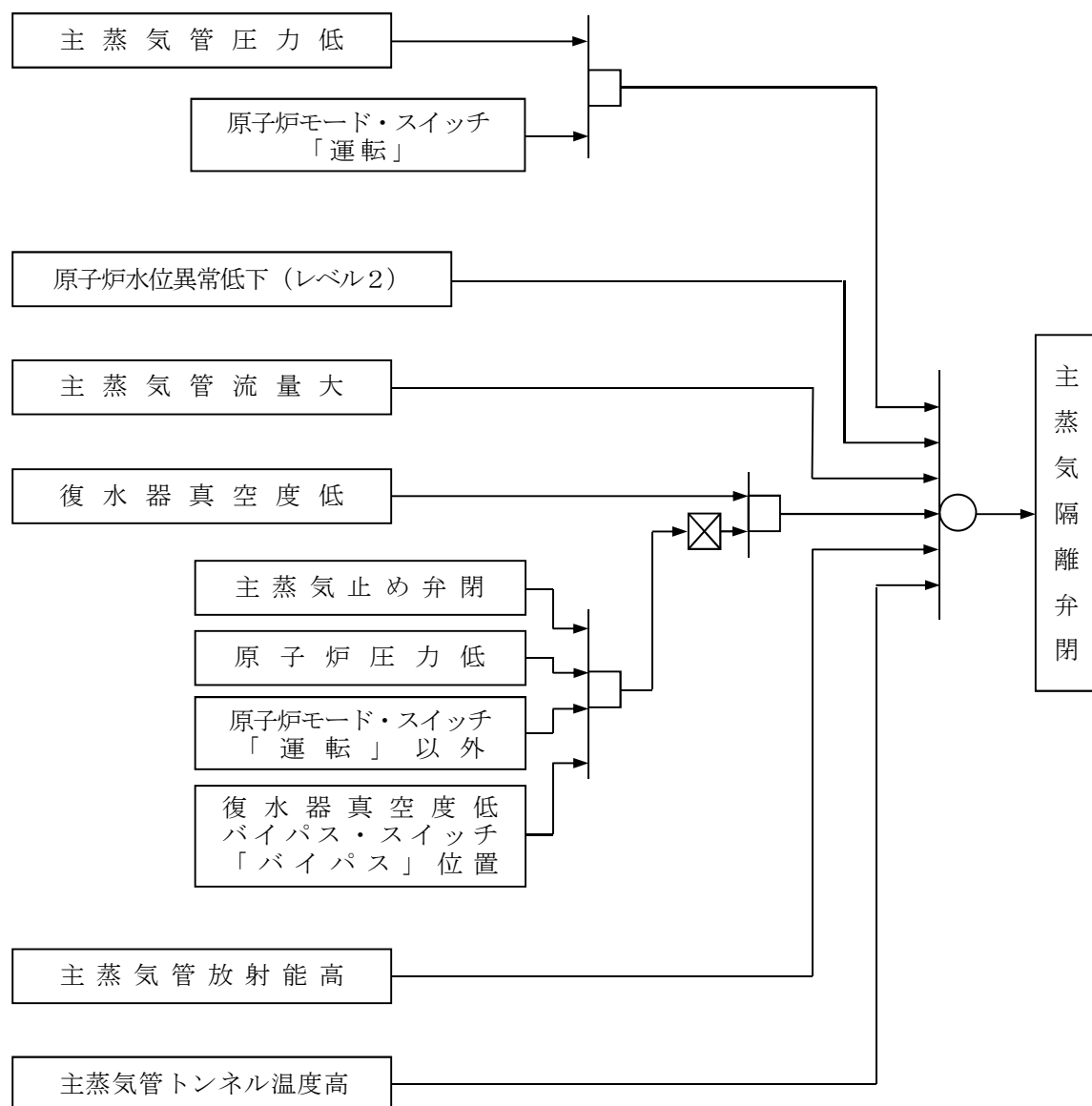
信 号 の 種 類	保 護 機 能 の 種 類	設 定 値
原 子 炉 水 位 低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,372cm (ベッセルゼロより上) (レベル 3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動	1,243cm (ベッセルゼロより上) (レベル 2)
	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 非常用ディーゼル発電機起動	961cm (ベッセルゼロより上) (レベル 1)
ドライウェル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動 非常用ディーゼル発電機起動	13.7kPa [gage]
主 蒸 気 管 圧 力 低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主 蒸 気 管 流 量 大	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の 140%相当
復 水 器 真 空 度 低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主 蒸 気 管 放 射 能 高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10 倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10 倍以下



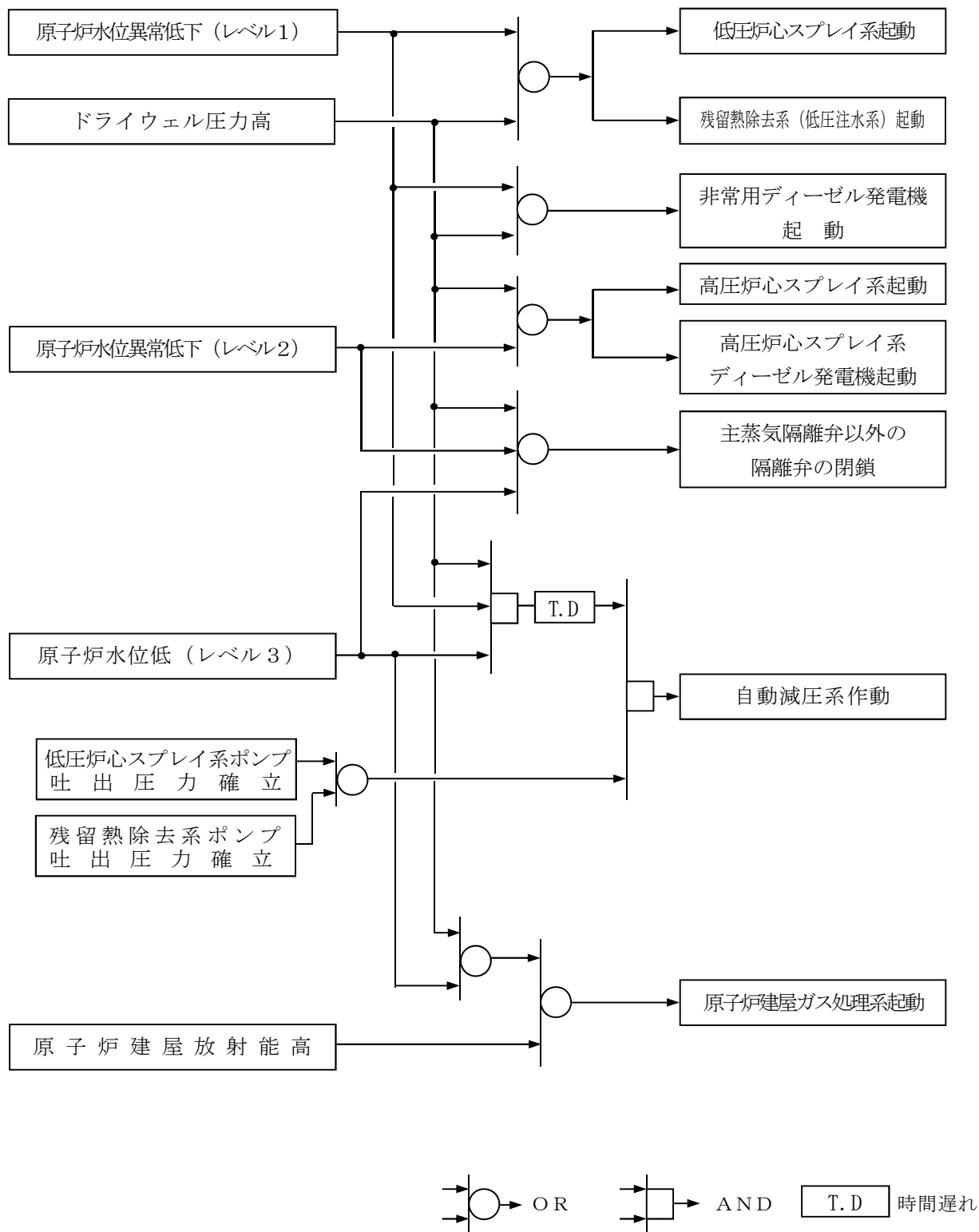
第6.6-1図 原子炉緊急停止系



第 6.6-2 図 安全保護系用電源



第 6. 6－4 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）



第 6.6-5 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第 1 項第六号において、『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』が要求されている。

東海第二発電所の安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）の不正アクセス行為による被害防止については，デジタル演算処理を行う機器も含め，下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限[※]し，外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

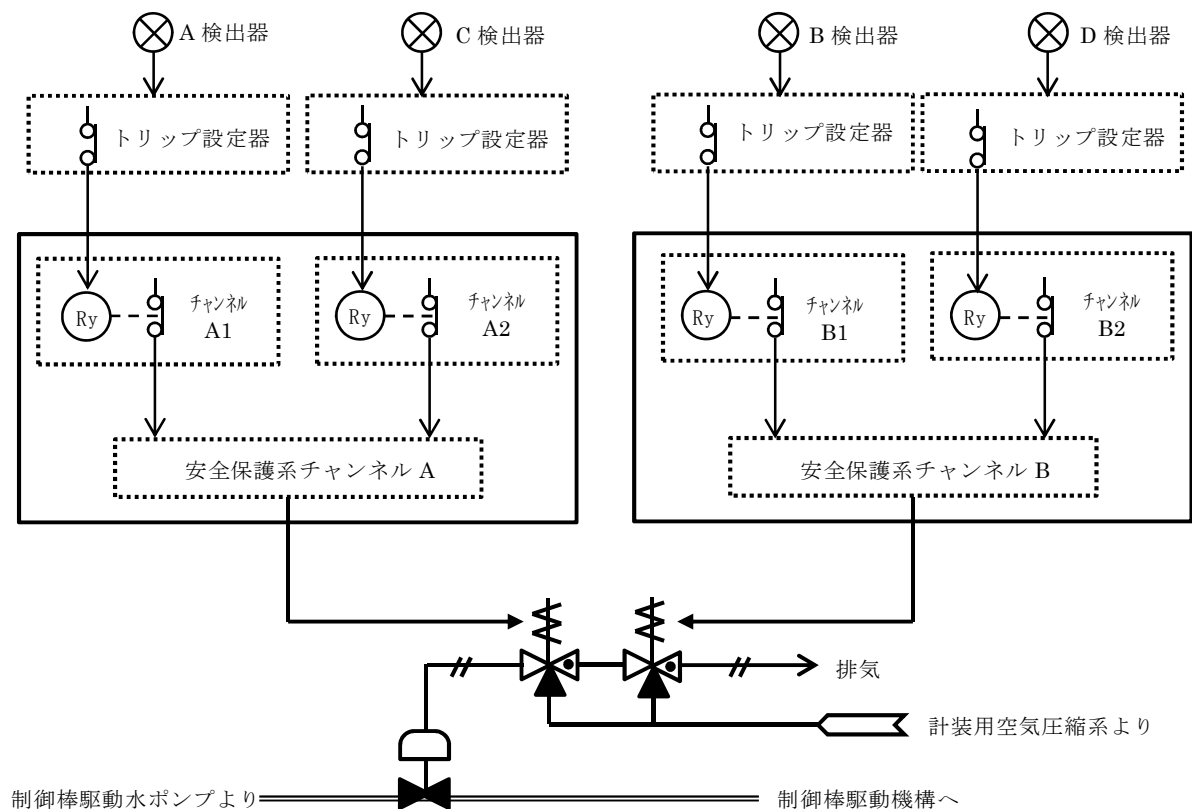
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

2.2 安全保護回路の概要

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として、原子炉緊急停止系の構成例を第 2.2 図に示す。

安全保護回路は、検出器からの信号を受信し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図 原子炉緊急停止系の構成例

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は，不正アクセスを防止するため，安全保護系盤等の扉には施錠を行い，許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



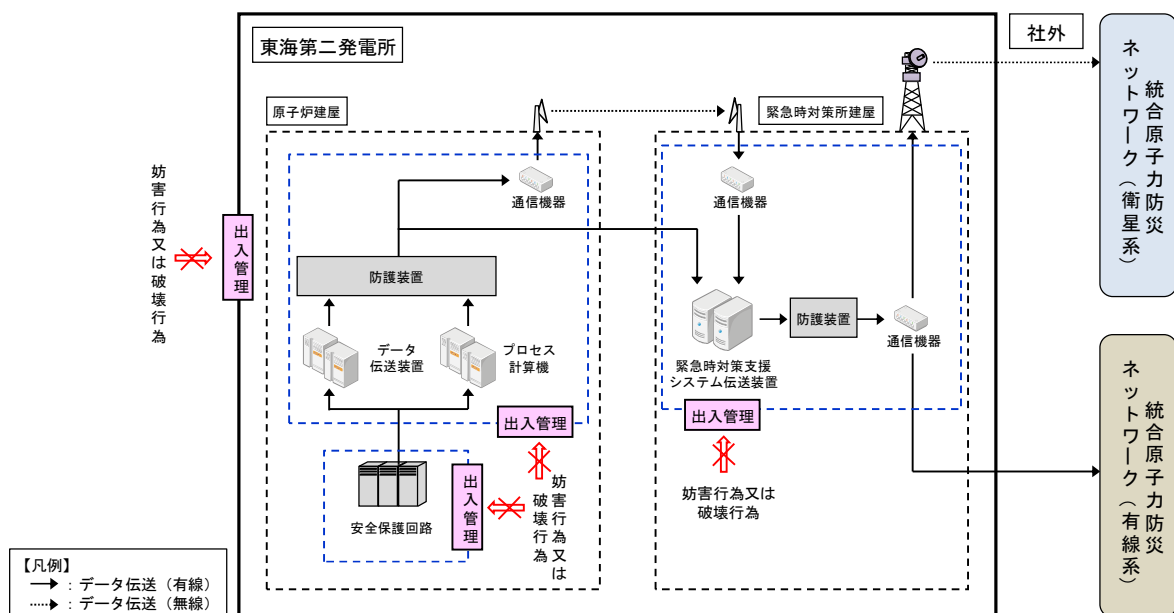
第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末

2.4 外部からの不正アクセス防止について

安全保護回路は、外部ネットワークと直接接続は行っていない。外部システムと接続する必要がある計算機については、防護装置を介して接続され、外部からのデータ書き込み機能を設けないことでコンピュータウイルスの侵入等を防止している。

また、外部からの妨害行為又は破壊行為については、出入管理により関係者以外の接近を防止している。

外部ネットワークとの接続構成概略図を第 2.4 図に示す。



第 2.4 図 外部ネットワークとの接続構成概略図

2.5 想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行う機器については、工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

2.6 物理的分離及び電気的分離について

(1) 物理的分離について

安全保護回路と計測制御系とは電源、ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

計測制御系のケーブルを安全保護回路のケーブルと同じケーブル・ルートに敷設した場合には、安全保護回路のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

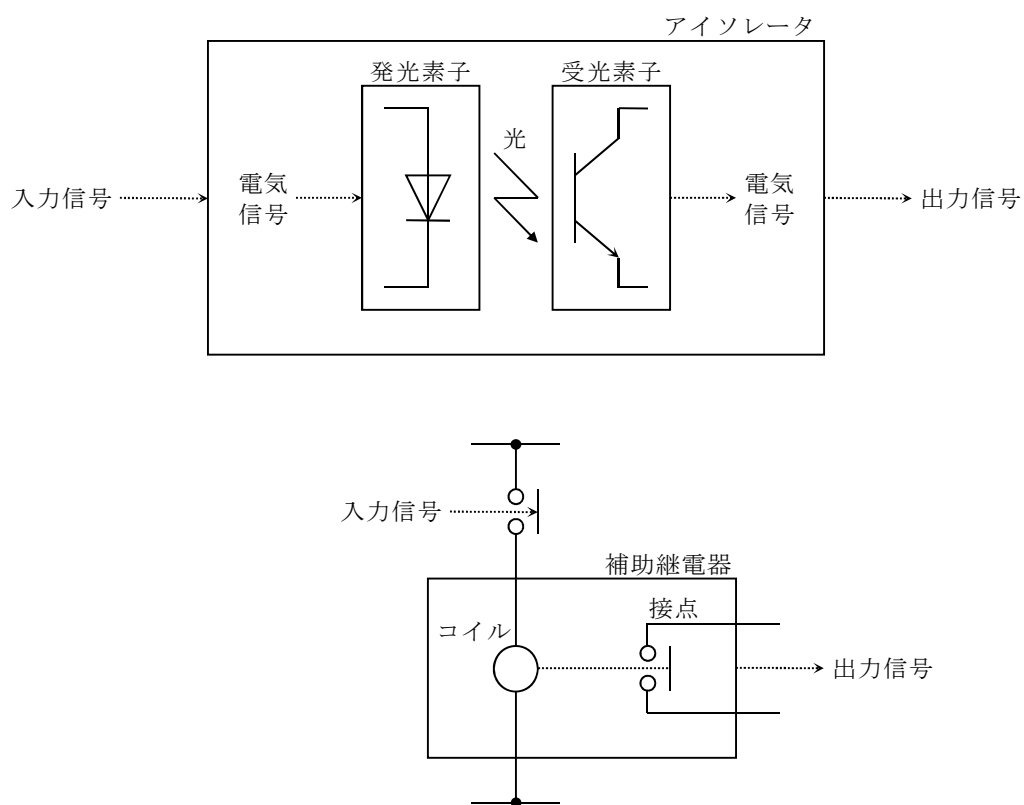
安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は、安全保護回路の計装配管として設計する。

(2) 電気的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は、アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電気的分離

(計測制御系で短絡等の故障が生じて安全保護回路に影響を与えない)を行う。

核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。



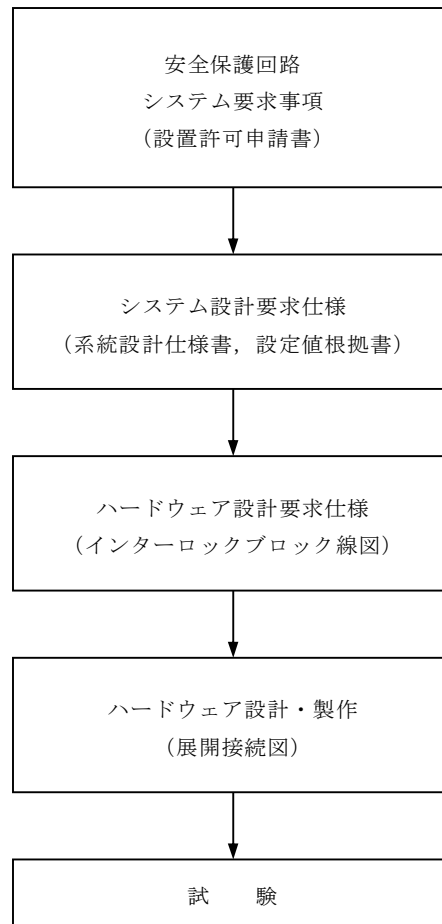
第 2.6 図 隔離装置（アイソレータ及び補助継電器）

別紙 1 安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

安全保護回路に対し、承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

- ・安全保護回路の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（第 1 図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- ・デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行う。
- ・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- ・中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。
- ・安全保護回路及び設定値を変更するには、中央制御室にて発電長の許可を得て、発電長の管理する鍵を借用する必要がある、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



第 1 図 安全保護回路の設計・製作・試験の流れ（例）

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の 基準適合性

2011 年 3 月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち、安全保護回路の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。第 1 図の抽出フローに基づき抽出した結果、SA 対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第 1 表に、抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また、過渡時自動減圧機能及び A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考 1）。

(1) 自動減圧系の起動阻止スイッチについて

a. 目的

原子炉停止機能喪失事象においては、発電用原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の急激な流量増加は、正の反応度印加を引き起こし、原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように、起動阻止スイッチを設置する。

b. 起動阻止スイッチ

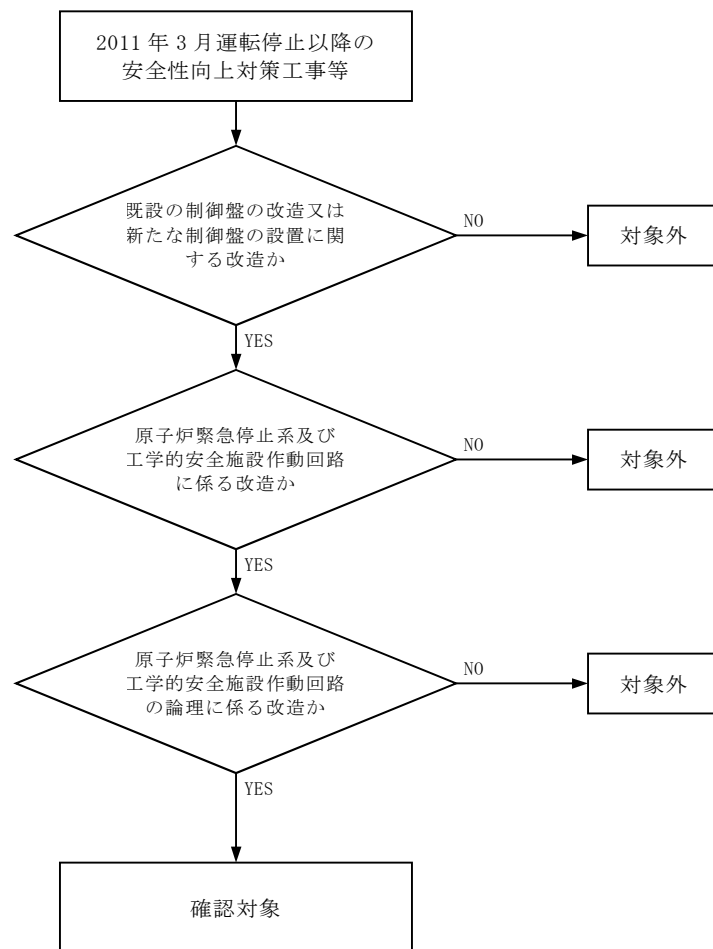
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

c. 自動減圧系への影響について

追加設置する自動減圧系の起動阻止スイッチが、自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（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>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>起動阻止スイッチは、原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり、運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>自動減圧系は、駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ）、その他の不利な状況が発生した場合でも多重性、独立性をもつことで発電用原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する起動阻止スイッチはこの安全保護動作を阻害するものではない。</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p>	<p>阻止回路はアナログで構成しており、不正アクセス行為による影響を受けない。</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>計測制御系とは共用していないため、影響はない。</p>

設置許可基準規則 第 12 条（安全施設）	自動減圧系への影響
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ない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。

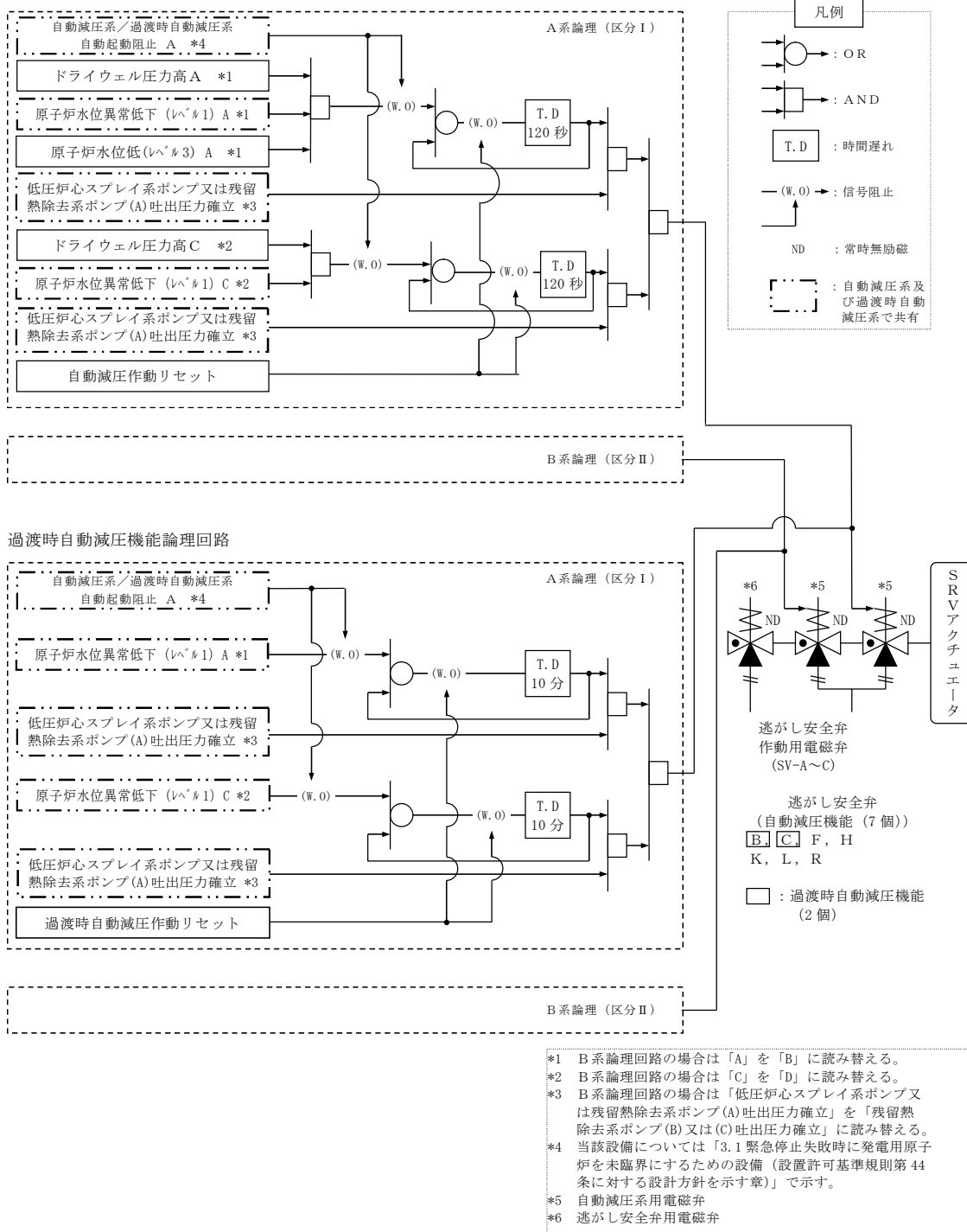


第 1 図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

第 1 表 安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への 影響評価
A T W S 時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。	44 条 46 条	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電氣的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電氣的に分離する。

自動減圧機能論理回路



第 2 図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図

参考 1 新規制対応設備の安全保護回路への影響について

1. 過渡時自動減圧機能について

(1) 目的

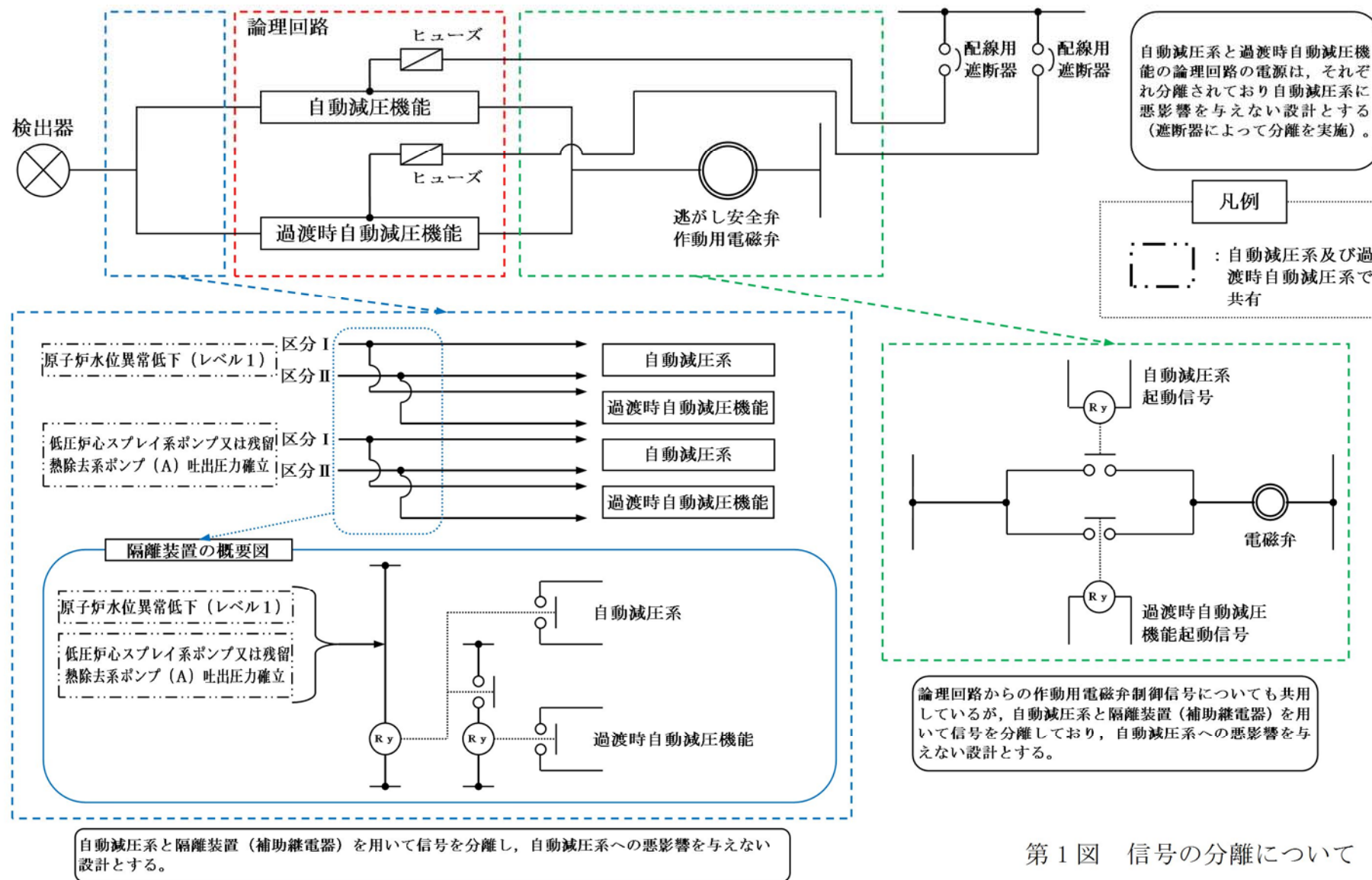
過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第1図のとおり、原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。



第1図 信号の分離について

2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

(1) 目的

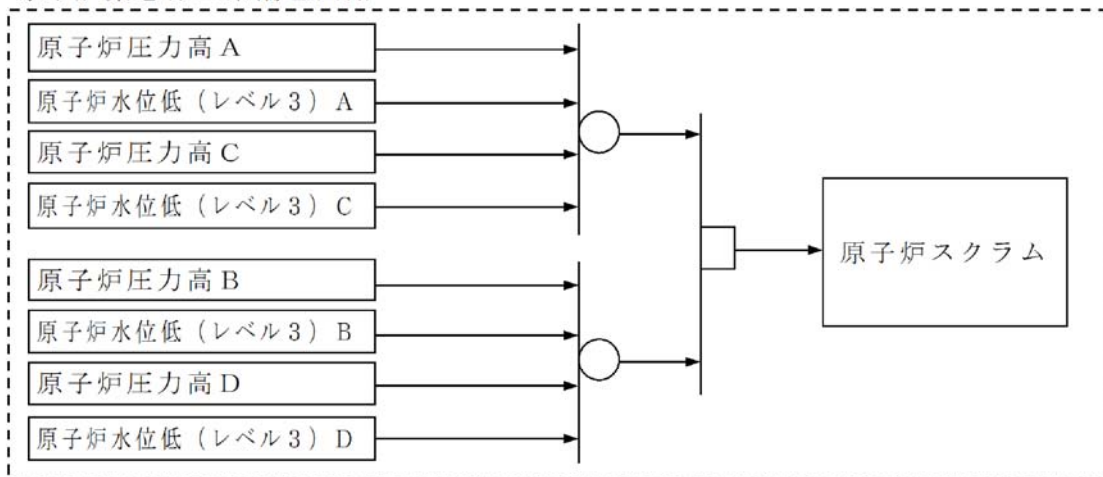
代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

(2) 原子炉緊急停止系への影響について

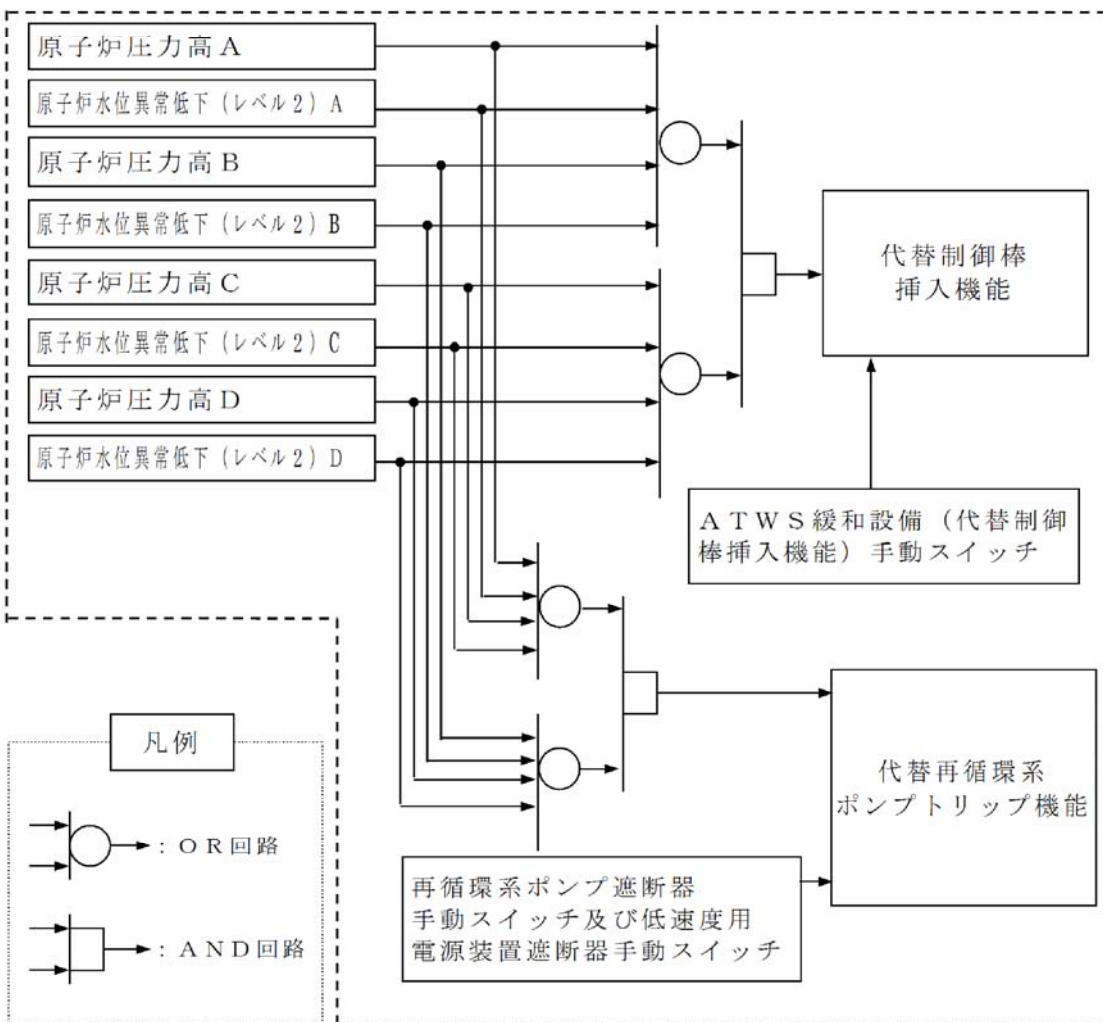
代替制御棒挿入機能の論理回路は第 2 図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても、第 3 図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。

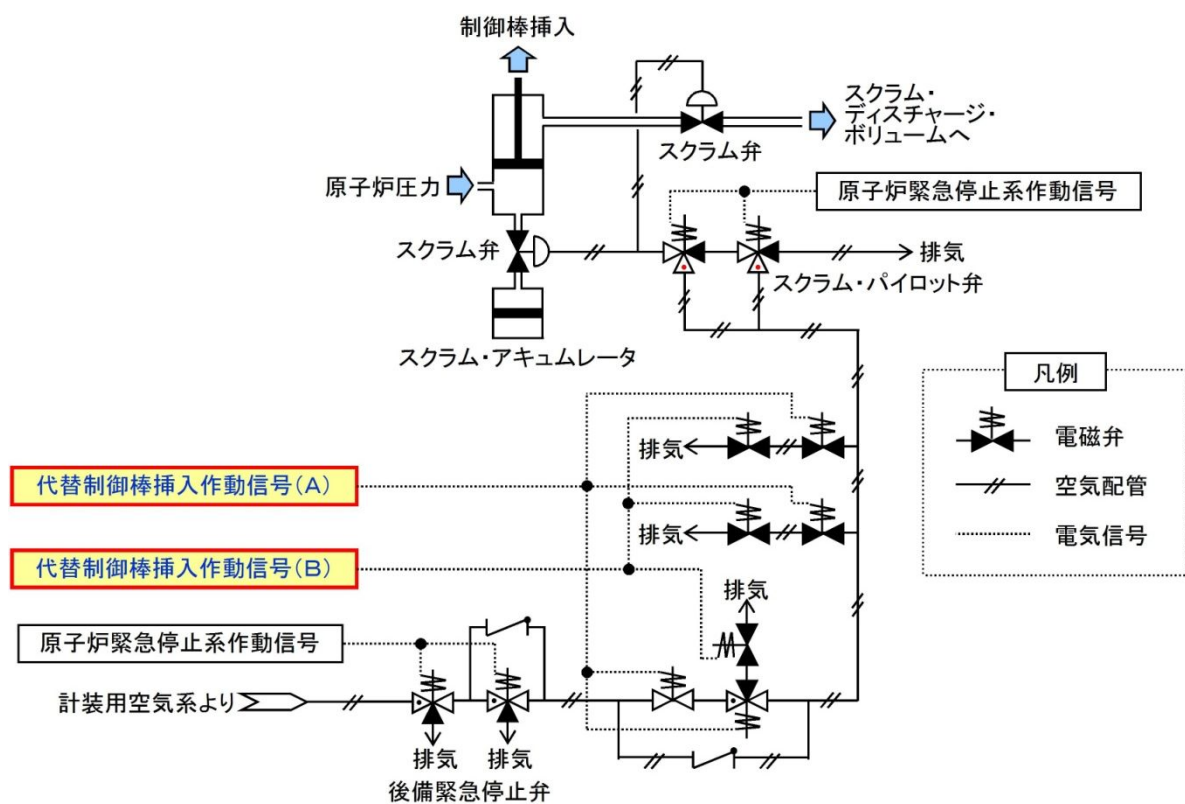
原子炉緊急停止系論理回路



A T W S 緩和設備論理回路



第 2 図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図



第 3 図 作動電磁弁について

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系、工学的安全施設作動回路）について、検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第 1 図、抽出結果を第 1 表、第 2 表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計装モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし、当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに、出入管理により外部からの妨害行為又は破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、電氣的アクセスについては、安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに、データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は、安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護回路からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限※し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

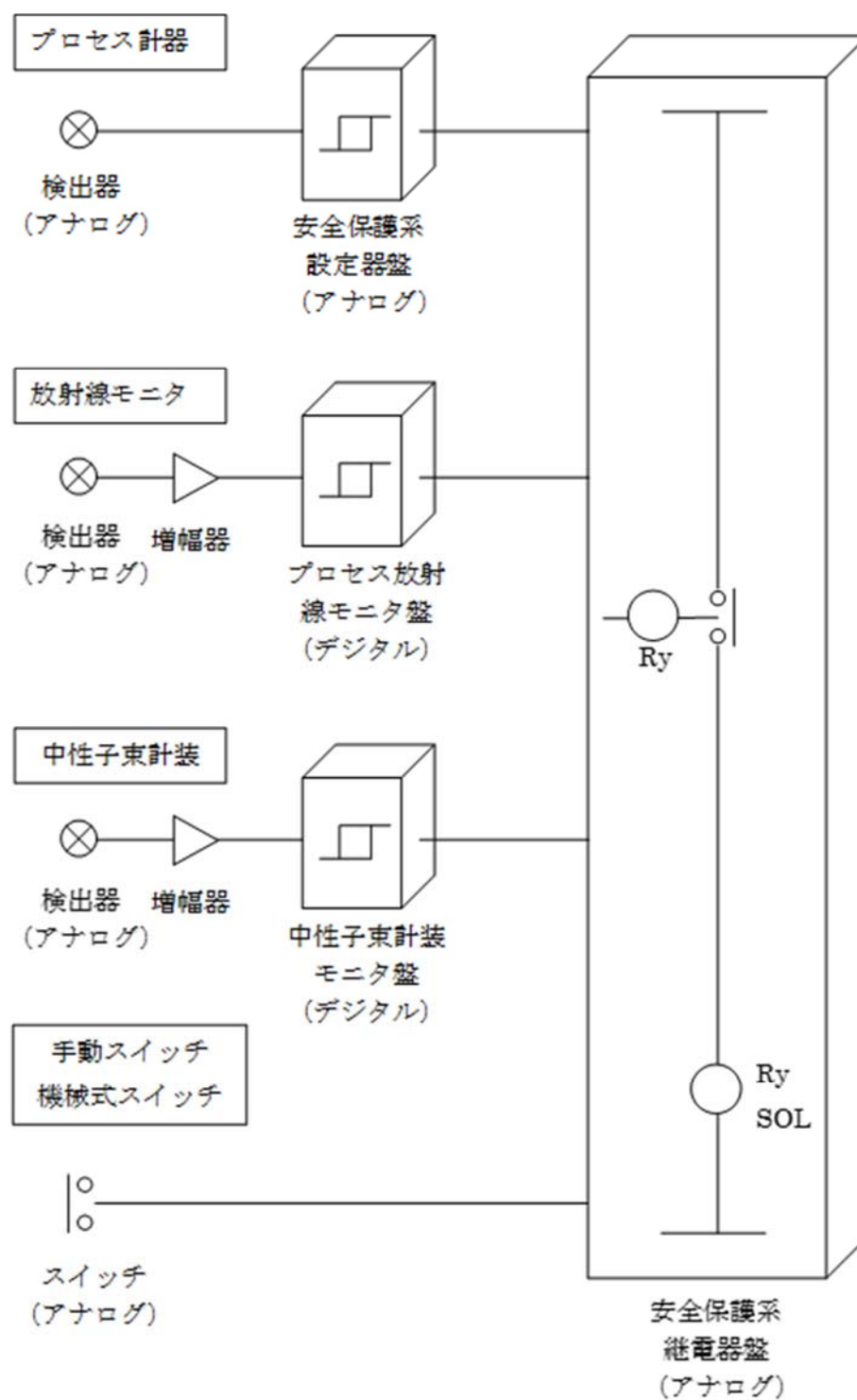
(4) システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のデジタル演算処理を行う機器は、固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに、保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い、関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は、雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し、金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は、鋼製の筐体に格納し、筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



第 1 図 安全保護系構成概略図

第 1 表 原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束低（平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束計装動作不能 （起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム水排出容器水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉	アナログ（接点）	
地震加速度大	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	

第 2 表 工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気管流量大	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について，検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル演算処理を行う機器は，プロセス放射線モニタ盤，中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については，デジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けることとし，施錠管理されたラック内に保管する。また，データ収集端末は，当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり，制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより，許可された者のみアクセス可能とする。

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

デジタル演算処理を行う機器への接続可能なアクセスとして、データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

(1) データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は、中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル演算処理を行う機器からデータを受信する機能がある。この場合において、中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり、データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

(2) 物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず、接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また、施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、管理されない変更を防止している。

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、安全保護回路のうち、デジタル演算処理を行う機器は、工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより、要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。

別紙 7 安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは，安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため，設計，製作，試験，変更管理の各段階で「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008，以下「JEAG4609」），又は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じた検証及び妥当性確認を実施する。

東海第二発電所においては起動領域計装，平均出力領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高の演算処理においてソフトウェアを用いている。以下にこれらソフトウェアの検証及び妥当性確認の概要を示す。

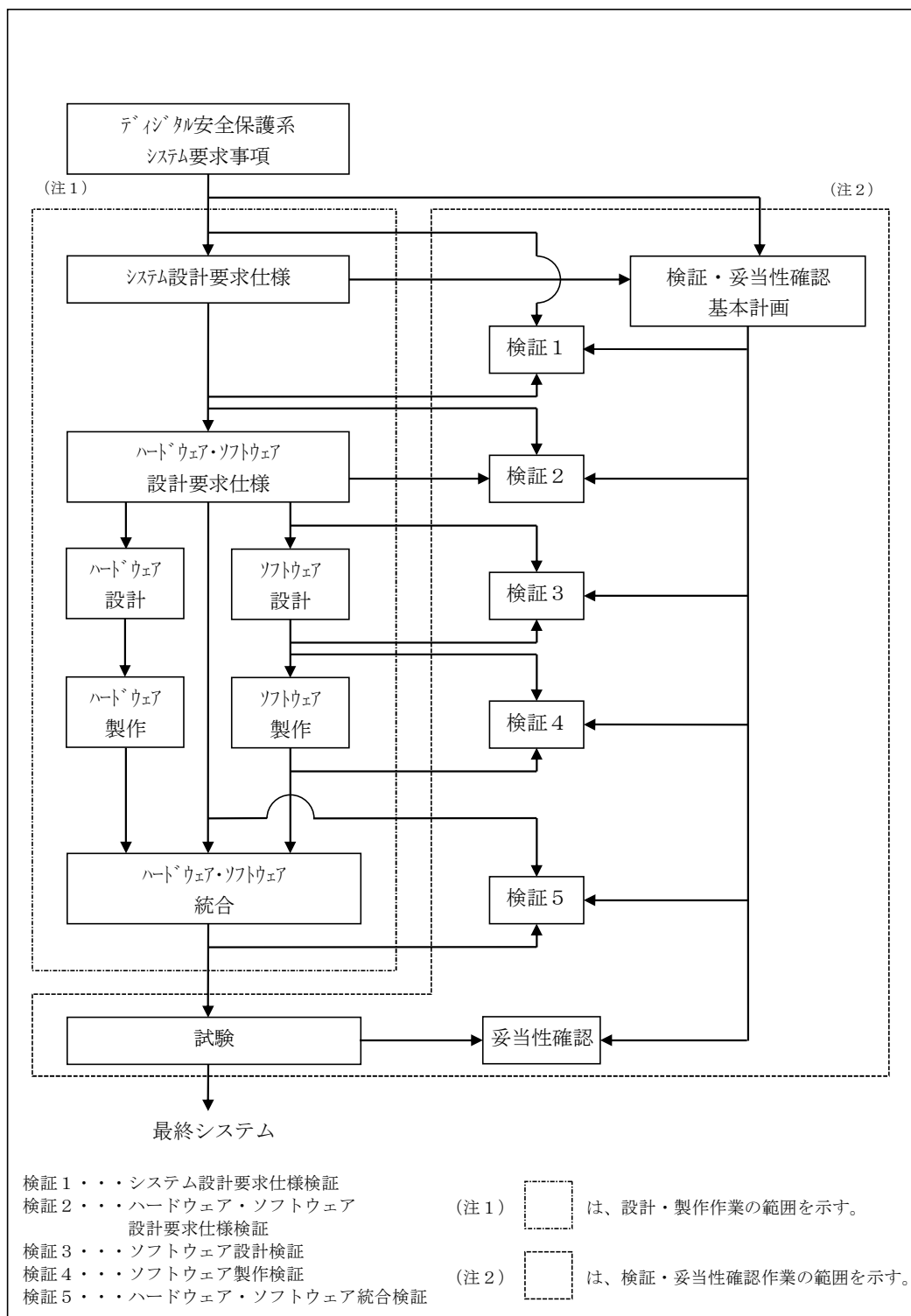
(1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装に用いるソフトウェアは JEAG4609 に基づき検証及び妥当性確認を実施している。（第 1 図）

検証は，設計，製作過程のステップごとに上位仕様と下位仕様の整合性チェックを主体として，以下の観点から検証作業を行う。

- a. 安全保護系システム要求事項がシステム設計要求仕様に正しく反映されていること。
- b. システム設計要求仕様がハードウェア，ソフトウェアの設計要求仕様に正しく反映されていること。
- c. 上記設計要求仕様に基づいてソフトウェアが製作されていること。
- d. 検証及び妥当性確認が可能なソフトウェアとなっていること。

必要な検証を経て製作されたソフトウェアをハードウェアと統合した後の全体システムについて、最終的に安全保護系システム要求事項が正しく実現されていることを確認するために妥当性確認を行う。



第1図 検証及び妥当性確認 (JEAG4609)

(2) 起動領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高

これらに用いるソフトウェアの検証及び妥当性確認は米国のライセンシング・トピカル・レポート NED0-31439-A 付録 E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」に従って実施している。NED0-31439-A 付録 E のソフトウェア検証及び妥当性確認の手法は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準拠しており米国 NRC によりエンドースされている。

検証は，ソフトウェアの設計，製作過程を 6 つの「ベースライン」と呼ばれるフェーズに分け（第 1 表），各フェーズを完了し，次のフェーズに進むために「ベースライン・レビュー」で以下を実施する。

- ・全ての設計のステップが完了し，検証されていることを確認する。
- ・設計と検証が承認された上位のレベルのベースラインの文書に基づいて行われていることを確認する。
- ・検証の範囲とアプローチが理に適っていること，コメントが文書化されていること，検証で抽出された問題点が解決されていることを確認する。
- ・レビュー結果を文書化する。次のフェーズで用いる文書の承認状況もこれに含める。

本検証手法は，JEAG4609 と同様に，ソフトウェア設計の各段階で設計アウトプットが上位設計からの要求事項を満足しているかの観点を主体に，また同様な設計フェーズにおいて検証を行っており（第 1 表），JEAG4609 と同等の検証手法である。

第 1 表 NED0-31439-A 付録 E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」及び JEAG4609 の概要比較

NED0-31439-A 付録 E	JEAG4609
【ベースライン 1：要求事項と計画の策定】 最上流の要求事項，ソフトウェア管理と V&V の計画を確認する。	【システム設計要求仕様作成】 システムとしての全体設計を行い，要求仕様を明確に定める。
【ベースライン 1・レビュー】 ベースライン 1 が発注者要求事項（基準規格，許認可要求事項等）に基づいていることを確認する。	【検証 1】 JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
【ベースライン 2：製品パフォーマンスの決定】 ハードウェア設計，ハードウェア／ソフトウェアの機能の割り当て，通信プロトコル等の基本設計を定める。	【ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様作成】 ＜ハードウェア・ソフトウェア統合要求仕様＞ ハードウェアとソフトウェアで実現する機能範囲及びそのインターフェイスを図，表などを用いて規定する。 ＜ハードウェア設計要求仕様＞ 全体ハードウェア及び構成されるハードウェア要素（マイクロプロセッサ，電源等）それぞれについての機能・性能を規定する。 ＜ソフトウェア設計要求仕様＞ 入力処理，演算処理，出力処理等のソフトウェア及びこれらを組合せて実現する全体ソフトウェア構成について機能・性能を規定する。
【ベースライン 2・レビュー】 ベースライン 2 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証 2】 システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
【ベースライン 3：ハイレベルソフトウェア設計】 アーキテクチャ，ソフトウェアの構造，各モジュールの決定，各モジュールへの機能の割り当て，演算の優先順位等のハイレベル設計を行う。	【ソフトウェア設計】 ソフトウェア設計要求仕様を実現するためのソフトウェアを設計する。
【ベースライン 3・レビュー】 ベースライン 3 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証 3】 ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
【ベースライン 4：詳細設計／コード／モジュール試験】	【ソフトウェア製作】

ソフトウェア詳細設計，コーディング，モジュールの試験を行う。	ソフトウェア設計で明らかにされたソフトウェア機能を，デジタル計算機で実現するためのプログラムを作成する。
【ベースライン4・レビュー】 ベースライン4の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証4】 ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
【ベースライン5：統合試験／最終設計】 ハードウェアとソフトウェアを統合し，試験を行う。	【ハードウェア・ソフトウェア統合】 ハードウェアにソフトウェアを装荷し，システムとして組みあげる
【ベースライン5・レビュー】 ベースライン5の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証5】 ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
【ベースライン6：妥当性確認とファームウェア出荷】 機器の全ての機能についてブラックボックス試験を行い，上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。(完了後にファームウェアは製造工程にリリース)	【妥当性確認】 ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが，JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり確認した。

(1) 過去の不具合事象の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

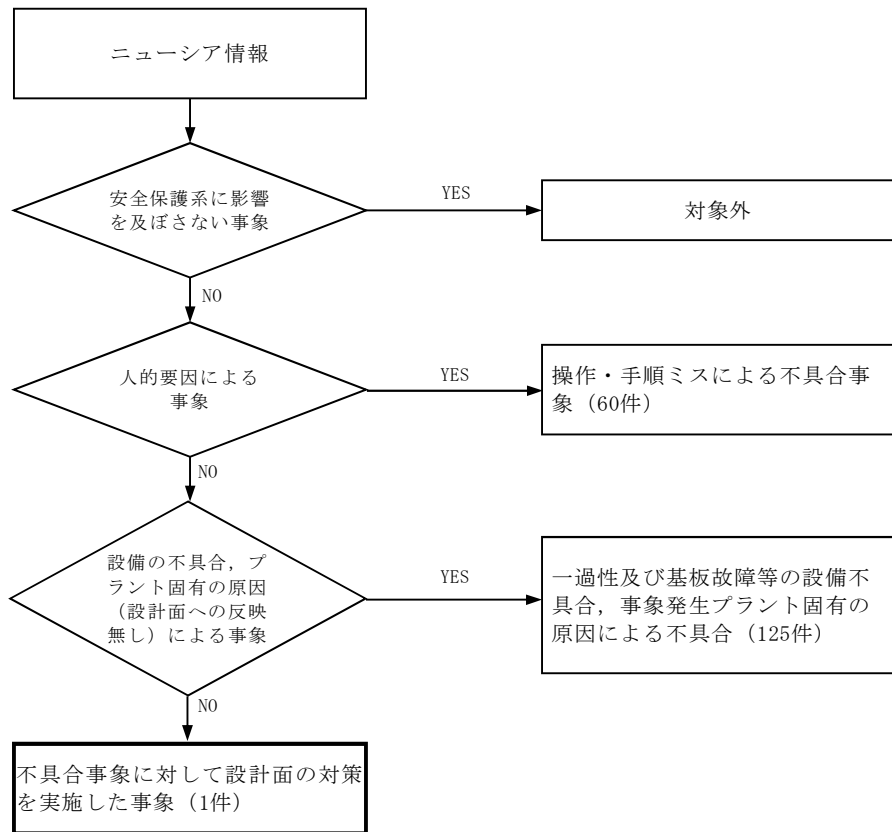
(2) 反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

(3) 過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、抽出された1件については対応を実施しており、また、その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。

なお、今後新知見等が得られれば、設計面への反映を検討していく。



第1図 設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス，作業手順のミス等	作業手順，作業管理等の人的要因によるものであり，設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合，プラント固有の原因（設計面への反映無し）による事象	計器・部品の単体故障，一過性故障，偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり，設計面へ反映すべき事項ではない。
	プラント固有の原因によるケーブルへのノイズ混入や機器振動の計装配管への伝搬による誤動作	事象発生プラント固有の原因によるものであり，東海第二発電所の設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

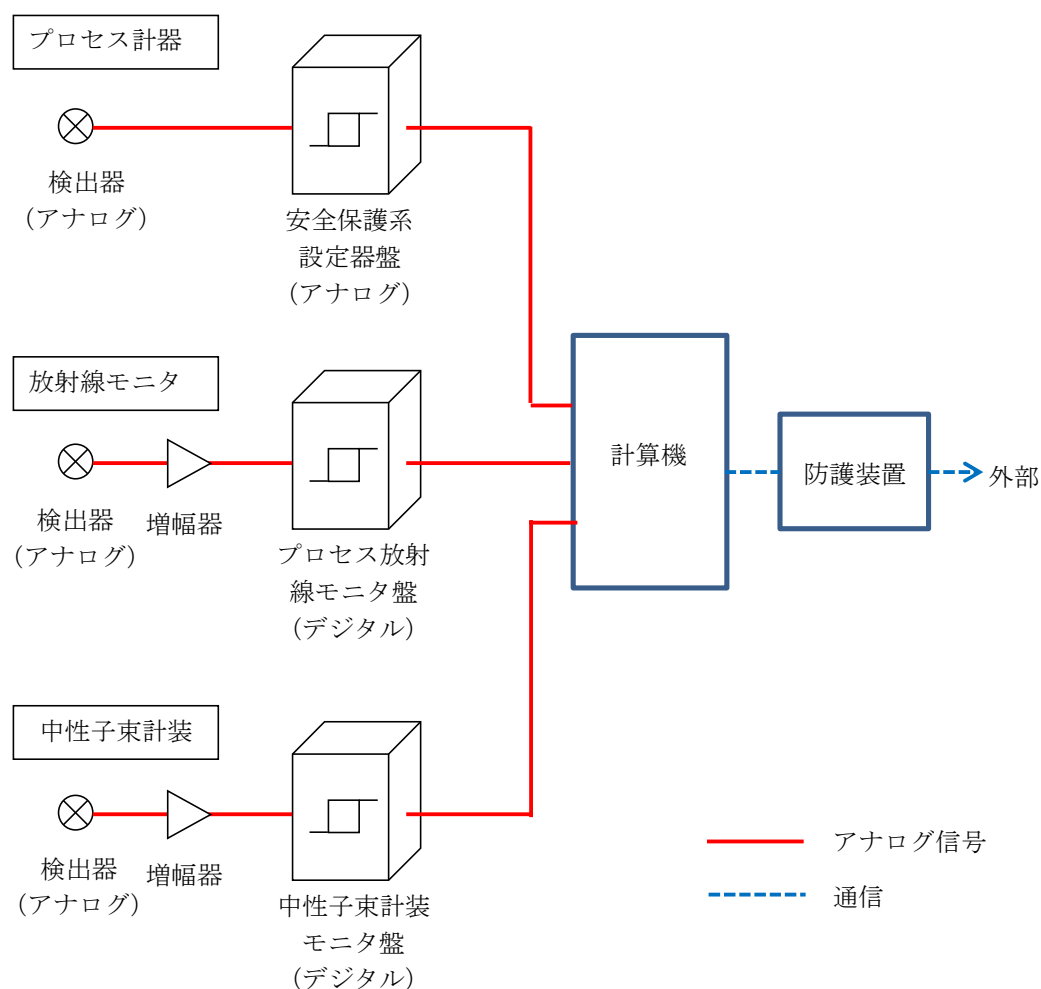
件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	<p>出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。</p> <p>関連パラメータには、異常が認められなかったので、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。</p>
原因調査の概要	<p>当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値$73.3\text{ kg/cm}^2\text{g}$(原子炉施設保安規定に定める設定値は$74.0\text{ kg/cm}^2\text{g}$)に対し、動作値は$72.1\text{ kg/cm}^2\text{g}$であり、動作値がセット値に対し$1.2\text{ kg/cm}^2\text{g}$低い(ドリフト)ことが判明した。</p> <p>なお、当該圧力スイッチ(B22-N023C)は、昨年7月28, 29日にも同じ事象が発生しており、その後、再現性テスト、配管・サポートの点検、圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動(脈動)及び振動値(加速度)の測定等の結果、当該圧力スイッチの検出管は、他の検出管に比べ圧力変動(脈動)が大きい(変動巾最大値$1.35\text{ kg/cm}^2\text{g}$)現象が認められた。しかし、動作に至るほどの変動ではなかった。このため、定検後の原子炉起動時(昨年12月)には、検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。</p>
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して、動作したものと考えられる。
再発防止対策	<p>(1) 当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので、予備の圧力スイッチと交換した。</p> <p>(2) 次回定検時、検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から、圧力変動(脈動)等の影響(誤動作)及びドリフトの少ない、アナログ方式に変更する。</p> <p>(3) 中間停止(今年6月)から次回定検(今年11月開始)までの運転中、関連パラメータをイベントレコーダに接続して、誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。</p>

参考 1

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において、ランサムウェアによる攻撃により、ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、また外部ネットワークへ直接接続されておらず、外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考える。



参考 2

安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項において、柏崎の落雷事象を反映不要とした理由

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機で発生した落雷によるスクラム事象は、原子炉建屋外壁埋設となっていた信号ケーブルに雷サージ電流が侵入したことが原因と考えられる。

東海第二発電所における安全保護回路のケーブルは、建屋内に集約されており、原子炉建屋外壁埋設となっていないため、上記事象はプラント固有の原因と判断し、設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー（24 条別紙 8-2 第 1 図）により反映不要としている。

なお、安全保護回路を含む重要安全施設に対する落雷影響については、6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」（7. 落雷影響評価について）において評価し、機能が損なわれないことを確認している。

別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

安全保護回路

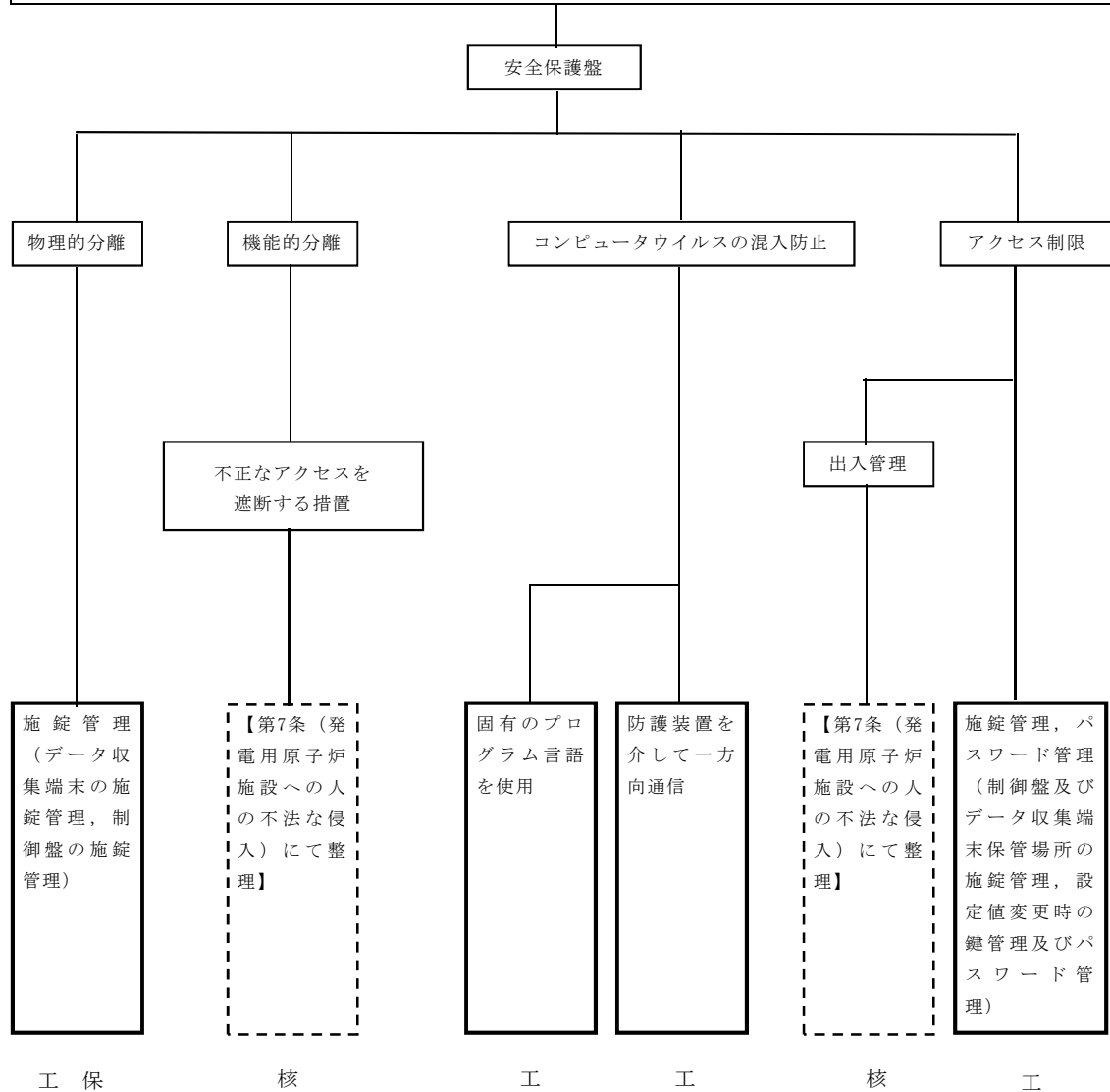
第 24 条 安全保護回路

設置許可基準 第 24 条 第 1 項 第 6 号

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

第 6 号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



【後段規制との対応】	【添付六，八への反映事項】
工：工認（基本設計方針，添付書類）	 ：添付六，八に反映
保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）	 ：当該条文に該当しない
核：核物質防護規定（下位文書含む）	(他条文での反映事項他)

第 1 表 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	（運転員，保修員による識別及び施錠管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理（設定値変更時のパスワード管理の 手順整備含む） ・操作（パスワード入力手順の整備含む）
		体制	（保修員によるパスワード管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

原子炉制御室等

第 26 条 原子炉制御室等

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 中央制御室から外の状況を把握する設備
- 2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

3. 別添

- 別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条を第 1.1-1 表に示す。

また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条要求事項

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室(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>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする</p>	<p>発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置(第四十七条第一項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、誤操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>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</p>	<p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p>	<p>第 2 項と同じ</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p>	<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>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。</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

(u) 中央制御室

中央制御室は，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため，監視カメラ，気象観測設備及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し，中央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設計とする。

【説明資料 (2.1.1：p26 条-別添 1-17) (2.1.2：p26 条-別添 1-20) (2.1.3：p26 条-別添 1-22) (2.1.4：p26 条-別添 1-23) (2.1.5：p26 条-別添 1-24) 】

発電用原子炉施設には，火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において，中央制御室以外の場所から，発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ，及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し，その後，発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ，及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能

を有する装置を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また、中央制御室内にとどまり、必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどま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。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(vi) 中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要な

パラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備、公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央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設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また、中央制御室内にとどまり、必要な操作を行う運転員

が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御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できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどま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。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、可搬型照明（S A）、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

【説明資料（2.4.1：p26 条-別添 1-29）（2.4.2：p26 条-別添 1-31）（2.4.3：

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファン高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とすることにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の性能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、

外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を使用する。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避室）を設置する。

データ表示装置（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（S A）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、

中央制御室待避室差圧計を設置する。

また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素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ため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネルを閉止装置を使用する。原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、配管・弁類及び計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により開口部を再閉止できる設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は

現場において、人力により操作できる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、「チ（1）（iv）遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、中央制御室待避室空気ポンプユニットは、「チ（1）（v）換気空調設備」に記載する。

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。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

（「チ（1）（iv）遮蔽設備」と兼用）

中央制御室待避室遮蔽

（「チ（1）（iv）遮蔽設備」と兼用）

中央制御室換気系空気調和機ファン

（「チ（1）（v）換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタ系ファン

（「チ（1）（v）換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタユニット

（「チ（1）（v）換気空調設備」と兼用）

中央制御室待避室差圧計

(「チ (1) (v)換気空調設備」 と兼用)

非常用ガス処理系排風機

(「リ (4) (iv)原子炉建屋ガス処理系」 他と兼用)

非常用ガス処理系フィルタトレイン

(「リ (4) (iv)原子炉建屋ガス処理系」 他と兼用)

非常用ガス再循環系排風機

(「リ (4) (iv)原子炉建屋ガス処理系」 他と兼用)

非常用ガス再循環系フィルタトレイン

(「リ (4) (iv) 原子炉建屋ガス処理系」 他と兼用)

ブローアウトパネル閉止装置

(「リ (4) (iv) 原子炉建屋ガス処理系」 と兼用)

個	数	10
---	---	----

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

(「チ (1) (iv)遮蔽設備」 と兼用)

可搬型照明 (S A)

個	数	7 (予備2)
---	---	---------

衛星電話設備 (可搬型) (待避室)

個	数	一式
---	---	----

データ表示装置 (待避室)

個	数	一式
---	---	----

酸素濃度計

個	数	1 (予備1)
---	---	---------

二酸化炭素濃度計

個 数 1（予備1）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，設計基準事故時及び重大事故等時にも使用する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

チ 放射線管理施設の構造及び設備

（1） 屋内管理用の主要な設備の種類

（iv） 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため，遮蔽設備を設ける。

a． 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は，原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に，中央制御室にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，100mSvを下回るよう設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として，中央制御室遮蔽を設ける。

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室内に中央制御室待避室を設け，中央制御室待避室には，遮蔽設備として，中央制御室待避室遮蔽を設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用) 一式

中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

中央制御室待避室遮蔽

(「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用) 一式

(v) 換気空調設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減及び火災により発生するばい煙等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどま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。

a. 中央制御室換気系

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室換気系を設ける。

中央制御室換気系には、通常のラインの他、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対し，中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し，閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室換気系は，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室換気系空気調和機ファン

(「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約42,500 m³/h (1台当たり)

中央制御室換気系フィルタ系ファン

(「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約5,100 m³/h (1台当たり)

中央制御室換気系フィルタユニット

(「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用)

基 数 1 (予備1)

粒子除去効率 99.97%以上 (直径0.5 μm以上の粒子)

よう素除去効率 97%以上 (総合除去効率)

b. 中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に

放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として、中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンベ）を設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室待避室差圧計

（「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用）

個	数	1
---	---	---

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンベ）

（「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用）

本	数	13（予備7）
---	---	---------

容	量	約47L／本
---	---	--------

充填圧力		約15MPa [gage]
------	--	---------------

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(原子炉制御室等)

第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（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。

一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。

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。

三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。

2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。

3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災によ

り発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項第1号及び第3号について

中央制御室は、発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況並びに主要パラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計とする。

- (1) 発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作を行うことができる設計とする。
- (2) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらの関連する系統の健全性を確保するため、炉心の中性子束、制御棒位置、一次冷却材の圧力・温度・流量、原子炉水位、原子炉格納容器内の圧力・温度等の主要パラメータの監視が可能な設計とする。
- (3) 事故時において、事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力・温度等の監視が可能な設計とする。

第1項第2号について

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等に加え、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、陸側）を、屋外に暗視機能等を持った監視カメラを遠隔操作することにより中央制御室にて把握することができる設計とする。

また、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は、気象観測設備等にて測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

さらに、中央制御室に公的機関から気象情報を入手できる設備を設置し、地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

第2項について

火災その他の異常な事態により，中央制御室内で原子炉停止操作が行えない場合でも，中央制御室以外の適切な場所から発電用原子炉を直ちに停止するとともに高温停止状態を維持できる設計とする。

- (1) 中央制御室外において，原子炉緊急停止系作動回路の電源を遮断すること等により発電用原子炉をスクラムさせる。発電用原子炉を直ちに停止した後，中央制御室外原子炉停止装置により，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，残留熱除去系等を使用して，発電用原子炉を高温停止状態に安全に維持することができる設計とする。
- (2) また，中央制御室外原子炉停止装置により，上記高温停止状態から残留熱除去系等を使用して，適切な手順により発電用原子炉を低温停止状態に導くことができる設計とする。

第3項について

発電用原子炉の事故対策に必要な各種指示計並びに発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は，中央制御室に集中して設ける。

中央制御室において火災が発生する可能性を抑えるように，中央制御室内の主要ケーブル，制御盤は不燃性，難燃性の材料を使用する。

なお，通信機器等については実用上可能な限り不燃性，難燃性の材料を使用する。

万一事故が発生した際には，次のような対策により運転員その他従事者が

中央制御室に接近可能であり、中央制御室内の運転員その他従事者に対し、過度の被ばくがないように考慮し、中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。

- (1) 想定される最も苛酷な事故時においても、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るように遮蔽を設ける。ここで想定される最も過酷な事故時としては、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とし、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日）」に定める想定事故相当のソースタームを基とした数値、評価手法及び評価条件を使用して評価を行う。
- (2) 中央制御室換気系は、事故時には外気との連絡口を遮断し、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員その他の従事者を過度の被ばくから防護することができるように設計する。
- (3) 中央制御室は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

なお、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できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

1.3 気象等

該当なし。

1.4 設備等（手順等含む）

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.2 設計方針

(1) 発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御が行えるようにする。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作が容易に行えるように人間工学的な観点からの考慮を行う設計とする。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙や有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の悪化及び凍結）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

(2) 設計基準事故時においても、運転員が中央制御室内にとどまって、必要な操作、措置がとれるようにする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

(3) 中央制御室内での操作が困難な場合には、中央制御室以外からも、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導けるようにする。

(4) 計測制御装置、制御盤には実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を用いる。

(5) 中央制御室から原子炉施設内の必要な箇所に指示・連絡が行えるようにする。

(6) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計とす

る。

(7) 中央制御室には、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できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

(8) 炉心の著しい損傷が発生した場合であって、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計とする。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-26）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

6.10.1.3 主要設備の仕様

中央制御室の主要機器仕様を第 6.10-1 表に示す。

6.10.1.4 主要設備

6.10.1.4.1 中央制御室

中央制御室は、原子炉建屋付属棟内に設置し、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。換気系統は他と独

立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし運転員その他従事者を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙及び有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに凍結）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

(地震)

中央制御室及び制御盤は、耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し、基準地震動 S_s による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、主制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

(内部火災)

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、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を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、中央制御室床下コンクリートピットに火災感知器及び手動操作により早期の起動も可能なハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置することにより、火災が発生した場合に運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うため、溢水源とならないことから、消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(外部電源喪失)

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、風（台風）、竜

巻，積雪，落雷，外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には，非常用ディーゼル発電機が起動することにより，操作に必要な照明用電源を確保し，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また，直流非常灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し，容易に操作ができる設計とする。

(ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化)

外部火災により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては，手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(凍結による操作環境への影響)

中央制御室の換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については，「1.1.1.4 外部からの衝撃」で選定した発電所敷地で想定される自然現象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象や発電所構内の状況を把握できるように，以下の設備を設置する。

a．監視カメラ

想定される自然現象等（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突及

び高潮)の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況(海側、陸側)を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

【説明資料(2.1.1:p26条-別添1-17)(2.1.2:p26条-別添1-20)(2.1.3:p26条-別添1-22)】

b. 気象観測設備等の設置

風(台風)、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また、津波及び高潮については、津波監視設備として取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

【説明資料(2.1.2:p26条-別添1-20)(2.1.4:p26条-別添1-23)】

c. 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震、津波、竜巻、落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため、中央制御室に電話、ファックス及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

【説明資料(2.1.1:p26条-別添1-17)】

(1) 計測制御装置

中央制御室には、発電所を安全に運転するために必要とされる、以下の計測制御装置が設置されている。

a. 原子炉補助設備関係

高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、原子炉

隔離時冷却系，隔離弁，再循環系，原子炉冷却材浄化系等の計測制御装置

b．原子炉制御関係

中性子計装，制御棒操作系，ほう酸水注入系等の計測制御装置

c．タービン補機関係

給水系，復水系，循環水系，補機冷却系等の計測制御装置

d．タービン発電機関係

タービン及び発電機の計測制御装置

e．所内電気回路関係

所内電気回路及びディーゼル発電機の計測制御装置

f．放射線計装関係

エリア及びプロセス放射線モニタ用計測制御装置

g．中性子計装関係

中性子計装用増幅器，電源装置等

h．タービン発電機の保護及び記録関係

タービン，発電機，所内電気回路の保護継電器，記録計等

i．原子炉プラントプロセス計装関係

再循環系，ジェット・ポンプ系，給水系等の計測制御装置

j．原子炉緊急停止系関係

原子炉緊急停止系用継電器等

k．制御棒操作系関係

制御棒操作系用継電器等

l．格納容器内ガス濃度制御及び原子炉建屋ガス処理関係

格納容器内ガス濃度制御系，原子炉建屋ガス処理系の継電器及び格納容器内水素，酸素濃度モニタ計測装置等

m. 送電線関係

275KV, 154KV 開閉所及び送電線の計測制御装置

n. 運転監視用計算機関係

計算機コンソール, プリンタ等

o. 屋外監視関係

監視カメラ

(2) 中央制御室換気系

中央制御室の換気系統は, 設計基準事故時に放射線業務従事者等を内部被ばくから防護し必要な運転操作を継続することができるようにするため, 他の換気系とは独立に外気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットに通して取り入れるか, 又は外気との連絡口を遮断し中央制御室フィルタユニットを通して閉回路循環できるように設計する。(「8.2 換気空調設備」参照)

(3) 中央制御室遮蔽

中央制御室には, 設計基準事故時に中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が, 過度な被ばくを受けないように遮蔽を設ける。

(「8.3 遮蔽設備」参照)

(4) 通信連絡設備及び照明設備

中央制御室には, 通信連絡設備及び照明設備を設ける。通信連絡設備は, 建屋内外に指示が行えるように, 送受話器, 電力保安通信用電話設備等を設ける。(「10.11 安全避難通路等」及び「10.12 通信連絡設備」参照)

6.10.1.4.2 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は, 中央制御室から十分離れた場所に設置し, 中央制御室で操作が困難な場合に, 原子炉をスクラム後の高温状態か

ら低温状態に安全かつ容易に導くためのものである。

原子炉のスクラムは、中央制御室外において、原子炉緊急停止系作動回路の電源を遮断すること等により行うことができる。

中央制御室外原子炉停止装置は、その盤面に設ける切替スイッチを本装置側に切り替えることにより、中央制御室とは、独立して使用できる。

中央制御室外原子炉停止装置には、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系等の計測制御装置及び建屋内の必要箇所と連絡可能な通信設備を設ける。

6.10.1.5 手順等

- (1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境確認を行う。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに、公的機関から気象情報を入手できる設備により必要な情報を入手する。

6.10.1.6 試験検査

中央制御室及び中央制御室外原子炉停止装置室にある監視及び制御装置は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

6.10.1.7 評価

- (1) 中央制御室には原子炉施設の主要な計測及び制御装置を設けており、集中的に監視及び制御を行うことができる。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作を容易に行えるよう人間工学的な観点からの考慮を行う設計としている。

- (2) 中央制御室は、想定される最も過酷な事故時においても、運転員が中央制御室にとどまって、必要な操作、措置がとれるような遮蔽設計及び換気設計としている。
- (3) 中央制御室内での操作が困難な場合には、中央制御室から十分離れた場所に設置した中央制御室外原子炉停止装置から、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導くことができる。
- (4) 計測制御装置、制御盤には実用上可能な限り、不燃性又は難燃性の材料を用い火災に対して防護する設計としている。
- (5) 中央制御室には、所内通信設備、加入電話等を設けており、原子炉施設内の必要な箇所に指示が行えるとともに発電所外の必要箇所との通信連絡を行うことができる。
- (6) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計としている。
- (7) 中央制御室には、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できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管している。
- (8) 炉心の著しい損傷が発生した場合であって、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計としている。

第6.10－1表 中央制御室の主要機器仕様

- | | | |
|-----|---------------|----|
| (1) | 中央制御室制御盤 | 一式 |
| (2) | 中央制御室外原子炉停止装置 | 一式 |

8. 放射線管理施設

8.2 換気空調設備

8.2.1 概 要

換気空調設備は、建屋内に清浄な空気を供給し建屋内の空気を加熱あるいは冷却して温度を制御するとともに、これら供給空気の流れを適切に保ち、建屋内の清浄区域の汚染を防止するために設けるものである。

換気空調設備は、タービン建屋換気系、中央制御室換気系、廃棄物処理棟換気系、サービス建屋換気系及び原子炉建屋換気系等から構成し、それぞれ独立な系統とする。

これらの各系統には必要に応じてフィルタ、加熱コイル、冷却コイル等を設ける。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどま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。

重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるように、緊急時対策所の居住性を確保するための換気空調設備として、緊急時対策所非常用換気設備を設置及び保管する。

8.2.4 主要設備

(2) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要を第8.2-2 図に示す。

中央制御室換気系は、他の建屋の換気系とは、完全に独立した換気系をもち、通常、一部外気を取り入れる再循環方式によって空気調節を行う。

また、事故時にも必要な運転操作が汚染の可能性なく継続できるように、外気取入口を遮断して、チャコールフィルタを通る閉回路循環方式としようものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室に運転員がとどまるために必要な換気空調設備として、中央制御室換気系を設ける。本設備については、「6.10 制御室」に記載する。

(3) 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を設ける。本設備については、「6.10 制御室」に記載する。

第8.2-1表 中央制御室換気系設備の主要機器仕様

(2) 中央制御室換気系

a. 中央制御室換気系空気調和機ファン

台数	1(予備 1)
容量	約 42,500m ³ /h

b. 中央制御室換気系フィルタ系ファン

台数	1(予備 1)
容量	約 5,100m ³ /h

c. 中央制御室換気系排気用ファン

台数	1
容量	約 3,400m ³ /h

d. 中央制御室換気系フィルタユニット

型式	高性能粒子フィルタ及びチャコール フィルタ内蔵型
基数	1(予備 1)
粒子除去効率	99.97%以上(直径 0.5 μm 以上の粒子)
よう素除去効率(総合除去効率)	97%以上

8.3 遮蔽設備

8.3.4 主要設備

8.3.4.5 中央制御室遮蔽

(1) 通常運転時等

中央制御室遮蔽は、原子炉建屋付属棟内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転

員が過度の被ばくを受けないように設置する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回る遮蔽とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備

(1) 想定される自然現象等の抽出

原子炉施設の外の状況として、設置許可基準規則第6条において抽出された自然現象及び外部人為事象（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突及び高潮）の他に、地震、及び、津波を想定する。

なお、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等を別添1に示す。

(2) 外の状況を把握するための設備の設置

a. 監視カメラの設置

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突及び高潮）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った津波・構内監視カメラを設置する。

津波・構内監視カメラは、発電所構内、発電用原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P.+17.1m）の影響を受けない高所（原子炉建屋屋上、防潮堤上）に設置する。

b. 気象観測設備等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また、津波及び高潮については、津波監視設備として取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

(3) 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，ファックス及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に，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できるように，中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

原子炉制御室について

(被ばく評価除く)

目 次

1. 概 要

- 1.1 新規制基準への適合方針
- 1.2 設計における想定シナリオ

2. 設計方針

- 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 津波・構内監視カメラについて
 - 2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
- 2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について
 - 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理
- 2.3 汚染の持ち込み防止について
- 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概 要
 - 2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
- 2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料

- 3.1 中央制御室待避室の運用について
- 3.2 配備する資機材の数量について
- 3.3 チェンジングエリアについて
- 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
- 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
- 3.6 中央制御室待避室の内部寸法について
- 3.7 ブローアウトパネルに係る設計方針

1. 概要

1.1 新規制基準への適合方針

(1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室について、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 38 条における追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項及びその適合方針は、以下の第 1.1-1 表及び第 1.1-2 表のとおりである。

第 1.1-1 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
(原子炉制御室等) 第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（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。 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。 二 発電用原子炉施設の外の状況を把	第 26 条（原子炉制御室等） 1 第 1 項第 1 号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要があるものを原子炉制御室において監視できることをいう。 2 第 1 項第 2 号に規定する「発電用	(追加要求事項への適合方針は以下のとおり) ・中央制御室は、発

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p><u>握する設備を有するものとする。</u></p>	<p><u>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。</u></p>	<p>電用原子炉施設の外の状況を把握するために、原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により、自然現象等の外部事象を昼夜にわたり監視できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。 ・公的機関の警報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて受信可能とする。
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。</p> <p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに</p>	<p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるような通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。</p> <p>6 第3項第1号に規定する「有毒ガ</p>	<p>・「有毒ガス防護に係</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備</p>	<p>「ス」の発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。</p>	<p>る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置期間※内に実施することとし、今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。</p> <p>※ 経過措置：平成32年5月1日以後の最初の施設定期検査終了の日まで</p>

第 1.1－2 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」

第 38 条（原子炉制御室等）

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（原子炉制御室等） 第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。</p>	<p>第 38 条（原子炉制御室等）</p> <p>8 <u>第 3 項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第 4 項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第 5 項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第 5 項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の</p>	<p>・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条第 1 項第 2 号に同じ。</p>

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p>配備，着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは，運転員が必要な交替も含め，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり，必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に，原子炉制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員が原子炉制御室に入り，とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度 100mSv 以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は，判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は，「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 日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</u></p> <p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価手法（内規）に基づき，原子炉制御室換気設備の新設の際，原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際，及び，定期的に測定を行い，運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>1 3 第5項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には，有毒ガスの発生時において，原子炉制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とすることを含む。「防護措置」には，必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備，着用等運用面の対策を含む。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し，運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し，実効線量が 100mSv 以下であることを確認している。 ・フィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置，気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p>	<p>1 4 第5項第1号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記－9）」によること。</p> <p>1 5 第5項第2号に規定する「換気設備の隔離」とは，原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい，「換気設備」とは，隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。</p>	<p>・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第26条第3項第1号に同じ。</p>
<p>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。</p>	<p>1 4 第6項に規定する「酸素濃度計」は，設計基準事故時において，外気から原子炉制御室への空気を取り込みを，一時的に停止した場合に，事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また，所定の精度を保証するものであれば，常設設備，可搬型を問わない。</p>	<p>・中央制御室には，<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。</u></p>

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 59 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 74 条における追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項及びその適合方針は、以下の第 1.1-3 表のとおりである。

第 1.1-3 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>1 第 59 条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第 49 条、第 50 条、第 51 条又は第 52 条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第 59 条に規定する「運転員が第 26 条第 1 項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>（なお、重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p><u>a) 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。</u></p> <p><u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p><u>① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p>	<p>・中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（S A）等）を設置する設計とする。</p> <p>・重大事故発生時において、運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（S A）等）は、常設代替交流電源設備から給電可能な設計とする。</p> <p>・炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。</p> <p>・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損モードにおいて想定している、大破断 L O C A 時に高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗するシーケンス（代替循環冷却系を使用しない場合）を選定する。</p>
	<p><u>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p><u>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p><u>④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</u></p>	<p>・マスクの着用を考慮し、その実施のための体制を整備する。</p> <p>・運転員は 5 直 2 交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p>c) 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。</p> <p>d) 上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWR の場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWR の場合）を設置すること。</p> <p>e) BWR にあつては、上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>・中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査（モニタリング）を行うためのサーベイエリア、脱衣（作業服の着替え）を行うための脱衣エリア、身体に付着した放射性物質を除染するための除染エリア及びサーベイエリア等から中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するためのクリーンエリアを設ける設計とする。</p> <p>・テントハウス及び扉付シート壁並びにチェンジングエリアと中央制御室の間の気密扉により中央制御室への汚染の持ち込みを防止する設計とする。</p>

※ なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 74 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）も同様の記載のため、省略する。

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に示す。

(1) 設計基準事故時の想定シナリオ

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38 条 12 に記載のとおり、「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 日原子力安全・保安院制定））に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放射性物質による被ばくが支配的であることから、放射性物質の放出量が多くなる事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。

炉心損傷を前提とした重大事故では、大規模な放射性物質の放出が想定されるため、中央制御室の被ばく評価は厳しくなる。さらに、格納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は、中央制御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。

重大事故時における対応として、代替循環冷却系を使用できず、格納容器ベントを実施する場合は、格納容器圧力の抑制のため格納容器ベント実施までは代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器スプレーを実施する。格納容器スプレーによる圧力抑制効果を高くする観点で、格納容器圧力を比較的高い領域で維持するため、代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、大気への放

放射性物質の放出量が多くなる。さらに、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、格納容器ベントを実施するため、放射性物質の放出量が多くなる。

また、原子炉建屋ガス処理系の起動により、原子炉建屋から大気への放射性物質の放出率低減効果に期待できることから、事象進展が早く原子炉建屋ガス処理系の起動前の格納容器貫通部等からの漏えい量が多いほど、大気への放出量が多くなる。さらに、炉心損傷時間が早いほど、早期に格納容器内に放出される放射性物質は多くなるため、格納容器貫通部からの漏えい量も多くなる。

以上より、代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合、さらに、炉心損傷の時間が早く評価上想定している原子炉建屋ガス処理系の起動までの時間が長い場合には、放射性物質の放出量が多くなる。

第 1.2-1 表に重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響を示す。第 1.2-1 表に示すとおり、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした重大事故のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象を中央制御室の被ばく評価で想定する事象として選定する。

第 1.2－1 表 重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響

事象	重大事故			中央制御室被ばく 評価への影響
	静的負荷シナリオ※ ¹		DCH シナリオ※ ²	
	代替循環冷却系 を使用する	代替循環冷却系 を使用できない	代替循環冷却系 を使用する	
格納容器ベント	実施しない	実施する	実施しない	格納容器圧力が高 い状態で推移する と、格納容器から の漏えい率が大き くなり、放出量が 多くなる。 格納容器ベントを 実施すると、放射 性物質が大気へ放 出されるため、放 出量が多くなる。
	代替循環冷却系 の使用により格 納容器内圧力は 低い状態で推移 する。	格納容器圧力は 高い状態で推移 する。また、格 納容器ベント実 施に伴い放射性 物質を大気へ放 出する。	代替循環冷却系 の使用により格 納容器内圧力は 低い状態で推移 する。	
炉心損傷時間 (燃料被覆管温 度 1,000K 到達 時間を想定)	約 4 分		約 39 分	大気への放出率低 減効果に期待でき る原子炉建屋ガス 処理系の起動（事 象発生 2 時間後） までに、炉心損傷 時間が早いほど放 出量が多くなる。
	大破断 L O C A を想定しており、 早期（原子炉建屋ガス処理系起動 前）に炉心損傷に至る。		静的負荷シナリ オよりは遅い が、原子炉建屋 ガス処理系起動 前に炉心損傷に 至る。	

- ※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」の事故シーケンス「大破断 L O C A ＋ 高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）
- ※2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮），「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋F C I（ペデスタル），デブリ冷却失敗（ペデスタル）」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を想定

2. 設計方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の外の状況の把握が可能な設計とする。概略を第 2.1-1 図に、配置を第 2.1-2 図に示す。

(1) 津波・構内監視カメラ

原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、高潮、地震及び津波）並びに自然現象等による発電所構内及び原子炉施設への影響の概況を原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により、昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水ピット水位計／潮位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

(3) 気象観測設備

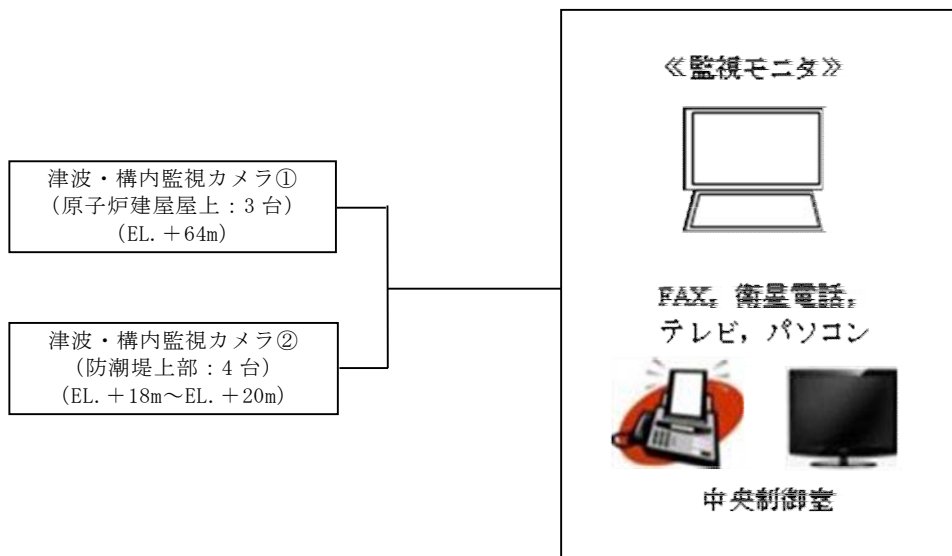
発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

また、周辺モニタリング設備により、発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

 : D B 範囲

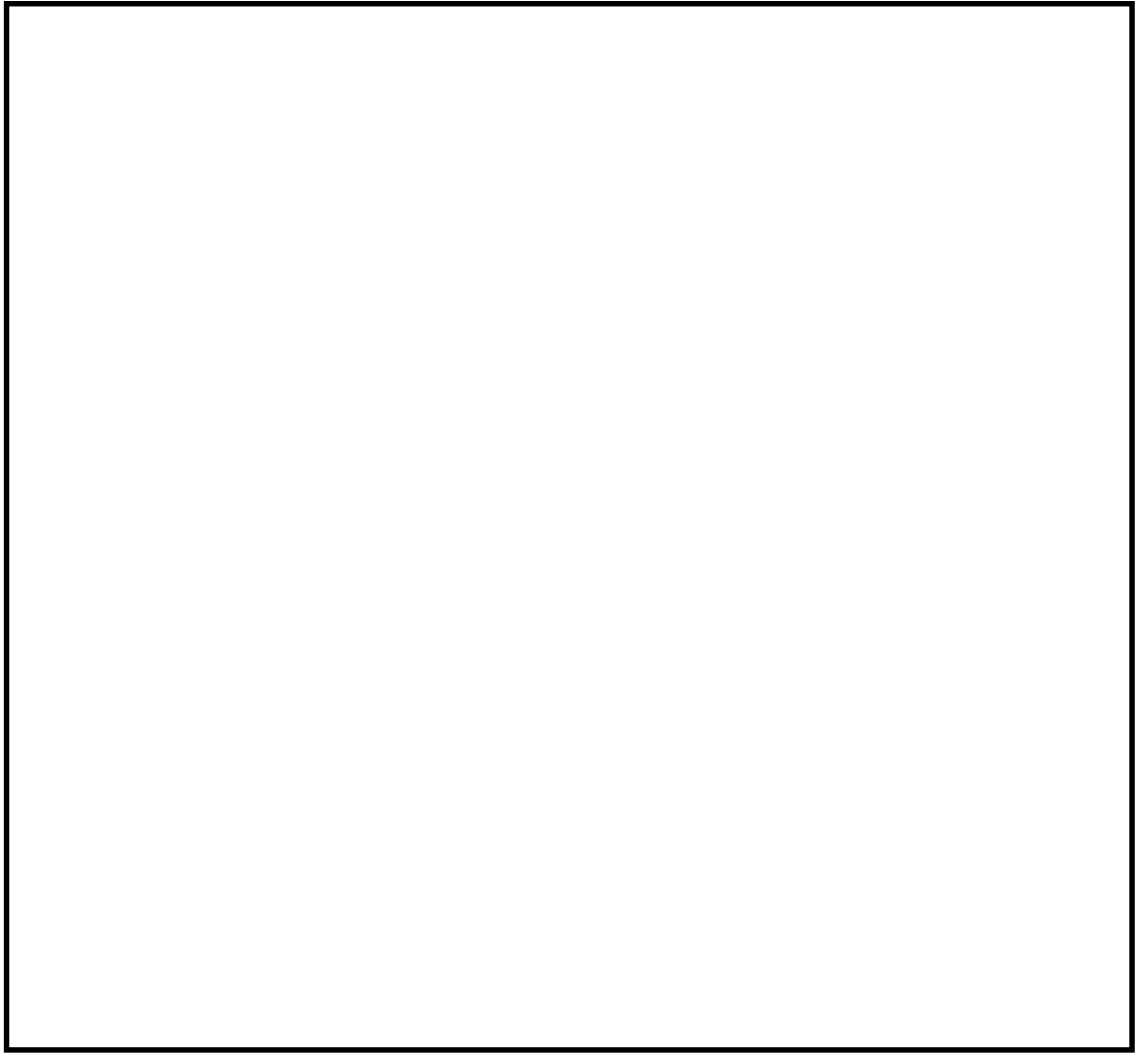
(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関等からの地震，津波，竜巻情報等を入手するために，中央制御室に電話，FAX 等を設置する。また，社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで，雷・降雨予報，天気図等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計とする。



第 2.1-1 図 中央制御室における外部状況把握の概略

: DB 範囲



第 2.1－2 図 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

 : D B 範囲

2.1.2 津波・構内監視カメラについて

津波・構内監視カメラは、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、高潮、地震及び津波）並びに自然現象等による発電所構内及び原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P. +17.1m）の影響を受けることがない高所に設置する。

第2.1-1表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

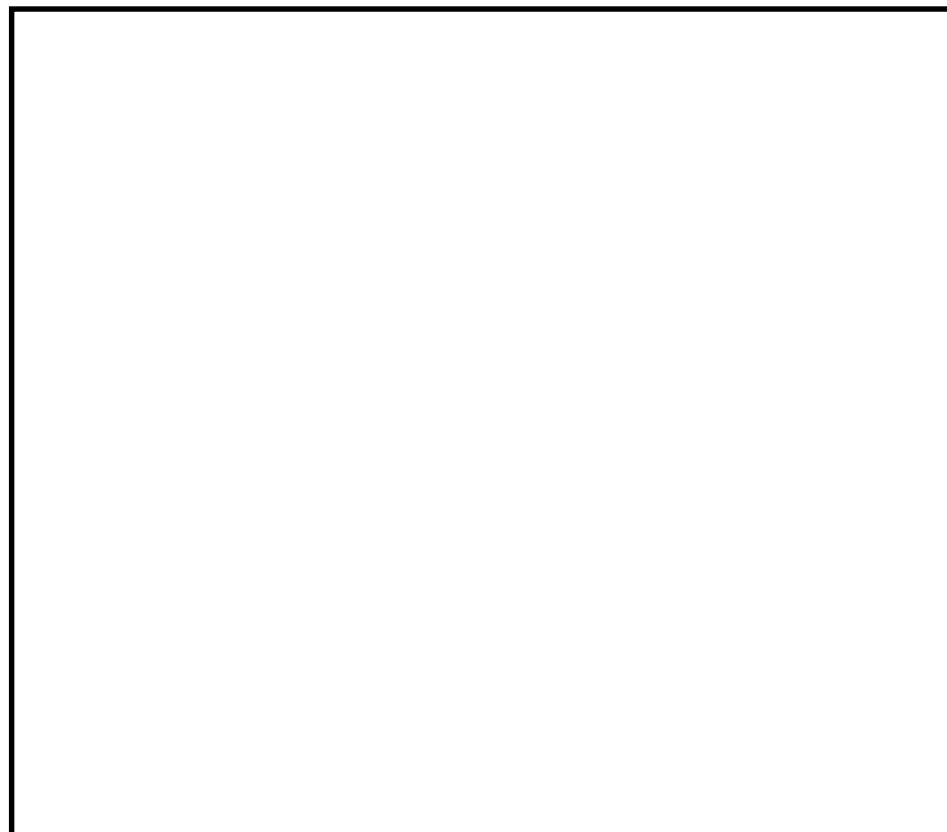
津波・構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるように配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、発電所構内のタービン建屋付近等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また、一部死角となるタービン建屋付近に設置する主変圧器及び起動変圧器については、津波・構内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能であるため、自然現象等による影響を十分把握可能である。なお、中央制御室にて警報による監視も可能である。

同エリアにあるアクセスルートについては、目視監視を行う時間が確保できることから、問題はない。津波・構内監視カメラが監視可能な原子炉施設及び周辺の発電所構内範囲を第2.1-3図に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は、津波・構内監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで、外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握する。

第 2.1-1 表 津波・構内監視カメラの概要

	津波・構内監視カメラ
外 観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	S クラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台 数	原子炉建屋屋上 3 台, 防潮堤上部 4 台



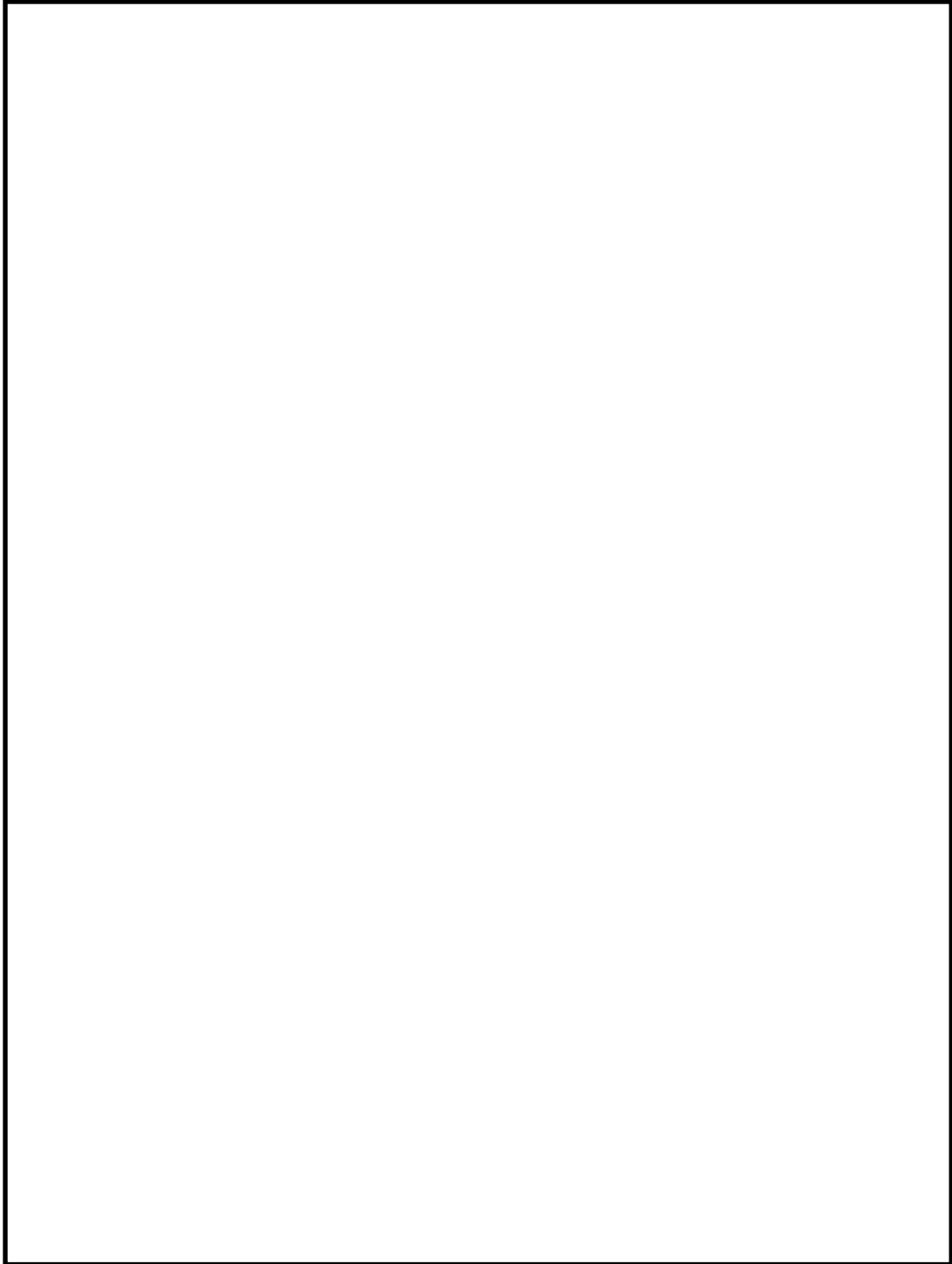
※1 一部死角となるエリアがあるが、死角となるのは、構内のタービン建屋付近（主変圧器、起動変圧器）等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

第 2.1-3 図 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル

中央制御室において，津波・構内監視カメラにより監視できる映像のサンプルを第 2.1-4 図に示す。

また，津波・構内監視カメラの撮影方向を第 2.1-5 図に示す。



2.1.4 津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震，津波並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第6条に記載されている「想定される自然現象」及び「原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち，津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1－2表に示す。

第2.1－2表 津波・構内監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第6条 選定事象※1		第4条	第5条	把握できる原子炉施設の外の状況
	自 然	人 為	地 震	津 波	
風（台風）	○				風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜 巻	○				
降 水	○				発電所構内の排水状況や降雨の状況
積 雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落 雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
火 山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
高 潮	○				高潮・津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津 波				○	
地 震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
外部火災※2	○	○			火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突		○			発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

※1 6条まとめ資料「東海第二発電所 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

※2 外部火災は「森林火災」及び「近隣工場等の火災」を含む。

: D B 範囲

2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータを第 2.1-3 表に示す。

第 2.1-3 表 津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータ

パラメータ		測定レンジ	測定レンジの考え方
大気温度		-10℃～40℃	測定下限は、凍結リスクが生じる 0℃をカバーできる設定とする。
雨量		0～49.5 mm (記録紙印字幅)	積算雨量を記録紙に印字し、50 mmを超えると記録紙は再度 0mm から印字する。1 時間当たりの積算雨量から、1 時間雨量 (mm/h) を読みとることができる設計とする。
風向 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0～540° (N～S)	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計とする。
風速 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0～30m/s (10 分間平均値)	陸地内部で通常起こりうる風速を測定できる設定とする。
日射量		0～1.2kW/m ²	大気安定度を識別できる設計とする。
放射収支量		0.05kW/m ² ～-0.25kW/m ²	
取水口潮位 (新設)		EL. -5.0m～20.0m	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び非常用海水系ポンプの取水可能水位 (-6.08m) を把握可能な設計とする。 なお、設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(第 2.1-3 表)
取水ピット水位 (新設)		EL. -7.8m～2.3m	
空間線量率 (モニタリング・ポスト A～D)	低レンジ	10 ¹ nGy/h～10 ⁵ nGy/h	「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」に定める測定上限値 (10 ⁸ nGy/h=10 ⁻¹ Gy/h) を満足する設計とする。
	高レンジ	10 ⁻⁸ Gy/h～10 ⁻¹ Gy/h	

: D B 範囲

2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を第 2.2－1 表に示す。

第 2.2－1 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電 源	電 源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
	検知原理	N D I R（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S.
	電 源	電 源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

 : D B 範囲

 : S A 範囲

2.2.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

「労働安全衛生法」，J E A C 4622－2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び「鉱山保安法施行規則」を踏まえ，酸素濃度が 19%を下回るおそれのある場合又は二酸化炭素濃度が 1.0%を上回るおそれのある場合に，外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用とする。なお，法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は，以下のとおりである。

「酸素濃度の人体への影響について」を第 2.2－2 表に，「二酸化炭素濃度の人体への影響について」を第 2.2－3 表に示す。

(1) 酸素濃度

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

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

第 2.2－2 表 酸素濃度の人体への影響について（〔出典〕厚生労働省ホームページ（抜粋））

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



：D B 範囲



：S A 範囲

(2) 二酸化炭素濃度

「鉱山保安法施行規則」(一部抜粋)

第十六条の一

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

J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」 (一部抜粋)

【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内の CO₂濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容 CO₂濃度

事務所衛生基準規則(昭和 47 年労働省令第 43 号、最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号)により、事務室内の CO₂濃度は 100 万分の 5000 (0.5%) 以下と定められており、中央制御室の CO₂濃度もこれに準拠する。

したがって、中央制御室居住性の評価に当たっては、上記濃度 (0.5%) を許容濃度とする。

第 2.2-3 表 二酸化炭素濃度の人体への影響について ([出典] 消防庁「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)

二酸化炭素濃度	症状発現までの暴露時間	人体への影響
< 2%		はっきりした影響は認められない
2%~3%	5~10 分	呼吸深度の増加, 呼吸数の増加
3%~4%	10~30 分	頭痛, めまい, 悪心, 知覚低下
4%~6%	5~10 分	上記症状, 過呼吸による不快感
6%~8%	10~60 分	意識レベルの低下, その後意識喪失へ進む, ふるえ, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある
8%~10%	1~10 分	同上
10% <	< 数分	意識喪失, その後短時間で生命の危険あり
30%	8~12 呼吸	同上



: D B 範囲



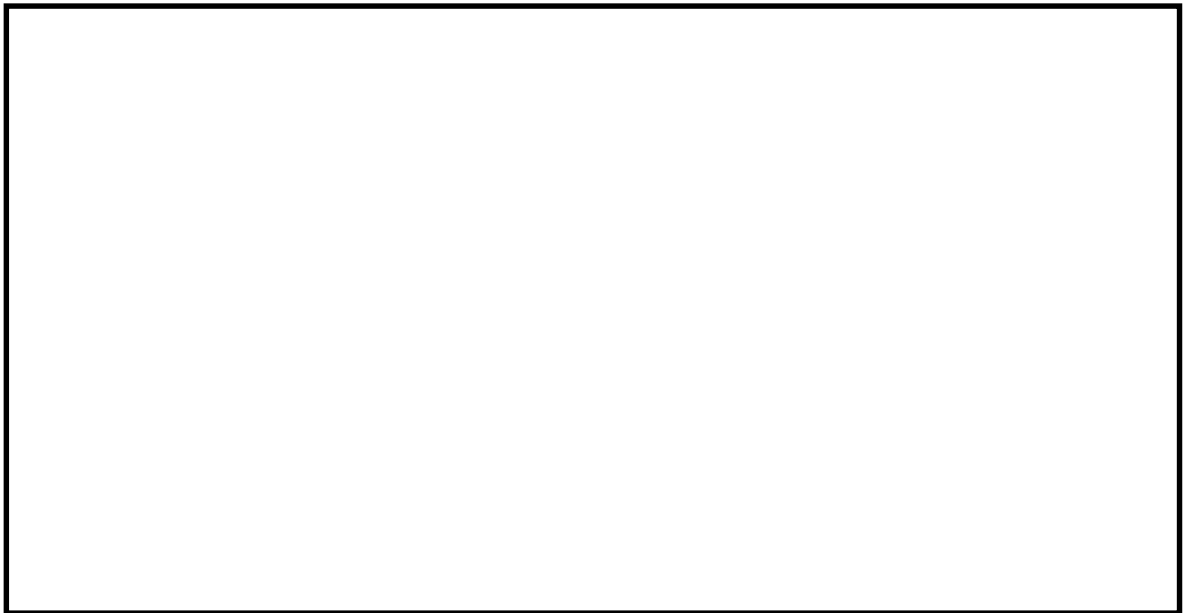
: S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋内で中央制御室バウンダリに隣接した場所である空調機械室内に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，可搬型照明（S A）を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概要図を第 2.3－1 図に示す。



第 2.3－1 図 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概要図

 : S A 範囲

2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概 要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備として、遮蔽設備、換気系設備、通信連絡設備、データ表示装置（待避室）、照明設備、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設置又は保管する。

中央制御室は、周囲に遮蔽が設置されており、重大事故等が発生した場合に中央制御室換気系給排気隔離弁により外気との連絡口を遮断し、空気調和機ファン及びフィルタ系ファンによる高粒子フィルタ及びチャコールフィルタを通した閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避室は、中央制御室内に設置し、中央制御室待避室空気ポンプユニットにより中央制御室待避室内の遮蔽に囲まれた空間を正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。また、中央制御室待避室は、重大事故時に格納容器圧力逃がし装置を作動させた場合においても、中央制御室にとどまる必要のある最低限の要員である 3 名を収容可能な設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、居住性を確保していることの確認が可能な設計とする。また、中央制御室に保管している可搬型照明（S A）及びデータ表示装置（待避室）を中

中央制御室待避室に設置することで,継続的にプラントの監視を行うとともに,
通信連絡設備により外部との連絡を可能とし,必要に応じて中央制御室制御
盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

： S A 範囲

2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室待避室正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、中央制御室待避室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室の設計最高温度である 48.9℃、隣接区画の温度を外気の設計最低温度である -12.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは最大約 2m であるため、以下のとおり約 5.1Pa [gage] の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+48.9^\circ\text{Cの乾き空気} \\ &\quad \text{の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0963 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 2 [\text{m}] \\ &= 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\div 5.1 [\text{Pa} [\text{gage}]]\end{aligned}$$

このため、正圧化バウンダリの必要差圧は、設計裕度を考慮して隣接区画 +10Pa [gage] とする。

 : S A範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

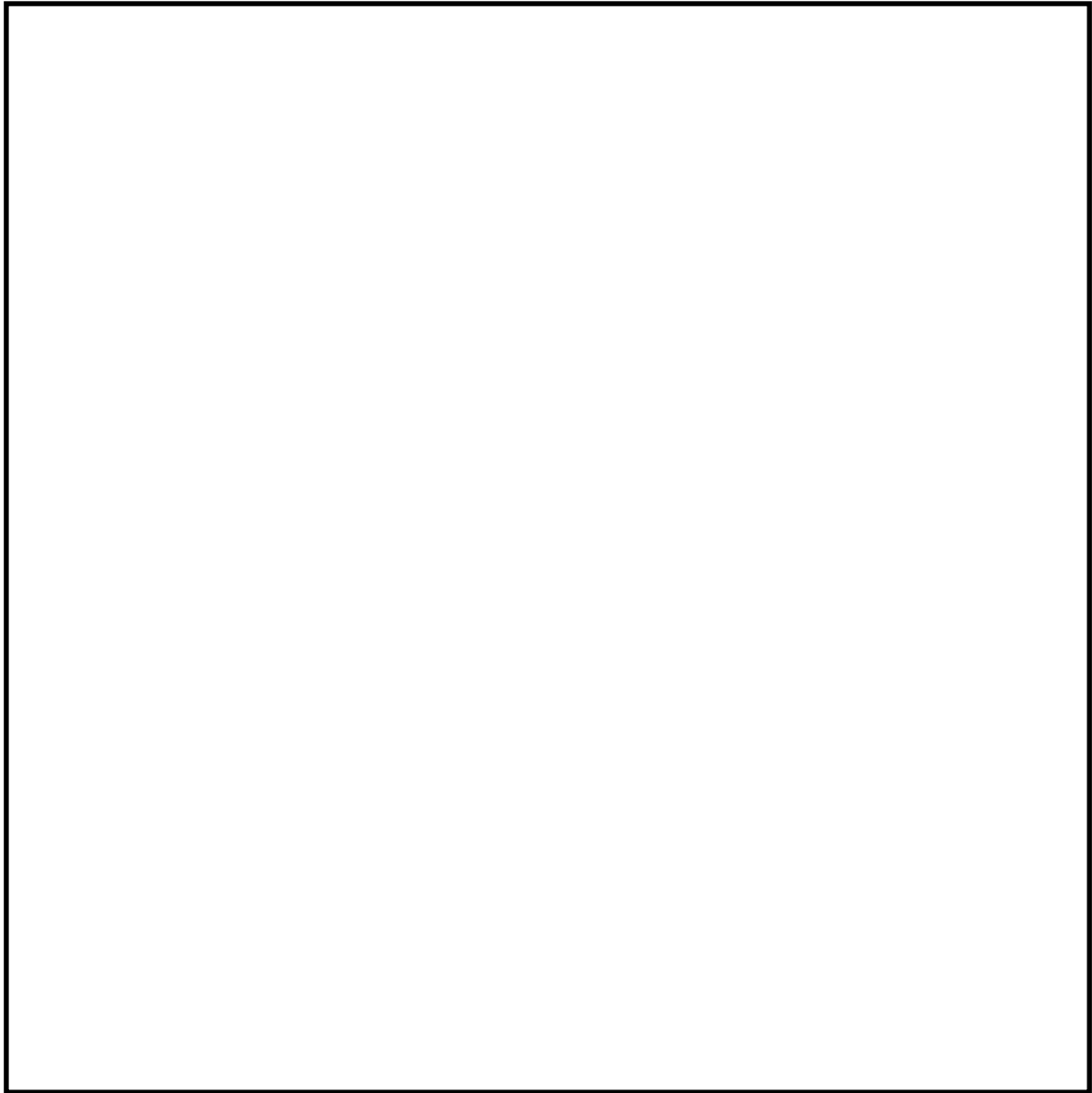
(1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による中央制御室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。通常時において、中央制御室換気系は、外気を一部取り入れる再循環方式により空気調整を行っているが、重大事故等時には、外気取入れのための中央制御室換気系給排気隔離弁を全閉とし、中央制御室換気系を閉回路循環方式とすることで、フィルタを介さない外気の中央制御室内への流入を防止する設計とする。また、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

 : S A範囲

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備は、コンクリート厚さ の建屋躯体と一体となった壁であり、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。第 2.4-1 図に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



第 2.4-1 図 中央制御室遮蔽 配置図

: S A 範囲

(3) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要図を、第 2.4-2 図に示す。

重大事故等時において、中央制御室換気系は、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお、外気との遮断は、中央制御室換気系給気隔離弁 4 個及び中央制御室換気系排気隔離弁 2 個の合計 6 個により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により、中央制御室からスイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。また、中央制御室排煙装置との隔離は、中央制御室換気系排煙装置隔離弁 3 個により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

中央制御室換気系は、外気との遮断が長期にわたり、室内の環境条件が悪化した場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。なお、中央制御室換気系については、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から受電するまでの間は起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、全交流動力電源喪失後、2 時間後に起動することを条件として評価しており、居住性を確保できることを確認している。

【設備仕様】

- ・中央制御室換気系空気調和機ファン

台 数 1 (予備1)

容 量 約42,500m³/h (1台当たり)

・ 中央制御室換気系フィルタ系ファン

台 数 1 (予備1)

容 量 約5,100m³/h (1台当たり)

・ 中央制御室換気系フィルタユニット

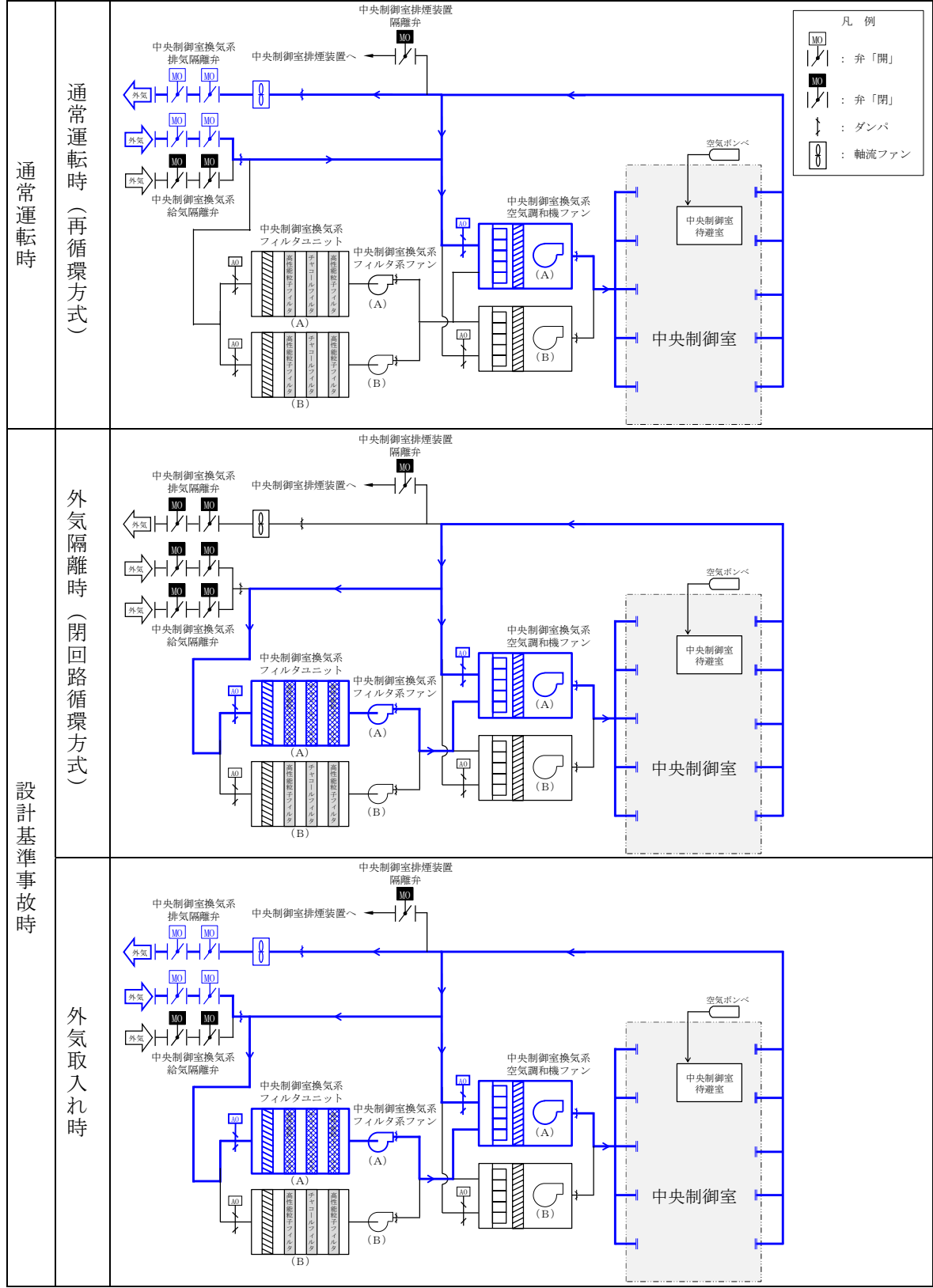
型 式 高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内蔵型

基 数 1 (予備1)

粒子除去効率 99.97%以上 (直径0.5 μ m以上の粒子)

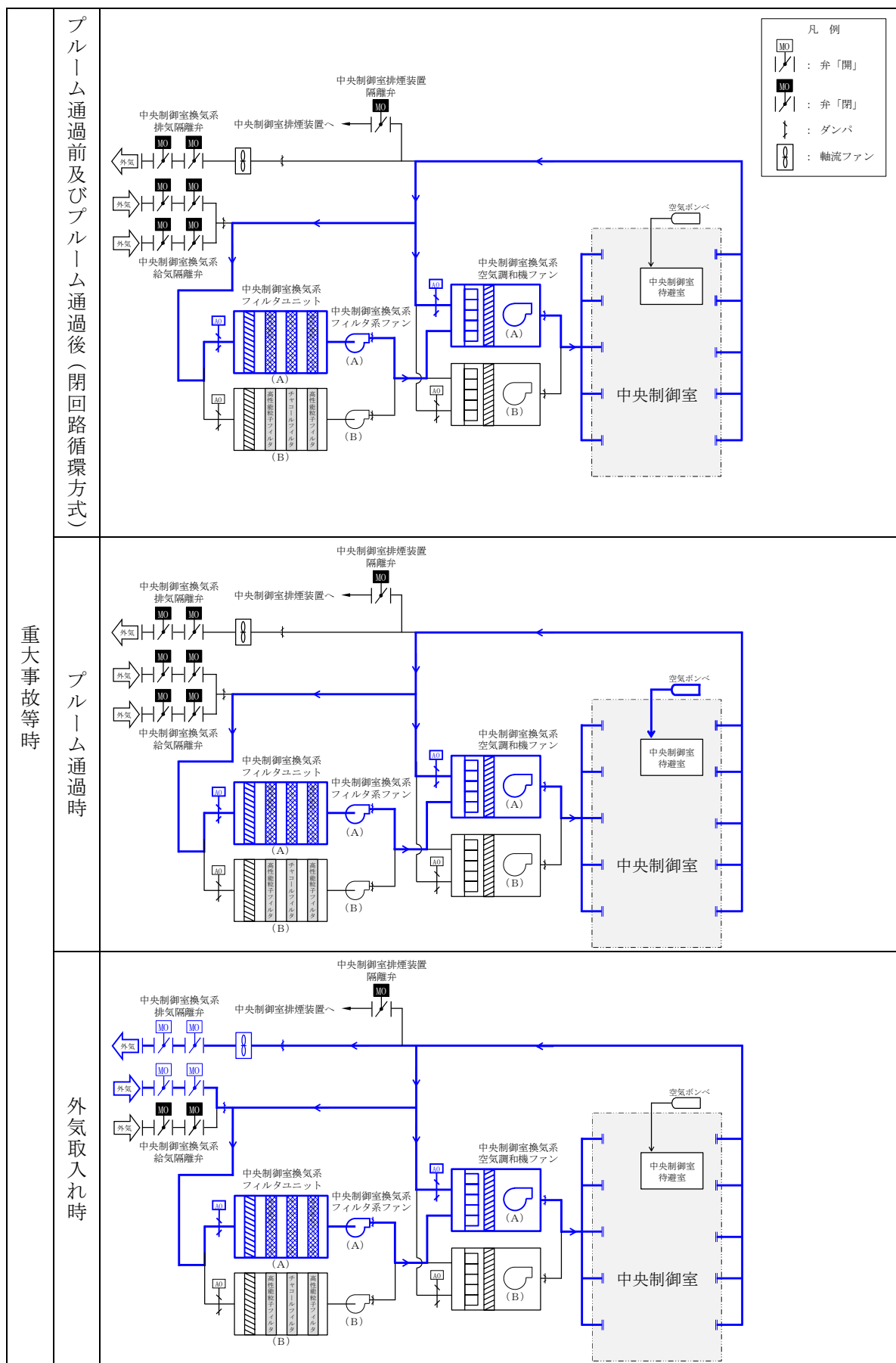
よう素除去効率 (総合除去効率) 97%以上

 : S A範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系 系統概要図 (1/2)

: D B 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系 系統概要図 (2/2)

(4) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器から漏えいする放射性物質による運転員の被ばくを低減するために設置している。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン、非常用ガス再循環系フィルタトレイン、配管・弁類、計測制御装置等で構成する。

原子炉建屋ガス処理系の概要図を第 2.4-3 図に示す。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減する設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

また、重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガス処理系を起動する際に、ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し、ブローアウトパネル開口部を閉止することで、原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお、ブローアウトパネル閉止装置は、人力での閉操作も可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

【設備仕様】

・非常用ガス処理系排風機

種 類	遠心型
容 量	3,570m ³ /h
台 数	1（予備1）

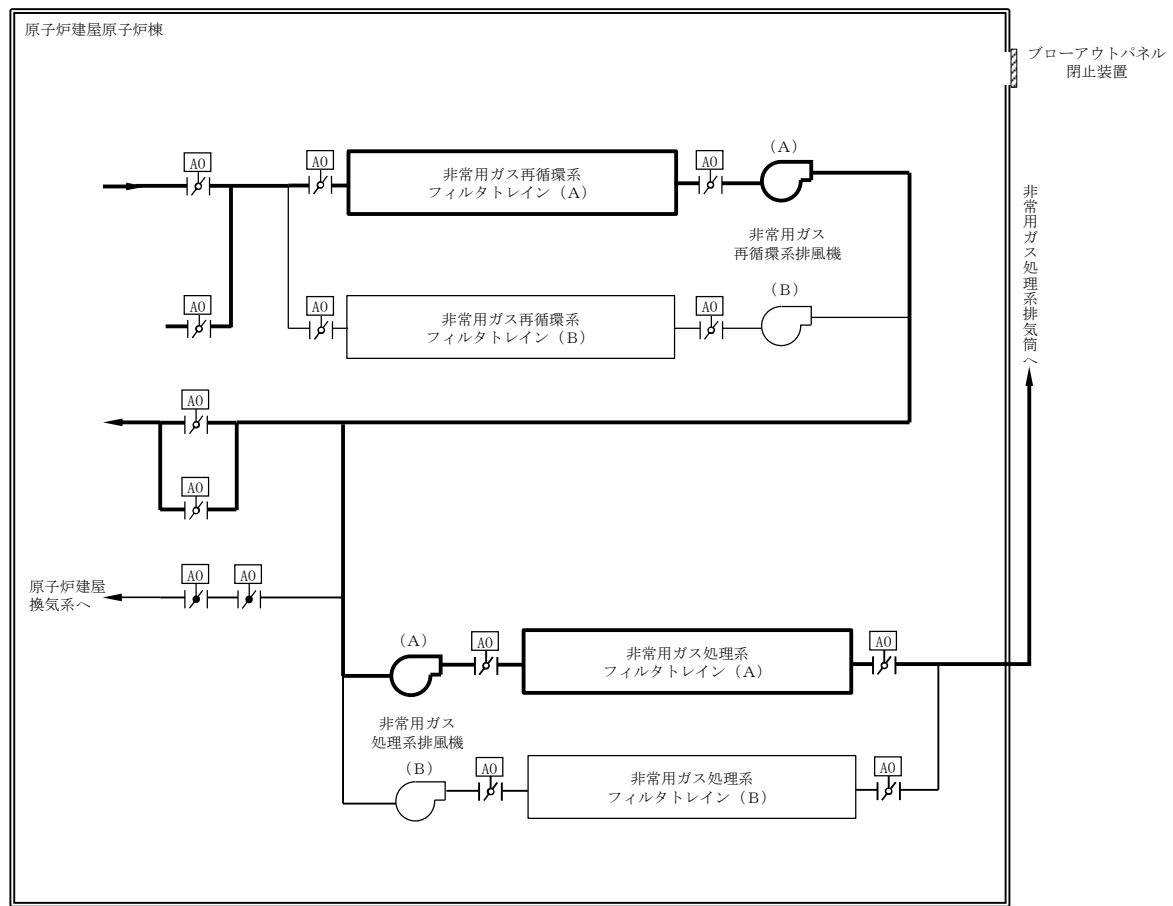
・非常用ガス再循環系排風機

種 類	遠心型
容 量	17,000m ³ /h
台 数	1（予備1）

・ブローアウトパネル閉止装置

個 数	10
-----	----

 : S A 範囲



第 2.4-3 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図

： S A 範囲

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室待避室は、鉛又はコンクリート壁等により遮蔽性能を高めた設計とする。また、中央制御室待避室は、気密性を高めた設計とするとともに、中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により中央制御室待避室を正圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。

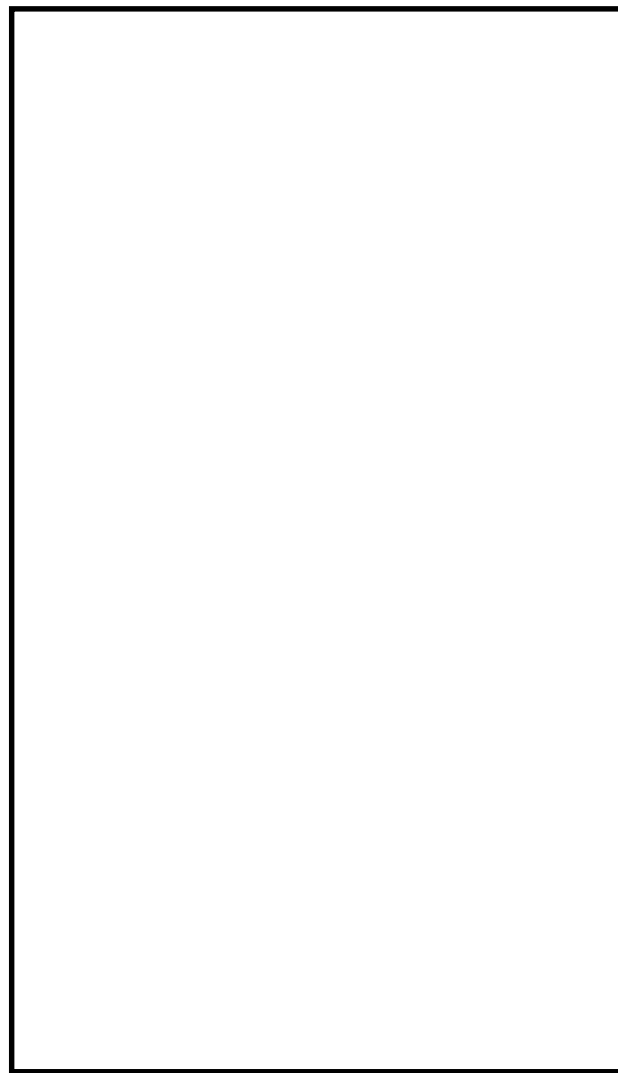
重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減する設計とする。また、2.4.2 項に示す中央制御室待避室正圧化の設計差圧であることを確認するため、中央制御室待避室差圧計を設置する。

 : S A 範囲

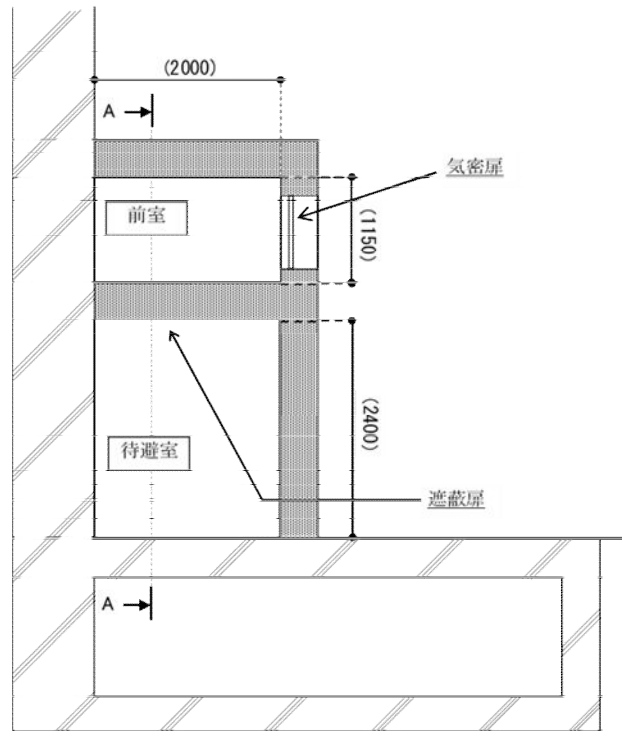
(2) 収容人数及び設置場所

格納容器圧力逃がし装置作動中は，中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており，中央制御室待避室は3名を収容できる設計とする。

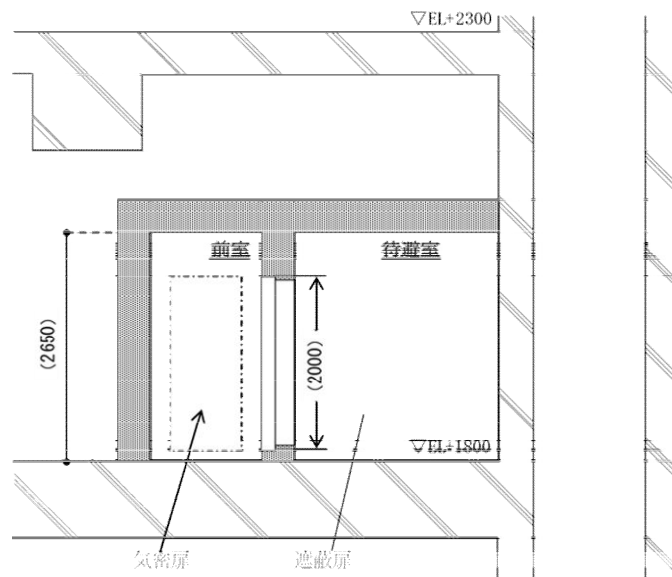
運転員が中央制御室待避室に待避している間，プラントの運転操作は行わないことを基本とするが，操作が必要な事象が発生した場合には即座に対応できるように，中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4-4図に，中央制御室待避室の概要図を第2.4-5図に示す。



第2.4-4図 中央制御室待避室 設置場所



(平面図)



(A-A断面図)

※ () 内は概略寸法 [mm] を示す。
 なお、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 2.4-5 図 中央制御室待避室 概要図

： S A 範囲

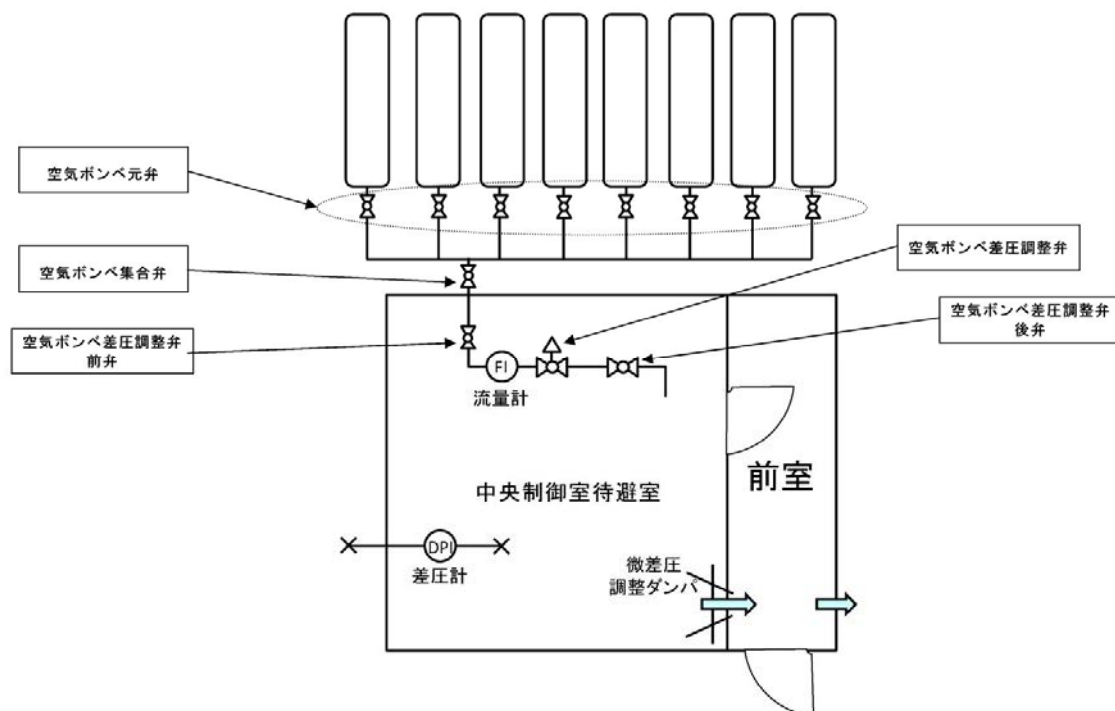
(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、鉛壁 20mm と同等以上の遮蔽能力を期待できるコンクリート壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。また、発電長等が出入りする扉については遮蔽扉を設置する。

(4) 中央制御室待避室空気ポンベユニット

a. 系統構成

中央制御室待避室空気ポンベユニットの概要図を第 2.4-6 図に示す。空気ポンベから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は、微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、中央制御室待避室内が微正圧であることを確認するため、中央制御室待避室差圧計を設置する。



第 2.4-6 図 中央制御室待避室空気ポンベユニット 概要図

: S A 範囲

b. 必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 3$ [名]
- ・許容二酸化炭素濃度： $C = 0.5$ [%] (J E A C 4622-2009)
- ・空気ボンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0 = 0.0336$ [%]
- ・呼吸により排出する二酸化炭素量： $M = 0.022$ [$\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$]
(空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・必要換気量： $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0)$ [m^3/h]
(空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\approx 14.2 \text{ } [\text{m}^3/\text{h}]$$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 3$ [名]
- ・吸気酸素濃度： $a = 20.95$ [%] (標準大気酸素濃度)
- ・許容酸素濃度： $b = 19$ [%] (「鉱山保安法施工規則」)
- ・成人の呼吸量： $c = 0.48$ [$\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$] (空気調和・衛生工学便覧)
- ・乾燥空気換算酸素濃度： $d = 16.4$ [%] (空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b)$ [m^3/h]
(空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 3.36$$

$$\approx 3.4 \text{ } [\text{m}^3/\text{h}]$$

以上より、空気ボンベによる正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

c. 必要ボンベ本数

中央制御室待避室は、中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として、ベント開始から 5 時間正圧化する。

中央制御室待避室を 5 時間正圧化するための必要最低限のボンベ本数は、二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ 及びボンベ供給可能空気量 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ から、下記のとおり 13 本となる。したがって、格納容器圧力逃がし装置作動時、中央制御室待避室内に滞在する運転員（3 名）が 5 時間滞在するために必要な本数は、13 本である。なお、中央制御室待避室においては、正圧化試験により必要ボンベ本数が 5 時間の正圧化を維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のボンベ容量について決定する。

- ・ ボンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ ボンベ内容積：46.7L
- ・ ボンベ供給可能空気量： $5.5\text{m}^3/\text{本}^*$

※ 空気ボンベは、標準圧力14.7MPaで $7\text{m}^3/\text{本}$ であるが、安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し、 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ とする。

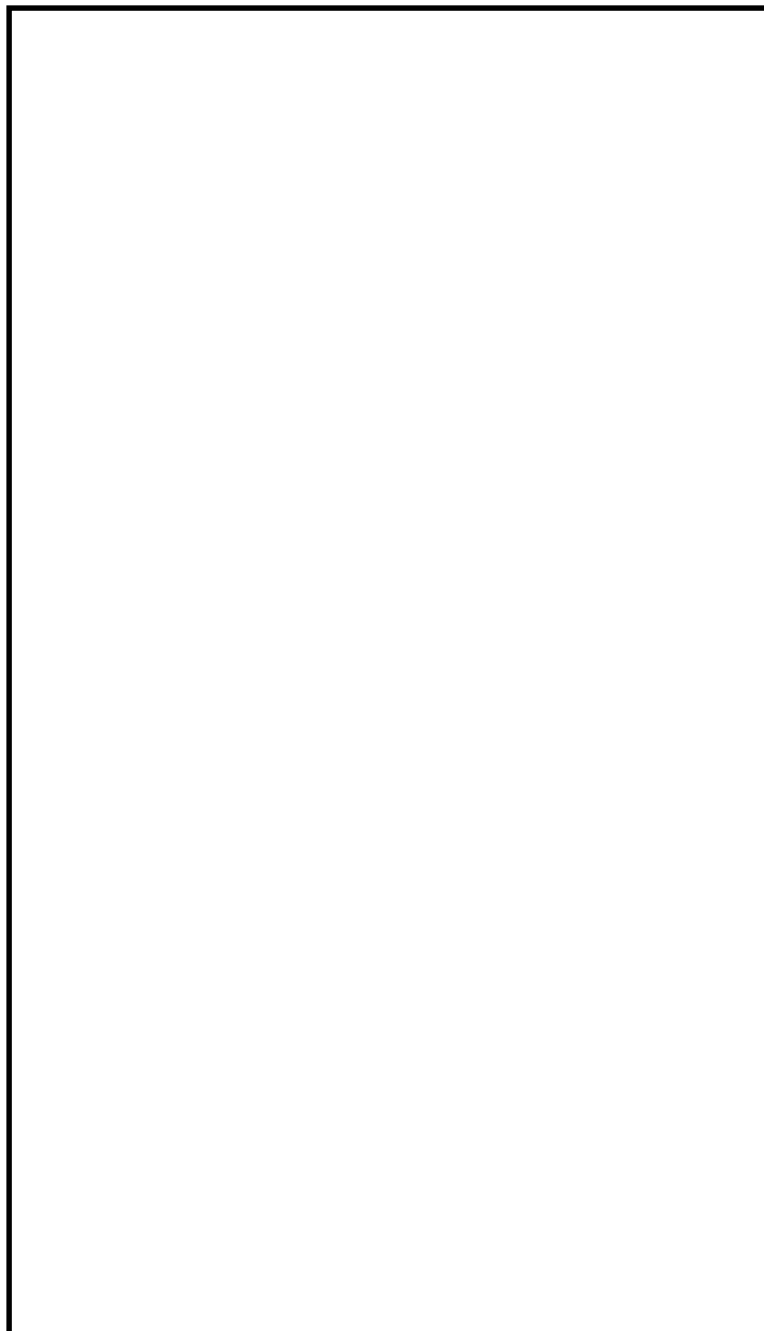
以上から、必要なボンベ本数は、下記の計算により、13本となる。

$$\begin{aligned} & 14.2 [\text{m}^3/\text{h}] \div 5.5 [\text{m}^3/\text{本}] \times 5 [\text{時間}] \\ & = 12.9 \\ & \simeq 13 [\text{本}] \end{aligned}$$

 : S A 範囲

d. 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の設置エリア

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は，中央制御室近傍の原子炉建屋付属棟 3 階に配置し，中央制御室待避室に空気を供給する。中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の配置図を第 2.4－7 図に示す。



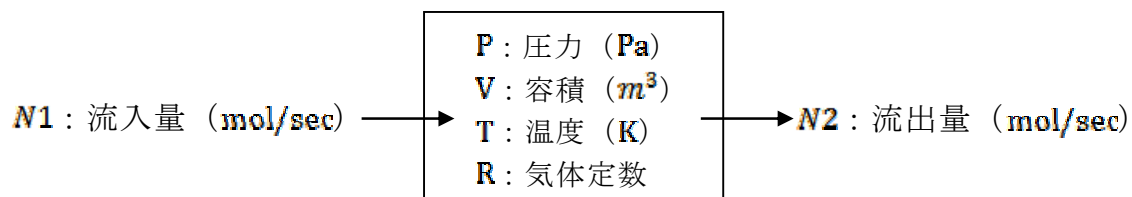
第 2.4－7 図 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 配置図

e. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて+10Pa [gage] の正圧達成までに要する時間を評価した結果、約 3.2 秒となった。

(a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室における基礎式を以下に示す。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2$$

上記基礎式を展開し、単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算出式を導く。この式を用いて微小時間 Δt 後の室圧 $P_{t+\Delta t}$ を繰り返し計算することで、室圧 P の経時変化を求める。

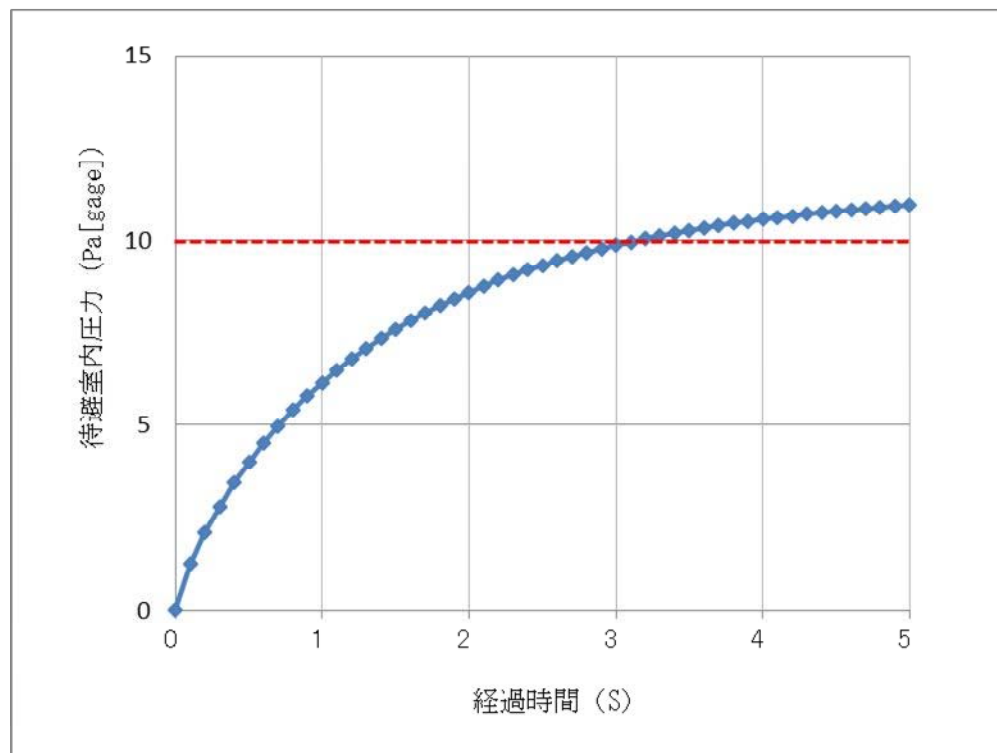
(b) 評価条件

第2.4-1表 中央制御室待避室への加圧の評価条件

項 目	記 号	単 位	中央制御室待避室	備 考
大気圧力	P_0	Pa [abs]	101,325	
容 積	V	m^3	32	
温 度	T	K	293.15	
流入量	$N1$	m^3/h	14.2	
		mol/sec	0.164	
リーク面積	A	m^2	9.06×10^{-4}	流入量と室圧基準より算出（評価用暫定値）
正圧（10Pa [gage]）達成時間	t	sec	1.5	

： S A 範囲

(c) 圧力の時間変化



第 2.4－8 図 中央制御室待避室内圧力の時間変化

 : S A 範囲

(5) 中央制御室換気系の運転状態比較

中央制御室換気系の状態について、通常運転時、設計基準事故時及び重大事故等時を比較し、通常運転時及び設計基準事故時の系統概要図を第 2.4-2 図 (1/2) に、重大事故等時のプルーム通過前後及びプルーム通過時の系統概要図を第 2.4-2 図 (2/2) に示す。

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、運転員が格納容器圧力逃がし装置の作動に際して、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え、原子炉格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損防止及び原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるように、データ表示装置（待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室に設置するデータ表示装置（待避室）は、中央制御室に 1 式保管する。

なお、データ表示装置（待避室）は、今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置(待避室)で確認できる主なパラメータを第 2.4-2 表に、データ表示装置(待避室)に関するデータ伝送の概要を第 2.4-9 図に示す。

また、中央制御室待避室において、運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるように中央制御室待避室に設置する衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、中央制御室に 1 式保管する。

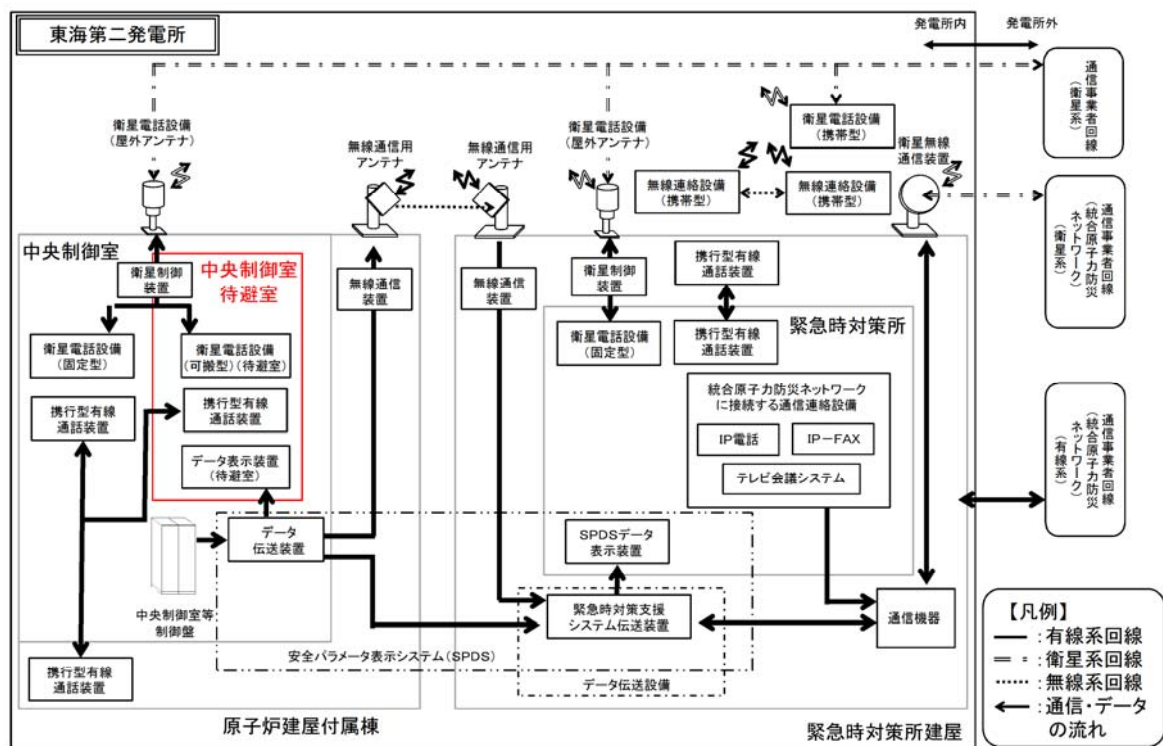
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第 2.4-10 図に示す。

 : S A 範囲

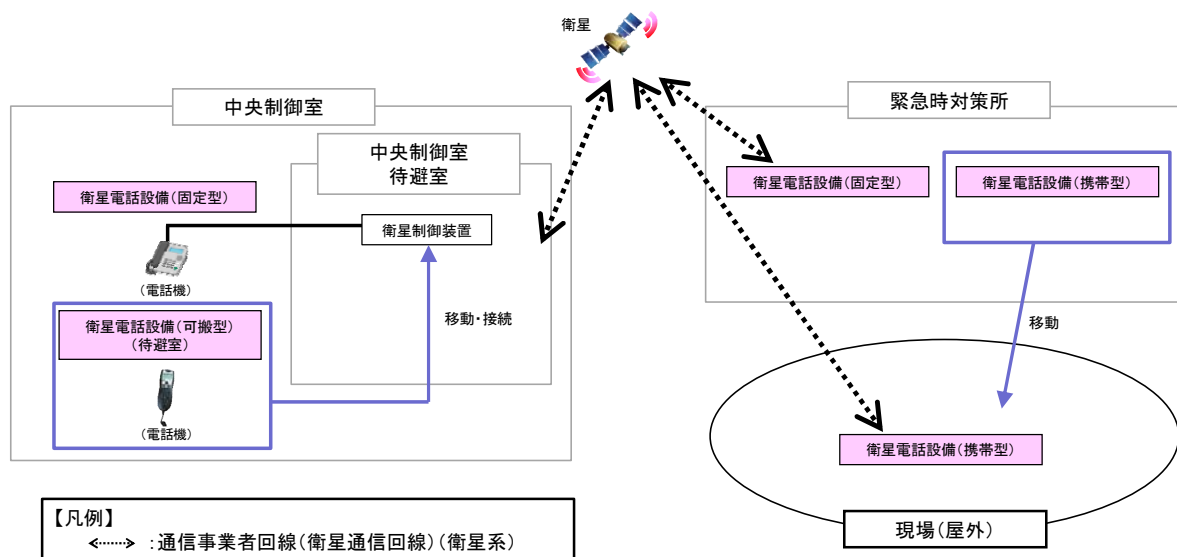
第 2.4-2 表 データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータ

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サブプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

 : S A 範囲



第 2.4-9 図 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要



第 2.4-10 図 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要


： S A 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

格納容器圧力逃がし装置作動時において、運転員が中央制御室待避室にとどまれるようにするため、中央制御室待避室用として可搬型照明（S A）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備する。

運転員が中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うために必要な照度を有するものとして、可搬型照明（S A）を 1 個配備する。第 2.4－3 表に中央制御室待避室用の可搬型照明を示す。

第 2.4－3 表 中央制御室待避室用可搬型照明

名称及び外観	保管場所	数 量	仕 様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	1 個 (予備 1 個（中央制御室の予備 1 個と共用）)	(A C) 100V—240V 点灯時間： 片面 24 時間 両面 12 時間

 : S A 範囲

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、それぞれ 1 個配備する。第 2.4-4 表に中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。


第 2.4-4 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電 源	電 源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	N D I R（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F. S.
	電 源	電 源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

電離箱サーベイメータは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1 台配備する。第 2.4-5 表に中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータを示す。

 : S A 範囲

第 2.4－5 表 中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータ

名称及び外観	保管場所	数 量	仕 様
<p>電離箱サーベイメータ</p> 	中央制御室	1 台	<p>電離箱式検出器</p> <p>0.001～1,000mSv/h</p> <p>電源：乾電池（単三×4 本）</p> <p>測定時間：約 100 時間以上</p>

：S A 範囲

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（第 2.5-1 図に示す換気設備及び第 2.5-2 図に示す照明設備）を設置している。これらの設備については、重大事故等時においても、第 2.5-3 図に示すとおり、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電を可能とする。

常設代替高圧電源装置の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」に全交流動力電源喪失の重畳を考慮した場合に対して、第 2.5-1 表に示すとおり、十分な電源供給容量を確保する。

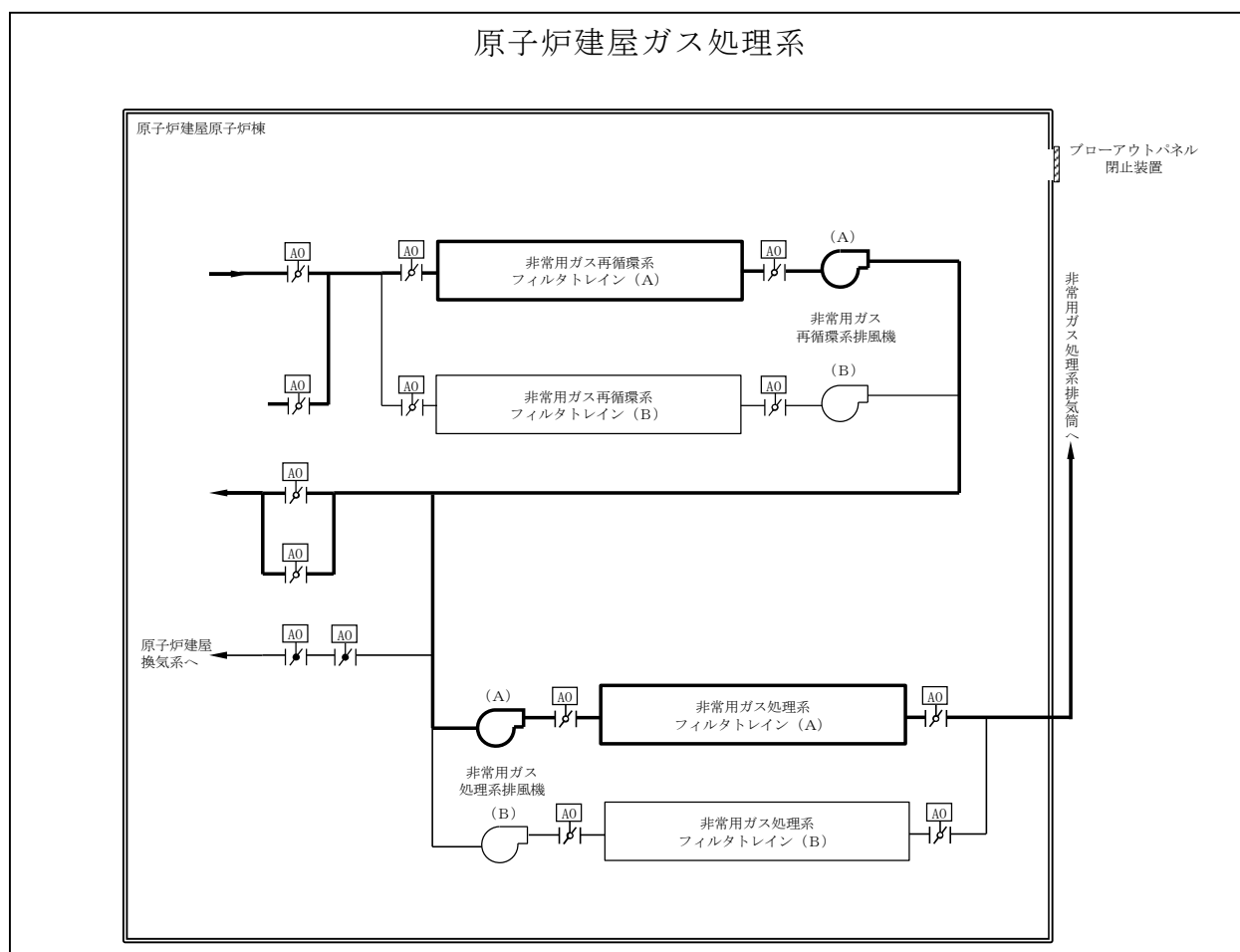
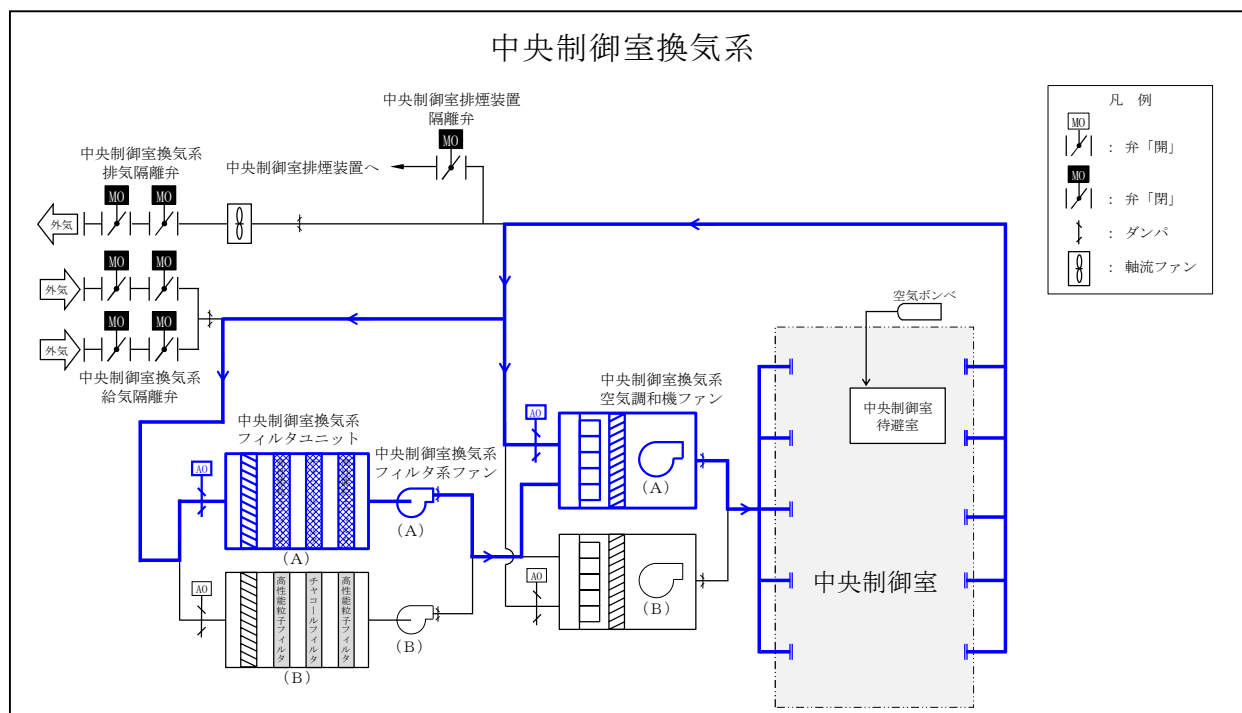
照明については、全交流動力電源喪失発生から常設代替高圧電源装置による給電が開始されるまでの間、第 2.5-4 図に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（S A）を配備しており、常設代替高圧電源装置から給電を再開するまでの間（事故発生後 95 分以内）の照明を確保する。

常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照明（S A）により、必要な照度を確保する。

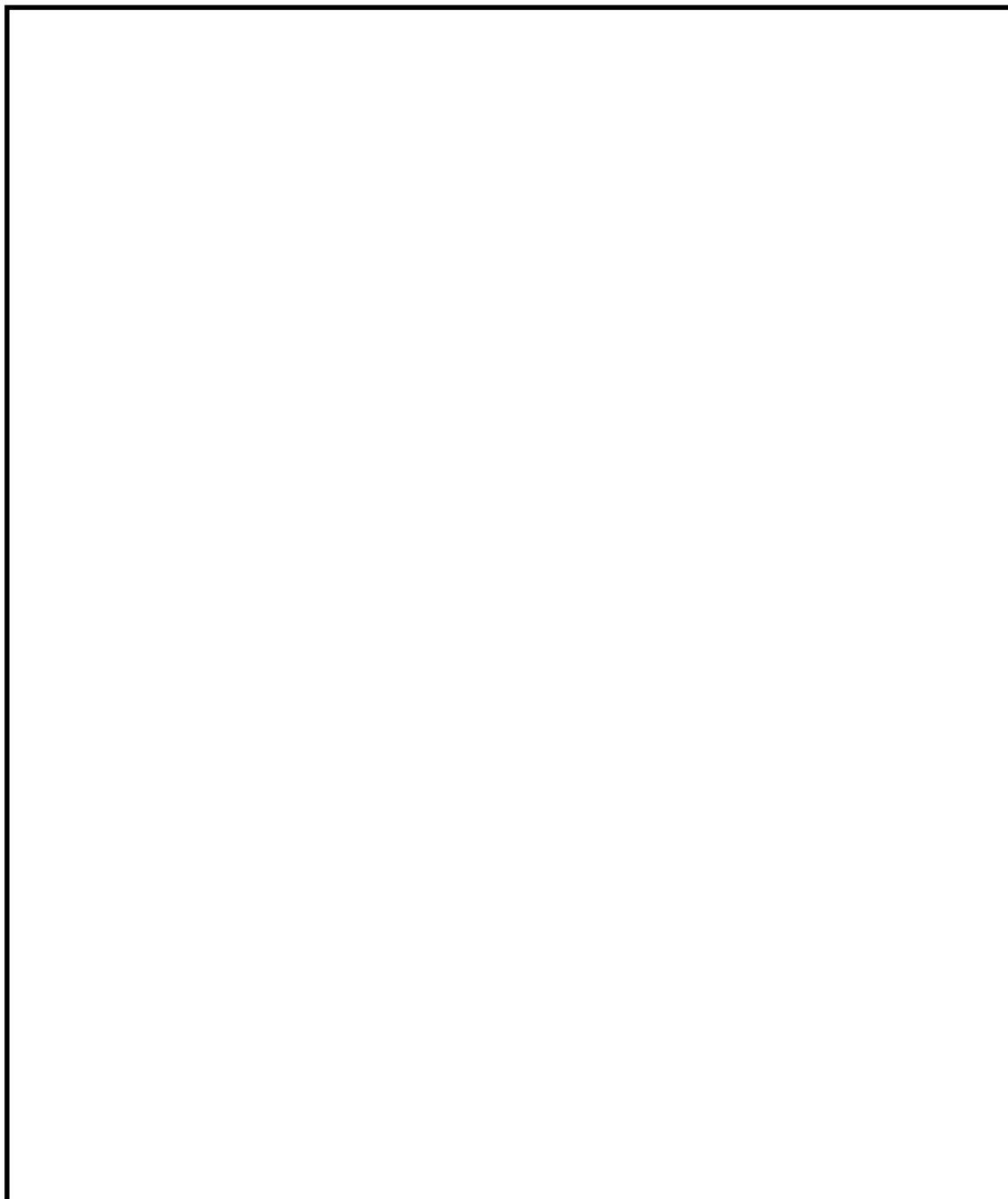
また、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるように、可搬型照明（S A）を配備する。仮に、これらの照明が活用できない場合のため、ランタン、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

換気設備は、常設代替高圧電源装置が起動するまでの間は起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動操作時間を考慮し、全交流動力電源喪失後、2 時間後に起動することを条件として評価しており、居住性を確保できることを確認している。

： S A 範囲



第 2.5-1 図 重大事故等時に運転員がとどまるために必要な換気設備



第 2.5－2 図 中央制御室照明設備の概要

 : S A 範囲

第 2.5-1 表 常設代替高圧電源装置（連続定格容量 5,520kW）の所要負荷

負 荷		負荷容量
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約 217kW
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
④	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器 A ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤 2 A ・その他負荷	約 569kW
⑤	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器 B ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他負荷	約 415kW
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷	約 106kW
⑦	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約 236kW
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	約 162kW
⑨	ほう酸水注入ポンプ	約 37kW
⑩	緊急用海水ポンプ その他負荷	約 514kW
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30kW
計		約 2,666kW



（通常点灯状態）



（直流非常灯点灯状態）

第 2.5-4 図 非常灯照明下での中央制御室の状況

： S A 範囲

(1) 可搬型照明（S A）を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、3 個使用する。個数は、シミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。操作箇所に応じて可搬型照明（S A）の向きを変更することにより、更に照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型照明（S A）が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

第 2.5－2 表に中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

第2.5－2表 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要

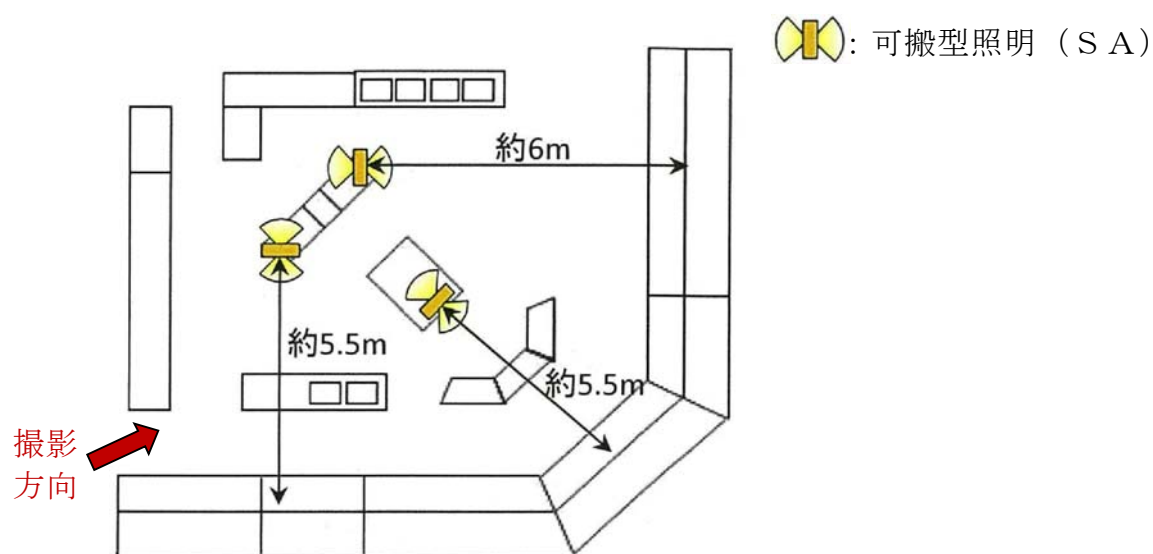
名称及び外観	保管場所	数 量	仕 様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	3 個 (予備 1 個(中央制御室待避室の予備 1 個と共用))	(A C) 100V—240V 点灯時間： 片面 20～24 時間 両面 10～12 時間
ランタン 	中央制御室	16 個 (予備 4 個)	電池：単一電池 4 本 点灯時間：約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	7 個 (予備 7 個)	電池：単三電池 3 本 点灯時間：約 12 時間

 : S A範囲

可搬型照明（S A）の照度は、第 2.5－5 図に示すとおり、主制御盤から約 6m の位置に設置した場合で、直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し、室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約 20 ルクス以上の照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 2.5－5 図 シミュレーション施設における可搬型照明（S A）確認状況

中央制御室の照明が全て消灯した場合，裏盤についての監視操作は，乾電池内蔵型照明を運転員が装着して行う。（第 2.5－6 図 参照）

乾電池内蔵型照明の照度は，室内照明全消灯時に運転員が装着した状態で，直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し，監視計器及び操作部で 600 ルクス以上の照度を確保し，監視操作が可能なことを確認している。



（シミュレーション施設におけるヘッドライト使用状況）

第2.5－6図 乾電池内蔵型照明使用イメージ

 : S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたる中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。第3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置作動並びに中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要を示す。

(1) 格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

発電長等は、重大事故等時において、格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、第3.1-1表に示す設備及び資機材の運用準備を行う。

第3.1-1表 中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	・中央制御室待避室空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧 ・酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（S A）の配置及び電源入
監視設備	・データ表示装置（待避室）の配置及び電源入
通信連絡設備	・通信連絡設備の切替及び通話確認

(2) 格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉める。

中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室差圧計を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、正圧化されていることを確認する。

また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が19%以上であること、二酸化炭素濃度が0.5%以下である

 : S A 範囲

こと)を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を電離箱サーベイメータにて監視する。

発電長等は、中央制御室待避室に待避している間にも、データ表示装置(待避室)を用いることで、格納容器圧力逃がし装置の作動状況等のプラント状態の監視を行う。また、中央制御室待避室には通信連絡設備を設置し、緊急時対策所との連絡が常時可能とする。

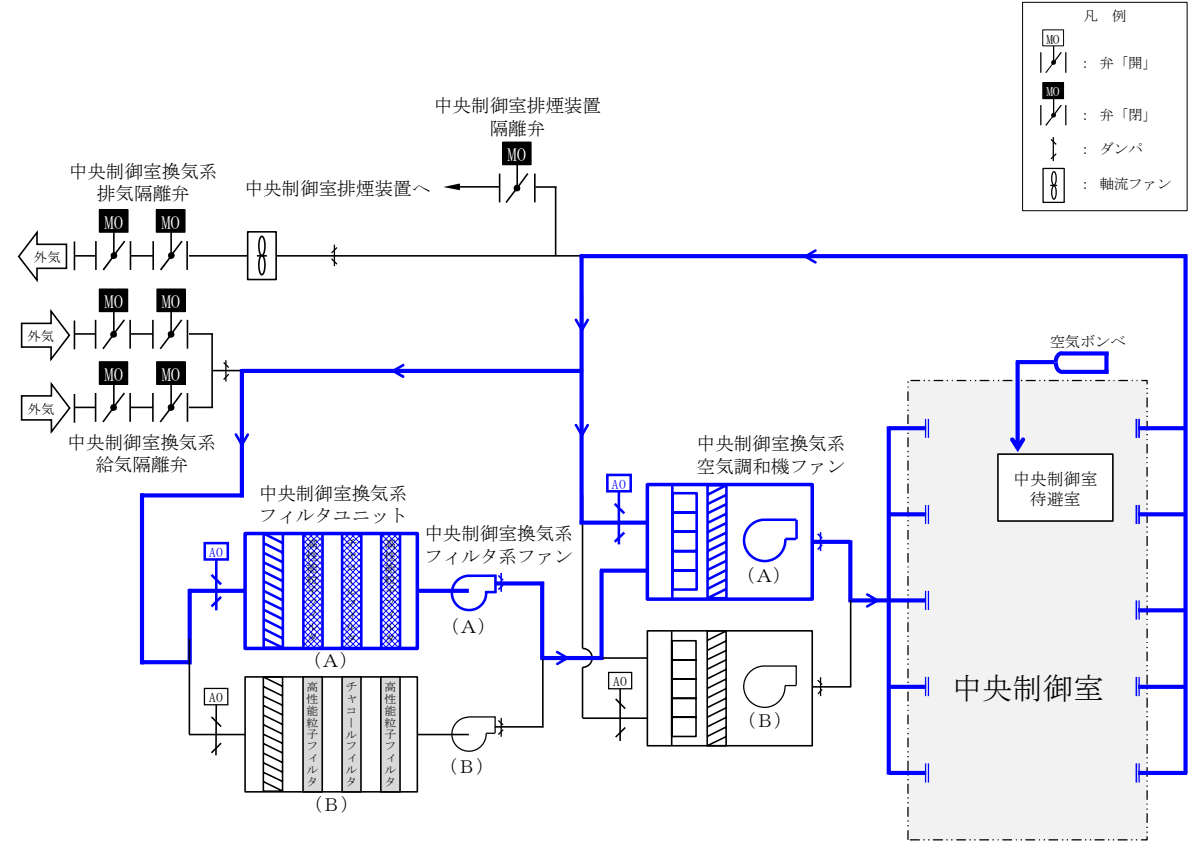
なお、中央制御室待避室に待避している間の運転操作は不要であるが、万一、中央制御室での運転操作が必要となった場合には、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部の指示の下、必要な放射線防護装備及び個人線量計管理措置を施した上で、中央制御室に出て、運転操作を行い、速やかに中央制御室待避室に移動する。そのために必要な資機材は、中央制御室待避室に配備する。

(3) 格納容器圧力逃がし装置作動後(待避解除)

発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部との協議の上、必要な防護装備を着用し、中央制御室待避室における待避を解除し、中央制御室での対応を再開する。

 : S A範囲

タイムチャート	0h	約 2h	約 19h	約 28h	168h
ベント放出			▽		
中央制御室換気系			←→		
全交流動力電源喪失時に代替交流電源からの供給を期待できる 2 時間を起動遅れ時間として設定					
中央制御室待避室への滞在			←→		
ベント放出から 5 時間後まで待避する					



第 3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置作動並びに中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要

： S A 範囲

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を第3.2-1表及び第3.2-2表に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようにビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第3.2-1表 放射線防護具類

品 名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所建屋	中央制御室 ^{※2}
タイベック	1,166着 ^{※3}	17 着 ^{※15}
靴下	2,332足 ^{※4}	34 足 ^{※16}
帽子	1,166個 ^{※5}	17 個 ^{※17}
綿手袋	1,166双 ^{※6}	17 双 ^{※18}
ゴム手袋	2,332双 ^{※7}	34 双 ^{※19}
全面マスク	333個 ^{※8}	17 個 ^{※17}
チャコールフィルタ	2,332個 ^{※9}	34 個 ^{※20}
アノラック	462着 ^{※10}	17 着 ^{※15}
長靴	132足 ^{※11}	9 足 ^{※21}
胴長靴	12足 ^{※12}	9 足 ^{※21}
遮蔽ベスト	15着 ^{※13}	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式 ^{※22}
バックパック	66個 ^{※14}	17個 ^{※17}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。

※3 $111\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 1.5\text{倍} = 1,165.5\text{着} \rightarrow 1,166\text{着}$

※4 $111\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 2\text{倍（2足を1セットで使用）} \times 1.5\text{倍} = 2,331\text{足} \rightarrow 2,332\text{足}$

※5 $111\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 1.5\text{倍} = 1,165.5\text{個} \rightarrow 1,166\text{個}$

※6 $111\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 1.5\text{倍} = 1,165.5\text{双} \rightarrow 1,166\text{双}$

※7 $111\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 2\text{倍（2双を1セットで使用）} \times 1.5\text{倍} = 2,331\text{双} \rightarrow 2,332\text{双}$

※8 $111\text{名（要員数）} \times 2\text{日（3日目以降は除染にて対応）} \times 1.5\text{倍} = 333\text{個}$

※9 $111\text{名（要員数）} \times 7\text{日} \times 2\text{倍（2個を1セットで使用）} \times 1.5\text{倍} = 2,331\text{個} \rightarrow 2,332\text{個}$

- ※10 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
- ※11 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132足
- ※12 4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝12足
- ※13 10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15着
- ※14 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個
- ※15 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17着
- ※16 11名（中央制御室要員数）×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝33足→34足
- ※17 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17個
- ※18 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17双
- ※19 11名（中央制御室要員数）×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝33双→34双
- ※20 11名（中央制御室要員数）×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍＝33個→34個
- ※21 6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍＝9足
- ※22 6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍＝9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交代要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。

中央制御室の要員数は11名であり，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対応要員3名で構成する。このうち，運転員等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。

タイベック，帽子及び綿手袋の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

$$11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場） = 14 < 17$$

靴下及びゴム手袋は，二重にして使用し，チャコールフィルタは，2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。

$$（11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場）） \times 2倍 = 28 < 34$$

全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）が必要数を上回っており，妥当である。

長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており，妥当である（※11，※12，※21及び※22参照）。

: S A 範囲

第3.2-2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）の配備数

品 名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリングポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ ^{※2}	2台 ^{※7}	2台 ^{※7}

※1 今後、訓練等で見直しを行う

※2 緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3 $111 \text{名（要員数）} \times 2 \text{台（交替時用）} \times 1.5 \text{倍} = 333 \text{台}$

※4 身体の汚染検査用に3台+2台（予備）=5台

※5 現場作業等用に4台+1台（予備）=5台

※6 加圧判断用に1台+1台（予備）=2台

※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）=2台

※8 $11 \text{名（中央制御室要員数）} \times 2 \text{台（交替時用）} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{台}$

※9 身体の汚染検査用に2台+1台（予備）=3台

※10 現場作業等用に2台+1台（予備）=3台

 : S A 範囲

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を第3.2-3表に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第 3.2-3 表 飲食料等

品 名	配備数 ^{※1}
飲食料等 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	231 食 ^{※2} 154 本 ^{※3}
簡易トイレ	1 式
安定ヨウ素剤	154 錠 ^{※4}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

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

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

※4 11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×2 交替）＝154 錠

 : S A 範囲

3.3 チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 59 条第 1 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアからなり、原子炉建屋付属棟内かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。第 3.3-1 表にチェンジングエリアの概要を示す。

 : S A 範囲

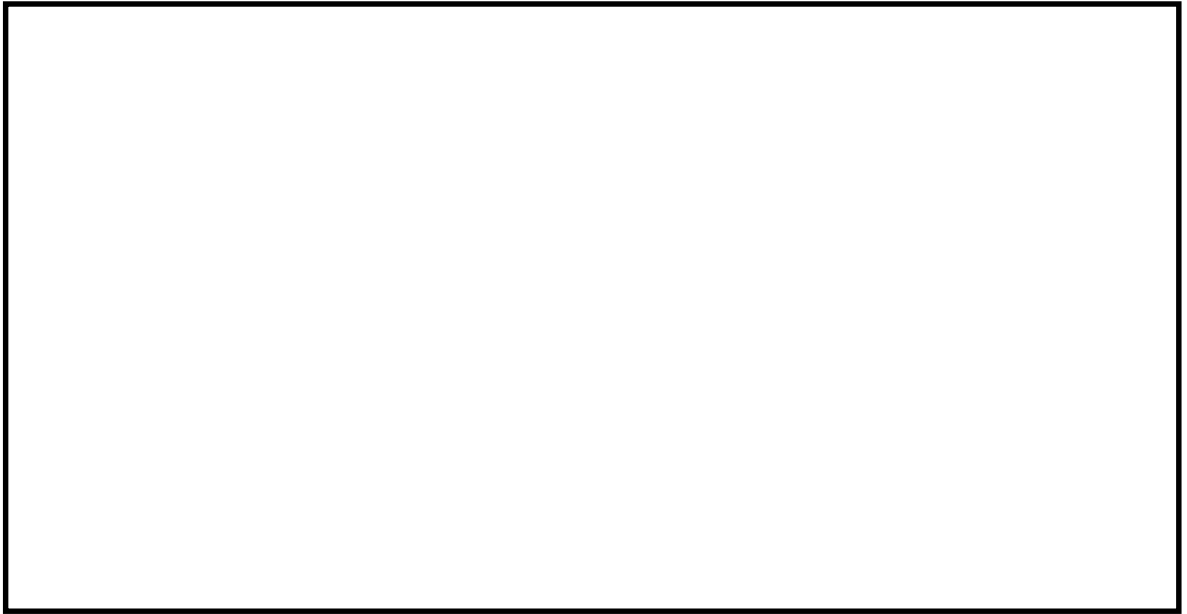
第 3.3-1 表 チェンジングエリアの概要

設営場所	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の高汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。 ・空調機械室内への搬入口は地震、竜巻等でも開放せず、事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。
設営形式	テントハウス (一部、通路区画化)	<ul style="list-style-type: none"> ・通路にテントハウスを設営し、テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。 ・事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、速やかに設営を行う。
実施者	放射線管理班	<ul style="list-style-type: none"> ・チェンジングエリアを速やかに設営できるように、定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

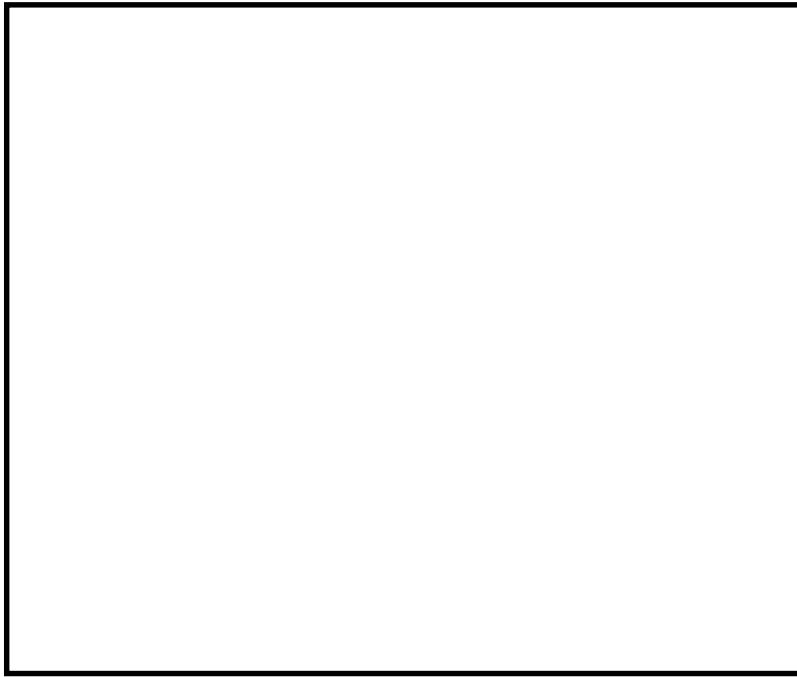
チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第 3.3-1 図及び第 3.3-2 図のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内のルートを設定する。作業員は、放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから

中央制御室へのアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートの設定図を第 3.3-3 図に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置，電離箱サーベイメータ，電動ドライバ等）については，バックパックに入れて携行することで，携行時の負担を軽減する。

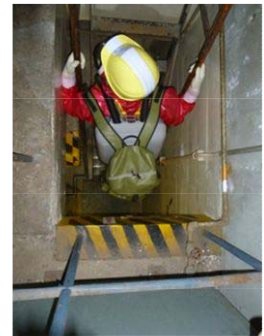


第 3.3-1 図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所

 : S A 範囲

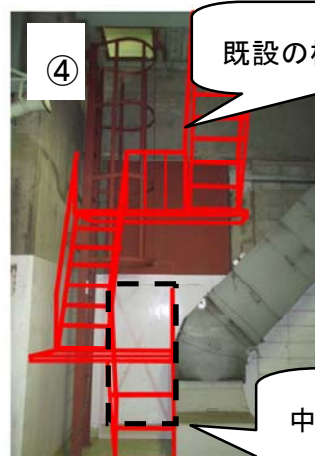
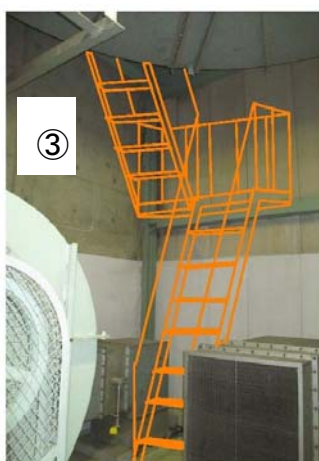


(通行状態のイメージ)



傾斜約70°

幅約60cm

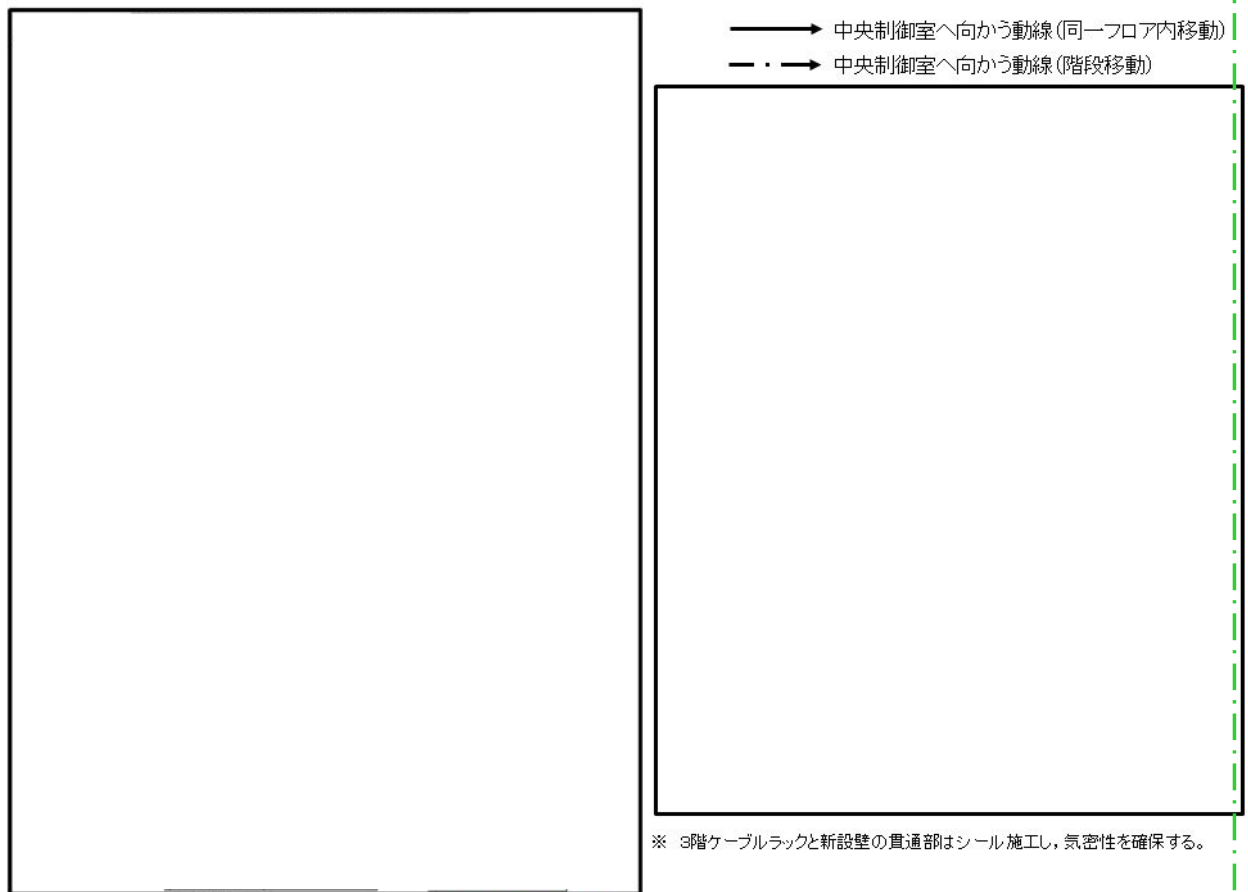


既設の梯子は撤去

中央制御室への気密扉

第 3.3-2 図 中央制御室へのアクセスルートの概要図

： S A 範囲



第 3.3-3 図 中央制御室へのアクセスルート設定図

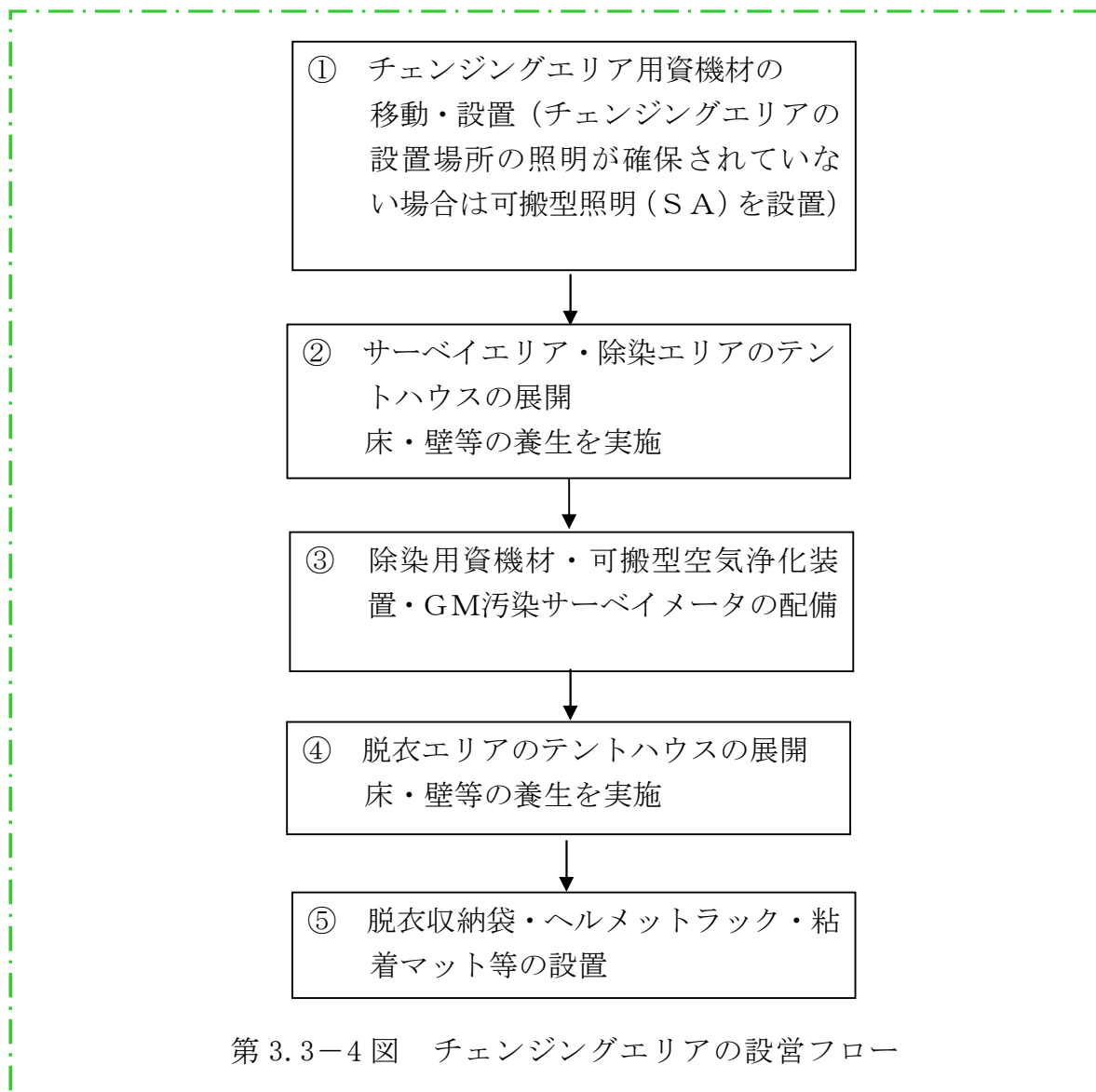
(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

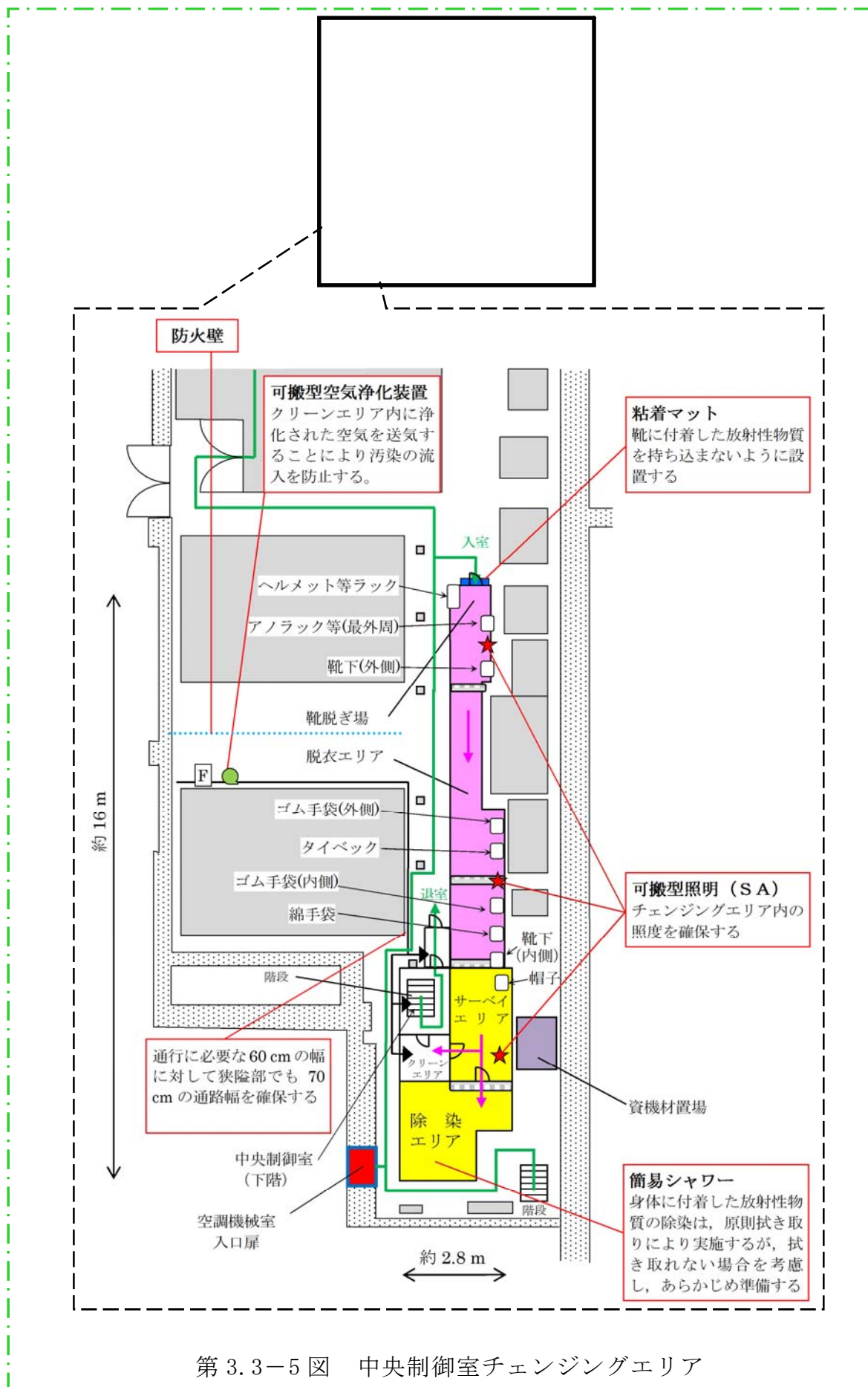
中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、第 3.3-4 図の設営フローに従い、第 3.3-5 図のとおり、チェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員 2 名で、初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアの設営に約 60 分、さらに脱衣エリアの設営に約 80 分の合計 140 分を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるように定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。夜間・休日に事故が発生した場合の参集までの時間を考慮しても、約 3 時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員の放射線管理班における重大事故等対応要員 4 名のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合に実施する。

：S A 範囲



 : S A 範囲



第 3.3-5 図 中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮し、第3.3-2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第3.3-2表 チェンジングエリア用資機材

分 類	名 称	数 量 ^{※1}
チェンジングエリア 設営用	テントハウス	7 張 ^{※2}
	バリア	6 個 ^{※3}
	簡易シャワー	1 式 ^{※2}
	簡易水槽	1 個 ^{※2}
	バケツ	1 個 ^{※2}
	水タンク	1 式 ^{※2}
	可搬型空気浄化装置	2 台 ^{※4}
消耗品	はさみ, カッター	各 3 本 ^{※5}
	筆記用具	2 式 ^{※6}
	養生シート	2 巻 ^{※7}
	粘着マット	2 枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	8 個 ^{※9}
	難燃袋	84 枚 ^{※10}
	難燃テープ	12 巻 ^{※11}
	クリーンウェス	5 缶 ^{※12}
	吸水シート	93 枚 ^{※13}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 エリアの設営に必要な数量

※3 各エリア間の4個×1.5倍=6個

※4 1台×1.5倍=1.5→2台

- ※5 設置作業用, 脱衣用及び除染用の3本
- ※6 サーベイエリア用及び除染エリア用の2式
- ※7 44.0m^2 (床及び壁の養生面積) $\times 2$ (補修張替え等) $\div 90\text{m}^2$ / 巻 $\times 1.5$ 倍 $= 1.5 \rightarrow 2$ 巻
- ※8 1枚 (設置箇所数) $\times 1.5$ 倍 $= 1.5 \rightarrow 2$ 枚
- ※9 8個 (設置箇所数, 修繕しながら使用)
- ※10 8枚 / 日 $\times 7$ 日 $\times 1.5$ 倍 $= 84$ 枚
- ※11 58.4m (養生エリアの外周距離) $\times 2$ (シートの継ぎ接ぎ対応) $\times 2$ (補修張替え等) $\div 30\text{m}$ / 巻 $\times 1.5$ 倍 $= 11.7 \rightarrow 12$ 巻
- ※12 11名 (中央制御室要員数) $\times 7$ 日 $\times 2$ 交替 $\times 8$ 枚 (マスク, 長靴, 両手及び身体の拭き取りに各2枚) $\div 300$ 枚 / 缶 $= 4.1 \rightarrow 5$ 缶
- ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
11名 (要員数) $\times 7$ 日 $\times 40$ (1回除染する際の排水量) $\div 50$ (シート1枚の吸水量) $\times 1.5$ 倍 $= 92.4 \rightarrow 93$ 枚

： S A 範囲

- (5) チェンジングエリアの運用（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

a. 出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は，防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは，第 3.3-5 図のとおりであり，チェンジングエリアには，下記の①から④のエリアを設けることで，中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

- ・ 防護具を適切な順番で脱衣するエリア

② サーベイエリア

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

③ 除染エリア

- ・ サーベイエリアにて汚染が確認された際に，除染を行うエリア

④ クリーンエリア

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

 : S A 範囲

b. 脱 衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は、以下のとおり。

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

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員は、要員の脱衣状況について適宜確認し、指導、助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は、以下のとおり。

- ① サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ② 汚染基準を満足する場合には、マスク及び帽子を脱衣し、全身の汚染検査を受ける。
- ③ 汚染基準を満足する場合には、脱衣後のマスクを持参し、クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。
- ④ ②又は③の汚染検査において、汚染基準を満足しない場合には、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員は、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように、汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は、汚染検査の状況について適宜確認し、指導及び助言を行う。

 : S A 範囲

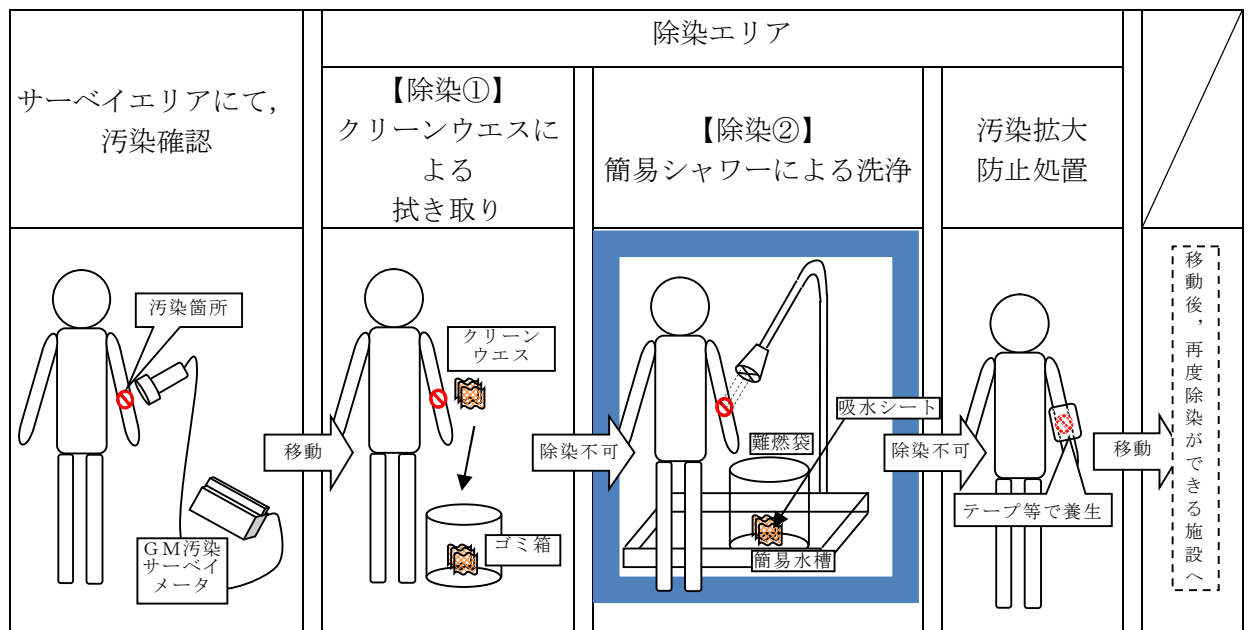
d. 除 染

サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

チェンジングエリアにおける除染手順は、以下のとおり。

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



第 3.3-6 図 除染及び汚染水処理イメージ図

 : S A 範囲

e. 着 衣

防護具の着衣手順は、以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット及び靴を着用する。
- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

簡易シャワーで発生した汚染水は、第 3.3-6 図のとおり、必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内にとどめて置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大につながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出し、チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1 回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

 : S A 範囲

(6) チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a. 汚染拡大防止の考え方

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

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

b. チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、テントハウスの出入口、サーベイエリア及びクリーンエリア、除染エリアは扉付のシート壁により区画し、テントの接続部は放射性物質の外部からの流入を防止する設計とする。テントハウスの外観及び設置状況（イメージ）は、第3.3-7図のとおりであり、テントハウスの仕様は、第3.3-3表のとおりである。また、第3.3-8図は、テントハウスの設置状況（イメージ）であり、図中①～⑦の各テントハウス間は、ファスナーを用いて接続する。なお、各テントハウス間の接続は、第3.3-9図のとおりに行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は、扉付のシート壁により二重に区画した上で、二重のシート扉は同時に開けない運用とし、テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで、中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には、汚染除去の容易さの観点から、必要に応じて養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮する。

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

：S A範囲



第 3.3-7 図 テントハウスの外観（イメージ）

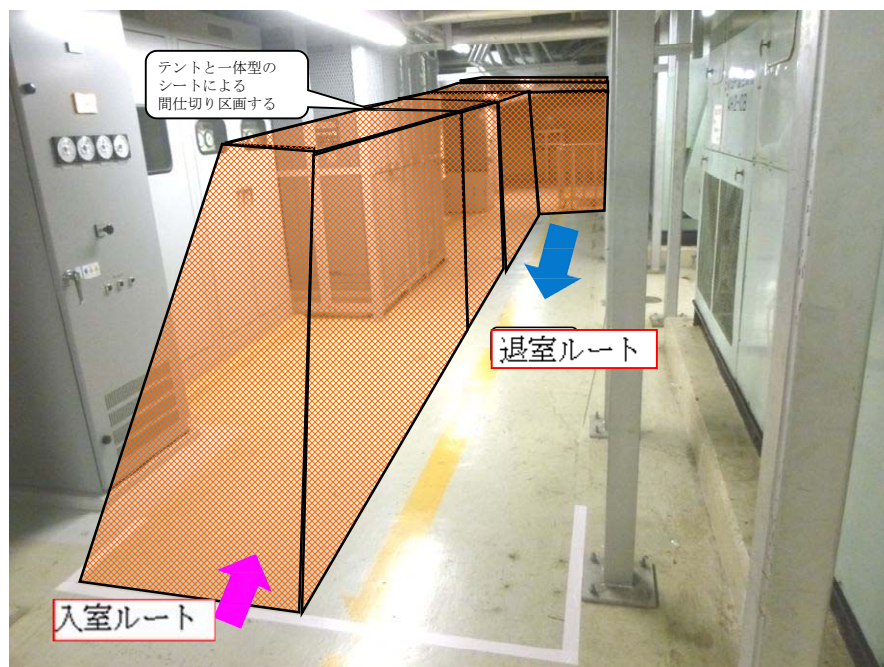
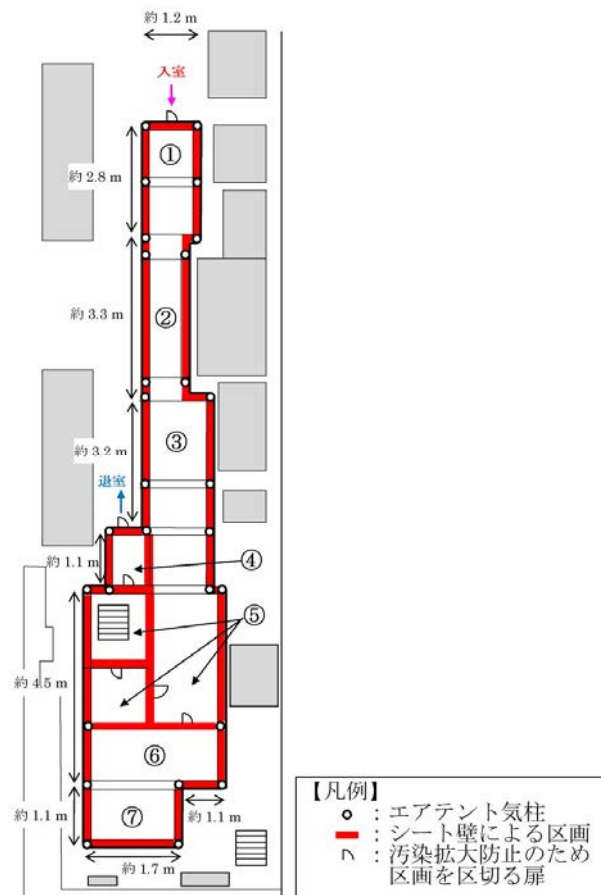
第 3.3-3 表 テントハウスの仕様

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

※¹ 幅 2m×奥行 2m×高さ 2.4m のテントハウスでの数値

※² 手動及び高圧ポンプを用いた送風による展開も可能な設計とする。

 : S A 範囲



第 3.3-8 図 テントハウスの設置状況 (イメージ)

① 接続前



② ファスナーによる接続



③ マジックテープによる接続



④ 難燃テープによるシール



第 3.3-9 図 各テントハウス間の接続（イメージ）

 : S A 範囲


c. 可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として、チェンジングエリアに設置する可搬型空気浄化装置の仕様等を第 3.3-10 図に示す。

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

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

ただし、可搬型空気浄化装置は、長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることを想定し、本体（フィルタ含む）の予備を 1 台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようにチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	<ul style="list-style-type: none">○ 外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 mm○ 風 量：9m³/min (540m³/h)○ 重 量：約 50 kg○ フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	<p>微粒子フィルタ 微粒子フィルタのろ材は、ガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 3.3-10 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

 : S A 範囲

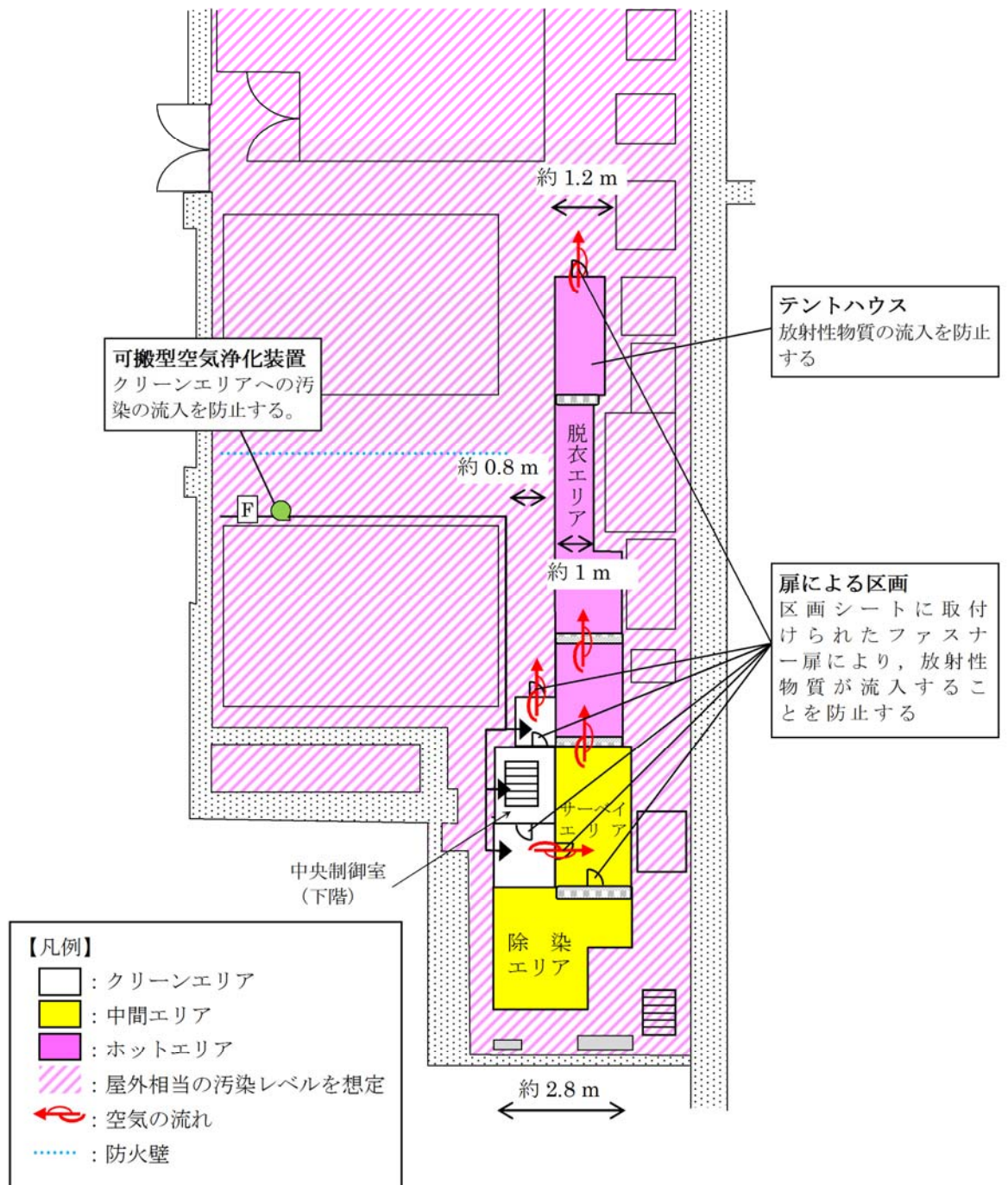
d. チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは、第 3.3-11 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

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

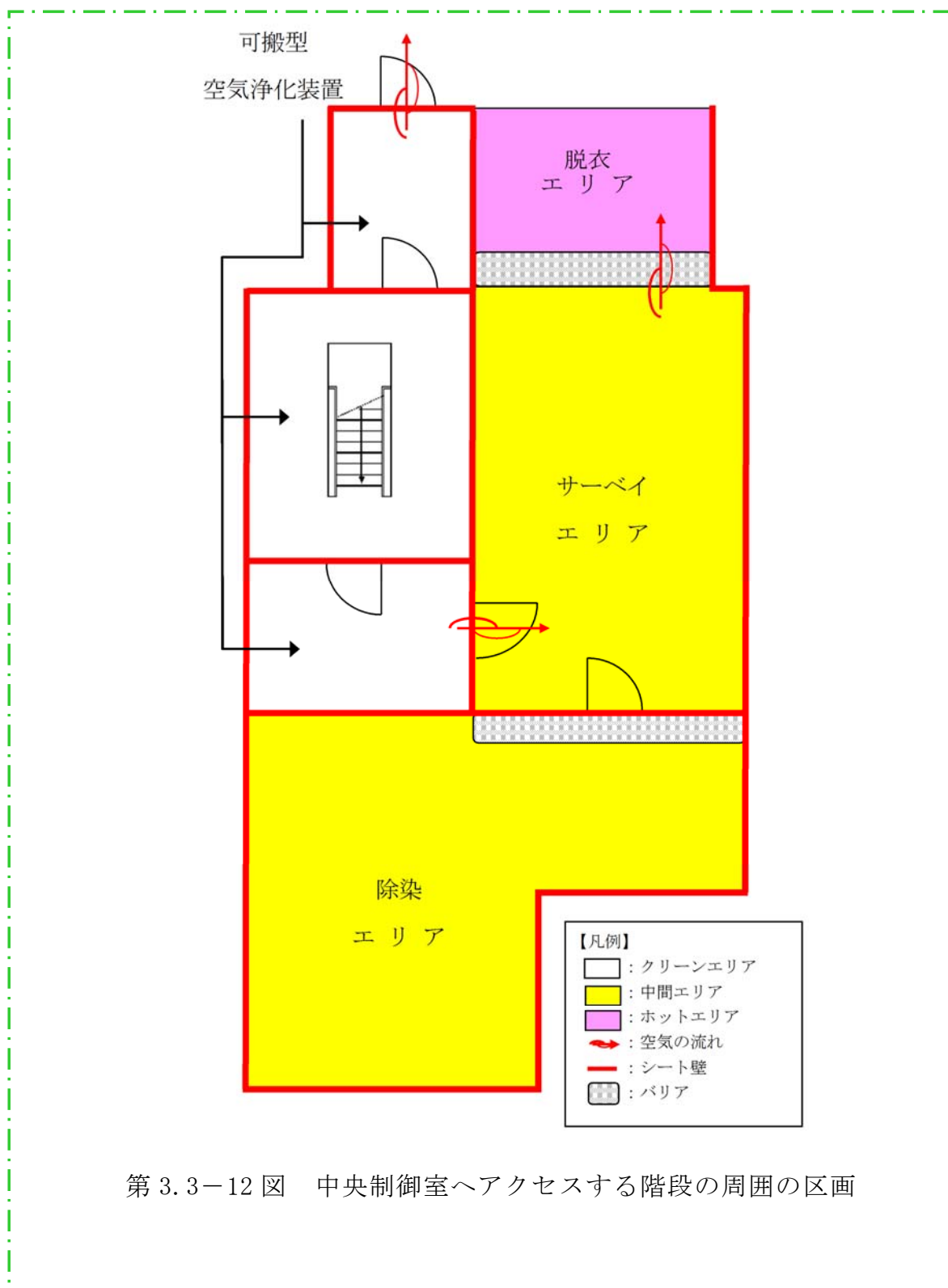
第 3.3-11 図及び第 3.3-12 図のとおり、チェンジングエリア内に空気の流れを作ることで、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお、テントハウス出入口は、カーテンシートとすることで、外部への空気の流れを確保する。

 : S A 範囲



第 3.3-11 図 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

: S A 範囲



： S A 範囲

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に、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合には、汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合には、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

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

(7) 汚染の管理基準

第 3.3-4 表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第 3.3-4 表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。

 : S A 範囲

第 3.3－4 表 汚染の管理基準


状 況		汚染の管理基準	根拠等
状 況 ①	屋外（発電所構内 全般）へ少量の放 射性物質が漏え い又は 放出されるよう な 原子力災害時	1,300 cpm (4 Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限 度 (アルファ線を放出しない放 射性同位元素の表面汚染密度 限度：40 Bq/cm ² の 1/10)
状 況 ②	大規模プルーム が 放出されるよう な 原子力災害時	13,000 cpm (40 Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L4【1 ヶ月後の値】に準 拠
		40,000 cpm (120 Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L4 に準拠

 : S A 範囲

(8) 可搬型照明（S A）

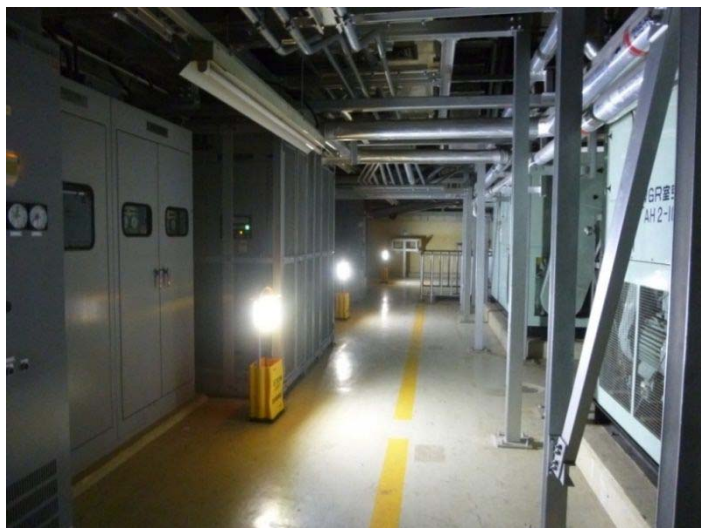
チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査及び除染時に必要な照度を確保するために、3 個（予備 1 個）を使用する。可搬型照明（S A）の仕様を第 3.3-5 表に示す。

第 3.3-5 表 チェンジングエリアの可搬型照明（S A）

名称及び外観	保管場所	数 量	仕 様
可搬型照明（S A） 	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	4 個 (予備 1 個含む)	(A C) 100V—240V 点灯時間： 片面 20～24 時間 両面 10～12 時間

チェンジングエリア内は、第 3.3-13 図に示すように、設置する可搬型照明（S A）により 5 ルクス以上の照度が確保可能であり、問題なく設営、運用等が行えることを確認している。

 : S A 範囲



第 3.3-13 図 チェンジングエリア設置場所における可搬型照明（S A）確認状況

(9) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は、2 名 1 組で 2 組を想定し、同時に 4 名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 4 名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約 14 分（1 人目の脱衣に 6 分＋その後、順次汚染検査 2 分×4 名）と設定し、全ての要員が汚染している場合でも、除染が完了し中央制御室に入りきるまで約 22 分と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは、建屋内に設置しているため、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。

： S A 範囲

(10) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）及び可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じて判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後、参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。要員参集後（発災から2時間後）、参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで、平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお、チェンジングエリアの運用については、エリア使用の都度、放射線管理班員がチェンジングエリアまで移動して対応するが、チェンジングエリアが使用されるのは直交代時及び作業終了後に運転員が中央制御室に戻る際であり、多くとも1日数回程度のため、十分対応が行える。

 : S A範囲

・ ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10 条 ▽ ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポスト等）	放射線管理 班員 A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
可搬型モニタリング・ポストの配置		■	■	■	■	■	■	■	■
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員 C, D	■							
可搬型気象観測設備の配置		■	■	■	■	■	■	■	■
中央制御室チェンジングエリアの設置		■	■	■	■	■	■	■	■
緊急時対策所チェンジングエリア設置		■	■	■	■	■	■	■	■

・ ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10 条 ▽ ▽参集完了 ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポスト等）	放射線管理 班員 A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		■	■						
可搬型モニタリング・ポストの配置*		■	■	■	■	■	■	■	■
可搬型気象観測設備の配置		■	■	■	■	■	■	■	■
中央制御室チェンジングエリアの設置	放射線管理 班員 C, D	■	■	■	■	■	■	■	■

※ 可搬型モニタリング・ポストは，放射線管理班長の判断により，緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

： S A 範囲

(11) チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

夜間・休祭日は、参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能性があるが、事象発生からチェンジングエリアの初期運用の開始※¹まで3時間程度※²要する場合が考えられる。その場合において、チェンジングエリアの初期運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

- 運転員等は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスによる拭取り）を行った上で、中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は、チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員等の再検査を実施し、必要に応じて除染（クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、放射線管理班員は、中央制御室内の環境測定を行う。
- 中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央制御室バウンダリを区画する。
- 仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は（5） チェンジングエリアの運用に従う。

※1 サーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2 2時間（参集時間）+1時間（サーベイエリア及び除染エリアの設営）

 : S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

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，第3.4－1表に示す起因事象（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。

(1) 地 震

中央制御室及び制御盤は，耐震Sクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。

また，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，制御盤に手すりを設置するとともに，天井照明設備には落下防止措置を講じることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触防止が可能な設計とする。

(2) 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に，消火器を設置する。

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。

 : D B 範囲

(3) 溢 水

中央制御室内には溢水源がない設計とする。

万が一、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。



: D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/3)

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災(地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるように、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、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)に関する審査資料を参照)
内部溢水(地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室内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、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定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)に関する審査資料を参照)
地震	余震	中央制御室は、原子炉建屋付属棟(耐震Sクラス)に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。 中央制御室の照明ルーバーに対して、落下防止措置を講じている。 余震時には、運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し、指示計、記録計等による原子炉施設の監視を行うことができる。今後、余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し、制御盤に手すりを設置する。

 : D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/3)

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
地 震	外部電源喪失による照明 等の所内電源の喪失	<p>外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、非常用ディーゼル発電機から給電され※¹、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機能が喪失することはない。また、蓄電池内蔵型照明を備え、機能が喪失しない設計とする。（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）に関する審査資料を参照）</p> <p>※1 非常用ディーゼル発電機は、各自然現象に対して健全性を確保する設計とする。</p> <p>地 震：基準地震動に対して耐震Sクラス設計であるため、健全性を確保する。</p> <p>竜 巻：設計基準の竜巻による複合荷重（風圧、気圧差、飛来物衝撃力）に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>風 ：設計基準の風（台風）による風圧に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>積 雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>落 雷：設計基準の雷撃電流値に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <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、熱影響に対しては隔離距離の確保により健全性を確保する。また、ばい煙の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。</p> <p>火 山：想定する降下火砕物の堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。また、下火砕物の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。</p>
竜巻・風 （台風）		
積 雪		
落 雷		
外部火災 （森林火災）		
火 山		

 : D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (3/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室換気系について、中央制御室換気系給気隔離弁及び中央制御室換気系排気隔離弁を閉止し、閉回路循環方式とすることにより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。この場合の酸素濃度及び二酸化炭素濃度への影響を【補足1】及び【補足2】に示す。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一次的に外気を取り入れて換気する。第2.4-2図に運転モードごとの中央制御室換気系の系統概要図を示す。</p> <p>なお、外部火災時の有毒ガスについては、中央制御室外気取入れ口における濃度がIDLH（急性の毒性限界濃度（30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限界値））以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス及び窒素ガスの濃度は、外気取入れ口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。（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））、外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）及び外部からの衝撃による損傷の防止（火山））に関する審査資料を参照）</p>
火 山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	
凍 結	低温による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室換気系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。（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））に関する審査資料を参照）</p>

 : D B 範囲

【補足 1】 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
(設計基準事故時)

1. 概 要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第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、中央制御室換気系は、隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環方式とすることができる。

設計基準事故時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、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。

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4622－2009）」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：7 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・ 初期酸素濃度：20.95%
- ・ 空気流入率：0.4 回/h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：0.468 回/h（±0.015），B 系：0.435 回/h（±0.015）を基に設定）

- ・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、 $24\text{L}/\text{min}/\text{人}$ とする。
- ・1人当たりの酸素消費量は、呼気酸素濃度を16.40%として、 $1.092\text{L}/\text{min}/\text{人}$ ($=0.06552\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$)
- ・1時間当たりの酸素消費量は、
 $0.45864 [\text{m}^3/\text{h}] = 0.06552 [\text{m}^3/\text{h}/\text{人}] \times 7 [\text{名}]$
- ・許容酸素濃度：19%以上（「鉱山保安法施行規則」より）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内酸素消費量 $[\text{m}^3/\text{h}]$

V : 中央制御室バウンダリ体積 $[\text{m}^3]$

C_{∞} : 平衡状態における室内の酸素濃度 $[-]$

C_0 : 外気の酸素濃度 $[-]$

N : 空気流入率 $[\text{回}/\text{h}]$

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.45864 / (0.4 \times 2,700)\} \\ &= 0.209075 \approx 20.90\% \end{aligned}$$

以上のとおり、閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は、19%以上を満足しているため、中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4622

－2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：7 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・ 空気流入率：0.4 回/h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：0.468 回/h（±0.015），B 系：0.435 回/h（±0.015）を基に設定）
- ・ 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，中等作業での吐出量を適用して，0.046 [m³/h/人] とする。
- ・ 1 時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
 $0.322 \text{ [m}^3/\text{h}] = 0.046 \text{ [m}^3/\text{h/人}] \times 7 \text{ [名]}$
- ・ 許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内二酸化炭素発生量 [m³/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]

C_∞ : 平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 [－]

C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 [－]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 評価結果

$$C_{\infty} = 0.0003 + \{0.322 / (0.4 \times 2,700)\}$$

$$= 0.000599 \div 0.06\%$$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は，0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

【補足2】 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
(重大事故時)

1. 概 要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第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、中央制御室換気系は、隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し、閉回路循環方式とすることができる。

重大事故時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、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。

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4622－2009）」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：11名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・ 初期酸素濃度：20.95%
- ・ 空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h（±0.015），B系：0.435回/h（±0.015）を基に設定）

- ・ 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， $24\text{L}/\text{min}/\text{人}$ とする。
- ・ 1 人当たりの酸素消費量は，呼気酸素濃度を 16.40%として， $1.092\text{L}/\text{min}/\text{人}$ ($=0.06552\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$)
- ・ 1 時間当たりの酸素消費量は，
 $0.72072 [\text{m}^3/\text{h}] = 0.06552 [\text{m}^3/\text{h}/\text{人}] \times 11 [\text{名}]$
- ・ 許容酸素濃度：19%以上（「鉱山保安法施行規則」より）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内酸素消費量 [m^3/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m^3]

C_{∞} : 平衡状態における室内の酸素濃度 [—]

C_0 : 外気の酸素濃度 [—]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.72072 / (0.4 \times 2,700)\} \\ &= 0.208166 \approx 20.81\% \end{aligned}$$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は，19%以上を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C

4622－2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：11 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・ 空気流入率：0.4 回／h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：0.468 回／h（±0.015），B 系：0.435 回／h（±0.015）を基に設定）
- ・ 1 人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046 [m³／h／人] とする。
- ・ 1 時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
 $0.506 \text{ [m}^3\text{/h]} = 0.046 \text{ [m}^3\text{/h／人]} \times 11 \text{ [名]}$
- ・ 許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内二酸化炭素発生量 [m³／h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]

C_∞ : 平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 [－]

C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 [－]

N : 空気流入率 [回／h]

c. 評価結果

$$C_{\infty} = 0.0003 + \{0.506 / (0.4 \times 2700)\}$$

$$= 0.000769 \div 0.08\%$$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は，0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（1/6）

目的	対象パラメータ	S P D S パラメータ	E R S S 伝送パラメータ (※1)	バックアップ対象パラメータ
炉 心 反 応 度 の 状 態 確 認	平均出力領域計装 平均	○	○	—
	平均出力領域計装 A	○	○	○
	平均出力領域計装 B	○	○	○
	平均出力領域計装 C	○	○	—
	平均出力領域計装 D	○	○	—
	平均出力領域計装 E	○	○	—
	平均出力領域計装 F	○	○	—
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉水位 (狭帯域)	○	○	—
	原子炉水位 (広帯域)	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域)	○	○	○
	原子炉水位 (S A 広帯域)	○	○	○
	原子炉水位 (S A 燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力 (S A)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	—
	原子炉給水流量	○	○	—

※ 1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

： S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（2/6）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS伝 送パラメータ(※1)	バックアップ 対象パラメータ
炉心冷却 の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	M/C 2A-1 電圧	○	○	—
	M/C 2A-2 電圧	○	○	—
	M/C 2B-1 電圧	○	○	—
	M/C 2B-2 電圧	○	○	—
	M/C 2C 電圧	○	○	○
	M/C 2D 電圧	○	○	○
	M/C HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C 遮断器(660)閉	○	○	—
	D/G 2D 遮断器(670)閉	○	○	—
	HPCS D/G 遮断器(680)閉	○	○	—
	圧力容器フランジ温度	○	○	—
	125V 系蓄電池A系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池B系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池HPCS系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用M/C 電圧	○	○	○
	緊急用P/C 電圧	○	○	○
原子炉格 納容器内 の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

：SA 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（3/6）

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※1：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

 : S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（4/6）

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 A（全開）	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 B（全開）	○	○	—
放射能隔 離の状態 確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	—
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	—
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	—
	主蒸気管放射線モニタ(A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(D)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）A	○	○	—
	排ガス放射能（プレホールドアップ）B	○	○	—
	N S 4 内側隔離	○	○	—
	N S 4 外側隔離	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	—
環境の情 報確認	S G T S A 作動	○	○	—
	S G T S B 作動	○	○	—
	S G T S モニタ（高レンジ）A	○	○	—
	S G T S モニタ（高レンジ）B	○	○	—
	S G T S モニタ（低レンジ）A	○	○	—
	S G T S モニタ（低レンジ）B	○	○	—

※1：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

 : S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（5/6）

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
環 境 の 情 報 確 認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(T-2)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—

※1：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

 : S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（6/6）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（SA）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等	自動減圧系 A 作動	○	○	—
	自動減圧系 B 作動	○	○	—
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	—
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	全制御棒全挿入	○	○	—
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※1：ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

：SA 範囲

3.6 中央制御室待避室の内部寸法について

(1) 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

中央制御室待避室には、3名の運転員が待避することとしている。この要員数を設定した考え方を以下に示す。

① 待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保する。

➤ 格納容器スプレイ停止，原子炉注水流量の調整及び格納容器ベント操作を，S A操作盤において，指揮者（発電長）1名及び操作者（運転員A）1名で実施する。

➤ 中央制御室待避室の正圧化操作を操作者（運転員B）1名で実施する。

したがって，待避前に中央制御室で行う運転操作に必要な要員数は3名である。

② 運転員が中央制御室待避室に待避している間は，運転員による運転操作を実施する必要はなく，データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視及び衛星電話設備又は携行型有線通話装置による通信連絡を行うこととしており，①に必要な要員数に包含される。

③ 原子炉施設保安規定の定めにより，中央制御室には3名の運転員が常駐する必要がある。

以上の条件から，中央制御室待避室の収容要員数を指揮者（発電長）1名及び操作者（運転員A及び運転員B）2名の計3名に設定する。

(2) 中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室内で行う作業は，データ表示装置によるプラントパラメータの監視，衛星電話等による通信連絡のみであり，広い作業スペース

は不要であることから、以下の条件を考慮して中央制御室待避室の必要寸法を検討する。

- 運転員 3 名が着席して待機するために必要なスペース
- データ表示装置，衛星電話及び可搬型照明を配置するためのスペース
- 待避室内圧力調整用の配管・バルブの設置及び操作スペース
- 携行型有線通話装置接続箱の設置スペース

運転員が椅子に座った姿勢で待機するために必要なスペースを 1 名当たり 500mm×1,200mm とすると，中央制御室待避室の必要寸法は 2,000mm×1,200mm となる。

(3) 中央制御室待避室の居住性向上

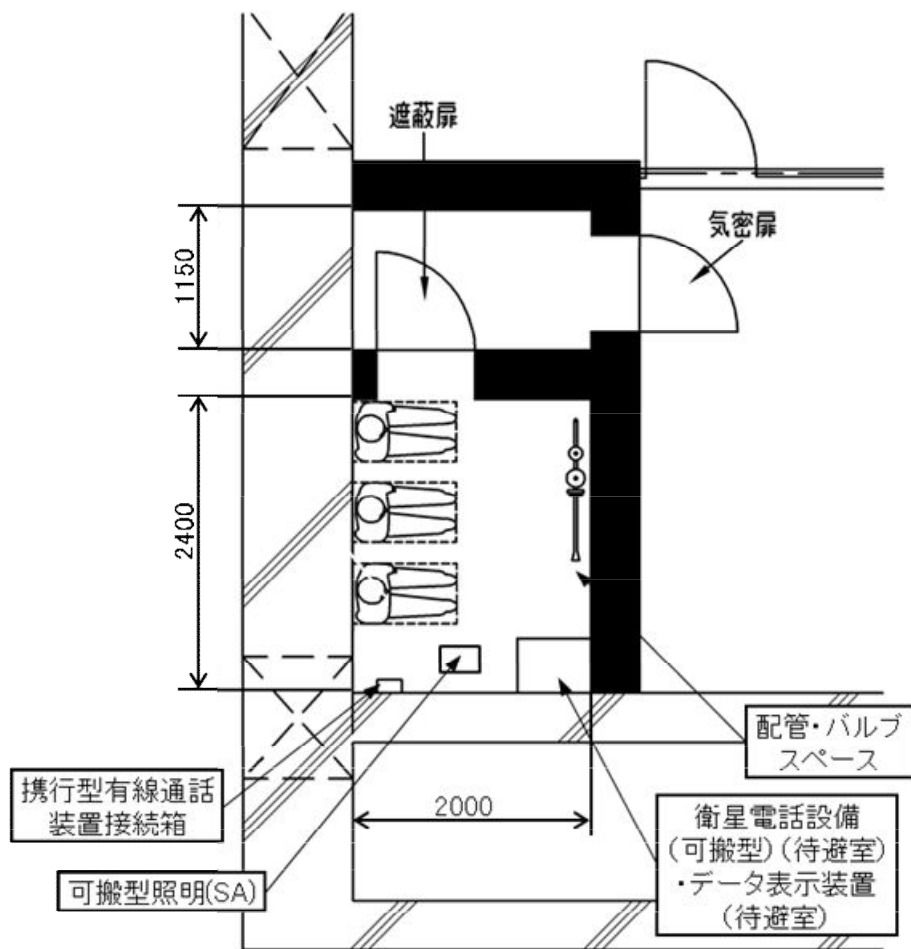
中央制御室待避室の必要寸法として 2,000mm×1,200mm を設定するが，中央制御室待避室の居住性を向上させるため，以下を実施する。

- 外部との通信手段の確保（衛星電話設備／携行型有線通話装置）
- 十分な照度の確保（可搬型照明（S A））
- 天井高を高く設定することで，室内空間を広くする
- 鉛ガラスの窓の設置

これに加えて，更なる居住性向上のため，中央制御室待避室の床面積を必要寸法における床面積の 2 倍に拡大する。

(4) 中央制御室待避室のレイアウト

これまでの検討結果を反映した中央制御室待避室のレイアウト図を第 3.6-1 図に示す。中央制御室待避室は，必要十分なスペースを確保する設計とする。



第 3.6－1 図 中央制御室待避室レイアウト図

: S A 範囲

3.7 ブローアウトパネルに係る設計方針

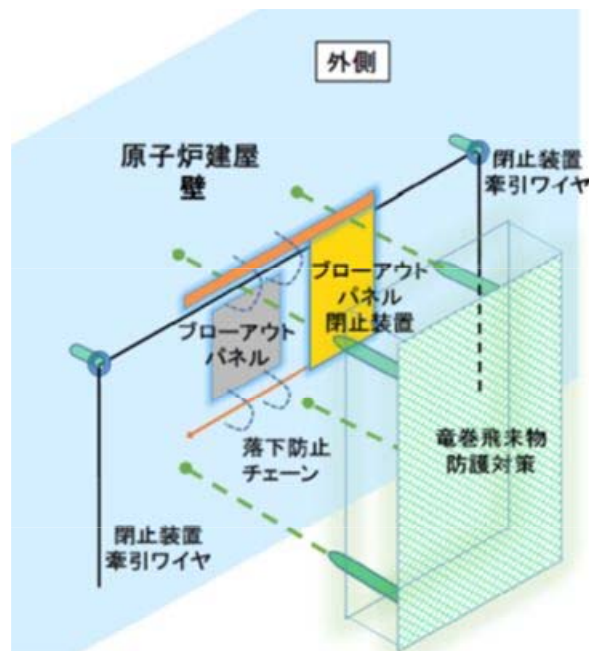
(1) ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放状態で炉心損傷した場合，各開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し，原子炉建屋の気密性が確保できる設計とする。気密性の高い J I S 等級（A 4 等級）の建具を用いることで，閉止時には原子炉建屋の負圧を確保する。また，遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより，万一，電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお，閉止機能は，以下のとおりである。詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

- ・遠隔閉止：電動扉方式（S A 電源負荷）
- ・手動閉止：スライド扉にワイヤを取付け，これをウィンチで牽引することで閉止

ブローアウトパネル閉止装置の概要図を第3.7－1図に示す。

※1 A 4 等級：J I S A 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの



第3.7－1図 ブローアウトパネル閉止装置 概要図

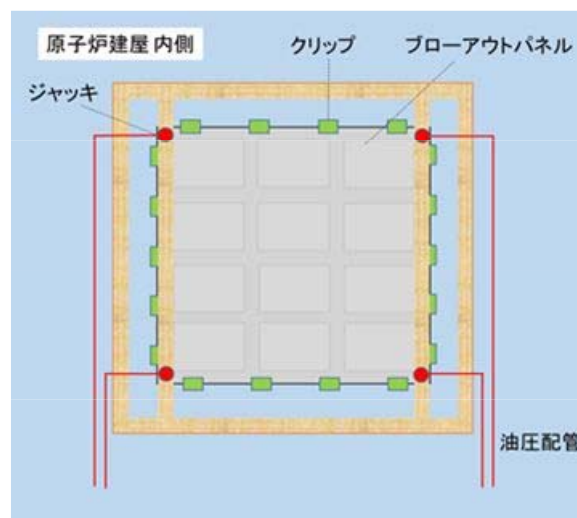
(2) 竜巻飛来物防護対策

ブローアウトパネル閉止装置の開閉機能及び原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能に干渉しないように，防護ネット（40mmメッシュ）を設置する。防護ネットは，原子炉建屋外側ブローアウトパネル正面のみならず，上下左右にも設置し，極力，原子炉建屋外壁との間隙を防護する設計とする。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

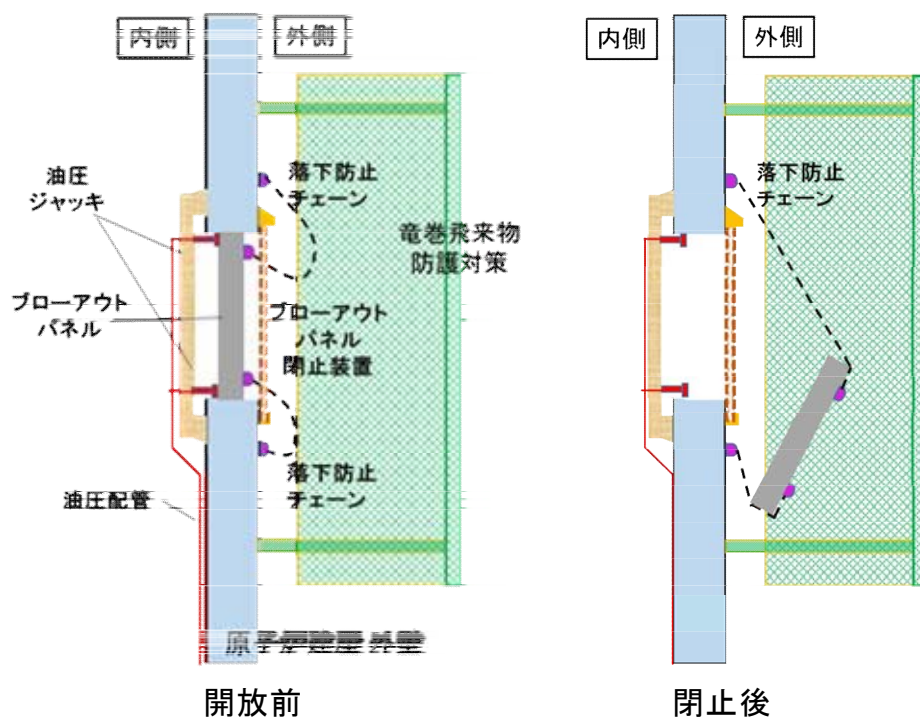
(3) ブローアウトパネル強制開放装置

原子炉建屋内側から，油圧ジャッキにより原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する装置を設置する。油圧配管は，屋内に敷設し，屋外に設置する油圧発生装置と接続する。また，開放機構を原子炉建屋内に設置し，ブローアウトパネル閉止装置及び竜巻飛来物防護対策の防護ネットとの干渉を回避する設計とする。なお，作動液も含め，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

油圧ジャッキ設置イメージを第3.7-2図に，ブローアウトパネル開閉前後イメージを第3.7-3図に示す。



第3.7-2図 油圧ジャッキ設置イメージ

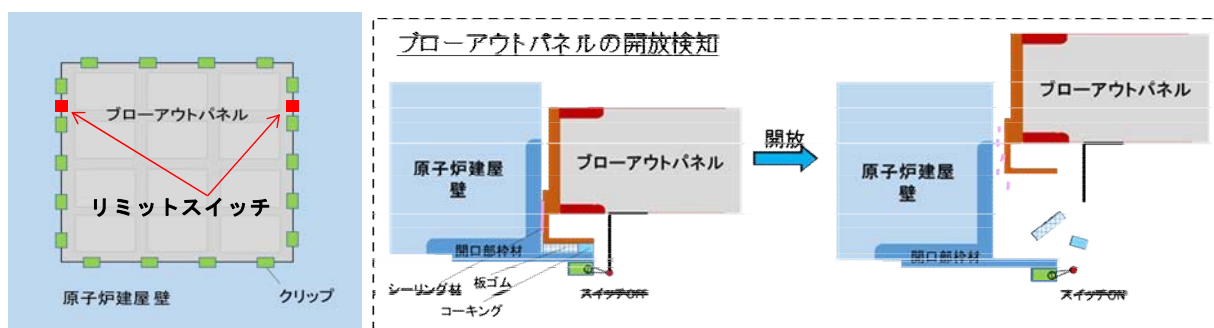


第3.7-3図 ブローアウトパネル開閉前後イメージ

(4) ブローアウトパネル開閉状態表示

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの各パネルにはリミットスイッチを設置し、開放したパネルを中央制御室にて特定できる設計とする。なお、詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

ブローアウトパネル開閉状態表示の概要図を第3.7-4図に示す。



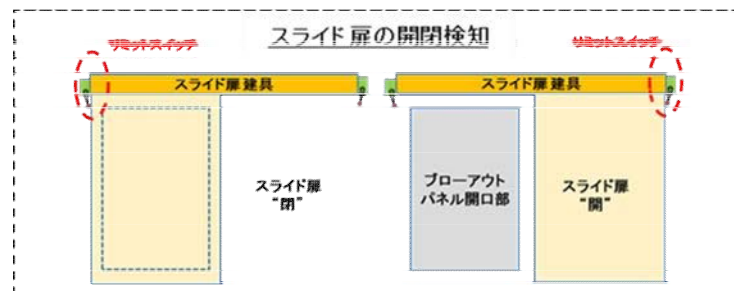
正面図

第3.7-4図 ブローアウトパネル開閉状態表示 概要図

(5) ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

ブローアウトパネル閉止装置についてもリミットスイッチを設置し，スライド扉の開閉状態を中央制御室にて特定できる設計とする。なお，詳細は，今後の設計により決定する。

ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を第3.7－5図に示す。



第3.7－5図 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 概要図

【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について

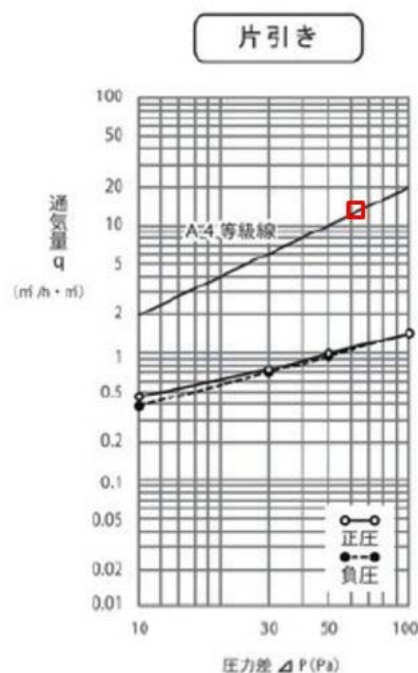
ブローアウトパネル閉止装置には、J I S A 1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線 A 4 等級に合致する扉を設置することにより、原子炉建屋の気密性を確保する。なお、以下に示すように、A 4 等級の扉の許容漏えい量と原子炉建屋ガス処理系の排気容量から、原子炉建屋気密性が確保できることを以下に確認した。なお、詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

- ◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa [gage] において、A 4 等級ドア 1m^2 当たりの通気量は、 $12.6\text{m}^3/\text{h}$
- ◆ブローアウトパネル 12 枚の開口面積合計は、 186.51m^2
- ◆ブローアウトパネル 12 枚が全て開放し、当該パネル全てを再閉止した後の 1h 当たりの通気量は、 $2,350.02\text{m}^3/\text{h}$
- ◆S G T S の排風機の容量は、 $3,570\text{m}^3/\text{h}$ であり、上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能）

A 4 等級扉イメージを第3.7-6図に、気密等級線図（A 4 等級）を第3.7-7図に示す。



第3.7-6図 A 4 等級扉イメージ



第3.7-7図 気密等級線図(A 4 等級)

東海第二発電所

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

目 次

中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について.....	
.....	26 条-別添 2-1
1. 大気中への放出量の評価.....	26 条-別添 2-1
2. 大気拡散の評価.....	26 条-別添 2-1
3. 原子炉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
4. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価.....	26 条-別添 2-2
4.1 中央制御室内での被ばく.....	26 条-別添 2-2
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）	26 条-別添 2-2
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）	26 条-別添 2-2
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）	26 条-別添 2-4
4.2 入退域時の被ばく.....	26 条-別添 2-6
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）	26 条-別添 2-6
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）	26 条-別添 2-6
5. 評価結果のまとめ.....	26 条-別添 2-6
添付資料 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	
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
2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について.....	26 条-別添 2-添 2-1
3 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 3-1
4 空気流入率試験結果について.....	26 条-別添 2-添 4-1
5 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について	26 条-別添 2-添 5-1
6 コンクリート密度の根拠について.....	26 条-別添 2-添 6-1
7 内規 ^{※1} との整合について.....	26 条-別添 2-添 7-1

※1 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

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の居住性に係る被ばく評価に当たっては、「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。)に基づき行った。

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主蒸気管破断を対象とした。

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。

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結果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、2005 年 4 月～2006 年 3 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当たっては、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

3. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋原子炉棟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、形状等を考慮して評価した。直接ガンマ線については QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線については ANISN コード及び G33-GP2R コー

ドを用いて評価した。

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)を第4-1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。

運転員の勤務体系は5直2交替とし、30日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く、入退域回数が多い者を対象として、30日間の積算線量を中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

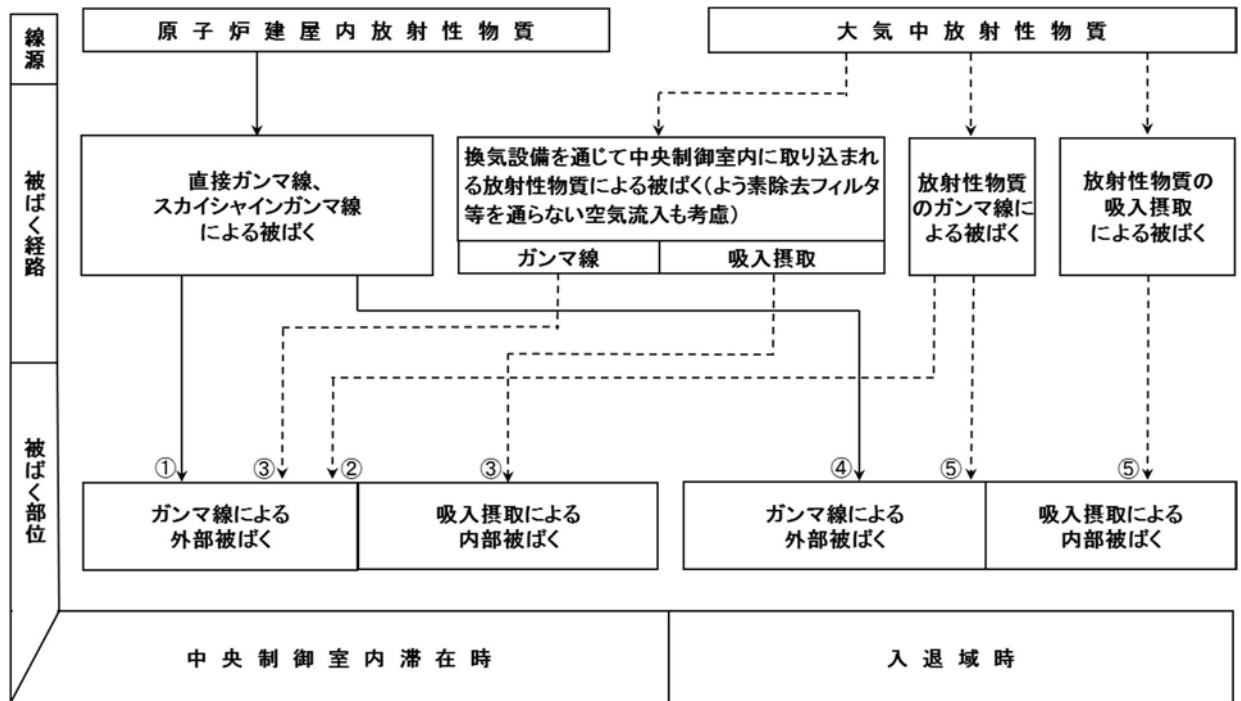
4.1 中央制御室内での被ばく

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)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟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3.の方法で実効線量を評価した。

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)

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等(以下「希ガス等」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。



第 4-1 図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

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)

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等から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当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気系の効果を考慮した。

(1) 中央制御室換気運転モード

中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第4-2図に示すとおりである。

1) 通常時運転時

通常時は、中央制御室空気調和機ファン及び中央制御室排気用ファンにより、一部外気を取り入れる閉回路循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

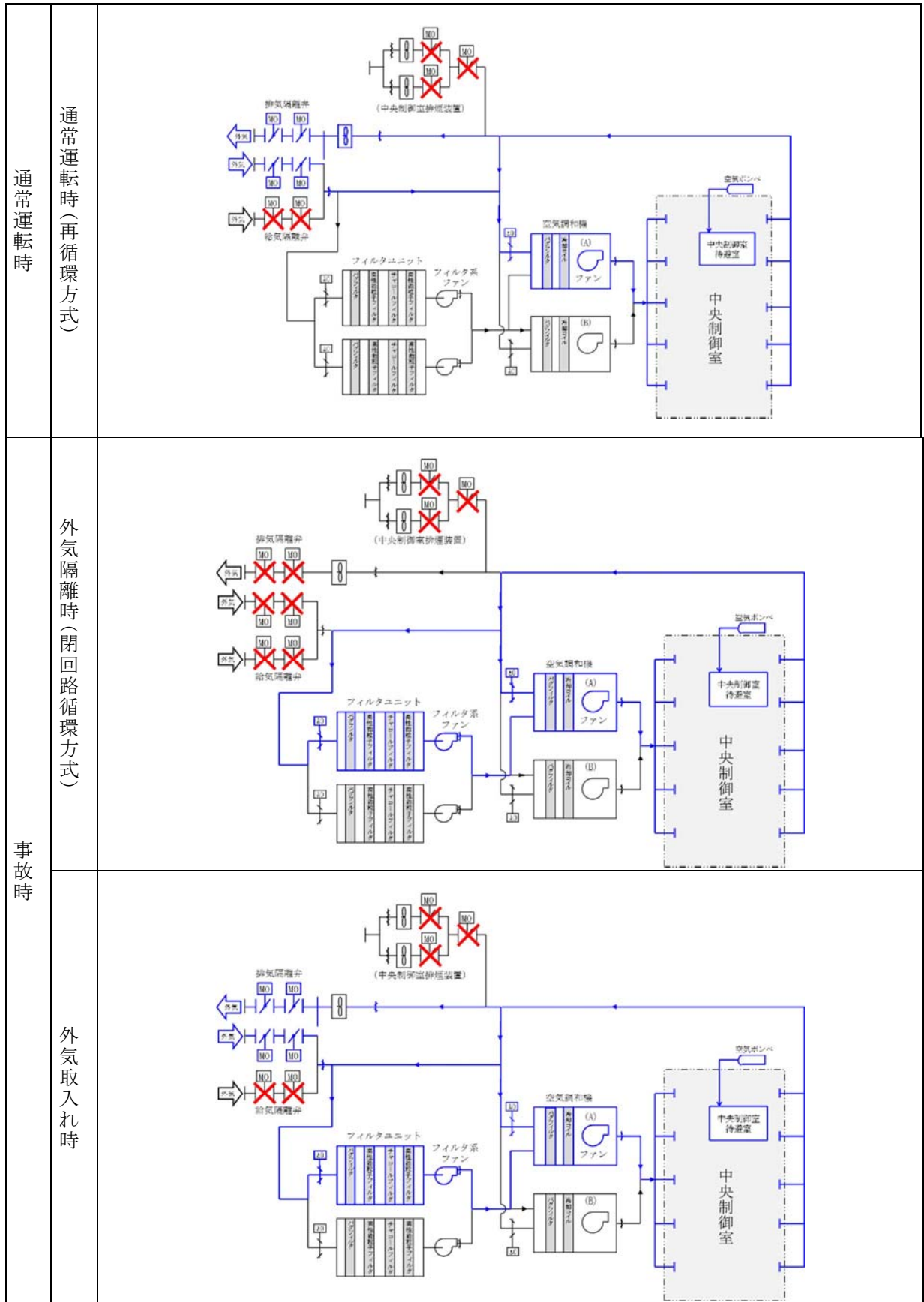
2) 事故時

事故時は、外気取入口を遮断して、中央制御室フィルタ系ファンによりフィルタユニット(高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ)を通した閉回路循環運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する。

なお、外気の遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。

(2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのフィルタユニットを通らない空気の流入量は、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1.0回/hと仮定して評価した。



第4-2図 中央制御室換気系概略図

4.2 入退域時の被ばく

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)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟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、「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)」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、建屋出入口を代表点とし、入退域ごとに評価点に15分滞在するとして評価した。

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)

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「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被ばく(経路②)」と同様な手法で、吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に期待しないこと以外は「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)」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として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は、上記4.2.1の仮定と同じとした。

5. 評価結果のまとめ

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結果を第5-1表に、内訳を第5-2表に示す。評価結果は、原子炉冷却材喪失において実効線

量で約 2.9mSv, 主蒸気管破断において実効線量で約 1.7mSv であり, 法令における緊急時作業に係る線量限度 100mSv を下回っている。

なお, この評価に係る被ばく経路イメージを第 5-3 表に, 被ばく評価の主要条件を第 5-4 表及び第 5-5 表に示す。

第 5-1 表 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価結果

(単位 : mSv)

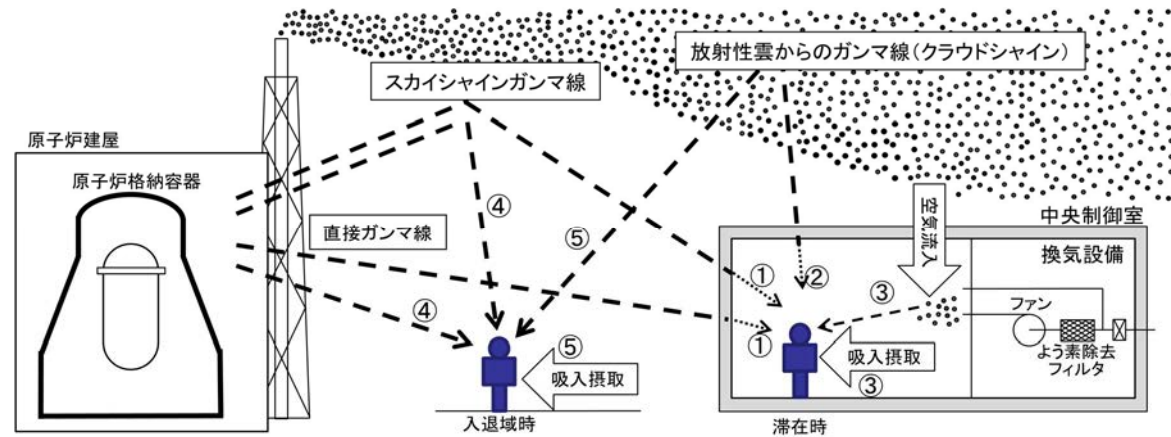
被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.6×10^0	約 4.3×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 1.5×10^0
	小計(①+②+③)	約 1.8×10^0	約 1.5×10^0
入 退 域 時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.0×10^0	約 1.6×10^{-1}
	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	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計(④+⑤)	約 1.1×10^0	約 2.6×10^{-1}
合計(①+②+③+④+⑤)		約 2.9×10^0	約 1.7×10^0

第 5-2 表 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価結果の内訳

		実効線量 (mSv)					
		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		外部被ばく	内部被ばく	実効線量の 合計値	外部被ばく	内部被ばく	実効線量の 合計値
室内作業時	①原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.6×10^0	—	約 1.6×10^0	約 4.3×10^{-3}	—	約 4.3×10^{-3}
	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 3.4×10^{-2}	—	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	—	約 1.3×10^{-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 1.1×10^{-2}	約 1.9×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 3.9×10^{-2}	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0
	小計(①+②+③)	約 1.6×10^0	約 1.9×10^{-1}	約 1.8×10^0	約 5.7×10^{-2}	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0
入退域時	④原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^0	—	約 1.0×10^0	約 1.6×10^{-1}	—	約 1.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.5×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	約 3.8×10^{-3}	約 9.0×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計(④+⑤)	約 1.0×10^0	約 2.0×10^{-2}	約 1.1×10^0	約 1.7×10^{-1}	約 9.0×10^{-2}	約 2.6×10^{-1}
合計(①+②+③+④+⑤)		約 2.7×10^0	約 2.1×10^{-1}	約 2.9×10^0	約 2.2×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 1.7×10^0

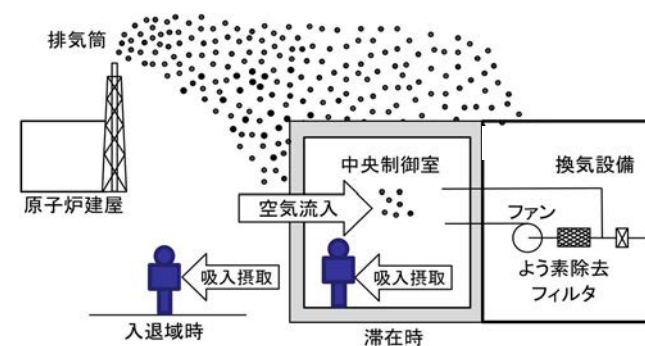
第 5-3 表 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく経路イメージ

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



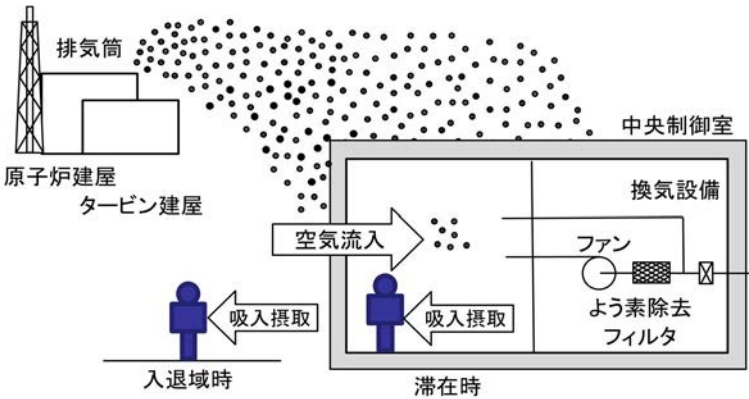
第 5-4 表 中央制御室の居住性(設計基準事故：原子炉冷却材喪失)に係る被ばく評価の主要条件

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	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器への無機よう素の沈着割合	50%
	格納容器スプレィ等による無機よう素に対する除去効果	分配係数(気相濃度と液相濃度の比)：100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のよう素除去効果	再循環：80% 外部放出：90%
	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
大気拡散	実効放出継続時間	希ガス：24 時間 よう素：24 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	1 方位
運転員の被ばく評価	中央制御室換気設備	起動時間遅れ：15min 閉回路循環運転(27h), 外気取入運転(3h)の交互運転
	中央制御室非常時際循環処理装置よう素除去効率	90%
	中央制御室への空気流入率	1.0 回/h
	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間, 入退域回数を設定
	直接線, スカイシャイン線評価コード	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



第 5-5 表 中央制御室の居住性(設計基準事故：主蒸気管破断)に係る被ばく評価の主要条件

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	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ としその組成を拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の $1/50$ とする
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 は $4.44 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める 希ガスについてはよう素の 2 倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の約 1% が破断口から放出される
	追加される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止後の破断口からの放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/d
大気拡散	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
	実効放出継続時間	希ガス：1 時間 よう素：20 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間、入退域回数を設定
	直接線，スカイシャイン線評価コード	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



添付資料 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

1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価の評価条件について、以下の第 1-1 表～第 1-12 表に示す。

第 1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】

第 1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】

第 1-3 表 大気中への放出放射能量評価結果（30 日積算）

第 1-4 表 大気拡散条件

第 1-5 表 相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】

第 1-6 表 相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】

第 1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件
【原子炉冷却材喪失】

第 1-8 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件
【主蒸気管破断】

第 1-9 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子
炉建屋内の積算線源強度（30 日積算）

第 1-10 表 中央制御室換気設備条件

第 1-11 表 運転員交替考慮条件

第 1-12 表 線量換算係数及び呼吸率の条件

第 1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% （熱出力 3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を 考慮した値を設定	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	5 サイクル運転を考慮し た最大運転期間を設定	同上
サイクル数（バ ッチ数）	5	運転サイクルを想定	同上
原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。
よう素の形態	無機（元素状）よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器 等への無機（元 素状）よう素の 沈着効果	50%が沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。

第 1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
サプレッション プール水に無機 よう素が溶解す る割合	分配係数：100	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう 素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有 機よう素及び希ガスは，この効果を見捨てる。
原子炉格納容器 からの漏えい率	0.5%/day	格納容器内の圧力に対 応した漏えい率に余裕 を見込んで設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは，原 子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容 器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込ん だ値とする。
非常用ガス処理 系等の起動時間	事故後瞬時に起動	L O C A 信号により瞬 時起動を想定しており， 通常運転中も原子炉建 屋原子炉棟は負圧を維 持しているため事故後 瞬時に起動すると設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィ ルタを含む）は，起動するまでの十分な時間的余 裕を見込む。
非常用ガス処理 系等の容量	非常用ガス再循環系： 4.8 回/day 非常用ガス処理系： 1 回/day	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は，設計で定 められた値とする。

第 1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(3/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス再循環系等のフィルタ除去効率	非常用ガス再循環系（再循環）：80% 非常用ガス処理系（外部放出）：90%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS 再循環系からの漏えい率	ECCS により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量の評価は省略する。	ECCS からの漏えいによる放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分に小さく、有意な寄与はないため	4.1.1(2)h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
放出経路	排気筒放出	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。
事故の評価期間	30 日間	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第 1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(1/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	主蒸気管破断 （仮想事故相当）	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% （熱出力 3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を考慮した値を設定	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	5 サイクル運転を考慮した最大運転期間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	5	運転サイクルを想定	同上
冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度	冷却材中の濃度（I-131）： $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。

第 1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(2/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
燃料棒からの追加放出量	燃料棒からの追加放出量（I-131）： 4.44×10^{14} Bq その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を, I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし, その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの追加放出割合	原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の約 1%が破断口から放出される。	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は, 主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の約 1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される。	同上	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。

第 1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(3/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
よう素及び希ガスの気相部への移行割合	燃料棒から放出されたよう素 有機よう素：10% 無機よう素：90% 有機よう素は原子炉圧力容器内で分解により 1/10 程度に減少するので、気相部へは 1%の有機よう素が瞬時に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲン等が気相部にキャリーオーバーする割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。	同上	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。有機よう素のうち 10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
主蒸気隔離弁閉止前及び閉止後の大気中への放出想定	主蒸気隔離弁閉止前：放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。 主蒸気隔離弁閉止後：放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。	同上	4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。

第 1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(4/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
主蒸気管からの漏えい率	120%/day (主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないものとして、設計値に余裕を見込んだ値とし、漏えい率は一定とする。)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
事故の評価期間	30 日間	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第 1-3 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（30 日積算）

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

第 1-4 表 大気拡散条件 (1/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料 (2005 年 4 月～2006 年 3 月)	<p>【原子炉冷却材喪失】 建屋影響を受けない大気拡散評価を行うため排気筒風（標高約 148m（地上高約 140m））の気象データを使用</p> <p>【主蒸気管破断】 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（標高約 18m(地上高約 10m)）の気象データを使用。</p> <p>被ばく評価手法（内規）に示されたとおり発電所において観測された 1 年間の気象資料を使用（補足説明資料 1-2 参照）</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>【主蒸気管破断】 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。</p> <p>5.1.1(2) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p>

第 1-4 表 大気拡散条件 (2/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス : 24 時間 よう素 : 24 時間 【主蒸気管破断】 希ガス等 : 1 時間 よう素 : 20 時間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。 ただし, 24 時間を超えた場合は保守的に 24 時間とする。	解説 5.13 (3) 実効放出継続時間 (T) は, 想定事故の種類によって放出率に変化があるので, 放出モードを考慮して適切に定めなければならないが, 事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
放出源及び放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 排気筒 : 95m (有効高さ) 【主蒸気管破断】 地上 : 0m	【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定した風洞実験結果から保守的に最小の有効高さを設定。 【主蒸気管破断】 地上放出と想定して設定。	【原子炉冷却材喪失】 4.1.1 (2) i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は, 原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後, 排気筒を経由して環境に放出されたとする。 【主蒸気管破断】 4.1.2 (7) g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は, 完全蒸発し, 同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は大気中に地上放散する。

第 1-4 表 大気拡散条件 (3/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
累積出現頻度	小さい方から 97%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる相対濃度とする。
建屋の影響	<p>【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 考慮する。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 地上放出を想定し、建屋の影響を受ける大気拡散評価を行うため、放出点から近距離の建屋（原子炉建屋）による巻き込みを考慮する。</p>	5.1.2(1) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

第 1-4 表 大気拡散条件 (4/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
巻き込みを生じる代表建屋	【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。 【主蒸気管破断】 原子炉建屋	【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。 【主蒸気管破断】 放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法（内規）に示された選定例に基づき選定	5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。 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(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋

第 1-4 表 大気拡散条件 (5/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
放射性物質 濃度の評価 点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 建屋入口	【中央制御室内】 被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定 【入退域時】 被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定	【中央制御室内】 5.1.2(3)b)1) 中央制御室内には，中央制御室が属する建屋（以下，「当該建屋」）の表面から，事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して，また事故時に外気の入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。 5.1.2(3)b)3) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15 分間滞在するとする。

第 1-4 表 大気拡散条件 (6/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
着目方位	【原子炉冷却材喪失】 中央制御室内：1 方位 入退域時：1 方位 【主蒸気管破断】 中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位	被ばく評価手法（内規）に示された評価方法に基づき設定	5.1.2(3) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	$3.0 \times 10^3 \text{ m}^2$	原子炉建屋の投影断面積	5.1.2(3) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。

第 1-5 表 相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】

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

第 1-6 表 相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】

評価対象	評価点	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	約 8.3×10^{-4} (希ガス) 約 4.9×10^{-4} (よう素)	約 2.9×10^{-18}
入退域時	建屋入口	約 8.2×10^{-4} (希ガス) 約 4.9×10^{-4} (よう素)	約 2.9×10^{-18}

第 1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線 源 条 件	原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に示 されたとおり設定	6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容 器内に放出される放射性物質の量の炉心内 蓄積量に対する割合は、希ガス 100%，よう 素 50%とする。
	原子炉建屋内線 源強度分布	格納容器から原子炉 建屋原子炉棟内に漏 えいした核分裂生成 物が均一に分布	同上	6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容 器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容 器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格 納施設）に放出される。この二次格納施設内 の放射性物質をスカイシャインガンマ線及 び直接ガンマ線の線源とする。 6.1(3)c) 二次格納施設内の放射性物質は自 由空間容積に均一に分布するものとする。
	事故の評価期間	30 日	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間 とする。

第 1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計 算 モ デ ル 条 件	原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮	6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。
	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床、天井、壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。

第 1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計 算 モ デ ル 条 件	許容差	評価で考慮するコン クリート遮蔽は、公称 値からマイナス側許 容差（－5mm）を引い た値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施 設における鉄筋コンクリート 工事、日本建築学会）に基づき 設定	—
	コンクリート密 度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施 設における鉄筋コンクリート 工事、日本建築学会）を基に算 出した値を設定	—
	直接線・スカイ シャイン線評価 コード	直接線評価： Q A D - C G G P 2 R スカイシャイン線評 価： A N I S N G 3 3 - G P 2 R	許認可等で使用実績があるコ ードを使用している	計算コードについて、記載なし。

第 1-8 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(1/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線 源 条 件	タービン建屋に 放出される核分 裂生成物	希ガス及びハロゲン 等	被ばく評価手法（内規）に示 されたとおり設定	6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及び ハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期 の極めて短いもの及びエネルギーの小さいも のは、計算対象としない。 6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン 建屋内への放出量の計算条件は、タービン建 屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ の放出量の計算条件と同じとする。
	タービン建屋内 線源強度分布	主蒸気隔離弁からター ビン建屋内に放出 した核分裂生成物の 全量が均一に分布	同上	6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からター ビン建屋内に放出された放射性物質は、全量 がタービン建屋から漏えいすることなく、ター ビン建屋の自由空間容積に均一に分布す るものとする。このタービン建屋内の放射性 物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガ ンマ線の線源とする。
	事故の評価期間	30 日	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間 とする。

第 1-8 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(2/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計 算 モ デ ル 条 件	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床，天井，壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでもよい。
	許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（－5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定	—
	コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定	—
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： Q A D - C G G P 2 R スカイシャイン線評価： A N I S N G 3 3 - G P 2 R	許認可等で使用実績があるコードを使用している	計算コードについて，記載なし。

第 1-9 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
原子炉建屋内の積算線源強度（30 日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	
		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
0.01	$0.0 < E \leq 0.01$	約 1.2×10^{17}	約 9.0×10^{14}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	約 2.3×10^{15}	約 8.0×10^{13}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	約 7.2×10^{17}	約 3.6×10^{15}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	約 1.0×10^{15}	約 7.7×10^{16}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0	0
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0	0
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0	0
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	約 6.2×10^{21}	約 5.6×10^{18}
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	約 4.6×10^{17}	約 6.3×10^{16}
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	約 4.8×10^{19}	約 1.3×10^{18}
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	約 4.9×10^{20}	約 1.1×10^{18}
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	約 1.5×10^{20}	約 2.0×10^{18}
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	約 7.7×10^{18}	約 4.6×10^{16}
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	約 7.8×10^{18}	約 1.2×10^{16}
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	約 7.0×10^{17}	約 5.4×10^{15}
0.60	$0.512 < E \leq 0.60$	約 6.2×10^{19}	約 3.1×10^{17}
0.70	$0.60 < E \leq 0.70$	約 1.8×10^{20}	約 2.4×10^{17}
0.80	$0.70 < E \leq 0.80$	約 1.1×10^{20}	約 2.5×10^{17}
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	約 4.5×10^{19}	約 9.5×10^{16}
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	約 2.2×10^{19}	約 9.3×10^{16}
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	約 4.8×10^{16}	約 4.8×10^{14}
1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	約 1.5×10^{19}	約 1.8×10^{16}
1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	約 5.5×10^{18}	約 3.0×10^{16}
2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	約 4.5×10^{18}	約 2.8×10^{16}
2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	約 2.6×10^{19}	約 1.2×10^{17}
3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	約 1.1×10^{18}	約 8.9×10^{15}
3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	約 2.9×10^{15}	約 3.7×10^{14}
4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	0	約 8.2×10^{13}
4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	0	約 3.1×10^{12}
5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0	0
5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0	0
6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0	0
6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0	0
7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0	0
7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0	0
8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0	0
10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0	0
12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0	0
14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0	0
20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0	0
30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0	0
50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0	0

第 1-10 表 中央制御室換気設備条件(1/2)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事故時における 外気取り込み	外気間欠取込循環運 転（循環運転と外気 取入を交互に行う。） 閉回路循環運転 ：27 時間 外気取入循環運転 ：3 時間	閉回路循環運転時に保守的 にインリークがないと想定 した場合の室内の二酸化炭 素濃度を考慮し設定	7.3.2 (1) 建屋の表面空気中から，次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれること を想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取 入れること b) 中央制御室内に直接，流入すること
中央制御室換気 設備処理空間容 積	$2.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	設計値	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射 能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中 央制御室内の放射能濃度を求める。
外部 γ 線による 全身に対する線 量評価時の自由 体積	$2.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	同上	7.3.4 (3) ガンマ線による被ばく計算では，中央 制御室と異なる階層部分のエンベロープについ て，階層間の天井等による遮へいがあるので，中 央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室換気 設備フィルタ流 量	通常時： $0 \text{ m}^3/\text{h}$ 事故時： $5, 100 \text{ m}^3/\text{h}$	同上	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射 能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中 央制御室内の放射能濃度を求める。

第 1-10 表 中央制御室換気設備条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（除去効率 97%）に余裕を考慮した値（設計上は 97%以上）	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
事故時運転モードへの切替時間	15 分	手動での隔離に要する時間と運転員が事故を検知し操作を開始するまでの値	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
空気流入率	1 回/h	空気流入率測定試験結果（0.47 回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定（補足説明資料 1-3 参照）	7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

第 1-11 表 運転員交替考慮条件

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室滞在期間	196 時間	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転直を想定し設定	7.1.1(1) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域回数	32 回 (15 分／回)	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転班を想定し設定	7.4.1(1) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし、入退域ごとに評価点に、15 分間滞在するとする。

第 1-12 表 線量換算係数及び呼吸率の条件

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線量換算係数	<p>よう素の吸入摂取に対して,成人実効線量換算係数を使用</p> <p>I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq</p> <p>I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq</p> <p>I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq</p> <p>I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq</p> <p>I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq</p>	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について, 記載なし。
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	成人活動時の呼吸率を設定 (ICRP Publication 71 に基づく)	<p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は, 次のとおり計算する。</p> $H_1 = \int_0^T R H_\infty C_1(t) dt$ <p>R : 呼吸率 (成人活動時)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) 吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)</p> <p>$C_1(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m^3)</p> <p>T : 計算期間 (30 日間)</p>

2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

1. はじめに

新規規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

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

設置変更許可申請における線量評価については、原子炉熱出力向上の検討の一環で準備していた、敷地の気象の代表性が確認された 2005 年度の気象データを用いた風洞実験結果※を用いている。

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

用し、評価を見直すこととした。

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

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

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

3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

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

以上のことから、2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下の(1)(2)について確認する。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- (2) 異常年検定

4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

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

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

(2) 異常年検定

a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 2-1 表のとおりである。

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

第 2-1 表 検定に用いた観測記録

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

※¹ 2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

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

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

c. 検定結果 (①～⑯ 棄却検定表参照)

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

第 2-2 表 検定結果

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

※1：①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

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

5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

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

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

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第 2-3 表のとおり比較した。

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

第2-3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※ (s/m ³) (2005年度) : A	相対濃度※ (s/m ³) (2015年度) : B	比 (B / A)
E N E	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
E	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
E S E	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
S S W	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

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

6. 結 論

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

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。

(2) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ(2001年4月～

2013 年 3 月) 及び最新気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) で異常年検定を行った結果, 棄却数は少なく, 有意な増加はない。また, 気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても, 2005 年度の気象データは棄却数は少なく, 異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については, 最新気象データと比べて保守的, あるいは, ほぼ同等となっており, 線量評価結果への影響を与えない。

以上より, 2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

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

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

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

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

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

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

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

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

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

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

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

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

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

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

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

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

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

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

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

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

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

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

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

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

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

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

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

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

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

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

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

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

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

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（％）

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

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

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（％）

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

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

⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

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

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

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

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

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

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

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

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

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

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

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

(参考)

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1. 気象現象の年変動

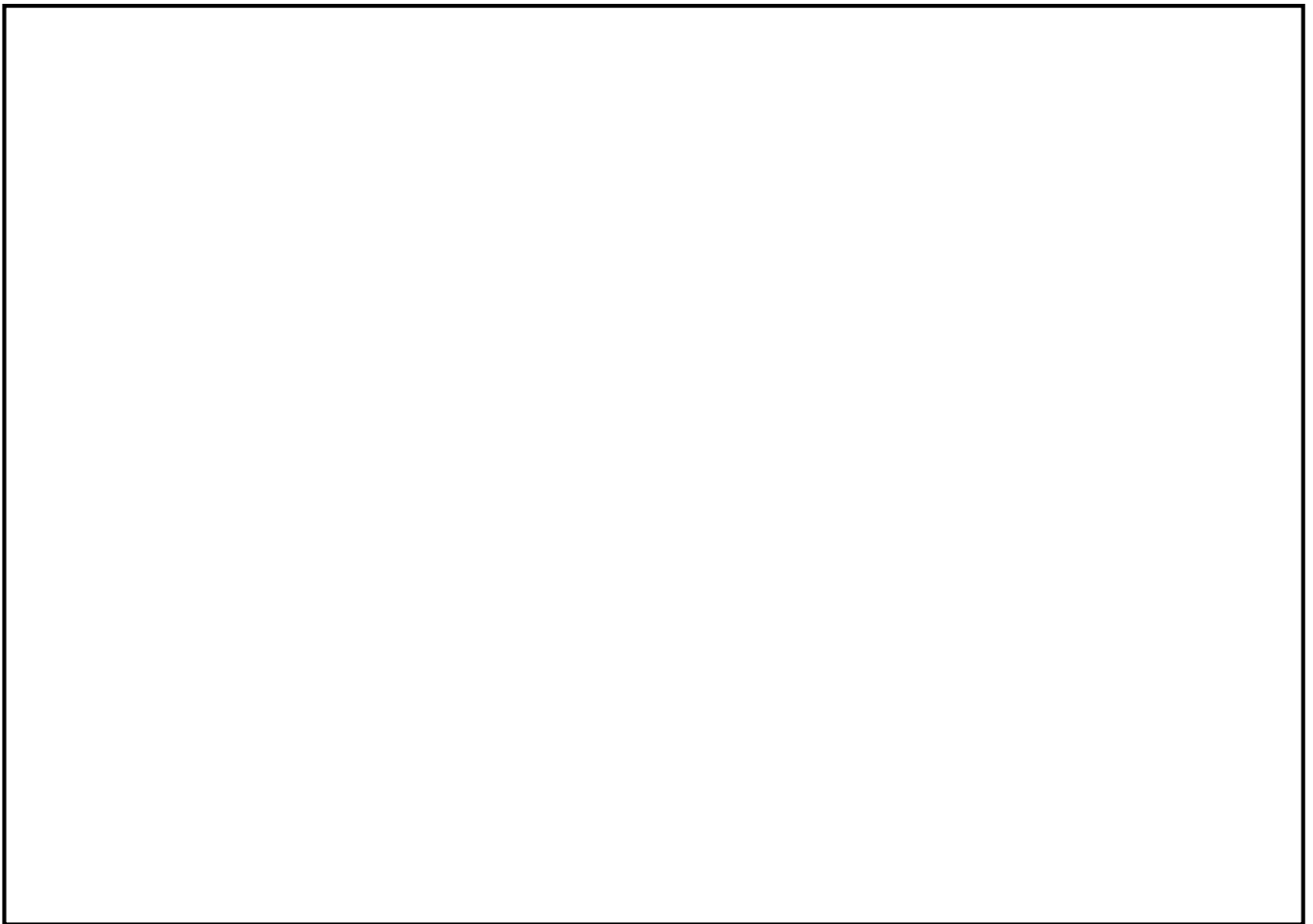
気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

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

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

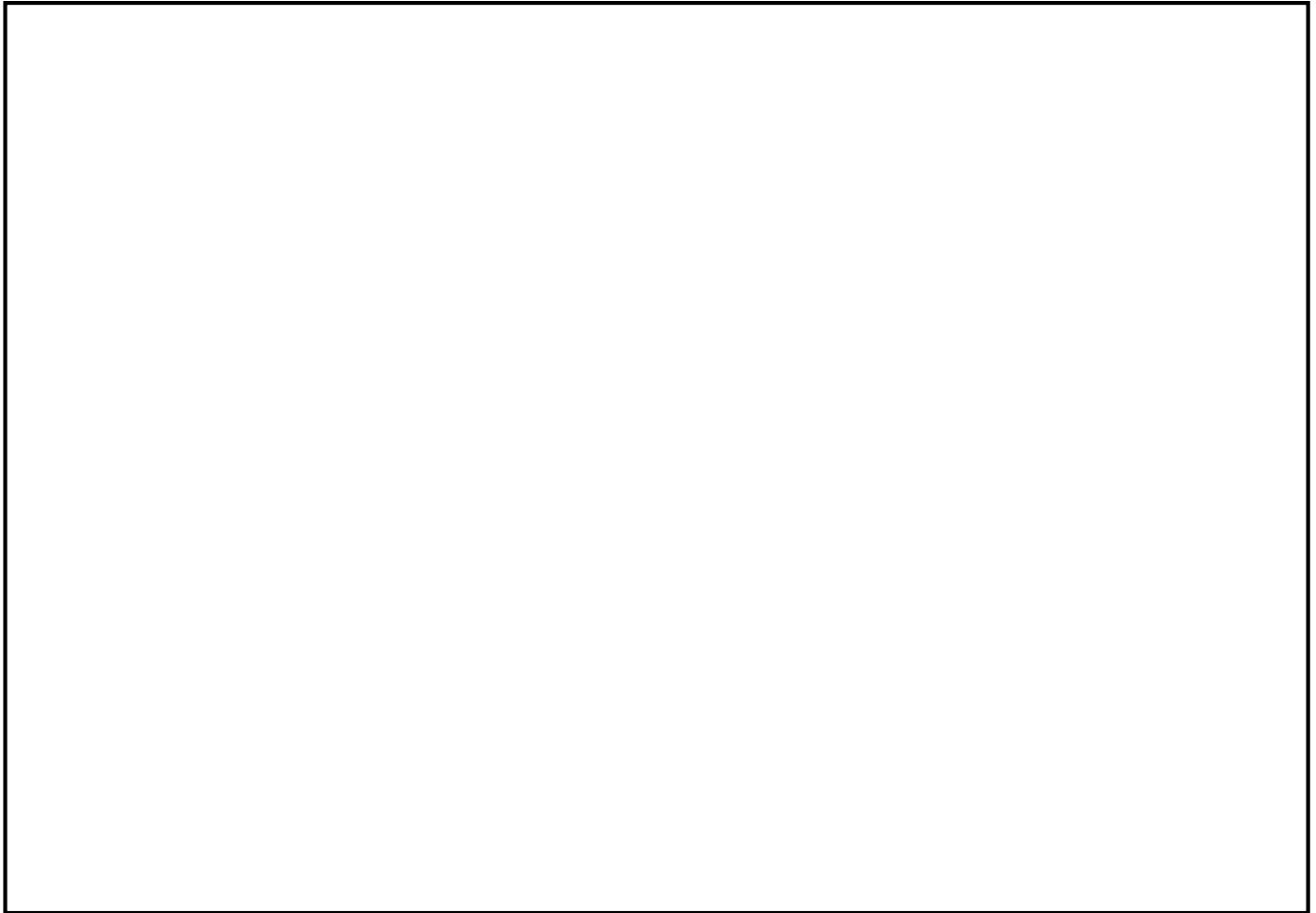
3 線量評価に用いる大気拡散の評価について

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順番に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、建屋放出時の着目方位は、第 3-1 図から第 3-2 図に示す通り、建屋による広がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。



第 3-1 図 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：中央制御室中心)



第 3-2 図 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：建屋入口)

4 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、東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.47 回/h（ ± 0.012 （95%信頼限界値））である。試験結果の詳細は次ページ以降に示す。

第4-1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

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

5 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について

運転員の交代を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり、平常時の直交替である 5 直 2 交代を考慮した。直交替サイクルを第 5-1 表に、評価期間 30 日間の直交替スケジュールを第 5-2 表に示す。

第 5-1 表 運転員の勤務形態

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

第 5-2 表 直交替スケジュール

日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
1 直 8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D
2 直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E
指定休	/	D	/	A	/	B	/	C	/	D	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B	/	C	/	E	/	A	/	B
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A 班の

中央制御室滞在時間：196 時間（1 直 8 回＋2 直 8 回）

入退域滞在時間：8 時間（入退域 32 回，1 回当たり 15 分）

が最大となる。

6 コンクリート密度の根拠について

1. はじめに

日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下，JASS 5N）」に基づき，コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

2. 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式（解 3. 6）を用いて，以下の手順で推定した。

- ① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め，調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換
- ② JASS 5N の予測式（解 3. 6）により，含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量 ρ_p を算出
- ③ コンクリートのばらつきを考慮して， ρ_p から $3\sigma_d$ を差し引く。（解説図 3. 10）

標準偏差 σ_d は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から 0.024t/m^3 （最大値）を採用

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \quad (\text{解 3. 6 より})$$

ρ_p : 乾燥単位容積質量 (kg/m^3)

G_0 : 調合計画における粗骨材量（絶乾）(kg/m^3) ※別紙参照

S_0 : 調合計画における細骨材量（絶乾）(kg/m^3) ※別紙参照

C_0 : 調合計画におけるセメント量 (kg/m^3) ※別紙参照

w : コンクリート中の含水量 (kg/m^3) ※安全側に 0 とする。

3. 推定乾燥単位容積質量について（別紙参照）

推定乾燥単位容積質量の最小値は $2.016\text{g}/\text{cm}^3$ となり，遮蔽計算に使用する
コンクリート密度はこれを包絡する $2.00\text{ g}/\text{cm}^3$ とする。

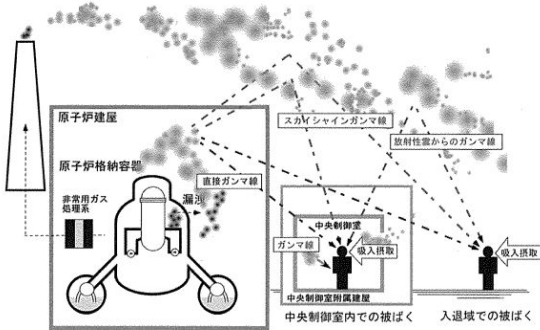
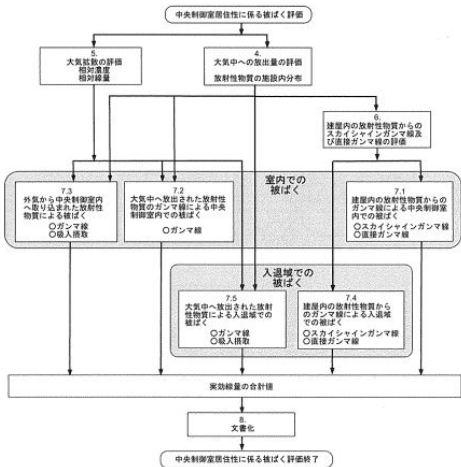
コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

σ d=										
No.	打設場所	重量調合[kg/m3]					砂 (絶乾)	砂利 (絶乾)	(J A S S 5 Nより)	
		水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材			ρ p	ρ p-3 σ d
1	一次遮蔽壁								2.209	2.137
2									2.218	2.146
3									2.217	2.145
4									2.201	2.129
5									2.207	2.135
6									2.229	2.157
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋								2.155	2.083
8									2.164	2.092
9									2.156	2.084
10									2.165	2.093
11									2.162	2.090
12									2.173	2.101
13									2.165	2.093
14									2.177	2.105
15									2.155	2.083
16									2.162	2.090
17									2.159	2.087
18									2.203	2.131
19									2.197	2.125
20									2.192	2.120
21									2.202	2.130
22									2.183	2.111
23									2.155	2.083
24									2.164	2.092
25									2.164	2.092
26									2.175	2.103
27									2.149	2.077
28									2.156	2.084
29									2.162	2.090
30									2.165	2.093
31									2.154	2.082
32									2.143	2.071
33									2.168	2.096
34									2.168	2.096
35									2.172	2.100
36									2.154	2.082
37									2.168	2.096
38									2.133	2.061
39									2.137	2.065
40									2.152	2.080
41									2.118	2.046
42									2.137	2.065
43									2.117	2.045
44									2.132	2.060
45									2.157	2.085
46									2.117	2.045
47									2.148	2.076
48									2.126	2.054
49									2.155	2.083
50									2.112	2.040
51									2.088	2.016
52									2.189	2.117
53									2.175	2.103
54									2.181	2.109
55									2.157	2.085
56									2.161	2.089
57									2.163	2.091
58									2.137	2.065
59									2.155	2.083
60									2.141	2.069
61									2.166	2.094
62									2.205	2.133
63									2.170	2.098
64									2.251	2.179
65									2.172	2.100
66									2.169	2.097
67									2.189	2.117
68									2.178	2.106
69									2.195	2.123
70									2.182	2.110
71									2.164	2.092
72									2.174	2.102
73									2.176	2.104
74									2.183	2.111
ρ p=G0+S0+1.2C0										
最小値									2.016	

7 内規との適合性について

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順、判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造、特性及び安全上の諸対策から、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として、原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において、次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 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 <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 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>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 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 	<p>3.1 (1)→内規のとおり。</p> <p>3.1(1)a)東海第二発電所はBWR型原子炉施設であり、原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2→内規のとおり。</p> <p>3.2(1)a)1)建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2)大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室で外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p> <p>3.2(1)a)3)事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)4)建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 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 - 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>(2) 評価の手順 評価の手順を図3. 2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4. 大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5. 大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7. 1建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7. 2大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7. 3室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」） <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 前項c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7. 4建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7. 5大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」） <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3. 2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3. 2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3. 2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3. 2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から施設内の線源強度を評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 1) 前項 c)の結果を用いて、施設内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャイン線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3. 2(2)e) 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)e) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3. 2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3. 2(2)g) 評価手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及び e)は並列に進めている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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^(※1)【解説3.2】。</p>  <p>(a) RW/R型原子炉施設</p> <p>図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路</p>  <p>図3.2 評価の手順</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計値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。</p> <p>→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。</p> <p>→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されたとする。</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%、よう素50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されたとする。</p>	<p>4.1→内規のとおり</p> <p>4.1.1→内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されたと評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッション・プール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率一定として評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。原子炉建屋ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッション・プール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で処理された後、主排気筒を経由して環境に放出されたと評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="515 292 748 684"> <pre> graph TD A[希ガス炉心内蓄積量] --> B["燃料から原子炉格納容器内への放出 放出割合：100%"] B --> C[原子炉格納容器内気相中の希ガス] C --> D["〔 原子炉格納容器からの漏えい 〕"] D --> E[原子炉建屋原子炉区域内の希ガス] E --> F["〔 非常用ガス処理系 〕"] F --> G[希ガス放出] G --> H[排気筒を経由して環境に放出] </pre> <p>図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="450 786 873 1279"> <pre> graph TD A[よう素炉心内蓄積量] --> B["燃料棒から原子炉格納容器への放出 放出割合：50%"] B --> C[有機よう素] B --> D[無機よう素] C --> E[原子炉格納容器内気相中のよう素] D --> F["〔 原子炉格納容器内での付着等による低減：50% 格納容器スプレイ水等による低減：分配係数100 〕"] F --> E E --> G["〔 原子炉格納容器からの漏えい 〕"] G --> H[原子炉建屋原子炉区域内のよう素] H --> I["〔 非常用ガス処理系 フィルタによる除去 〕"] I --> J[よう素放出] J --> K[排気筒を経由して環境に放出] </pre> <p>図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路(BWR 型原子炉施設)</p> </div>	<div data-bbox="1169 730 1648 758">→図4. 1の放出経路で希ガスを評価している。</div> <div data-bbox="1169 1157 1973 1212">→非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系による処理として評価している</div>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</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、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象が発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。</p> <p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2→内規のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、24時間で大気圧まで直線的に減少するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。</p> <p>4.1.2(7) b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7) c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している、</p> <p>4.1.2(7) d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出され放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2⑦f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

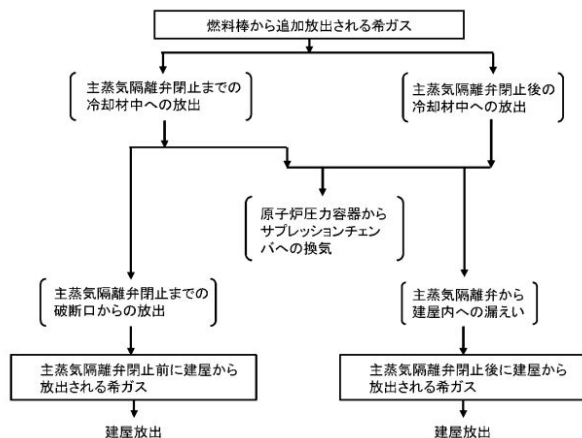


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)

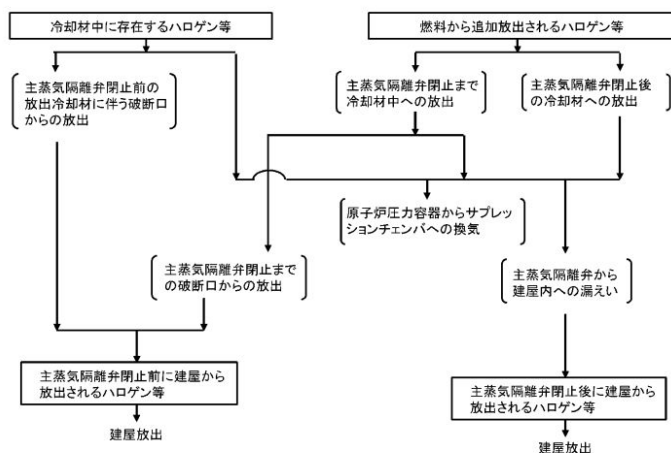


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路(BWR 型原子炉施設)

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

するとして評価している。

4.1.2(7)g)主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。

4.1.2(7)h)主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。

4.1.2(7)i)主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッション・プールに移行するものとして評価している。

図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

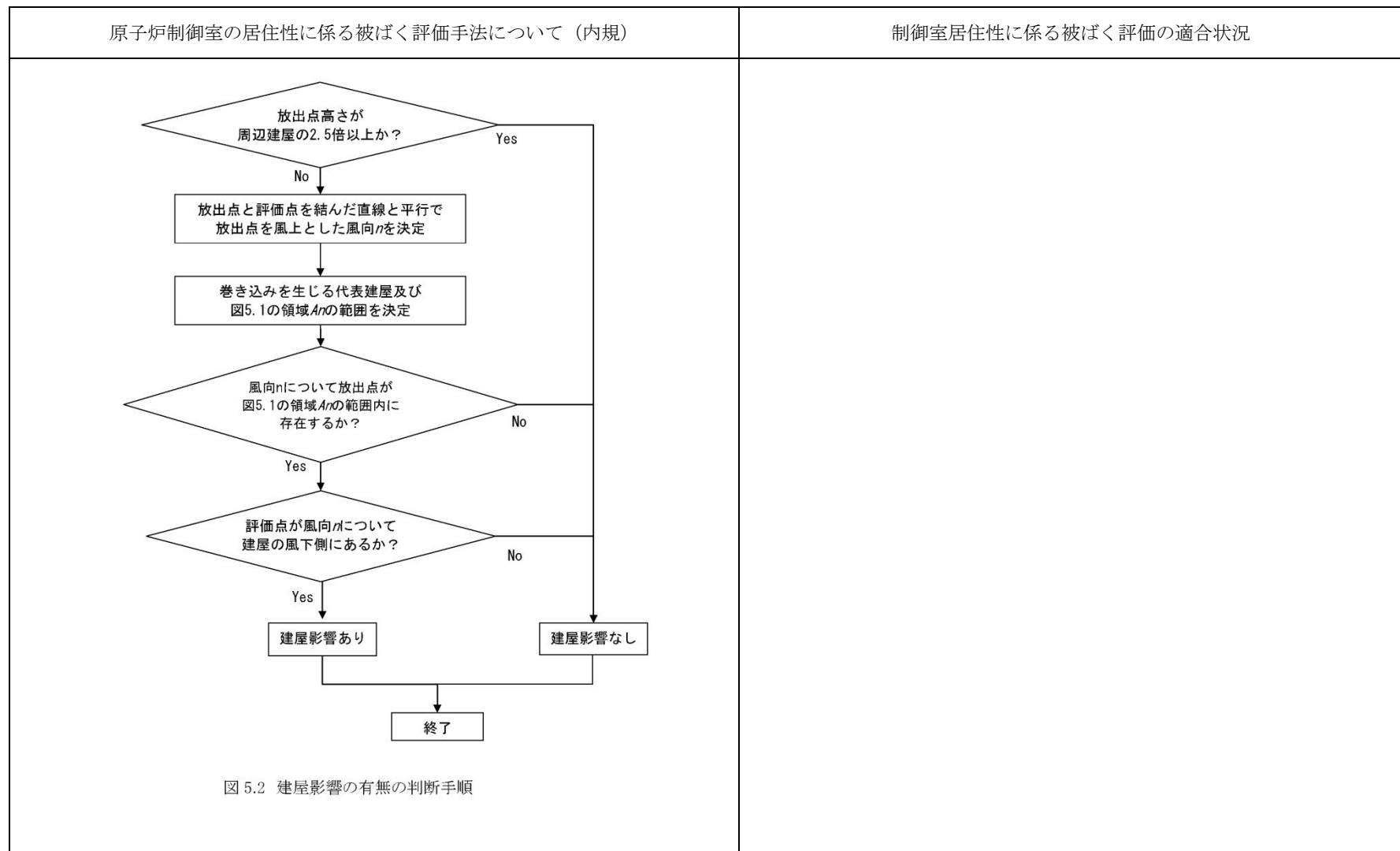
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<div>5. 大気拡散の評価</div> <div>5.1 放射性物質の大気拡散</div> <div>5.1.1 大気拡散の計算式</div> <div>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</div> <div>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</div> <div>a) ガウスプルームモデルの適用</div> <div>1) ガウスプルームモデル</div> <div>放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル^(※3)を適用して計算する。</div> <div>$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU}\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right)\times\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right]\cdots\cdots\cdots(5.1)$</div> <div><table><tr><td>$\chi(x,y,z)$</td><td>: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度</td><td>(Bq/m^3)</td></tr><tr><td>Q</td><td>: 放射性物質の放出率</td><td>(Bq/s)</td></tr><tr><td>U</td><td>: 放出源を代表する風速</td><td>(m/s)</td></tr><tr><td>λ</td><td>: 放射性物質の崩壊定数</td><td>$(1/s)$</td></tr><tr><td>z</td><td>: 評価点の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>H</td><td>: 放射性物質の放出源の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_y</td><td>: 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_z</td><td>: 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr></table></div> <div>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。</div> <div>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。</div> <div>$\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)=1\cdots\cdots\cdots(5.2)$</div> <div>b) σ_y 及び σ_z は、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距離にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。</div>	$\chi(x,y,z)$: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m^3)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	λ	: 放射性物質の崩壊定数	$(1/s)$	z	: 評価点の高さ	(m)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	σ_y	: 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	σ_z	: 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	<div>5.1.1→内規のとおり</div> <div>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。</div> <div>5.1.1(1)原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</div>
$\chi(x,y,z)$: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m^3)																							
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																							
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																							
λ	: 放射性物質の崩壊定数	$(1/s)$																							
z	: 評価点の高さ	(m)																							
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																							
σ_y	: 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)																							
σ_z	: 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)																							

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

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

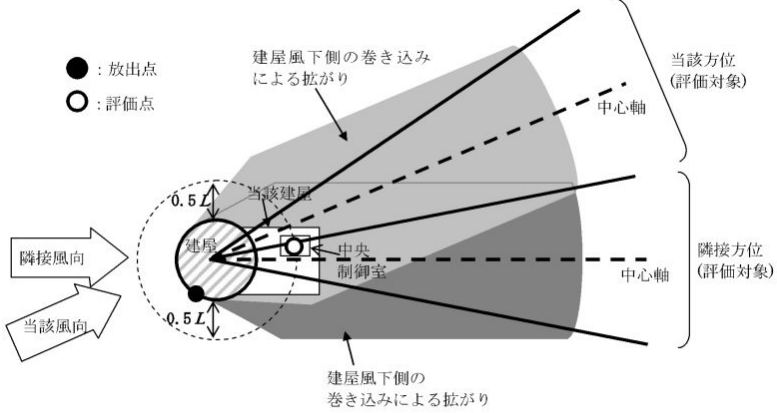
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説 5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 ($z=0, H=0$)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table><tr><td>$\chi(x,y,0)$</td><td>: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度</td><td>(Bq / m³)</td></tr><tr><td>Q</td><td>: 放射性物質の放出率</td><td>(Bq / s)</td></tr><tr><td>U</td><td>: 放出源を代表する風速</td><td>(m / s)</td></tr><tr><td>\sum_y</td><td>: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>\sum_z</td><td>: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr></table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <p>1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合</p> <p>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 A_n)の中にある場合</p> <p>3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(※4)。</p> <p>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。</p> <p>建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>	$\chi(x,y,0)$: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	(Bq / m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq / s)	U	: 放出源を代表する風速	(m / s)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(3)b)2)放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は 1 に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c)放出源及び評価点が地上面にある場合 (z=0, H=0)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で評価している。</p> <p>5.1.2→内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a)原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建屋との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	(Bq / m ³)														
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq / s)														
U	: 放出源を代表する風速	(m / s)														
\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)														
\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)														

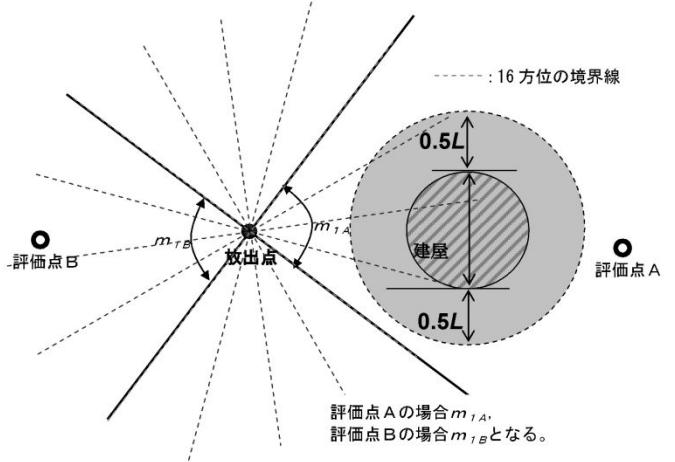
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="383 316 965 624" data-label="Diagram"> <p>風向 n</p> <p>放出点</p> <p>建物</p> <p>評価点</p> <p>中央制御室</p> <p>注: L 建物又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方</p> </div> <p data-bbox="421 651 922 675">図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）</p> <p data-bbox="253 703 1099 754">b) 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。</p>	<p data-bbox="1160 715 1664 743">5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 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。 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、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。 建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を代入した基本拡散式(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 data-bbox="392 638 1064 893"> <p>(a) 水平方向</p> </div> <div data-bbox="392 973 1064 1228"> <p>(b) 鉛直方向</p> </div> <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</p>	<p>5.1.2(2)a) 着目方位を 1 方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。</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、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>

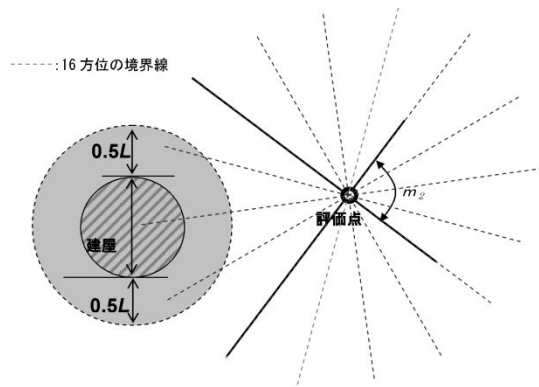
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <p>1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</p> <p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。</p> <p>3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table><tr><th>原子炉施設</th><th>想定事故</th><th>建屋の種類</th></tr><tr><td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td></tr><tr><td>主蒸気管破断</td><td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td></tr><tr><td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td></tr><tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td></tr></table> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <p>1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定</p> <p>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ものとする。</p> <p>2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、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。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b). 1) 事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に外気取込を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。5.1.2(3)b)2) 事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、$0.5L$の拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。</p>  <p>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</p> <p>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)</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図 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° が対象となる【解説 5.8】。</p>	<p>全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



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_d の選定方法(水平断面での位置関係)

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

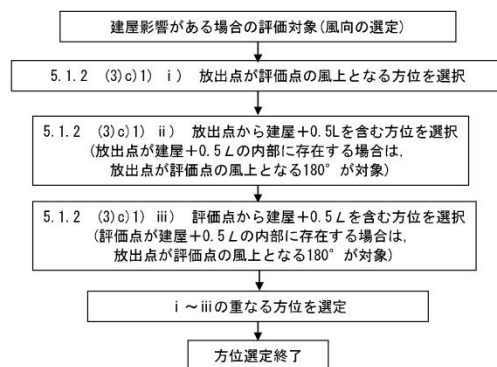
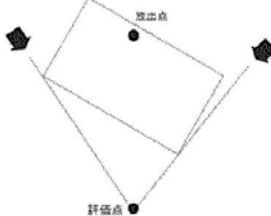
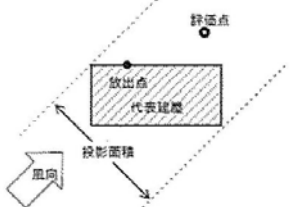


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説5.10】。</p>  <p>図5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <ol style="list-style-type: none"> 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】。 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ので、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。 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】。  <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>5.1.2(3)c)2)当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1)風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2)全ての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3)風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を用いたため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータはσ_y及びσ_zのみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>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</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータσ_y、σ_z</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σ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする^(※3)。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots\dots\dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots\dots\dots (5.7)$ <p style="margin-left: 40px;"> x : 風下距離 (km) σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : 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) </p> <p>a) 角度因子θは、$\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2$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のパラメータである。$\theta(0.1\text{km})$の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式のσ_1、a_1、a_2、a_3の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4)建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3→内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2)風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

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

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ σ_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	σ_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 σ_1, a_1, a_2, a_3 の値(b) 風下距離が $0.2km$ 以上

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0

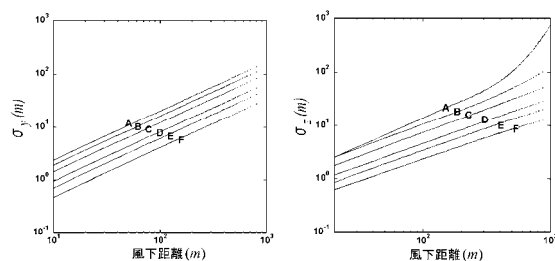
(a) y 方向の拡がりのパラメータ(σ_y) (b) z 方向の拡がりのパラメータ(σ_z)

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図 5.10 は、Pasquill-Meade 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 θ の記述には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。</p> <p>h 及び θ は、次のとおりである^{1)※2)}。</p> $h = 2.15\sigma_z \quad \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_z}{x} \quad \dots\dots\dots (5.9)$ <p style="margin-left: 100px;"> h : 濃度が 1/10 になる高さ (m) θ : 角度因子 (deg) x : 風下距離 (m) </p> <p>5.2 相対濃度 (χ/Q)</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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】。</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 χ/Q は、(5.10)式^{※2)}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: 100px;"> χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³) T : 実効放出継続時間 (h) $(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³) δ_i^d : 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合 $\delta_i^d = 1$ 時刻 i で、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$ </p> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻 i 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えて、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 $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p>	<p>5.2.1→内規のとおり。</p> <p>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。</p> <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して評価している。</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応じた相対濃度 χ/Q は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) (χ/Q)_i は時刻 i 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えて、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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の 1) 及び 2) のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$ の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \cdots \cdots (5.11)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m^3) z : 評価点の高さ (m) H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) U_i : 時刻 i の風速 (m/s) σ_{yi} : 時刻 i で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ (m) σ_{zi} : 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ (m)</p> <p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が 8 時間を超える場合には、$(\chi/Q)_i$ 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^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \cdots \cdots (5.12)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m^3) H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) x : 放出源から評価点までの距離 (m) U_i : 時刻 i の風速 (m/s) σ_{zi} : 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ (m)</p>	<p>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため 5.2.2(2)b) に基づき相対濃度を計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																												
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1) 又は 2) によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに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^(*)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \sum_{zi} \cdot U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \cdots \cdots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 20px;"> <tr> <td style="width: 50%;">(χ/Q)_i : 時刻<i>i</i>の相対濃度</td><td style="width: 50%; text-align: right;">(s/m³)</td></tr> <tr> <td>H : 放出源の高さ</td><td style="text-align: right;">(m)</td></tr> <tr> <td>z : 評価点の高さ</td><td style="text-align: right;">(m)</td></tr> <tr> <td>U_i : 時刻<i>i</i>の風速</td><td style="text-align: right;">(m/s)</td></tr> <tr> <td>A : 建屋等の風向方向の投影面積</td><td style="text-align: right;">(m²)</td></tr> <tr> <td>c : 形状係数</td><td style="text-align: right;">(-)</td></tr> <tr> <td>∑_{yi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた</td><td></td></tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td><td style="text-align: right;">(m)</td></tr> <tr> <td>∑_{zi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた</td><td></td></tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td><td style="text-align: right;">(m)</td></tr> <tr> <td>σ_{yi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の</td><td></td></tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">拡がりパラメータ</td><td style="text-align: right;">(m)</td></tr> <tr> <td>σ_{zi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の</td><td></td></tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;">拡がりパラメータ</td><td style="text-align: right;">(m)</td></tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>1) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p>	(χ/Q) _i : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)	H : 放出源の高さ	(m)	z : 評価点の高さ	(m)	U _i : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)	c : 形状係数	(-)	∑ _{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた		濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	∑ _{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた		濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	σ _{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の		拡がりパラメータ	(m)	σ _{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の		拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりを持つ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv) に基づき、実効放出継続時間によらず 5.2.2(2)b)1) によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点から軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行う代わりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
(χ/Q) _i : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)																												
H : 放出源の高さ	(m)																												
z : 評価点の高さ	(m)																												
U _i : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																												
A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)																												
c : 形状係数	(-)																												
∑ _{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた																													
濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																												
∑ _{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた																													
濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																												
σ _{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の																													
拡がりパラメータ	(m)																												
σ _{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の																													
拡がりパラメータ	(m)																												

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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x, y, z)$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次のa)、b)及びc)を、6.1から6.3までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%とする。</p> <p>h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6→内規のとおり</p> <p>6(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。</p> <p>6(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1)→内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期のきわめて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。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<small>（※6、※7、※8）</small>とする。</p>	<p>6.1(2)→内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期のきわめて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p> <p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2→内規のとおり</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせ、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $H_s = \int_0^T D_s dt$ $D_s = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E, b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l' X_m\right) dV$ $\dots\dots\dots (6.1)$ </p> <p> H_s :実効線量 (Sv) T :計算期間 (s) D_s :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 ($\gamma/(m^2 s)$) μ_l' :散乱エネルギー E' に於ける物質 l 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 ($m^2 / steradian$) θ :散乱角 (radian) </p> <p>c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。</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 ^(※8)</p> <p> $\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_j \mu_j X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$ $b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$ </p> <p> μ_i :線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 ($1/m$) $S(E)$:線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) $B(E, b^0)$:線源エネルギー E 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 b^0 に 対するビルドアップ係数 (-) X_j :領域 j の透過距離 (m) ρ :線源点から散乱点までの距離 (m) μ_k :線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 ($1/m$) X_n :空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m) </p>	<p>6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 <small>（※6、※7）</small></p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi x^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos \theta$ <p> μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 (1/m) x_i : 領域 i の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian) $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 (γ/m²s・weight) $weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_c : 天井面積 (m²) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式 <small>（※6、※7、※9）</small> とする。</p>	<p>6.3→内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\lambda b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> 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/m²)) $S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m³) $B(E, b)$: 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 (-) μ_i : 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数 (1/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 (m³) </p> <p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a)及び b)のとおり, 想定事故に対し, すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように, 建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については, 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破断時の二次系への漏えい停止までの放出など, 事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては, 入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定する。ただし, 直交替の設定を平常時のものから変更する場合, 事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路について, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する(図 7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務形態については, 平常時の直交替を基に設定している。</p> <p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="521 389 831 624" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="600 608 752 624">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="353 643 1014 663">図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p data-bbox="273 719 992 740">7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="273 746 763 767">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設)</p> <p data-bbox="309 770 1059 842">a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間, 原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を計算する(図7.2)。</p> <p data-bbox="309 868 1059 916">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 data-bbox="309 941 1059 1013">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにして, 遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="309 1038 1059 1086">d) 線量の評価点は, 中央制御室内の中心点, 操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p data-bbox="309 1112 1059 1160">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。</p> <p data-bbox="309 1185 987 1206">f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 次のとおり計算する。</p> <div data-bbox="383 1238 898 1286" data-label="Equation-Block"> $\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$ </div> <p data-bbox="392 1294 927 1310">*1) 例: 4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p data-bbox="1162 719 1397 740">7.1.1 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1162 783 1977 871">7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間, 原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1162 879 1977 967">7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1162 975 1977 1031">7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1162 1038 1977 1094">7.1.1(1)d) 線量の評価点は, 室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p data-bbox="1162 1102 1977 1158">7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30 日間積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1162 1166 1977 1222">7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 示された計算式を用いて評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="434 304 882 568" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="434 587 882 632">図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="255 667 757 691">(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="295 694 1128 746">a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.4)。</p> <p data-bbox="295 778 1128 831">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 data-bbox="295 863 1128 941">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。</p> <p data-bbox="295 973 1128 1026">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。</p> <p data-bbox="295 1058 1128 1110">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。</p> <p data-bbox="295 1142 1055 1166">f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p data-bbox="383 1193 954 1246">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 data-bbox="383 1249 987 1273">^{*1} 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日/4)／(24h×30日)</p>	<p data-bbox="1160 654 1435 678">7.1.1(3) →内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 686 1980 780">7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算し評価している。</p> <p data-bbox="1160 788 1980 882">7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1160 890 1980 943">7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1160 951 1980 1003">7.1.1(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p data-bbox="1160 1011 1980 1074">7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1160 1082 1980 1134">7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="465 300 831 539" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="472 555 831 598" data-label="Caption"> <p>図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <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</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設)</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋等(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.5)。 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。 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。 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。 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。 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="text-align: center;">*1) 例:4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p>7.1.2 →内規のとおり</p> <p>7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋等(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(1)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

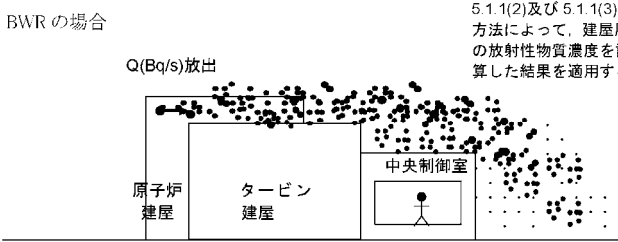
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="490 316 896 574" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="526 592 871 632">図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="271 655 761 676">(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="309 683 1120 730">a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.7)。</p> <p data-bbox="309 762 1120 810">b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="309 842 1120 922">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。</p> <p data-bbox="309 954 1120 1002">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。</p> <p data-bbox="309 1034 1120 1082">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。</p> <p data-bbox="309 1114 967 1134">f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <div data-bbox="389 1166 983 1243" data-label="Equation-Block"> $\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時直接ガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$ <p data-bbox="398 1222 983 1243">*1) 例:4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> </div>	<p data-bbox="1162 655 1975 743">7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1162 751 1975 807">7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1162 815 1975 871">7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1162 879 1975 935">7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p data-bbox="1162 943 1975 999">7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1162 1007 1975 1062">7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="479 300 842 528" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="488 549 842 596" data-label="Caption"> <p>図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <p data-bbox="266 612 920 635">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 data-bbox="266 663 1052 711">(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> <div data-bbox="456 719 860 1023" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="562 1050 757 1072" data-label="Caption"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <div data-bbox="421 1075 927 1123" data-label="Caption"> <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> </div> <p data-bbox="248 1158 1097 1206">(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 data-bbox="1160 587 1375 609">7.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 652 1975 708">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 data-bbox="1160 1136 1975 1192">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>

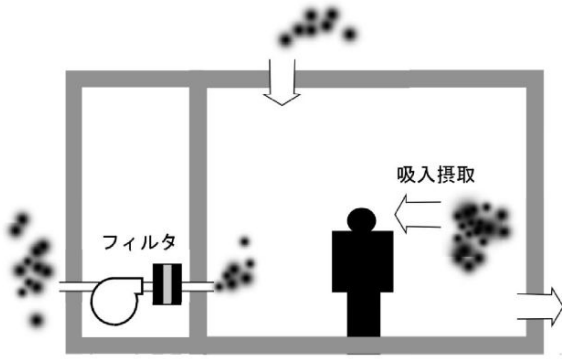
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_{\gamma} \geq 1.5\text{MeV}$以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="padding-left: 40px;">[*]1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1} ＋ （半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p style="padding-left: 20px;">1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q)Q_{\gamma}(t)B \exp(-\mu'X')dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <div style="margin-top: 10px;"> <p>H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)</p> <p>K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>$Q_{\gamma}(t)$: 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)</p> <p>B : ビルドアップ係数 (-)</p> <p>μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)</p> <p>X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m)</p> <p>T : 計算対象期間(30日間) (s)</p> <p style="padding-left: 20px;">(注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> </div> <p style="margin-top: 20px;">上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu'X')$ は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(3) 相対線量D／Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線($E_{\gamma} \geq 1.5\text{MeV}$ 以上)の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 <small>(参5)</small></p> $H_f = 6.2 \times 10^{-11} \frac{Q_f}{V} E_f \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \cdots \cdots (7.2)$ <p> H_f : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q_f : 半球雲中の放射性物質量 (γ線 0.5MeV換算) (Bq) V : 半球雲体積 (m³) E_f : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (m/s) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量</p> $H_f = \int K(D/Q)Q_f(t)B\exp(-\mu'X')dt \quad \cdots \cdots (7.3)$ <p> 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 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, K=1) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_f(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) <small>(γ線 0.5MeV換算)</small> B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間 (30日間) (s) <small>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</small> </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3→内規のとおり。</p> <p>7.3(1)室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては，7.3.1 から 7.3.2 までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2)室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては，7.3.3 から 7.3.4 までに示す方法によって評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="456 304 927 600" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="434 619 943 635" data-label="Caption"> <p>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</p> </div> <p>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</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</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7.10）。</p> <div data-bbox="456 831 936 1102" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="488 1161 817 1177" data-label="Caption"> <p>図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> </div> <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>7.3.1→内規のとおり。</p> <p>7.3.1(1)大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

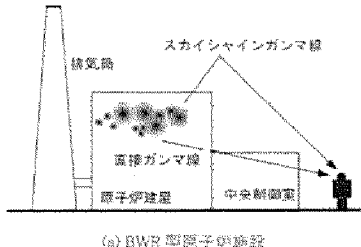
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p>  <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度χ/Qの評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</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。</p> <p>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>	<p>7.3.2→内規のとおり。</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室の非常用換気空調及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</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、設計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取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度χ/Qの評価点は、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</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性物質濃度に基づき、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>

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

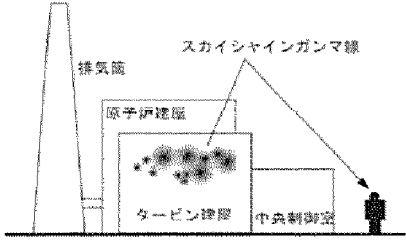
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</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 style="padding-left: 40px;">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}</p> <p style="padding-left: 40px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</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> $H_I = \int_0^T R H_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_I : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_{∞} : 放射性物質(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_I(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射性物質濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量) T : 計算期間(30日間) (s) (注) 30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">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</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) 線量の計算に当たって、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、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>7.3.3(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する。</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>

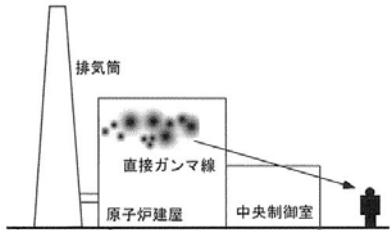
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p style="text-align: center;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_I = \int RH_{\infty} C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_I : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_{∞} : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の 実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する（図7.13）。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="margin-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="margin-left: 80px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</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^(※5)によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4→内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算に当たっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu' R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$ </p> <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV / dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³) (ガンマ線 0.5MeV換算) T : 計算期間 (30日) (s) (注) 30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式^(※5)によって計算することも妥当である。</p> <p> $H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu'} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1) \mu' R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2) \mu' R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt$ $\dots\dots\dots (7.8)$ </p> <p> H_{γ} : 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/m²)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空気中 0.5MeV ガンマ線) (-) μ' : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) </p> <div data-bbox="369 933 929 1292"> </div> <p>図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく</p>	

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">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外部ガンマ線による 実効線量×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式⁽⁸⁵⁾によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{p}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_p(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </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> <div style="text-align: center;">  <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <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>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 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>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</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分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> <p style="padding-left: 40px;">$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div data-bbox="495 837 882 1070" data-label="Image"> </div> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.1→内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内の存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、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分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$  <p style="text-align: center;">図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源強度」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域までの所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

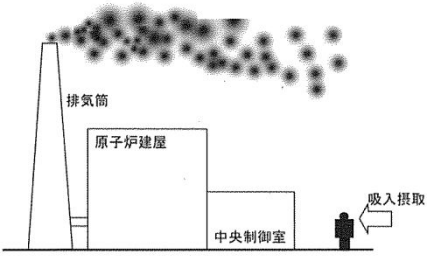
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.18)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2→内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a)原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(2)b)直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c)線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(2)d)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e)計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1)入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f)直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.20)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</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) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p style="text-align: center;">*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div data-bbox="495 1023 909 1270" data-label="Diagram"> </div> <p style="text-align: center;">図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による 入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで(5.大気拡散の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.21)。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.22)。</p> <div data-bbox="501 794 920 1046" data-label="Image"> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div data-bbox="463 1086 920 1297" data-label="Image"> <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	<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を受ける場合にはその効果を計算した上で(5.大気拡散の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</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>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する(図 7.23)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 D/Q 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。</p> <p>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分間滞在とする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説 7.5】</p> <p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝放出希ガス等(BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む)のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合*1</p> <p style="text-align: center;">*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4)／(24h×30日)</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> $H_r = \int_0^T K(D/Q)Q_r(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_r :希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K :空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$) D/Q :相対線量 (Gy/Bq) $Q_r(t)$: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) T :計算期間(30日) (s) (注)30 日間連続滞在中の場合の値である。 </p>	<p>7. 5. 1→内規のとおり</p> <p>7. 5. 1(1)大気中へ放出された放射性物質から発射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7. 5. 1(2)建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7. 5. 1(3)入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 D/Q を求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7. 5. 1(4)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7. 5. 1(5)入退域時の計算に当たっては、a) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7. 5. 1(5)a)入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7. 5. 1(6)ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="524 352 848 616" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="622 600 752 616">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="465 655 918 703">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 data-bbox="280 746 918 770">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</p> <p data-bbox="280 772 1099 877">(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p data-bbox="280 904 1088 952">(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p data-bbox="280 979 1088 1027">(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 data-bbox="280 1054 1077 1102">(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ヨウ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 data-bbox="280 1129 1088 1286">(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 data-bbox="1160 746 1386 770">7.5.2→内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 772 1977 901">7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p data-bbox="1160 903 1977 999">7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。</p> <p data-bbox="1160 1000 1977 1064">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。</p> <p data-bbox="1160 1066 1890 1090">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。</p> <p data-bbox="1160 1091 1939 1117">7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a) の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1160 1118 1977 1182">7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(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＝放出よう素の吸入摂取による実効線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例: 4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</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> $H_I = \int_0^T RH_\infty(\chi/Q)Q_I(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p> H_I : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_∞ : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への 換算係数 (Sv/Bq) χ/Q : 相対濃度 (s/m^3) $Q_I(t)$: 時刻 t におけるよう素環境放出率 (I-131等価量) (Bq/s) T : 計算期間(30日間) (s) (注) 30日間連続滞在の場合の値である。 </p>  <p>(a) BWR 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>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>

運用， 手順説明資料

第 26 条 原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則 26 条）

発電所原子炉施設には、次に掲げるところより、原子炉制御室（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。

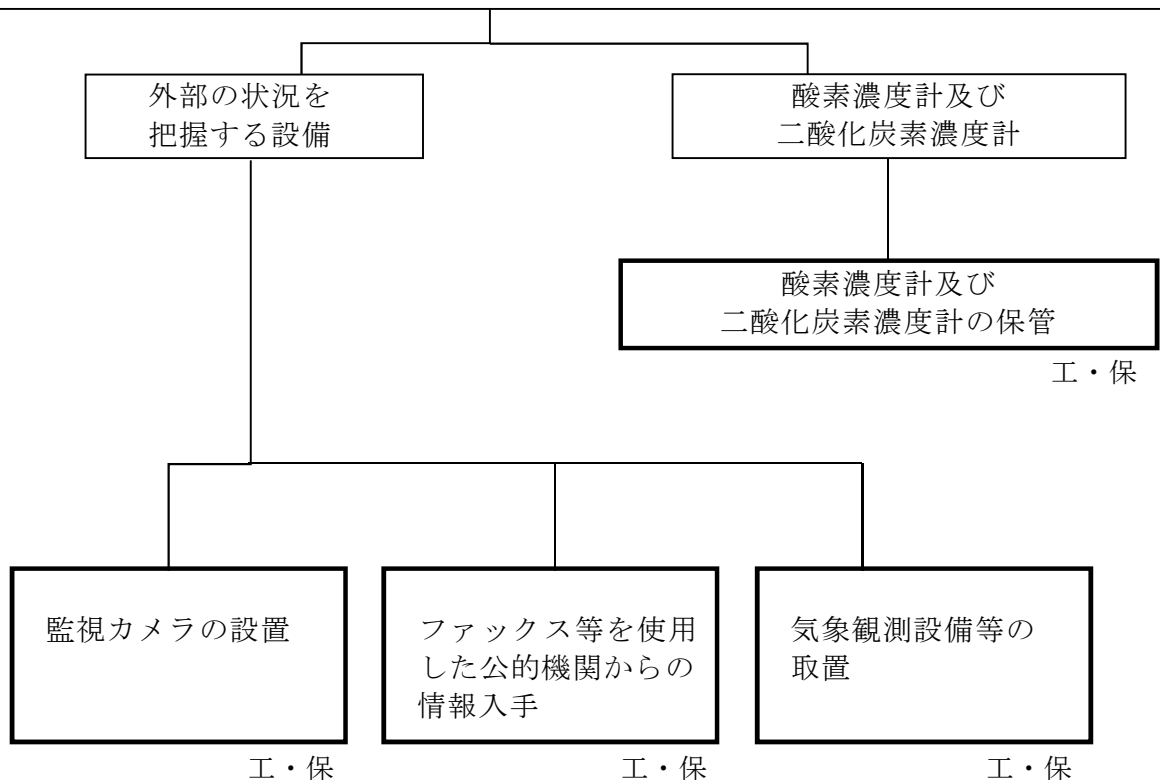
二 発電用原子炉施設の状況を把握する設備を有するものとする。

【条文要求】（技術基準規則第 38 条）

発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。

3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。

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。



【後段規制との対応】

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：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

□：添付六、八に反映
□：当該条文に関係しない
（他条文での反映事項他）

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 26 条 原子炉制御室 （技術基準規則対象条文 第 38 条 原子炉制御室等）	外部の状況を 把握する設備	運用・手順	手順に基づき、発電 用原子炉施設の外 部の状況を把握す る。
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	酸素濃度計及び 二酸化炭素濃度 計	運用・手順	手順に基づき、酸素 濃度計及び二酸化 炭素濃度計により 中央制御室の居住 環境の確認を行う。
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 1 表 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

設計基準事故設備		点検項目	点検基準
送受話器 （警報装置を含む。）	ハンドセット， スピーカ	外観点検 機能確認	1 回／年
電力保安通信用 電話設備	固定電話	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
	P H S 端末		
	F A X		
テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
	衛星電話設備（携帯型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
	無線連絡設備（携帯型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
S P D S	データ伝送装置	外観点検 機能確認	1 回／年
	緊急時対策支援システム伝送装置	外観点検 機能確認	1 回／年
	S P D S データ表示装置	外観点検 機能確認	1 回／年
加入電話設備	加入電話	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
	加入 F A X		
専用電話設備	専用電話（ホットライン）（自治体向）	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	T V 会議システム	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
	I P 電話		
	I P－F A X		
データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	外観点検 機能確認	1 回／年

東海第二発電所

監視設備

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
 - 2.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲
 - 2.1.2 モニタリング・ポストの電源
 - 2.1.3 モニタリング・ポストの伝送
 - 2.2 放射能観測車
 - 2.3 気象観測設備
- 別添 1 東海第二発電所 運用，手順説明資料
- 監視設備

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。（第1.1-1表）

第1.1-1表 設置許可基準規則三十一条及び技術基準規則三十四条

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>（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>	<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>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>十五 敷地内における風向及び風速</p>	追加要求事項 設置許可基準規則（解釈5）
—	3 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っては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあっては、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ない。	追加要求事項
—	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っては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。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って、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、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。	追加要求事項

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。

(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-14)】

モニタリング・ポストは, 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・ポストは, 専用の無停電電源装置を有し, 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。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は, モニタリング・ポスト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建屋間において有線系回線と衛星系回線又は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, 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，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-14) (2.1.2：p31条-16) (2.1.3：p31条-19)】

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

(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，排水モニタ，気象観測設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)，周辺監視区域境界付近の固定モニタ(モニタリング・ポスト)(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)，環境試料の分析装置及び放射能測定装置(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)及び放射能観測車(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)を設ける。

排気筒モニタ，排水モニタ及び周辺監視区域境界付近の固定モニタについては，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・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，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。

モニタリング・ポストから中央制御室及び中央制御室から緊急時対策

所までのデータの伝送系は、多様性を有する設計とする。指示値は、中央制御室で監視及び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、可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を設ける。

モニタリング・ポスト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、周辺監視区域境界付近において、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・ポストを代替し得る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、発電所海側及び緊急時対策所付近等において、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、よう素測定装置又はダストモニタ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、可搬型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、土壌中）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及び可搬型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、可搬型代替交流電源設備及び非常用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

一式

排水モニタ

一式

気象観測設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式

周辺監視区域境界付近固定モニタ(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式

放射能観測車(東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設)

一式

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型モニタリング・ポスト

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

台 数 10 (予備 2)

可搬型放射能測定装置

一式 (予備を含む)

電離箱サーベイ・メータ

台 数 1 (予備 1)

小型船舶

艇 数 1 (予備 1)

可搬型気象観測設備

台 数 1 (予備 1)

(2) 安全設計の方針

該当なし

(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、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には格納容器雰囲気放射線モニタ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。

(2) 原子炉施設内の放射性物質の濃度は、原子炉補機冷却水モニタ、主蒸気管モニタ、主復水器空気抽出器排ガスモニタ等のプロセスモニタリング設備にて連続的にモニタリングし、中央制御室で監視できる設計とする。

これらのプロセスモニタリング設備は、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに警報を発信し、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設計とする。

放射性物質の放出経路については、下記の場所にモニタを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。また、必要箇所はサンプリングができるようにして通常運転時、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モニタリングできる設計とする。

a. 排気筒、廃棄物処理建屋排気口

b. 希ガスホールドアップ装置排ガスライン、主復水器真空ポンプ排ガスモニタ

c. 液体廃棄物処理設備排水ライン、原子炉補機冷却用海水排水ライン、残留熱除去系熱交換器排水ライン

(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・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える設計とする。

モニタリング・ポストは、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・ポストは、専用の無停電電源装置を有し、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。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト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建屋間において有線系回線と衛星系回線又は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、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）

8.1.1.2 設計方針

放射線被ばくは、合理的に達成できる限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける設計とする。

- (1) 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) 発電所内外の外部放射線に係る線量当量率及び放射性物質濃度等を測定、監視できるようにする。

- (3) 万一の事故に備えて、必要な放射線計測器を備える。
- (4) 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。
- (5) 通常運転時の放射性物質放出に係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。
- (6) 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」に適合する設計とする。
- (7) モニタリング・ポストは、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・ポストは、専用の無停電電源装置を有し、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。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び緊急時対策所までの建屋間において有線系回線と衛星系回線又は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。

- (8) 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(2.1.1：p31条-14) (2.1.2：p31条-16) (2.1.3：p31条-19)】

8.1.1.3 主要設備の仕様

放射線管理設備の主要機器仕様を第8.1—1表に示す。

8.1.1.4 主要設備

8.1.1.4.6 発電所周辺のモニタリング設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用, 既設)

(1) 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4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, 熱蛍光線量計を配置する。

モニタリング・ポストは, 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・ポストは, 専用の無停電電源装置を有し, 電源切替時の短時間の電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は, モニタリング・ポスト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建屋間において有線系回線と衛星系回線又は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, 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。

(2) 環境試料測定設備

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・サンプラを設けるとともに, 発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の放射性物質の濃度を測定するための機器を備える。

(3) 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, 空間ガンマ線測定装置, ダスト・よう素サンプラ, ダストモニタ及びよう素測定装置等を搭載した無線通話装置付の

放射能観測車を備える。

(4) 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(2.1.1：p31条-14) (2.1.2：p31条-16) (2.1.3：p31条-19)】

第 8.1－1 表 放射線管理設備の主要機器仕様

(1) 出入管理室（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式
(2) 汚染管理関係施設	1 式
(3) 試料分析関係施設（東海発電所及び東海第二発電所と一部共用，既設）	1 式
(4) 発電所内の放射線監視設備及び測定機器	1 式
(5) 放出放射性廃棄物及び系統内の放射線監視設備並びに測定機器	1 式
(6) 発電所周辺のモニタリング設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式
(7) 個人管理用測定設備及び測定機器	1 式
(8) 放射線計測器の校正設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，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

2.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

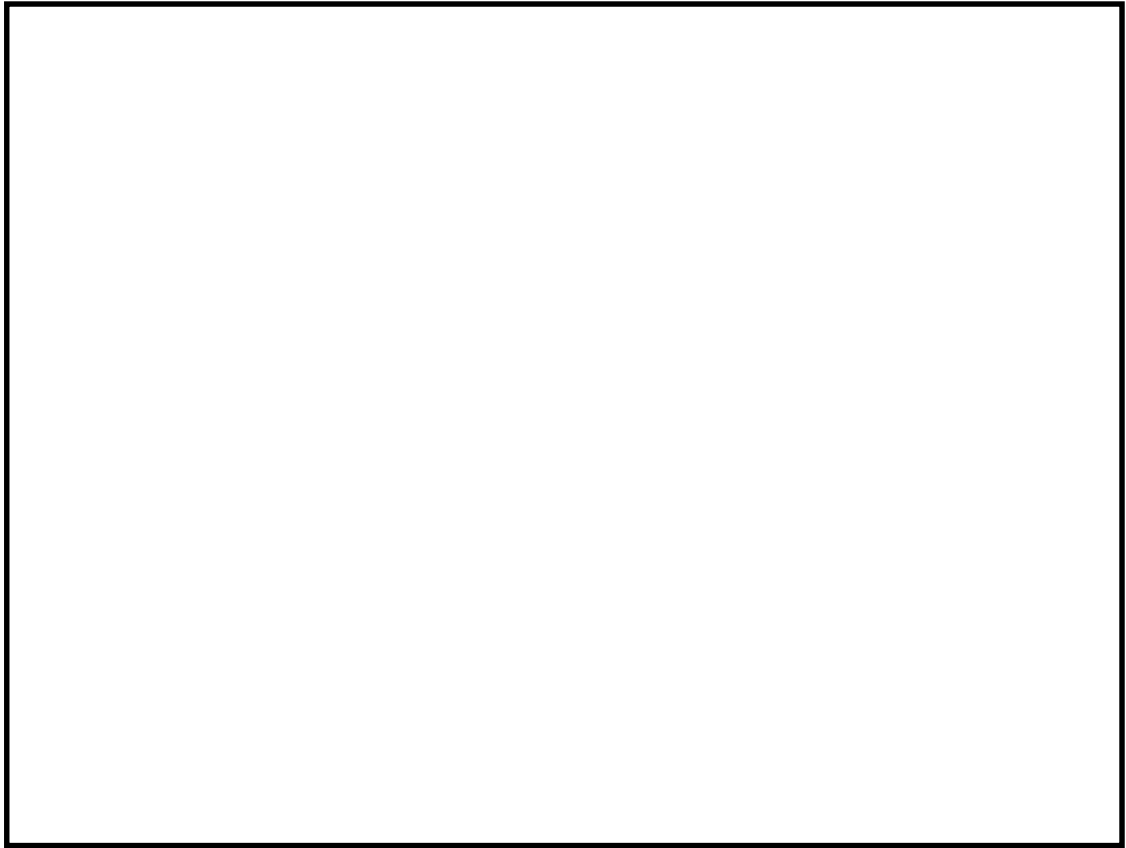
通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計としている。また，緊急時対策所でも監視できる設計とする。

モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第2.1-1表に，モニタリング・ポスト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・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報設定値	台数	取付箇所
モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	$10^1 \text{ nGy/h} \sim 10^5 \text{ nGy/h}$	計測範囲内で可変	1	モニタリング・ポストは周辺監視区域境界付近に4台
	電離箱	$10^{-8} \text{ Gy/h} \sim 10^{-1} \text{ Gy/h}$	計測範囲内で可変	1	



第 2.1-1 図 モニタリング・ポストの配置図及び写真

2.1.2 モニタリング・ポストの電源

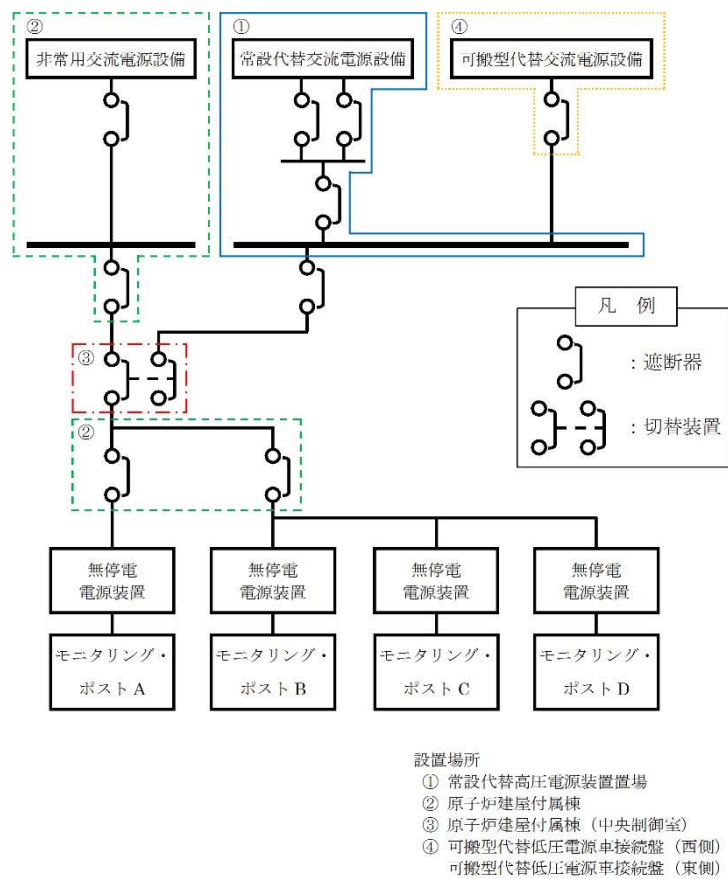
モニタリング・ポストは、非常用電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリング・ポストの電源は、代替電源設備である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）により給電が可能な設計とする。

無停電電源装置の設備仕様を第 2.1－2 表に、モニタリング・ポストの電源構成概略図を第 2.1－2 図に示す。

第 2.1－2 表 無停電電源装置の設備仕様

名 称	個 数	容 量	発電 方式	バックアップ 時間※ ¹	備 考
無停電 電源装置	局舎ごと に 1 台 計 4 台	3.0kVA	蓄電池	約 12 時間	停電時に電源を供給 できる

※1 バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷により算出



第 2.1-2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)

<外観写真>



無停電電源装置



常設代替交流電源装置



可搬型代替低圧電源車

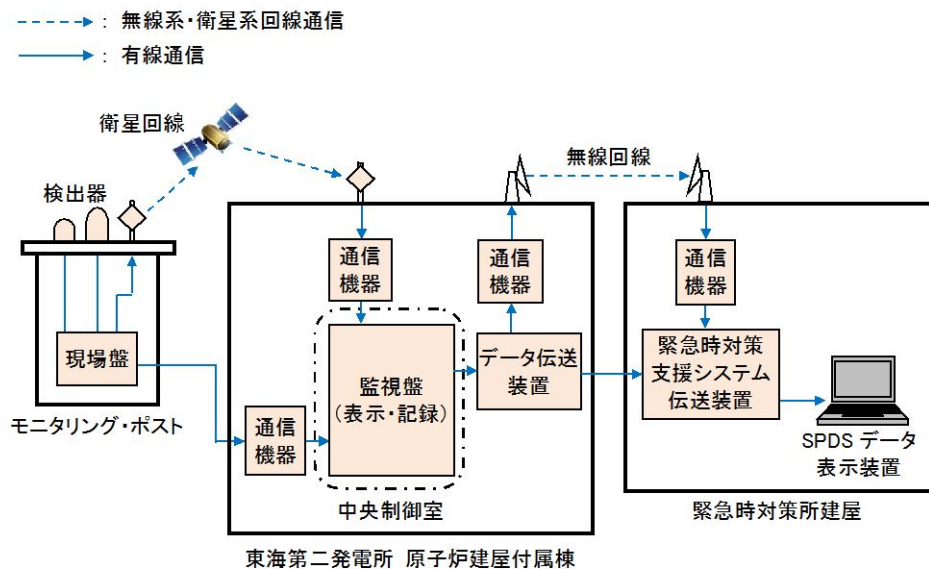
第 2.1-2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

2.1.3 モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポスト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と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し、測定したデータは、現場盤、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・ポスト設備の伝送概略図を第2.1-3図に示す。

※ 建屋（原子炉建屋附属棟、緊急時対策所建屋）は、モニタリング・ポスト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

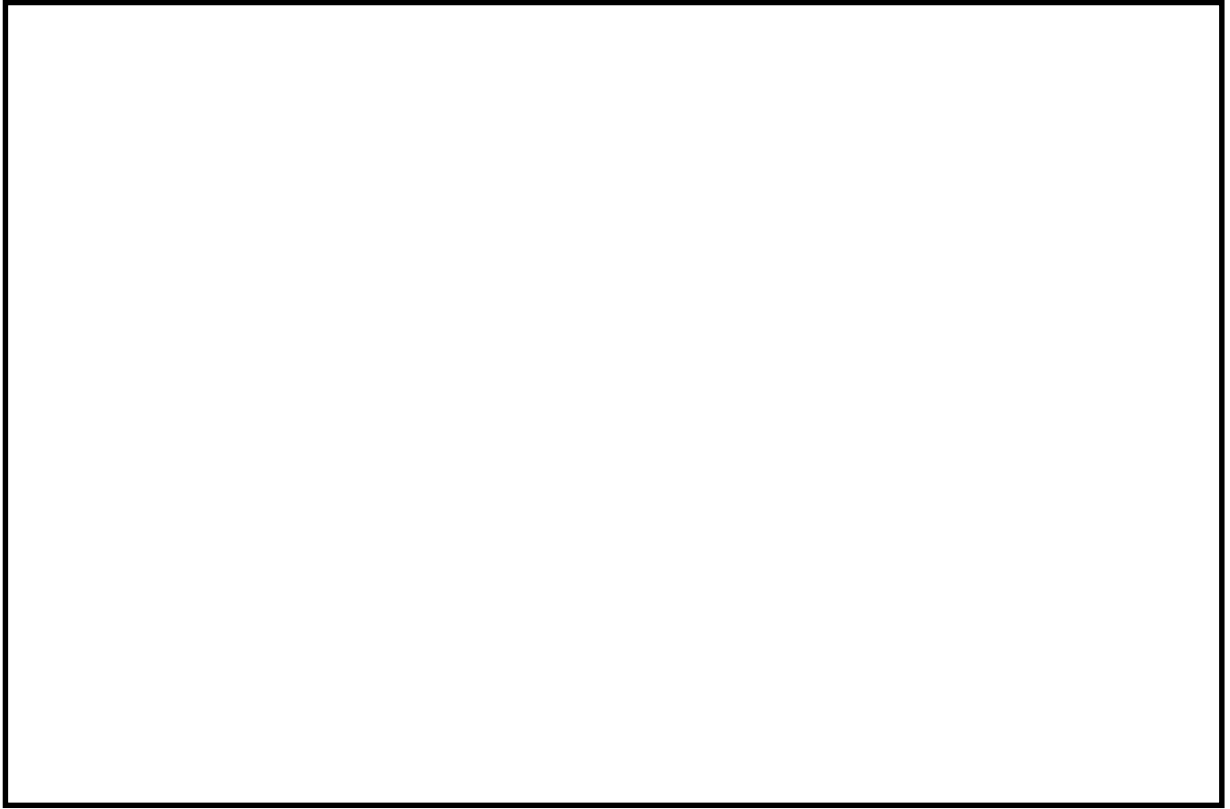
周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質，よう素）を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第2.2－1表に、放射能観測車の保管場所を第2.2－1図に示す。

なお、放射能観測車は、廃止措置中の東海発電所の事故対応と重畳した場合でも測定対象範囲は同一であるため、東海発電所と共用する。

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及び放射能観測車の写真

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能観測車	空間ガンマ線測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. $\sim 10^8$ nGy/h	記録紙	1
		半導体			
	ダストモニタ	プラスチックシンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1
		ZnS (Ag) シンチレーション			
	よう素測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1
(その他主な搭載機器) 台数：各1台 ・ダスト・よう素サンプラ ・風向，風速計 ・無線連絡設備（放射能観測車搭載）			 <p>(放射能観測車の写真)</p>		



第 2.2－1 図 放射能観測車の保管場所

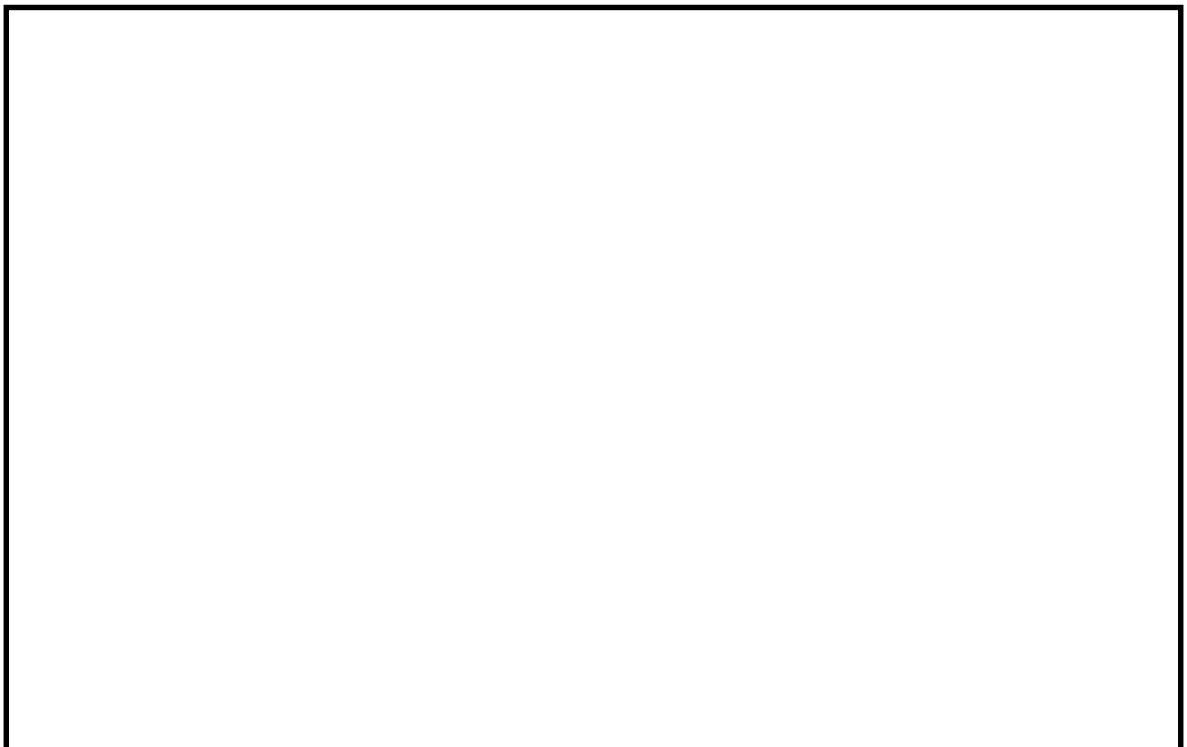
2.3 気象観測設備

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、連続測定したデータは、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防潮堤等周囲の構造物の影響のない位置※¹※²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。気象観測設備のデータ伝送を行う構成は、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することで信頼性向上を図る設計とする。



第2.3-1図 気象観測設備配置図

※1 「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

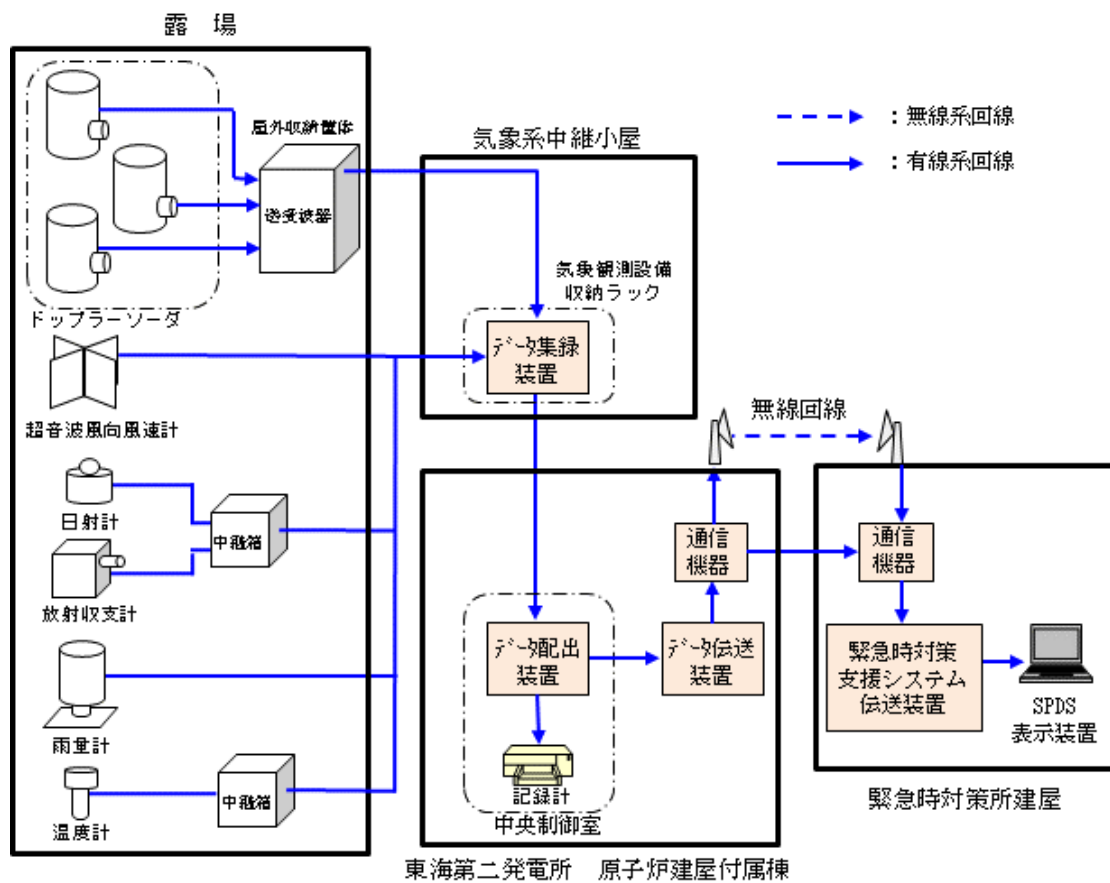
周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」（地上気象観測指針（2002 気象庁））

- ※2 「おおよその目安として各アンテナの送信方向の中心軸±45 度に反射体がないことが望まれる。」（ドップラーソーダによる観測要領（2004 原子力安全研究協会））

第2.3-1表 気象観測設備の測定項目等

 <p>【超音波風向風速計】 (地上高さ)</p>		 <p>【ドップラーソーダ (風向風速計)】 (排気筒高さ)</p>	
 <p>【日射計(左),放射収支計(右)】</p>		 <p>【温度計】</p>	
 <p>【雨量計】</p>			
<p>台数：1式 (測定項目) 風向※，風速※，日射量※， 放射収支量※，雨量，温度</p>		<p>(記録) 中央制御室及び緊急時対策所へ伝送し，表示する。また，そのデータを記録し，保存する。</p>	

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

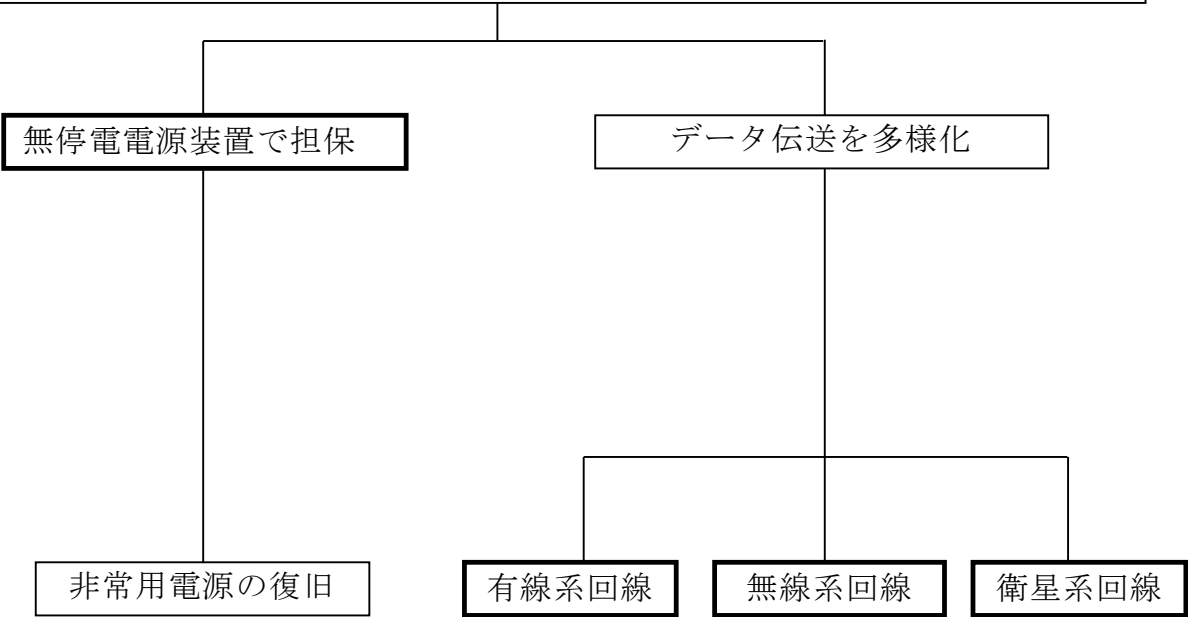


第2.3-2図 気象観測設備の伝送概略図

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。



【後段規制との対応】	【添付六， 八への反映事項】
工：工認（基本設計方針，添付書類）	<div></div> ：添付六， 八に反映
保：保安規定（運用手順に係る事項， 下位文書含む）	
核：核防規定（下位文書含む）	<div></div> ：当該条文に関係しない （他条文での反映事項他）

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 31 条 監視設備	無停電電源装置	運用・手順	—
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	有線回線	運用・手順	—
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	衛星回線	運用・手順	—
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

保安電源設備

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方針
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 保安電源設備

- 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
 - 2.2.1.2 電気系統の信頼性
 - 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 複数の変電所との接続について
 - 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
 - 2.2.4 送受電設備の信頼性
 - 2.2.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について
 - 2.2.4.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

- 2.2.4.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について
 - 2.2.4.4 ケーブル洞道及びケーブルトラフの設置地盤の支持性能について
 - 2.2.4.5 基礎及びケーブル洞道及びケーブルトラフの不等沈下による影響について
 - 2.2.4.6 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付属設備の信頼性
 - 2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性
 - 2.3.1.2 容量について
 - 2.3.1.3 燃料貯蔵設備
 - 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 変圧器一次側の 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 那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について
 - 別紙 6 現状の発電所敷地周辺の送電鉄塔配置
 - 別紙 7 非常用電源設備の配置の基本方針について
 - 別紙 8 蓄電池容量について
 - 別紙 9 ケーブル及び電線路敷設計の考え方
 - 別紙 10 揺すり込み沈下量の算定方法について
3. 運用，手順説明資料
 - (別添資料) 保安電源設備

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、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、必要となる対策等を整理する。

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。

設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条 要求事項を、第 1.1－1 表に示す。

第 1.1－1 表 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 (1/3)

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
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。	—	変更なし
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。	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。	変更なし
	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設置しなければならない。	変更なし

第 1.1-1 表 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 (2/3)

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
<u>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。)</u> 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。	<u>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。)</u> 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に、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ために必要な措置を講じなければならない。	追加 要求事項
<u>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。</u>	<u>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って、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施設しなければならない。</u>	追加 要求事項
<u>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。</u>	<u>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施設しなければならない。</u>	追加 要求事項

第 1.1-1 表 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 (3/3)

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
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。	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そ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施設しなければならない。	追加 要求事項
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。	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。	追加 要求事項
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。	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施設しなければならない。	追加 要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合方針

(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－64～69）（2.1.2：P33 条－70～71）】

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－72～75，92～93）】

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－94～100）】

また，変圧器一次側において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－76～91）】

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－101～107）（2.2.3.1：P33 条－108～109）】

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－108～118）（2.2.4：P33 条－119～132）】

非常用電源設備及びその付属設備は，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－133～139）（2.3.1.2：P33 条－140～146）】

7 日間の外部電源喪失を仮定しても，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間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軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3：P33 条－147～149）】

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付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施設の附属施設の構造及び設備

(1) 常用電源設備の構造

(i) 発電機

台	数	1
容	量	約 1,300,000kVA

(ii) 外部電源系

275kV	2 回線
154kV	1 回線

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. 主要変圧器

台 数 1

容 量 約 1,300,000kVA

電 圧 18.525kV／275kV（一次／二次）

b. 所内変圧器

台 数 2

容 量 約 50,000kVA／台

電 圧 18.525kV／6.9kV（一次／二次）

c. 起動変圧器

台 数 2

容 量 約 50,000kVA／台

電 圧 275kV／6.9kV（一次／二次）

d. 予備変圧器

台 数 1

容 量 約 38,000kVA

電 圧 147kV／6.9kV（一次／二次）

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

275kV 2回線（「ヌ(1)常用電源設備の構造」と兼用）

154kV 1回線（「ヌ(1)常用電源設備の構造」と兼用）

(ii) 非常用ディーゼル発電機

a. 非常用ディーゼル発電機

台 数 2

出 力 約 5,200kW／台

起動時間 約 10 秒

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

台 数 1

出 力 約 2,800kW

起動時間 約 10 秒

c. 軽油貯蔵タンク

基 数 2

容 量 約 400kL／基

7 日間の外部電源喪失を仮定しても、設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間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軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池（非常用）

型 式 鉛蓄電池

組 数 5

容 量 125V 系蓄電池 A 系・B 系 約 6,000Ah／組

125V 系蓄電池 H P C S 系 約 500Ah

中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系 約 150Ah／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（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条－64～69）】

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非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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－70～71）】

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若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは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。

変圧器一次側において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。

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母線を1母線、154kV母線を1母線で構成する。275kV送電線は起動変圧器を介して、154kV送電線は予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。非常用高圧母線を3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（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線及び東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）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）又は日本工業規格（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ことを確認している。また、電気系統を構成する母線、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）又は日本工業規格（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えは、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（2.2.1:33条－72～100）】

第4項について

設計基準対処施設は、送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する。

275kV送電線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また、154kV送電線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3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東京電力パワーグリッド株式会社那珂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、

東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城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ことを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂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ことを確認している。

【説明資料（2.2.2:33条－102～107）】

第5項について

同一の送電鉄塔に架線しない275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）から設計基準対象施設に電線路を接続する設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜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及び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であることを確認している。

さらに、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原

子力1号線)の近接箇所については、鉄塔を移設することにより、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 (2.2.3:33条－108～118)】

第6項について

本発電所においては、電線路について、2以上の発電用原子炉施設を電力系統に接続しないとしたうえで、設計基準対処施設に連系する送電線は、275kV送電線2回線と154kV送電線1回線とで構成する。

これらの送電線は1回線で発電用原子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外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、275kV送電線2回線は起動変圧器を介して、154kV送電線1回線は予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、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、275kV送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、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。

【説明資料 (2.1.1:33条－64～69) (2.2.4:33条－119～132)】

第7項について

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備は、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3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3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、設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間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軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1:33条－133～149）】

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付属設備は、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。

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（2.1.1:33条－64～69）】

非常用の所内高圧母線は3母線で構成し、常用母線及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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2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系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

2 C 非常用ディーゼル発電機は、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電した場合に非常用母線に電力を供給する。ま

た2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電し、かつ154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）も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台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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3系統から構成し、3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。

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若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは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（2.1.2:33条－70～71）】

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，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若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは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（2.2.1.1:33条－72～93）（2.1.2:33条－70～71）】

非常用所内電源系である非常用所内電源設備及びその付属設備は，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（2.3.1.1:33条－133～139）（2.3.1.2:33条－140～146）】

非常用電源系のうち非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発

電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間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軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3:33条－147～149）】

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95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（2.3.1.2:33条－140～146）】

10.1.1.3 主要設備

10.1.1.3.1 所内高圧系統

非常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1－1図に示すように3母線で構成する。

非常用高圧母線・・・常用高圧母線，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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建屋付属棟内に設置する。

非常用高圧母線には、工学的安全施設に関する機器を振り分ける。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は、起動変圧器から、また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線に給電する。さらに、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から非常用高圧母線に給電する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-70～71）】

10.1.1.3.2 所内低圧系統

非常用の所内低圧系統は、480Vで第10.1-1図に示すように2母線で構成する。

非常用低圧母線・・・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、遮断器は気中遮断器を使用する。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、故障による影響が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センタは、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内に設置する。

工学的安全施設に関する機器を接続している非常用低圧母線には、非常

用高压母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は起動変圧器から、また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高压母線を通して非常用低压母線に給電する。

さらに、全ての外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機から非常用高压母線を通して給電する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1-2表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-70～71）】

10.1.1.3.3 非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、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、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を供給する。

非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は多重性を考慮して、3台を備え、各々非常用高压母線に接続する。各非常用ディーゼル発電設備（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内のそれぞれ独立した部屋に設置する。

【説明資料（2.3.1.1:33条-133～139）】

非常用高压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、非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動する。

非常用高压母線が停電した場合には、非常用高压母線に接続される負荷は、動力用変圧器及び非常用低压母線に接続されるモータコントロールセンタを

除いて全て遮断される。その後、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）電圧及び周波数が定格値になると、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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、各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に工学的安全施設に関する負荷が自動的に投入される。

なお、7日間の外部電源喪失を仮定しても、設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に接続する主要な負荷は以下の系統に属するものである。

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅰ）

低圧炉心スプレイ系

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室、非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

制御棒駆動水压系

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水压系

充電器

非常灯

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅱ）

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水压系

充電器

非常灯

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（区分Ⅲ）

高圧炉心スプレイ系

換気空調系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室等）

充電器

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

の負荷が最も大きくなる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の始動順位を第10.1-2図に示す。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様を第10.1-3表に示す。

【説明資料（2.3.1.2:33条-140～146）】

10.1.1.3.4 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 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V系統及び±24V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器9個、蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統の故障及び±24V系統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及び±24Vであり、非常用直流電源設備5組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため、原子炉水位及び原子炉圧力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内圧力及びサブプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ）、125V系蓄電池B系及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池H P C S系（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池でそれぞれ

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）の容量はそれぞれ6,000Ah（125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系）、500Ah（125V系蓄電池H P C S系）、150Ah（中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系）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等、発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、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力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力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95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-70,71）（2.3.1.2:33条-140～146）】

10.1.1.3.5 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、計装用主母線盤120V／240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤2 A及び2 Bは、2系統に分離独立させ、それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は、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、非常用の無停電電源装置内の変換器を介し

直流を交流へ変換し，2 A及び2 Bの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は，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95分間を包絡した約8時間，電力供給が可能である。

なお，これらの電源を保守点検する場合は，必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。

また，計装用主母線盤及び計装用分電盤H P C Sは，分離された非常用高圧母線又は非常用低圧母線から給電する。計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-70～71）（2.3.1.2:33条-140～146）】

10.1.1.3.6 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係る動力回路，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材料又は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルについては，非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い，難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらにケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は，火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また，原子炉格納容器貫通部は，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（2.3.1.1:33条－133～139）】

10.1.1.3.7 母線切替

通常運転時は、275kV送電線2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（2.1.1:33条－64～69）】

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若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは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（2.1.2:33条－70,71）】

また、275kV送電線が全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、154kV送電線又は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から受電する。

【説明資料（2.2.1.2:33条－94～100）】

(1) 予備変圧器（154kV系）への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している非常用高圧母線は、275kV送電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電して、発電用原子炉の安全停止に必要な補機を運転する。本切替え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。

【説明資料（2.2.1.2:33条－94～100）】

(2) 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含

む。)への切替

非常用高压母線 2 C は、所内変圧器及び起動変圧器を介した受電ができなくなった場合には、非常用高压母線 2 C に接続された負荷は、動力用変圧器及び非常用低压母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。2 C 非常用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、非常用高压母線 2 C に自動的に接続され、発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

また、非常用高压母線 2 D 及び高压炉心スプレイ系母線は、所内変圧器、起動変圧器及び予備変圧器を介した受電ができなくなった場合には、非常用高压母線 2 D 及び高压炉心スプレイ系母線に接続された負荷は、動力用変圧器及び非常用低压母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。2 D 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系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、非常用高压母線 2 D 及び高压炉心スプレイ系母線に自動的に接続され、発電用原子炉の安全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. 2:33条－94～100)】

(3) 275kV又は154kV送電線電圧回復後の切替

非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）で所内負荷運転中、275kV送電線又は154kV送電線の電圧が回復すれば、非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより、無停電切替（手動）で所内負荷を元の状態にもどす。

【説明資料 (2. 2. 1. 2:33条－94～100)】

10.1.1.4 主要仕様

主要仕様を第10.1-1表から第10.1-5表に示す。

10.1.1.5 試験検査

10.1.1.5.1 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、定期的に起動試験を行い、電圧確立時間や負荷を印加して運転状態を確認するなど、その運転性能を確認する。

10.1.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

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1ルート2回線にて、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また、154kV送電線1ルート1回線にて、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3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東京電力パワーグリッド株式会社那珂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、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城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ことを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂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ことを確認している。

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が供給可能な容量とする。

275kV送電線2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起動変圧器を通して受電することができる。また、154kV送電線を予備電源として使用することができる。

常用高圧母線は7母線で構成し、所内変圧器、起動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11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、直流電源設備は、常用所内電源系として直流250V 1系統から構成する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

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1母線、154kV母線を1母線で構成する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

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若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流、変圧器一次側における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（2.2.1:33条－72～100）】

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東京電力パワーグリッド株式会社那珂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、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城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ことを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に

実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂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ことを確認している。

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、全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であることを確認している。

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であることを確認している。

【説明資料（2.2.2:33条－101～107）】

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（2.2.4:33条－119～132）】

10.3.3 主要設備

10.3.3.1 送電線

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（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線で電力系統に連系する。

275kV送電線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

また、154kV送電線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂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、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城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であることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂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ことを確認している。

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が選定されるとともに、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2回線接続とする。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

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及び変電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なっていることを確認している。

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、154kV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。

【説明資料（2.2.1.1:33条－72～93）】

設計基準対象施設に連系する275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれのルートに送電鉄塔を備えていることを確認している。

【説明資料（2.2.3.1:33条－108～109）】

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜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や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており、外部電源系からの電力供給が同時に停止することがない設計となっていることを確認している。

さらに、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社原子力1号線）の近接箇所については、鉄塔を移設することにより、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。

送電線の設備仕様を第10.3-1表に示す。また、送電系統図を第10.3-1図に示す。

【説明資料（2.2.3.2:33条-109～118）】

10.3.3.2 開閉所

275kV超高压開閉所は、第10.3-2図に示すように、275kV送電線と主要変圧器及び起動変圧器を連系する遮断器、断路器、275kV母線等で構成する。

154kV特別高压開閉所は、第10.3-2図に示すように、154kV送電線と予備変圧器を連系する遮断器、断路器等で構成する。

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、開閉所は地盤が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する。

遮断器等は耐震性の高いガス絶縁開閉装置を使用する。

塩害を考慮し、275kV送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄できる設計とし、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。

開閉所機器の設備仕様を第10.3-2表に示す。

【説明資料（2.2.4:33条-119～132）】

10.3.3.3 発電機及び励磁装置

発電機は、約1,300,000kVA、1,500rpmで蒸気タービンに直結される横軸円筒回転界磁形、回転子水素直接冷却、固定子水冷却、3相交流同期発電機で励磁装置は交流励磁機である。

発電機及び励磁装置の設備仕様を第10.3-3表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-64～69）】

10.3.3.4 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。

主要変圧器・・・発電機電圧（19kV）を275kV超高圧開閉所電圧（275kV）に昇圧する。

所内変圧器・・・発電機電圧（19kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

起動変圧器・・・275kV超高圧開閉所電圧（275kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

予備変圧器・・・154kV特別高圧開閉所電圧（154kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

発電機の発生電力は、主要変圧器を通して275kV超高圧開閉所に送る。

所内電力は、通常運転時は発電機から2台の所内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超高圧開閉所から2台の起動変圧器を通して供給する。さらに、起動変圧器回路の故障時等には、所内電力は、154kV特別高圧開閉所から予備変圧器を通して供給する。

変圧器の設備仕様を第10.3－4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

10.3.3.5 所内高圧系統

常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1－1図に示すように常用7母線で構成する。

常用高圧母線・・・所内変圧器，起動変圧器，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

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。

常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、原子炉建屋付属棟内等に設置する。

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、発電用原子炉の起動又は停止中は、起動変圧器から受電するが、発電機が同期し、並列した後は所内変圧器から受電する。

常用高圧母線への電力は、発電機負荷遮断後しばらくは供給される。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-64～69）】

10.3.3.6 所内低圧系統

常用の所内低圧系統は、480Vで第10.1-1図に示すように常用11母線で構成する。

常用低圧母線・・・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、遮断器は気中遮断器を使用する。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。

常用低圧母線のパワーセンタは、原子炉建屋付属棟内等に設置する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1-2表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-64～69）】

10.3.3.7 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（2.1.1:33条－64～69）】

10.3.3.8 直流電源設備

常用の直流電源設備は第10.1－3図に示すように，常用所内電源系として直流250V 1系統から構成する。

常用所内電源系の直流250V系統は，非常用低圧母線に接続される充電器2個，蓄電池1組等を設ける。

これらすべての蓄電池は，充電器により浮動充電される。

直流電源設備の設備仕様を第10.1－4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

10.3.3.9 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4母線で構成する。母線電圧は120V/240V及び120Vである。

常用の計測制御用電源設備は，非常用低圧母線と常用直流母線に接続する常用の無停電電源装置及び非常用低圧母線に接続する電動発電機（原子炉保護系用M－G装置）で構成する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1－5表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）】

10.3.3.10 ケーブル及び電線路

動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，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材料又は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらに、ケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また、原子炉格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料（2.1.1:33 条－64～69）】

10.3.3.11 母線切替

通常運転時は、275kV送電線2回線を使用して運転するが、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。

外部電源、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若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは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。

(1) 275kV系への切替

常用高圧母線は、通常運転時は発電機から所内変圧器を通して電力を供給するが、所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には、起動変圧器を通して受電するように切り替える。本切替え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) 予備変圧器(154kV系)への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している常用高圧母線は、275kV送

電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電する。本切替え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。

【説明資料（2.2.1.2:33条－94～100）】

10.3.4 主要仕様

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。

10.3.5 試験検査

10.3.5.1 蓄電池（常用）

蓄電池（常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3.6 手順等

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) 外部電源系統切替えを実施する際は、手順を定め、給電操作指令伝票等を活用し、給電運用担当箇所と連携を図り実施する。
- (2) 電気設備の塩害を考慮し、定期的に碍子洗浄操作を実施する。また、碍子の汚損が激しい場合は、臨時に碍子洗浄操作を実施する。
- (3) 変圧器一次側において1相開放を検知した場合、故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。
- (4) 変圧器一次側における1相開放事象への対応として、送電線は複数回線との接続を確保し、送電線引留部の巡視点検を実施する。
- (5) 外部電源系統切替操作に関する教育・訓練を実施する。

第10.1－1表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様

構成及び仕様

項 目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	計器用変圧器盤
(a) 型 式	閉鎖配電盤			
(b) 個 数	12	19	51	11
(c) 定格電圧	7.2kV			
(d) 電気方式	50Hz 3相 3線 変圧器接地式			
(e) 電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約3,000A, 約2,500A, 約2,000A			

遮断器

項 目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型 式	真空遮断器		
(b) 個 数	14	13	50
(c) 極 数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作 (DC125V)		
(e) 絶縁階級	6号A		
(f) 定格電圧	7.2kV		
(g) 定格電流	約3,000A, 約2,000A, 約1,200A		
(h) 定格遮断電流	63kA		
(i) 定格遮断時間	5サイクル		
(j) 引きはずし自由方式	電気式, 機械式		
(k) 投入方式	バネ式		

第10.1-2表 パワーセンタの設備仕様

動力変圧器

項 目	常用母線用	非常用母線用
(a) 型 式	三相乾式変圧器	
(b) 個 数	10	2
(c) 冷却方式	自冷，風冷	
(d) 周 波 数	50Hz	
(e) 容 量	約3,333 kVA，約2,000kVA	約3,333kVA
(f) 結 線	一次：三角形	二次：三角形
(g) 定格電圧	一次側 6.9kV（5タップ） （7.245, 7.072, 6.9, 6.727, 6.555kV） 二次側 480V	
(h) 絶 縁	H種，F種	

構成及び仕様

項 目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
(a) 型 式	閉鎖配電盤			
(b) 個 数	12	14	48	12
(c) 定格電圧	600V			
(d) 電気方式	50Hz 3相 3線 非接地式			
(e) 電源引込方式	ケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約4,000A，約3,000A			

遮断器

項 目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型 式	気中遮断器		
(b) 個 数	12	14	158
(c) 極 数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作（DC125V）		
(e) 定格電圧	600V		
(f) 定格電流	約3,000A，約1,200A		
(g) 定格遮断電流	50,000A		
(h) 引きはずし自由方式	電氣的，機械的		

第10.1-3表 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様

(1) エンジン

a. 非常用ディーゼル発電機

型 式	V 型
台 数	2
出 力	約 5,500kW／台
回 転 数	429rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型 式	V 形
台 数	1
出 力	約 3,050kW
回 転 数	429rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油

(2) 発電機

a. 非常用ディーゼル発電機

型 式	横軸回転界磁三相交流発電機
台 数	2
容 量	約 6,500kVA／台
力 率	0.80（遅れ）
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429rpm

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型 式	横軸回転界磁三相交流発電機
台 数	1
容 量	約 3,500kVA
力 率	0.80（遅れ）
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429rpm

(3) 軽油貯蔵タンク

型 式	横置円筒形
基 数	2
容 量	約 400kL／基
使用燃料	軽油

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

型 式	鉛蓄電池
組 数	5
セル数 125V 系 A 系	120
125V 系 B 系	120
H P C S 系	58
中性子モニタ用 A 系	24
中性子モニタ用 B 系	24
電 圧 125V 系 A 系	125V
125V 系 B 系	125V
H P C S 系	125V
中性子モニタ用 A 系	±24V
中性子モニタ用 B 系	±24V
容 量 125V 系 A 系	約 6,000Ah
125V 系 B 系	約 6,000Ah
H P C S 系	約 500Ah
中性子モニタ用 A 系	約 150Ah
中性子モニタ用 B 系	約150Ah

常 用

型 式	鉛蓄電池
組 数	1
セル数	116

電 圧	250V
容 量	約 2,000Ah

(2) 充電器

非常用（予備充電器は常用）

型 式	シリコン整流器			
個 数	125V 系 A 系, B 系	2 (予備 1)		
	H P C S 系	1 (予備 1)		
	中性子モニタ用 A 系	2		
	中性子モニタ用 B 系	2		
充電方式	浮動			
冷却方式	自然通風			
交流入力	125V 系 A 系	3 相	50Hz	480V
	125V 系 B 系	3 相	50Hz	480V
	H P C S 系	3 相	50Hz	480V
	中性子モニタ用 A 系	単相	50Hz	120V
	中性子モニタ用 B 系	単相	50Hz	120V
容 量	125V 系 A 系	約 58.8kW		
	125V 系 B 系	約 48.8kW		
	(125V 系 A 系, B 系予備約 58.8kW)			
	H P C S 系	約 14kW		
	中性子モニタ用 A 系	約 0.84kW／個		
	中性子モニタ用 B 系	約 0.84kW／個		

直流出力電圧

125V 系 A 系	125V
125V 系 B 系	125V
H P C S 系	125V
中性子モニタ用 A 系	±24V
中性子モニタ用 B 系	±24V

直流出力電流

125V 系 A 系	約 420A
125V 系 B 系	約 320A
(125V 系 A 系, B 系予備約 420A)	
H P C S 系	約 100A
中性子モニタ用 A 系	約 30A
中性子モニタ用 B 系	約 30A

常 用

型 式	シリコン整流器
個 数	1 (予備 1)
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3 相 50Hz 480V
容 量	約 98kW
直流出力電圧	250V
直流出力電流	約 350A

(3) 直流母線

非常用

個 数		5
電 圧	125V 系 A 系	125V
	125V 系 B 系	125V
	H P C S 系	125V
	中性子モニタ用 A 系	±24V
	中性子モニタ用 B 系	±24V

常 用

個 数	1
電 圧	250V

第10.1－5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

型 式	静止形
個 数	2
容 量	約 35kVA／個
出力電圧	120V

b. 計装用交流母線

個 数	5
電 圧	120V／240V (2 個)
	120V (3個)

(2) 常用

a. 無停電電源装置

型 式	静止形
個 数	1
容 量	約 50kVA
出力電圧	120V／240V

b. 原子炉保護系用M－G装置

電動機

型 式	三相誘導電動機
台 数	2
定格容量	約 44.76kW／台
電 圧	440V

発電機

型 式	単相同期電動機
台 数	2
定格容量	約 18.75kVA／台
電 圧	120V
周波数	50Hz

c. 計装用交流母線

個 数	4
電 圧	120V／240V (2 個)
	120V (2個)

第 10.3-1 表 送電線の設備仕様

(1) 275kV送電線

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備

電 圧	275kV
回 線 数	2
導体サイズ	ACSR 810mm ² 2導体
送 電 容 量	約1,138MW／回線
亘 長	約17km

(東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所まで)

(2) 154kV送電線

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備

電 圧	154kV
回 線 数	1
導体サイズ	ACSR 610mm ² 1導体
送 電 容 量	約269MW
亘 長	約9km

(東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所まで)

第 10.3－2 表 開閉所機器の設備仕様

(1) 275kV母線

型式	SF6ガス絶縁相分離方式
定格電圧	300kV
電流容量	約4,000A
定格短時間電流	50kA 2サイクル

(2) 遮断器

名称	線路用275KV 遮断器	発電機並列用 275kV遮断器	起動変圧器用 275kV遮断器	予備変圧器用 154kV遮断器
個 数	2	1	2	1
定格電圧	300kV	300kV	300kV	168kV
定格電流	約4,000A	約4,000A	約2,000A	約1,200A
定格遮断電流	50kA	50kA	50kA	25kA

第10.3－3表 発電機及び励磁装置の設備仕様

(1) 発電機

型 式	横軸円筒回転界磁三相交流同期発電機	
台 数	1	
容 量	約1,300,000kVA	
力 率	0.90 (遅れ)	
電 圧	19kV	
相 数	3相	
周波数	50Hz	
回転数	1,500rpm	
結線法	星形	
冷却法	固定子	水冷却
	回転子	水素直接冷却

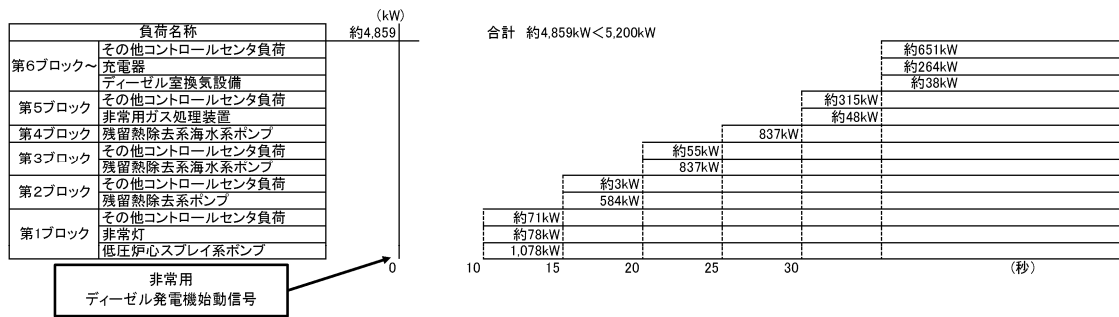
(2) 励磁装置

名称	主励磁機	副励磁機
型式	交流励磁機	交流副励磁機
台数	1	1
容量	約3,710kVA	約140kVA
電圧	AC400V	AC300V
回転数	1,500rpm	1,500rpm
駆動方法	発電機と直結	発電機と直結

第10.3－4表 変圧器の設備仕様

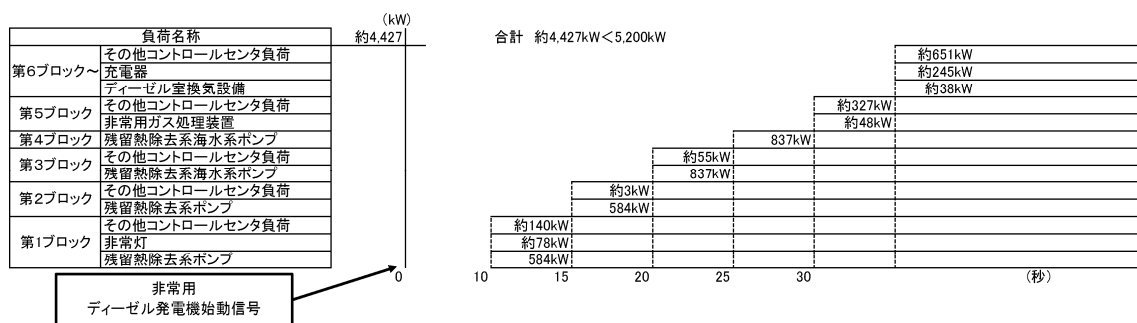
名称		主要変圧器	所内変圧器	起動変圧器	予備変圧器
型式		屋外用三相二巻線外鉄無圧密封式	屋外用三相三巻線内鉄無圧密封式	屋外用三相三巻線外鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付	屋外用三相二巻線内鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付
台数		1	2	2	1
容量		約1,300,000kVA	約50,000kVA ／台	約50,000kVA ／台	約38,000kVA
電圧	一次	18.525kV	18.525kV	275kV	147kV
	二次	275kV	6.9kV, 6.9kV	6.9kV, 6.9kV	6.9kV
相数		3	3	3	3
周波数		50Hz	50Hz	50Hz	50Hz
結線法	一次	三角	三角	星形	星形
	二次	星形	星形, 星形	星形, 星形	星形
冷却方法		導油風冷式	油入風冷式	油入風冷式	油入風冷式

33 条—56



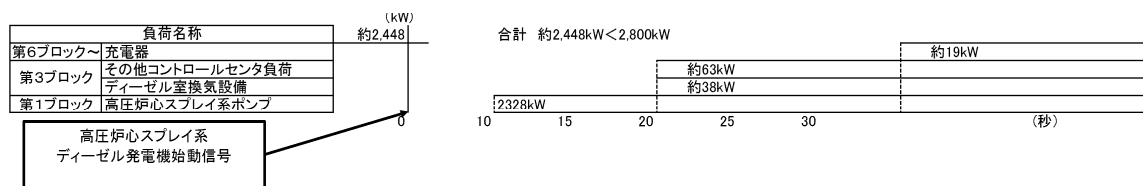
2 C 非常用ディーゼル発電機

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)



2 D 非常用ディーゼル発電機

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

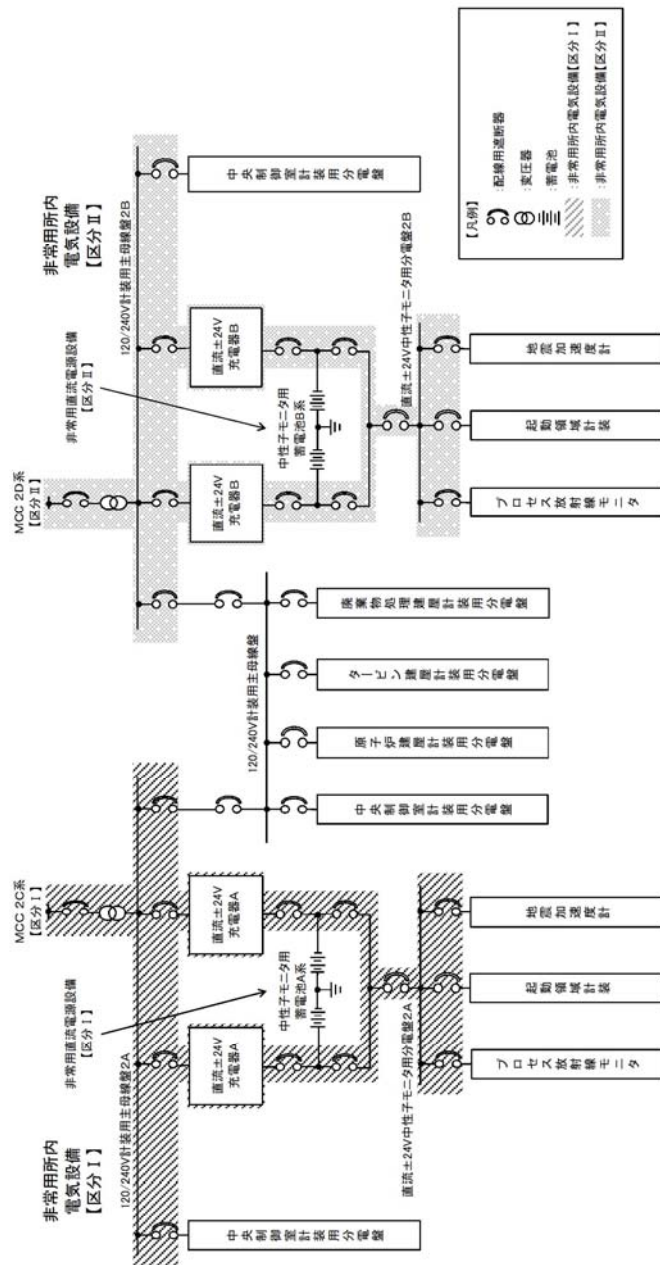


高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

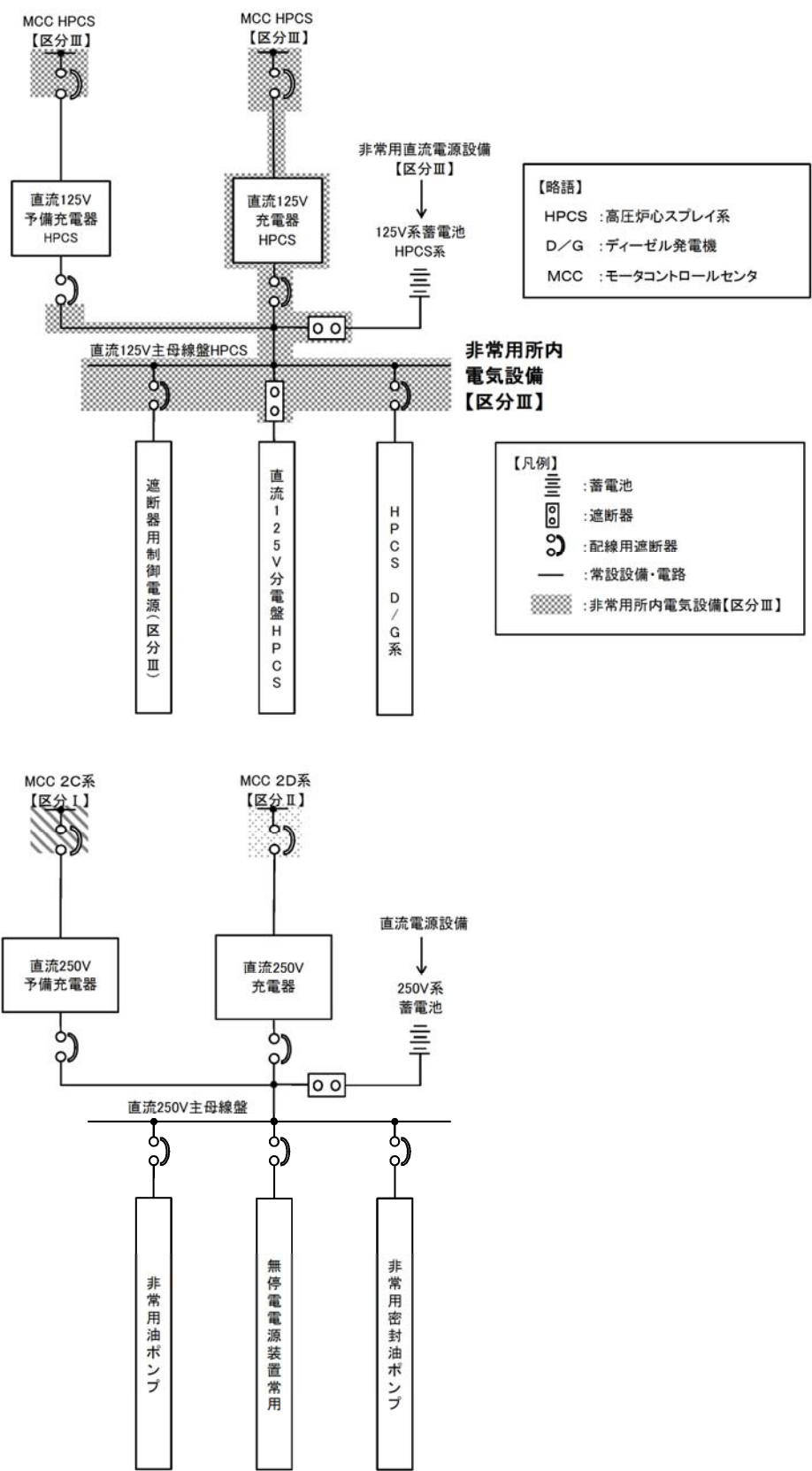
(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

第 10.1-2 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の負荷の始動順位

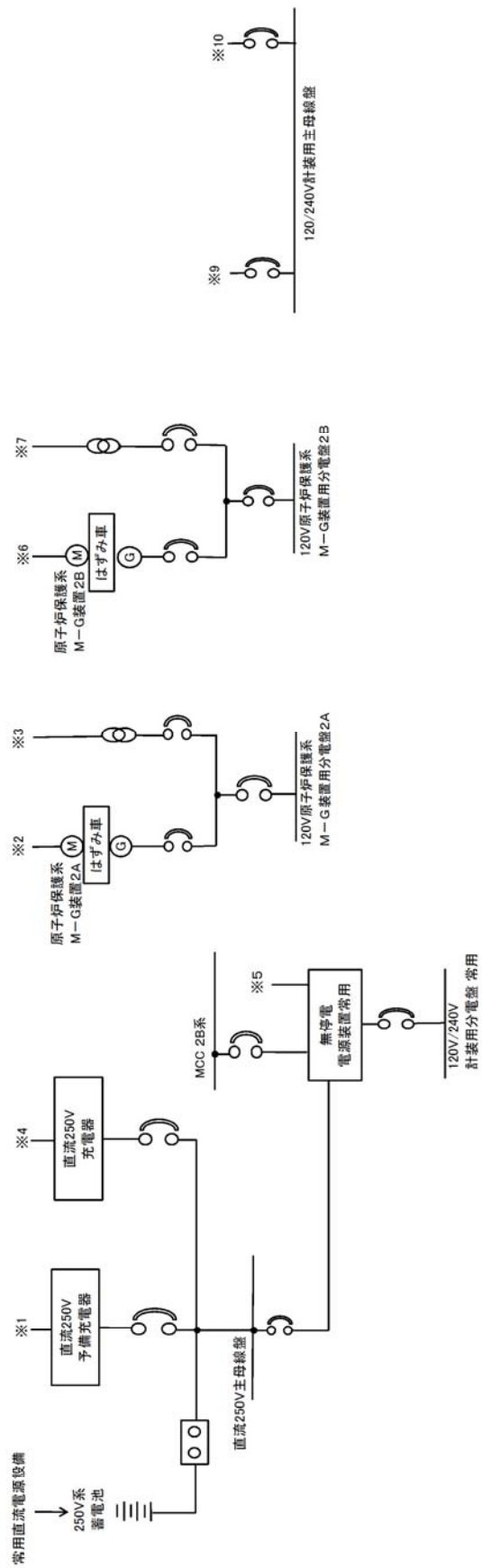
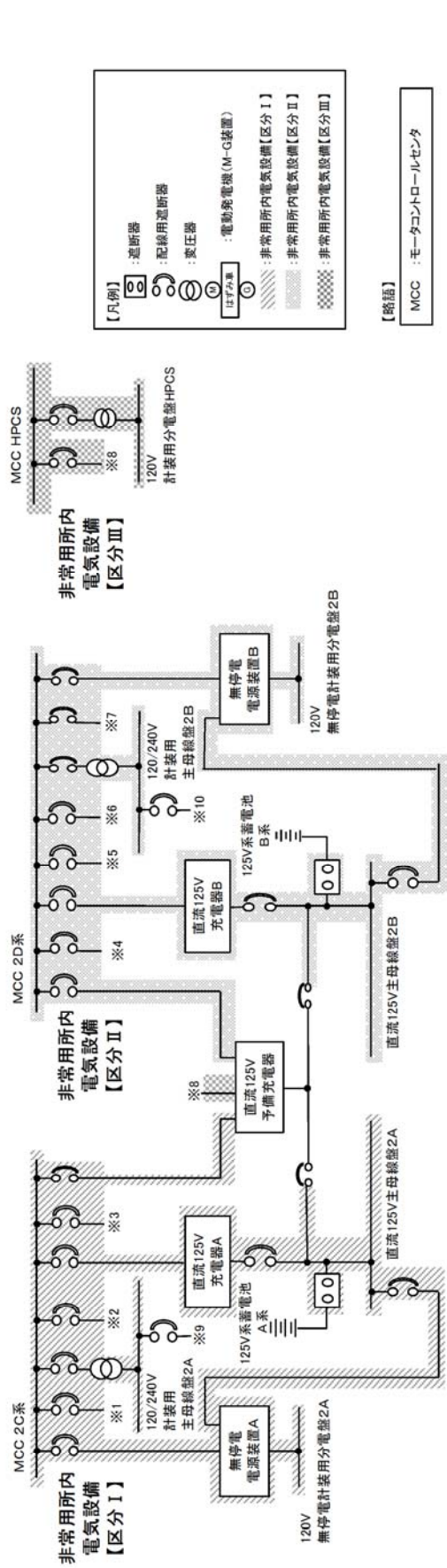
(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)



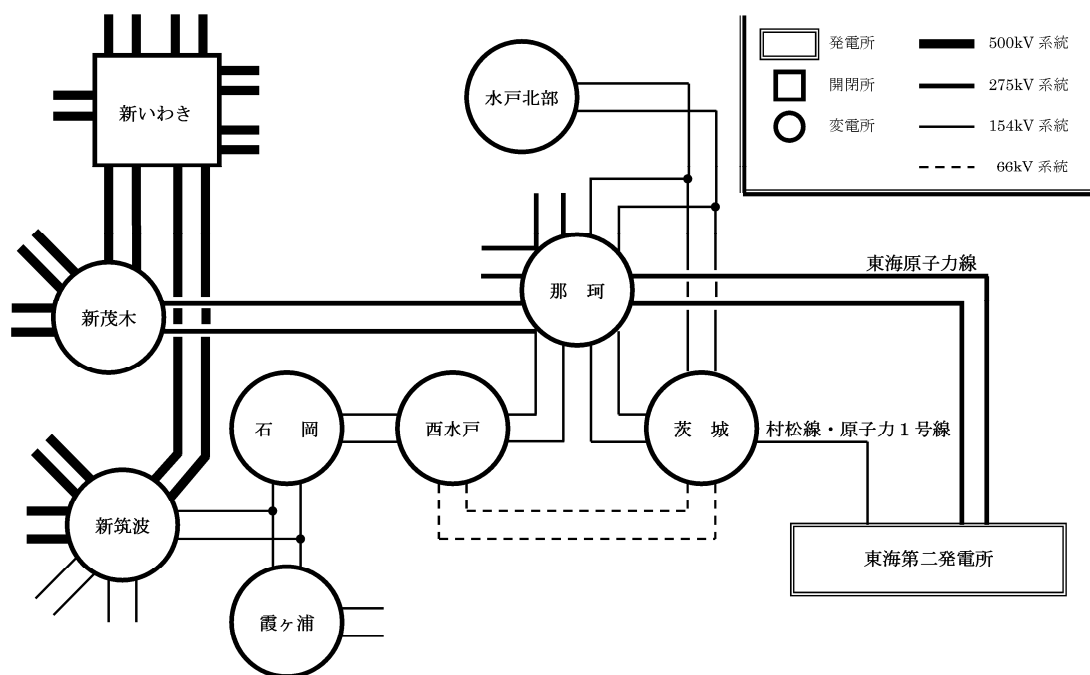
第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)



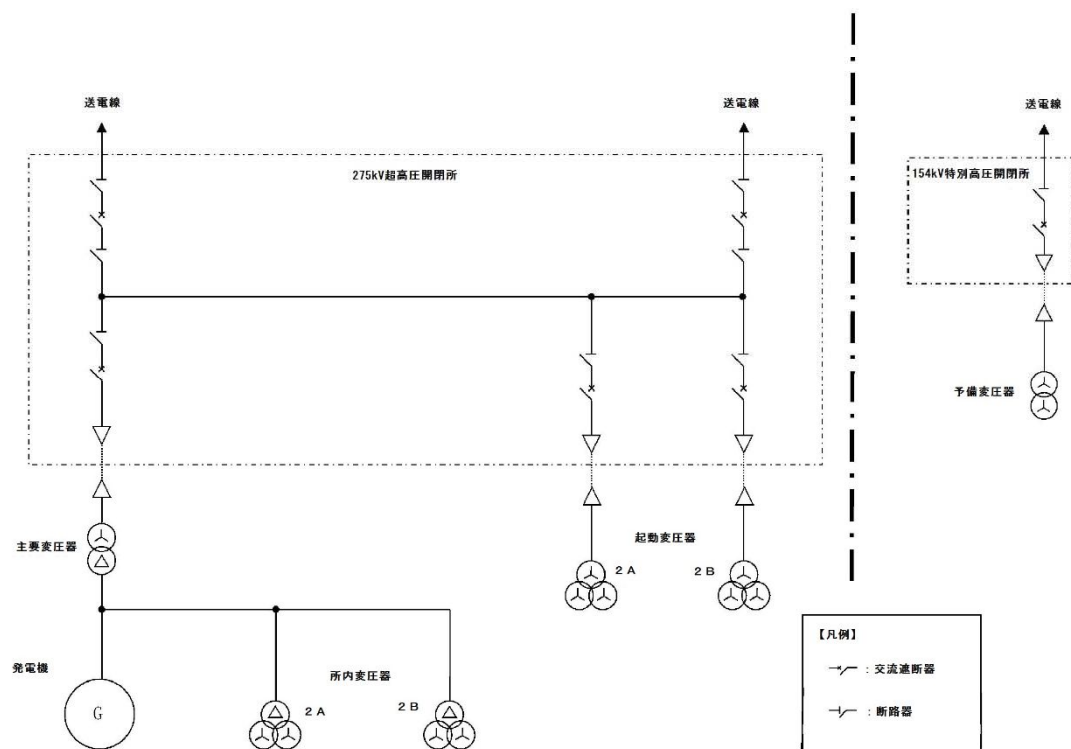
第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図



第10.3-1図 送電系統図



第 10.3—2 図 開閉所単線結線図

2. 保安電源設備

2.1 保安電源設備の概要

2.1.1 常用電源設備の概要

275kV 送電線 2 回線は、約 17km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所（以下「那珂変電所」という。）に接続する。また、154kV 送電線 1 回線は、約 9km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所（以下「茨城変電所」という。）に接続する。なお、東海発電所用の 66kV 送電線 1 回線は東海第二発電所の 3 回線とは別で茨城変電所に接続しており、東海第二発電所とは送電線の共用をしていない。送電系統図を、第 2.1.1-1 図に示す。

上記 2 ルート 3 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、那珂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、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から石岡変電所、西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで東海第二発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。また、茨城変電所が停止した場合には、那珂変電所を経由するルートで、東海第二発電所に電力供給が可能な設計とすることを確認している。これら送電線は、発電用原子炉の停止に必要な電力を供給可能な容量であることを確認している。東京電力パワーグリッド株式会社 275kV 東海原子力線（以下「275kV 東海原子力線」という。）2 回線は、1 回線停止時でも東海第二発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時に所内電力は、主として発電機から所内変圧器を介して受電するが、275kV 東海原子力線より起動変圧器を介して受電することもできる。また、東京電力パワーグリッド株式会社 154kV 村松線・原子力 1 号線（以下「154kV 村松線・原子力 1 号線」という。）を予備電源として使用すること

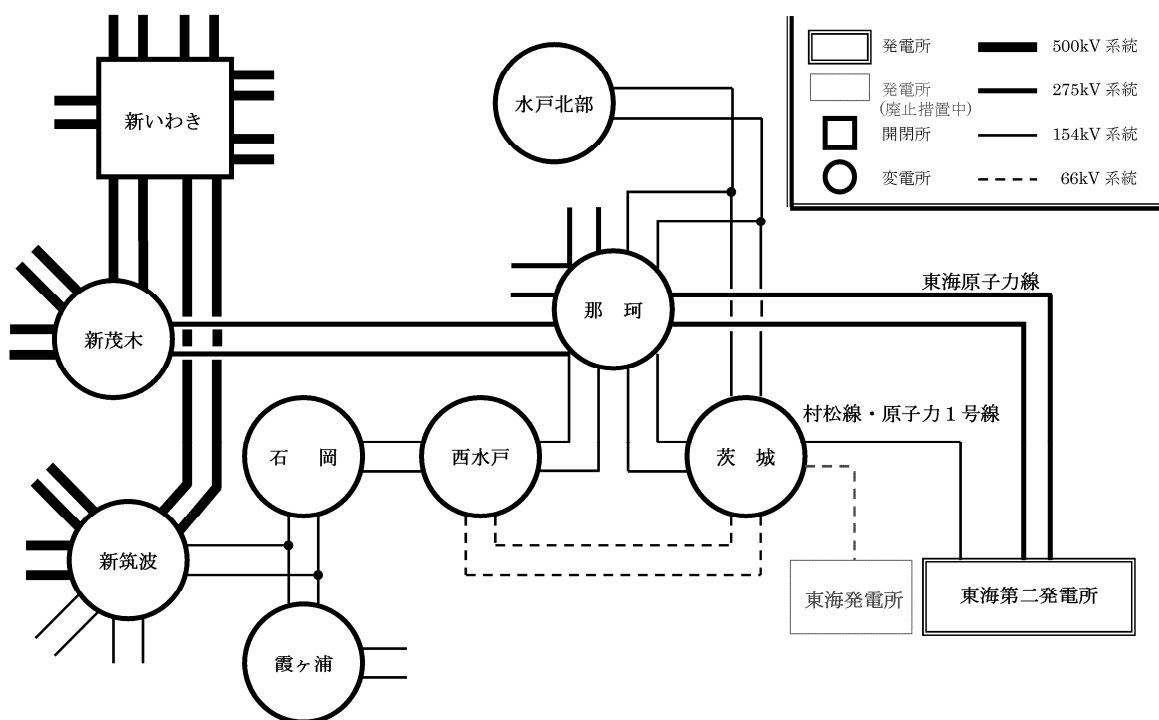
ができる。

常用高圧母線は，7 母線で構成し，所内変圧器又は起動変圧器から受電する。

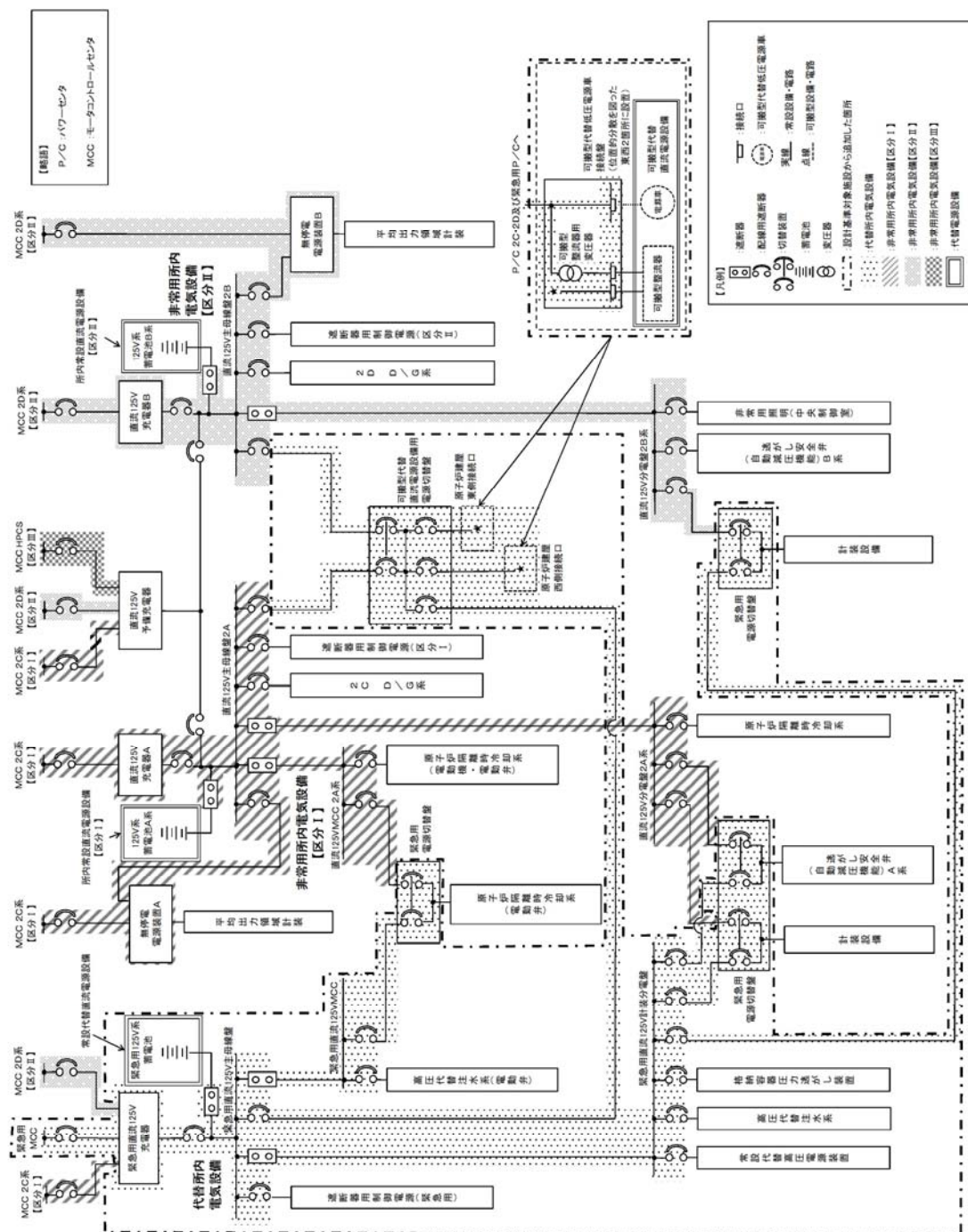
常用低圧母線は，11 母線で構成し，常用高圧母線から動力変圧器を介して受電できる設計とする。

所内機器で 2 台以上設置するものは，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各母線に分割接続し，所内電力供給の安定を図る。所内電源単線結線図を，第 2.1.1-2 図に示す。

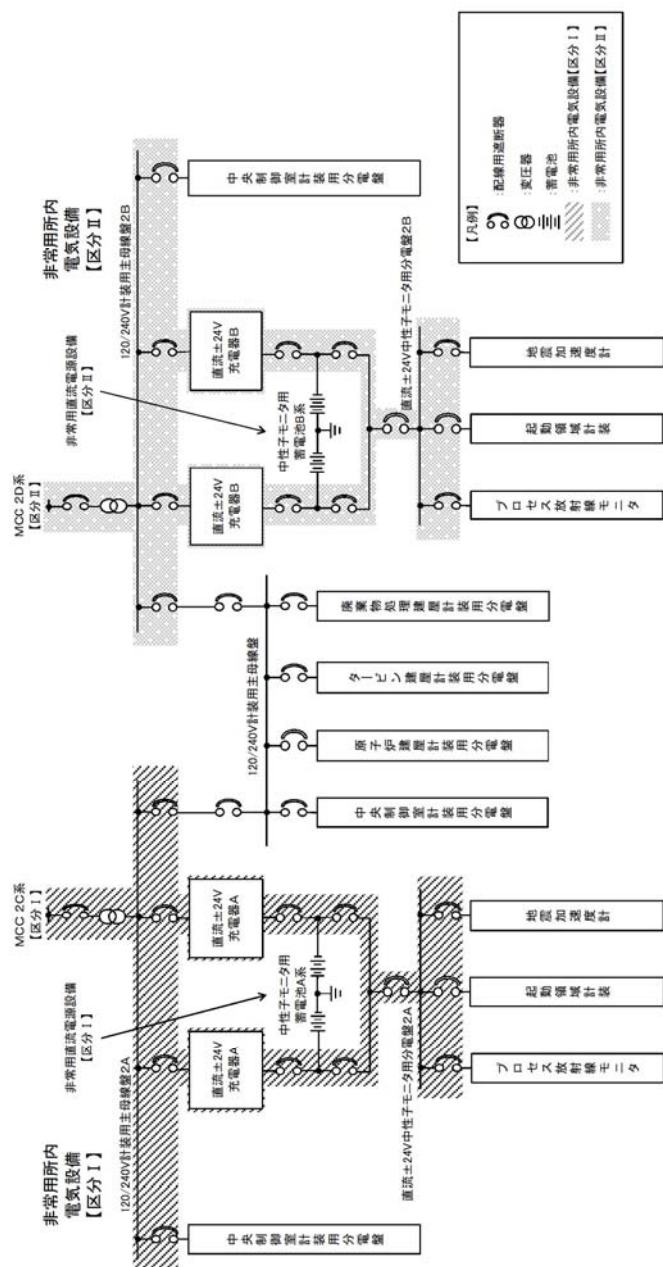
また，直流電源設備は，常用所内電源として 250V 母線 1 系統から構成する。直流電源単線結線図を，第 2.1.1-3 図に示す。



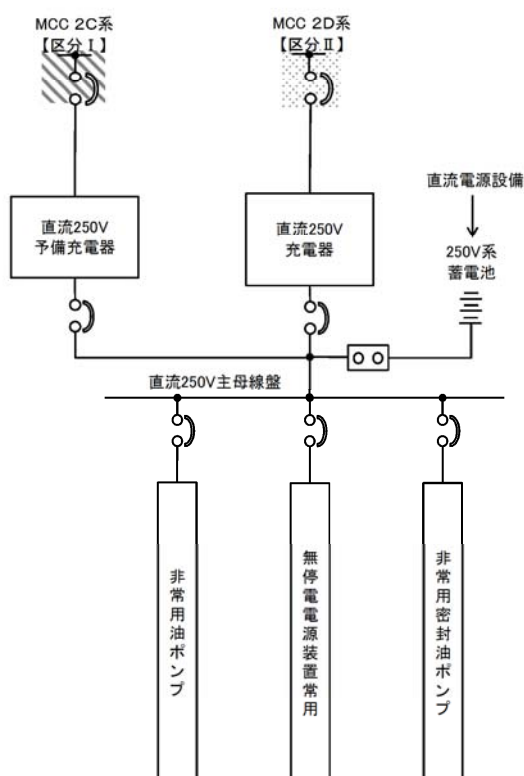
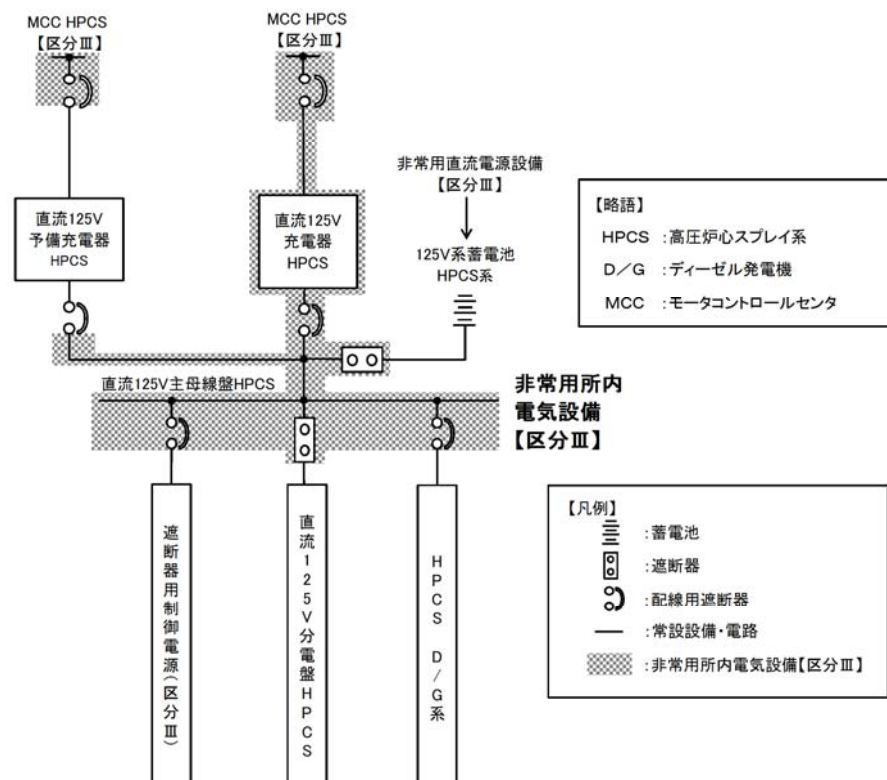
第 2.1.1-1 図 送電系統図



第2.1.1-3 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 2.1.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 2.1.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)

2.1.2 非常用電源設備の概要

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。

非常用高圧母線は3母線で構成し、常用母線及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用低圧母線は、2母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を介して受電する。所内電源単線結線図を、第2.1.1-2図に示す。

所内機器は、工学的安全施設に関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。

安全保護系及び工学的安全施設に関する機器は、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系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

3台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）は、275kV 東海原子力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し、1台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）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的设计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、非常用電源設備として125V母線3系統（高圧炉心スプレ

イ系 1 系統を含む) (区分 I, II, III) 及び±24V 母線 2 系統 (区分 I, II) から構成する。直流電源単線結線図を, 第 2.1.1-3 図に示す。

外部電源系, 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若しくは地絡又は母線の定電圧若しくは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, 他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

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

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

(1) 安全施設の保護装置について

発電機，外部電源系，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する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，安全施設への電力の供給が停止することのないように，保護継電装置により検知できる設計としており，検知した場合には，異常の拡大防止のため，保護継電装置からの信号により，遮断器等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し，他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

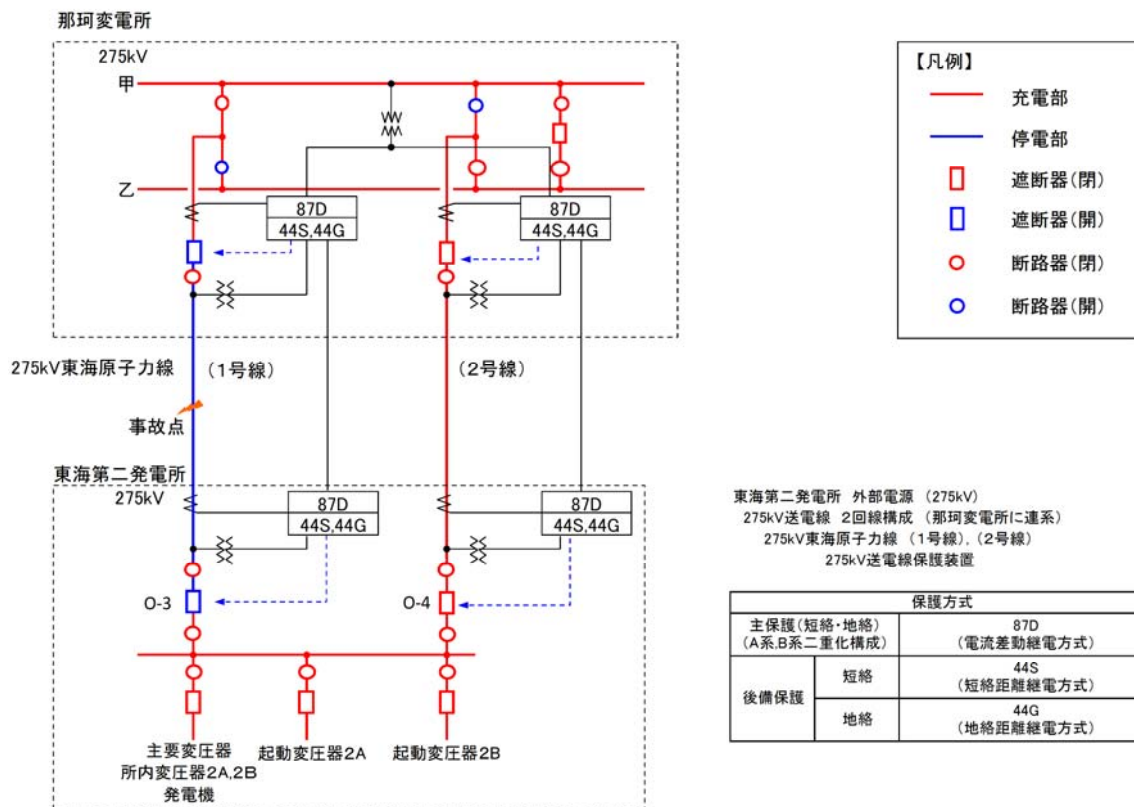
なお，東海第二発電所内では，吊り下げ設置型高圧遮断器については，使用していない。（別紙 2 参照）

a. 送電線保護装置

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線には，それぞれ保護装置を設置している。

送電線の短絡若しくは地絡を検出した場合，当該送電線が連系される遮断器を開放し，故障区間を速やかに分離し，残りの健全回線の電力供給を維持する。

送電線保護装置（275kV 東海原子力線（1 号線）故障時）を，第 2.2.1.1－1 図に，送電線保護装置（154kV 村松線・原子力 1 号線故障時）を，第 2.2.1.1－2 図に示す。



第 2.2.1.1-1 図 送電線保護装置 (275kV 東海原子力線 (1 号線) 故障時)



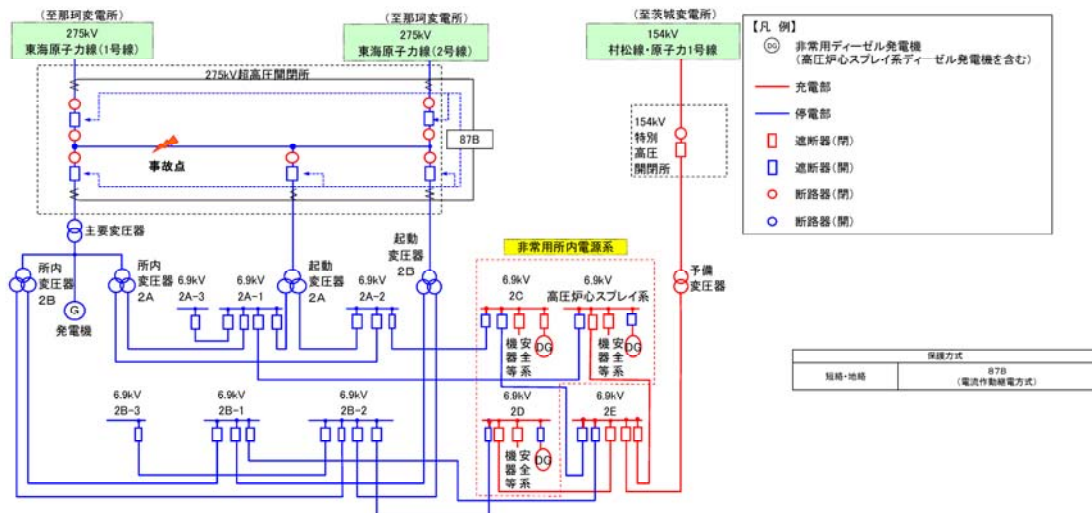
第 2.2.1.1-2 図 送電線保護装置 (154kV 村松線・原子力 1 号線故障時)

b. 275kV 母線保護裝置

東海第二発電所 275kV 超高圧開閉所は、1 母線で構成されており、保護装置を設置する。

母線の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該母線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全側母線の電力供給を維持する。

東海第二発電所が接続する母線保護装置（275kV 東海原子力線が接続する母線故障時）を、第 2.2.1.1-3 図に示す。

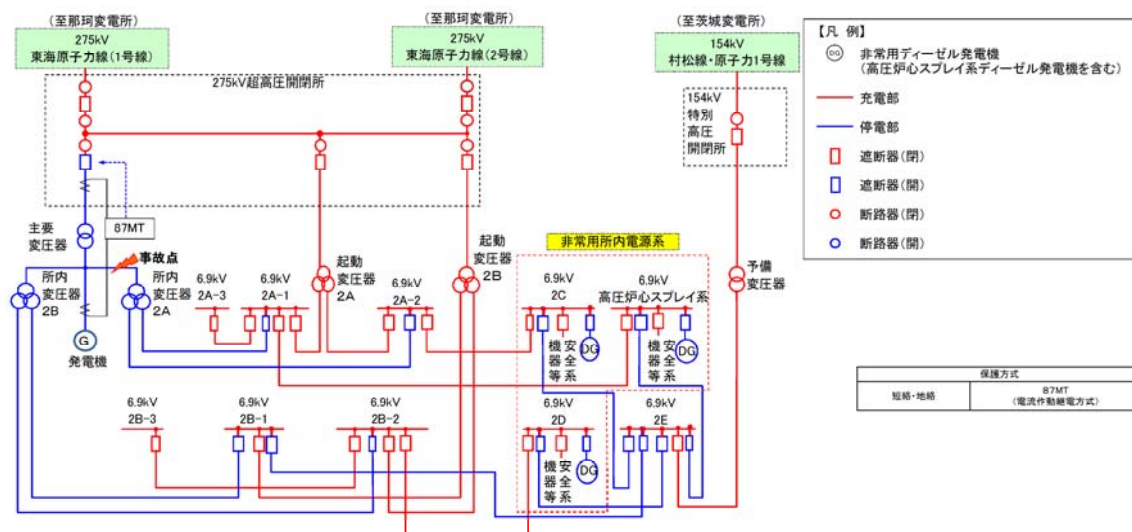


第 2.2.1.1-3 図 母線保護装置 (275kV 東海原子力線が接続する母線故障時)

c. 主要変圧器保護装置

主要変圧器の保護装置を、第 2.2.1.1－4 図に示す。

主要変圧器の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該変圧器が連系される遮断器を開放し、故障変圧器を速やかに分離するとともに、他の安全施設への影響を限定できる構成とする。



第 2.2.1.1－4 図 主要変圧器保護装置

d. その他設備に対する保護装置

ファンやポンプ等の補機については過負荷保護継電器及び過電流保護継電器を設置する。

過負荷継電器及び過電流継電器にて過電流を検知した場合、警報を発生させることや補機を停止させることにより、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(2) 1 相開放故障への対策について

外部電源系に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とする。

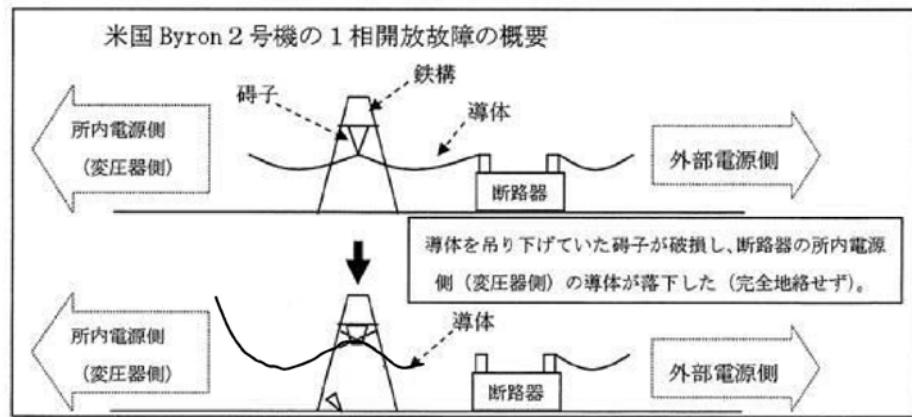
a. 米国バイロン 2 号炉の事象の概要と問題点

(a) 事象の概要

2012 年 1 月 30 日、米国バイロン 2 号炉において定格出力運転中、以下の事象が発生した。

- ① 起動用変圧器の故障（架線の碍子の破損）により、3 相交流電源の 1 相が開放故障した状態が発生した。米国バイロン 2 号炉の 1 相開放故障の概要を、第 2.2.1.1-5 図に示す。
- ② このため、起動用変圧器から受電していた常用母線の電圧の低下により、一次冷却材ポンプがトリップし、発電用原子炉がトリップした。
- ③ トリップ後の所内切替により、非常用母線の接続が起動用変圧器側に切り替わった。
- ④ 非常用母線の電圧を監視している保護継電器のうち、1 相分の保護継電器しか動作しなかったため、非常用母線の外部電源への接続が維持され、非常用母線各相の電圧が不平衡となった。
- ⑤ 原子炉トリップ後に起動した安全系補機類が、非常用母線の電圧不平衡のために過電流によりトリップした。

- ⑥ 運転員が 1 相開放故障状態に気付き、外部電源の遮断器を手動で動作させることにより、外部電源系から非常用母線が開放され、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、電源を回復した。



第 2.2.1.1-5 図 米国バイロン 2 号炉の 1 相開放故障の概要

(b) 問 題 点

当該事象に対し、「変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への給電が維持された。」ことが問題点である。

b. 非常用高圧母線への電力供給について

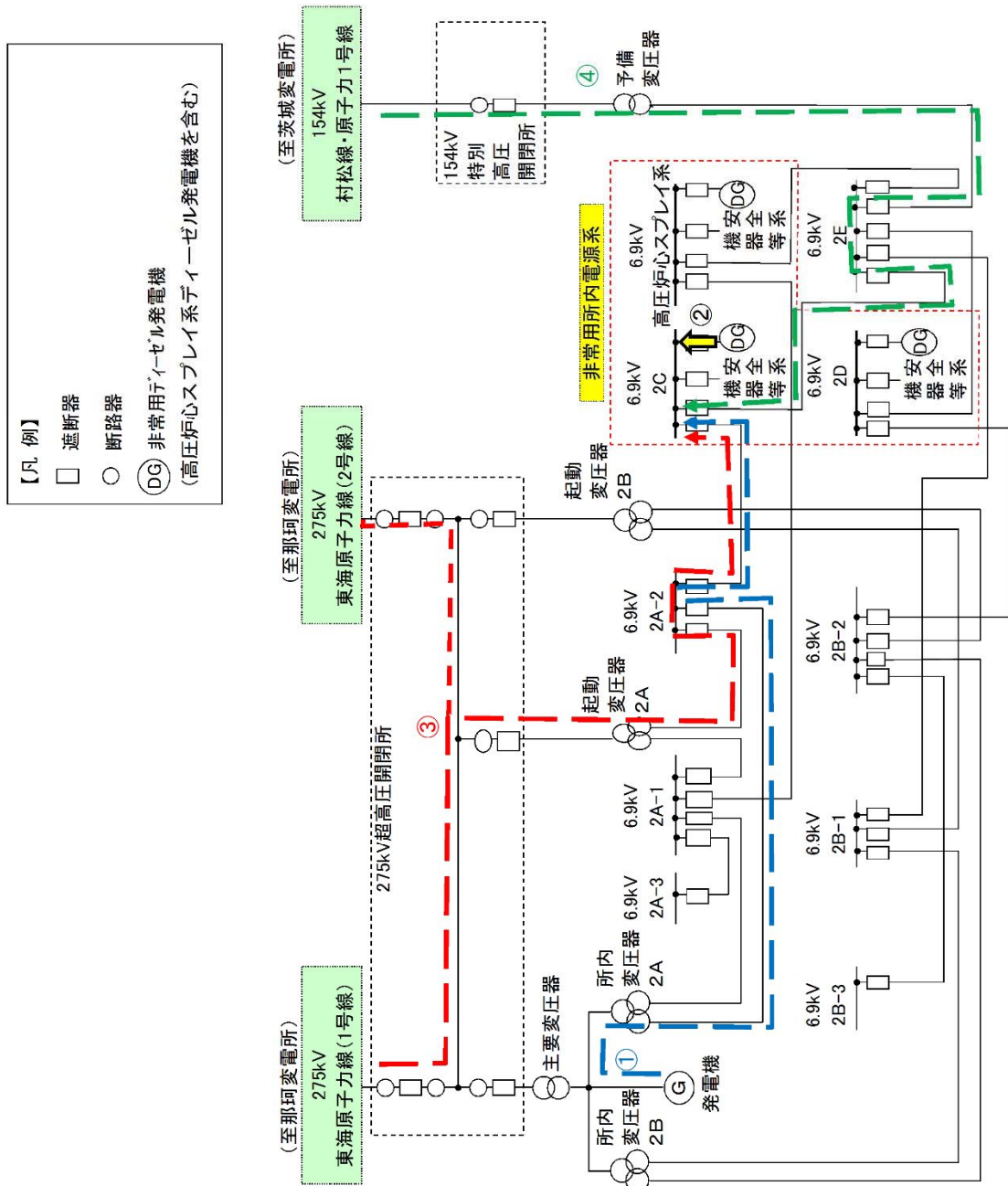
東海第二発電所は、275kV 送電線 1 ルート 2 回線及び 154kV 送電線 1 ルート 1 回線で電力系統に連系している。

非常用高圧母線は、以下の方法にて受電可能である。

- ① 通常運転時、発電機の発生電力を 2 台の所内変圧器にて 6.9kV に降圧し、常用高圧母線経由で受電する。
- ② 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から受電する。

- ③ 発電用原子炉停止時及び発電用原子炉起動・停止操作時は、
275kV 超高压開閉所内にある 275kV ガス絶縁開閉装置（以下「GIS」という。）を介し、2 台の起動変圧器にて 6.9kV に降圧し、常用高压母線経由で受電する。
- ④ 275kV 東海原子力線、275kV GIS 若しくは起動変圧器が使用できない場合、154kV 特別高压開閉所内にある予備変圧器にて 6.9kV に降圧し、常用高压母線経由で受電する。
- 非常用高压母線への電力の供給を、第 2.2.1.1-6 図に示す。

外部電源に直接接続している受電用変圧器は、起動変圧器及び予備変圧器であるが、通常運転時に非常用母線に電力の供給を行っていないことから、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることがないとしても、直ちに発電用原子炉の安全を脅かすものではないが、起動過程又は停止中に当該変圧器を使用している場合には、変圧器一次側で 1 相開放故障が発生したことを速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。



第 2.2.1.1-6 図 非常用高圧母線への電力の供給

また、③の経路で受電する場合、通常は 275kV 送電線から東海第二発電所の非常用高压母線まで第 2.2.1.1-6 図の経路で電力の供給を行っているため、以下のとおり、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能な構成とする。

- ・ 275kV 東海原子力線から受けた 2 回線の電源は 275kV 超高压開閉所にて連系しているため、275kV 東海原子力線 1 回線にて 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線の電圧に変化が生じない。
- ・ 非常用高压母線（6.9kV 2C 及び 6.9kV 2D）は異なる起動変圧器より受電し多重性を確保しているため、1 台の起動変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生しても、残りの 1 台の起動変圧器から受電することにより、1 回線以上の非常用高压母線は健全な電源より受電可能である。

したがって、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への給電が維持されたとしても、非常用高压母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能であることから、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

なお、154kV 村松線・東海原子力 1 号線から予備変圧器までは、通常負荷へ給電していないことから、予備変圧器の一次側に 1 相開放故障が発生した場合でも、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、この場合も別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

c. 1 相開放故障の検知性について

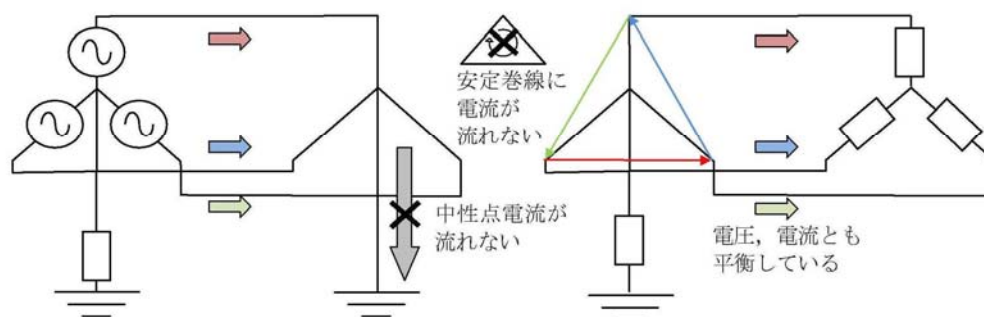
- (a) 変圧器一次側に1相開放故障が発生した場合に電圧が低下しない事象の概要

米国バイロン2号炉の事象のように変圧器一次側において1相開放故障が発生した場合に、所内電源系の3相の各相には、低電圧を検知する交流不足電圧継電器(27)が設置されていることから、交流不足電圧継電器(27)の検知電圧がある程度(約30%以上)低下すれば、当該の保護継電器が動作し警報が発報することにより1相開放故障を含めた電源系の異常を検知することが可能である。

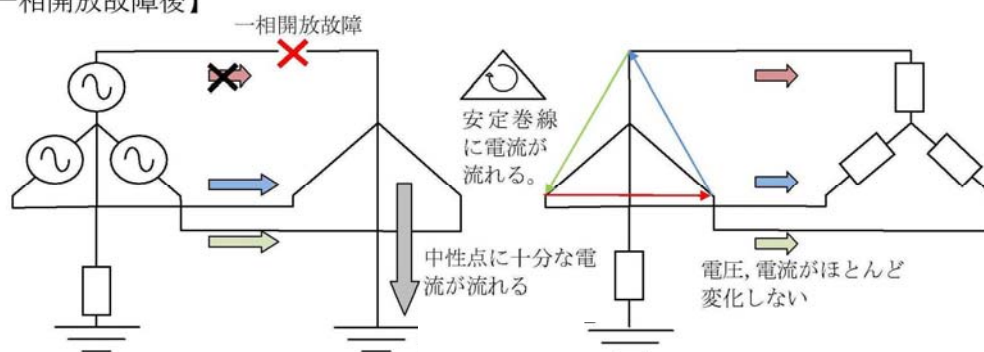
一方、変圧器負荷が非常に少ない場合や、変圧器に Δ 結線の安定巻線を含む場合などにおいては、所内電源系側の交流不足電圧継電器(27)の検知電圧が動作範囲まで低下せず、1相開放故障が検知できない可能性がある(3相交流では、変圧器一次側における1相のみが開放故障となっても変圧器鉄心に磁束の励磁が持続され、変圧器二次側(所内電源系側)において3相ともほぼ正常に電圧が維持されてしまう場合がある)。

変圧器一次側における1相開放故障による電圧維持(イメージ)を、第2.2.1.1-7図に示す。

【一相開放故障前】



【一相開放故障後】



第 2.2.1.1-7 図 変圧器一次側における 1 相開放故障による
電圧維持（イメージ）

- (b) 外部電源に接続している変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の対応について

外部電源に接続している変圧器一次側の接続部位で、275kV 送電線側及び 154kV 送電線側については、接地された筐体内等に配線された構造箇所を有している。(第 2.2.1.1-8 図、第 2.2.1.1-9 図参照)

筐体内等の導体においては、断線による 1 相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じ完全地絡となることで、電流差動継電器 (87) 等による検知が可能である。

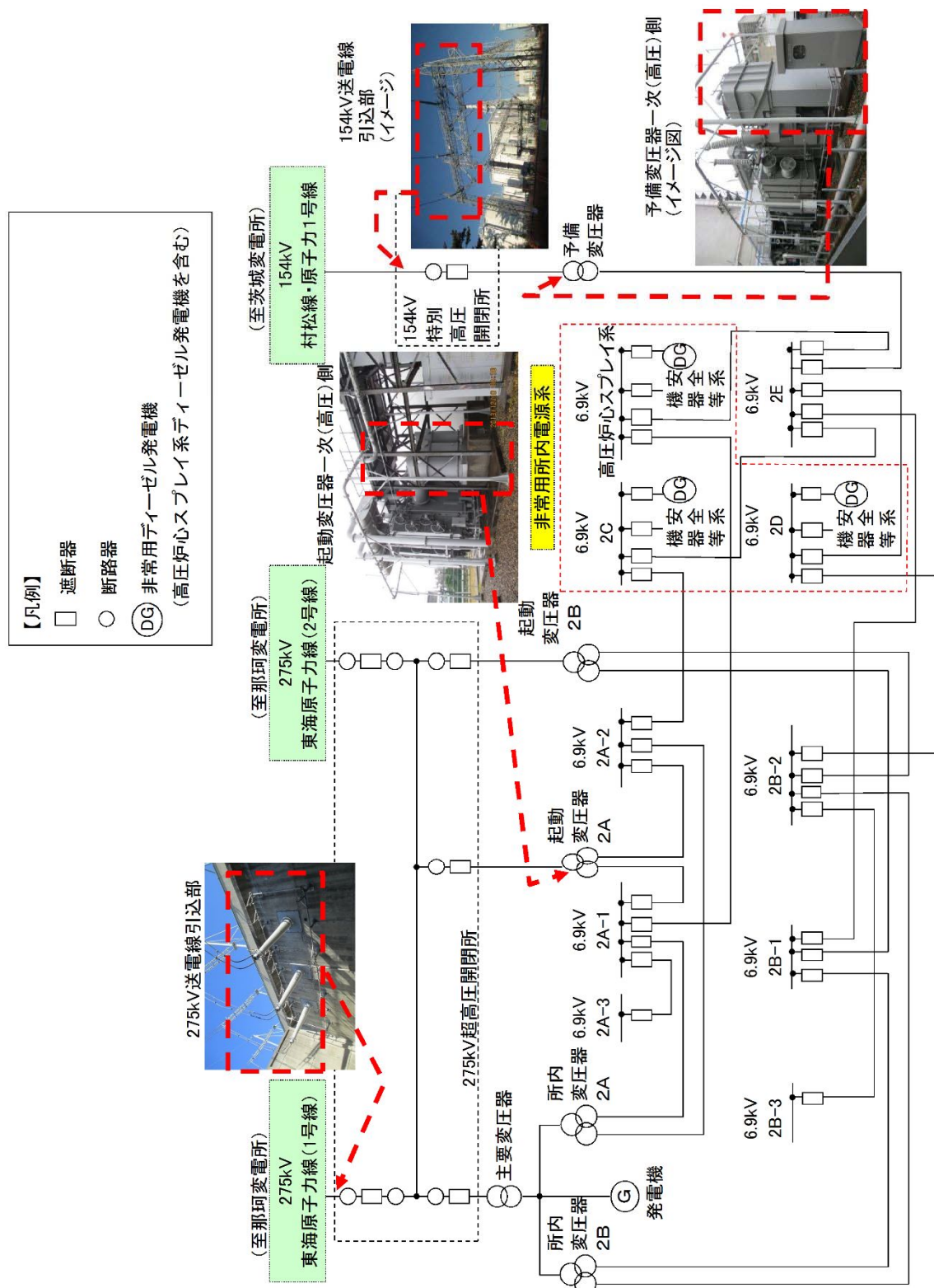
電流差動継電器 (87) 等が動作することにより、1 相開放故障が発生した部位が自動で隔離されるとともに、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって、変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、1 相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持されることはない。(別紙 3)

自動で検知されない可能性のある気中に露出した架線接続部は、275kV 送電線の引込部及び 154kV 送電線の引込部が該当する。変圧器一次側の接続部位を第 2.2.1.1-9 図に示す。当該部は、毎日実施する「巡視点検」にて電路の健全性を確認することにより、1 相開放故障を目視にて検知することが可能である。

巡視点検要領に定められた巡視確認項目を第 2.2.1.1-10 表に示す。

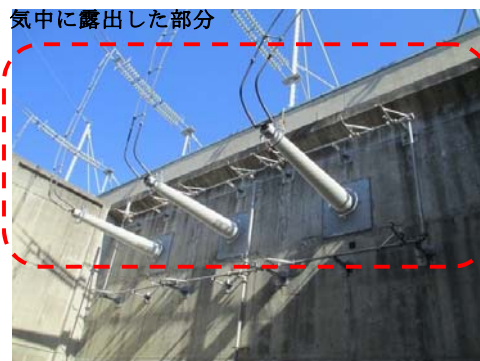
目視にて検知したのちは、健全な送電線側への受電切替を実施する。また、点検等により健全な送電線への受電切替が実施できない場合は、給電中の 1 相開放故障が発生した送電線を手動にて切り離すことにより、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって、変圧器一

次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されことなく、
1 相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持
されることはない。

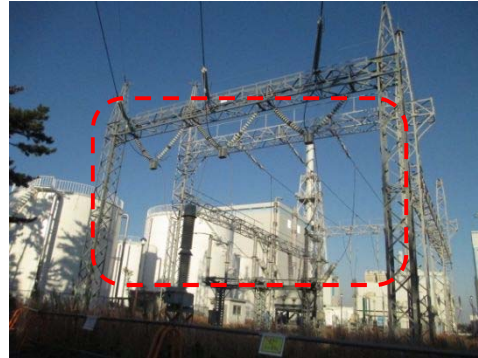


第 2.2.1.1-8 図 変圧器一次側の接続部位について

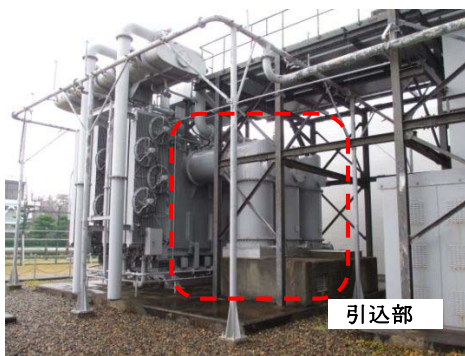
i) 275kV 送電線引込部



ii) 154kV 送電線引込部 (イメージ図)
気中に露出した部分



iii) 起動変圧器 (露出部無)



iv) 予備変圧器(露出部無)(イメージ図)



第 2.2.1.1-9 図 変圧器一次側接続部位について

第 2.2.1.1-10 表 巡視確認項目

巡視 機器	巡視確認項目	点検 頻度
275kV 超高圧 開閉所	1. 外観上から判断できる範囲での損傷, 漏えい, 異常な振動等, 不具合の有無 2. 異音, 異臭の有無 3. 火災発生の有無	1 回/日
154kV 特別高圧 開閉所		

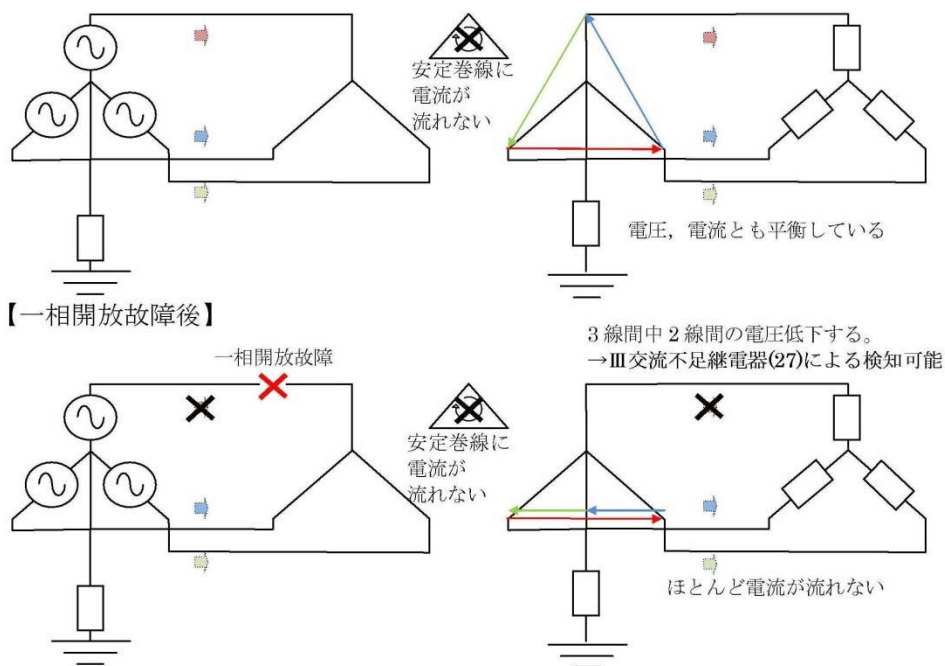
(c) 検知性向上対策について

前述の電流差動継電器（87）及び目視の他に，変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した場合以下の事象が発生する。

- ・ 高圧母線の電圧が低下する。（交流不足継電器(27)による検知）

したがって，上記事象 I を検知することにより，変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の検知性向上の対策を実施する。

【一相開放故障前】



第 2.2.1.1-11 図 交流不足継電器（27）による検知（イメージ）
（予備変圧器）

上記事象は，変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した条件により検知できる保護継電器が異なる。1 相開放故障の発生条件に応じた保護継電器による検知方法を第 2.2.1.1-12 表に示す。

第 2.2.1.1－12 表 検知性向上対策

1 相開放故障の発生条件		検知可否 ※1	保護継電器	検知後の対処
発生場所	変圧器の状態			
起動変圧器	重負荷	×	—	—※2
	軽負荷			
	無負荷			
予備変圧器	重負荷	○	交流不足 電圧継電器 (27)	警報発生後，電圧を確認し，手動にて発生箇所を隔離する。
	軽負荷			
	無負荷			

※1 ○は検知可能，×は検知できないことを示す。

※2 2回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高圧母線の電圧に変化が起らない

1 相開放故障の発生箇所ごとに応じた識別方法と対応操作を，第 2.2.1.1－13 表，第 2.2.1.1－14 表に示す。

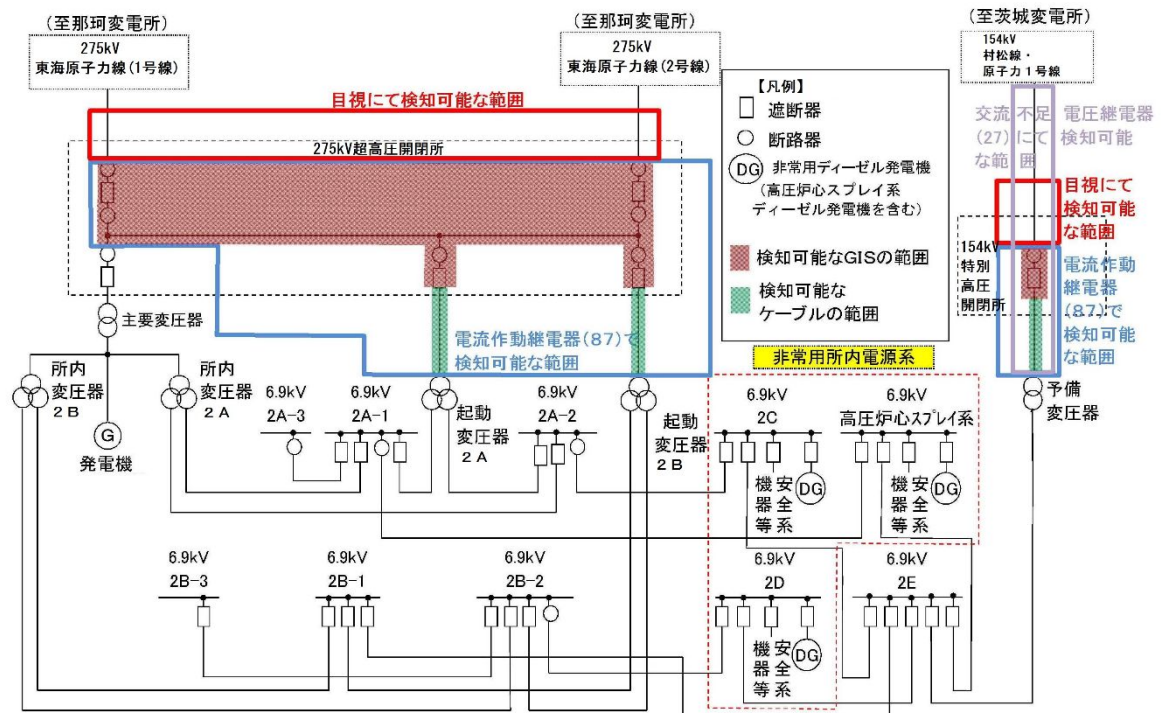
第 2.2.1.1－13 表 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作
(275kV 母線から 6.9kV 2C に受電の場合)

発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別紙 4
275kV 東海 原子力線	目視にて確認	手動	275kV 東海原子力線の残り 1 回線で電力の供給を維持する。 (非常用高圧母線の電圧に変化なし)	4－1
154kV 原子力 1 号線	目視にて確認	手動	非常用高圧母線は予備変圧器から隔離されている。 (非常用高圧母線の電圧に変化なし)	4－2

第 2.2.1.1－14 表 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作
(154kV 母線から 6.9kV 2C に受電の場合)

発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別紙 4
154kV 村松線・ 原子力 1 号線	交流不足電圧継電器(27)にて検知	自動	非常用ディーゼル発電機から電力の供給を行う。 なお、非常用高圧母線は 1 相開放故障前同様に健全である。	4－3

変圧器の一次側において1相開放故障の発生した場合の検知方法及び適用範囲について、第2.2.1.1-15図に示す。



第2.2.1.1-15図 1相開放故障が発生した場合の検知方法及び適用範囲について

(d) ま と め

- ① 275kV 東海原子力線で 1 相開放故障が発生しても 2 回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高压母線の電圧に変化が起こらないこと。
- ② 起動変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線 (6.9kV 2C 及び 6.9kV 2D) は異なる起動変圧器より受電しているため非常用高压母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能となっている。

上記①, ②の様な変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく非常用母線への給電が維持されたとしても, 非常用高压母線への電力の供給は可能であることから, 直ちに原子炉安全を脅かすものではない。

また,

- ③154kV 村松線・原子力 1 号線で 1 相開放故障が発生した状況においては保護継電装置にて検知可能であること。

しかし, 別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに故障を検知し, 故障箇所を隔離することが重要となる。

1 相開放故障の検知について, 気中に露出した架線接続部での不具合については巡視点検により早期発見による検知が可能である。それ以外の箇所については保護継電装置で検知可能であり, 故障が発生した状態が検知されずに, 非常用母線への給電が維持されることはない。

また, 運転員が保護継電装置の動作にて 1 相開放故障発生時の対応を確実にするために, 手順書へ内容を反映する。

(3) 電気設備の保護

開閉所（母線等）、変圧器、その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する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、保護継電装置により検知できる設計としており、検知した場合には、保護継電装置からの信号で、遮断器等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し、他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

外部電源系保護継電装置を、第 2.2.1.1－16 表に示す。

第 2. 2. 1. 1－16 表 外部電源系保護継電装置

電気設備	保護継電装置の種類
275kV 東海原子力線	電流差動継電方式 (87) 短絡距離継電方式 (44S) 地絡距離継電方式 (44G)
154kV 村松線・原子力 1 号線	交流不足電圧継電方式 (27) 地絡方向継電方式 (67) 周波数継電方式 (95) 交流過電圧継電方式 (59) 地絡過電圧継電方式 (64)
275kV 母線	電流差動継電方式 (87)
起動変圧器	電流差動継電方式 (87) 交流過電流継電方式 (51) 地絡過電流継電方式 (51G)
予備変圧器	電流差動継電器 (87) 交流過電流継電方式 (51) 地絡過電流継電方式 (51G)
非常用高圧母線	交流不足電圧継電器 (27)
非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機を含む。)	電流差動継電器 (87) 交流過電流継電器 (51) 逆電力継電器 (32)
各負荷 (電動機類)	過負荷継電器 (49)

※発電機，主要変圧器，所内変圧器については，非常用高圧母線に給電しないため除外した。

2.2.1.2 電気系統の信頼性

重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線切替操作が容易である設計とする。

(1) 系統分離を考慮した母線構成

275kV 東海原子力線は起動変圧器を介して、また 154kV 村松線・原子力 1 号線は予備変圧器を介して、発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を 3 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。

(2) 電気系統を構成する個々の機器の信頼性

電気系統を構成する送電線（275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線）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（J E C）又は日本工業規格（J I S）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ことを確認している。また、電気系統を構成する母線、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（J E C）又は日本工業規格（J I S）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。

(3) 非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作

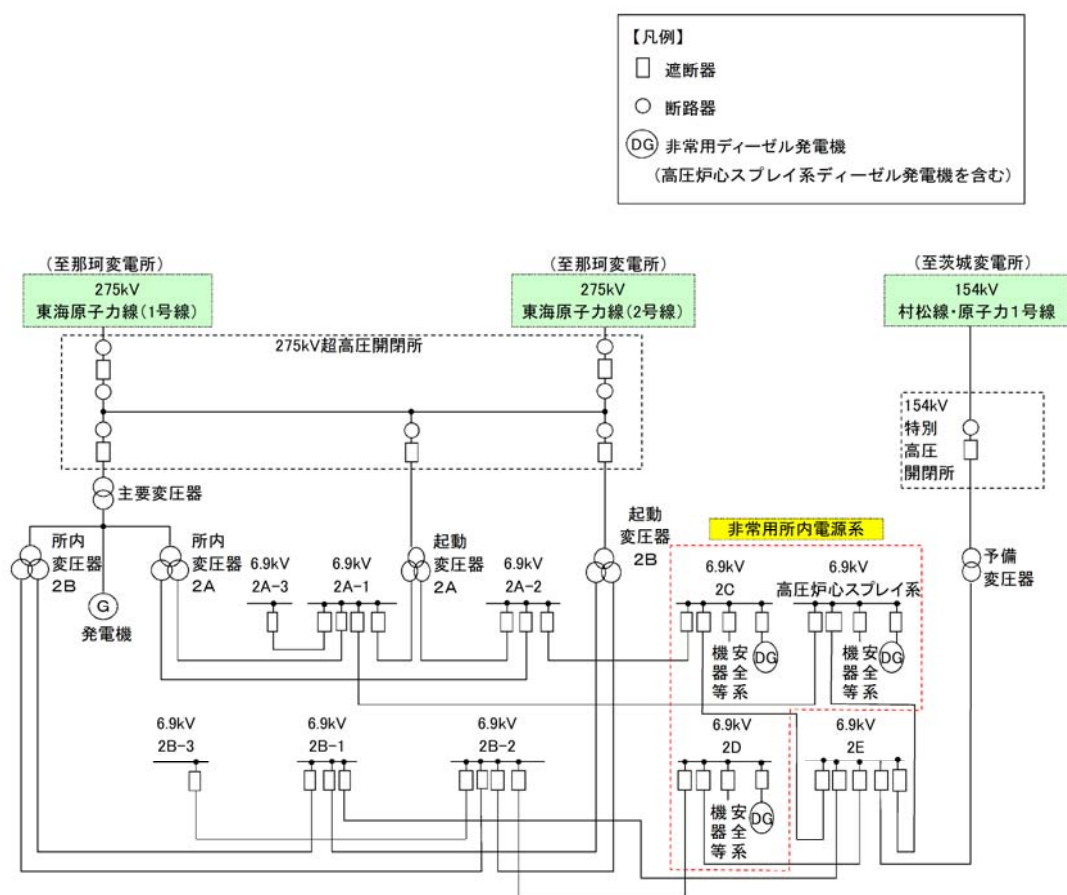
重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器で、その機能を達成するために電力を必要とするものについては、非常用高圧母線からの給電が可能な構成とし、非常用高圧母線は外部電源系又は非常用ディー

ゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる構成とする。

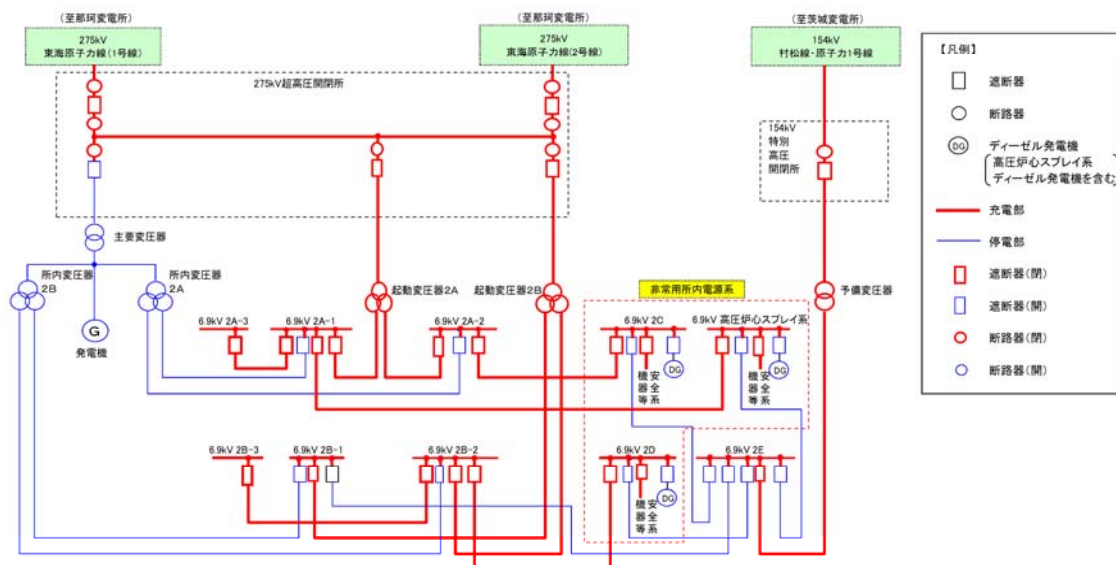
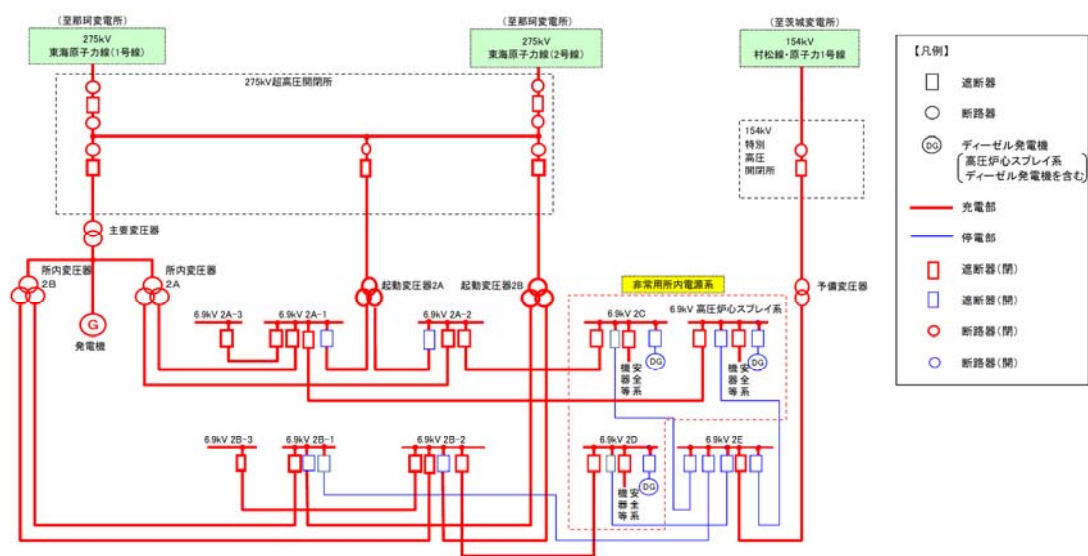
このうち、外部電源系については、送電線に接続する遮断器や断路器等を設置した 275kV 超高圧開閉所機器及び 154kV 特別高圧開閉所機器、各開閉所からの電気を降圧する変圧器から構成される設計とする。

開閉所機器、変圧器、及び所内高圧系統については、送電線や所内電源の切替操作が容易に実施可能なようにスイッチ等を設ける設備構成とする。

所内単線結線図を第 2.2.1.2-1 図、通常運転時の状態を第 2.2.1.2-2 図、発電用原子炉停止時の状態を第 2.2.1.2-3 図に示す。



第 2.2.1.2-1 図 所内単線結線図



非常用高圧母線は、通常運転時は発電機から所内変圧器及び常用高圧母線を通して受電する。

通常運転時の受電経路は以下のとおり。

- ・非常用高压母線 (6.9kV 2C): 発電機→所内変圧器 2 A
→常用高压母線 (6.9kV 2A-2)→非常用高压母線 (6.9kV 2C)

- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 2D) : 発電機→所内変圧器 2 B
→ 常用高压母線 (6.9kV 2B-2) → 非常用高压母線 (6.9kV 2D)
- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系) : 発電機
→ 所内変圧器 2 A → 常用高压母線 (6.9kV 2A-1)
→ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系)

所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には、275kV 東海原子力線から起動変圧器及び常用高压母線を通して受電するように切り替える。

発電用原子炉停止時の受電経路は以下のとおり。

- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 2C) : 275kV 東海原子力線
→ 起動変圧器 2 A → 常用高压母線 (6.9kV 2A-2)
→ 非常用高压母線 (6.9kV 2C)
- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 2D) : 275kV 東海原子力線
→ 起動変圧器 2 B → 常用高压母線 (6.9kV 2B-2)
→ 非常用高压母線 (6.9kV 2D)
- ・ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系) :
275kV 東海原子力線 → 起動変圧器 2 A
→ 常用高压母線 (6.9kV 2A-1)
→ 非常用高压母線 (6.9kV 高压炉心スプレイ系)

非常用高压母線が 275kV 東海原子力線から受電できなくなった場合、2 C 非常用ディーゼル発電機、2 D 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機は自動起動する。非常用高压母線 (6.9kV 2C) は、2 C 非常用ディーゼル発電機からの給電へ自動切替される。一方、非常用

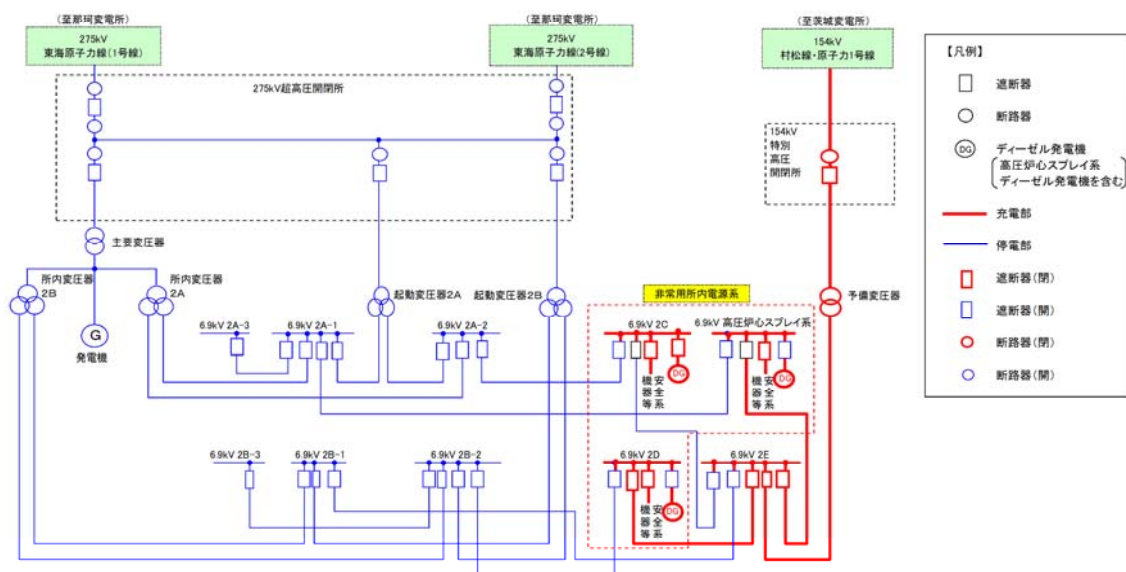
高压母線(6.9kV 2D)及び高压炉心スプレイ系は、154kV 村松線・原子力1号線から予備変圧器及び常用高压母線(6.9kV 2E)を介しての受電へ自動切替される。

275kV 東海原子力線から受電できなくなった場合の受電経路は以下のとおり。

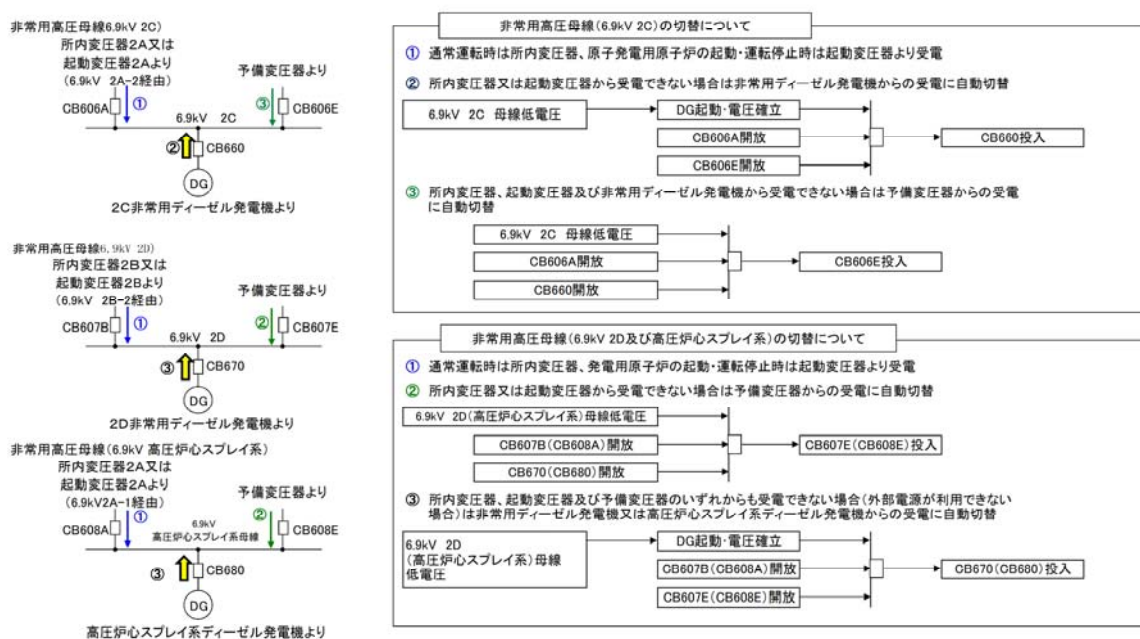
- ・非常用高压母線(6.9kV 2C)：2 C 非常用ディーゼル発電機
→非常用高压母線(6.9kV 2C)
- ・非常用高压母線(6.9kV 2D)：154kV 村松線・原子力1号線
→予備変圧器→常用高压母線(6.9kV 2E)
→非常用高压母線(6.9kV 2D)
- ・非常用高压母線(6.9kV 高压炉心スプレイ系)：
154kV 村松線・原子力1号線
→予備変圧器→常用高压母線(6.9kV 2E)
→非常用高压母線(6.9kV 高压炉心スプレイ系)

更に、非常用高压母線(6.9kV 2D)及び非常用高压母線(6.9kV 高压炉心スプレイ系)は154kV 村松線・原子力1号線からも受電できなくなった場合、2 D 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電へ自動切替される。

非常用母線の受電切替を、第2.2.1.2-4図及び第2.2.1.2-5図に示す。



第 2.2.1.2-4 図 非常用母線の受電切替のイメージ（1 / 2）



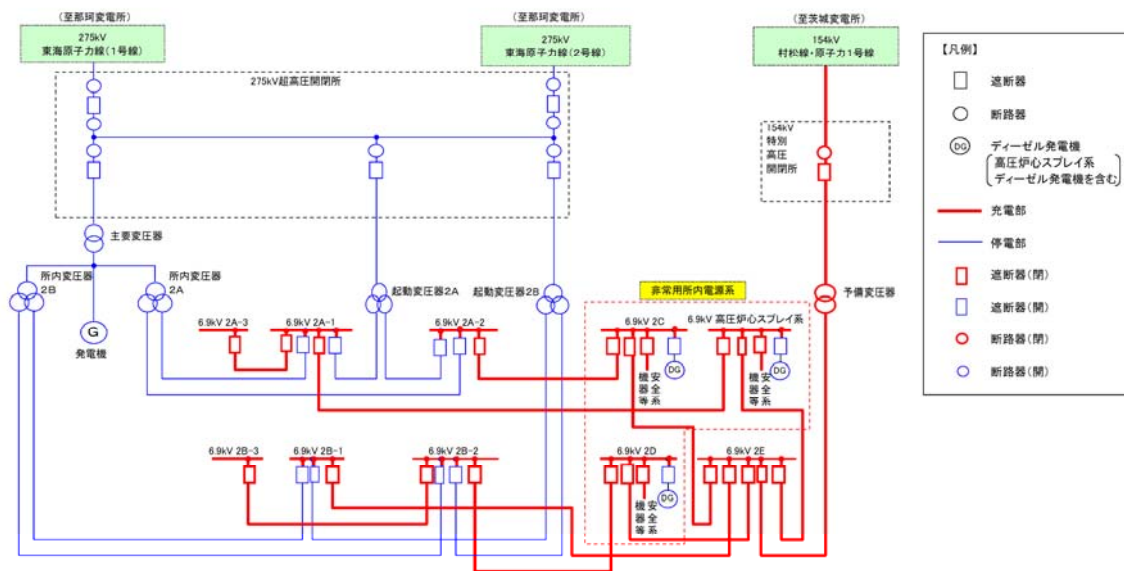
第 2.2.1.2-5 図 非常用母線の受電切替のイメージ（2 / 2）

また、275kV 東海原子力線から受電している非常用高压母線について、154kV 村松線・原子力 1 号線への切替は、手動でも可能である。

予備変圧器を介しての受電のイメージ図を、第 2.2.1.2-6 図に示す。

なお、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）で所内負荷運転中、275kV 送電線又は 154kV 送電線の電圧が回復すれば（受電中であることを含む）、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより、無停電切替（手動）で所内負荷を切り替えることとしている。

これらの送電線は 1 回線で発電用原子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外部電源喪失に至らない構成とする。



第 2.2.1.2-6 図 予備変圧器を介しての受電

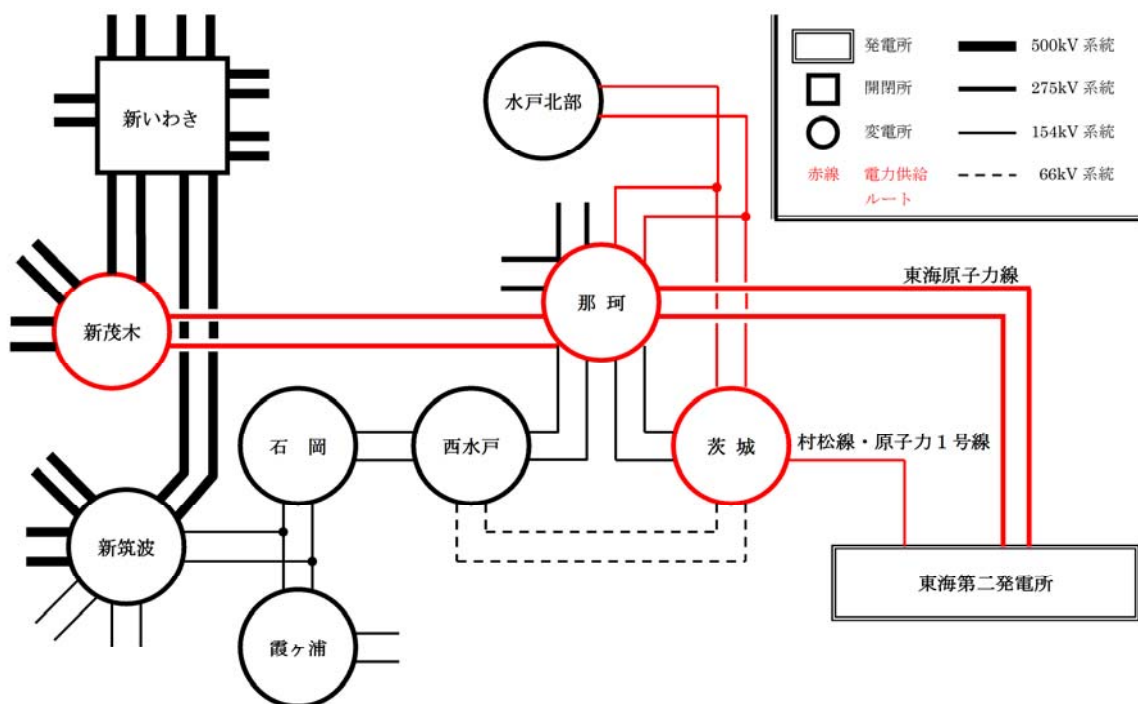
2.2.2 電線路の独立性

2.2.2.1 外部電源受電回路について

東海第二発電所は、275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線の合計 3 回線にて電力系統に連系する。

275kV 東海原子力線 2 回線は、約 17km 離れた那珂変電所に接続し、154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線は、約 9km 離れた茨城変電所に接続する。

外部受電回路の送電系統図を、第 2.2.2.1-1 図に示す。



第 2.2.2.1-1 図 送電系統図

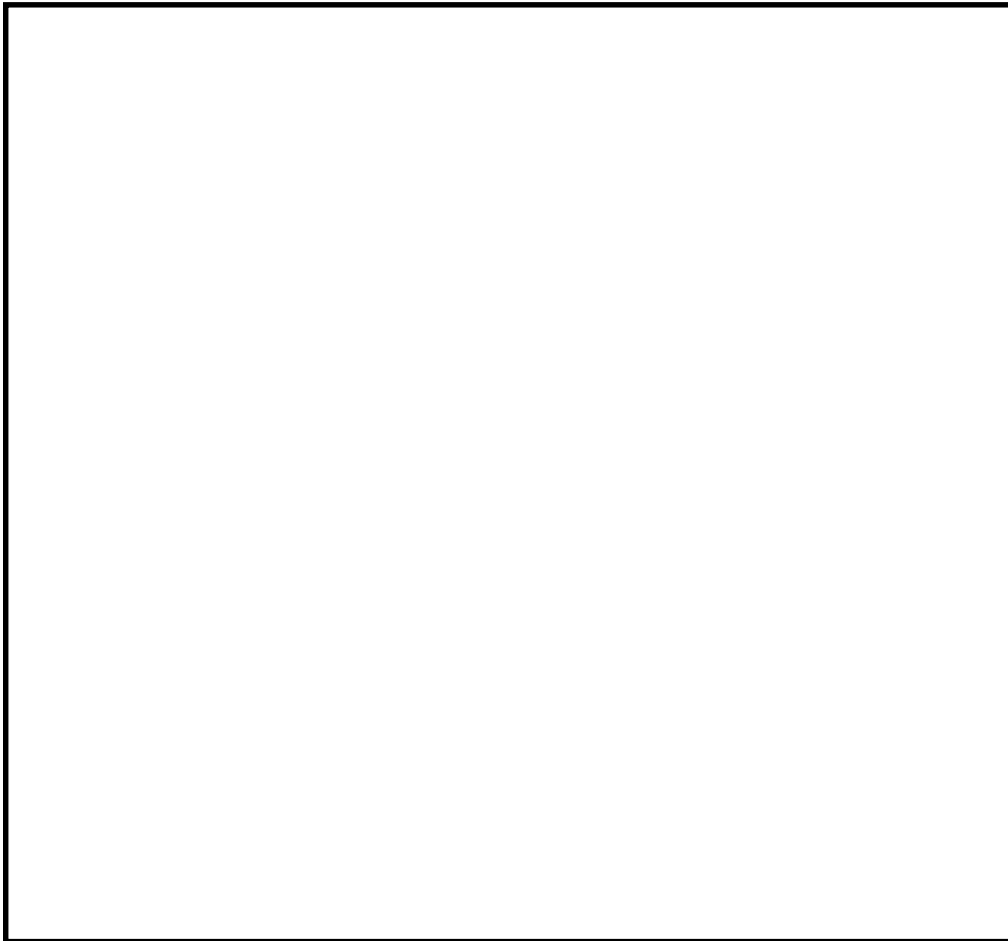
2.2.2.2 複数の変電所との接続について

那珂変電所はその電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系され、茨城変電所はその電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系されることが可能とされており、1 つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線が全て停止する事態に至らない設計であることを確認している。

(1) 変電所と活断層等の位置

那珂変電所及び茨城変電所は、その直下に活断層は認められていないことを確認した。変電所と活断層の位置を、第 2.2.2.2-1 図に示す。

那珂変電所及び茨城変電所はそれぞれ独立しており、275kV 送電線 2 回線と 154kV 送電線 1 回線の全 3 回線は共通する断層の上に設置されていない。



第 2.2.2.2-1 図 変電所等と活断層の位置

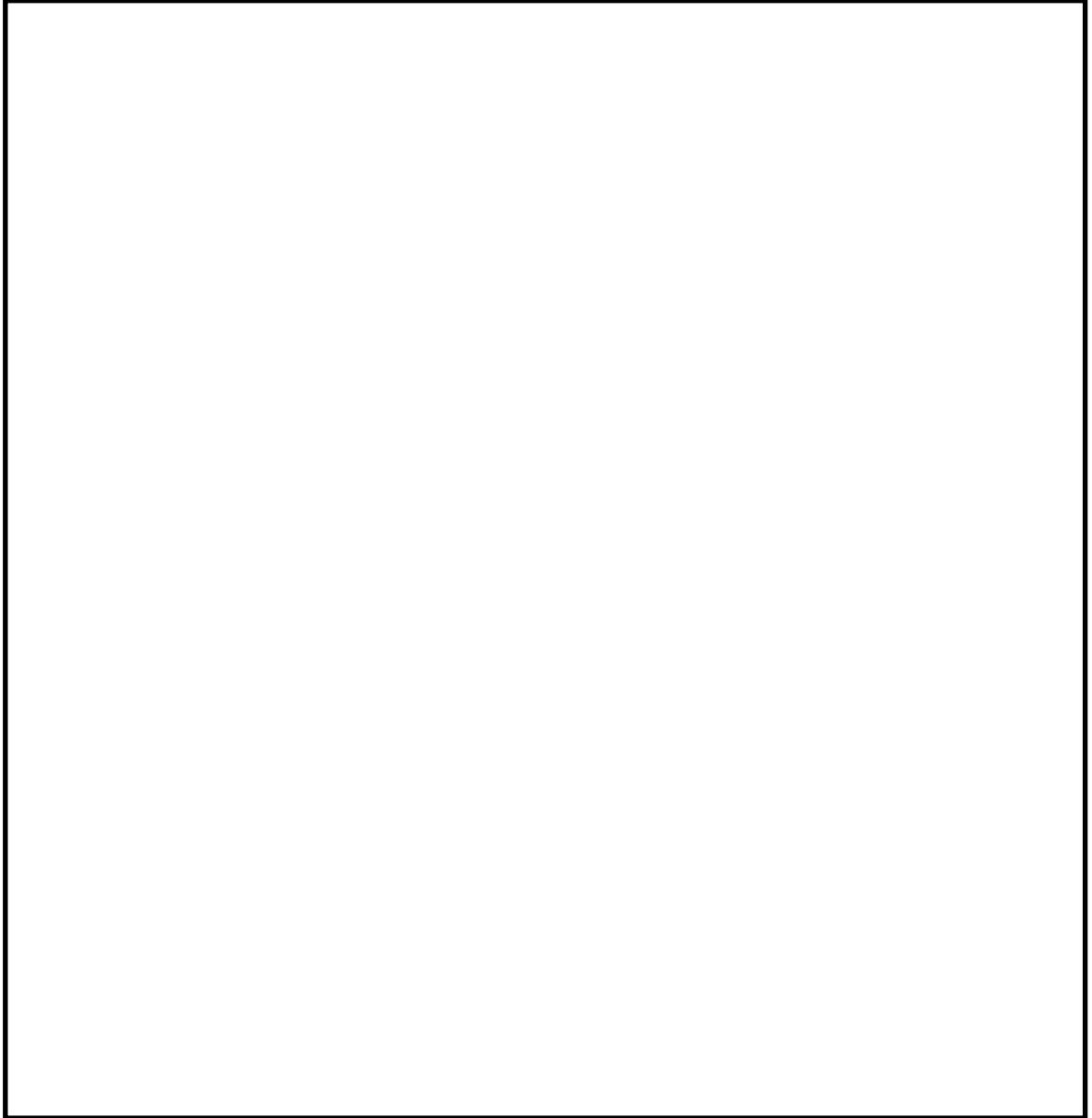
(2) 送変電設備の耐津波性

茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係を第 2.2.2.2-2 図に示す。

津波浸水想定図によれば、275kV 東海原子力線の一部が浸水想定範囲に入っていることにより、使用不能となる可能性があるが、154kV 村松線・原子力 1 号線を使用して東海第二原子力発電所への給電が可能であるため

問題はない。

また，送電線の接続先となる那珂変電所（約 T.P. +60m）及び茨城変電所（約 T.P. +35m）は内陸部に位置しており，津波による影響を受けることはない。



第 2.2.2.2－2 図 茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係

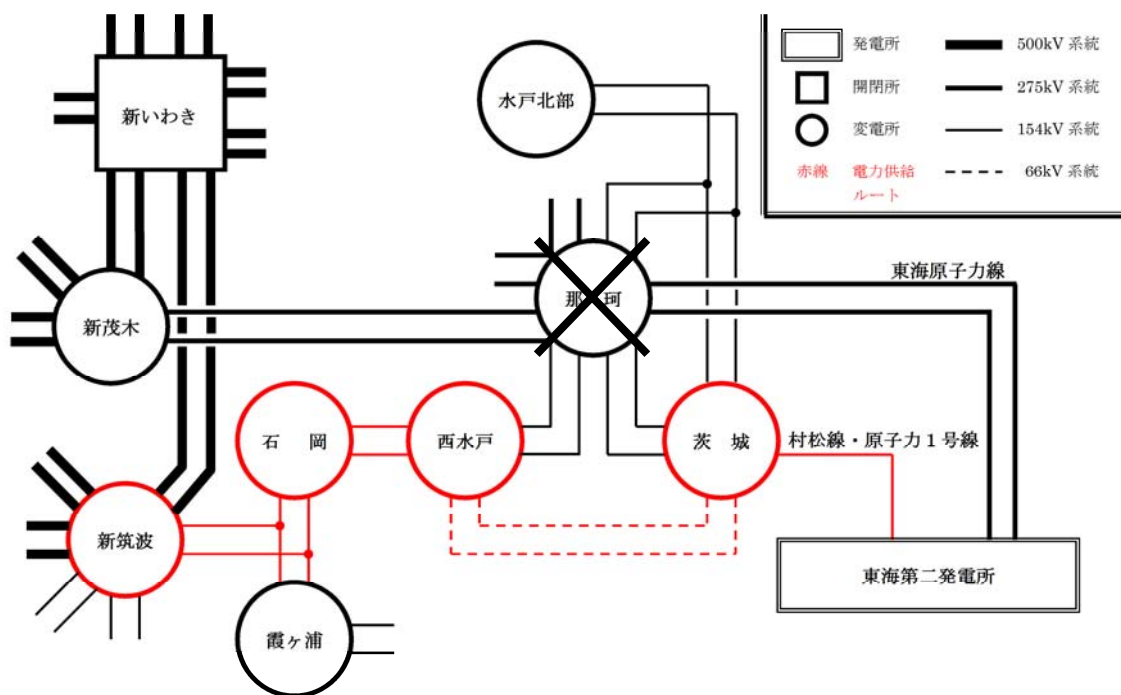
(3) 変電所の停止想定

a. 那珂変電所全停時の電力供給系統

那珂変電所が全停した場合に発電所へ電力供給する茨城変電所は，那珂変電所及び西水戸変電所から受電可能である。

那珂変電所が全停した場合においても，西水戸変電所を経由して，茨城変電所から 154kV 村松線・原子力 1 号線より受電を行うことにより，東海第二発電所への電力供給が可能となる。

那珂変電所全停時の電力供給系統を，第 2.2.2.2-3 図に示す。



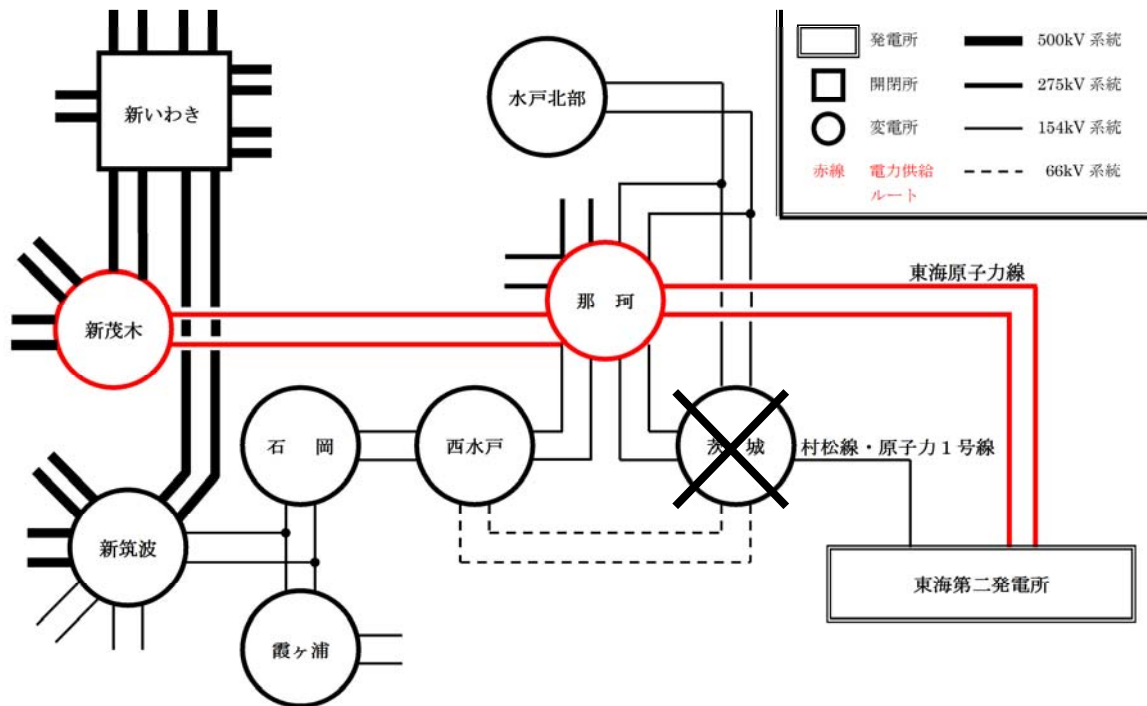
第 2.2.2.2-3 図 那珂変電所全停時の電力供給系統

b. 茨城変電所全停時の電力供給系統

茨城変電所が全停した場合に発電所へ電力供給する那珂変電所は、新茂木変電所及び西水戸変電所から受電可能である。

茨城変電所が全停した場合においても、新茂木変電所を経由して、那珂変電所から 275kV 東海原子力線より受電を行うことにより、東海第二発電所への電力供給が可能となる。

茨城変電所全停時の電力供給系統を、第 2.2.2.2-4 図に示す。



第 2.2.2.2-4 図 茨城変電所全停時の電力供給系統

c. 那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について

那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給について、東京電力パワーグリッド株式会社の評価結果等を基に、設備面及び運用面から評価した結果、東海第二発電所への電力の供給は確実に行われると評価した。評価の詳細については別紙 5 に示す。

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

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線それぞれに送電鉄塔を備えており，物理的に分離した設計であることを確認している。

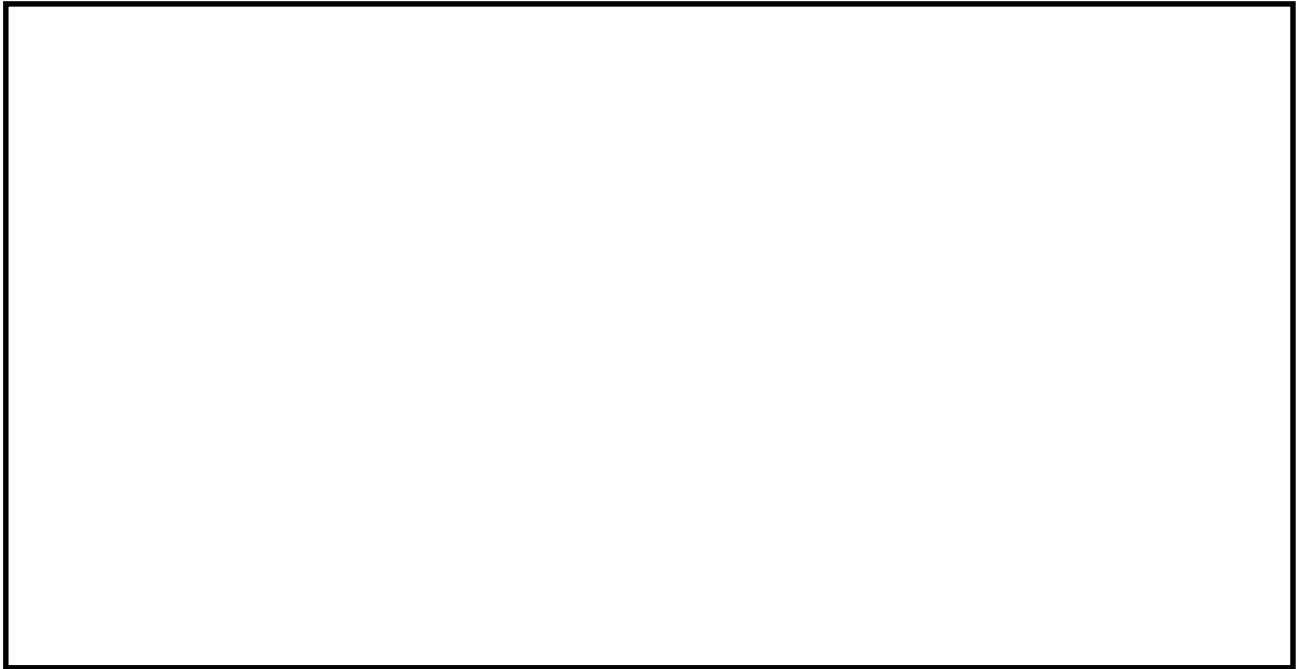
(1) 送電線の交差箇所及び近接箇所について

外部電源線である 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線において交差箇所は無い。

また，電線路の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。

なお，鉄塔の水平距離を確保するにあたっては，重大事故等対処設備，防潮堤，アクセスルートへの影響を考慮する。

275kV 東海原子力線及び 154kV 東海原子力線のルート及び近接箇所（現状の状態）を第 2.2.3.1-1 図に，発電所敷地周辺鉄塔配置を別紙 6 に示す。



第 2.2.3.1-1 図 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線のルート及び近接箇所（現状の状態）

2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策

送電線は、大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜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，鉄塔の倒壊が防止されている。

過去に発生した設備の被害状況を踏まえて，電気設備の技術基準（第 32 条）への適合に加え，台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており，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であることを確認している。

(1) 鉄塔基礎の安定性

送電線ルートは，ルート選定の段階から地すべり地域等が極力回避されており，地震による鉄塔敷地周辺の影響による被害の最小化を図られてい

る。また、やむを得ずこのような地域を経過する場合には、個別に詳細調査を実施し、基礎の安定性を検討して基礎型を選定する等の対策が実施されている。

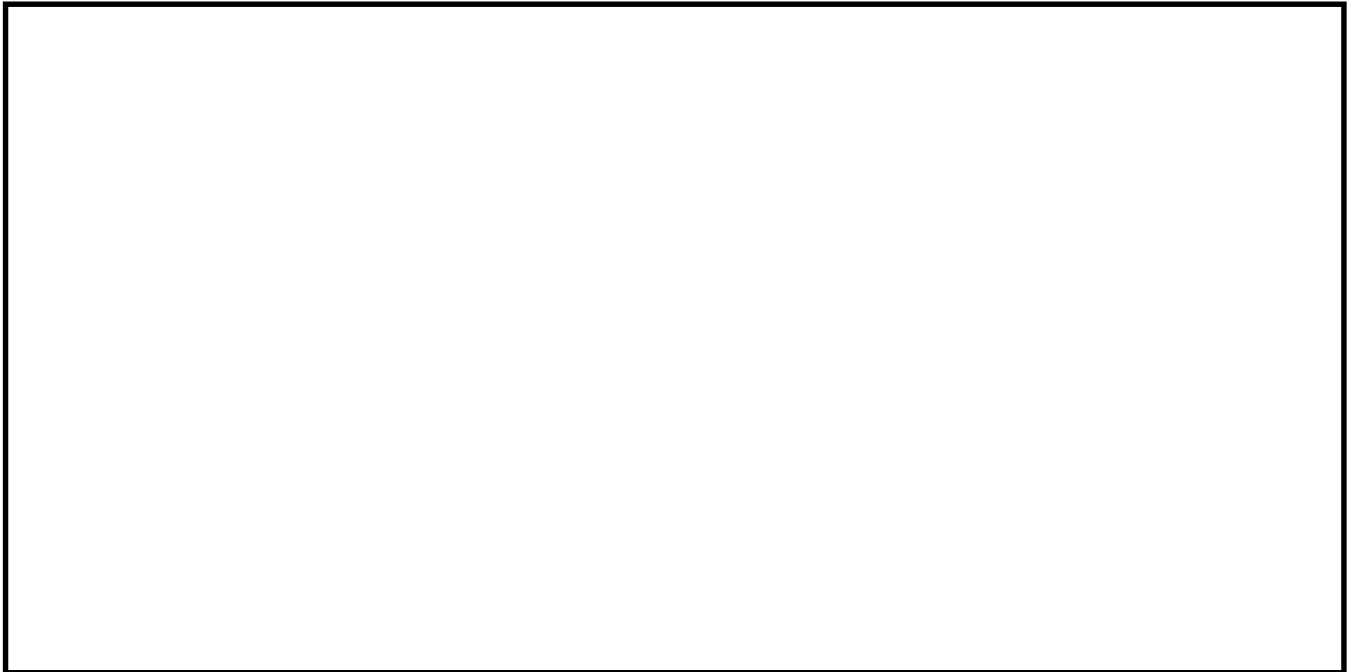
さらに、東海第二発電所に連系する 275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線については、鉄塔基礎の安定性評価として、鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の土砂崩壊について、図面等を用いた机上調査により盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の各リスクがある箇所の抽出が行われた後、地質専門家による現地踏査が実施された（別紙 1）。この評価結果により、鉄塔基礎の安定性に影響がないことを確認している。

鉄塔基礎の安定性評価対象を第 2.2.3.2-1 表に、鉄塔基礎の安定性評価対象線路を第 2.2.3.2-2 図に示す。

第 2.2.3.2-1 表 鉄塔基礎の安定性評価対象

発電所	送電線区分	対象線路	鉄塔基数
東海第二発電所	外部電源線	275kV 東海原子力線 154kV 原子力 1 号線 154kV 村松線	44 基 8 基 28 基※

※村松線のうち東海第二発電所から茨城変電所間に設置されている鉄塔の数

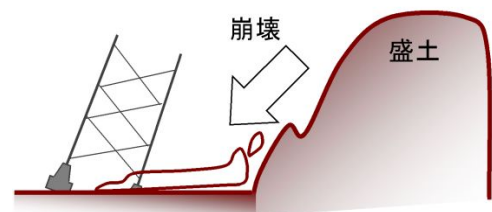


第 2.2.3.2-2 図 鉄塔基礎の安定性評価対象線路

a. 評価内容

① 盛土の崩壊

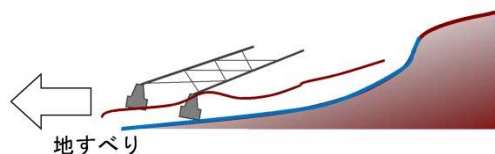
【リスク】盛土の崩壊に伴う
土塊の流れ込みによる鉄塔傾
斜，倒壊のおそれがある。



→送電鉄塔近傍に大規模な盛土がある箇所を抽出し，リスク評価
する。

③ 地すべり

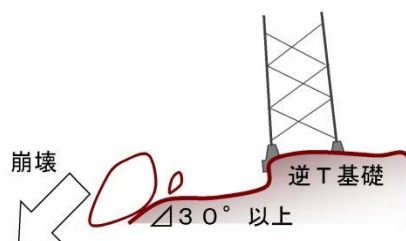
【リスク】鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜，倒壊のおそれがある。



→地滑り防止地区，地滑り危険箇所，地滑り地形分布図をもとに地滑り箇所を抽出し，リスク評価する。

④ 急傾斜地の崩壊

【リスク】逆 T 字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜，倒壊のおそれがある。



→急傾斜地（30° 以上）で土砂崩壊が発生する可能性がある箇所を抽出し，リスクを評価する。

b. 確認結果

① 盛土の崩壊リスク

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し，人工的に土地の改変が加えられた箇所などを抽出する。

→275kV 東海原子力線で 2 基が抽出された。

→抽出された 2 基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

② 地すべりリスク

地すべり防止区域，地すべり危険箇所，地すべり地形分布図から対象鉄塔を抽出後，空中写真判読により地すべり地形近傍の鉄塔を抽出する。

→基礎の安定性に問題のないことを確認した。

③ 急傾斜地リスク

国土地理院発行の地形図等を使用し、急傾斜を有する斜面が近傍にある鉄塔を抽出する。

→275kV 東海原子力線 3 基，154kV 村松線 2 基について抽出した。

→抽出された 5 基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

鉄塔基礎の安定性評価結果を第 2.2.3.2－3 表に，地形評価結果を第 2.2.3.2－4 表に示す。

第 2.2.3.2－3 表 鉄塔基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔 基数	現地踏査確認基数			対応必要 基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力 1 号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日，東京電力株式会社）」）

(2) 近接箇所のリスク

近接箇所（第 2.2.3.1－1 図）については，2 ルートが近接した状況にあるが，地形評価に加え，送電線相互の近接状況，気象状況から 2 ルート共倒れのリスクは極めて低いと判断している。以下に評価結果を記載する。

a. 地形評価

下表の評価により，盛土崩壊，急傾斜地の崩壊，地すべりなど，将来的にも鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性は低い。

第 2.2.3.2－4 表 地形評価結果

評価項目	主な評価内容	評価結果
盛土崩壊	<ul style="list-style-type: none"> ・ 盛土の立地状況や形状及び規模 ・ 盛土と鉄塔との距離 	図面等による抽出結果 2 基を対象に，地質専門家の現地踏査等による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。
地すべり	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地すべり地形の状況 ・ 露岩分布状況 ・ 移動土塊の状況 ・ 地表面の変状有無 ・ 構造物の変状有無 	図面等による抽出結果，地すべりリスクのある鉄塔は確認されず，基礎の安定性に影響はなし。
急傾斜地	<ul style="list-style-type: none"> ・ 斜面状況（勾配及び変状有無） ・ 地盤特性 ・ 崩壊履歴 	図面等による抽出結果 5 基を対象に，地質専門家の現地踏査による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。

b. 2 ルートの送電線・鉄塔の位置の評価

275kV 東海原子力線，154kV 村松線において計 5 箇所の斜面があるが，

a. にて鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性が低いことを確認している。

c. 気象状況の評価

台風の影響について，当該地域は J E C－1 2 7－1 9 7 9（送電用支持物設計標準）における基準速度圧地域区分が高温季は下表に示す地

域区分Ⅴの地域，低温季はⅥの地域であり，当該速度圧を見込んだ設計を実施している。地域別の 50 年再現風速値が高い地域ではない。また，雪の影響については，経過地に応じて電線への着雪厚さを個別に評価し，対策を実施している。

第 2.2.3.2-5 表 基準速度圧地域区分

地域区分	I	Ⅱ	Ⅲ	Ⅳ	V	Ⅵ
速度圧 (kg/m ²)	240	200	175	150	125	100

(3) 風雪対策について

a. 設備対策面

送電線の風雪対策として、電気設備技術基準に適合するとともに、一部の鉄塔については、J E C - 1 2 7 - 1 9 7 9（送電用支持物設計標準）を考慮した耐風雪強化設計が実施されている。

その他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

送電線の風雪対策及びその状況について、第 2.2.3.2-6 表及び第 2.2.3.2-7 表に示す。また、着氷雪対策品を、第 2.2.3.2-8 表に示す。

第 2.2.3.2-6 表 送電線の風雪対策

項目	電気設備技術基準（第 32 条） （解釈（第 58 条））	更なる風雪対策
風	風速 40m/s の風圧荷重を考慮	・ 設置箇所に応じた風速（地上高 10m における最大瞬間風速 40.8m/s～63.2m/s）を考慮（耐風強化設計）
雪	架渉線の周囲に厚さ 6 mm，比重 0.9 の氷雪が付着した状態に対し，風速 28m/s の風圧荷重を考慮	・ 設置箇所に応じて，電線への湿型着雪（着雪厚さ）による荷重（厚さ 25 mm～50 mm，密度 0.6g/cm ³ ）を考慮（耐雪強化設計） ・ 架渉線への着氷雪対策として難着雪リングやねじれ防止ダンパーを設置

第 2.2.3.2-7 表 各送電線の更なる風雪対策の状況

	耐風強化 設計	耐雪強化 設計	難着雪 リング	ねじれ防止 ダンパー
275kV 東海原子力線	—	—※1	○	○
154kV 原子力 1 号線	—	—	○	○
154kV 村松線	—※1	—※1	○	○

※1 一部の鉄塔が対策済

第 2.2.3.2-8 表 着氷雪対策品

名 称	機 能
難着雪リング	電線に一定間隔で取付けることにより，着雪の連続性が分断されるため，着雪の発達が抑制される。
ねじれ防止ダンパー	電線のねじれ剛性を増加し，電線自体の回転を防止することで着雪の発達を抑制できる。

b. 巡視及び点検実績

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線の設備の異常兆候の把握のため，東京電力パワーグリッド株式会社の保安規程に定められた普通巡視・点検が，東京電力パワーグリッド株式会社により定期的の実施されている。巡視実績を第 2.2.3.2-9 表に点検実績を第 2.2.3.2-10 表に示す。

以上の巡視・点検により，送電線の健全性が維持されていることを確認している。

通常時において，東海第二発電所への電力の供給支障を伴う送電設備の不具合がないことから，現状の巡視及び点検の周期・内容は妥当であると当社は評価する。

【巡視】 普通巡視：

地上（徒歩・車両等）あるいはヘリコプターにより 2 回／年
以上（275kV 以上の送電線については，ヘリコプター飛行禁
止箇所を除きヘリコプターによる巡視を 1 回／年以上実施）

【点検】 普通点検：1 回／5 年

第 2.2.3.2－9 表 巡視実績

275kV東海原子力線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	1/7	1/7	1/6	2/16
			ヘリコプター	8/6, 8/7	8/4	8/4	8/2
			車両	8/28	8/29	8/25	8/23
	※ 臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線／村松線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	5/14, 11/19, 11/29	11/17, 11/20	11/20	10/21
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	5/15, 5/28	5/25, 5/27	4/20
	※ 臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

※：臨時巡視の対象は，地すべりや急傾斜地の崩壊が懸念される箇所であるが，
275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線に該当箇所はない。

（東京電力パワーグリッド株式会社より内容確認）

第 2.2.3.2－10 表 点検実績

275kV東海原子力線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	8/1	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線，村松線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	なし	なし	5/15, 5/28	なし	なし

（東京電力パワーグリッド株式会社より内容確認）

2.2.4 送受電設備の信頼性

275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所，ケーブル洞道及びケーブルトラフは，不等沈下や傾斜等が起きないように十分な支持性能を持つ地盤に設置する。また，遮断器等の機器については耐震性の高い機器を使用する。

また，275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所，ケーブル洞道及びケーブルトラフに対する津波の影響を考慮するとともに，塩害を考慮する設計とする。

2.2.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について

275kV 超高圧開閉所及び 154kV 特別高圧開閉所は，1.0C_i の地震力に対し不等沈下，傾斜又はすべり等が起きないような場所に設置していることから，十分な支持性能を確保しており，耐震クラスCを満足している。

275kV 超高圧開閉所及び 154kV 特別高圧開閉所の遮断器は，従来の気中絶縁開閉装置と比べて重心が低く耐震性の高い GIS とする。GIS（イメージ図）を，第 2.2.4.1－1 図に示す。



第 2.2.4.1－1 図 GIS（イメージ図）

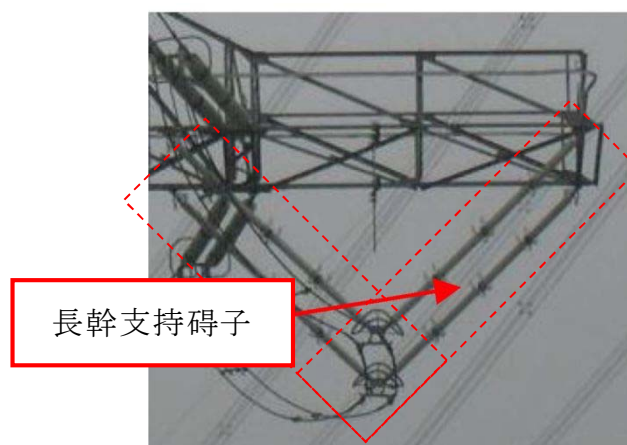
2.2.4.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

(1) 送電線の長幹支持碍子の免震対策について

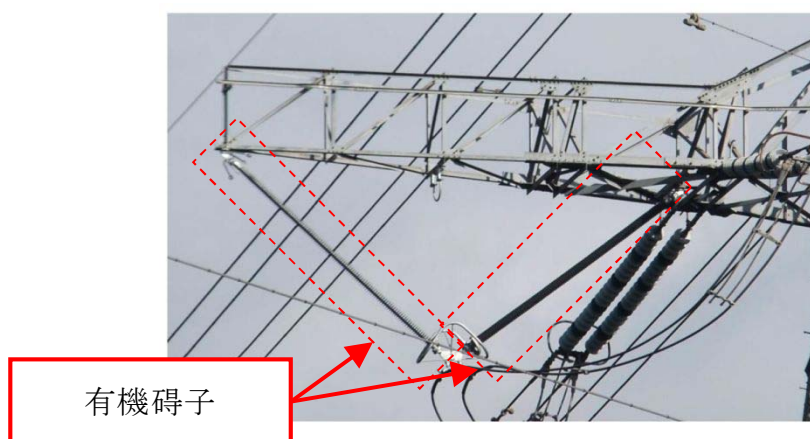
東日本大震災では、東海第二発電所に接続されている 275kV 東海原子力線において長幹支持碍子が破損した。このため、長幹支持碍子から有機碍子への取替（全 44 基中 16 基に使用）を行い、耐震性強化を実施した。

なお、154kV 村松線・原子力 1 号線において長幹支持碍子は使用されていなかった。

長幹支持碍子を第 2.2.4.2-1 図に、有機碍子を第 2.2.4.2-2 図に、長幹支持碍子の耐震対策状況を第 2.2.4.2-1 表に示す。



第 2.2.4.2-1 図 長幹支持碍子



第 2.2.4.2-2 図 有機碍子

第 2.2.4.2－1 表 長幹支持碍子の耐震対策状況

線路名	長幹支持碍子の耐震対策
	有機碍子化
275kV 東海原子力線	16 基（平成 23 年 11 月完了）

（総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持 V 吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について（平成 23 年 12 月 27 日，東京電力株式会社）」）

(2) 変電所の遮断器等の耐震性について

東海第二発電所に接続されている那珂変電所及び茨城変電所は，重心が低く，耐震性の高いガス遮断器が採用されていることを確認している。

また上記の設備は，J E A G 5 0 0 3－2 0 1 0「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており，設計上の余裕を確認している。

2.2.4.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について

(1) 275kV 超高压開閉所

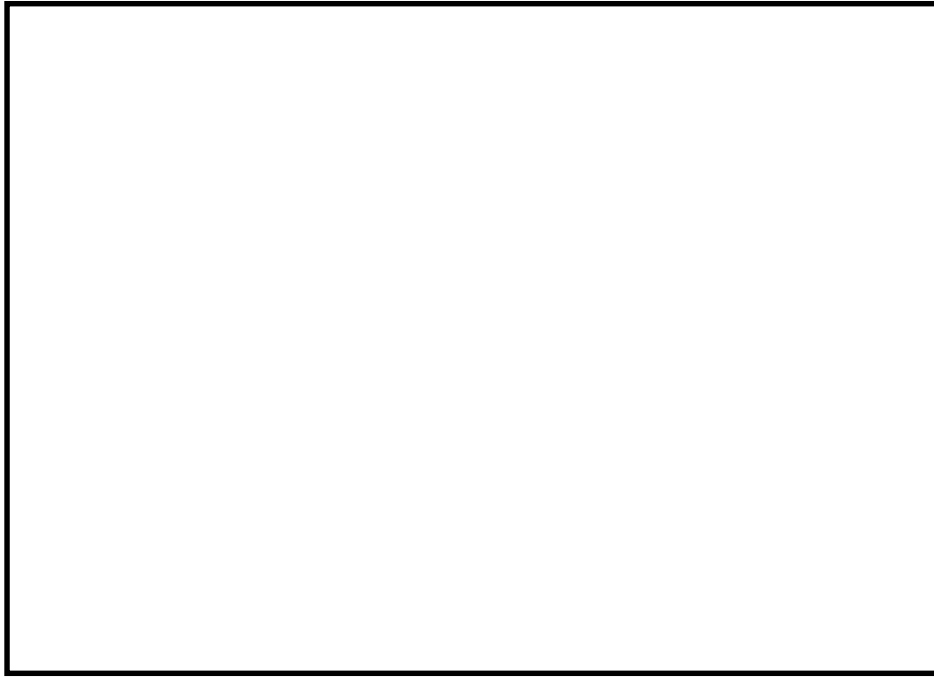
275kV 超高压開閉所(275kV 東海原子力線に接続)は、杭基礎構造とし、
1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

275kV 超高压開閉所基礎の支持性能評価結果を第 2.2.4.3-1 表に、
275kV 超高压開閉所位置を第 2.2.4.3-1 図に、275kV 超高压開閉所基礎図
を第 2.2.4.3-2 図に示す。

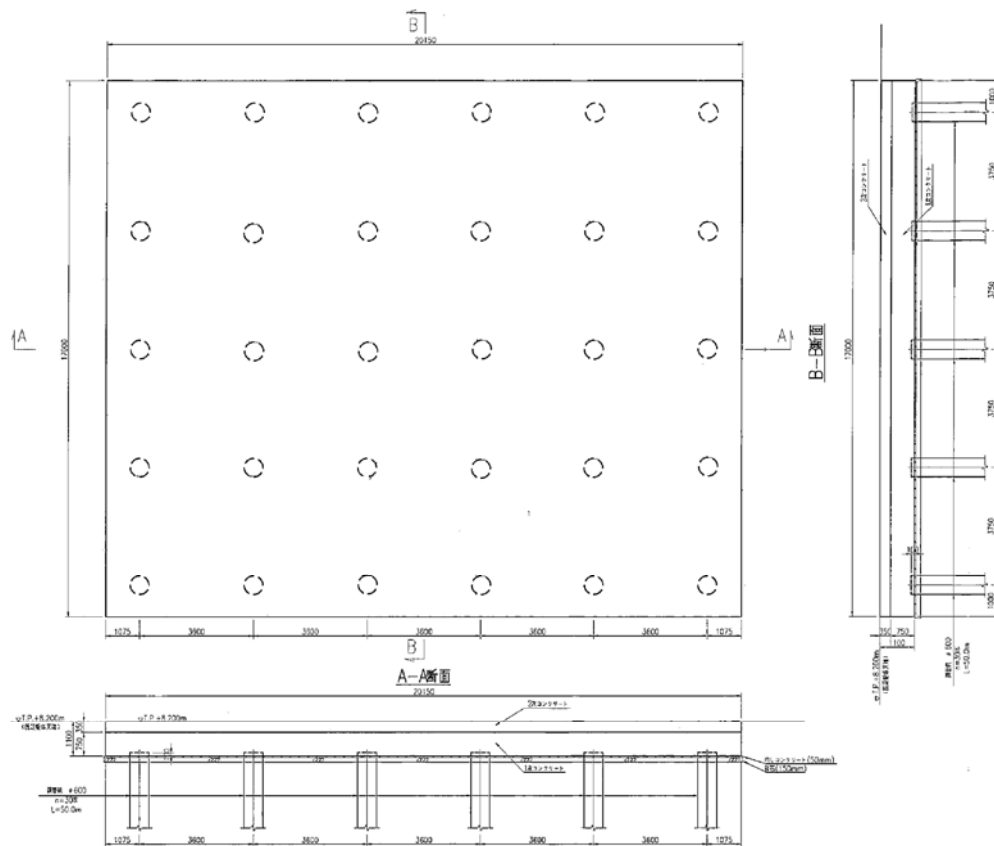
第 2.2.4.3-1 表 275kV 超高压開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定 ^{*1}
最大接地圧	434 (kN／本)	2,629 (kN／本)	○

*1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。



第 2.2.4.3-1 図 275kV 超高压開閉所位置



第 2.2.4.3-2 図 275kV 超高压開閉所基礎図

(2) 154kV 特別高圧開閉所

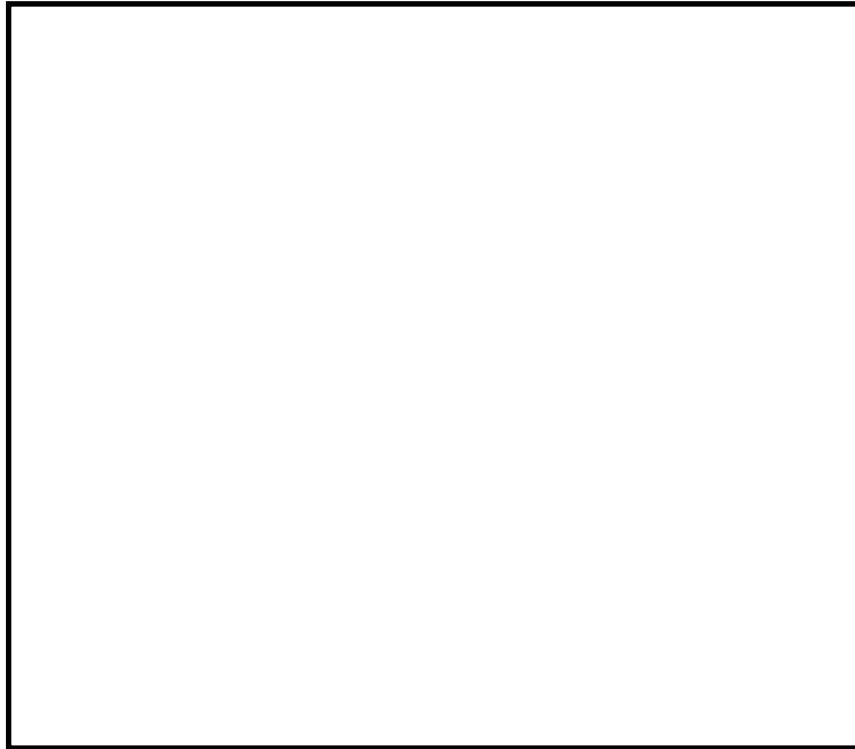
154kV 特別高圧開閉所(154kV 村松線・原子力1号線に接続)は、直接基礎構造とし、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

154kV 特別高圧開閉所基礎の支持性能評価結果を第2.2.4.3-2表に、154kV 特別高圧開閉所位置を第2.2.4.3-3図に、154kV 特別高圧開閉所基礎図を第2.2.4.3-4図に示す。

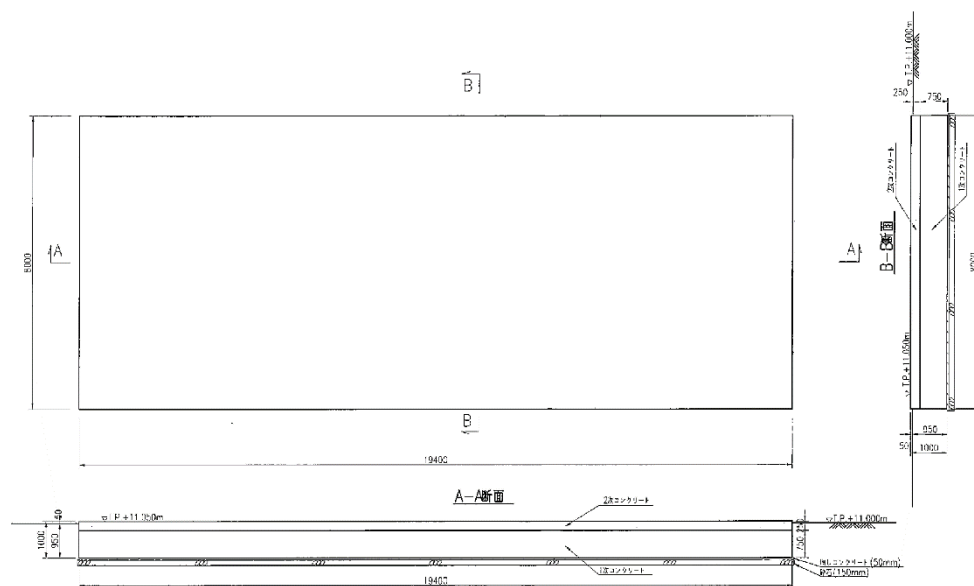
第2.2.4.3-2表 154kV 特別高圧開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※1
最大接地圧	62 (kN/m ²)	192 (kN/m ²)	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値<評価基準値。



第 2. 2. 4. 3－3 図 154kV 特別高圧開閉所位置



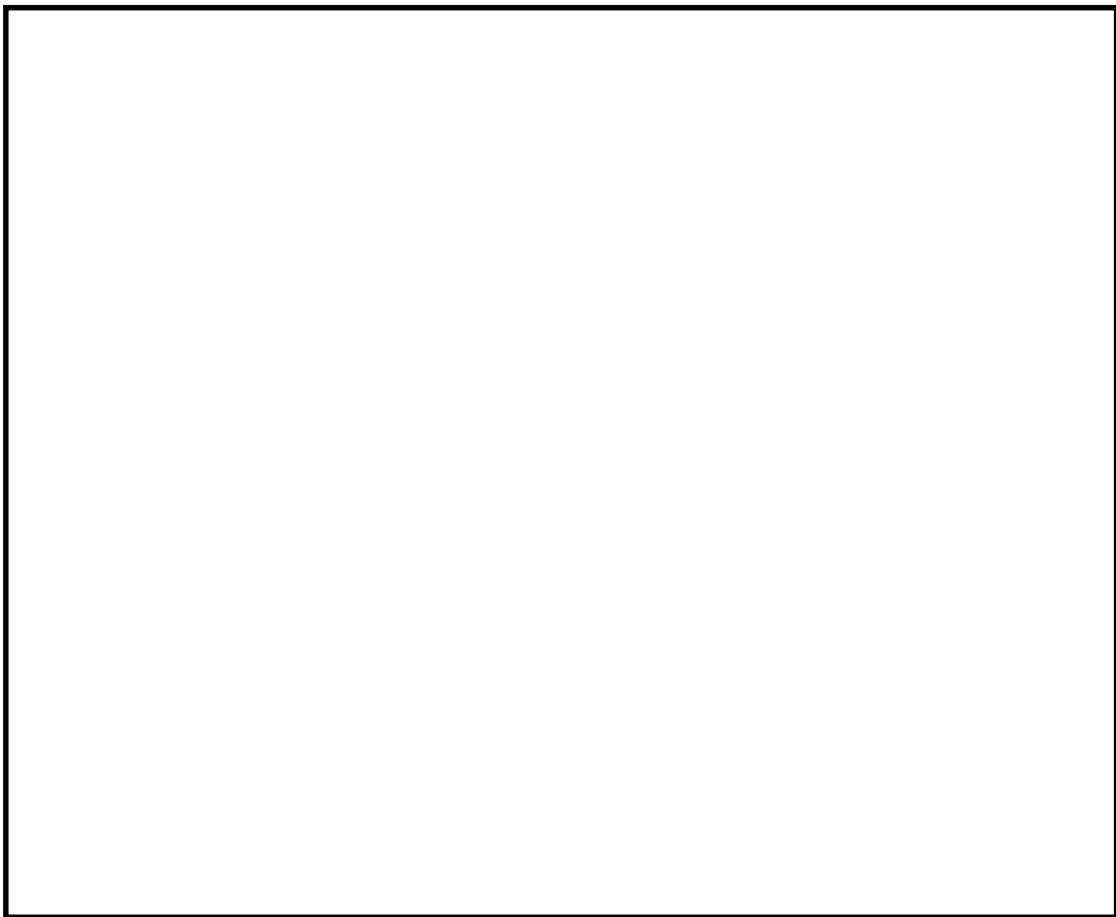
第 2. 2. 4. 3－4 図 154kV 特別高圧開閉所基礎図

2.2.4.4 ケーブル洞道及びケーブルトラフの設置地盤の支持性能について

275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所まではケーブル洞道を通して接続している。また 154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所まではケーブルトラフを通して接続している。

ケーブル洞道及びケーブルトラフについては，洞道，トラフの構造及び設置地盤の特性を考慮し，代表断面として選定して支持性能を確認する。

全体平面図を，第 2.2.4.4－1 図に示す。



第 2.2.4.4－1 図 全体平面図

(1) 275kV 超高圧開閉所～東海第二発電所

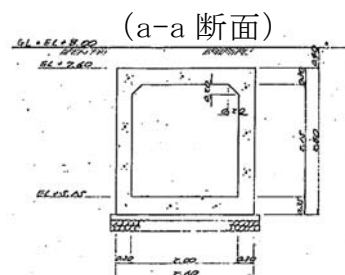
275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保する設計とする。

275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果を第 2.2.4.4-1 表に、275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図を第 2.2.4.4-2 図に示す。

第 2.2.4.4-1 表 275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※ ¹
最大接地圧	162 (kN/m ²)	372 (kN/m ²)	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。



第 2.2.4.4-2 図 275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図

(2) 154kV 特別高圧開閉所～東海第二発電所

154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフは、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保する

設計とする。

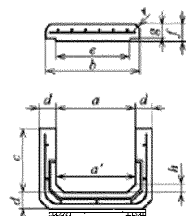
154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフの支持性能評価結果を第 2.2.4.4-2 表に，154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図を第 2.2.4.4-3 図に示す。

第 2.2.4.4-2 表 154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフの支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※ ¹
最大接地圧	32 (kN/m ²)	640 (kN/m ²)	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は，評価値＜評価基準値。

(b-b 断面)



呼び	寸法				
	a ⁽¹⁾	c	d	h	l ⁽²⁾
70	70	75	25	15	1000 ⁽³⁾
100	100	145			500 ⁽³⁾
120	120	75			
120C		150			
150A	150	90	30	20	
150B		120			
150C		200			
200A	200	90	35		
200B		170			
200C		250			
250	250	170	40	25	
300	300	45			
300C		250			

呼び	寸法				
	b	e	f	g	
70	110	65	40	30	
100	150	90	60	50	
120	170	115			
150	210	145			
200	270	190			
250	330	240			
300	390	290			
330	430	320			
400	510	390			
430	540	420			
550	670	540	70	60	
620	820	610	90	80	

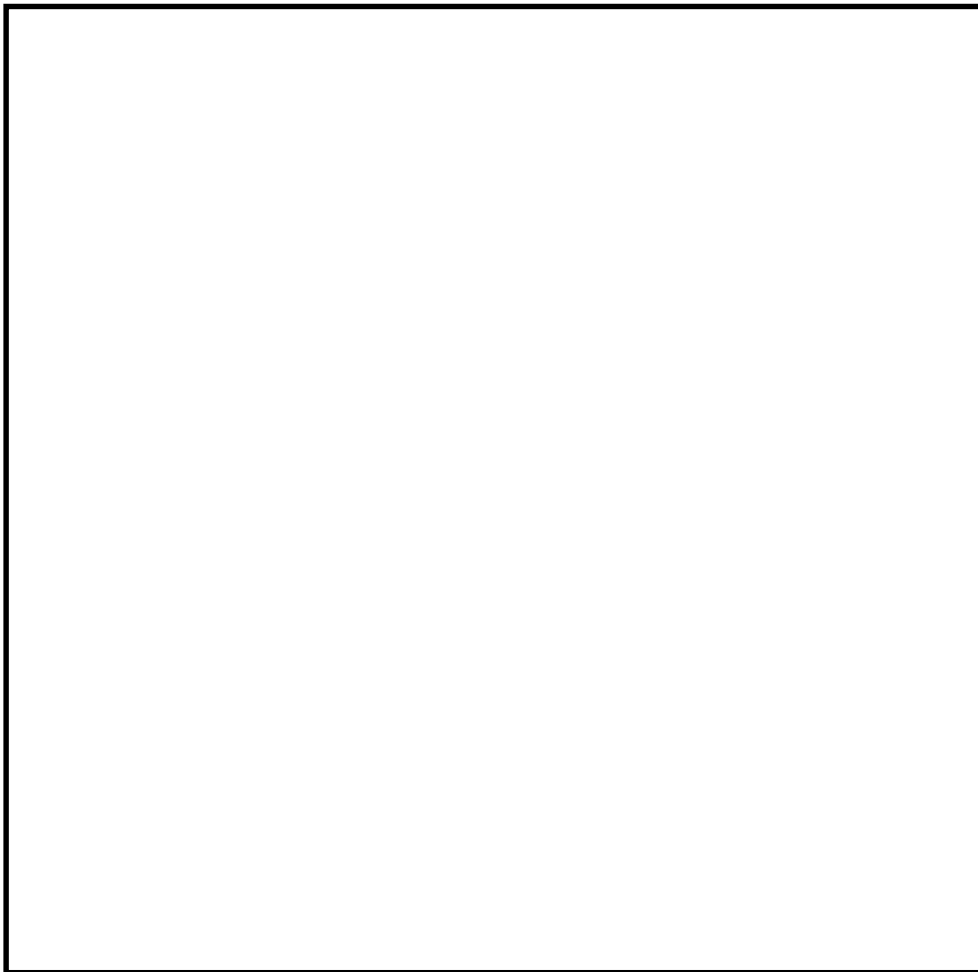
第 2.2.4.4-3 図 154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフ基礎図

2.2.4.5 基礎及びケーブル洞道及びケーブルトラフの不等沈下による影響について

(1) 評価対象箇所の選定

ケーブル洞道，トラフ及び各設備の基礎構造型式を，第 2.2.4.5－1 図に示す。

東海第二発電所の開閉所から各建屋へのケーブルは，第四系への直接基礎構造であるケーブル洞道及びケーブルトラフ内に敷設する。洞道の接続先のうち，275kV 超高圧開閉所，原子炉建屋及びタービン建屋は，岩盤に支持されていることから，異種基礎接続となる。このため，ケーブル洞道及びケーブルトラフについて不等沈下による影響の評価を行った。



第 2.2.4.5－1 図 ケーブル洞道，トラフ及び各設備の基礎構造型式

(2) 評価手法

第四系に直接支持されているケーブル洞道及びケーブルトラフについて、鉄道構造物等設計標準・同解説（平成 19 年 1 月）に基づき、地盤の揺すり込みによる沈下量の算出を行った。

地表面で 1.0Ci 相当となる地震力を用いて、一次元等価線形解析にて地震前後のせん断剛性の変化から沈下量を算定した。

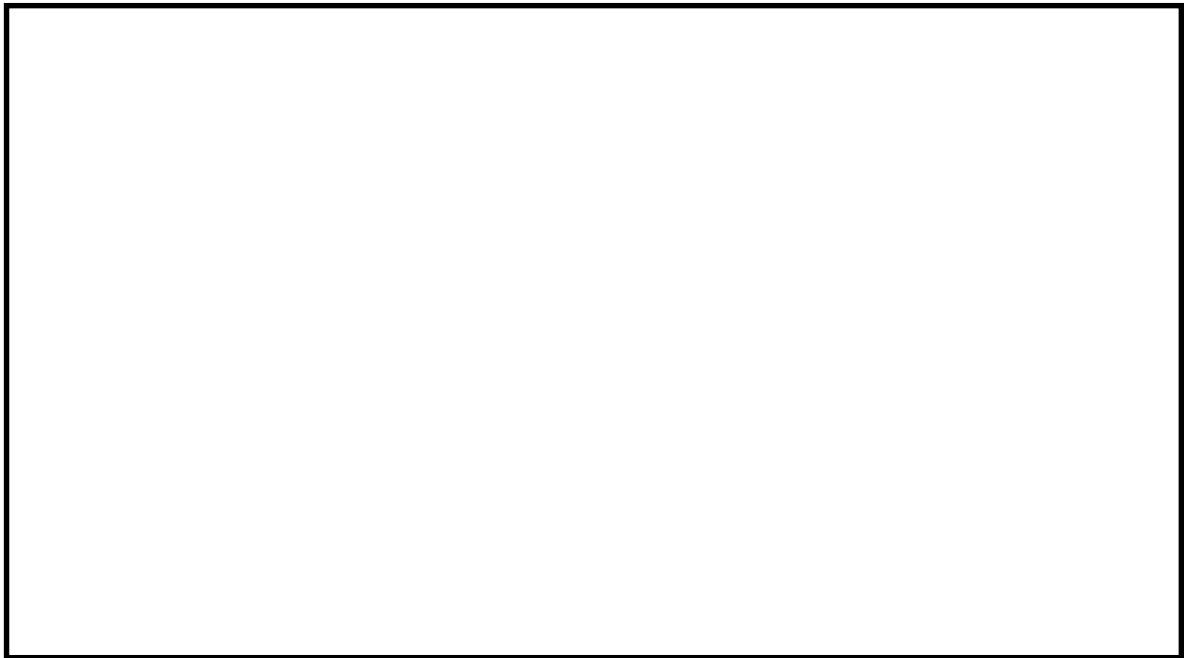
(3) 評価結果

ケーブル洞道及びケーブルトラフにおける沈下量を第 2.2.4.5-1 表に示す。沈下量は、ケーブル洞道及びケーブルトラフ直下の第四系を対象として算出した。ボーリング位置図及びボーリング柱状図を第 2.2.4.5-2 図～第 2.2.4.5-3 図に示す。

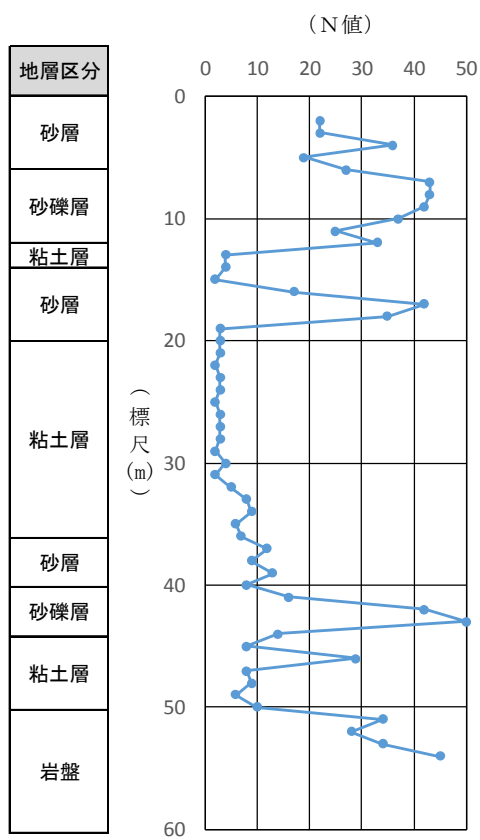
その結果、沈下量が 1 cm 以下であることから、不等沈下によるケーブル性能への影響はなく、設置地盤は十分な支持性能を有していることを確認した。

第 2.2.4.5-1 表 ケーブル洞道及びケーブルトラフにおける最大沈下量

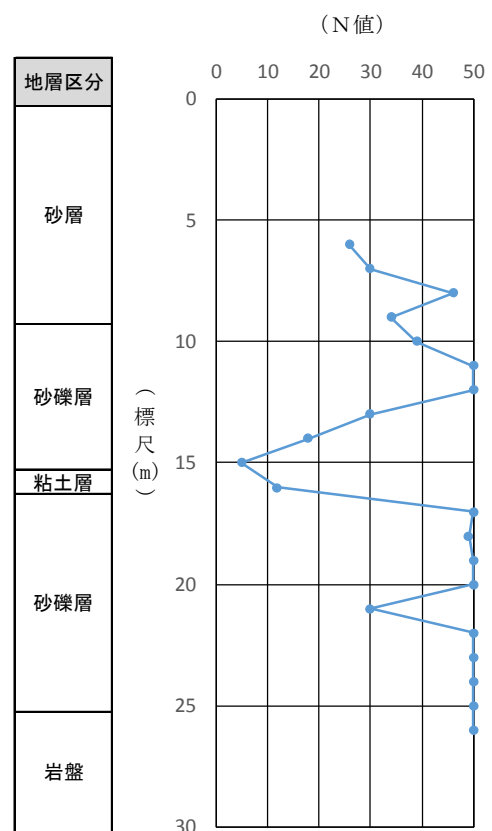
	ケーブル洞道 (275kV 超高压開閉所～ タービン建屋間)	ケーブルトラフ (154kV 特別高压開閉所 ～原子炉建屋間)
最大沈下量	9.5 mm	1.7 mm



第 2.2.4.5-2 図 ボーリング位置図



275kV 超高压開閉所付近



154kV 特別高压開閉所付近

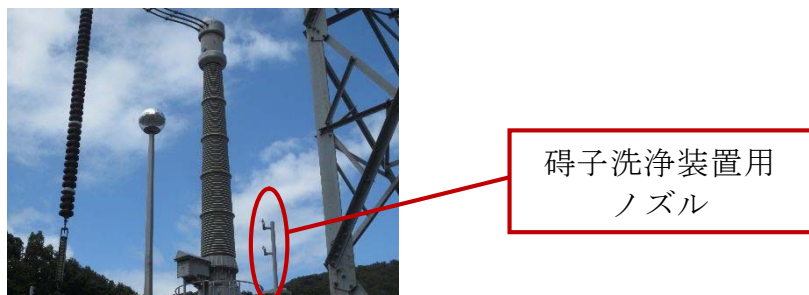
第 2.1.4.5-3 図 ボーリング柱状図

2.2.4.6 津波の影響，塩害対策

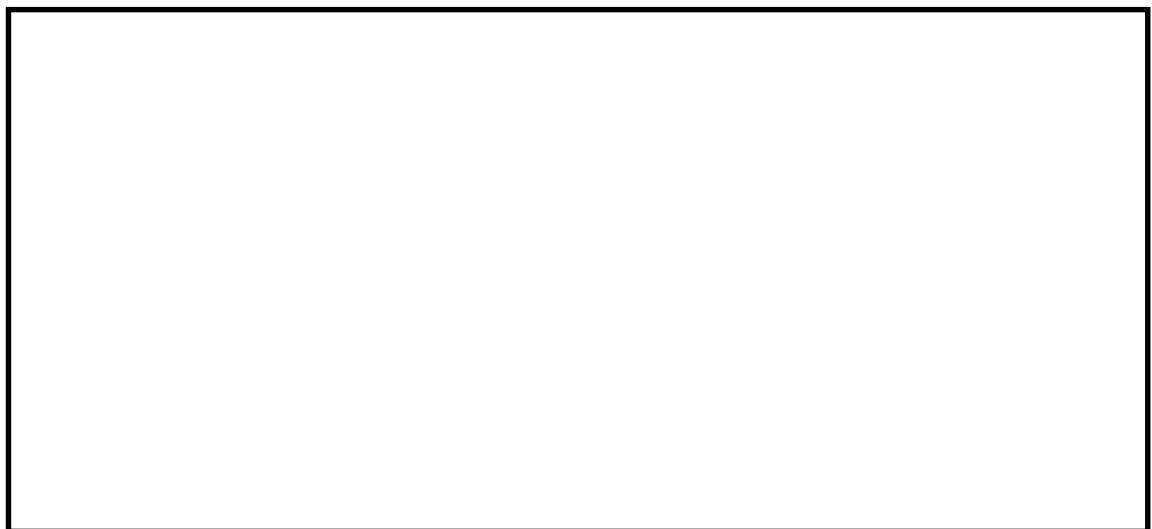
塩害対策が必要な 275kV 送電線引留部に対しては，定期的に碍子洗浄が可能な設備を設置する。なお，「電気協同研究第 35 巻第 3 号変電設備の対塩設計（電気協同研究会）」に塩害対策の考え方が定められており，154kV 送電線引留部は過去の塩分測定実績より碍子の絶縁強化で対応が可能な塩分付着密度であることを確認していることから碍子洗浄は不要である。なお，154kV 送電線引留部については，将来的に塩害の状況が悪化する場合は，碍子洗浄の実施を含め必要な対策を検討する。碍子洗浄装置外観（イメージ図）を，第 2.2.4.6-1 図に示す。

基準津波に対して，防潮堤により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。

防潮堤と非常用電源設備配置図を，第 2.2.4.6-2 図に示す。



第 2.2.4.6-1 図 碍子洗浄装置外観（イメージ図）



第 2.2.4.6-2 図 防潮堤と非常用電源設備配置図

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付属設備の信頼性

2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性

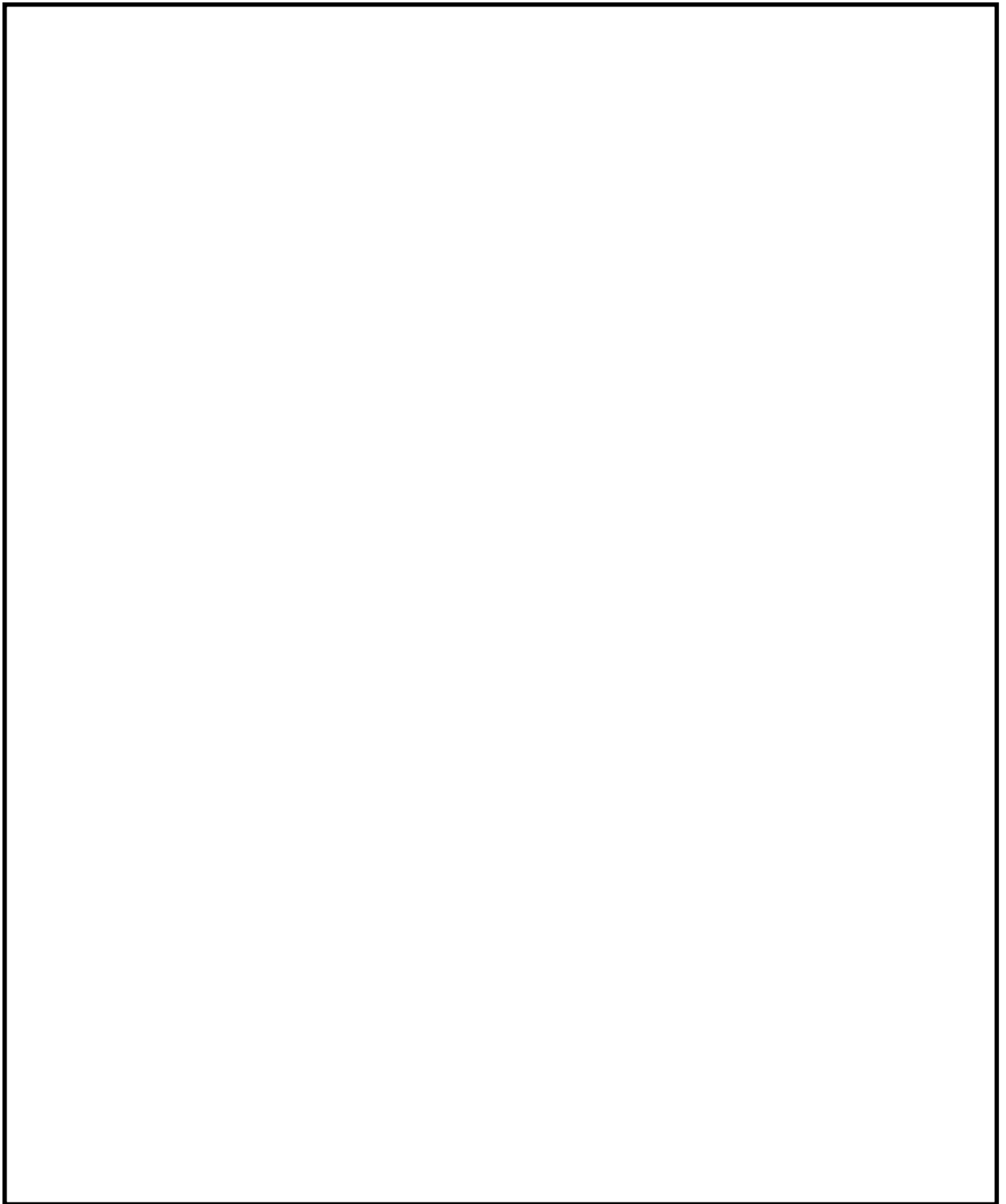
非常用電源設備のうち、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備（燃料供給系統）は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高圧母線に接続している。また、蓄電池及びその付属設備（充電器等充電設備）は、区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に区画された電気室等に設置し、多重性及び独立性を確保する設計とする。

非常用電源設備は、常用系との独立性を考慮して、常用電源設備と別の場所に設置することにより、共通要因による機能喪失が発生しない設計とする。

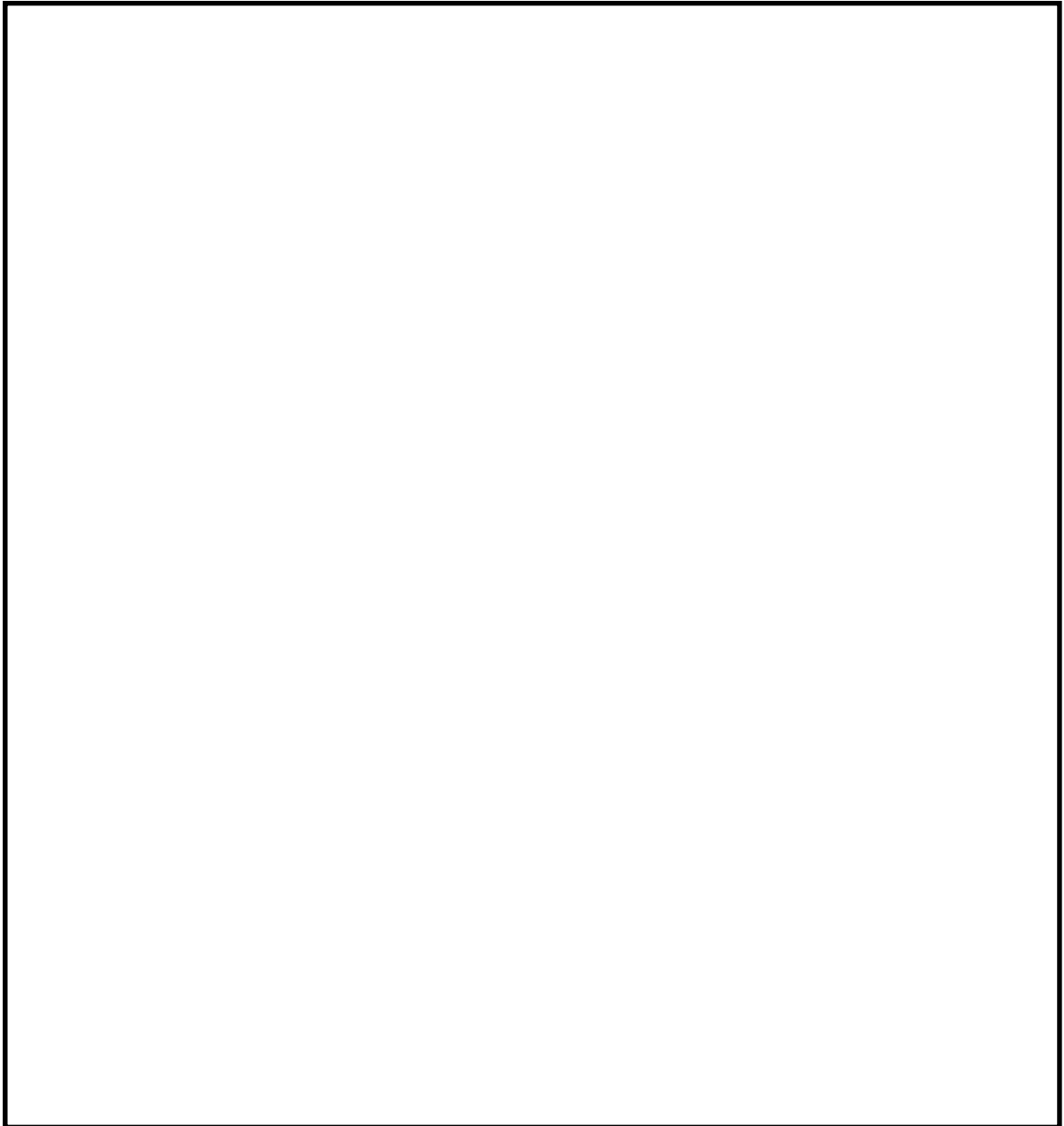
(1) 非常用電源設備の配置

非常用電源設備は、安全区分に応じて区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に区画された電気室等に設置する設計とする。

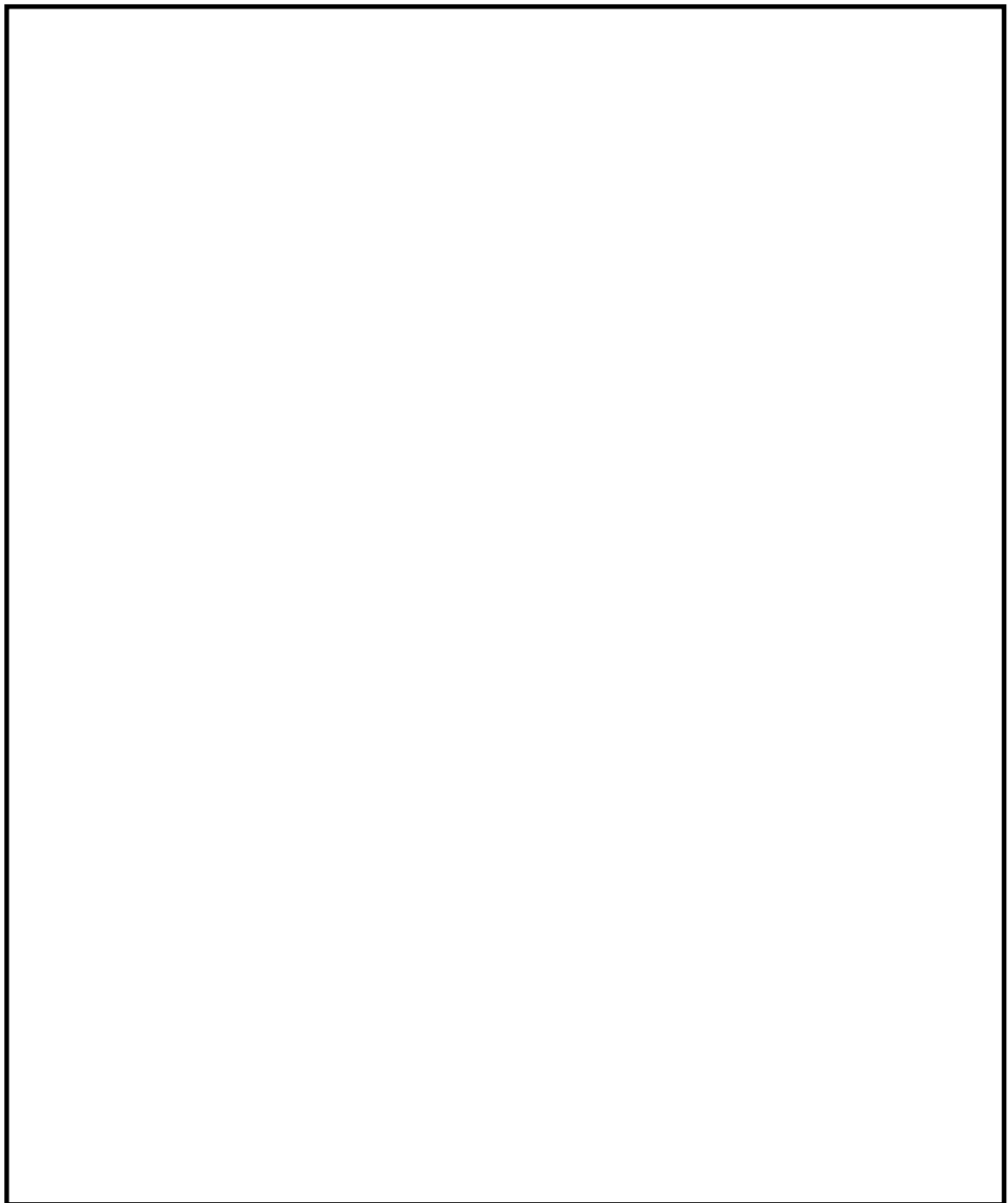
非常用電源設備の配置を、第2.3.1.1-1図～第2.3.1.1-5図に示す。



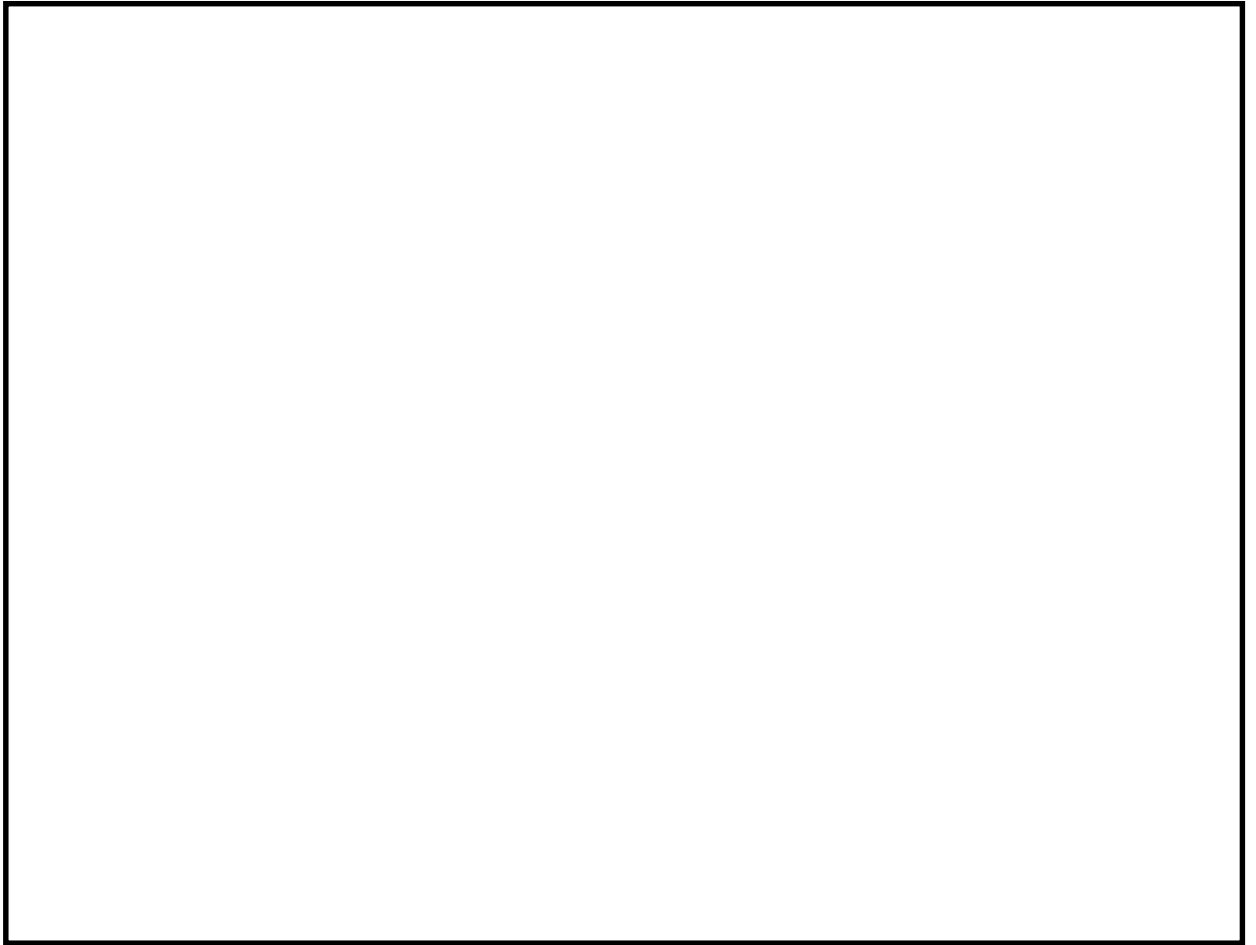
第 2.3.1.1-1 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル
発電機を含む。）の配置



第 2.3.1.1-2 図 蓄電池（非常用）の配置



第 2.3.1.1-3 図 非常用高圧母線（2 C ・ 2 D ・ H P C S）の配置



第 2.3.1.1-4 図 非常用ディーゼル発電機 燃料供給系統設備のうち
デイタンクの配置



第 2.3.1.1-5 図 燃料供給系統設備のうち軽油貯蔵タンク，燃料移送ポンプ
の配置

(2) 非常用電源設備の共通要因に対する頑健性

非常用交流電源設備，非常用直流電源設備は各々3 系統あり，基準地震動に対しての支持機能が維持可能な建物である原子炉建屋の区画された部屋に設置する等の対策により，主たる共通要因（地震，津波，火災，溢水）に対し，頑健性を有する設計とする。非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性を，第 2.3.1.1－6 表に示す。

第 2.3.1.1－6 表 非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性

共通要因	対応方針	状況
地震	基準地震動に対して十分な耐震性を有する設計とする。	基準地震動に対して，建屋及び非常用電源設備が機能維持できる設計とする。
津波	基準津波に対して，浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	新設する防潮堤により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	非常用電源設備は火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等により区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に分離する設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し，影響のないことを確認，若しくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して電気盤が機能喪失にならないことを確認する。 また，電気室及び蓄電池室には，蒸気源及び被水源がないため問題ない。

軽油貯蔵タンクは地下，燃料移送ポンプは常設代替高圧電源装置置場内（地下）に設置する。

また，軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプまでの配管，及び燃料移送ポンプからデイトankまでの配管には連絡配管が設けられており，軽油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプいずれか 1 系統が使用できない場合でも，原子炉建屋

内にある 3 系統のデイトンクに燃料を供給可能な設計としている。

なお、デイトンクは外部からの燃料補給がなくても、8 時間非常用ディーゼル発電機に燃料を供給可能な設計とする。(2.3.1.3 参照)

軽油貯蔵タンク基礎並びに燃料移送系配管ダクトは、耐震クラス S の設備の間接支持構造物として、原子炉建屋と同じ支持地盤を有しており（杭基礎型式）、沈下が生じにくい構造とする。

2.3.1.2 容量について

東海第二発電所非常用電源設備の内，設計基準事故に対処するための設備は以下のとおりである。

① 非常用ディーゼル発電機

台数：2

容量：約 6,500kVA（約 5,200kW）／台

② 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

個数：1

容量：約 3,500kVA（約 2,800kW）

<①及び②の主な負荷>

- ・ 外部電源が完全に喪失した場合に，発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷
- ・ 工学的安全施設作動のための負荷

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，外部電源の喪失又は原子炉冷却材喪失が発生した際，自動起動して原子力発電所の保安上必要とされる各負荷に電力を供給するために，必要な発電機容量を有する。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）において保安上必要とされる負荷（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）を，第 2.3.1.2－1 表に示す。

第 2.3.1.2-1 表 各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）において保安上必要とされる負荷
（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	
2 C		2 D			
補機名	負荷容量 [kW]	補機名	負荷容量 [kW]	補機名	負荷容量 [kW]
低圧炉心スプレイ系ポンプ	約 1,078	—	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ	約 2,328
残留熱除去系ポンプ	約 584	残留熱除去系ポンプ	約 1,168	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプ	約 55
残留熱除去系海水系ポンプ	約 1,674	残留熱除去系海水系ポンプ	約 1,674	充電器	約 19
非常用ガス処理装置	約 48	非常用ガス処理装置	約 48	高圧炉心スプレイ系ポンプ室換気装置	約 8
非常灯	約 78	非常灯	約 78	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室換気装置	約 38
充電器	約 264	充電器	約 245	—	—
中央制御室換気装置	約 60	中央制御室換気装置	約 60	—	—
ディーゼル発電機冷却系海水ポンプ	約 55	ディーゼル発電機冷却系海水ポンプ	約 55	—	—
ディーゼル発電機室換気装置	約 38	ディーゼル発電機室換気装置	約 38	—	—
低圧炉心スプレイ系ポンプ室換気装置	約 4	—	—	—	—
残留熱除去系ポンプ室換気装置	約 3	残留熱除去系ポンプ室換気装置	約 6	—	—
バッテリー室換気装置	約 19	バッテリー室換気装置	約 19	—	—
スイッチギア室換気装置	約 55	スイッチギア室換気装置	約 55	—	—
—	—	バイタル交流電源装置	約 67	—	—
非常用ガス再循環装置	約 55	非常用ガス再循環装置	約 55	—	—

非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	
2 C		2 D			
緊急用直流 125V 充電器	約 120	緊急用直流 125V 充電器	約 120	—	—
その他コントロ ールセンタ負荷	約 724	その他コントロ ールセンタ負荷	約 739	—	—
負荷合計	約 4, 859	負荷合計	約 4, 427	負荷合計	約 2, 448

※負荷容量の算出方法

1. パワーセンタ以上の動的機器の負荷

$$\text{負荷容量 [kW]} = \frac{\text{軸動力 [kW]}}{\text{効率 [\%]}}$$

2. モータコントロールセンタ以下の動的負荷

$$\text{負荷容量 [kW]} = \frac{\text{定格出力 [kW]} \times \text{負荷率 [\%]}}{\text{効率 [\%]}}$$

(効率：90%，負荷率：90%)

3. 静的負荷

$$\text{負荷容量 [kW]} = \frac{\text{定格出力 [kW]} \times \text{負荷率 [\%]}}{\text{効率 [\%]}}$$

電源装置，充電器（効率：75%，負荷率：100%）

ヒータ，非常灯（効率：90%，負荷率：100%）

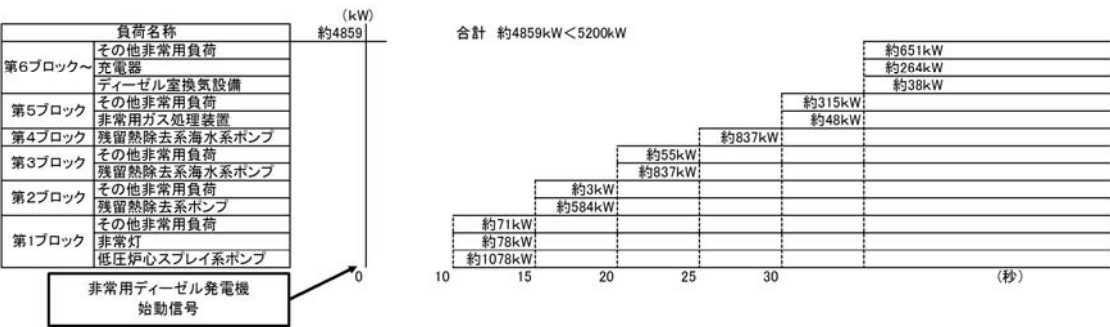
非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、外部電源が喪失した場合に、発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、さらに、工学的安全施設作動の為の電力を供給する。

また、多重性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高圧母線に接続する。

3台のうち1台が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、10秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する。

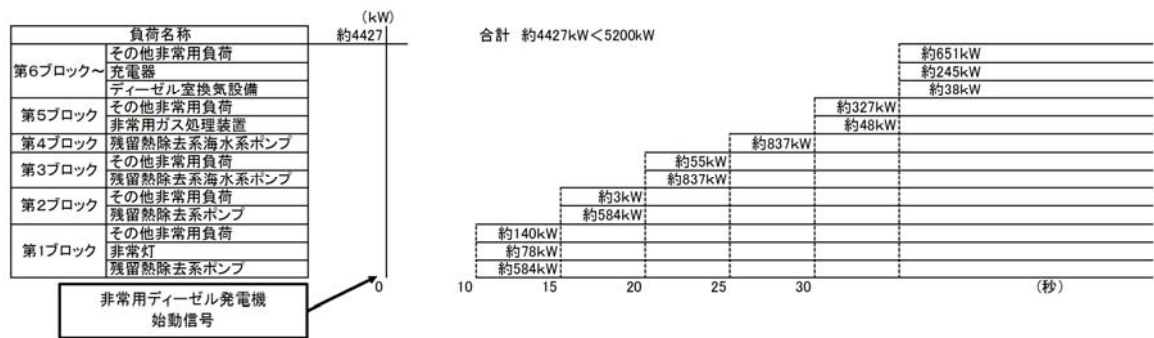
外部電源が喪失し、かつ、原子炉冷却材喪失が発生した場合の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の負荷の始動順位を、第2.3.1.2-1図～第2.3.1.2-3図に示す。



第2.3.1.2-1図 2C 非常用ディーゼル発電機の負荷の始動順位

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

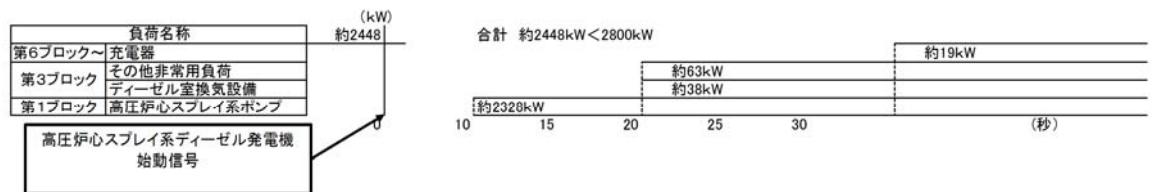
*ブロックの若い順に起動する。



第 2.3.1.2-2 図 2 D 非常用ディーゼル発電機の負荷の始動順位

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

*ブロックの若い順に起動する。



第 2.3.1.2-3 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の負荷の始動順位

(外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時)

*ブロックの若い順に起動する。

③ 蓄電池

非常用の常設直流電源設備は、3 系統 5 組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器及び分電盤等で構成し、直流母線電圧は 125V 若しくは±24V である。主要な負荷は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ用ディーゼル発電機を含む）初期励磁、M/C、P/C 投入及び引き外し、計測制御系統施設等であり、これらの 125V 系 3 系統のうち 1 系統の故障及び±24V 系 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、万一、全交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉停止系の動作により、原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用の常設蓄電池は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、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

全交流動力電源喪失に備えて、非常用の常設直流電源設備は発電用原子炉の停止、停止後の冷却に必要な電源を一定期間、給電をまかなう蓄電池容量を確保している。全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から約 95 分以内に給電を行うが、万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から約 210 分以内（全交流動力電源喪失後約 305 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は、常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電力を供給できる容量とする。

なお、重大事故等対処設備の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために設

けている設備への電力供給時間は、約 24 時間とする。

組数及び容量： 125V 2 組（約 6,000Ah）、1 組（約 500Ah）

±24V 2 組（約 150Ah）

＜蓄電池の主な負荷＞

- ・制御用負荷（原子炉緊急停止系作動回路、遮断器制御電源、自動減圧系等）及び非常用照明
- ・原子炉隔離時冷却系

各蓄電池の容量を、第 2.3.1.2-2 表に示す。

第 2.3.1.2-2 表 各蓄電池の容量

用途 項目	125V 系蓄電池 A 系, 125V 系蓄電池 B 系	25V 系蓄電池 H P C S 系	中性子モニタ用蓄電池 A 系, 中性子モニタ用蓄電池 B 系
型式	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池
組 数	2	1	2
容 量	約 6,000Ah／組	約 500Ah	約 150Ah／組
電 圧	125V	125V	±24V

2.3.1.3 燃料貯蔵設備

工学的安全施設等の機能を確保するため、非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については2 C系，2 D系及び高压炉心スプレイ系の計3台有している。また，軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプにて非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）へ供給される燃料油系統も非常用2 C系，2 D系及び高压炉心スプレイ系の3系統を有しているため，ディーゼル発電機の単一故障に対しても必要な機能を確保できる。燃料油供給系統の構成を，第2.3.1.3-1図に示す。

軽油貯蔵タンクの必要量を確認するために外部電源喪失が発生した場合を想定する。外部電源喪失が発生した場合，設計基準事故対処設備である2 C非常用ディーゼル発電機，2 D非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動して，非常用母線を受電し対応を行う。これに加え，常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置2台を起動し緊急用母線を受電して重大事故等に備えるとともに代替所内電気設備の必要負荷（緊急用直流125V充電器）へ給電を行う。その後，代替所内電気設備の機能に期待した対応を行っていない場合，24時間以内に常設代替高压電源装置2台を停止して待機状態とし，非常用ディーゼル発電機から常設代替直流電源設備の必要負荷へ給電を行う。

軽油貯蔵タンクは，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台，高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間及び常設代替高压電源装置2台を1日（24時間）運転できる容量（約400kL^{*1}）を2系統有するため，軽油貯蔵タンクの単一故障に対しても必要な機能を維持できる。

2 基の軽油貯蔵タンクは連絡配管により接続されており，軽油貯蔵タンク

の燃料は、3 台のディーゼル発電機のどれでも使用できる構成となっている。
(連絡配管は通常時は手動弁により隔離されており、片系で漏えい等が生じた場合でも他系へ影響しないようにしている。)

※ 1 軽油貯蔵タンクの必要量を保守的に見積もるため、以下を考慮する。

- ・ 保守的に事象発生と同時に電源装置の起動を想定 (連続 7 日間)
- ・ 非常用ディーゼル発電機の燃料消費率は保守的に、100% 負荷状態での (1,440.4L/h・台) を使用する。
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料消費率は保守的に、100% 負荷状態での (775.6L/h・台) を使用する。
- ・ 常設代替高圧電源装置の燃料消費率は保守的に、100% 負荷状態での (420L/h・台) を使用する。

① 非常用ディーゼル発電機

$$1,440.4\text{L/h} \cdot \text{台} \times 24 \text{ 時間} \times 7 \text{ 日} = 241,988\text{L} = 242.0\text{kL}$$

② 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

$$775.6\text{L/h} \cdot \text{台} \times 24 \text{ 時間} \times 7 \text{ 日} = 130,301\text{L} = 130.3\text{kL}$$

③ 常設代替高圧電源装置

$$420.0\text{L/h} \cdot \text{台} \times 2 \text{ 台} \times 24 \text{ 時間} \times 1 \text{ 日} = 20,160\text{L} = 20.2\text{kL}$$

④ 必要燃料① + ② + ③ = 242.0kL + 130.3kL + 20.2kL

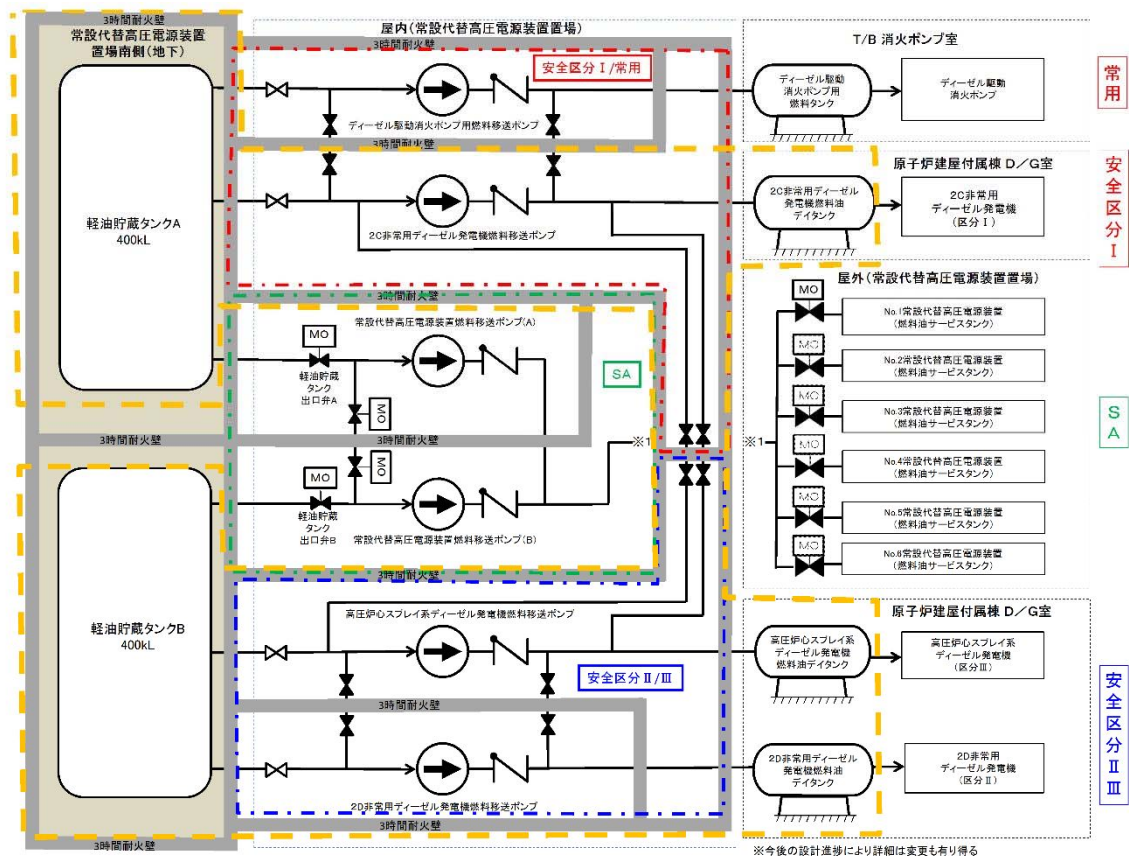
$$= 392.5\text{kL} < 400\text{kL}$$

■ 軽油貯蔵タンク

基数 : 2

容量 : 約 400kL/基

使用燃料 : 軽油



：非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機を含む。）燃料油供給系統

第 2.3.1.3-1 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレー系ディーゼル
発電機を含む。）燃料油供給系統

別紙 1 鉄塔基礎の安定性について

1. 東海第二発電所外部電源線における送電鉄塔の安定性評価

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(指示)」(平成 23・06・07 原院第 1 号)に基づき、敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の要因である盛土崩壊、地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊の影響が評価されている。抽出された鉄塔については、地質の専門家による現地踏査結果を踏まえ、鉄塔基礎の安定性に影響がないことが確認されている。(経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について(平成 24 年 2 月 17 日、東京電力株式会社)」)

基礎の安定性評価結果を、第 1 表に示す。

第 1 表 基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔 基数	現地踏査確認基数			対応必要 基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力 1 号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基
合計	80 基	2 基	0 基	5 基	0 基

2. 地質の専門家による現地踏査の評価項目と方法

275kV 東海原子力線，154kV 村松線の対象鉄塔について，地質の専門家による現地踏査で第2表に示す項目に基づき，鉄塔基礎の安定性評価が行われている。なお，地すべりによる現地踏査の必要な鉄塔について該当する箇所は無かった。

第2表 現地踏査における評価項目と評価方法

評価項目	主な評価項目	評価方法
盛土崩壊	<ul style="list-style-type: none">・盛土の立地状況や形状及び規模・盛土と鉄塔との距離	現地踏査に際しては，当該盛土の立地状況や形状・規模，鉄塔との距離等を確認し，健全性が評価されている。
急傾斜地の土砂崩壊	<ul style="list-style-type: none">・斜面状況（勾配及び変状有無）・地盤特性・崩壊履歴	<ul style="list-style-type: none">・現地調査に際しては，斜面勾配等の地形条件，斜面上の変状有無，植生状況，地下水や表流水の集水条件など，左記の評価内容を確認し，健全性を評価した。

3. 盛土崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

3.1 現地踏査対象の抽出

対象箇所抽出にあたっては、送電線並びにその周辺の地形状況が記載されている実測平面図等を使用して、人工的に土地の改変が加えられた箇所の抽出が実施されている。

また、送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況の確認が行われ、漏れの無いよう盛土箇所が抽出された。

抽出の結果、鉄塔 80 基のうち 2 基が現地踏査必要箇所に該当した。

なお、盛土の抽出の規模としては、基本的に、東北地方太平洋沖地震で倒壊した東京電力株式会社 66kV 夜の森線の周辺で発生した盛土崩壊箇所と同程度の規模の盛土が対象とされ、更なる安全性向上の観点から、それよりも小規模な盛土についても抽出対象とされた。

3.2 現地踏査結果

対象鉄塔 2 基について、当該盛土の立地状況や形状及び規模、鉄塔との距離等が確認された結果、鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており、仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断された。

4. 地すべりに対する鉄塔基礎の安定性評価結果

4.1 現地踏査対象の抽出

地すべり防止区域（地すべり等防止法）、地すべり危険箇所（地方自治体指定）、地すべり地形分布図（国立研究開発法人 防災科学技術研究所）に示される範囲及びその近傍に設置されている鉄塔が選定され、さらに空中判読により鉄塔との位置関係などが確認された。結果、該当するものは無く、基礎の安定性に影響はないと判断された。

5. 急傾斜地の土砂崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

5.1 現地踏査対象の抽出

急傾斜地の土砂崩壊については、鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が 30° 以上かつ逆T字基礎が抽出された結果、鉄塔基礎 80 基のうち 5 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。

5.2 現地踏査結果

対象鉄塔 5 基について、斜面勾配等の地形条件、斜面上の変状の有無、植生状況、地下水や表流水の集水条件等が調査された。また、安定性の評価にあたっては、『道路土工一切土工・斜面安定工指針』における「表層崩壊と落石の安定性評価の目安」や「斜面崩壊対策の調査」を参考に、地質専門家の意見をふまえた評価が行われた。

上述の現地踏査で収集した斜面勾配等の地形条件、地盤特性等に基づき、各鉄塔が評価された結果、崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍に見られた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所がみられた鉄塔は無く、問題ないと判断された。

別紙 2 吊り下げ設置型高圧遮断器について

1. 事象概要

平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震による揺れで、東北電力株式会社女川原子力発電所 1 号機 高圧電源盤 6-1 A で火災が発生したことを受け、平成 23 年 5 月 31 日に発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所における吊り下げ設置型の高圧遮断器に係る火災防護上の必要な措置の実施等について（指示）」（平成 23・05・30 原院第 2 号）に基づき、原子力発電所において所有している吊り下げ設置型高圧遮断器の有無を確認した。

2. 吊り下げ設置型高圧遮断器の有無

東海第二発電所で使用している吊り下げ設置型の高圧遮断器について調査した結果、吊り下げ設置型高圧遮断器は無かった。

別紙 3 変圧器一次側の 1 相開放故障について

1. 外部電源系の変圧器の巻線仕様一覧

東海第二発電所の非常用高圧母線に電力供給する外部電源系の変圧器巻線仕様を第 1 表に示す。

第 1 表 変圧器の巻線仕様

変圧器名称	電圧	巻線の結線方法		
		一次側 (外部電源側)	二次側 (負荷側)	安定巻 線※
起動変圧器 2 A	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
起動変圧器 2 B	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
予備変圧器	147kV／6.9kV	Y(非接地)	Y(抵抗接地)	Δ

※安定巻線は、当該変圧器で発生する高調波等の抑制を目的で設置されている。

2. 1 相開放故障発生時の検知について

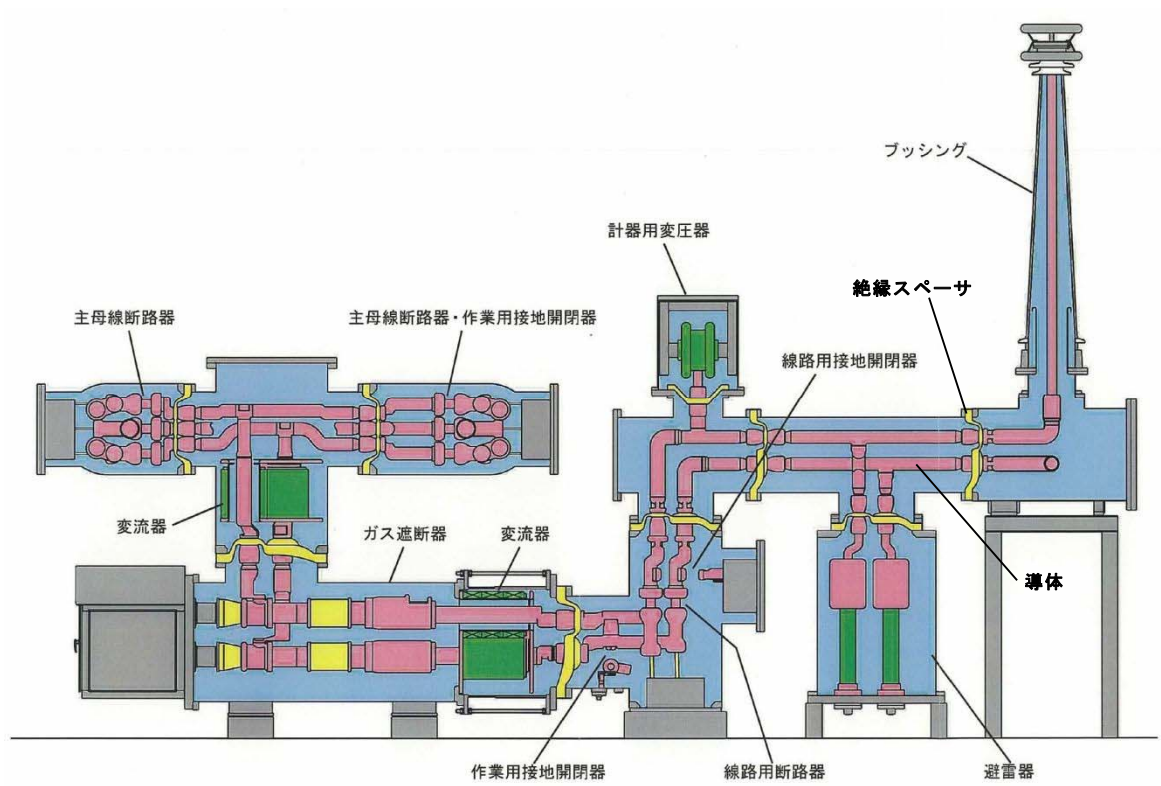
2.1 電流差動継電器（87）による検知

変圧器の一次側において、米国バイロン 2 号炉の事象のように 1 相開放故障が発生した場合、275kV 送電線及び 154kV 送電線接続箇所以外については、米国バイロン 2 号炉同様の気中に露出した接続ではなく、接地された筐体内等に導体が収納された構造である。このような構造の場合、導体の断線による 1 相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じて完全地絡となることで、電流差動継電器（87）による検知が可能である。

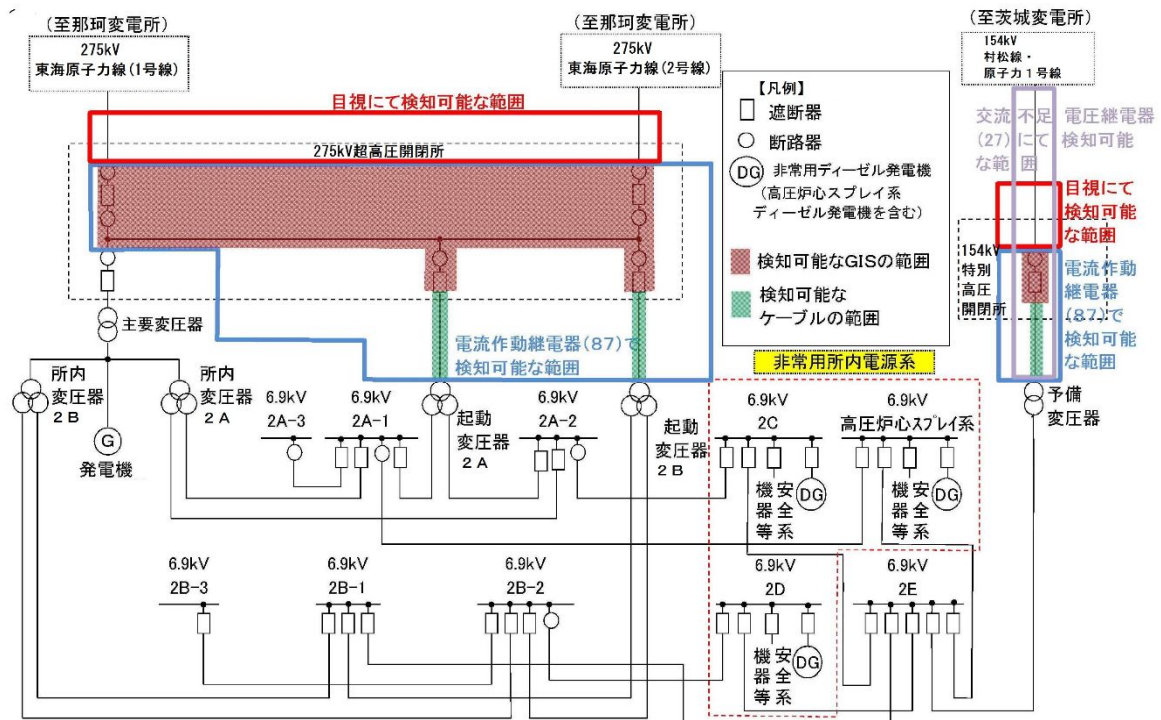
接地された筐体内等に導体が収納された構造の例を、第 1 図に示す。

また、完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位を、第 2 図に

示す。



第 1 図 接地された筐体内等に導体が収納された構造の例 (GIS)



第 2 図 完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位

以下に GIS、変圧器及び CV ケーブルの構造、故障検知に関する詳細を示す。

(1) GIS の故障検知について

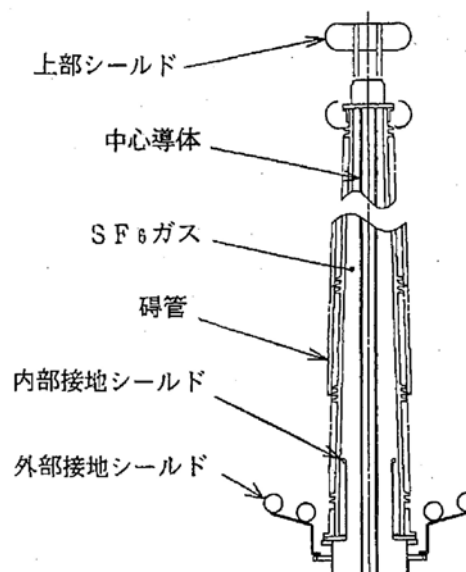
GIS は、接地されたタンク内に導体が収納されており、絶縁性の高い SF_6 ガスにより絶縁が確保されている。

GIS は、ブッシングを通じて架線と接続する構成である。

a. ブッシング

ブッシングは、磁器碍管に導体等が収納された構造となっており、ブッシング内導体の破損については、磁器碍管の破損がない限り考えにくい。ブッシングの外観及び内部構造部の例を、第 3 図に示す。

仮に、磁器碍管の破損による故障が発生した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器（87）が設置されており、検知が可能である。



第 3 図 ブッシングの外観及び内部構造部の例

b. GIS（ブッシング除き）

① 導体

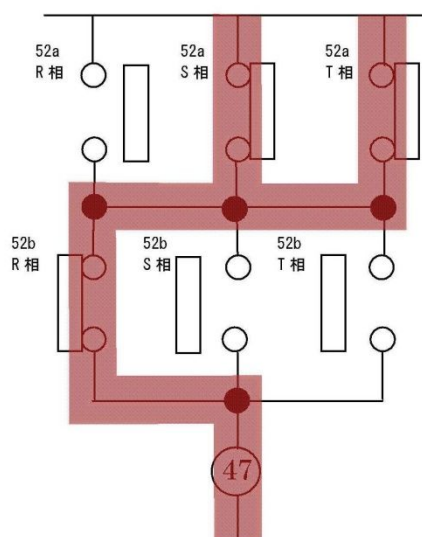
GIS は、第 1 図のとおり絶縁スペーサで GIS 内の導体を支持する構造となっており、絶縁スペーサは、機械的強度が高く壊れる可能性が小さいと考えられることから、導体の脱落が生じにくい構造となっている。したがって、GIS 内部での 1 相開放故障は発生しにくい構造である。

仮に絶縁スペーサが破損した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器（87）が設置されており、検知が可能である。

② 遮断器の投入動作不良による欠相の検知

遮断器により 1 相開放故障が発生する要因として、各相個別に開放及び投入が可能な遮断器の投入動作不良による欠相が考えられる。しかし、投入動作不良による欠相が発生した場合においては、欠相継電器（47）を設置し、検知可能となる。（第 4 図参照）

欠相が生じた場合、欠相保護継電器が動作し、遮断器は 3 相開放されるため、欠相状態は解除され、また警報により、1 相開放故障の検知が可能である。



第 4 図 遮断器投入不良による 1 相開放故障検知インターロック概要

③ 断路器の投入動作不良による欠相の検知

断路器投入時は遮断器開放状態であり，投入操作時は現場に運転員がいるため，投入状態の確認が可能であることから，投入動作不良による欠相の検知は可能である。

なお，断路器通電状態の場合は，開放及び投入不可のインターロックが構成されており，操作不可である。

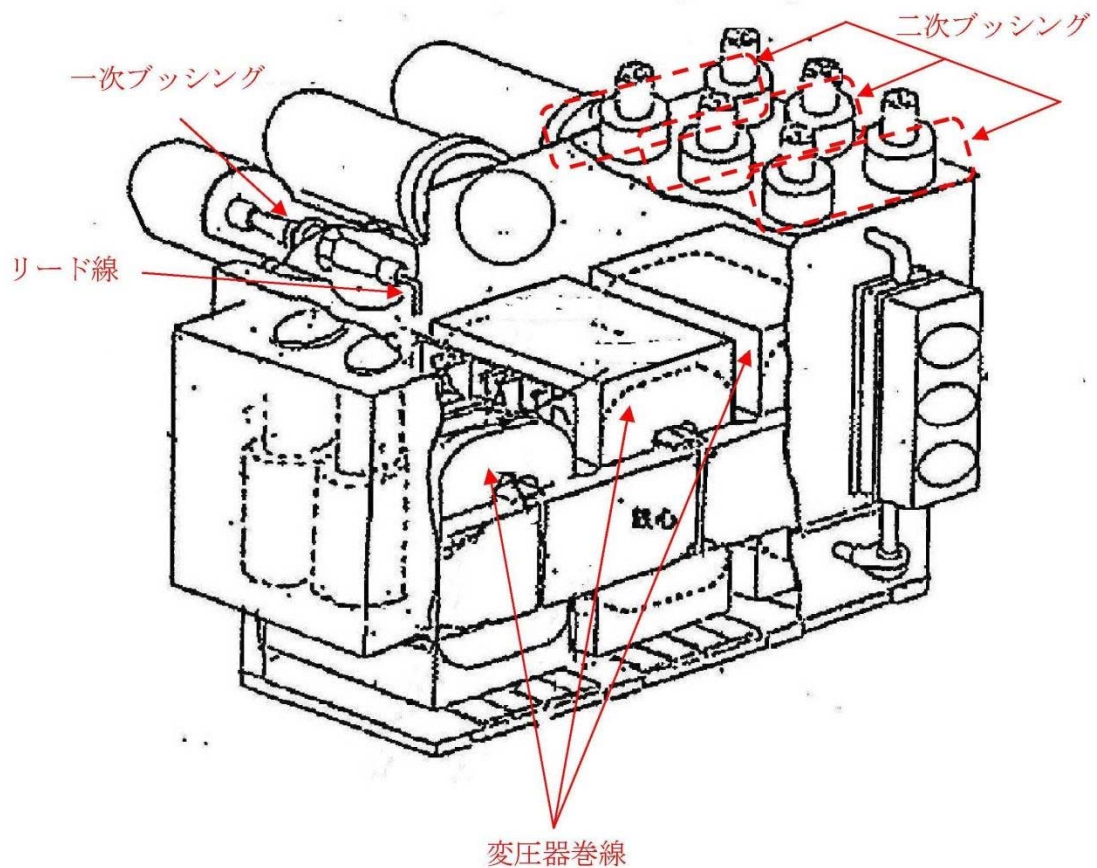
(2) 変圧器の故障検知について

変圧器は接地された筐体内に導体が収納されており，絶縁油により絶縁が確保されている。導体は，タンク内ブッシングを介し，変圧器巻線へと連結した構造である。

変圧器は，十分強度を持った筐体内にあるため，断線が発生する可能性は低い。

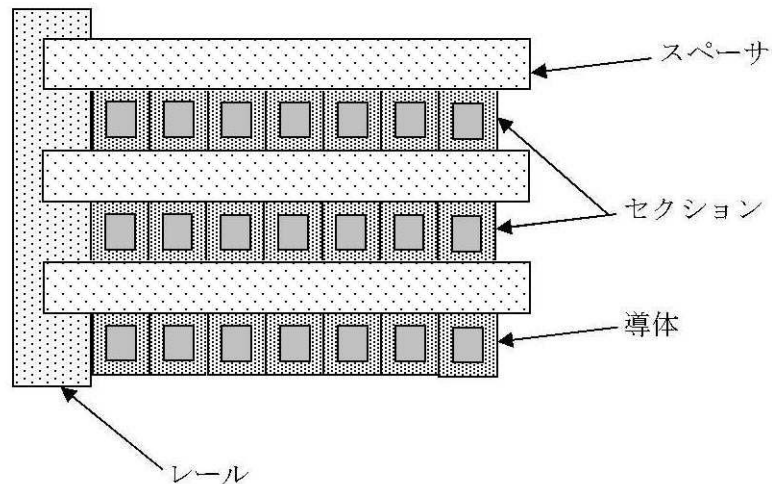
仮に，変圧器の筐体内で断線が発生した場合，アークの発生により衝撃油圧継電器による機械的保護継電器が動作することにより検知に至る

場合や、地絡が生じることによって電流作動継電器（87）検知が可能である。変圧器構造概要を第 5 図に示す。



第 5 図 変圧器構造概要

なお、変圧器巻線概要については第 6 図のとおり複数の導体により構成されており、断線が発生し、1 相開放故障が発生する可能性は低い。

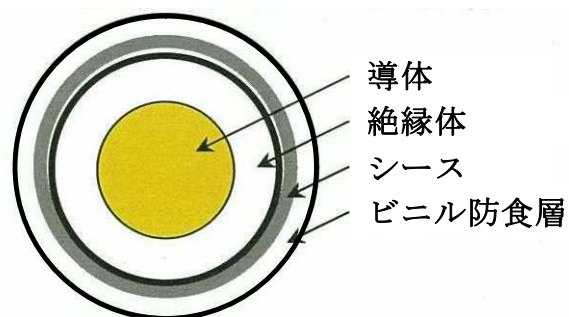


第 6 図 変圧器巻線概要

(3) CV ケーブルの故障検知について

CV ケーブルは絶縁体と接地されたシースに導体が内包されており，導体の断線が起きにくい構造となっている。仮に，断線が発生した場合でも，アークの発生により接地されたシースを通じ，地絡が発生し電流作動継電器（87）が動作し，異常を検知することが可能。

CV ケーブル構造図を第 7 図に示す。

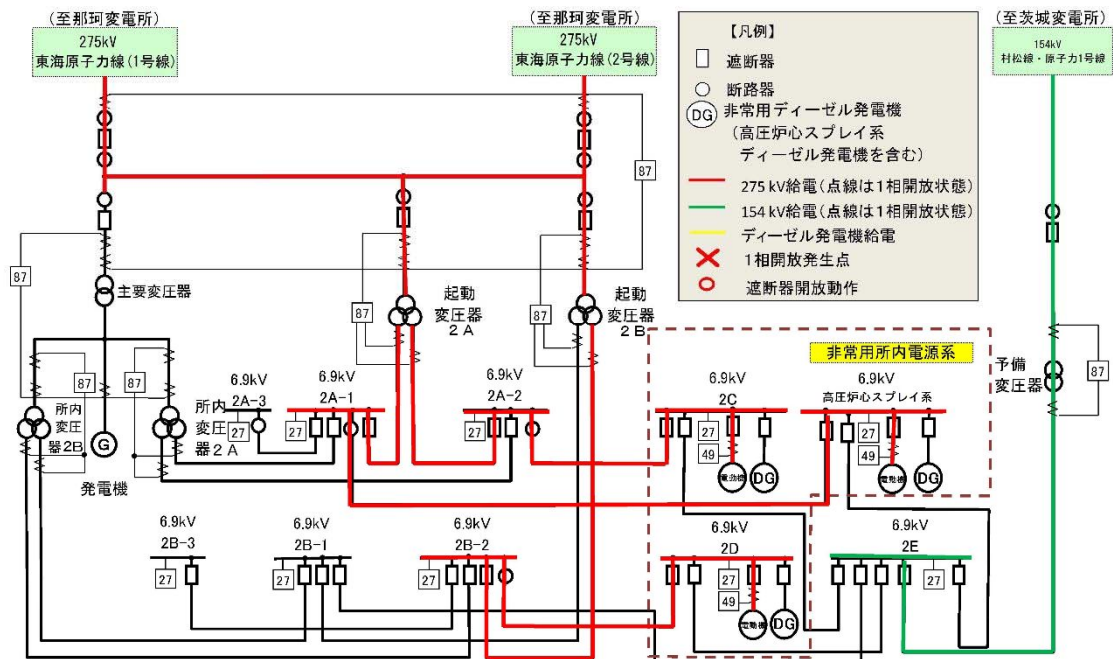


第 7 図 CV ケーブル構造図

(6.9kV 2C, 6.9kV 高圧炉心スプレイ系で説明)

(目視による確認)

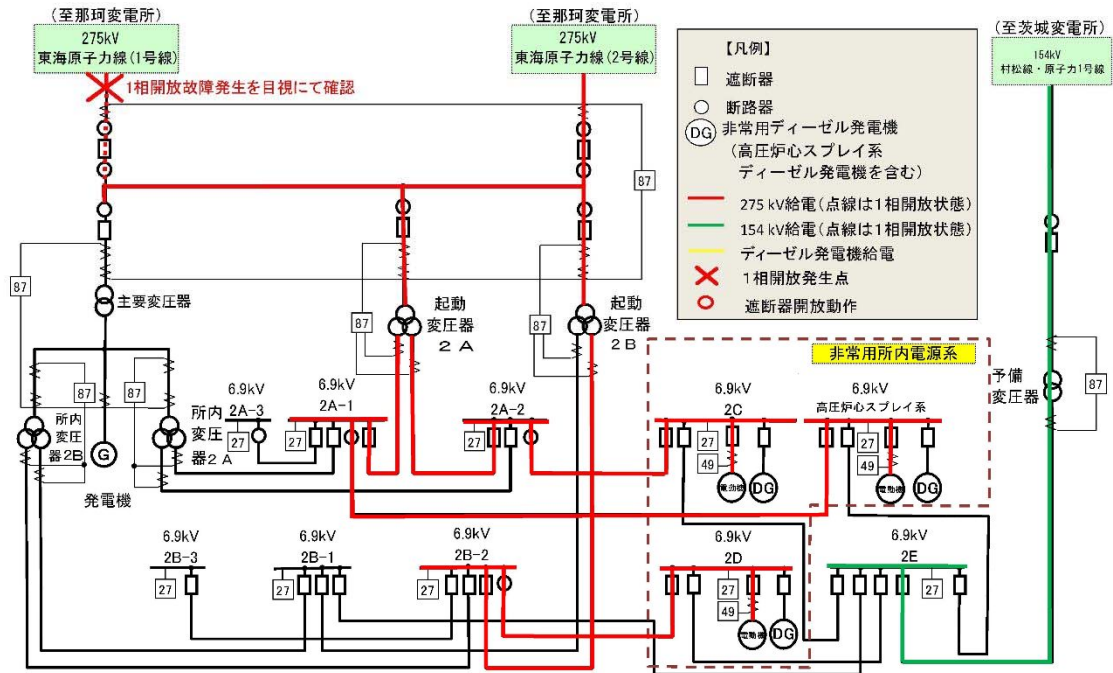
275kV 東海原子力線から 275kV 超高压開閉所，起動変圧器，6.9kV 常用母線（6.9kV 2A-1, 2A-2）を經由し，非常用高压母線を受電している状態を示す。（第 1 図）



第 1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1 相開放直後の状態

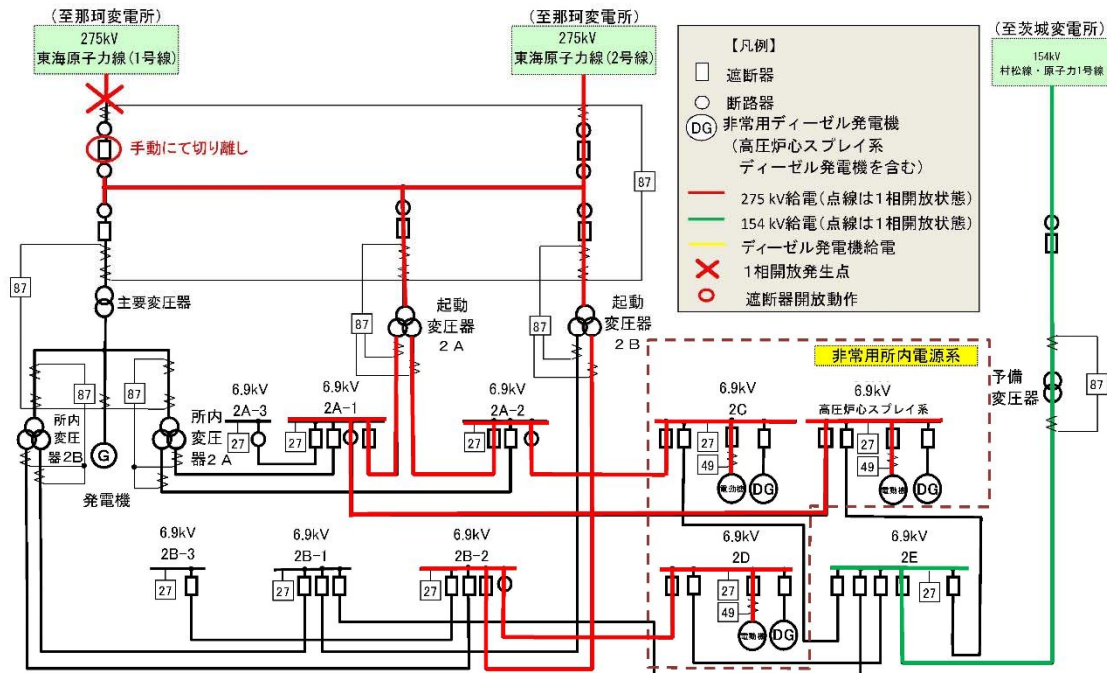
275kV 東海原子力線の 1 回線で 1 相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、275kV 東海原子力線の 1 回線にて 1 相開放故障が発生したことを検知可能である。(第 2 図)



第 2 図 1 相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

運転員の操作により、275kV 東海原子力線 1 回線を外部電源系から隔離すると、残り 1 回線で電力供給を行う。(第 3 図)



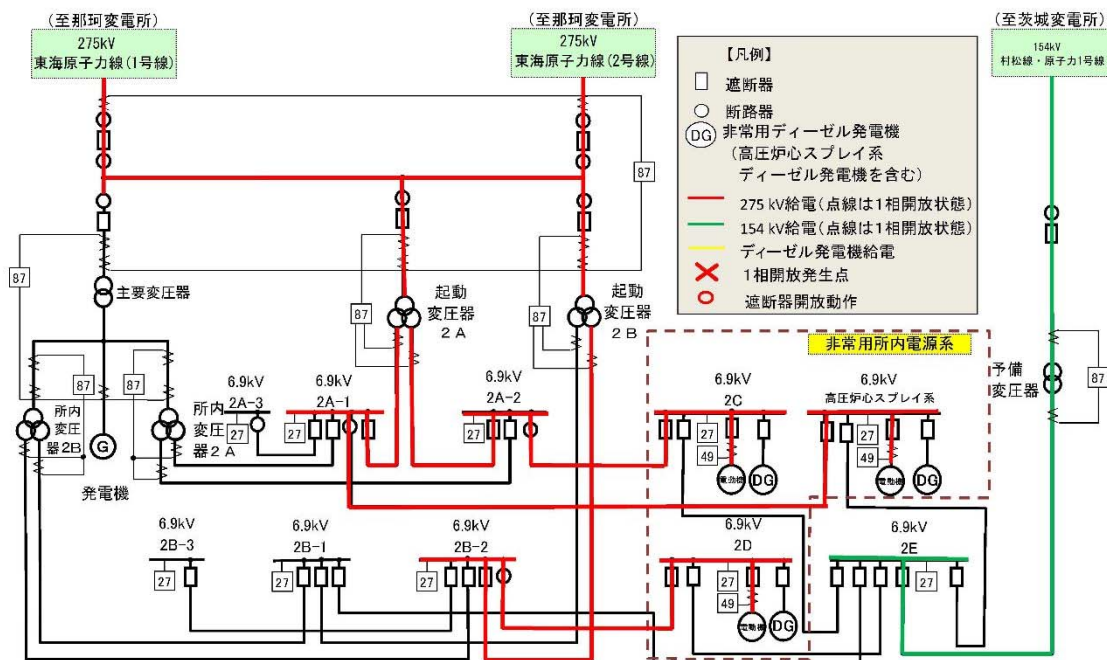
第 3 図 故障箇所を隔離した状態

4-2 予備変圧器一次側で発生する 1 相開放故障

(目視にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

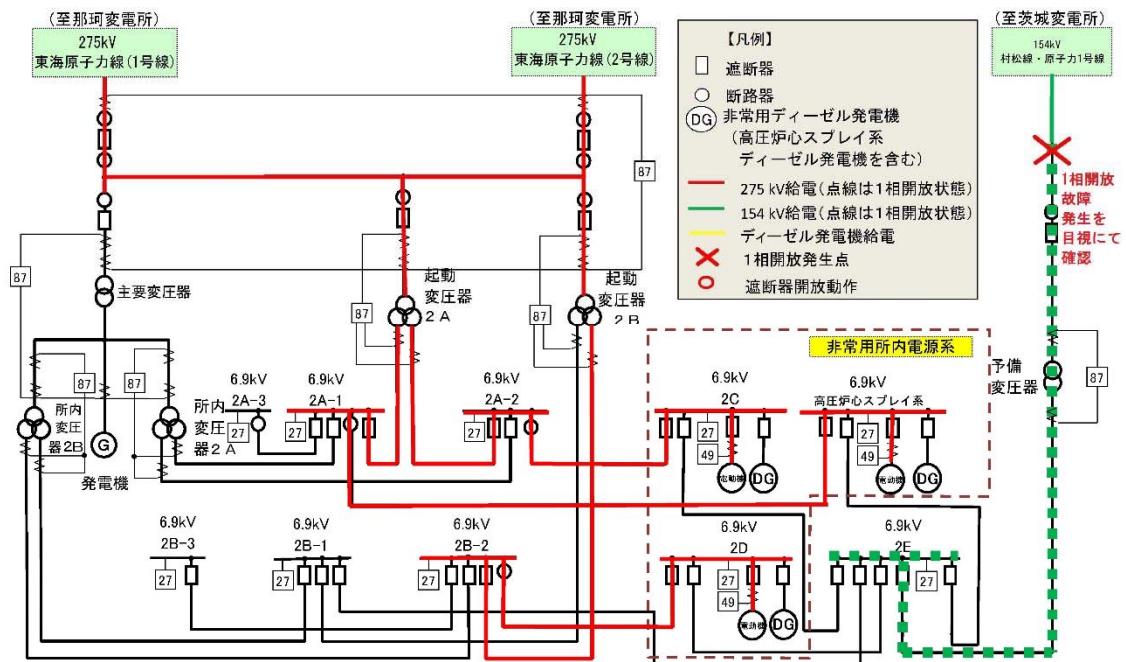
275kV 東海原子力線から 275kV 超高圧開閉所，起動変圧器，6.9kV 常用母線(6.9kV 2A-1, 2A-2)を経由し，非常用高压母線を受電している状態を想定する。(第 4 図)



第 4 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1 相開放故障直後の状態

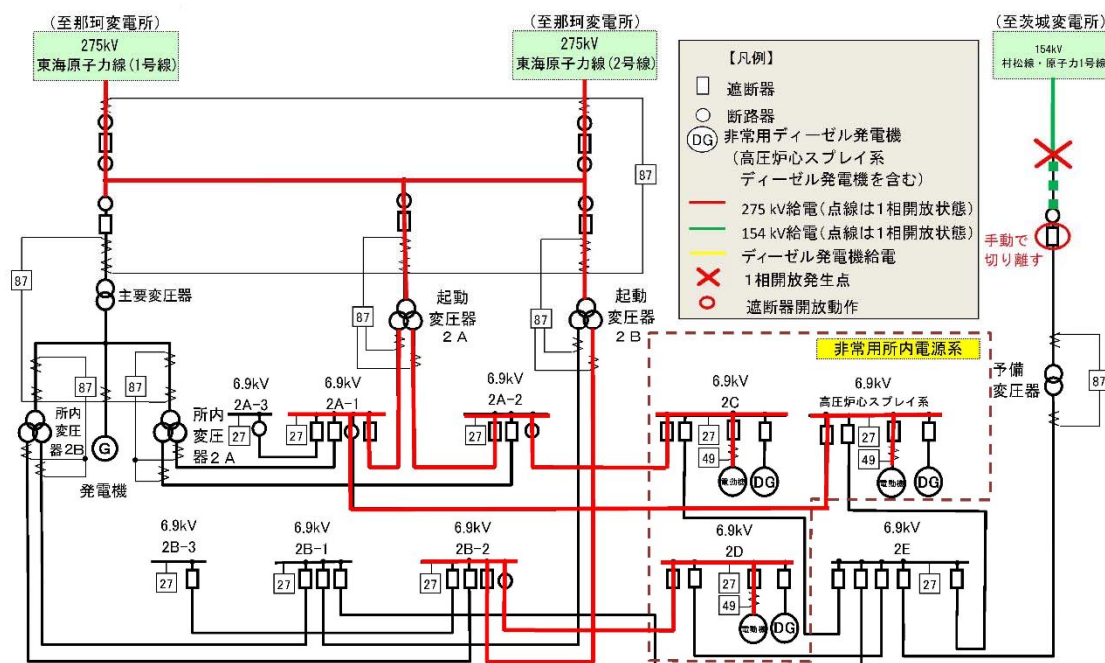
予備変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、予備変圧器一次側にて 1 相開放故障が発生したことを検知可能である。(第 5 図)



第 5 図 1 相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

運転員の手動操作により、予備変圧器を外部電源から隔離すると 275kV 東海原子力線 2 回線で電力供給を行う。(第 6 図)



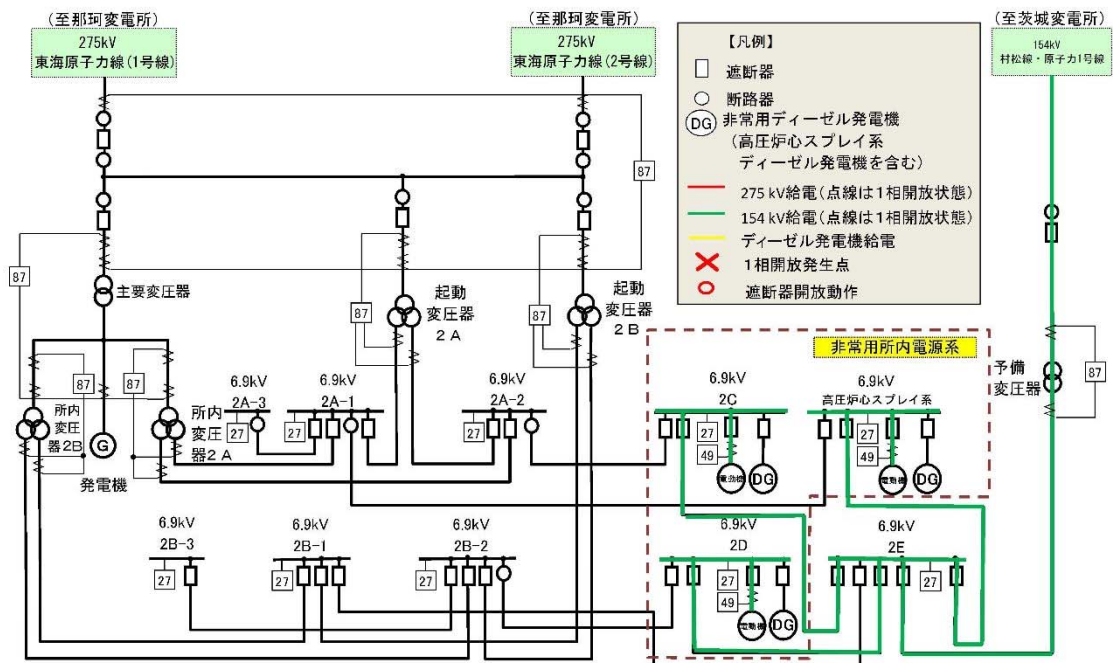
第 6 図 故障箇所を隔離した状態

4-3 予備変圧器一次側で発生する 1 相開放故障

(交流不足電圧継電器 (27) にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

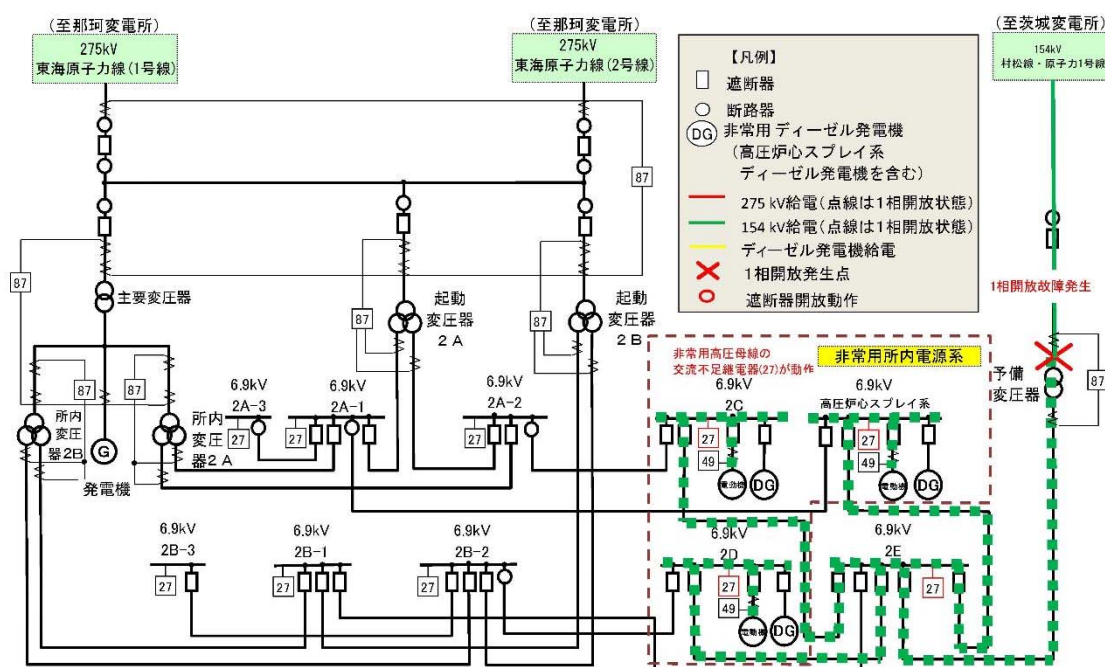
154kV 村松線・原子力 1 号線から予備変圧器, 6.9kV 高压母線 2E を經由し, 非常用高压母線を受電している状態を想定する。(第 7 図)



第 7 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1 相開放故障直後の状態

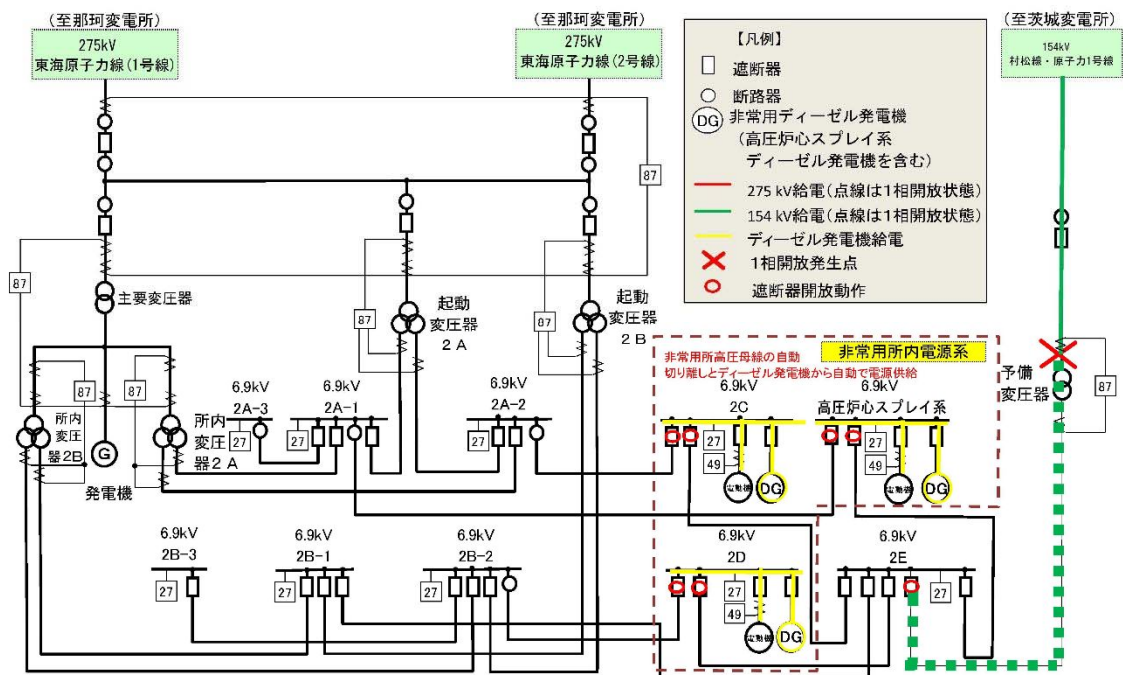
予備変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生すると、予備変圧器から受電していた複数の母線の交流不足継電器（27）が動作する。このことから運転員は予備電源変圧器にて 1 相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。（第 8 図）



第 8 図 1 相開放故障直後の状態

(3) 非常用高压母線を隔離した状態

交流不足継電器（27）の自動操作により，非常用高压母線を外部電源から隔離すると，非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が自動起動し，負荷に電力を供給する。（第 9 図）





第 9 図 非常用高压母線を隔離した状態

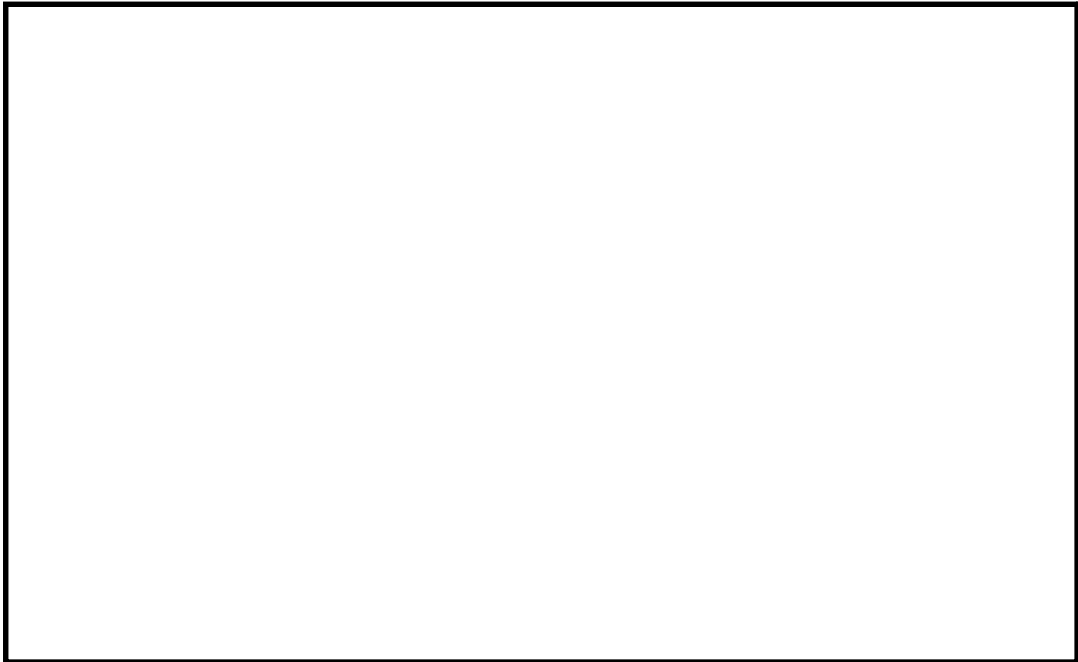
別紙 5 那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について

那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合には変電所や送電線の所有者である東京電力パワーグリッド株式会社が確実に東海第二発電所へ電力供給が行えるか、また、電力供給後に東海第二発電所が確実に受電できるか、受電時の東京電力パワーグリッド株式会社及び東海第二発電所の連携の確実性も含めて、設備面及び運用面で評価を行った。

1. 設備面の検討

①那珂変電所が全停した場合

那珂変電所が全停した場合、第1図の様に   して、新筑波変電所から石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所を経由して東海第二発電所が受電することになる。



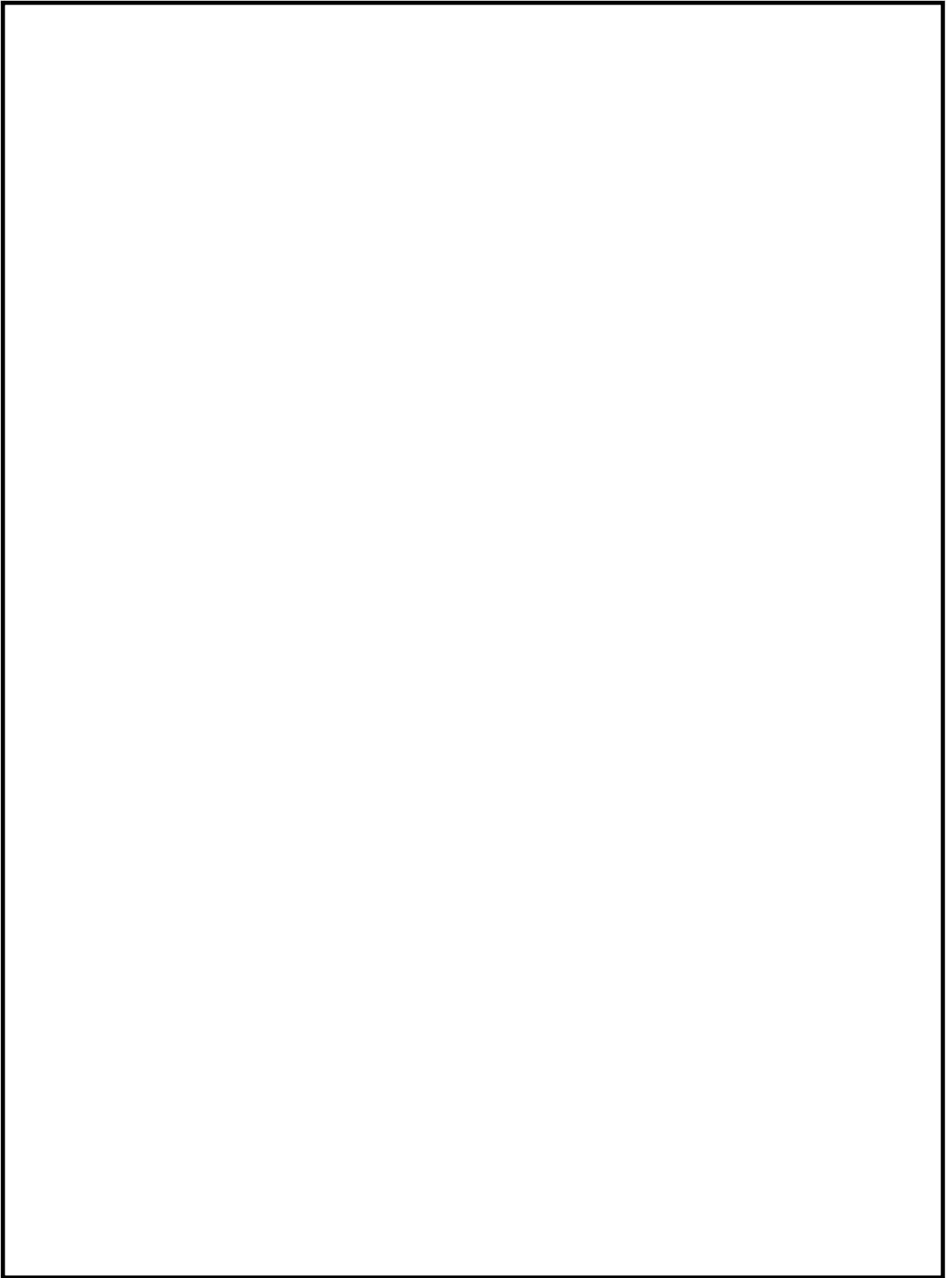
第1図 那珂変電所全停時の東海第二発電所の外部電源受電経路

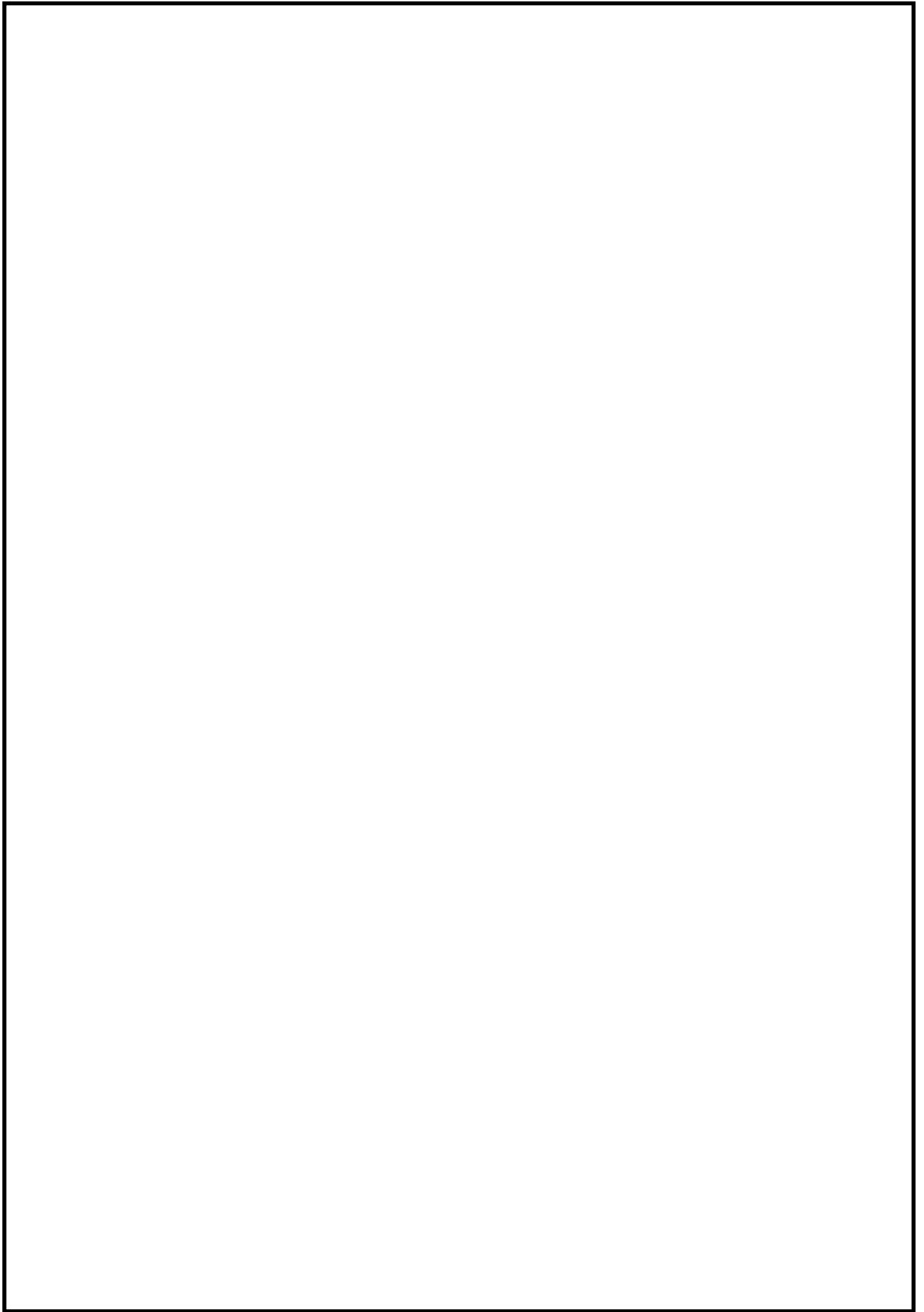
- ・東京電力パワーグリッド株式会社は、東海第二発電所が新筑波変電所から受電する際に投入する当該遮断器（通常時は開放）について以下を確認している。（第2図）

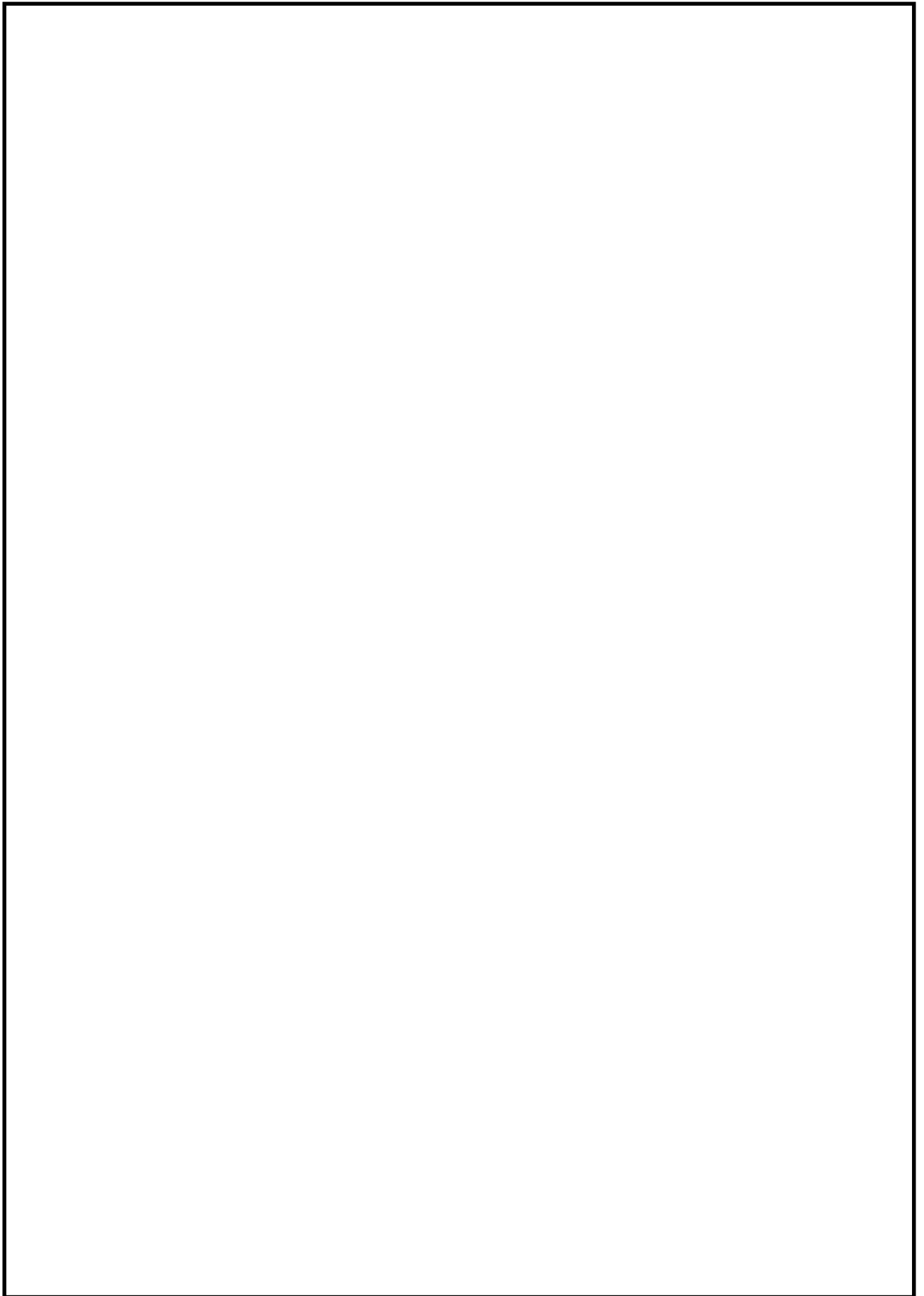
(a)通常時に当該遮断器を投入した場合、系統事故発生時には、事故電流が増大し遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）を超過する場合があります、事故の影響が広範囲の需要家に及ぶ可能性がある。

(b)那珂変電所全停時に当該遮断器を投入した場合、系統事故発生時には那珂変電所からの事故電流の流入がないため、遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）は超過しない。

当社は送電系統の構成を確認し、当該遮断器の運用に問題ないことを確認した。







- ・石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所間では、潮流の流れが通常と逆になるが、東京電力パワーグリッド株式会社は、同区間の保護装置の設置状況から潮流が逆向きとなった場合でも、保護装置で送電設備の保護が可能であることを確認している。当社も同区間の保護装置の設置状況から、東京電力パワーグリッド株式会社の確認結果に問題ないことを確認した。
- ・東京電力パワーグリッド株式会社は、那珂変電所全停時に、新筑波変電所から東海第二発電所に送電した場合に、東海第二発電所に到達する電圧が許容範囲内であることをシミュレーションで確認している。当社も本シミュレーション結果を確認し、到達電圧が許容範囲内であることを確認した。

以上のことより、当社は那珂変電所が全停した場合の受電経路の設備面に問題ないと評価した。

②茨城変電所が全停した場合

茨城変電所が全停した場合、東海第二発電所は那珂変電所から 275kV 東海原子力線を通して受電し続けることができるため、東海第二発電所は停電することがないので、設備面の問題はない。

以上のことより当社は那珂変電所又は茨城変電所が停止した場合の東海第二発電所への電力供給について設備面で問題ないと評価した。

2. 運用面検討

①那珂変電所が全停した場合

(1) 復旧手順

那珂変電所が全停した場合、東海第二発電所は、新筑波変電所から石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所を経由して受電する。受電にあたっては、東京電力パワーグリッド株式会社は以下(a)～(c)の操作を全て茨城給電所にて遠隔で行う。

(a) 各変電所の遮断器及び断路器の操作

(b) 系統の電圧等確認

(c) 必要に応じ系統の電圧等調整

これら那珂変電所全停時において東京電力パワーグリッド株式会社は、茨城給電所が定めている系統事故時に使用する系統復旧手順書を用いて東海第二発電所に電力供給を行う。

当社は、東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所が定めている系統復旧手順書に那珂変電所停電時の復旧手順が定められていること、

を確認した。

(2) 復旧訓練

(a) 東京電力パワーグリッド株式会社の訓練

東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所では、年 2 回の頻度で系統事故の復旧訓練を行っており、那珂変電所が全停した場合の訓練を至近では H27 年度に実施している。

年 2 回の系統事故の復旧訓練内容については主に開閉器の入・切操作などであり、那珂変電所全停時の復旧訓練とその他の系統事故の復旧訓練に大差はないこと、及び那珂変電所全停時にはあらかじめ定

めている系統復旧手順書に基づき操作をおこなうことから、那珂変電所全停時には速やかな対応が可能であると当社は評価した。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社は、継続的に系統事故の復旧訓練を実施していくとしており、当社もその実績を確認していく。

(b) 東海第二発電所の訓練

東海第二発電所の外部電源喪失事故に係る東海第二発電所の運転員の訓練は、年 1 回以上の頻度で、中央制御室での事故を模擬した訓練やシミュレータを使用した訓練として実施しており速やかな外部電源の復旧対応が可能である。

(c) 東京電力パワーグリッド株式会社と東海第二発電所の連携

那珂変電所全停時における、茨城変電所からの受電の際は、東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所と東海第二発電所との連携が必要となる。この手順は、村松線・原子力 1 号線若しくは東海第二発電所構内受電設備の計画停電後の受電手順（茨城給電所から東海第二へ受電可連絡→東海第二で受電操作→東海第二から茨城給電所に受電完了連絡）と同一であり、通常時から両社の連携はとれていることから、当社は問題ないと評価した。

② 茨城変電所が停止した場合

茨城変電所が全停した場合、東海第二発電所は那珂変電所から 275kV 東海原子力線を通して、系統復旧操作等を行わずに受電し続けることができるため、運用面の問題はない。

当社は運用面における，那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給については，系統復旧手順が整備され，訓練等も定期的に行われており，問題ないと評価した。

3. まとめ

那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給について，東京電力パワーグリッド株式会社の評価結果等を基に，設備面及び運用面から評価した結果，東海第二発電所への電力の供給は確実に行われると評価した。

東海第二発電所の外部電源の信頼性について
(東京電力ホールディングス株式会社 作成資料)

1. 東海第二発電所の外部電源の信頼性確保について

東海第二発電所の外部電源の信頼性に関しては、経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」（第3図）に基づき、東京電力株式会社が電力系統の電力供給信頼性について分析及び評価を実施し、「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（東京電力株式会社：平成23年5月16日報告）（第4図）」にて、東海第二発電所への電力系統の信頼性は充分であると報告している。

経 済 産 業 省

平成23・04・15原院第3号

平成23年4月15日

原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について
(指示)

経済産業省原子力安全・保安院

N I S A - 2 3 8 b - 1 1 - 3

N I S A - 1 6 1 b - 1 1 - 1

平成23年4月7日宮城県沖地震により、東北電力株式会社管内において広域にわたる停電が発生しました。この停電に伴い、同社東通原子力発電所及び日本原燃株式会社六ヶ所再処理事業所において、一時的に、外部電源の喪失が発生しました。

この事象の原因については、電力系統の一部における地絡事故を発端として、原子力発電所及び再処理施設（以下「原子力発電所等」という。）への外部電源を供給する電力系統の停止に至ったことから、電力系統の信頼性に課題が生じたものです。このため、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、一般電気事業者等に対して、以下のとおり（再処理施設にあっては、下記1. 及び4. のみ）、対応するよう指示します。また、これらの実施状況について、平成23年5月16日までに当院に報告することを求めます。

記

1. 地震等による供給支障等により原子力発電所等の外部電源に影響を及ぼす事態が生じることに関して、原子力発電所等への電力供給に影響を与え得る貴社の電力系統の供給信頼性について分析及び評価するとともに、当該分析及び評価を踏まえ、当該原子力発電所等への電力の供給信頼性を更に向上させるための対策（原子力発電所内電源の強化を含む。）を検討すること。再処理施設にあっては、当該施設への電力系統の供給信頼性に係る上記対策に対応した施設内の設備の整備について検討すること。

第3図 経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設

の外部電源の信頼性確保について（指示）」（抜粋）

2. 4 評価結果（東海第二原子力発電所）

起点となる 500kV 変電所から東海第二原子力発電所への供給ルートにある送変電設備について評価を行った。

その結果、評価ケースによっては外部電源が一旦喪失し、所内電源による一時的な対応が必要となるものの、系統切替により外部電源が速やかに回復（※）することから、電力系統の供給信頼性は充分であると評価した。

（※）万が一、所内電源も含めた全交流電源が喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却系（R C I C）の制御電源は 8 時間維持されるように設計されている。外部電源はこれに比べ充分速やかに回復する（最長となるケースの場合、系統切替に約 80 分、及び東海第二原子力発電所における受電操作に約 30 分。）。

東海第二原子力発電所の電源線は、275kV 送電線 1 ルート 2 回線、および 154kV 送電線 1 回線により構成されている。上記の評価結果は、異なる 2 つの送電ルートが電源線として確保されており、系統切替による外部電源の確保が可能なことによるものである。

第 4 図 「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について

（東京電力株式会社：平成 23 年 5 月 16 日報告）」（抜粋）

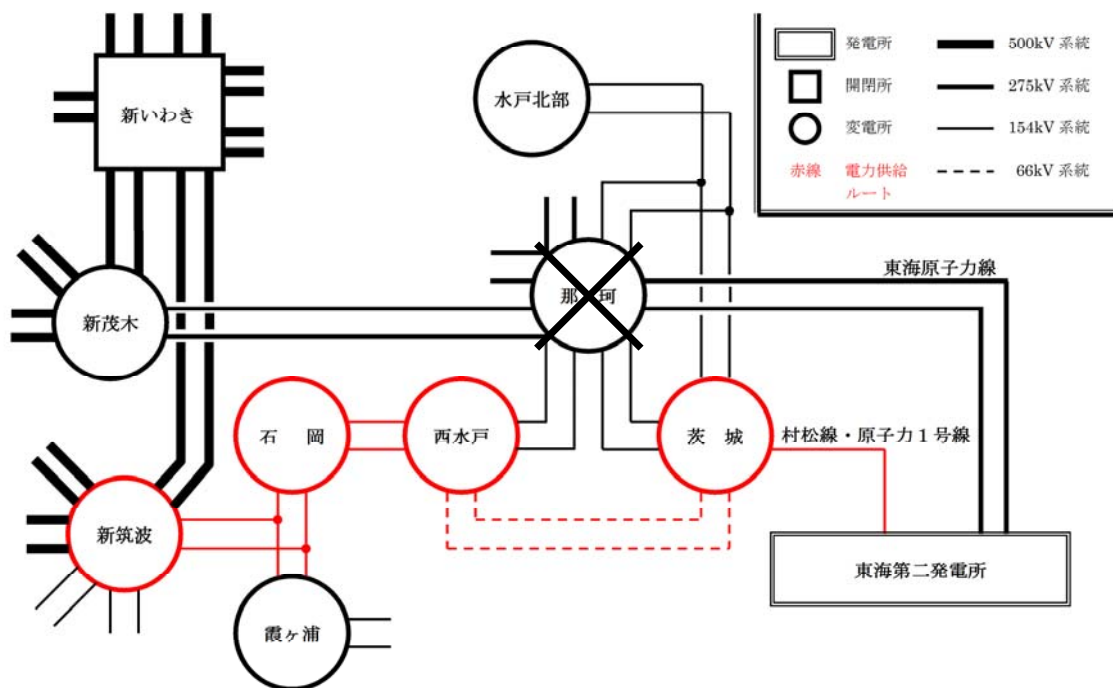
以下に、那珂変電所及び茨城変電所全停時の対応について記載する。

2. 那珂変電所又は茨城変電所全停時の電力供給系統について

2.1 那珂変電所全停時の電力供給系統

那珂変電所が全停した場合，東京電力パワーグリッド株式会社により系統切替（約 80 分）を行い，新筑波変電所から石岡変電所を經由し，西水戸変電所及び茨城変電所でそれぞれ降圧，昇圧のうえ，村松線・原子力 1 号線で東海第二発電所へ電力供給する。

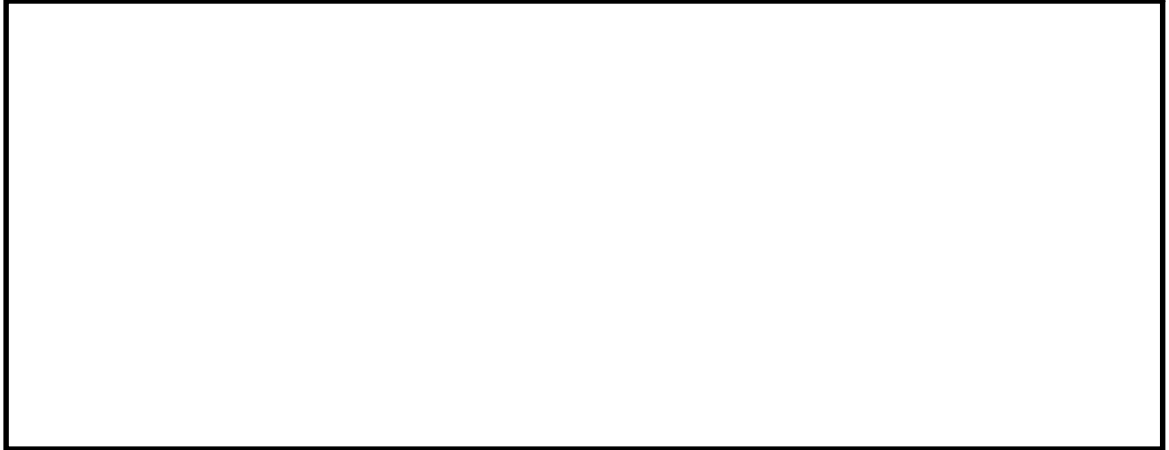
那珂変電所全停時の電力供給系統を，第 5 図に示す。



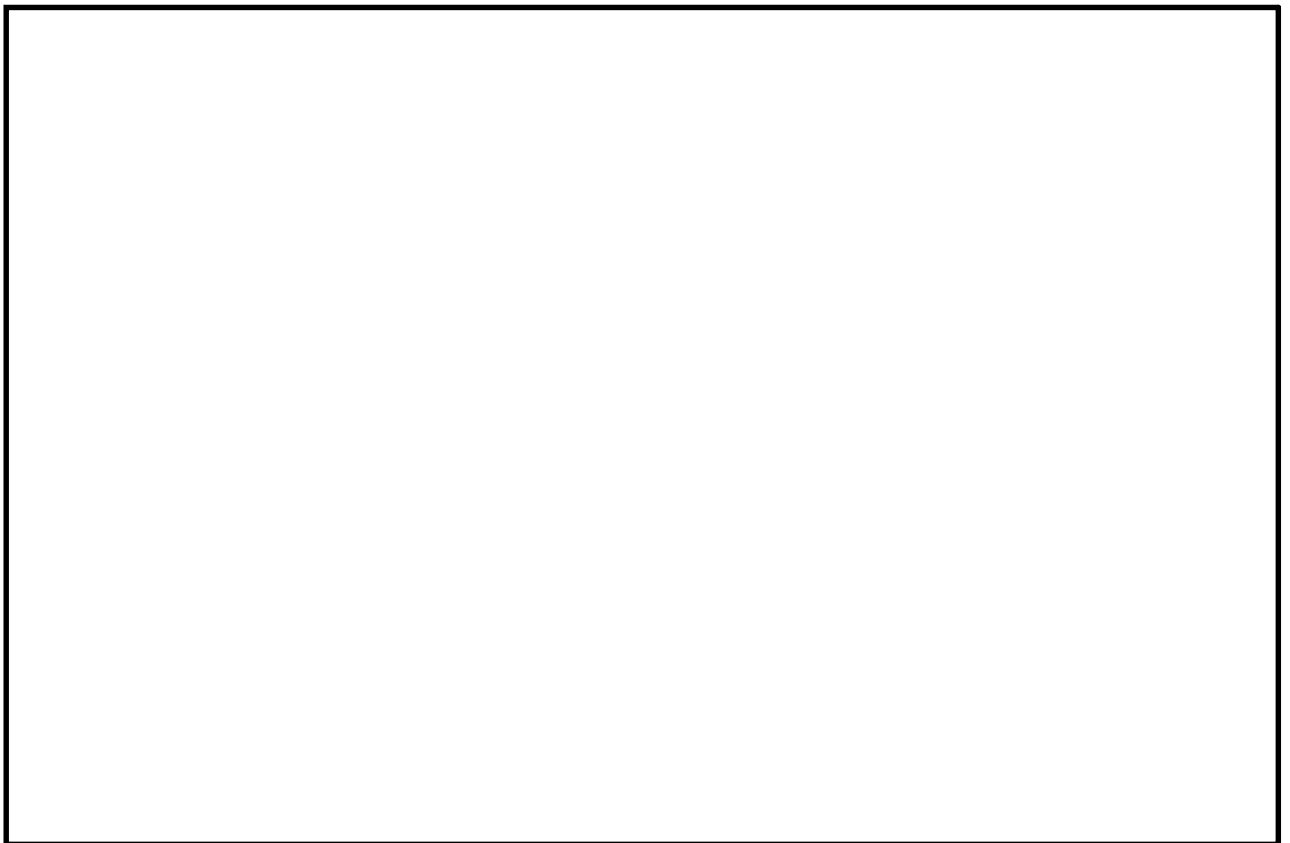
第 5 図 那珂変電所全停時の電力供給系統

2.2 那珂変電所全停時の電力供給ステップ

那珂変電所が全停した場合，東海第二発電所への電力供給は一時的に停止するが，以下のステップにより約 110 分で東海第二発電所へ電力が供給される。



那珂変電所全停時の電力供給ステップを，第 6 図に示す。



第 6 図 那珂変電所全停時の電力供給ステップ

2.3 那珂変電所が全停した場合の電力供給手順及び監視体制

那珂変電所が全停して復旧不能に陥った場合の詳細な電力供給手順を示す。

基幹系統給電指令所，茨城給電所及び東海第二発電所は，所管する系統の事故状況をそれぞれ同時平行で確認する。

次に，基幹系統給電指令所にて，各所からの状況報告を受け，茨城給電所と相互に確認し，復旧方針を決定する。復旧方針の決定においては，日本原子力発電株式会社及び東京電力パワーグリッド株式会社等の間で協定されている給電協定書に基づき，可能な限り受給の継続又は回復が優先される。

その後，基幹系統給電指令所では，各所に復旧方針の連絡が行われる。事故発生から，ここまで要する時間は約 30 分である。

次に，茨城給電所は，各変電所の復旧操作を順次行い，村松線・原子力 1 号線を復旧したうえで，東海第二発電所に対して外部電源系からの電力供給が可能である旨の連絡を行う。具体的には，茨城給電所は，各変電所の遮断器及び断路器の遠隔操作，系統の電圧等パラメータ確認，確認後必要に応じ電圧等の調整操作を行う。これらの操作内容を考慮しても 80 分（発電所内での受電操作に要する約 30 分を含めても 110 分）で復旧可能であると評価している。

新筑波変電所から東海第二発電所への送電線について第 7 図に示す通り，通常時は系統事故時の事故電流を遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）以下で運用するために，の遮断器を開放している箇所がある。新筑波変電所からの受電時においては，通常時に開放している遮断器の一部を投入することになるが，通常時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時には，事故電流が増大し遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）を超過する場合がある。

一方，那珂変電所全停時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時

には那珂変電所から事故電流が流入することがないため遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）は超過しない。

また、潮流などが通常と異なるが、第 13 図に示すとおり通常とは異なる潮流でも保護装置が対応できること、第 14 図に示すとおり送電設備の容量内で東海第二発電所の到達電圧に問題ないこと等を確認している。また、第 16 図及び 17 図に示すとおり那珂変電所が停電した際にも各発電機の安定及び新筑波変電所母線電圧に問題がないこと等から、受電に問題ないことを確認している。

那珂変電所が全停した場合の復旧手順は、茨城給電所にてあらかじめ定めている系統事故時の系統復旧手順書を用い、操作を行うこととしている。

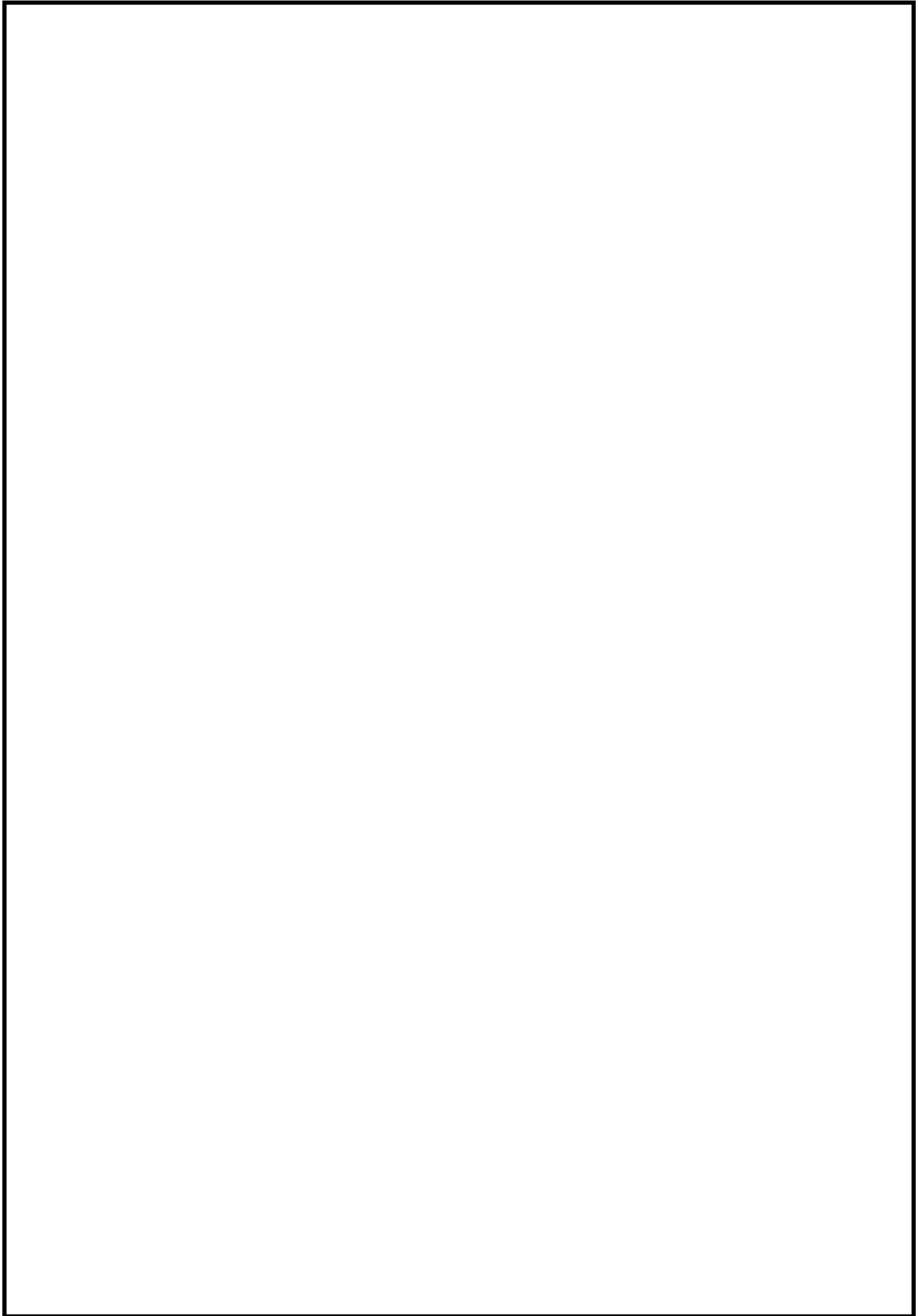
なお、復旧時の監視制御体制については、24 時間体制で電力系統の監視制御が実施されている。

給電協定書を第 7 図に、

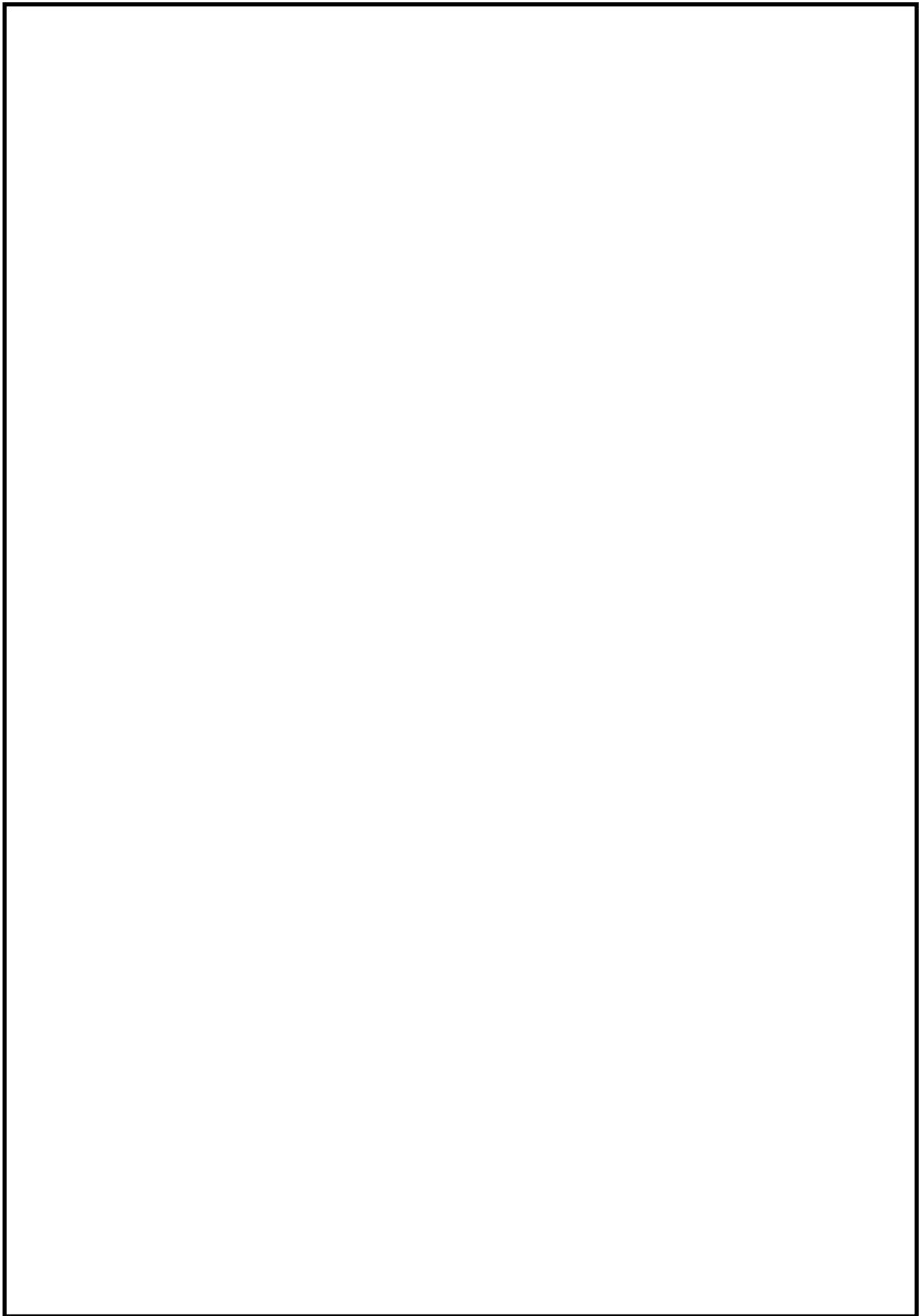


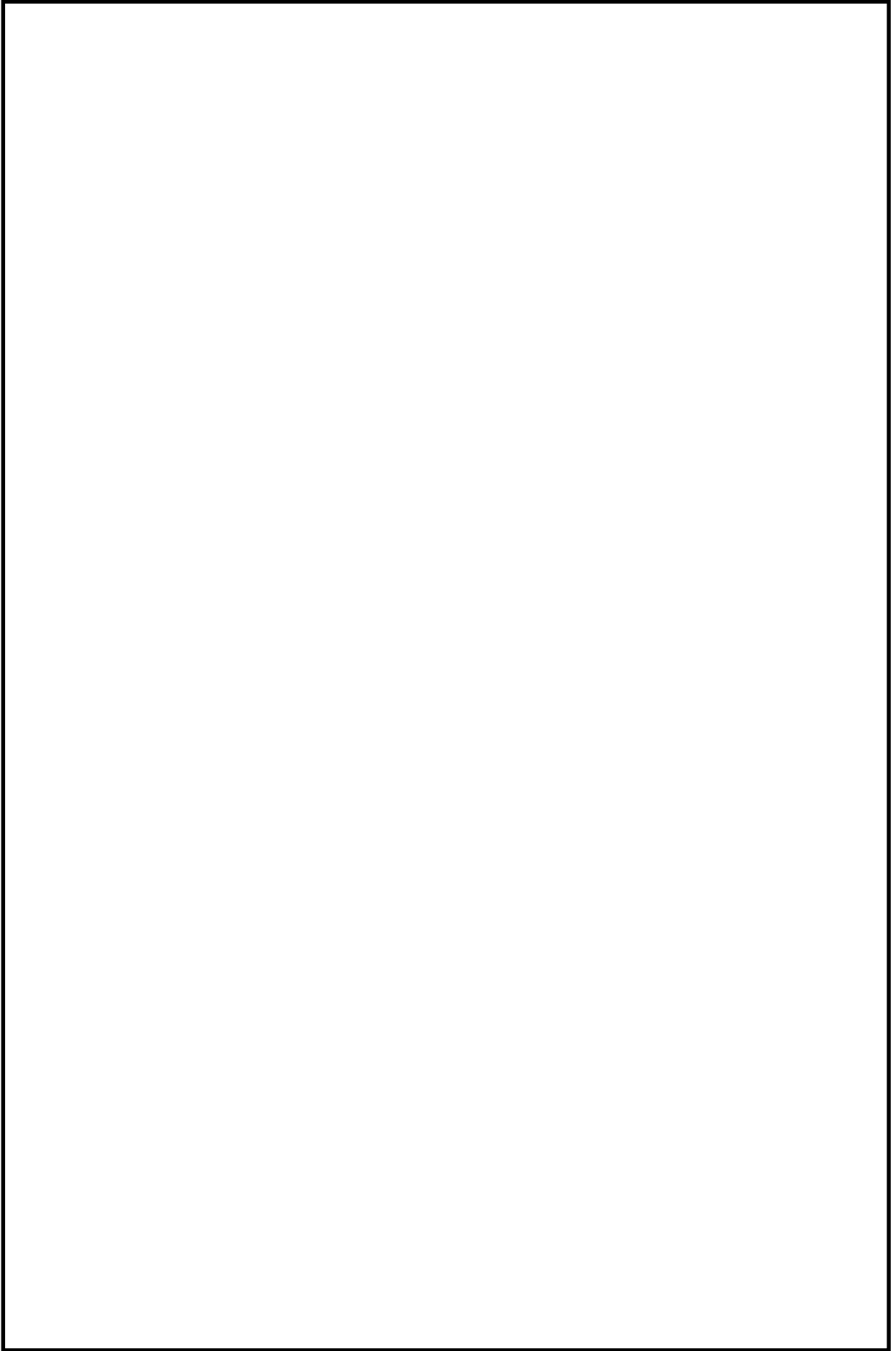
復旧操作手順を

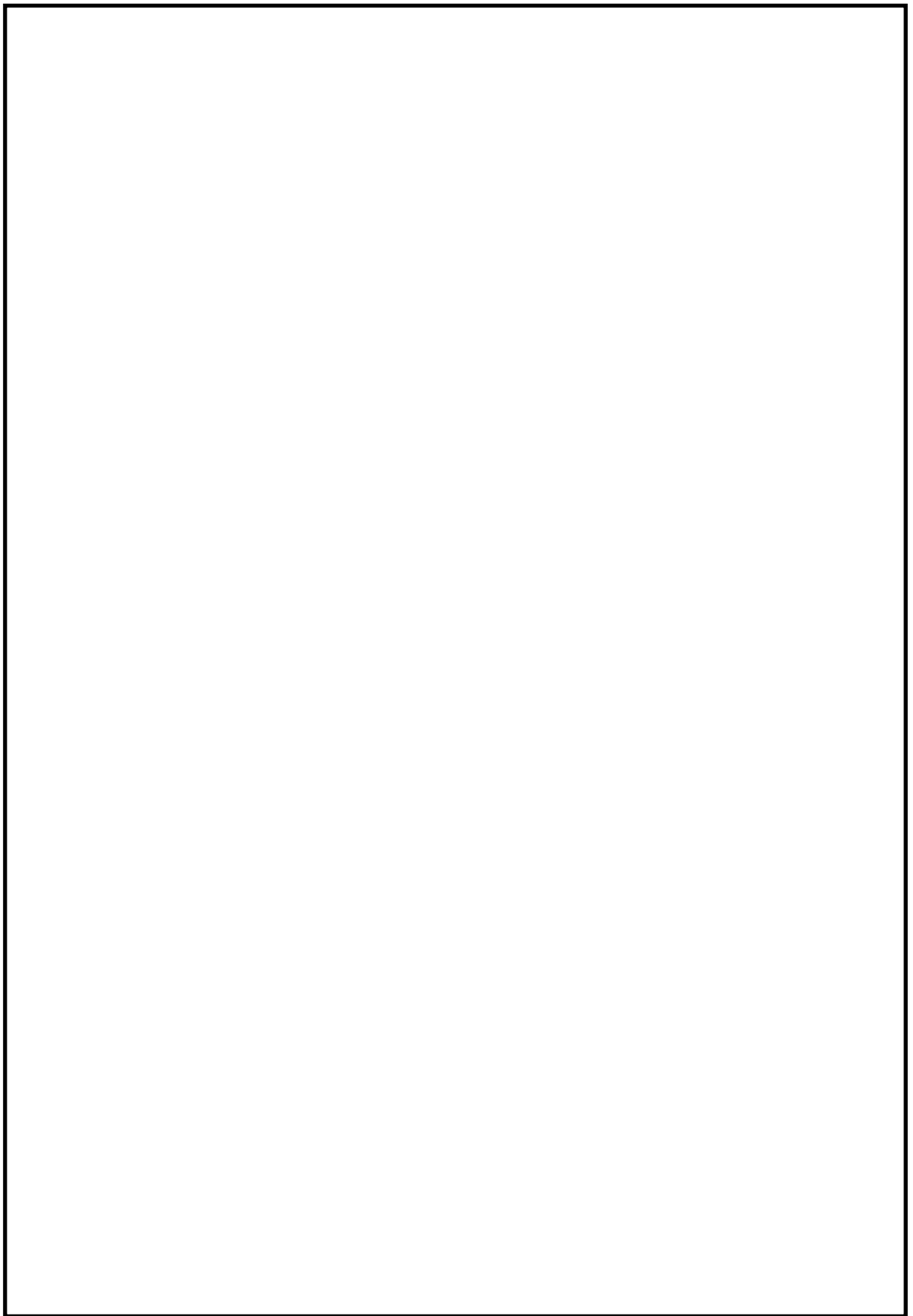
第 9 図に、復旧ルートを第 10 図に、監視制御体制を第 11 図に示す。

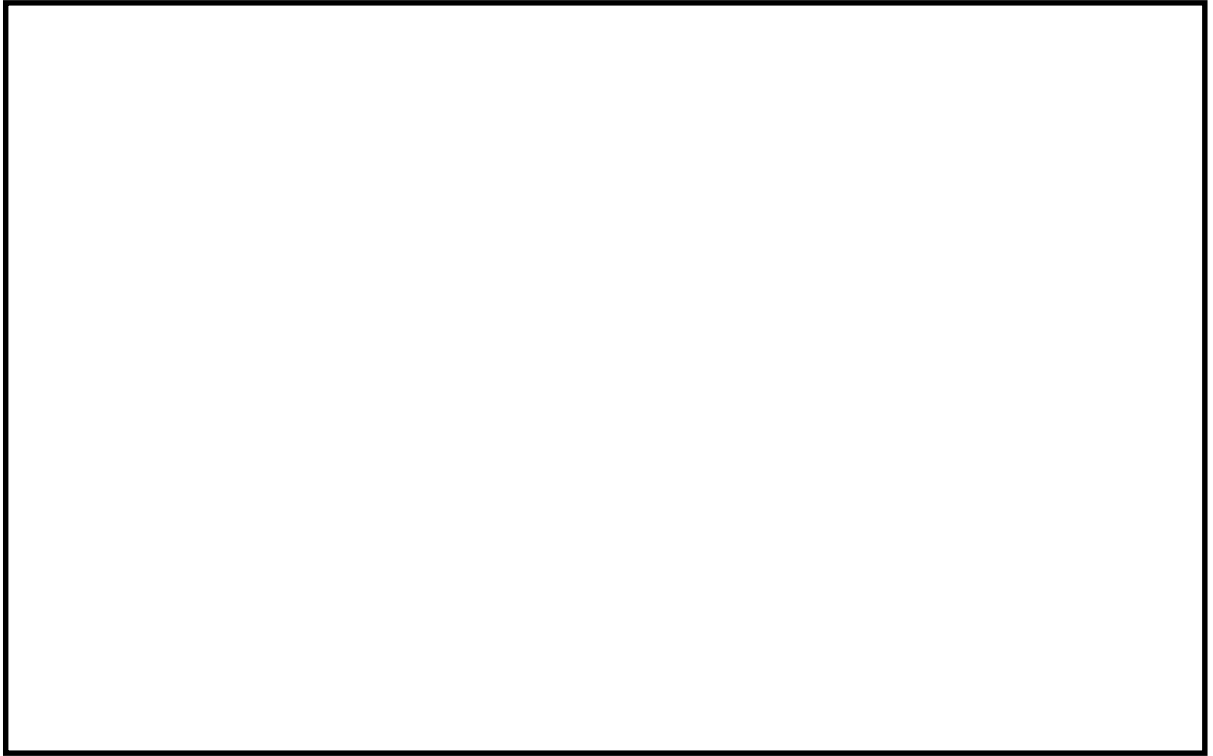


第 7 図 東海第二発電所給電協定書(平成 17 年 4 月 1 日協定)(抜粋)

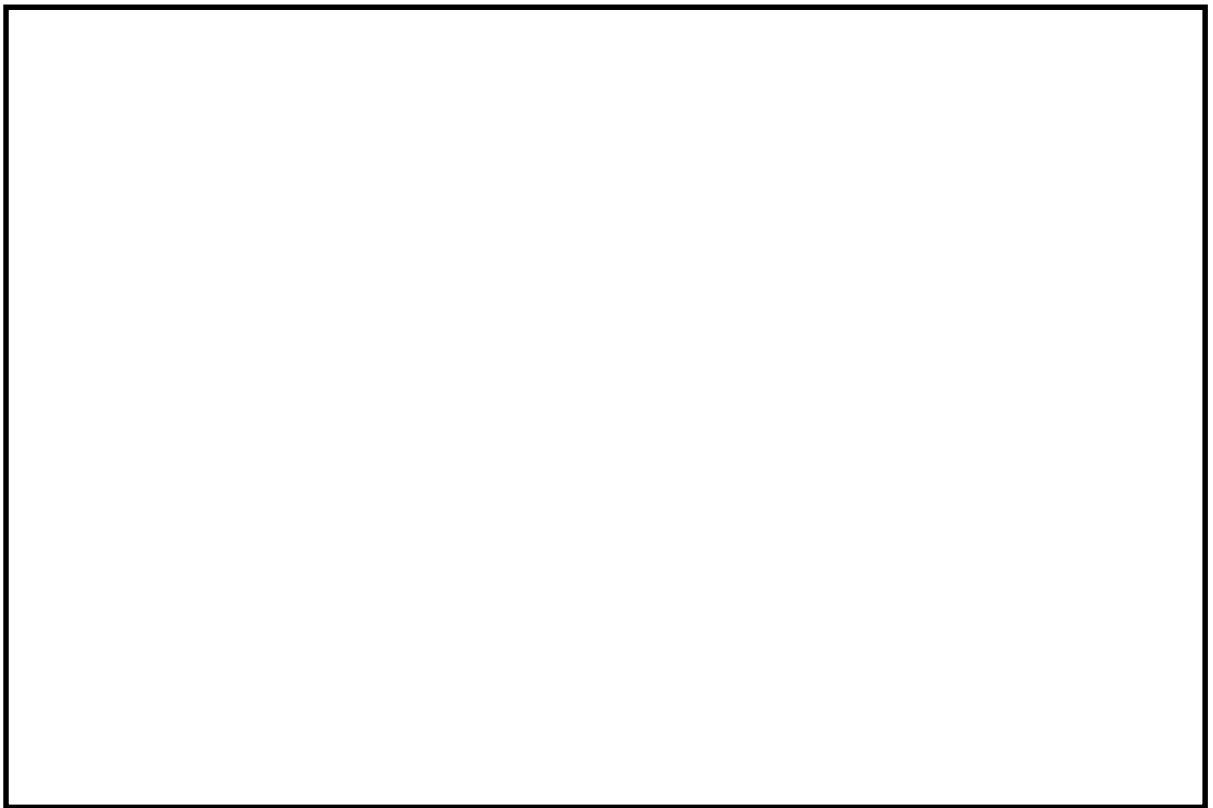




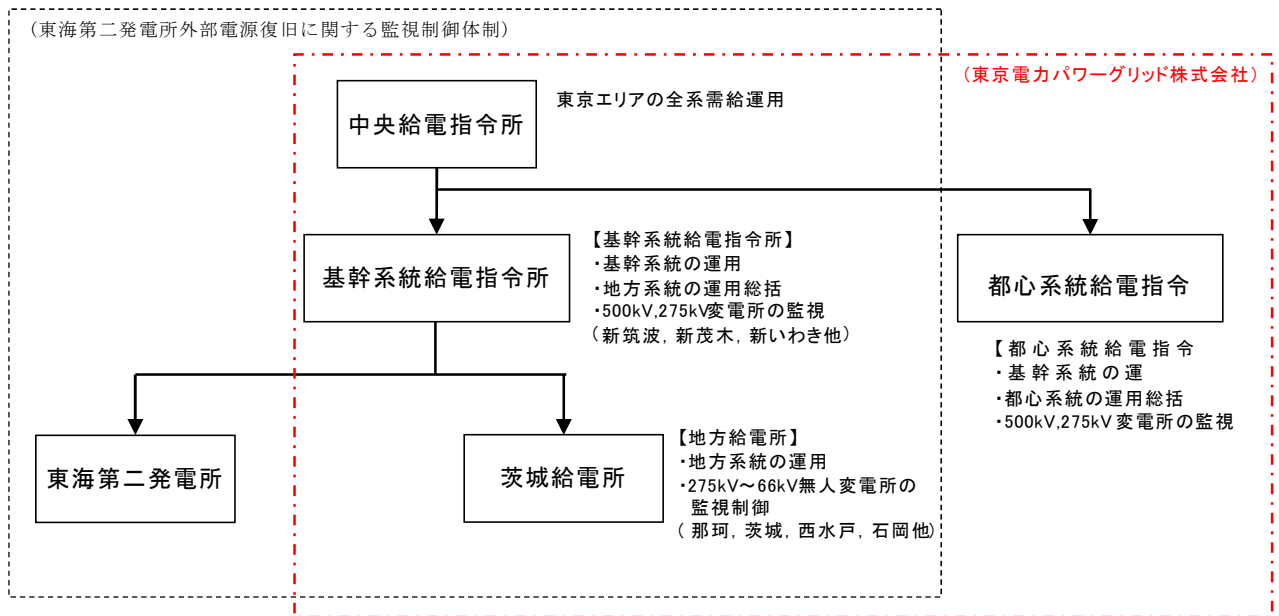




第 9 図 復旧操作手順



第 10 図 復旧ルート図



第 11 図 監視制御体制

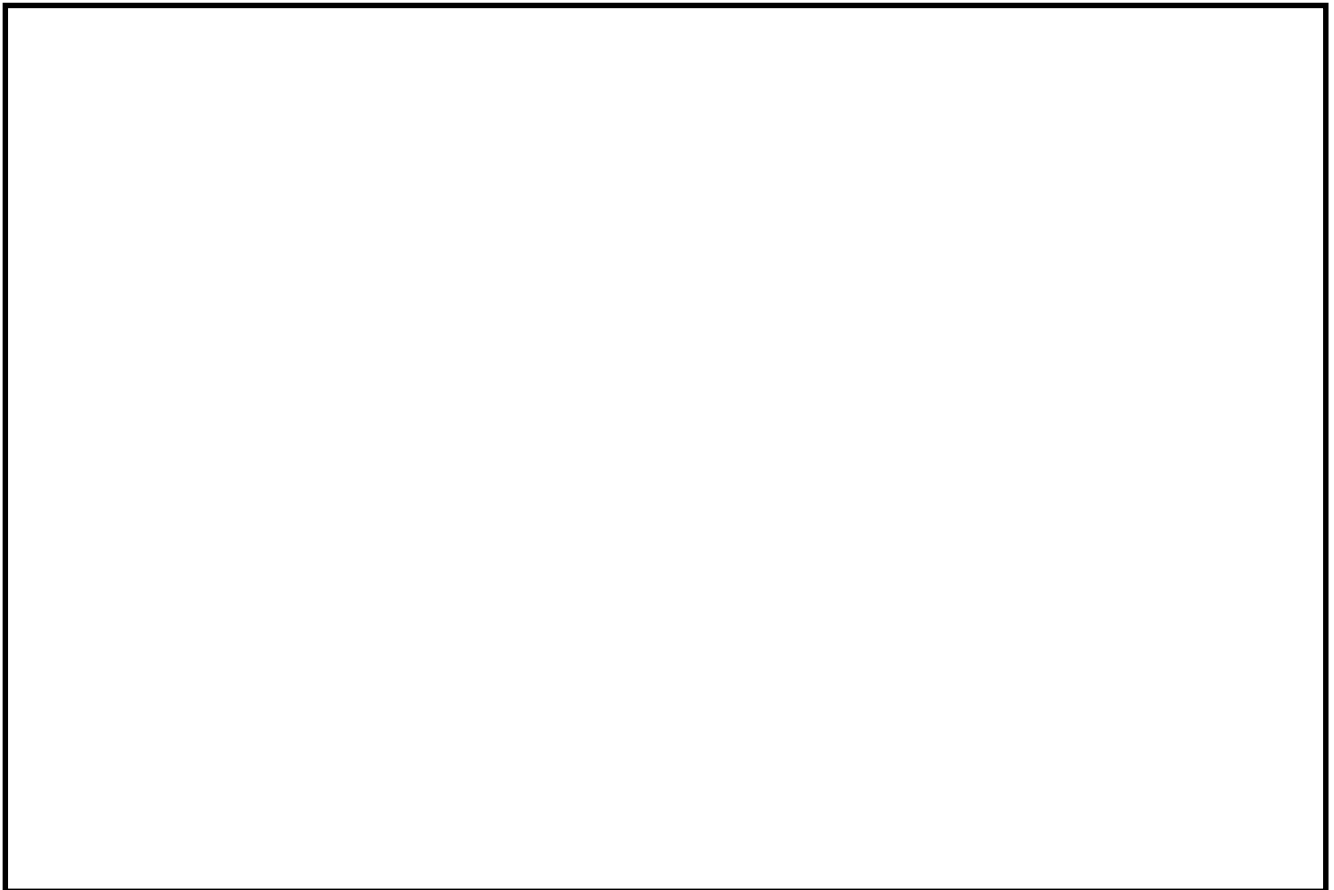
2.4 新筑波変電所からの電力供給に関する技術的評価

2.4.1 東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧

冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量は 14MW 程度である。

新筑波変電所から東海第二発電所への電力供給（14MW）時は、一部の他需要家も受電することとなるが、電力供給ルートの変圧容量を超過する箇所はなく、東海第二発電所の到達電圧は許容範囲内（147kV \pm 10%）に収まり、電力供給が可能である。

東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧を、第 12 図に示す。



第 12 図 東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧

2.4.2 保護装置の応動

新筑波変電所から東海第二発電所への電力供給時において、石岡変電所から茨城変電所の間の送変電設備には、平常時と逆向きの潮流が流れる。

同区間には、送変電設備の故障を検知した場合、遮断器により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化するための保護装置を設置している。同区間の潮流が逆向きとなった場合でも、当該保護装置で送変電設備を保護している。なお、これらの保護装置は、潮流の向きが反対方向となった場合の系統において、送電線、母線、変圧器の故障が発生しても、平常時の整定値で保護可能な設計である。

石岡変電所～茨城変電所間の保護を、第 13 図に示す。



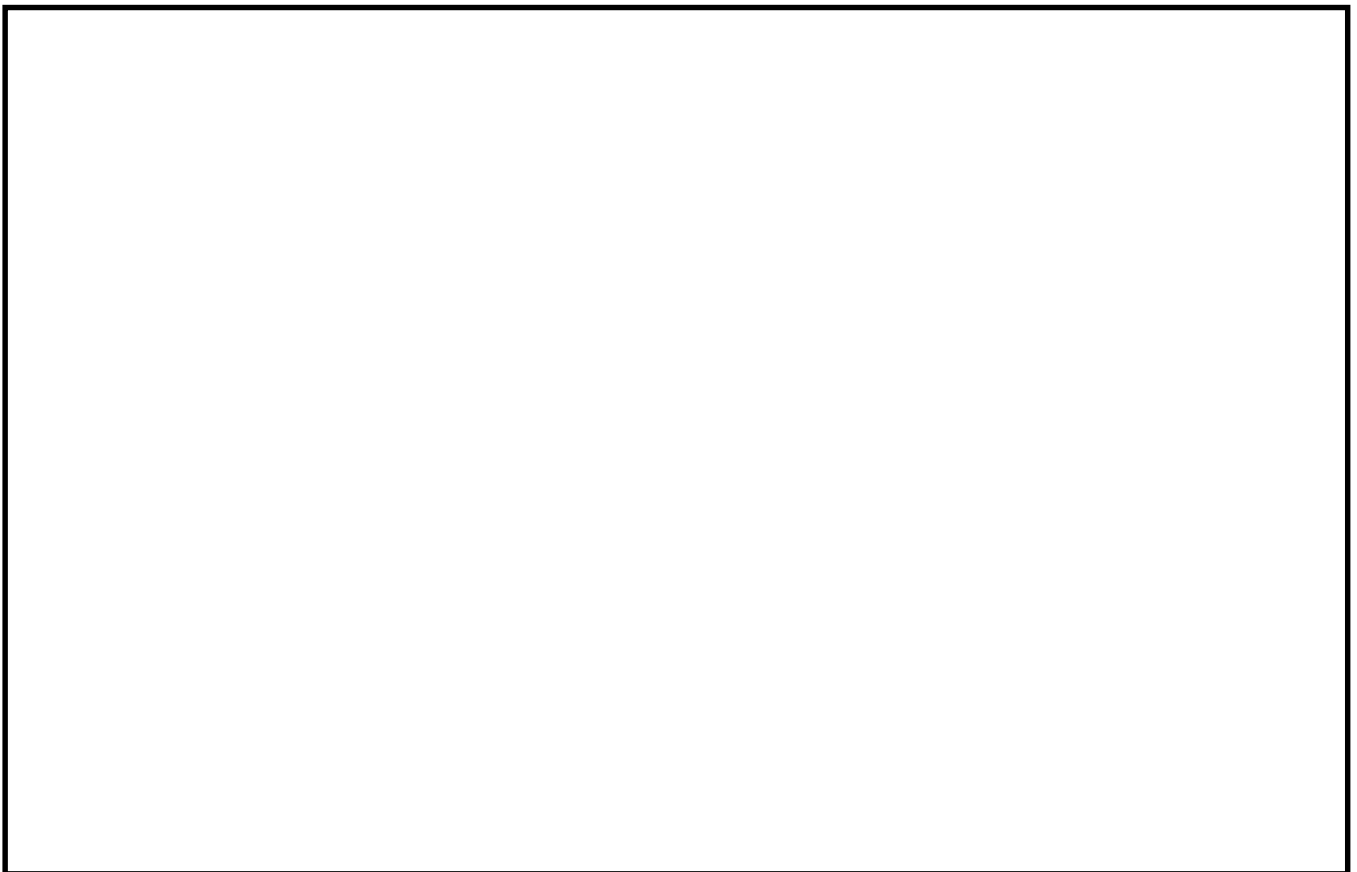
第 13 図 石岡変電所～茨城変電所間の保護

2.4.3 東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧

新筑波変電所から電力供給する他需要家の最大需要は，新治線の設備容量以内（512MW）に制限する必要がある。

他需要家の最大需要に加え，冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量 14MW へ電力供給が行われる場合においても，新治線の設備容量以内で，東海第二発電所の到達電圧を許容範囲内（147kV \pm 10%）に収まり，電力供給が可能な設計である。

東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧を，第 14 図に示す。



第 14 図 東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧

2.4.4 新筑波変電所からの電力供給手順の実効性

茨城給電所にてあらかじめ定めている系統復旧手順書に基づく系統事故の復旧訓練を年2回の頻度で実施している。

なお、復旧訓練では、実際の監視制御システムと同様の仕様で系統事故を模擬し、事故の復旧操作（開閉器の入・切など）を訓練できるシミュレータ訓練装置を使用している。

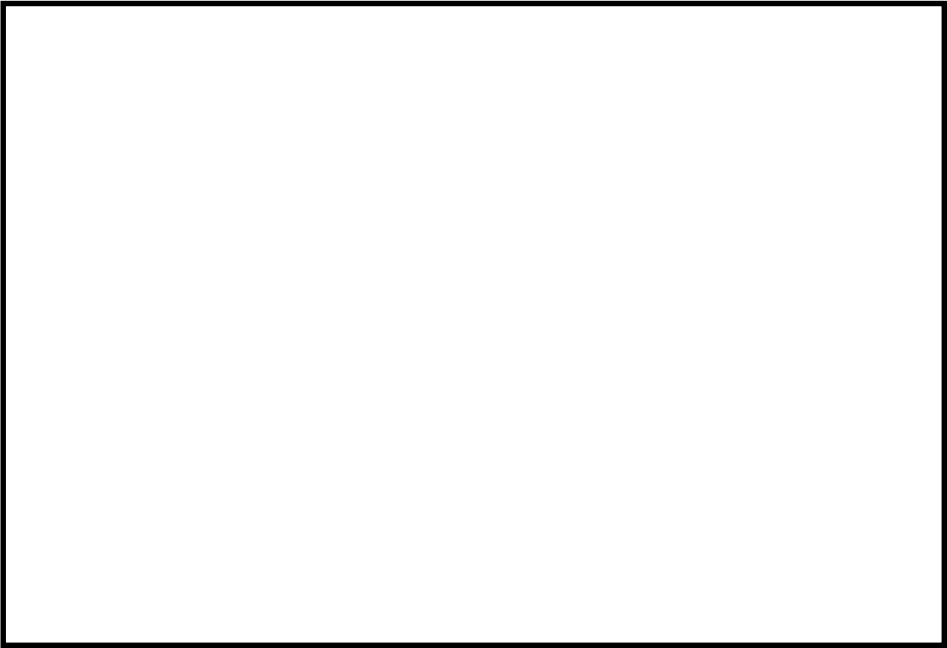
年2回の系統事故の復旧訓練は那珂変電所全停時も含めて様々な系統事故を想定し実施しているが、対応内容は、主に開閉器の入・切などであり、特殊な操作はないため、上記復旧訓練で技術の維持は可能である。

過去の那珂変電所全停のシミュレータを用いた復旧訓練の実績を第1表に、復旧訓練時の写真を第15図に示す。

第1表 過去の那珂変電所全停時の復旧訓練の実績

実施日※	H27／4／8	H27／4／10	H27／4／14	H27／4／16	H27／4／22
復旧時間	63分	41分	59分	47分	51分

※5直構成で各直1回実施した実績



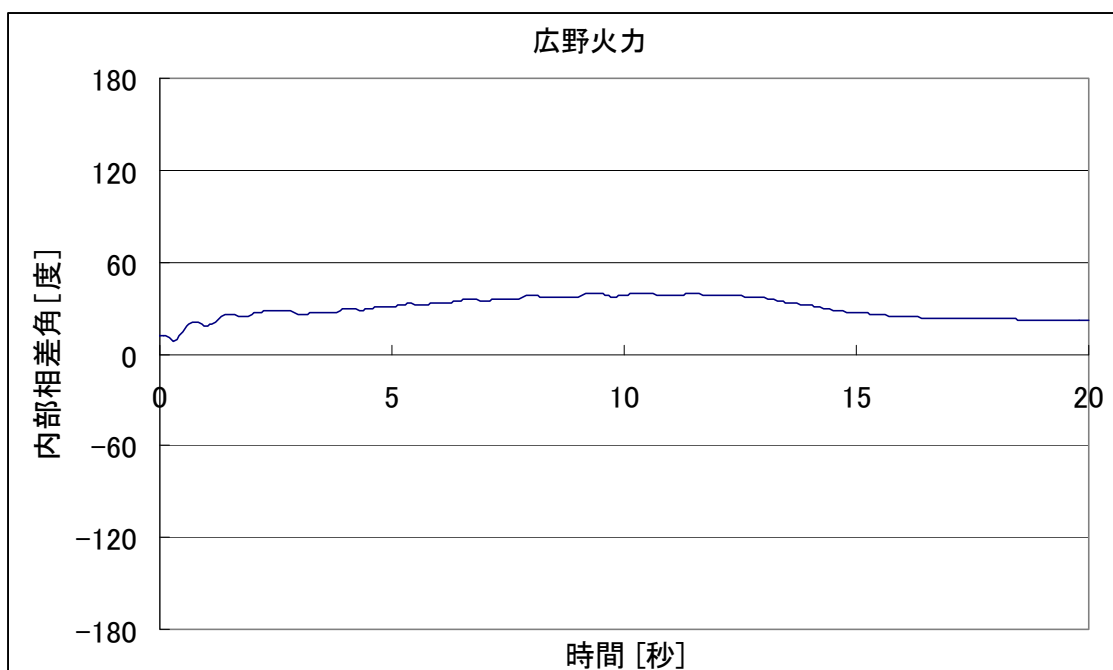
第15図 シミュレータを用いた復旧訓練時の写真

2.4.5 那珂変電所全停時の安定度面への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し、各発電機の安定度面への影響を確認した。

このエリアにおける最も過酷な断面（GW 昼間断面）においても、一時的に発電機の内部相差角は動揺するが、全ての発電機は動揺が収束して継続的に安定運転可能な設計である。

安定度シミュレーション結果の一例を第 16 図に示す。



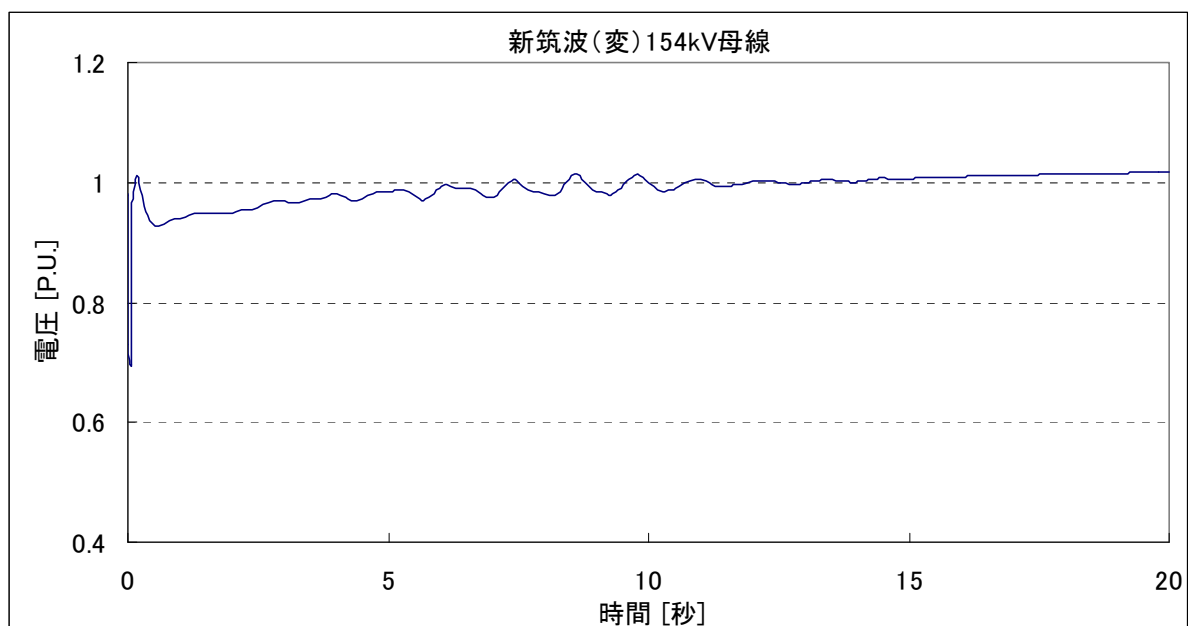
第 16 図 安定度シミュレーション結果（広野火力発電所）

2.4.6 那珂変電所全停時の新筑波変電所 154kV 母線電圧への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し、電力を供給する新筑波変電所の 154kV 母線電圧への影響を確認した。

2.4.5 と同様の断面においても、電力を供給する新筑波変電所 154kV 母線は、那珂変電所事故の影響を受けにくいルートであり、事故前後の電圧はほぼ変化無く、適性電圧を維持できる設計である。

電圧シミュレーション結果を第 17 図に示す。

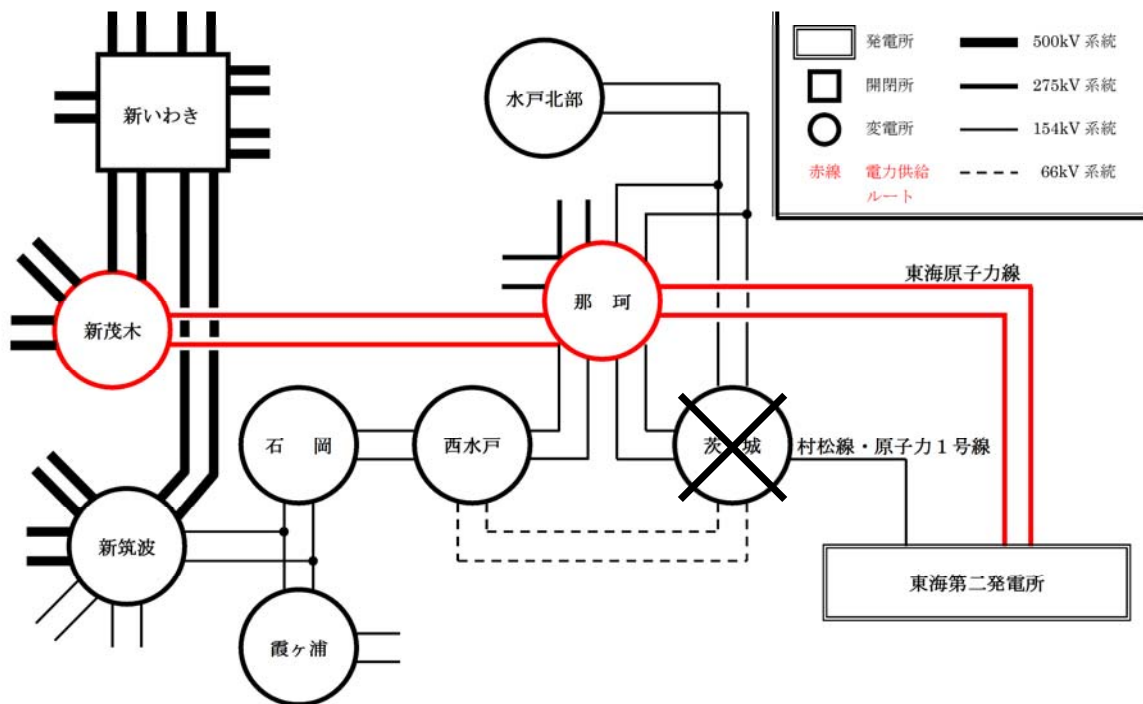


第 17 図 電圧シミュレーション結果

2.5 茨城変電所全停時の電力供給系統

茨城変電所が全停した場合、那珂変電所経由で東海第二発電所へ電力を供給する。

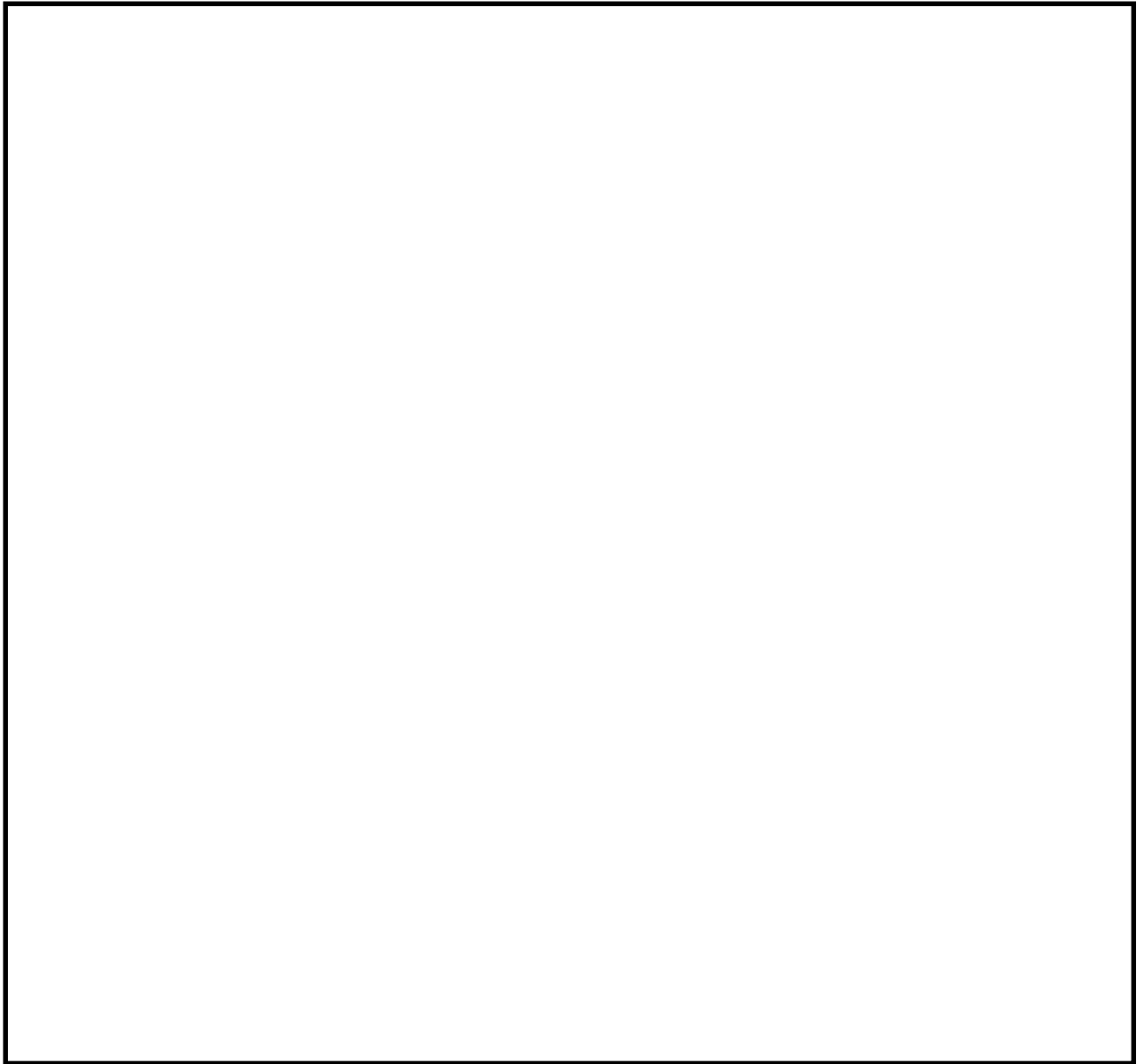
茨城変電所全停時の電力供給系統を，第 18 図に示す。



第 18 図 茨城変電所全停時の電力供給系統

別紙 6 現状の発電所敷地周辺の送電鉄塔配置

現状の発電所敷地内及び周辺の送電鉄塔の配置を第 1 図に示す。



第 1 図 発電所敷地周辺の送電鉄塔配置

別紙 7 非常用電源設備の配置の基本方針について

非常用電源設備は，区分ごとに区画された部屋に設置し，主たる共通要因（地震，津波，火災，溢水）に対し，頑健性を有している。

電気設備を配置するうえでの基本的なコンセプトは，以下のとおりである。

- 地震，津波，火災，溢水に対する頑健性を確保する配置
- 同じ機能を有する設備は運転性，保守性に配慮し，集中配置

非常用電源設備は，防潮堤により津波からの影響を受けないエリアへ配置するとともに，地震に対しては耐震性の高い設備を配置する。非常用電源設備の配置図は，第 2.3.1.1-1 図から第 2.3.1.1-5 図のとおりであり，上記の基本的なコンセプトを満足する設計とする。

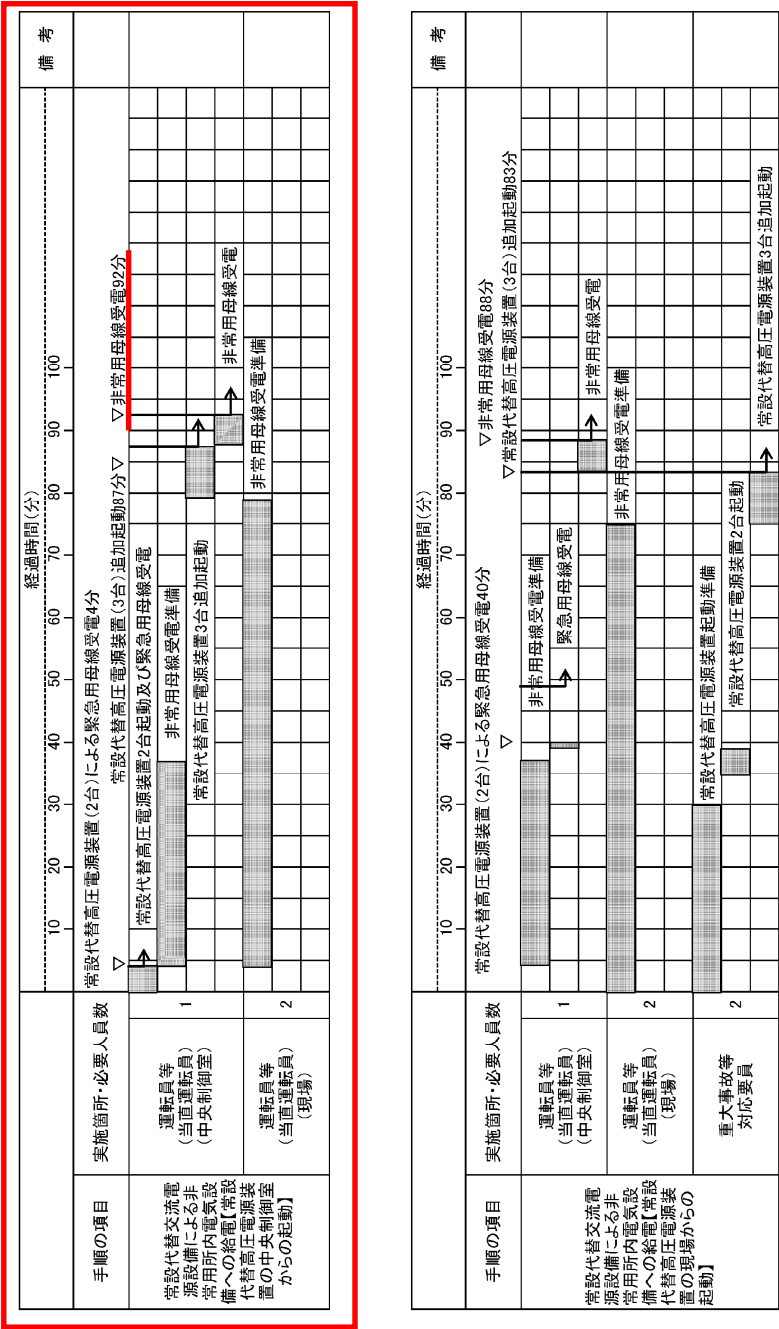
別紙 8 蓄電池容量について

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備からの電源供給開始に要する時間は，「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において，詳細を提示する。第 1 図に同資料の抜粋を示す。

常設代替交流電源設備から非常用高圧母線を受電するまでは 92 分である。

よって常設代替交流電源設備からは約 95 分で電力供給の開始が可能であると評価している。

万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から約 180 分以内（全交流動力電源喪失後約 275 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は，常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約 8 時間給電できる容量とする。



第 1.14.2.2-2 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
タイムチャート

第 1 図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（1／2）

		経過時間(分)																				備考
手順の項目	実施箇所・必要人員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180			
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)																					
	1																					
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (当直運転員) (現場)																					
	2																					
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等 対応要員																					
	6																					

第 1 図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（2／2）

別紙 9 ケーブル及び電線路敷設計の考え方

1. 安全機能を有する機器に使用するケーブルは、安全区分Ⅰ、安全区分Ⅱ・安全区分Ⅲに分類されたうえで、以下の各種分離を実施することにより、安全区分間の相互独立性を保つ。

① 電气的分離についての考え方

安全区分ごとに独立した電力供給元より給電することで分離する。

② 物理的分離についての考え方

(1) ケーブルトレイ又は電線管による分離

使用用途や使用電圧に応じた4つの回路種別（高圧電力用、低圧電力用、制御用、計装用）にケーブルを分類し、安全区分及び回路種別ごとにケーブルトレイ又は電線管により敷設することで分離する。

(2) 離隔距離の確保等による分離

〔建設当時の考え方〕

安全区分の異なるケーブルトレイが、水平方向又は垂直方向に平行して敷設される場合及び交差して敷設される場合は、以下の対応の中から敷設場所に適したものを実施することで分離する。

- ・ 離隔距離の確保
- ・ 分離板又は耐火板の設置
- ・ 上部又は底部へのケーブルトレイカバーの設置

〔新規制基準適合のための考え方〕

新規制基準（火災防護基準）適合のため、以下のいずれかの対応を実施する。

- ・ 1時間以上の耐火材の設置及び火災感知、自動消火設備の設置
- ・ 3時間以上の耐火材の設置

2. 原子炉格納容器貫通部の仕様

原子炉格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失時の環境条件である温度及び圧力に適合する物を使用する。

別紙 10 揺すり込み沈下量の算定方法について

1. 沈下量の算定方法

沈下量の算定に当たっては、液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）及び揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）のそれぞれについて評価し、両者を合算したものをを用いる。

(1) 液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）

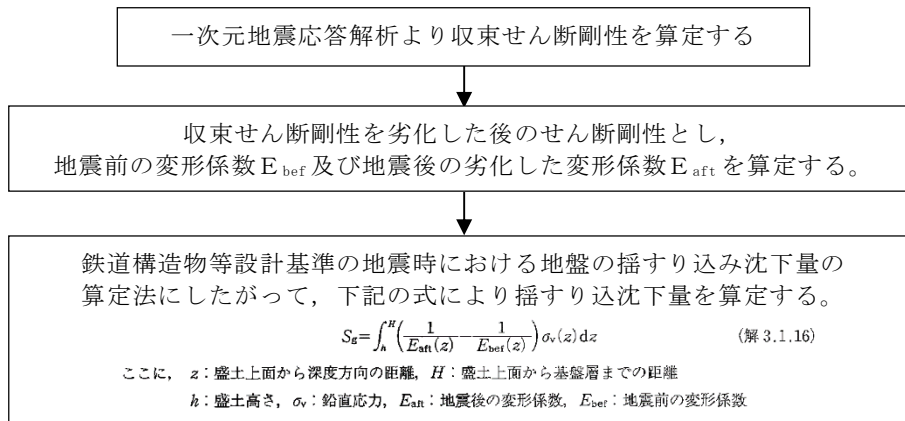
液状化に伴う沈下は、液状化検討対象層（地下水位以深に分布する堆積層の内、粘性土を除く地層）に対して、設定した地震力による液状化判定を行い、液状化抵抗率が 1 未満の範囲については液状化が生ずるものと評価し、液状化に伴う沈下量の算出を行う。

なお、ケーブル洞道及びケーブルトラフ設置近傍の地盤において、道路橋示方書・同解説に基づき液状化判定を行った結果、液状化検討対象層の液状化抵抗率が 1 以上となったため、液状化に伴う沈下量は考慮しない。

(2) 揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）

揺すり込みによる沈下は、地下水位以浅の液状化しない地層に対して「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月）」に基づき算定した。

検討フローを第 1 図に、鉄道構造物等設計標準・同解説の揺すり込み沈下量算定法に係る該当箇所を第 2 図に示す。



第 1 図 不飽和地盤の揺すり込み沈下量の算定フロー

3) 地震時における地盤の揺すり込み沈下量の算定法

地震時における地盤の揺すり込みによる沈下量は、簡便には以下の手順で求められる。

- ①「耐震標準」に基づき地震応答解析を行い、地中における水平方向の最大応答変位分布を求める。地震応答解析によらない場合は、「耐震標準」に基づき応答変位法で計算してよい。
- ②応答変位分布を基に、地中の深度方向に対するせん断ひずみ分布を算出する。
- ③各地層において地震前のせん断剛性 G_{bef} が、地震中にせん断ひずみが増加した分だけ劣化したものと見なし、 $G \sim \gamma$ 曲線から劣化した G_{aft} を求める。ここで $G \sim \gamma$ 曲線は実際の地盤からサンプリングした試料を用いて土質試験から求めるとよいが、困難な場合には、「耐震標準」や他の規(基)準類⁹⁾などを参考に定めるとよい。
- ④地盤の深度方向 z に対し、地震前のせん断剛性 G_{bef} と、地震によって劣化した後のせん断剛性 G_{aft} 、すなわち変形係数 E_{bef} と E_{aft} を用いて、自重による沈下量を次式によって求め、地震中に生じた盛土底面での残留変形量 S_g を式 (解 3.1.16) によって算出する。

$$S_g = \int_h^H \left(\frac{1}{E_{\text{aft}}(z)} - \frac{1}{E_{\text{bef}}(z)} \right) \sigma_v(z) dz \quad (\text{解 3.1.16})$$

ここに、 z ：盛土上面から深度方向の距離、 H ：盛土上面から基盤層までの距離
 h ：盛土高さ、 σ_v ：鉛直応力、 E_{aft} ：地震後の変形係数、 E_{bef} ：地震前の変形係数

この方法では、地震時の動的応答変位からせん断ひずみを求め、変位量に換算しているため、振動によるせん断変形の累積性は考慮されていないことになる。この累積変形性は、土に作用する初期せん断応力が大きいほど大きくなることが知られているが、地中部では影響が少ないと考えられるので、ここでは計算の簡便化から省略することにした。

なお、水平方向のせん断ひずみから地盤の剛性の劣化度を推定する方法は、盛土の沈下に対する剛性の劣化度に比べて過大である可能性がある。ここでは、この方法を安全側の仮定として採用したが、適切でないと判断される場合は、十分検討の上、他の方法によってよい。

第 2 図 鉄道構造物等設計標準同解説の抜粋

2. 沈下量の算定結果

(1) ケーブルトラフ（154kV 特別高圧開閉所側）

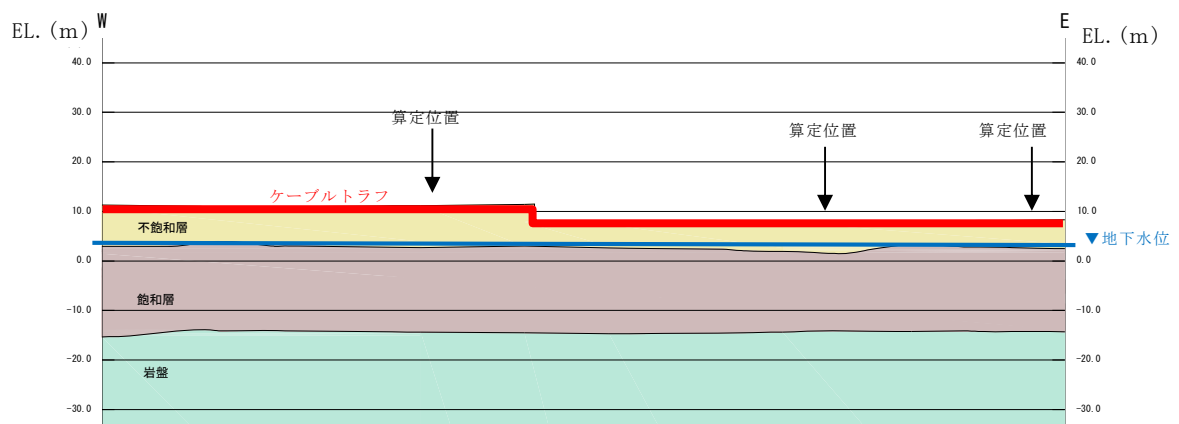
当該地域の地下水位は、EL. +2.0m～EL. +2.5m に位置し、これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所が（層厚約 8.5m）で沈下量を算定した結果、0.5mm となる。また、仮に第四系の全てが不飽和層と仮定して算定した場合でも、その沈下量は約 1.7mm となる。

ケーブル洞道位置を第 3 図に、揺すり込み沈下量算定位置を第 4 図に示す。



第 3 図 ケーブルトラフ位置図



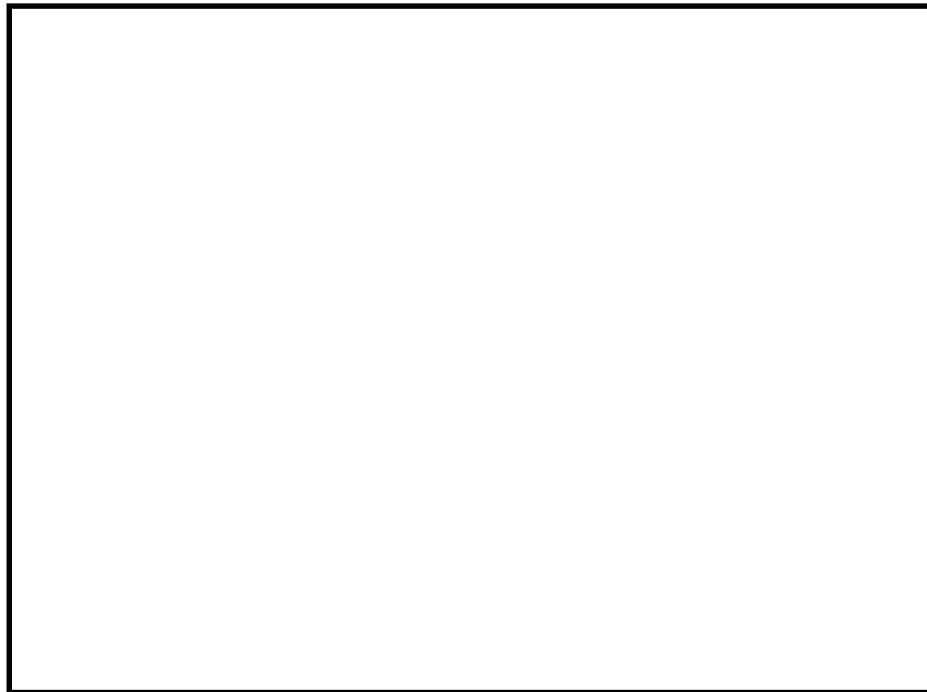
第 4 図 揺すり込沈下量算定位置図

(2) ケーブル洞道（275kV 超高压開閉所側）

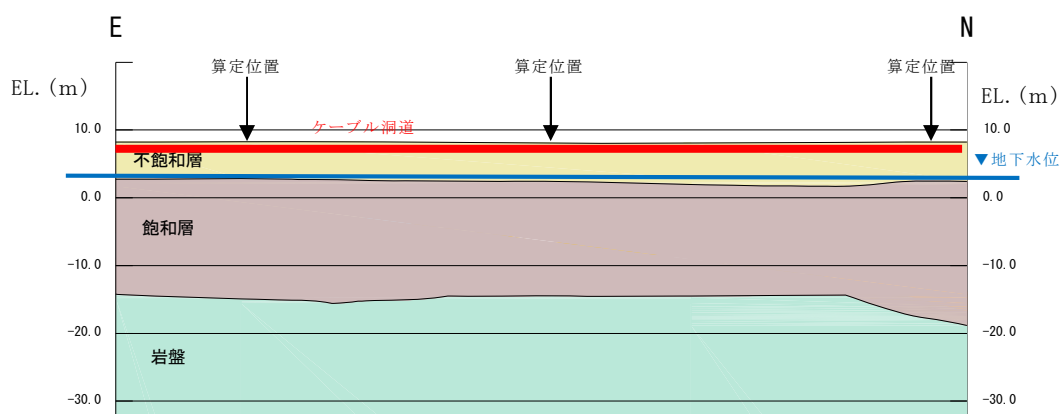
当該地域の地下水位は、EL. +2.0m～EL. +2.5m に位置し、これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所（層厚約 5.8m）で沈下量を算定した結果、0.2mm となる。また、仮に第四系の全てが不飽和層として算定した場合でも、その沈下量は 9.5mm となる。

ケーブル洞道位置を第 5 図に、揺すり込み沈下量算定位置を第 6 図に示す。



第 5 図 ケーブル洞道位置図



第 6 図 揺すり込み沈下量算定位置図

3. 算定方法の妥当性

揺すり込み沈下量の算定に用いた文献「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月）」は，新幹線鉄道や大都市旅客鉄道の構造物，トンネル等被害が生じた場合の復旧が困難な構造物などの重要度の高い構造物も含む対象に定められた基準である。

また，当該算定式に基づき評価した沈下量については，保守的に全地層が不飽和層と仮定した場合も確認した。

別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

保安電源設備

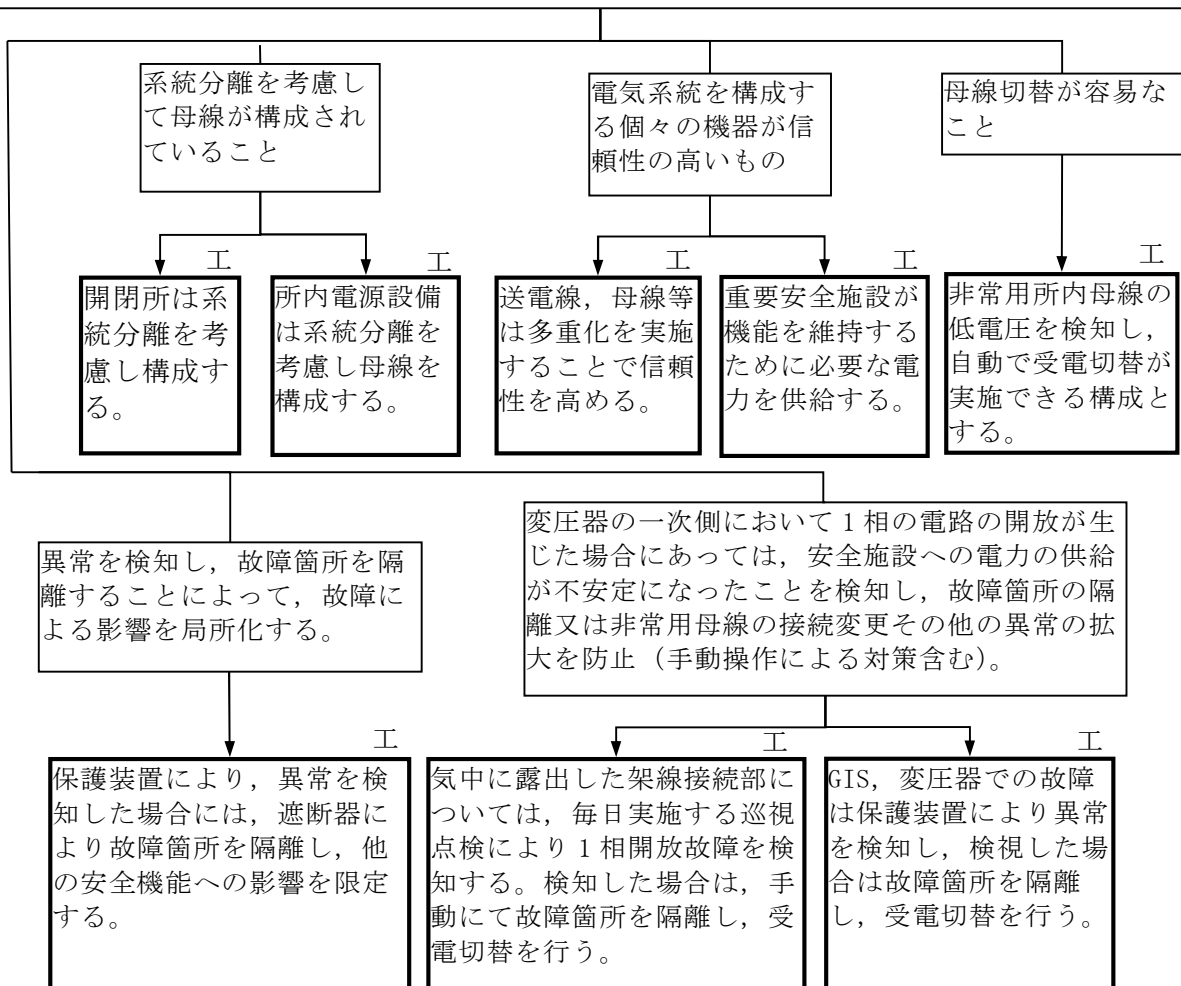
第 33 条 保安電源設備（追加要求事項）

- 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に、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。

【解釈】

第 3 項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多様性を損うことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等）及び工学安全施設を含む重要安全施設への電力供給（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。

第 3 項に規定する「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」とは、電気系統の機器の短絡、地絡又は母線の定電圧若しくは過電流を検知し、遮断器等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ことをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。



【後段規制との対応】

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：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】

□：添付六，八に反映

□：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

- 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、それぞれお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。

【解釈】

第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電可能な回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。

第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。

外部電源受電回路を2つ以上設けること

工

東海第二発電所は、275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線の合計 3 回線にて電力系統に連系している。

1 つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所の停止により、送電線が全て停止する事態にならないこと。

工

275kV 東海原子力線 2 回線の 1 ルートで東海第二発電所より約 17km 離れた那珂変電所に接続され、154kV 村松線・原子力 1 号線の 1 ルートで約 9km 離れた茨城変電所に接続される。

- 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。

【解釈】

第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電線鉄塔等に架線されていないことをいう。

少なくとも1回線が、同一の送電鉄塔等に架線されておらず、受電できること。

工

東海第二発電所に接続している 275kV 東海原子力線、及び 154kV 村松線・原子力 1 号線のそれぞれに送電鉄塔を備えており、物理的に分離した設計であることを確認している。

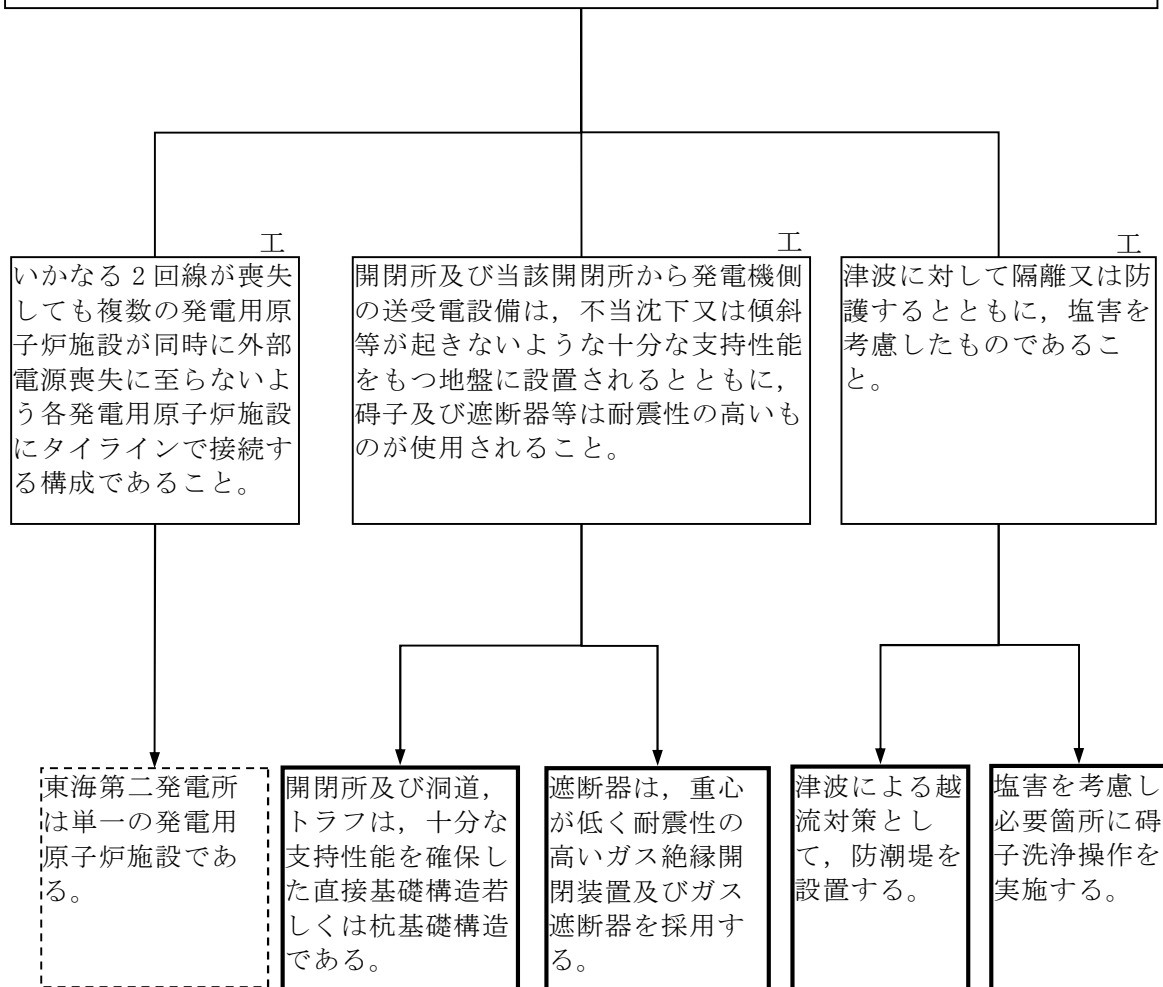
工

大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜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とともに、長幹支持碁子を用いた全ての長幹支持碁子に免震装置を取り付け、耐震性能の強化を図る等、信頼度の高い設計であることを確認している。

- 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。

【解釈】

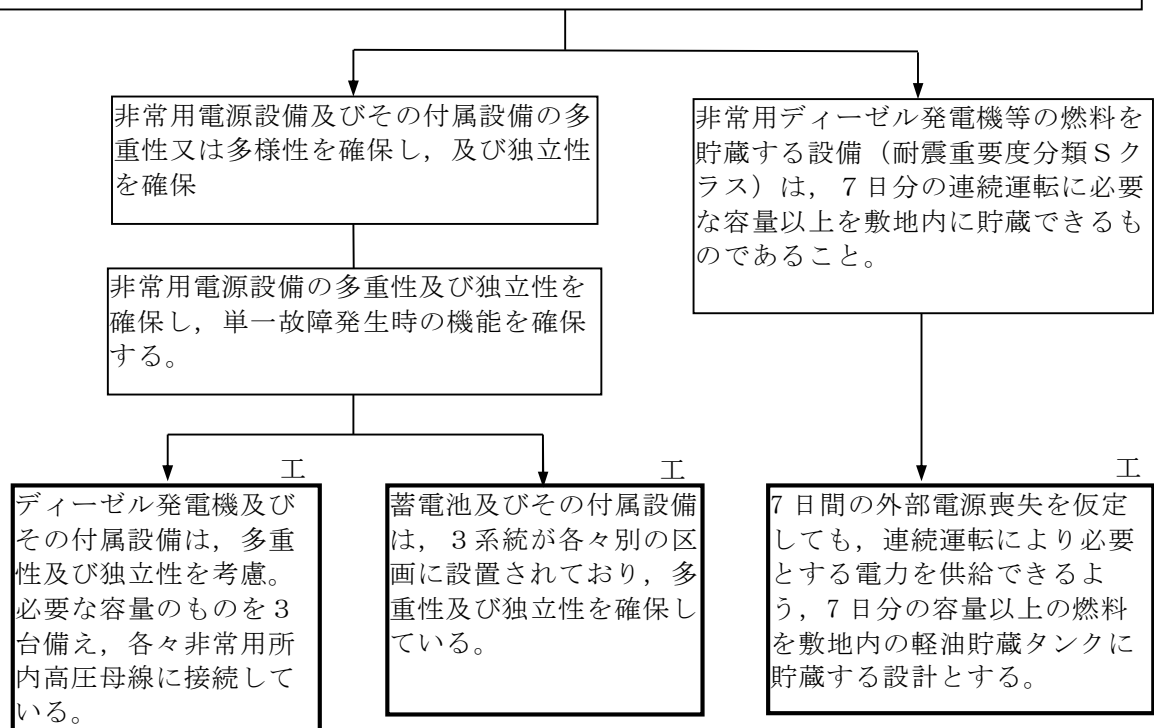
第6項に規定する「同時に停電しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお、上記の「外部電源」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不当沈下または傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。



- 7 非常用電源設備及びその付属設備は、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。

【解釈】

第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。



- 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及びその付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。

【解釈】

第8項に規定する「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付属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。

非常用電源設備を共用する場合、過度に依存しないものでなければならない。

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

非常用電源設備を共用しない設計とする。

第 1 表（ 1 ／ 4 ） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	開閉所設備， 所内電気設備 の系統分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	送電線，母線 等の切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	重要安全施設 への電力供給	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	受電系統の 自動切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	保護装置によ る異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 1 表（ 2 / 4 ） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	保護装置による異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	電流不平衡の監視又は開閉所碍子の巡視 点検	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・変圧器一次側において 1 相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。 ・1 相開放故障が検知されない状態において，安全系機器に悪影響が生じた場合にも，運転員がそれを認知し，適切な対応を行えるよう手順書等を整備する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	故障箇所の隔離，受電切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	275kV 送電線 2 回線及び 154kV 送電線 1 回線	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源系統切替を実施する際は，手順を定め給電運用担当箇所と連携を図り実施する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源系切替操作に関する教育・訓練を実施する。

第 1 表（3 / 4） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	送電線の物理 的分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	鉄塔基礎の安 定性，碍子の 耐震性強化	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤（十分な 支持性能）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	遮断器（ガス 絶縁開閉装 置，ガス遮断 器）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤（津波の 影響をうけな い防潮堤）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 1 表（ 4 ／ 4 ） 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	碍子洗浄	運用・手順	・電気設備の塩害を考慮し，定期的に碍子洗浄操作を実施する。 ・また，碍子の汚損が激しい場合は，臨時に碍子洗浄操作を実施する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	ディーゼル発電機の多重性及び独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	蓄電池の多重性及び独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	7 日分の容量以上の燃料貯蔵	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

緊急時対策所

第 34 条 緊急時対策所

<目 次>

1. 基本方針	2
1.1 要求事項の整理	2
1.2 追加要求事項に対する適合性	2
1.3 設備等	5
2. 緊急時対策所について	11
2.1 緊急時対策所	11
2.2 必要な情報を把握できる設備	12
2.3 通信連絡設備	12
2.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	13
3. 別添	
別添 1 緊急時対策所について（被ばく評価除く）	
別添 2 運用，手順説明資料 緊急時対策所	

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、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、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

緊急時対策所について、設置許可基準規則第 34 条及び技術基準規則第 46 条において、追加要求事項を明確化する。

設置許可基準規則第 34 条及び技術基準規則第 46 条の要求事項を第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 「設置許可基準規則」第 34 条及び「技術基準規則」第 46 条要求事項

設置許可基準規則 第 34 条（緊急時対策所）	技術基準規則 第 46 条（緊急時対策所）	備考
工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。	工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。	変更なし

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

(ac) 緊急時対策所

発電用原子炉施設には、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急

時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

ヌ．その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(vi) 緊急時対策所

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

第三十四条 緊急時対策所

工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所には、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できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

1.3 設備等

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.9 緊急時対策所

10.9.1 通常運転時等

10.9.1.1 概 要

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「安全パラメータ表示システム（SPDS）」という。）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所には、緊急時対策所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できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

10.9.1.2 設計方針

緊急時対策所は、以下のとおりの設計とする。

- (1) 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために必要な要員を収容できる設計とする。
- (2) 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示ができるよう、異常等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設置する設計とする。
- (3) 発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。
- (4) 緊急時対策所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できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

10.9.1.3 主要設備の仕様

緊急時対策所の主要機器の仕様を第 10.9-1 表に示す。

10.9.1.4 主要設備

緊急時対策所の主要機器は以下のとおりとする。

- (1) 緊急時対策所（東海発電所及び東海第二発電所共用）

異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できるよう、緊急時対策所を設置する。

- (2) 必要な情報を把握できる設備

中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

(3) 通信連絡設備

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うことができる通信連絡設備を設置又は保管する。

(4) 酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計を保管する。

(5) 二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

緊急時対策所内の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できるよう、二酸化炭素濃度計を保管する。

10.9.1.5 試験検査

緊急時対策所の主要機器については、定期的な試験又は検査を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

第 10.9－1 表 緊急時対策所の主要機器仕様

(1) 緊急時対策所（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

個	数	一式
---	---	----

(2) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

第 10.12－2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

(3) 通信連絡設備

(a) 送受話器（ペーjingグ）

第10.12－1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(b) 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(c) 衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

(d) 衛星電話設備（携帯型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

(e) 無線連絡設備（固定型）

第10.12－1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(f) 無線連絡設備（携帯型）

第 10.12-3 表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

(g) 携行型有線通話装置

第10.12-3表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

(h) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

(i) テレビ会議システム（社内）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(j) 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第 10.12-1 表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(k) 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表に記載する。

(4) 酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・酸素濃度計（重大事故等時）

個 数	1（予備1）
測定範囲	0.0～40.0vol%

(5) 二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・二酸化炭素濃度計（重大事故等時）

個 数	1（予備1）
-----	--------

測定範囲	0.0～5.0vol%
------	-------------

2. 緊急時対策所について

緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置することで、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

緊急時対策所は、関係要員を収容することで原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

また、異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「安全パラメータ表示システム（SPDS）」という。）を設置することで、異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

緊急時対策所には、発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等）を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所には、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管することで、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ことが可能な設計とする。

2.1 緊急時対策所

緊急時対策所は、発電所の状況把握、異常等の対処等適切な措置をとるため、中央制御室以外の場所に設置するとともに、異常等に対処するために必要な指示を行うための要員を収容できる設計とする。

また、緊急時に関係要員が必要な期間にわたり安全に滞在できるよう遮蔽及び換気について考慮した設計とする。

2.2 必要な情報を把握できる設備

緊急時対策所には、中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確、かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

緊急時対策所において事故状態の把握と必要な指示を行うことが出来るよう、炉心反応度の状態、炉心の冷却の状態、原子炉格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、周辺の環境放射線状況を把握、水素爆発による格納容器の破損防止並びに水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて確認できる設計とする。

2.3 通信連絡設備

発電所内の中央制御室等と密接な連絡が可能となるように、多様性を確保した通信連絡設備として、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、携行型有線通話装置、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

また、発電所外の必要箇所とは、多様性を確保した専用通信回線にて連絡できる通信連絡設備として、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防

災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）により，連絡が可能となるようにする。

2.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

3. 別添

別添 1 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

別添 2 運用，手順説明資料 緊急時対策所

緊急時対策所について（被ばく評価除く）

目 次

1. 概要
 - 1.1 設置の目的
 - 1.2 拠点配置
 - 1.3 新規制基準への適合方針
2. 設計方針
 - 2.1 建屋及び収容人数について
 - 2.2 電源設備について
 - 2.3 遮蔽設計について
 - 2.4 換気設備・加圧設備について
 - 2.5 必要な情報を把握できる設備について
 - 2.6 通信連絡設備について
3. 運用
 - 3.1 必要要員の構成，配置について
 - 3.2 事象発生後の要員の動きについて
 - 3.3 汚染持込み防止について
 - 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について
 - 3.5 廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について
4. 耐震設計方針について
5. 添付資料
 - 5.1 チェンジングエリアについて
 - 5.2 配備資機材等の数量等について
 - 5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について
 - 5.4 S P D S のデータ伝送概要とパラメータについて

- 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について
- 5.6 原子力警戒体制，緊急時体制について
- 5.7 災害対策本部室内における各機能班との情報共有について
- 5.8 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），第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針について

1. 概要

1.1 設置の目的

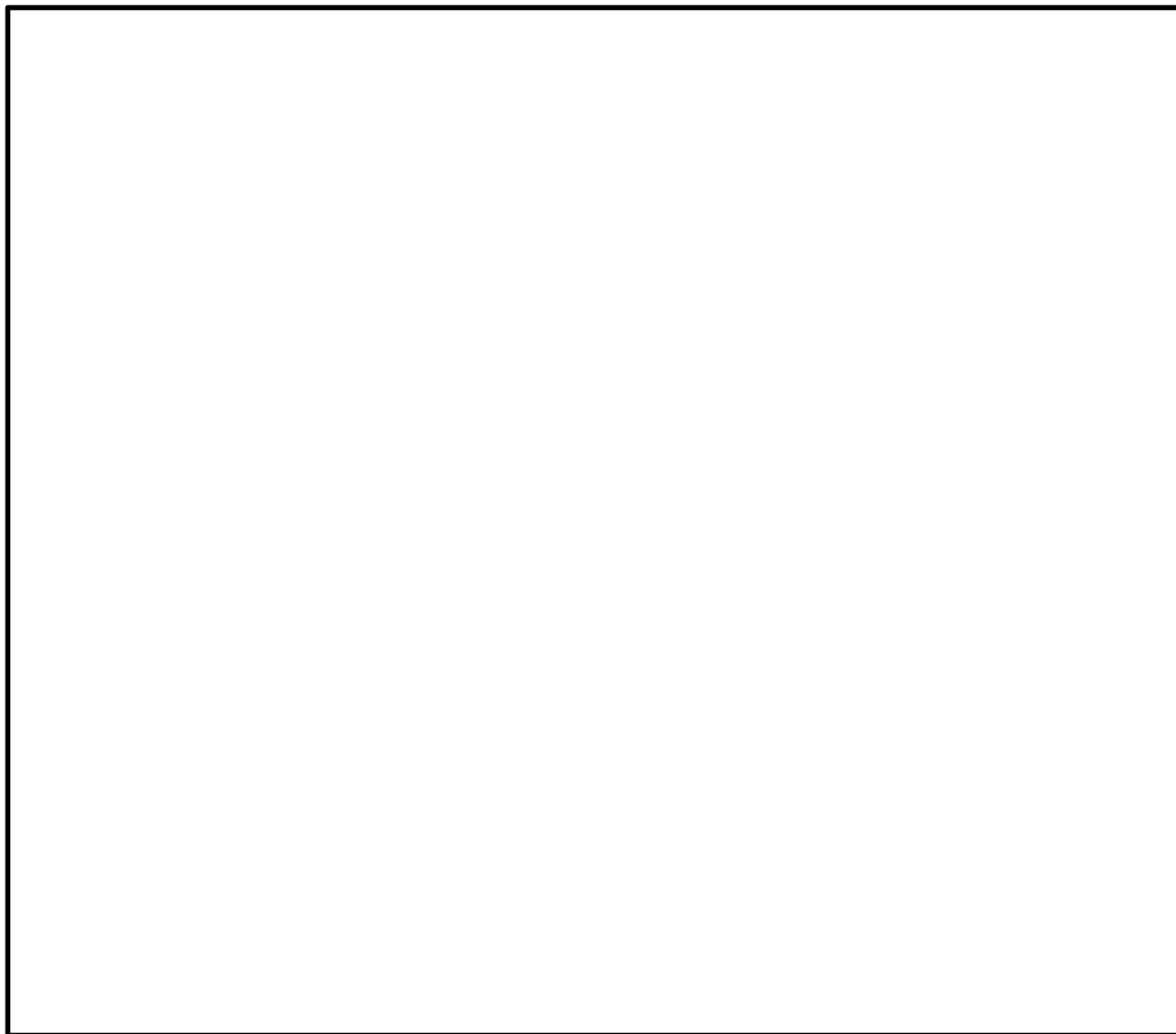
緊急時対策所は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合及び重大事故等が発生した場合において、中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために設置する。

緊急時対策所の基本仕様と重大事故等発生時における緊急時対策所の基本仕様について、第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 緊急時対策所の基本仕様について

	項 目	基 本 仕 様
1	建屋構造	・鉄筋コンクリート造（耐震構造）
2	階層	・4 階建て
3	建屋延床面積／緊急時対策所床面積	・建屋：約 4,000m ² ／ 災害対策本部室：約 350m ² 宿泊・休憩室：約 70m ²
4	耐震強度	・基準地震動 S _s で機能維持
5	耐津波	・防潮堤内側，発電所構内高台（T.P. +23m）に設置
6	中央制御室との共通要因による同時機能喪失防止	・中央制御室との十分な離隔（約 320m） ・中央制御室と独立した機能（電源設備及び換気設備は独立した専用設備）
7	電源設備	・通常電源設備：常用電源設備，非常用電源設備（通信連絡設備等の負荷のみ） ・代替電源設備：緊急時対策所用発電機（2 台）
8	遮蔽，放射線管理	・建屋外壁等十分な壁厚を確保した遮蔽設計 ・よう素除去フィルタ付非常用換気装置の設置 ・プルーム通過時の加圧設備の設置 ・加圧判断のためのエリアモニタ，可搬型モニタリング・ポストの配備 ・居住性確認のための酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の配備 ・チェン징ングエリアの設置
9	発電用原子炉施設の情報	・対策に必要な情報を表示するデータ表示装置の設置
10	通信連絡	・発電所内・外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備の設置
11	食料，飲料水等	・7 日間必要とされる食料，飲料水等を配備

緊急時対策所建屋の各階における主な配置について、第 1.1-1 図に示す。



第 1.1-1 図 緊急時対策所建屋内の各階配置図

*今後の設計により変更になる場合あり

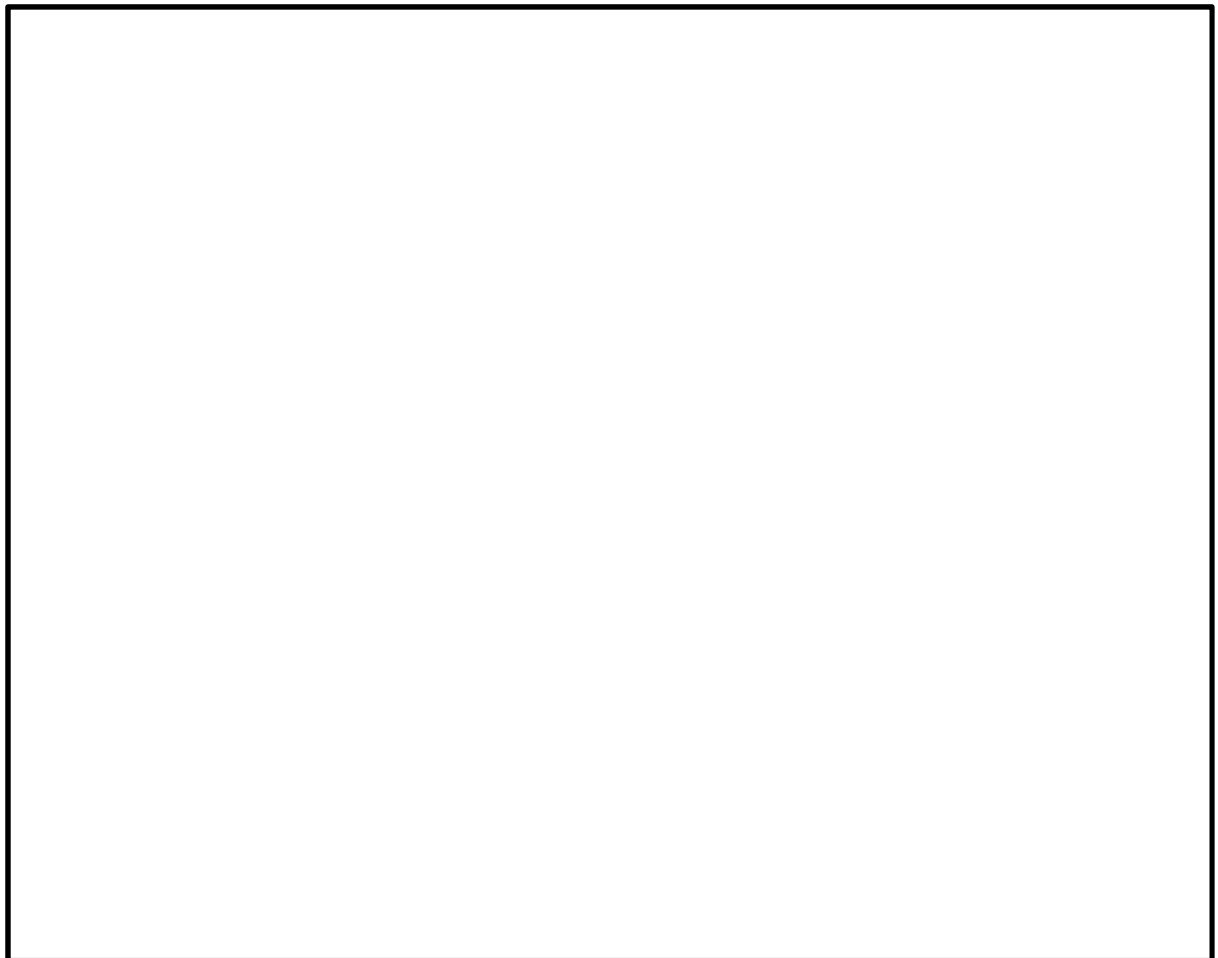
1.2 拠点配置

緊急時対策所建屋は、十分な支持性能を有する新第三系鮮新統の砂質泥岩（久米層）上に設置する。

緊急時対策所建屋は、新たに設置する防潮堤の内側の発電所高台用地（T. P. +23.0m）に設置し、基準津波（防潮堤位置における最高水位 T. P. +17.1m）さらには、基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水に対しても影響を受けない設計とする。

また、中央制御室から約 320m 離れた場所に設置すること、換気設備及び電源設備が中央制御室とは独立していることから、中央制御室との共通要因（火災、内部溢水等）により、同時に機能喪失することのない設計とする。

配置図及び周辺図を第 1.2-1 図に示す。



第 1.2-1 図 緊急時対策所建屋 配置図

1.3 新規制基準への適合方針

緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針は、以下の第 1.3-1 表から第 1.3-2 表のとおりである。

第 1.3-1 表 「設置許可基準規則」第三十四条（緊急時対策所）

「技術基準規則」第四十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	適合方針
工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。	<p>工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p> <p>【解釈】 第 46 条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関係箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置する。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置し、災害時において必要な要員最大 100 名を収容できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室内の運転員を介さず原子炉の状態を把握するために必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））を設置する設計とし、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備及び発電所外関係箇所と専用かつ多様性を確保した通信回線にて連絡できる通信連絡設備を設置する。</p>

設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガス発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 第2項に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、指示要員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「有毒ガスが発生した場合」とは、有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全</p>	<p>さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>可搬型の酸素濃度計を配備し、室内の空気の取り込みを一時的に停止した場合であっても、緊急時対策所の酸素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるよう、酸素濃度計を保管する設計とする。</p> <p>・「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置※期間内に実施することとし、今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。</p> <p>※ 経過措置：平成32年5月1日以降の最初の施設定期検査終了まで</p>

設置許可基準規則 第三十四条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第四十六条 (緊急時対策所)	適合方針
機能が損なわれるおそれがあることをいう。		

＊「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），第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針については，添付資料5.8で後述する。

第 1.3-2 表 「設置許可基準規則」第六十一条（緊急時対策所）

「技術基準規則」第七十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても、緊急時対策所により、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができる。</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、以下の設計とする。</p> <p>緊急時対策所は耐震構造とし、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能(遮蔽性、気密性等)を損なわない設計とする。</p> <p>緊急時対策所の機能維持にかかる電源設備、換気設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備等については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を損なわない設計とする。</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>また、緊急時対策所は基準津波 (T.P. +17.1m) 及び基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない防潮堤内側の発電所高台用地 (T.P. +23m) に設置する。</p> <p>緊急時対策所は、中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置し、十分な離隔 (約 320m) を設けること、換気設備及び電源設備を独立させ、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、通常時、常用電源設備から受電する設計とする。常用電源設備からの受電喪失時は、緊急時対策所専用の発電機により受電可能な設計とし、また、専用の発電機は多重性を有した設計とする。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等の対策要員の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計等を行う。</p> <p>緊急時対策所は重大事故等において必要な対策活動が行え、またブルーム通過中においても必要な要員を収容可能な設計とする。</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p>	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p>	<p>(1) 遮蔽設計</p> <p>重大事故等において、対策要員が事故後7日間とどまっても換気設備等の機能とあいまって、実効線量が100mSvを超えないよう天井、壁及び床には十分な厚さの遮蔽(コンクリート)設計とする。</p> <p>(2) 換気設計等</p> <p>重大事故等の発生により、大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても、対策要員の居住性を確保するために、空気浄化をする設備を配備する。また、希ガスの放出を考慮し、プルーム通過中は空気ポンベにより緊急時対策所等を加圧する設備を配備し、希ガス等の侵入を防止する。</p> <p>遮蔽設計及び換気設計等により緊急時対策所の居住性については、「実用発電用原子炉に係る重大事故等の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき評価を行った結果、マスク着用等の付加条件なしで実効線量は約35mSvであり、判断基準である「対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を確認している。</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p>	<p>重大事故等時に緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、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、緊急時対策所建屋出入口付近に設置する設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等において、原子炉の状態並びに環境放射線量等を把握するために安全パラメータ表示システム(S P D S)を設置する設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するため、発電所内の中央制御室、屋内外の関係要員に対して必要な指示ができる通信連絡設備を設置する。また、発電所外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備を設置する。</p>

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
<p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>【解釈】 2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】 2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め最大100名を収容できる設計とする。</p>

また、緊急時対策所に設置する設備のうち、重大事故等対処設備に関する概要を、以下の第 1.3-3 表に示す。

第 1.3-3 表 重大事故等対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (1/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
緊急時対策所非常用換気 設備及び緊急時対策所加 圧設備による放射線防護	緊急時対策所	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所非常用送風機			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所非常用フィルタ装置			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所給排気設備（配管・弁） 〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	S A－2
	緊急時対策所加圧設備			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3
	緊急時対策所加圧設備（配管・弁） 〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	S A－2
	緊急時対策所用差圧計			常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所内の酸素濃 度及び二酸化炭素濃度の 測定	酸素濃度計※	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	二酸化炭素濃度計※			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射線量の測定	緊急時対策所エリアモニタ	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—
	可搬型モニタリング・ポスト	60 条に記載（可搬型重大事故緩和設備）				

※ 計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.3-3 表 重大事故等対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (2/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (S P D S)	62 条に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)				
	無線通信装置 [伝送路]					
	無線通信装置アンテナ [伝送路]					
	安全パラメータ表示システム (S P D S) ~ 無線通信装置アンテナ電路 [伝送路]					
通信連絡	無線連絡設備 (携帯型)	62 条に記載 (可搬型重大事故防止設備, 可搬型重大事故緩和設備)				
	衛星電話設備 (固定型)	62 条に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備))				
	衛星電話設備 (携帯型)	62 条に記載 (可搬型重大事故防止設備, 可搬型重大事故緩和設備, 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備))				
	携行型有線通話装置	62 条に記載 (可搬型重大事故防止設備, 可搬型重大事故緩和設備)				
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X)	62 条に記載 (常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備))				
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	62 条に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備))				
	衛星制御装置 [伝送路]					
	衛星電話設備 (固定型) ~ 衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路 [伝送路]					
	専用接続箱 ~ 専用接続箱電路 [伝送路]	62 条に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)				

第 1.3-3 表 重大事故等対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (3/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
通信連絡 (続き)	衛星無線通信装置 [伝送路]	62 条に記載 (常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備))				
	通信機器 [伝送路]					
	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備 (テレビ会議シ ステム, I P 電話, I P-F A X) ~ 衛星無線通信装置電路 [伝送路]					
緊急時対策所用代替電源 設備による給電	緊急時対策所用発電機	常用電源設備 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タン ク			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 M/C 電圧計			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機~緊急時対策所 用 M/C 電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 M/C ~緊急時対策所 用動力変圧器電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用動力変圧器~緊急時対 策所用 P/C 電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 P/C ~緊急時対策所 用 M C C 電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用 M C C ~緊急時対策所 用分電盤電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

第 1.3-3 表 重大事故等対処設備に関する概要（61 条 緊急時対策所）（4/4）

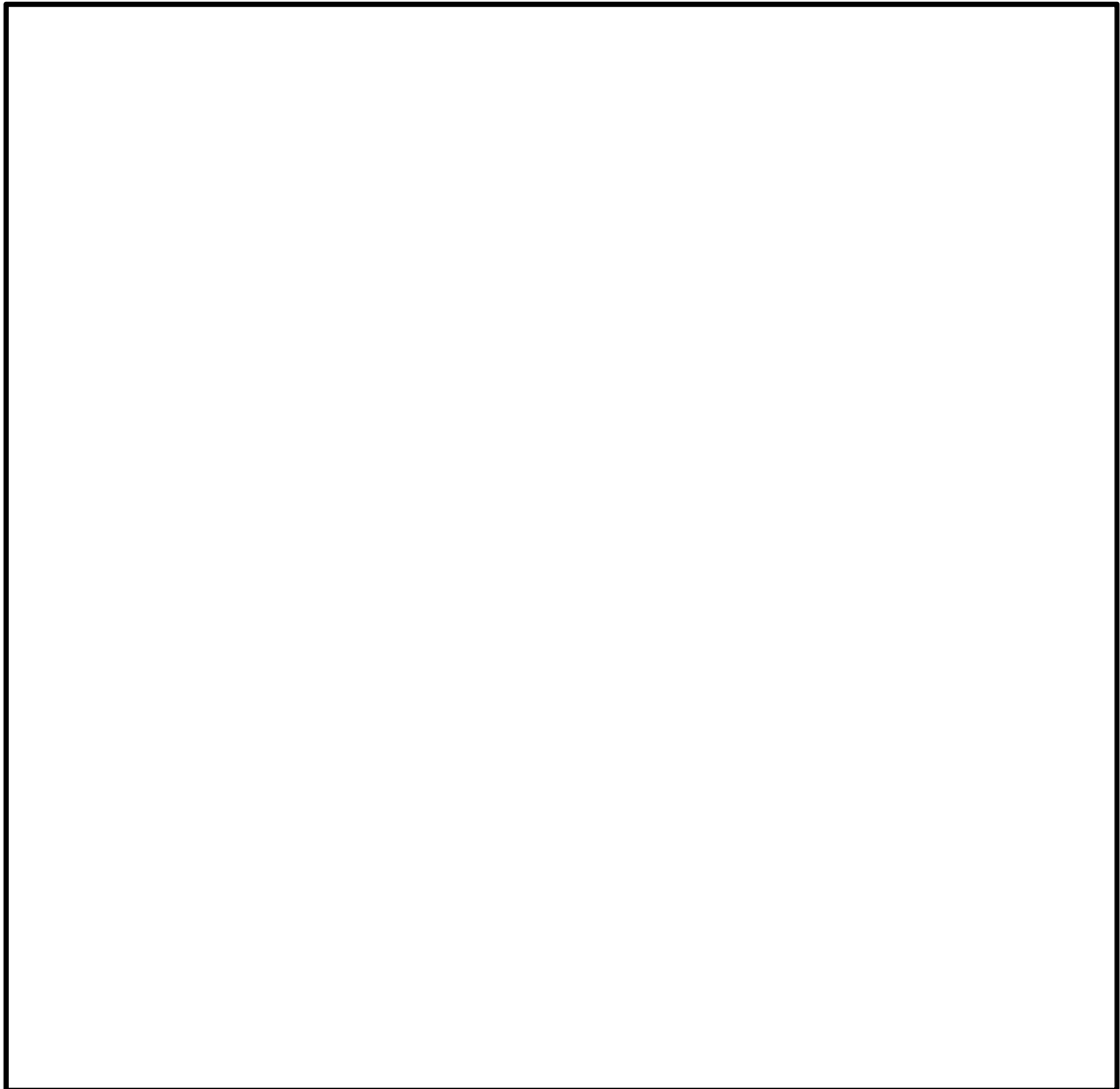
系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
緊急時対策所用代替電源 設備による給電 （続き）	緊急時対策所用 125V 系蓄電池～緊急 時対策所用直流 125V 主母線盤電路 〔直流電路〕	常用電源設備 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用直流 125V 主母線盤～ 緊急時対策所用直流 125V 分電盤電路 〔直流電路〕			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タン ク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ 流路〔燃料流路〕			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊 急時対策所用発電機燃料油サービスタ ンク〔燃料流路〕			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油サービ スタンク～緊急時対策所用発電機〔燃料 流路〕			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

2. 設計方針

2.1 建屋及び収容人数について

緊急時対策所建屋は、鉄筋コンクリート造（地上 4 階建て）の建屋であり、基準地震動 S_s による地震力に対し、緊急時対策所の耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値以下であること並びに波及的影響の評価として、天井スラブ及び中間床が基準地震動 S_s による地震力に対し、落下等により緊急時対策所の機能を喪失しないことを確認する。さらに、遮蔽機能等について機能喪失しないよう設計する。

建屋の概要（断面図）を第 2.1-1 図に示す。



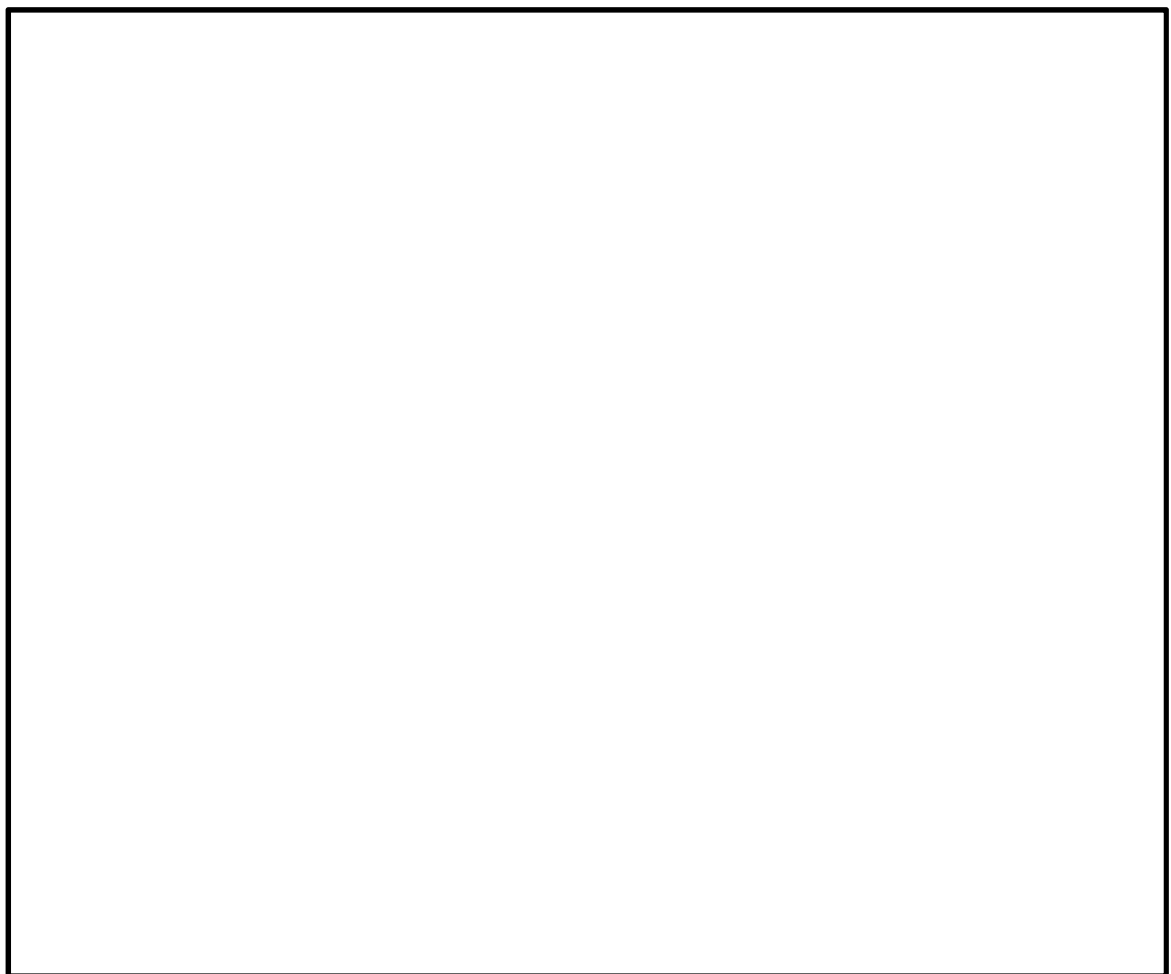
第 2.1-1 図 建屋の概要（断面図）

*今後の設計により変更になる場合あり

緊急時対策所建屋は、地上 4 階建て、延べ床面積約 4,000m²を有する建屋としており、緊急時対策所は指揮、作業をする災害対策本部室（約 350m²）と宿泊・休憩室（約 70m²）の 2 つのエリアで構成し、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（48 名）及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員（18 名）を含め、最大 100 名が活動することを想定している。

また、プルーム通過に備えて最大人数を収容した場合においても、必要な各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さと、機能を有した設計としている。

緊急時対策所建屋内の各階配置を第 2.1-2 図に、緊急時対策所のレイアウトを第 2.1-3 図に示す。



第 2.1-2 図 緊急時対策所建屋内の各階配置

* 今後の設計により変更になる場合あり

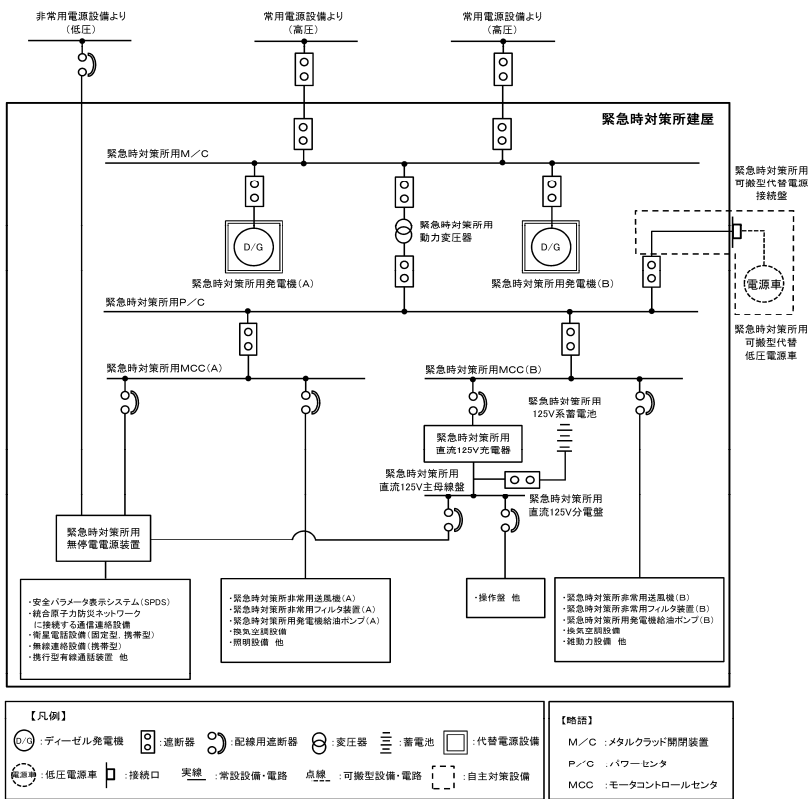
2.2 電源設備について

緊急時対策所は、通常時の電源を常用電源設備から受電する設計とし、常用電源設備からの受電が喪失した場合、緊急時対策所の代替電源設備から緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源を給電が可能な設計とする。

緊急時対策所の代替電源設備として、緊急時対策所用発電機 2 台を設置することにより多重性を確保し、所内電源設備から独立した専用の代替電源設備を有する設計とする。

なお、緊急時対策所用発電機が起動するまでの間は、緊急時対策所用 125V 系蓄電池により、緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置及び操作盤等の制御電源に給電し、また、緊急時対策所用無停電電源装置を介して、通信連絡設備等の負荷に給電が可能な設計とする。

緊急時対策所の電源構成を第 2.2-1 図に示す。



第 2.2-1 図 緊急時対策所 単線結線図

(1) 緊急時対策所用代替電源設備の構成

電源設備である緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機の燃料を保管する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから燃料を給油する緊急時対策所用発電機給油ポンプで構成する。

a．緊急時対策所用発電機

台 数	2
容 量	約1,725kVA／台
設置場所	緊急時対策所建屋1階

b．緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

基 数	2
容 量	約75kL／基
設置場所	緊急時対策所近傍屋外（地下）

c．緊急時対策所用発電機給油ポンプ

台 数	2
容 量	約1.3 m ³ ／h（1台当たり）
設置場所	緊急時対策所建屋 1 階

＊各設備の設置場所は，（61－9－12 第 1.1－1 図参照）

(2) 通常時の電源と代替電源設備

a. 通常時の電源

通常時の電源は，常用電源設備から受電する。なお，点検時等のバックアップ電源として別系統の常用電源設備から受電可能とする。

また，緊急時対策所に設置する通信連絡設備は，非常用電源設備から受電し，無停電電源装置を介することにより，停電なく切替え可能とする。

b. 代替電源設備

緊急時対策所の代替電源設備は，所内電源設備から独立した専用の緊急時対策所用発電機により給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に自動起動し，緊急時対策所へ電源を給電する設計とする。

また，緊急時対策所用発電機の運転中は，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機給油ポンプにより自動で燃料給油ができる設計とする。

(3) 緊急時対策所の負荷及び給電容量

緊急時に必要とされる負荷容量は，約 870kVA（第 2.2－1 表参照）であり，緊急時対策所用発電機（定格容量：1,725kVA）1 台で給電が可能な設計とする。

第 2.2－1 表 緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量 (kVA)
換気設備	約460
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約375
合 計	約870

また、自主対策設備である緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車（定格容量：500kVA）は、緊急時対策所の換気設備，通信連絡設備及びその他の負荷（第 2.2-2 表参照）に給電する代替手段として有効である。

第 2.2-2 表 緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量（kVA）
換気設備	約130
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約175
合 計	約340

(4) 緊急時対策所用発電機の燃料容量

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、緊急時対策所近傍の地下に設置し、重大事故時等に緊急時対策所に電源供給した場合、緊急時対策所用発電機の 100% 負荷連続運転において必要となる 7 日間分の容量以上の燃料を貯蔵する設計とする。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \approx 70$$

V：必要容量（kL）

H：運転時間（h）＝168（7 日間）

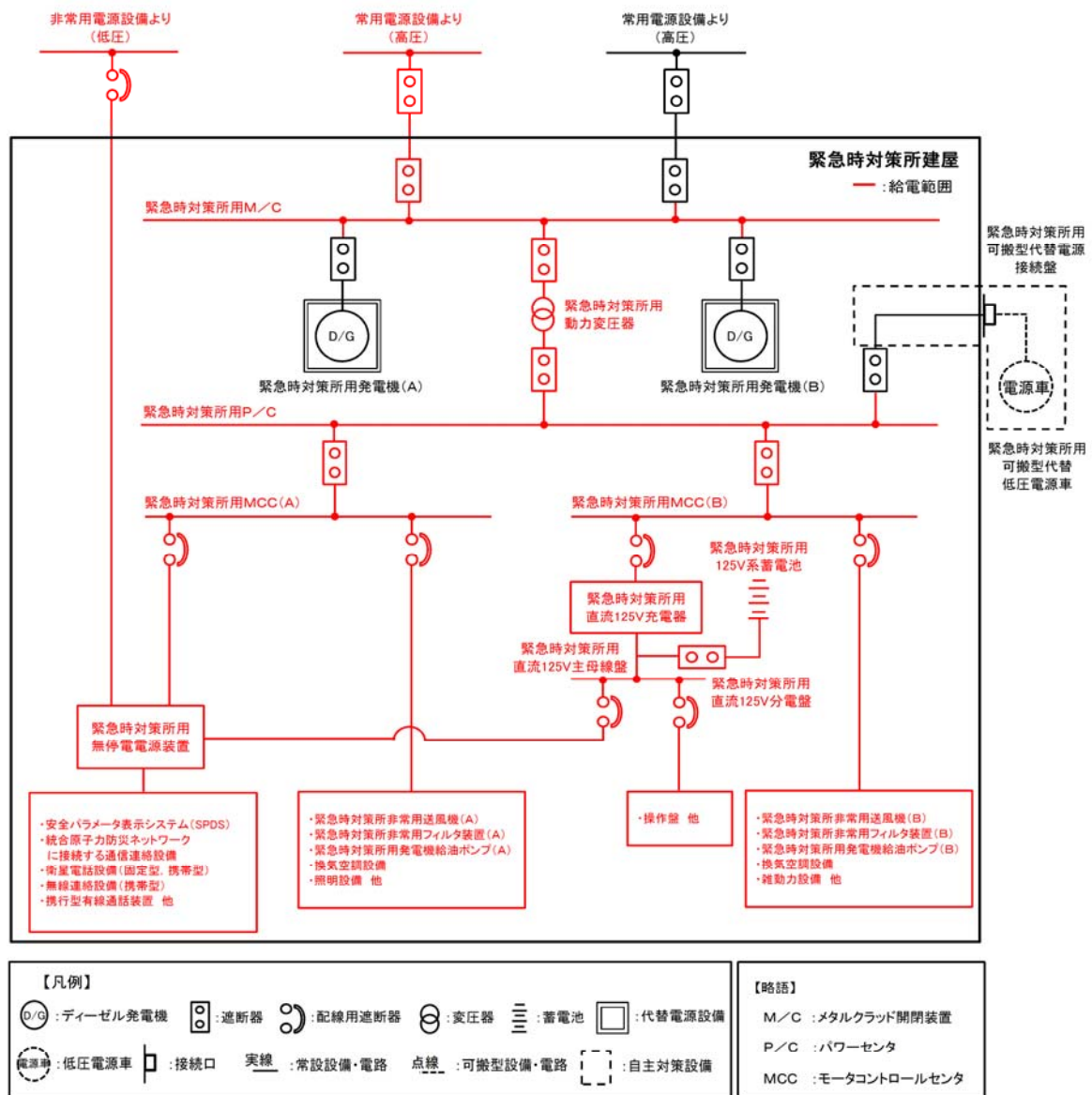
c：100% 負荷連続運転時の燃料消費率（kL/h）＝0.411

(5) 緊急時対策所負荷への給電方法

緊急時対策所の給電は、多様な電源から下記の受電経路で実施する。

a. 通常時の給電

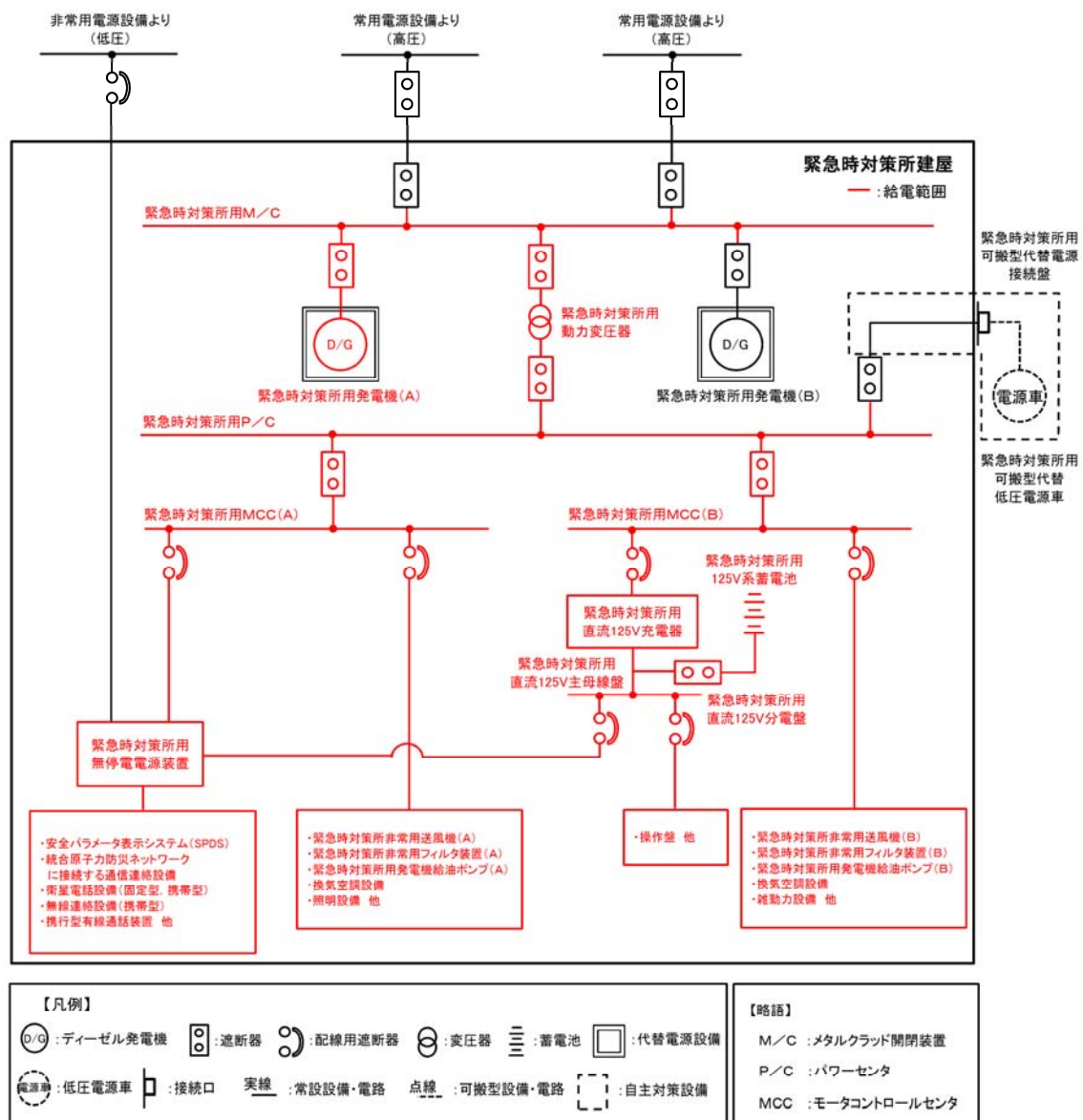
所内電気設備からの受電経路として、緊急時対策所建屋に給電する。給電範囲を第 2.2-2 図に示す。



第 2.2-2 図 緊急時対策所 通常時の給電図

b. 代替電源設備からの給電

常用電源設備からの受電が喪失した場合、代替電源設備である緊急時対策所用発電機が自動起動し、緊急時対策所建屋に給電する。給電範囲を第 2.2-3 図に示す。



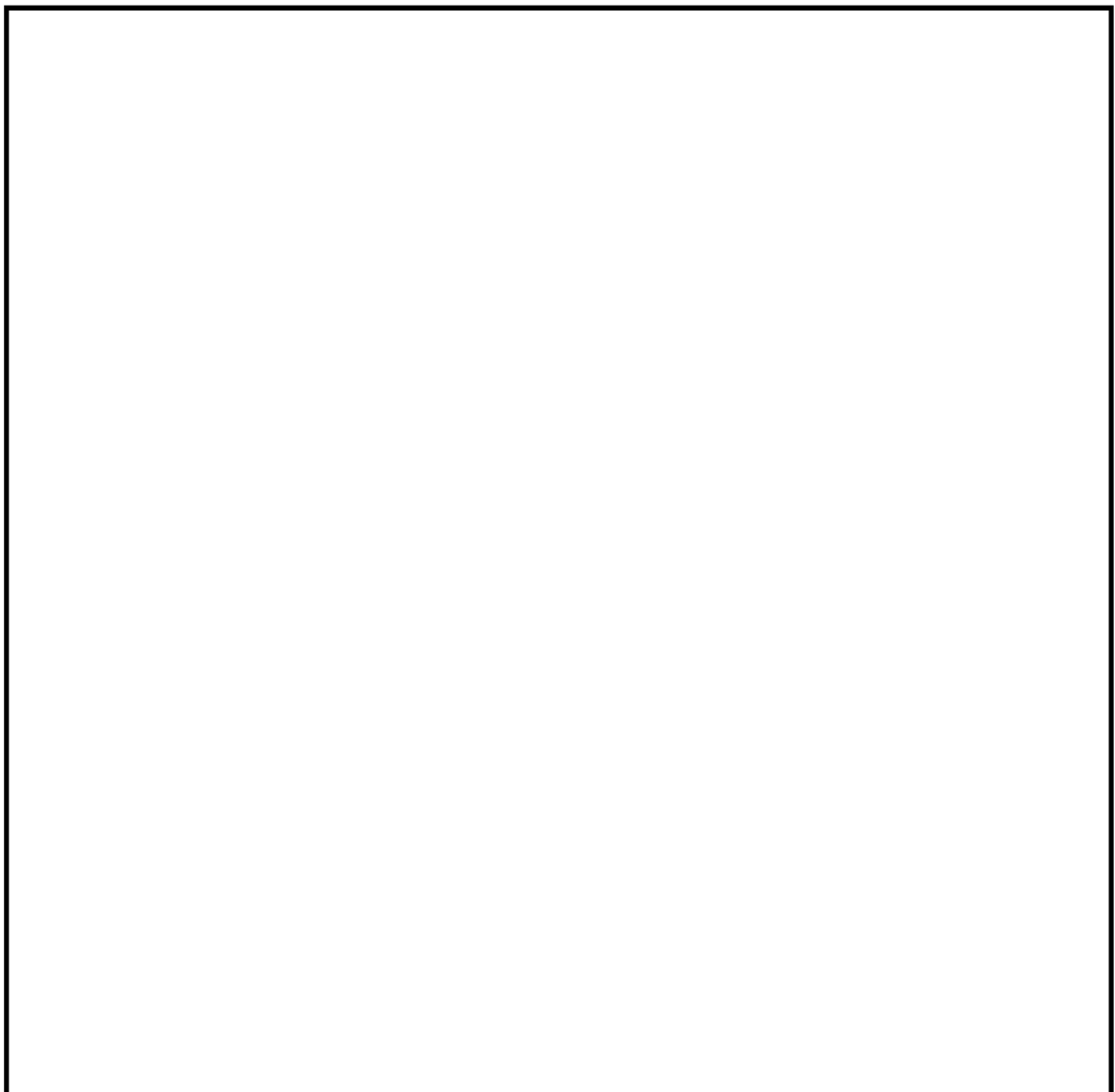
第 2.2-3 図 緊急時対策所 代替電源設備からの給電図

2.3 遮蔽設計について

重大事故等において，対策要員が事故後 7 日間とどまっても，換気設備等の機能とあいまって，実効線量が 100mSv を超えないよう，天井，壁及び床は十分な厚さの遮蔽（鉄筋コンクリート）を設ける。

また，外部扉又は配管その他の貫通部があるものについては，迷路構造等により，外部の放射線源を直接取り込まないように考慮した設計とする。

遮蔽設計を第 2.3-1 図に示す。



第 2.3-1 図 緊急時対策所 遮蔽設計（断面図）

2.4 換気設備・加圧設備について

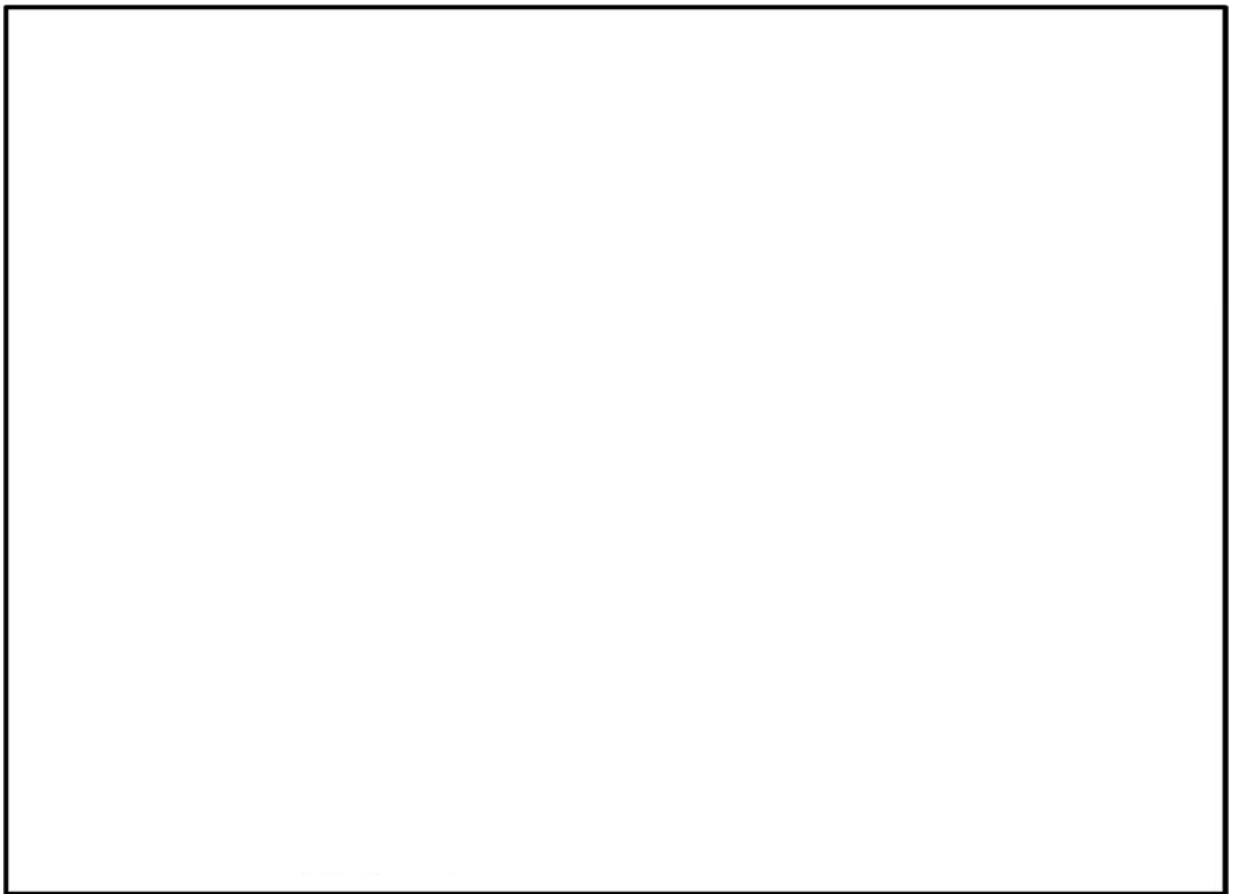
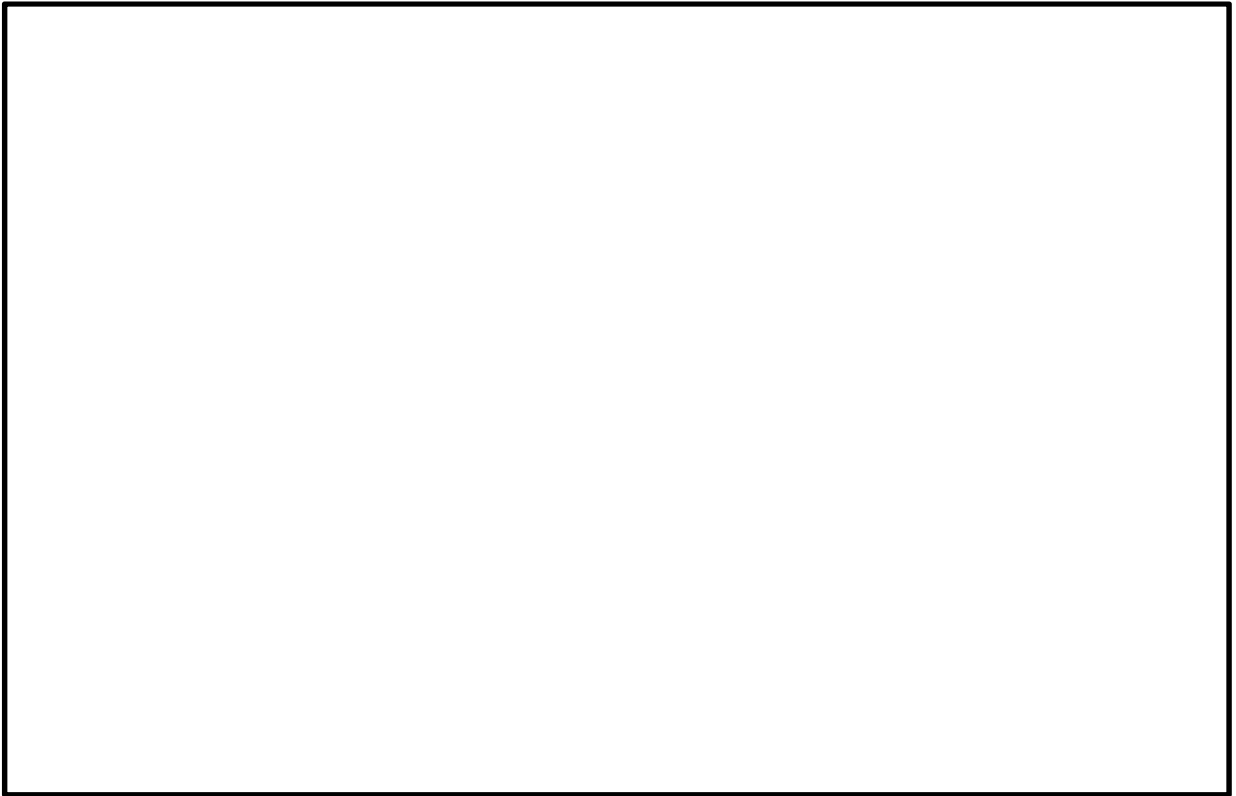
重大事故等の発生により、大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため、緊急時対策所非常用換気設備として「緊急時対策所非常用送風機」及び「緊急時対策所非常用フィルタ装置」を緊急時対策所建屋内に設置する。

また、プルーム通過時の緊急時対策所の対策要員への被ばく防止対策として「緊急時対策所加圧設備」により緊急時対策所等※を加圧することにより、緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。

なお、緊急時対策所は、隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、居住性が維持されていることを確認する。

換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備による浄化、加圧設備による加圧エリアを第 2.4-1 図に示す。

※ 緊急時対策所等：ボンベ加圧する「災害対策本部室」，「宿泊・休憩室」，「食料庫」，「エアロック室」，「災害対策本部室空調機械室」を指す。
(以下同様とする)



第 2.4-1 図 換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備
による浄化，加圧設備による加圧エリア

(1) 換気設備等の設置概要

緊急時対策所の換気設備等は、重大事故等発生により緊急時対策所の周辺環境が放射性物質により汚染したような状況下でも、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保できる設計とし、以下の設備で構成する。

また、換気設備等の概略系統図を第 2.4-2 図に示す。

a. 緊急時対策所送風機

台 数	1 (予備 1)
容 量	26,650m ³ /h
設置場所	緊急時対策所建屋 4 階

b. 緊急時対策所非常用送風機

台 数	1 (予備 1)
容 量	5,000m ³ /h
設置場所	緊急時対策所建屋 3 階

c. 緊急時対策所排風機

台 数	1 (予備 1)
容 量	5,000m ³ /h
設置場所	緊急時対策所建屋 4 階

d. 緊急時対策所非常用フィルタ装置

基 数	1 (予備 1)
効 率	

単体除去効率	99.97%以上(0.15 μm 粒子)/99.75%以上(よう素)
--------	------------------------------------

総合除去効率	99.99%以上(0.5 μm 粒子)/99.75%以上(よう素)
--------	-----------------------------------

う素)

設置場所 緊急時対策所建屋 3 階

e. 緊急時対策所加圧設備

型 式 緊急時対策所用空気ボンベ

本 数 320 (予備 80)

保管場所 緊急時対策所建屋 1 階

f. 緊急時対策所用差圧計

個 数 1

測定範囲 0 ～200 Pa

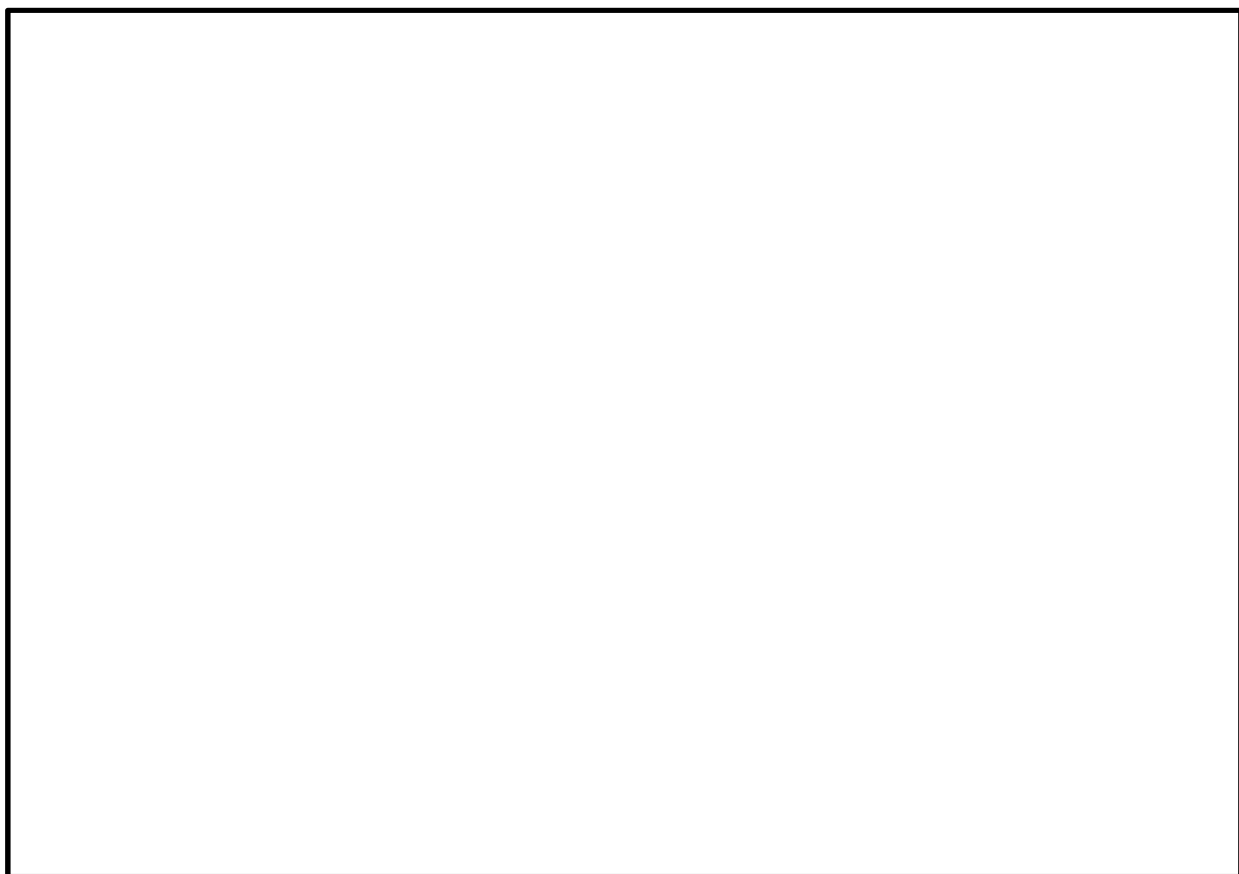
設置場所 緊急時対策所 (緊急時対策所建屋2階)

* 各設備の設置場所は、61-9-1-2 第1.1-1図参照

緊急時対策所送風機、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置の各風量は、緊急時対策所の二酸化炭素濃度抑制に必要な換気量及び他エリアの換気回数等から設定している。

また、緊急時対策所加圧設備用空気ボンベの本数は、プルーム放出時間の10時間に、プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え、さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とし、緊急時対策所等を14時間正圧維持等できる空気供給量から設定している。

緊急時対策所の非常用換気設備操作盤には差圧計を設置し、緊急時対策所が正圧化されていることを確認、把握可能な設計とする。



第 2.4－2 図 換気設備等の概略系統図

(2) 換気設備の目的等

名称	目的等
<ul style="list-style-type: none">・ 緊急時対策所非常用送風機・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置・ 災害対策本部隔離弁（電動）	<ul style="list-style-type: none">・ 重大事故等の発生により，大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保・ 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置については，100％×2 台を緊急時対策所建屋内に設置・ プルーム通過時に災害対策本部隔離弁（電動）を閉止し，緊急時対策所への希ガス等の侵入を防止する
<ul style="list-style-type: none">・ 緊急時対策所用差圧計	<ul style="list-style-type: none">・ 緊急時対策所が正圧化（20Pa 以上）されていることを確認，把握
<ul style="list-style-type: none">・ 緊急時対策所加圧設備	<ul style="list-style-type: none">・ 緊急時対策所等を，緊急時対策所用空気ポンプを用いて加圧することによって，プルーム通過時の緊急時対策所への希ガス等の侵入を防止
<ul style="list-style-type: none">・ 酸素濃度計 （測定範囲：0.0～40.0vol％）・ 二酸化炭素濃度計 （測定範囲：0.0～5.0vol％）	<ul style="list-style-type: none">・ 緊急時対策所への空気取り込みを一時的に停止した場合でも，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策等の活動に支障がない範囲（酸素濃度：19.0vol％以上，二酸化炭素濃度：1.0vol％以下）であることを把握

(3) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

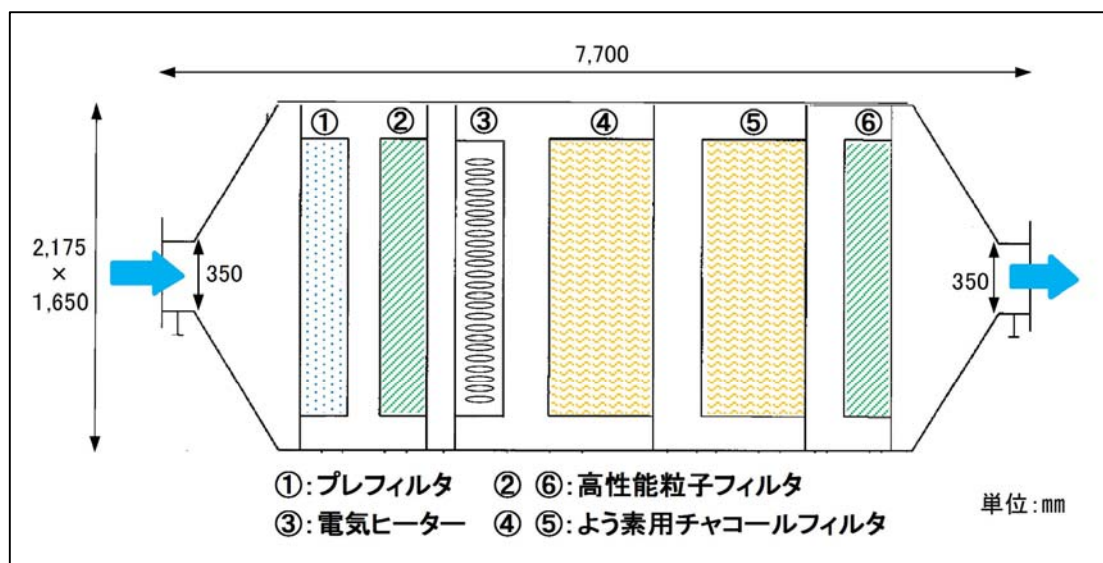
希ガス以外の放射性物質への対応として非常用フィルタ装置を設置する。

以下にフィルタ装置について示す。

a. 非常用フィルタ装置の概要

非常用フィルタ装置には，大気中の塵埃を捕集する「プレフィルタ」，気体状の放射性よう素を除去低減する「よう素用チャコールフィルタ」及び放射性微粒子を除去低減する「高性能粒子フィルタ」で構成し，100％容量×2 基を設置する設計としている。

非常用フィルタ装置の概要図を第 2.4－3 図に示す。



第 2.4-3 図 非常用フィルタ装置の概要図

b. フィルタの除去率

よう素用チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタの単体及び総合除去効率を以下に示す。

名 称			非常用フィルタ装置	
種 類		—	よう素用チャコールフィルタ	高性能粒子フィルタ
効 率	単体除去効率	%	99.75 以上 (相対湿度 70%以下において)	99.97 以上 (0.15 μ m 粒子)
	総合除去効率※	%	99.75 以上 (相対湿度 70%以下において)	99.99 以上 (0.5 μ m 粒子)

※総合除去効率とは、フィルタを非常用フィルタ装置に装着した使用状態での効率であり、よう素用チャコールフィルタを直列に設置し、また、高性能粒子フィルタを、よう素用チャコールフィルタの上流と下流に設置することにより、単体除去効率より向上を図る。

c. フィルタの除去性能

フィルタの除去性能（効率）については、以下の性能検査を定期的の実施し、確認する。

- (a) 微粒子除去効率検査
- (b) 放射性よう素除去効率検査
- (c) 総合除去効率検査

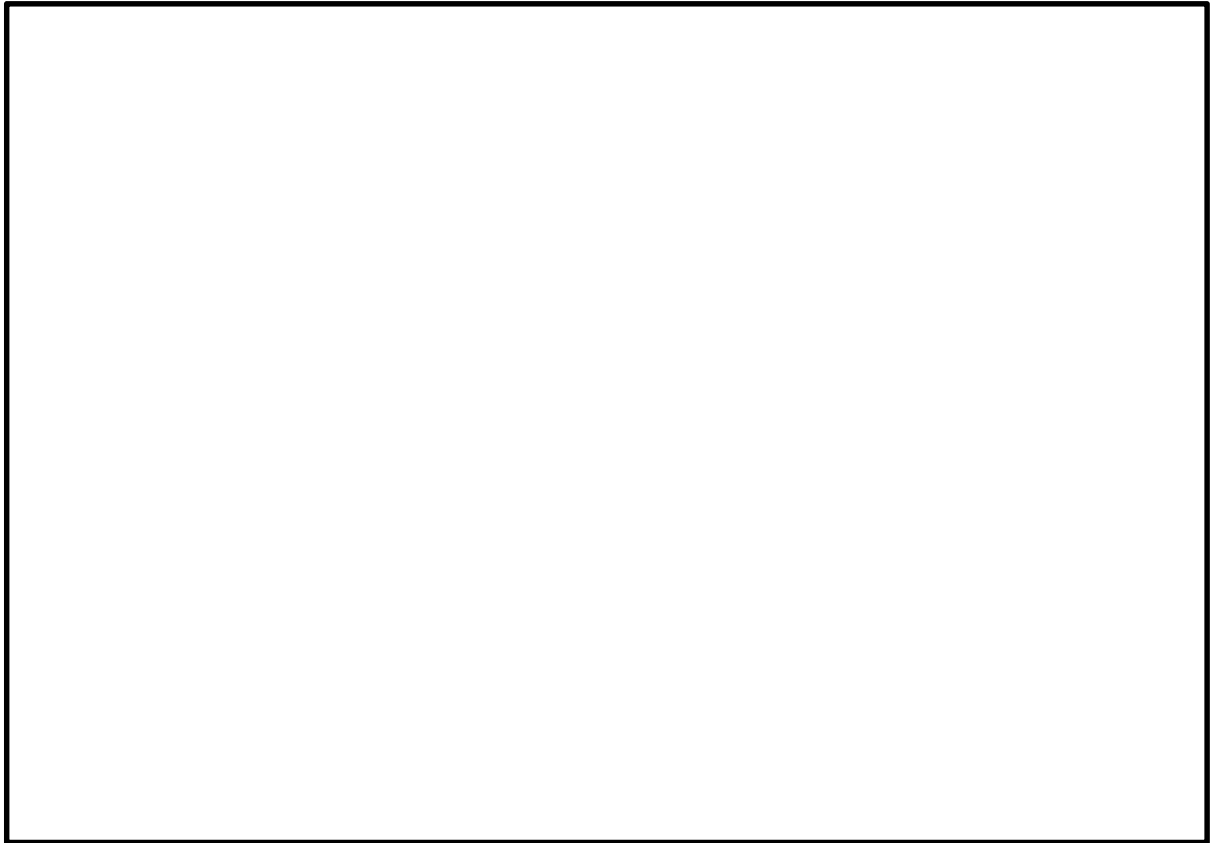
d. フィルタの使用期間

高性能フィルタの前にプレフィルタを設置することにより、粉塵などの影響によるよう素用チャコールフィルタの差圧が過度に上昇することを抑えることができるため、フィルタ装置は長期間の使用が可能である。

また、フィルタ装置は 100% 容量×2 基を設置し、緊急時対策所内の制御盤により操作が可能な設計としている。

(4) 換気設備等の運用

原子炉格納容器破損によるプルームへの対応は、災害対策本部隔離弁（電動）（以下「隔離弁」という。）を閉とし、緊急時対策所外との空気の流れを遮断し、緊急時対策所等を緊急時対策所加圧設備（以下「加圧設備」という。）により加圧することによって、緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。プルーム通過時の対応の概要図を第 2.4-4 図に示す。



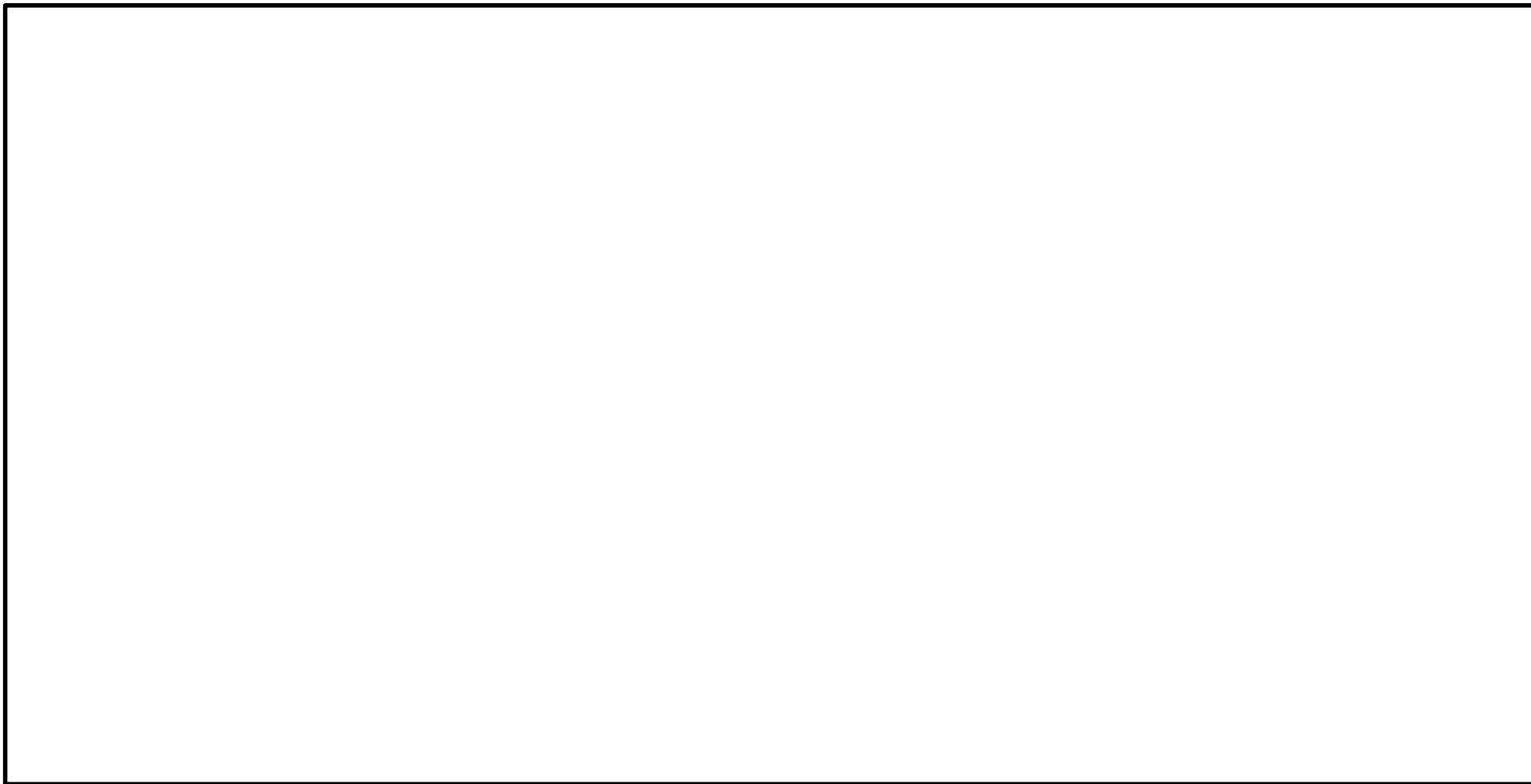
第 2.4-4 図 プルーム通過時の換気設備概要図

可搬型モニタリング・ポストでプルームの放出を確認した場合には，隔離弁を閉止する。

更に，緊急時対策所エリアモニタの指示上昇を確認した場合には，加圧設備（空気ボンベ加圧）により緊急時対策所等を加圧し，緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。

原子炉格納容器の圧力が低下安定し，緊急時対策所エリアモニタの指示値がプルーム通過後安定した段階で，隔離弁を開とする。換気設備の運用イメージを第 2.4-5 図に示す。

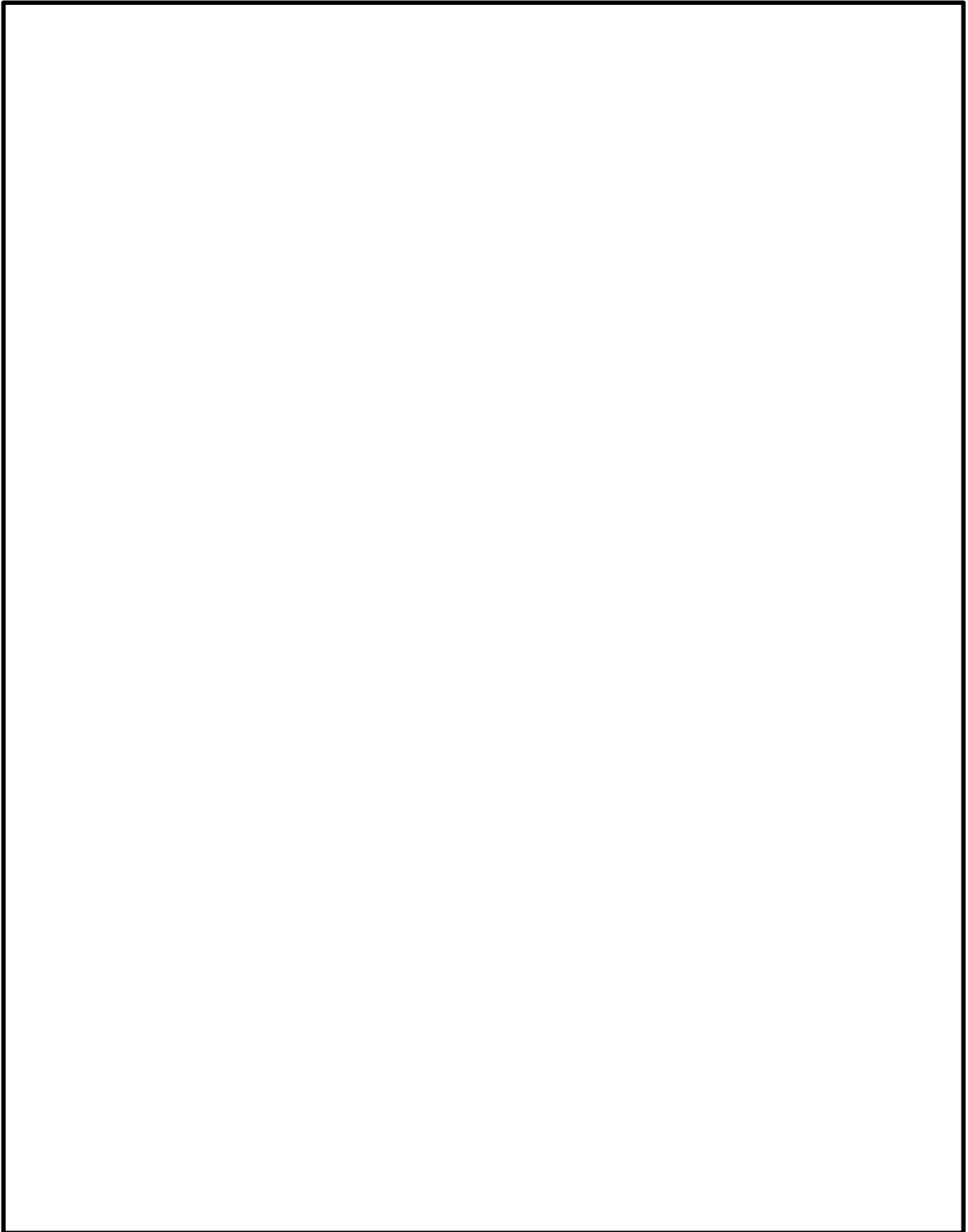
なお，「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日）に基づき，事故発生後 24 時間後から 10 時間放出が継続する評価条件としている。



第 2.4-5 図 換気設備等の運用イメージ

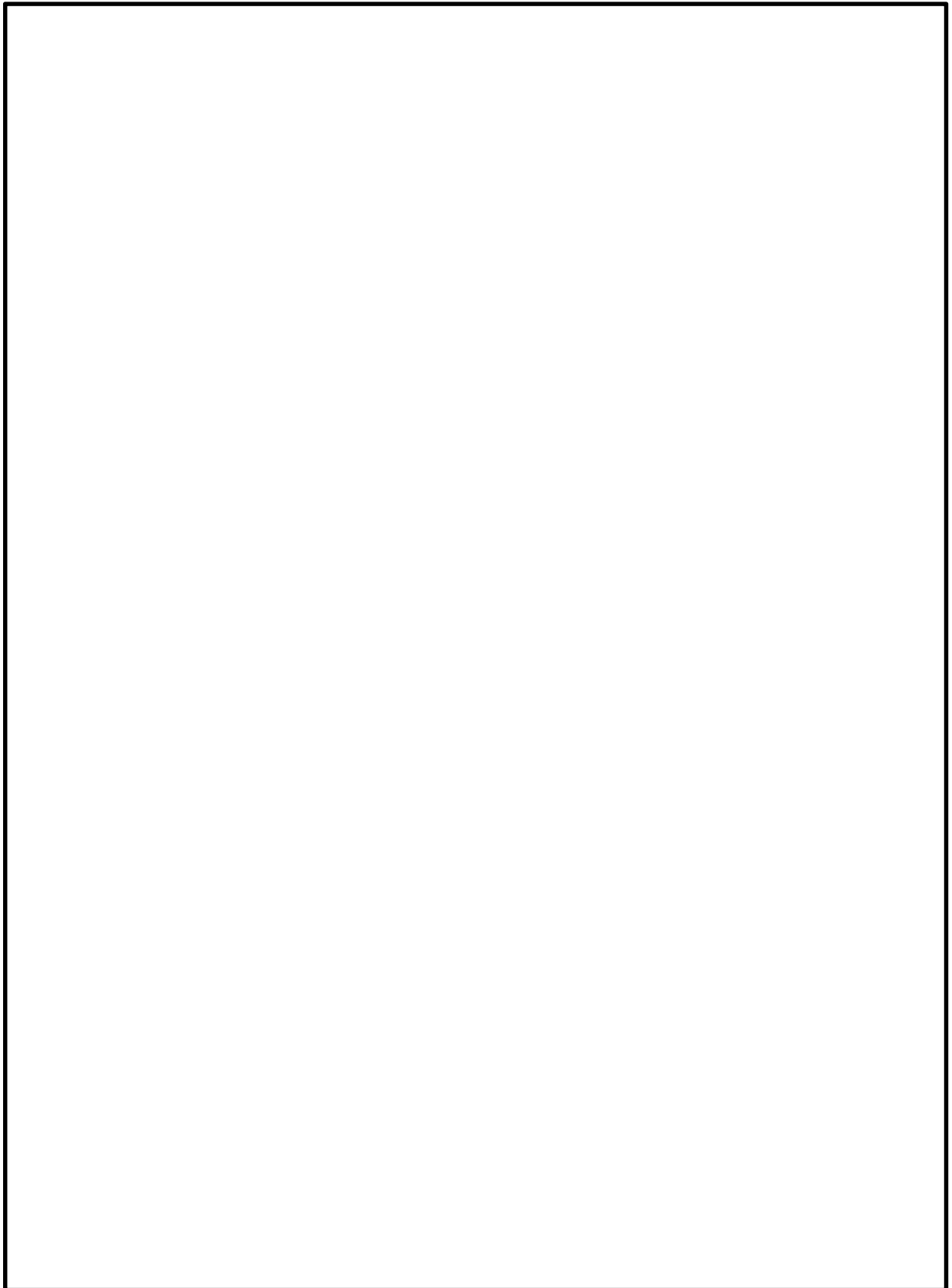
(5) 換気設備等の運転状態

a. 通常運転



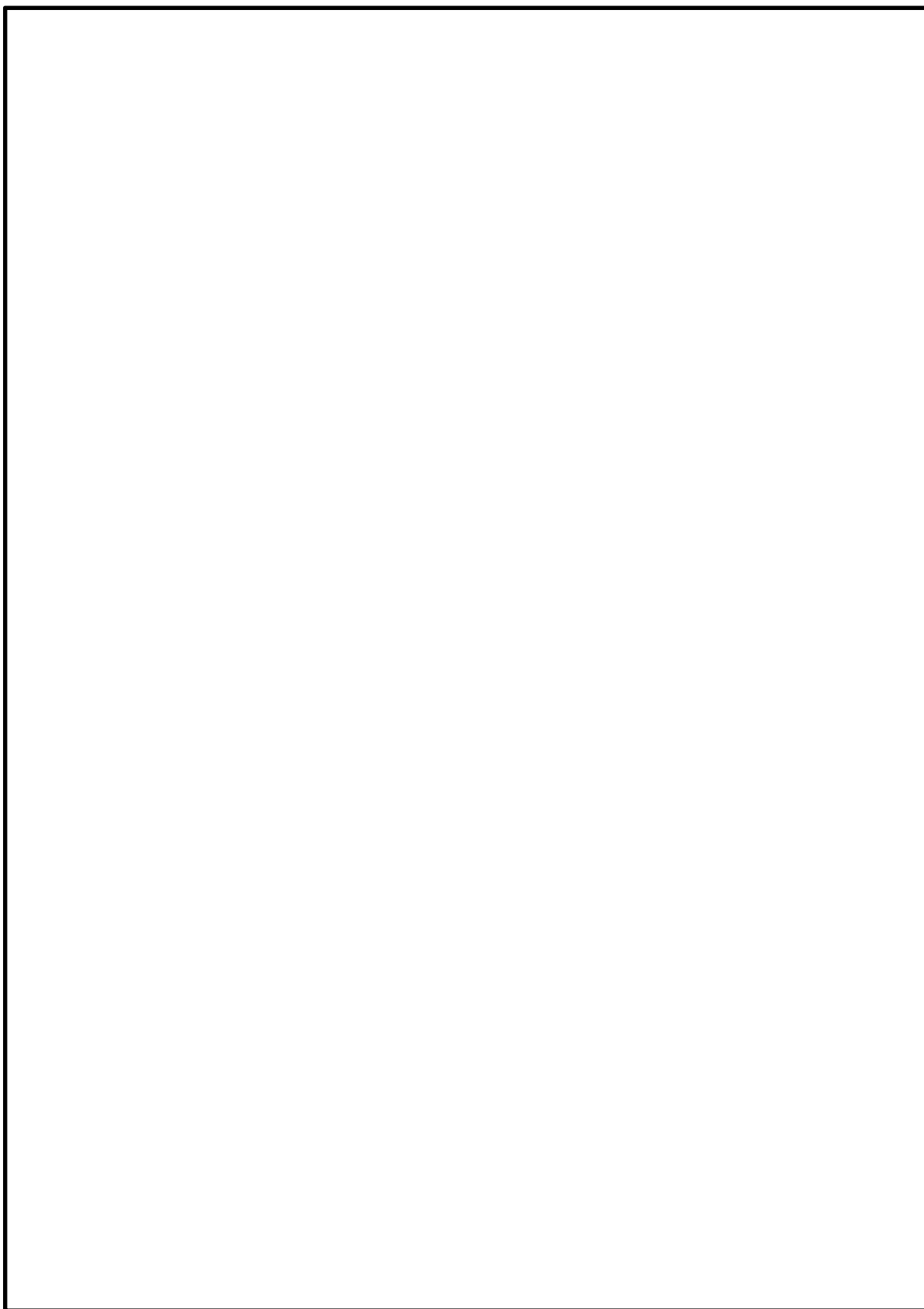
第 2.4-6 図 換気設備等の概要系統図（通常運転）

b. 非常時運転（緊急建屋加圧モード）



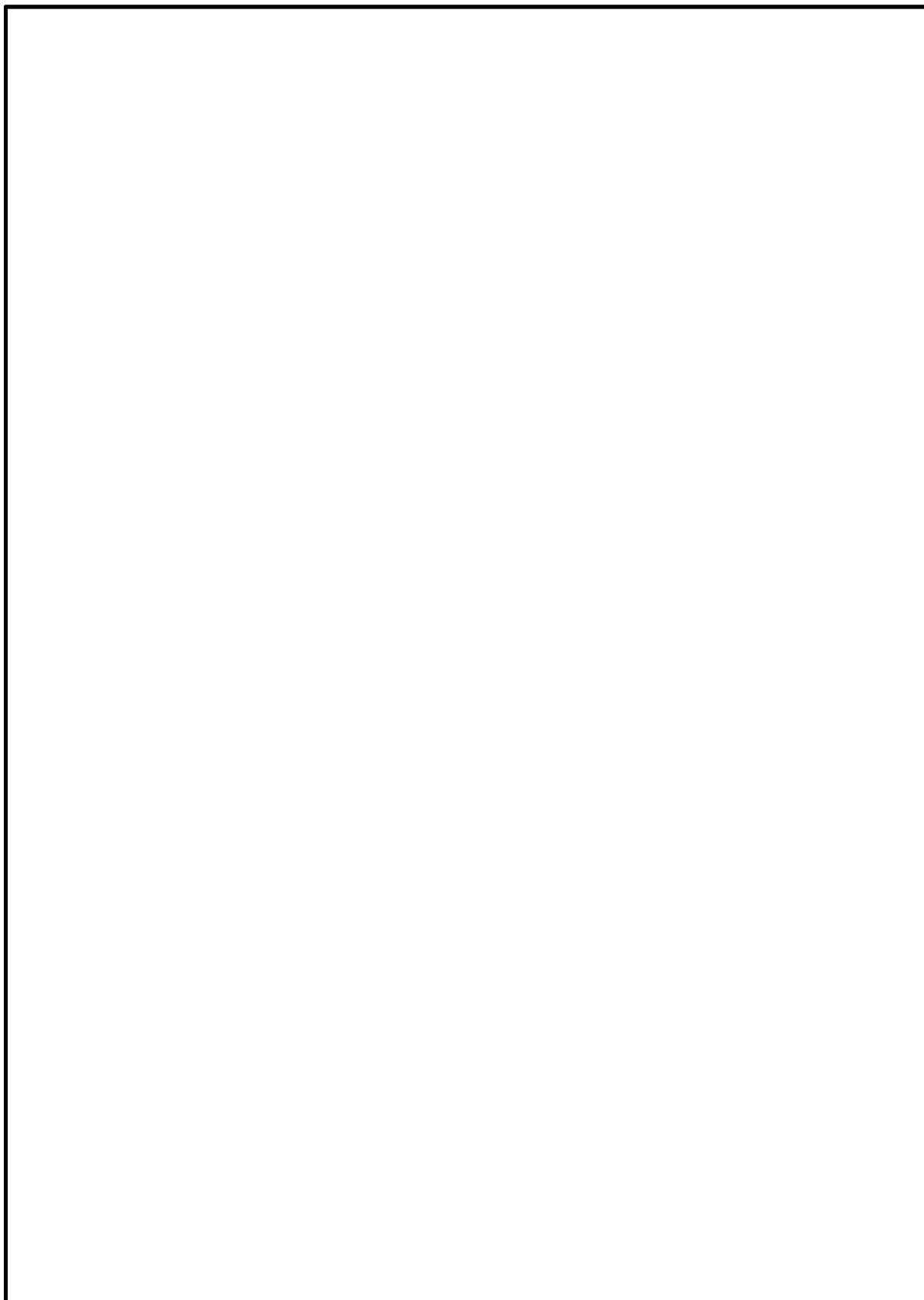
第 2.4-7 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）

c. プルーフ通過時加圧運転（災害対策本部加圧モード）



第2.4-8図 換気設備等の概要系統図（プルーフ通過時加圧運転）

d. プルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）



第2.4-9図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過後加圧運転）

(6) 加圧設備の概要

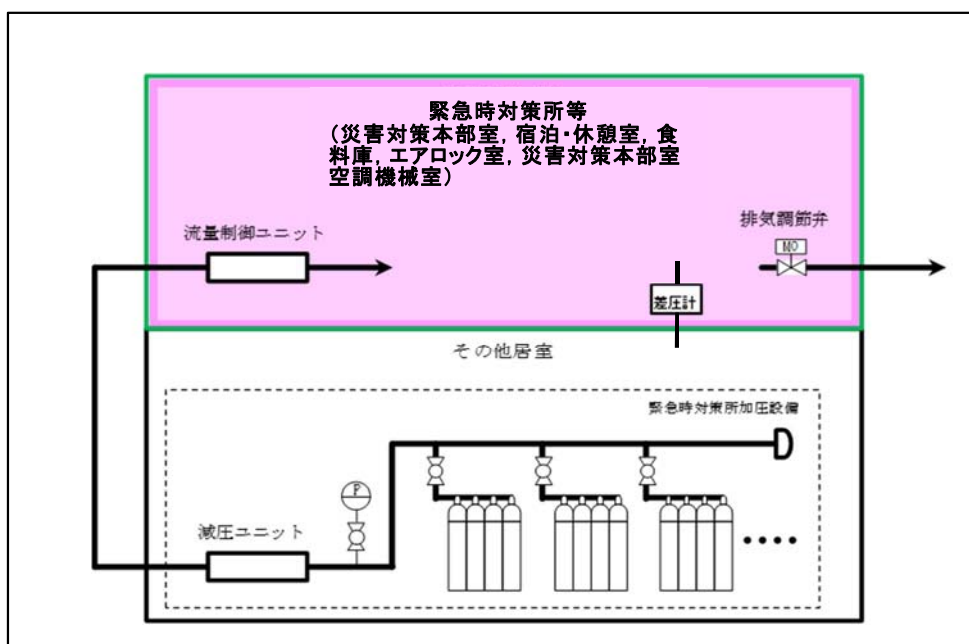
プルーム通過時の10時間及びプルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間は、加圧設備を運転し緊急時対策所等を正圧維持することで放射性物質の侵入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

空気ボンベ本数は、プルーム通過時、緊急時対策所に収容する対策要員最大100名が滞在するために必要な本数以上を設置する。

a. 系統構成

緊急時対策所建屋内に設置した空気ボンベから減圧ユニットを介し、流量制御ユニットで一定流量を緊急時対策所等へ供給する。緊急時対策所は排気側の排気調節弁によって正圧を維持するように自動調整される。加圧設備の概略系統図を第2.4-10図に示す。

なお、排気調節弁は手動操作も可能であり、緊急時対策所の圧力を手動で調整する場合は、排気調節弁を手動で操作し、緊急時対策所に設置する操作盤の差圧計を監視しながら、手動弁により正圧維持するように調整する。



第2.4-10図 加圧設備の概略系統図

b. 加圧設備運転時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視

非常用換気設備の運転モードから，緊急時対策所を隔離して加圧設備により正圧運転に変更した際，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を濃度計により監視し，正常範囲内にあることを確認する。

(7) 緊急時対策所の正圧維持

緊急時対策所へのインリークは，周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良いため，インリークを防止するために，緊急時対策所を周囲の周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所等の加圧は，以下に示すとおり約 12.4Pa が必要であるため，緊急時対策所等の加圧目標は余裕を考慮して周辺エリアより +20Pa 以上とする。

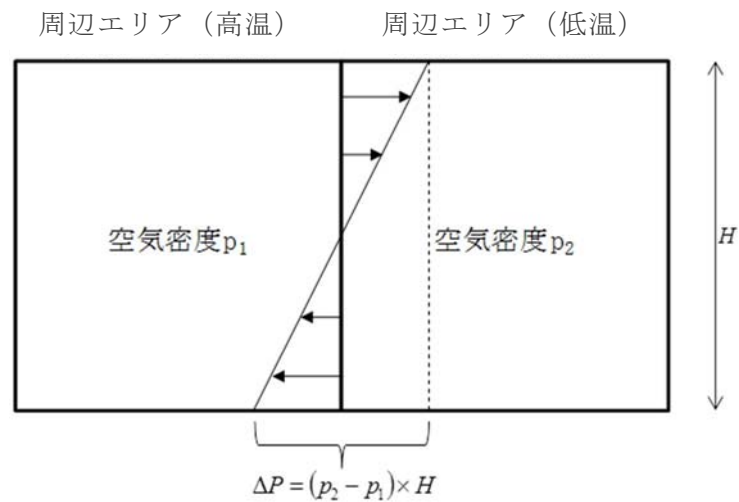
a. 温度差を考慮した加圧値

緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は，両区画に温度差があると第 2.4-11 図に示すように空気の密度差に起因し，高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し，低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計 ΔP は次の式で表される。

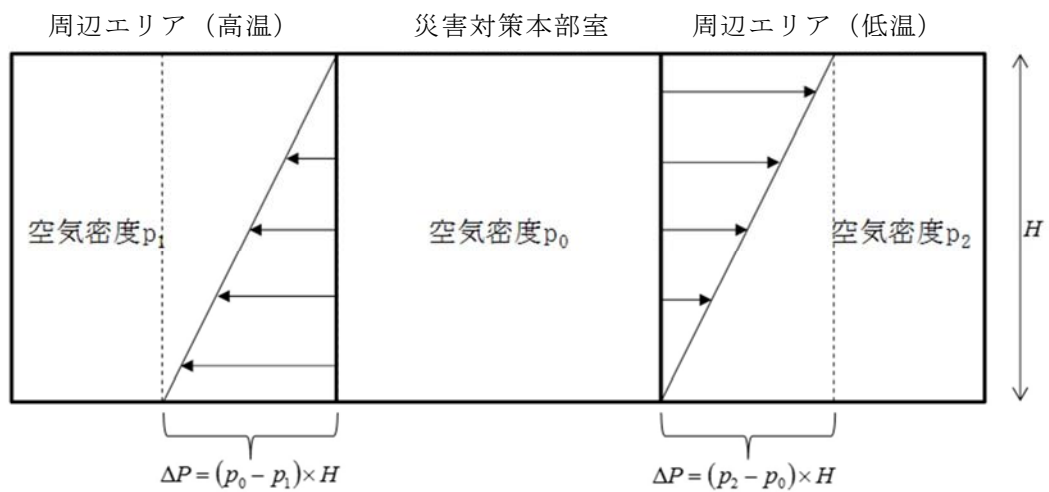
$$\Delta P = (p_1 - p_2) \times H$$

p : 空気密度， H : 緊急時対策所の階層高さ



第 2.4-11 図 温度差のある区画の圧力分布

したがって、緊急時対策所等を ΔP だけ加圧することによって、周辺エリアとの温度差が生じても第 2.4-12 図に示すように緊急時対策所等へのインリークを防ぐことができる。



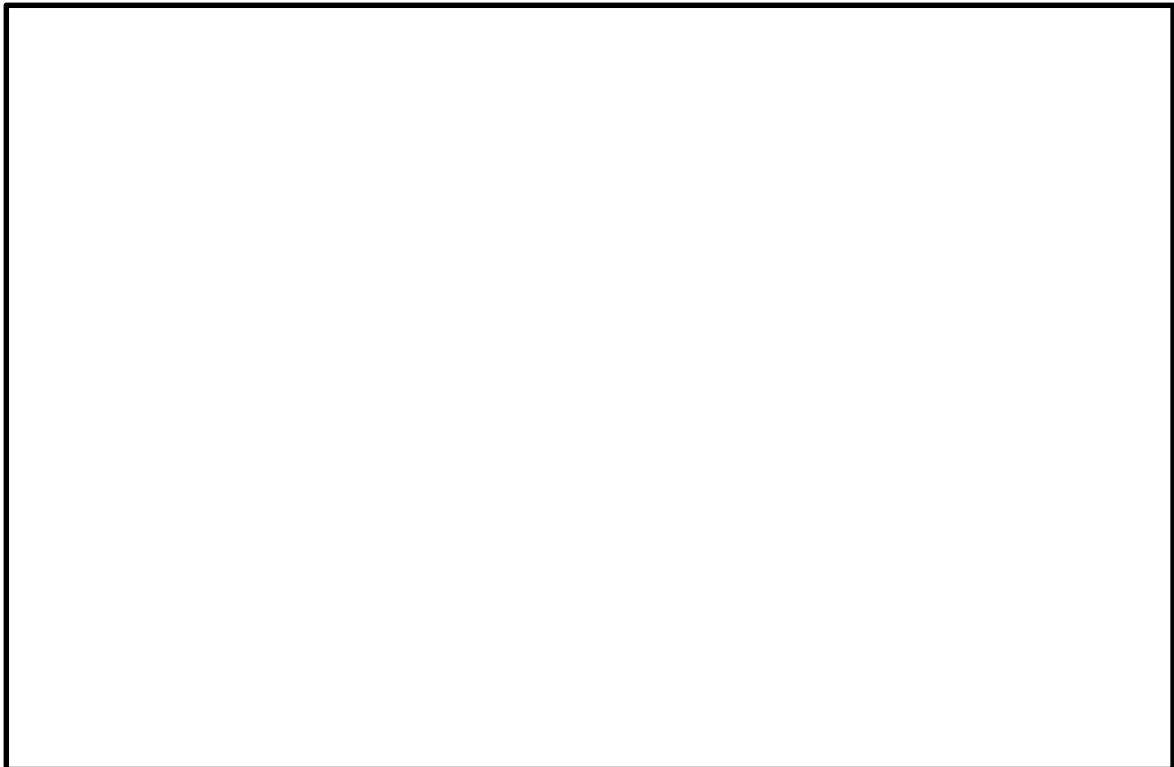
第 2.4-12 図 温度差のある区画の圧力分布

重大事故等発生時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度を外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）から最高 38.4℃，最低－12.7℃とする。緊急時対策所の天井高さは約 5.7m であるため，以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，正圧を維持できる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (38.4^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= \{ (1.3555) - (1.1332) \} \times (5.7) \\ &= 1.26711 (\text{kg} / \text{m}^3) \\ &= 12.426 (\text{Pa})\end{aligned}$$

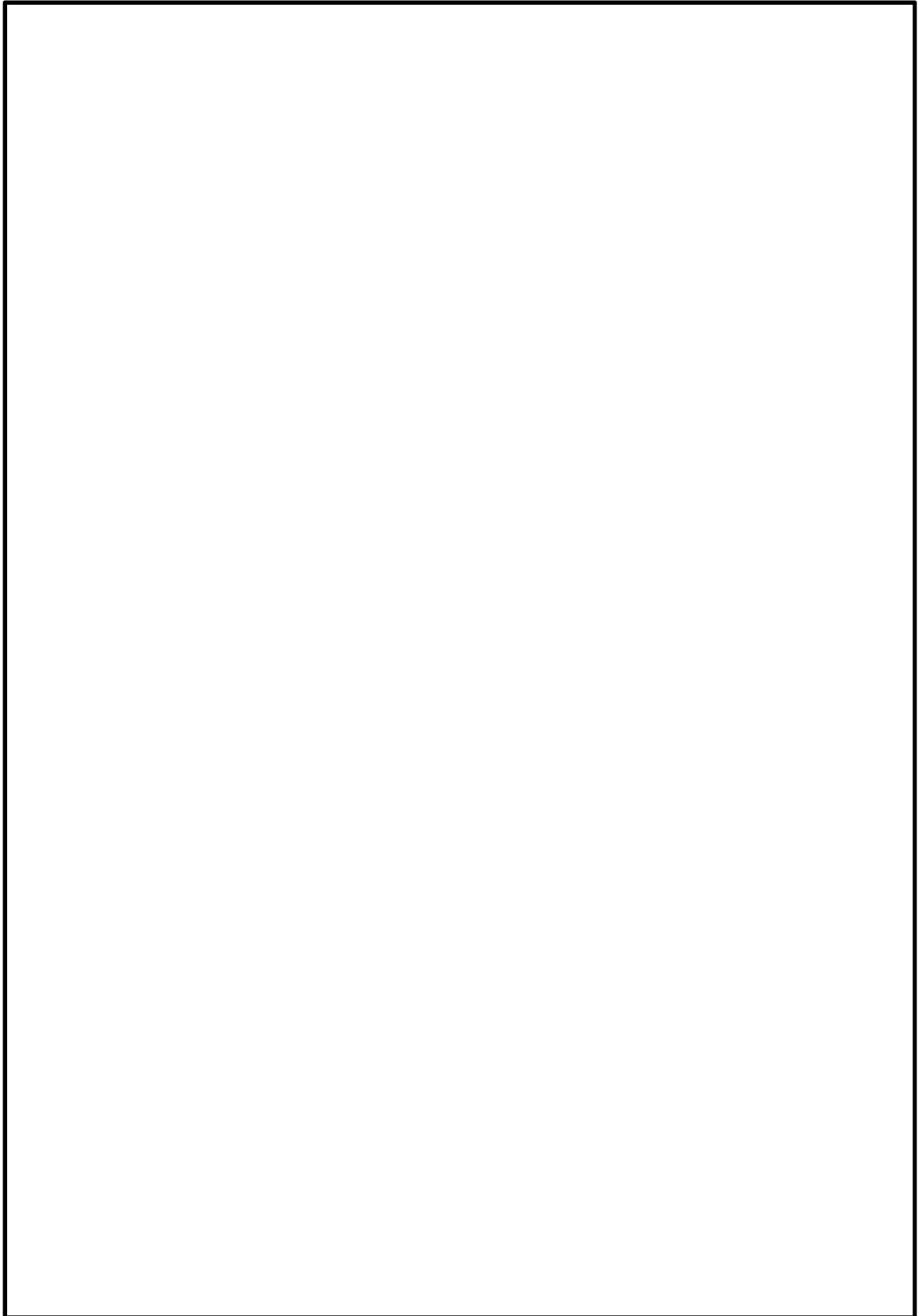
b. 緊急時対策所への空気供給量

(a) 非常時運転



第 2.4-13 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）

(b) プルーム通過時・通過後加圧運転



第 2.4-14 図 換気設備等の概要系統図（プルーム通過時・通過後加圧運転）

(8) 加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第 2.4-1 表に示す。加圧設備運転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす $160\text{m}^3/\text{h}$ に設定する。

第 2.4-1 表 加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量 (m^3/h)
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

a. 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所等はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって，緊急時対策所等のリークポテンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702にて定義されている。最も気密性の高い等級A-4のドアにおいては，圧力差30Pa（運用差圧）におけるドア面積当たりのリーク量は約 $6\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2$ であるため（以下図 1 参照），ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$Q_{\text{ドア}}$: ドアからのリーク量 [m^3/h]

S : ドアの面積合計 9.5m^2 (緊急時対策所)

JIS A4702 気密性

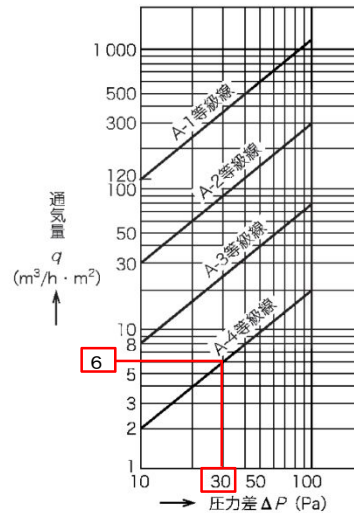


図1-気密等級線

(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 $0.5\text{回}/\text{day}$ を用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

V : 室容積 $2,994\text{m}^3$

したがって、緊急時対策所のリーク量は以下の式により $120\text{m}^3/\text{h}$ となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [\text{m}^3/\text{h}] + Q_{\text{貫通部}} [\text{m}^3/\text{h}] \\ &= S [\text{m}^2] \times 6 [\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2] + V [\text{m}^3] \times 0.5 [\text{回}/\text{day}] \div 24 [\text{day}/\text{h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

Q : 供給空気供給量 [m^3/h]

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19vol%以上（「鉱山保安法施行規則」に準拠），滞在人数は 100 名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\ &= 112 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

Ga : 酸素発生量 $-0.0218 \text{ m}^3 / \text{h}$ （一人当たり）

P : 人員 100人

K_0 : 供給空气中酸素濃度 20.95vol%

K : 許容最低酸素濃度 19.0vol%

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol%以下（10000ppm「鉱山保安法施行規則」に準拠），空气中的二酸化炭素量は0.03vol%，滞在人数100名の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100 \\ &= 227 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

また，加圧設備運転時間はブルーム放出時間の10時間に，ブルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間を考慮した2時間を加え，さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。14時間後の時点で二

酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は $160\text{m}^3/\text{h}$ となる。(14
時間後の CO_2 濃度は0.977%)

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times \frac{P \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)}{Q}$$
$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right)$$

K_t : t 時間後の CO_2 濃度 [%]

K_1 : 室内初期 CO_2 濃度 0.5%

K_0 : 供給空気の CO_2 濃度 0.03%

G_a : CO_2 発生量 $0.022\text{m}^3 / (\text{h} \cdot \text{人})$

P : 滞在人員 100人

Q : 空気供給量 [m^3/h]

V : 室容積 $2,994\text{m}^3$

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

1. 酸素濃度維持に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容酸素濃度に使用）

第十六条第一項

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

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

○成人の呼吸量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

作 業	呼吸数 (回／min)	呼吸数 (cm ³ ／回)	呼吸数 (L／min)
仰が（臥）	14	280	5
静座	16	500	8
歩行	24	970	24
歩行 (150m／min)	40	1,600	64
歩行 (300m／min)	45	2,290	100

○成人呼吸気の酸素量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

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

2. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容二酸化炭素濃度に使用）

第十六条第一項

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

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

○各種作業に対するエネルギー代謝率（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

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

○労働強度別二酸化炭素吐出し量（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

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

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

・表1 二酸化炭素の濃度と人体への影響

< 2 % : はっきりした影響は認められない

2 ～ 3 % : 5～10 分呼吸深度の増加，呼吸数の増加

3 ～ 4 % : 10～30 分頭痛，めまい，悪心，知覚低下

4 ～ 6 % : 5～10 分上記症状，過呼吸による不快感

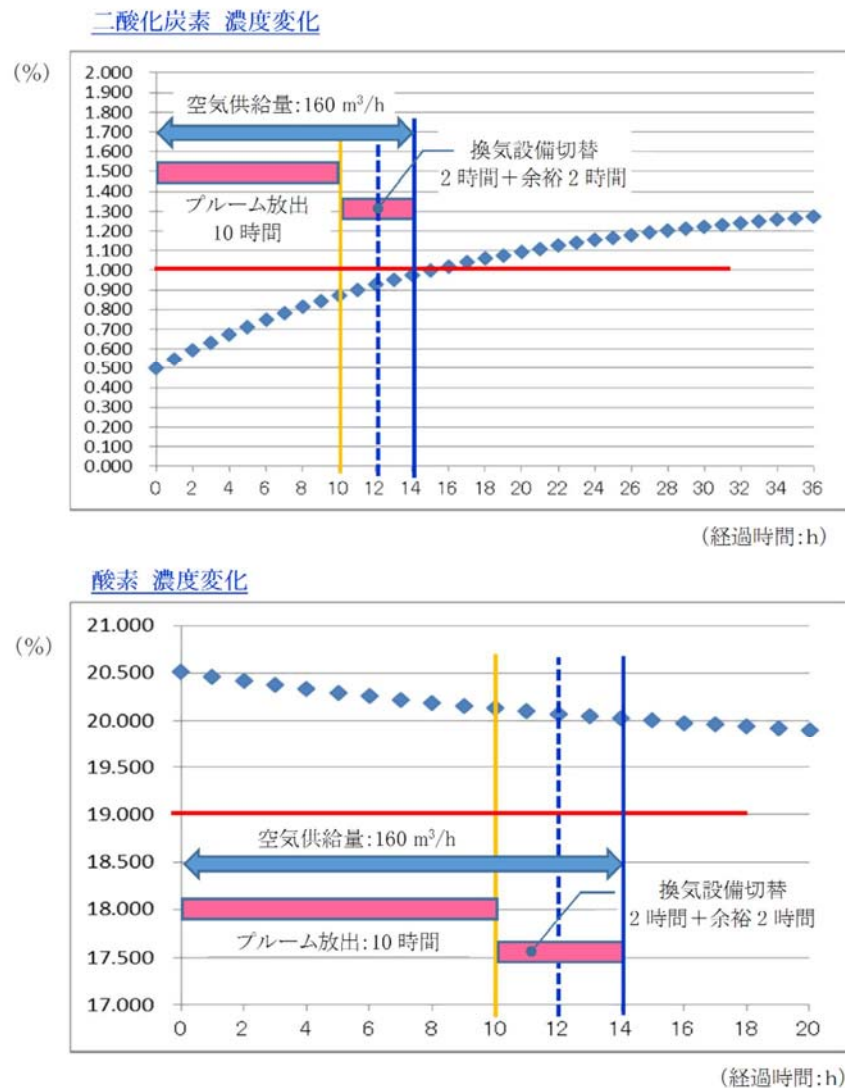
6 ～ 8 % : 10～60 分意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの不随意運動を伴うこともある

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

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

(9) 緊急時対策所の加圧運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

緊急時対策所の加圧運転中において、緊急時対策所への空気供給量(160m³/h)と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は第2.4-15図に示すとおり、14時間後の時点で酸素濃度及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。



第2.4-15図 緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化

【備考】

換気設備運転時の労働強度

…酸素消費量「歩行」，二酸化炭素吐出し量「中等作業」

加圧設備運転時の労働強度

…酸素消費量「静座」，二酸化炭素吐出し量「極軽作業」

(10) 空気ポンベの必要本数及び圧力監視

a. 空気ポンベの必要本数

- (a) 空気ポンベ必要本数の算定時間は、プルーム放出時間の10時間に、プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え、さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。
- (b) ポンベ使用可能量は、 7.15m^3 ／本とする。
- (c) 14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol%を超えない空気供給量は、 160m^3 ／hとする。以上から14時間を正圧維持等する場合に必要な本数は、下記計算のとおりであり、320本を確保する。

- ・ ポンベ標準初期充填圧力 : $19.6\text{ MPa(at } 35^\circ\text{C)}$
- ・ 設置環境条件におけるポンベ初期圧力 : $18.01\text{MPa(at } 10^\circ\text{C)}$
- ・ ポンベ内容積 : 47L
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力 : 3MPa
- ・ ポンベ供給可能空気量 : 7.15m^3 ／本(at 10°C)

$$\text{計算式： } \frac{160 \times 14}{7.15} = 313$$

b. 空気ポンベの圧力監視

日常点検にて、空気ポンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には、ポンベの交換を行う。

なお、圧力低下によるポンベの交換基準は、ポンベ運用本数から緊急時対策所を12時間加圧可能な残圧を算出し、適切な交換基準を定めるものとする。

(11) 換気設備等の操作に係る判断等

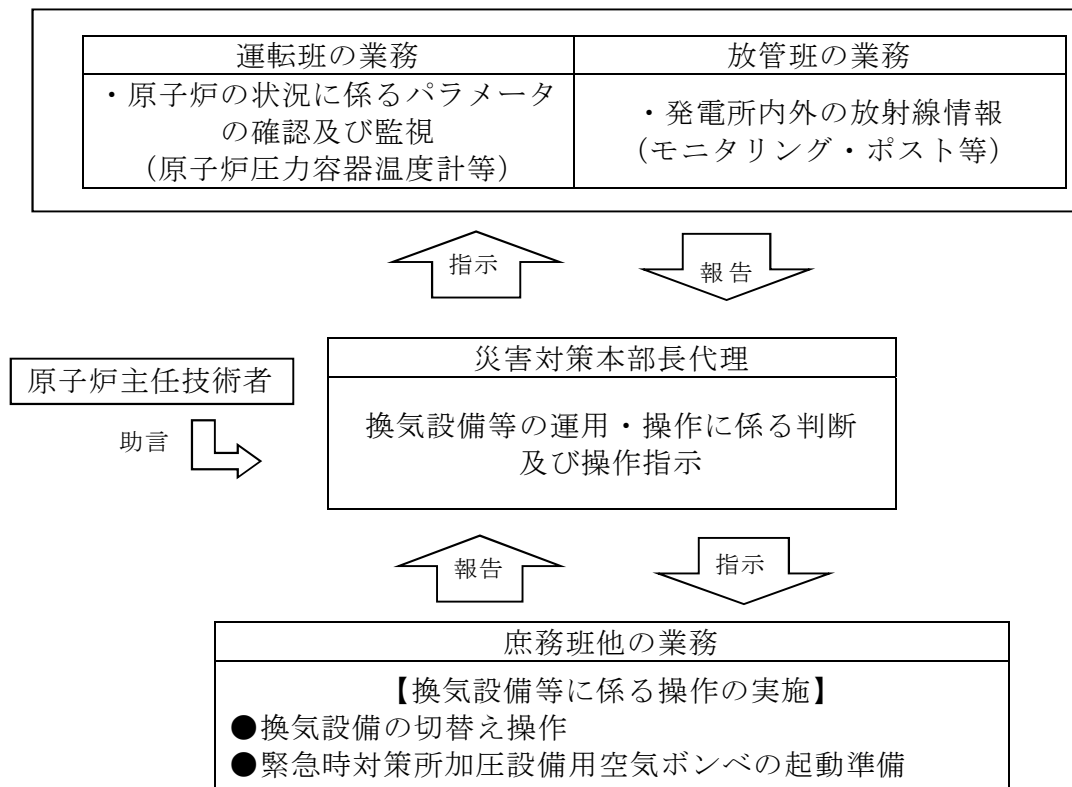
換気設備等の操作は、原子炉の状況、放射線の状況等を確認し、災害対策本部長の判断及び指示に従い実施する。

プルーム放出後は、緊急時対策所の換気設備の切替え、緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧等を行い、緊急時対策所への希ガスの侵入を防止し、要員の被ばくを低減する。

緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧及び非常用換気設備への運転変更に当たっては、主に緊急時対策所近傍に設置する「可搬型モニタリング・ポスト」、緊急時対策所に設置する「緊急時対策所エリアモニタ」等のパラメータを用い判断する。

以下に、操作の判断に係る体制、判断に用いるパラメータ、操作の判断基準及び状況フローと監視パラメータ等を示す。

① 換気設備等の操作判断に係る体制



② 判断に用いる各パラメータ

可搬型モニタリング・ポスト	緊急時対策所付近に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
原子炉圧力容器温度計等	炉心損傷に伴う格納容器温度の上昇等を確認し，原子炉の状況を把握することができる。
モニタリング・ポスト，可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所建屋付近に設置するものを除く）	周辺監視区域境界付近に設置したモニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストによる放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
気象観測設備（風向等）	プルームの通過を把握できないため参考扱いとするが，プルームの進行方向を推定することができる。

③ 換気設備等に係る操作等の判断基準

	操作等	状況	監視パラメータ等	判断基準	備 考
1	「通常運転モード」から「緊対建屋加圧モード」へ運転切り替え	・災害対策本部立ち上げ時	—	・原災法第10条事故発生	—
2	パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備用空気ポンベによる加圧に係る準備	・炉心が損傷し、放射性物質が大気に出される可能性がある場合	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室から炉心損傷判断の連絡 ・格納容器雰囲気放射線モニタ ・原子炉圧力容器温度計 	<ul style="list-style-type: none"> ・監視パラメータとは別に中央制御室から炉心損傷判断の連絡があった場合 ・格納容器雰囲気放射線モニタの線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合 	—
3	「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切り替え（緊急時対策所等は緊急時対策所加圧設備用空気ポンベによる加圧、緊急時対策所等以外の建屋内については外気少量取り込み）	・ブルーム放出・接近	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からベント実施の連絡 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器酸素濃度 ・可搬型モニタリング・ポスト ・緊急時対策所エリアモニタ 	<ul style="list-style-type: none"> ・監視パラメータとは別に中央制御室からベント実施の連絡があった場合 ・通常水位+6.4m^{※1} ・4.3%^{※2} ・指示値急上昇（20mSv/h以上） ・指示値急上昇（0.5mSv/h以上） 	<ul style="list-style-type: none"> ・監視パラメータのいずれかが判断基準に到達した場合に換気設備等に係る操作等を実施する。
4	「災害対策本部加圧モード」から「緊対建屋浄化モード」へ運転切り替え（緊急時対策所等以外の建屋内について外気取り込み量を増加させた運転）	<ul style="list-style-type: none"> ・ブルーム放出が収束 ・モニタリング・ポスト等の線量率が屋外作業可能なレベルまで低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリング・ポスト ・フィルタ装置出口放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> ・指示値低下後安定、指示値安定 ・指示値低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・監視パラメータ全てが判断基準となる傾向を示した場合に換気設備等に係る操作等を実施する。
5	「緊対建屋浄化モード」から「緊対建屋加圧モード」へ運転切り替え（緊急時対策所加圧設備用空気ポンベによる加圧運転を停止）、緊急時対策所を出て、屋外活動を再開する準備	・緊急時対策所建屋内の放射性物質を排出	—	・「緊対建屋浄化モード」に切り替えした1時間後	—

※1 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント（サブプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mにて実施）前に加圧設備への切り替え操作を行う（1.18.2(1)d. 緊急時対策所加圧設備への切替手順）

※2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器ベント実施基準(1.9.2.1(2)a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止)

④ 可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタの判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリング・ポスト	指示値急上昇 (20mSv/h)	<ul style="list-style-type: none"> ・「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切り替え及び空気ボンベ加圧による加圧を開始（2.4（5）参照）するための指標として設定する。 ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において想定するブルーム通過時の敷地内の線量率は、数 Sv/h 程度となることから、それよりも十分に低い値として 20mSv/h を設定する。 ・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の最大線量率約 10mSv/h よりも高い値とすることで、ベント実施時等のブルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できることから、誤判断を防止する。（参考参照） <p>なお、大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による緊急時対策所建屋付近の線量率が 20mSv/h 程度となった場合でも、緊急時対策所はコンクリート 100cm 以上の遮蔽壁で防護されており、その遮蔽効果により大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による線量率は 1/1000 以下となるため、緊急時対策所内の要員の被ばくに大きな影響は与えない。</p>
緊急時対策所エリアモニタ	指示値急上昇 (0.5mSv/h)	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリング・ポストによる検知や判断が遅れた場合等、空気ボンベによる加圧を開始するための指標として設定する。 ・対策要員の被ばく線量が 7 日間で 100mSv を満足する基準（100mSv/(7d×24h)）として設定する。 ・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の線量率は最大でも約 10mSv/h であり、ベント実施前の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、緊急時対策所外壁等の遮蔽で、緊急時対策所は十分低い線量となっているため、ブルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できる。

⑤ 状況フローと監視パラメータ及びその判断基準

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

状況フロー	監視パラメータ	SPDS		可搬型気象観測設備	可搬型モニタリング・ポスト		緊急時対策所 エリアモニタ
		原子炉の状況 (原子炉圧力容器温度計等)	モニタリング ポスト	気象情報 (風向・風速等)	加圧判断用	その他	
	炉心状況確認	状況把握	BG 把握	状況把握	BG 把握		BG 把握
	発電所構内放射線量率上昇	状況把握	指示値上昇	状況把握	指示値上昇	指示値上昇	指示値上昇
	↓ 其他要員 一時退避	—	避難ルートの検討・判断				—
	↓ プルーム放出	原子炉圧力容器温度 上昇	指示値上昇	監視強化	指示値上昇		指示値上昇
ベント 実施	ベント未実施 ↓ 可搬型モニタリング・ポスト 等にて検知	状況把握	指示値上昇	状況把握	指示値急上昇 (20mSv/h)	指示値上昇	指示値急上昇 (0.5mSv/h)
	↓ 換気設備の切り替え操作 緊急時対策所加圧設備用空気ポンプ による加圧	—	—	—	—	—	監視強化
	↓ プルーム放出が収束	放射線指示値低下	指示値低下	状況確認	指示値低下	指示値低下	指示値低下
	↓ 空気ポンプ加圧停止 ファン起動	—	—	—	—	—	監視強化

【参考】 ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率について

ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率の評価に当たっては、想定事象として線量評価上厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。放出量評価条件は、中央制御室の居住性評価と同様とする。また、大気拡散係数の評価点は緊急時対策所付近とし、相対濃度及び相対線量を第 2.4-2 表に示す。ベント実施前の緊急時対策所付近の線量率評価結果は、第 2.4-3 表に示すとおりであり、約 8.1mSv/h となり、ベント実施前の最大値としては 10mSv/h 程度になると考えられる。

第 2.4-2 表 緊急時対策所付近の相対濃度及び相対線量

相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
約 1.2×10^{-4}	約 8.4×10^{-19}

第 2.4-3 表 ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率

経 路	線量率 (mSv/h)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線	約 8.1×10^{-2}
プルーム中の放射性物質からのガンマ線	約 4.8×10^0
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線	約 3.2×10^0
合 計	約 8.1×10^0

2.5 必要な情報を把握できる設備について

重大事故時等に対処するために、緊急時対策所へデータを伝送する安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「SPDS」という。）を設置する設計とする。

緊急時対策所へデータを伝送するSPDSとして、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

データ伝送装置は原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置する設計とする。

SPDSデータ表示装置で把握できる主なパラメータを第2.5-1表に示す。

第2.5-1表に示すとおり、炉心反応度の状態、炉心の冷却の状態、原子炉格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。また、原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所において推定できるよう可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。また、今後の監視パラメータ追加等を考慮した設計とする。

なお、周辺の環境放射線状況を把握するため、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを伝送し、確認できる設計とする。

第 2.5-1 表 S P D S データ表示装置で確認できる主なパラメータ

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サブプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度

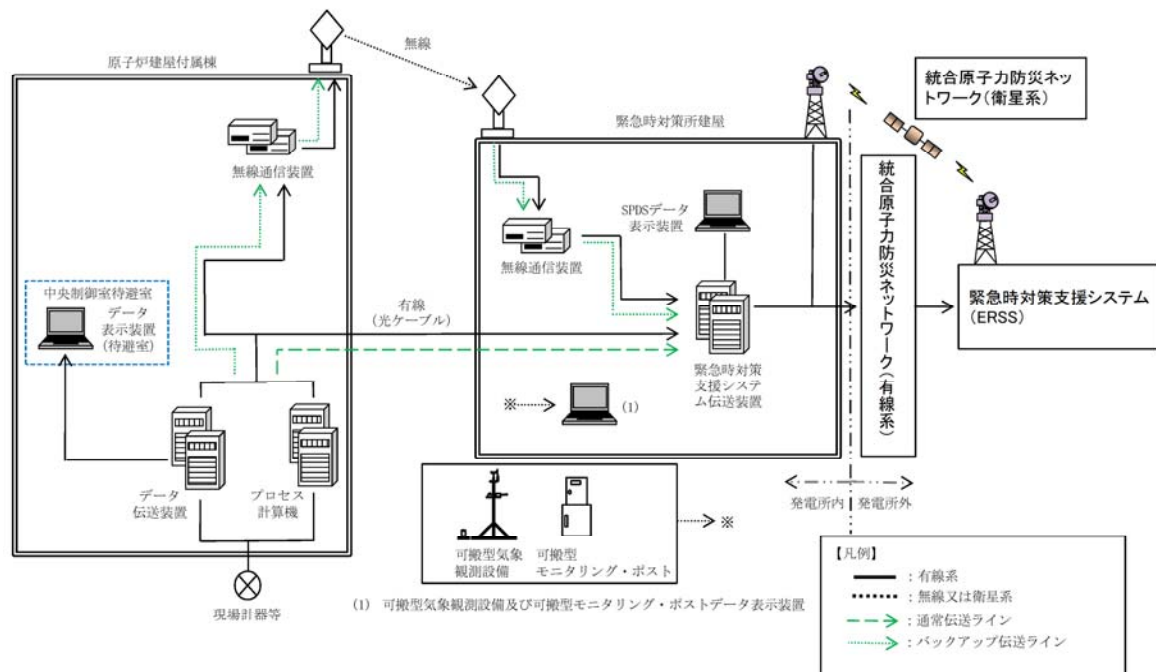
緊急時対策所の S P D S データ表示に係る機能に関しては，中央制御室に設置するデータ伝送装置を含め，基準地震動 S_s による地震力に対して機能を損なわない設計とする。

原子炉建屋付属棟と緊急時対策所の間のデータ伝送については，有線及び無線による伝送を行い，多様性を確保した設計とする。

また，周辺の環境放射線状況を把握するため，可搬型モニタリン

グ・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを緊急時対策所へ伝送し、緊急時対策所にて確認できる設計とする。

必要な情報を把握できる設備の概要を第 2.5-1 図に示す。



第 2.5-1 図 必要な情報を把握できる設備の概要

2.6 通信連絡設備について

発電所内の関係要員への指示を行うことができる通信連絡設備（発電所内用）を緊急時対策所に設置する設計とする。

また，発電所外の関係箇所との連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外用）を緊急時対策所に設置し，多様性を確保した設計とする。

通信連絡設備の概略を第 2.6－1 図に示す。



第 2.6－1 図 緊急時対策所 通信連絡設備の概略

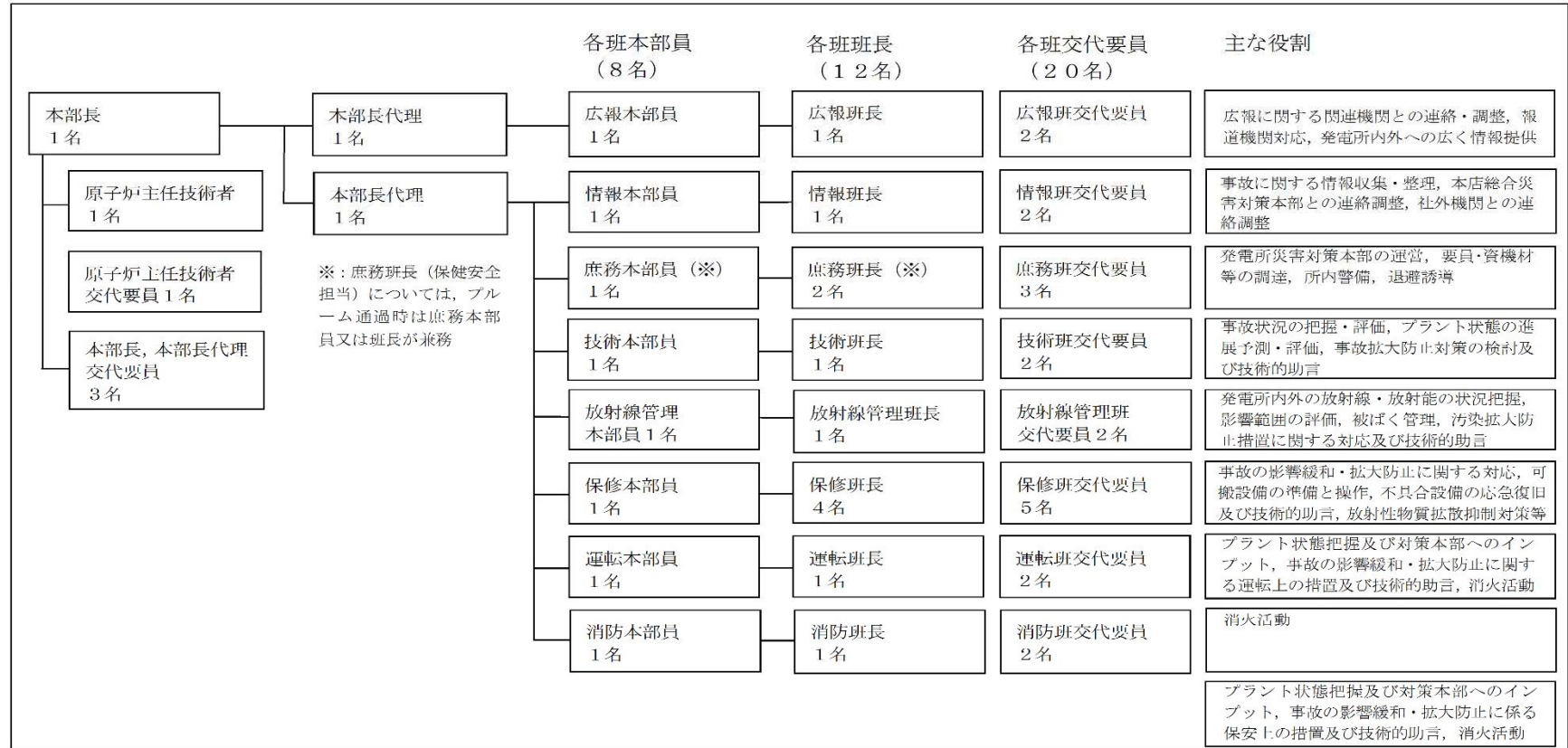
3. 運用

3.1 必要要員の構成，配置について

プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，休憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して，第 3.1－1 図，第 3.1－2 図及び第 3.1－1 表のとおり重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 18 名の合計 66 名と想定している。

なお，この要員数を目安として，発電所災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員：48名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：18名

・ 中央制御室にて対応を行う運転員等 運転員 4名	・ 現場にて対応を行う保守班要員 保守班要員 10名	・ 現場にて対応を行う放射線管理班要員 放射線管理班要員 4名
------------------------------	-------------------------------	------------------------------------

（注）人数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

第 3.1-1 図 緊急時対策所 必要要員の考え方

		事故発生，拡大	炉心露出，損傷，溶融	ブルーム通過	ブルーム通過後	
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動		▽ ブルーム通過直前	▽ ブルーム通過後	
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動		緊急時対策所 (4)	事故拡大防止， 格納容器破損防止活動	
		当直 (運転員) (7)		【中央制御室待避室】当直 (運転員) (3)	当直 (運転員) (7)	
		重大事故等対応要員 (運転班 班員) (3)		退避 (3)	重大事故等対応要員 (運転班 班員) (3)	
		情報班 班員 (1)		退避 (1)	情報班 班員 (1)	
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内がれき撤去，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)，放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応 【第二弁操作室】 重大事故等対応要員 (3)	構内がれき撤去， 格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)， 放射性物質拡散抑制活動	
		重大事故等対応要員 (保修班 班員 (29))		退避 (19)	緊急時対策所 (10) ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	重大事故等対応要員 (保修班 班員) (10)
		構内モニタリング，可搬型モニタ設置		モニタリング等		
	モニタリング 要員	重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員 (4))		緊急時対策所 (4)	重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員 (4))	
		緊急時対策所		【緊急時対策所】 本部要員 (24)，本部交替要員 (24)， 現場要員 (保修班 班員) (10)， 運転要員 (当直要員) (4)， モニタリング要員 (4) 《計 (66)》	本部要員 (48)	
	本部要員 (48)		必要時招集			
発電所外		交替・待機要員				

※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動に当たる自衛消防隊員 11 名 (東海第二専従) が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが，ブルーム通過後は発電所に常駐する。また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。

※要員数については，今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 3.1-2 図 緊急時対策所 事故発生からブルーム通過後までの要員の動き

第 3.1-1 表 重大事故発生時の各体制における緊急時対策所の収容人数

(夜間及び休日対応要員)

	体制	要員数 (最低必要人数)		緊急時 対策所		その 他 建屋	中央 制御 室	現場	合 計
①	事象発生	運転員 (当直)	7	—	0	—	7	—	39
		災害対策 本部要員	4	—		3	1	—	
		重大事故等 対応要員※	26	—		11	—	15	
		モニタリング 要員	2	—		2	—	—	
②	初動体制 (警戒体制)	運転員 (当直)	7	—	3～ 10	—	7	—	39
		災害対策 本部要員	4	3		—	1	—	
		重大事故等 対応要員※	26	0～10		—	1～3	15～ 23	
		モニタリング 要員	2	0～2		—	—	0～2	
③	要員招集 (非常招集 から 2 時間 後)	運転員 (当直)	7	—	47～ 78	—	7	—	103
		災害対策 本部要員	49	48		—	1	—	
		重大事故等 対応要員※	43	0～27		—	1～3	15～ 40	
		モニタリング 要員	4	0～4		—	—	0～4	
④	プルーム通 過直前及び 通過時	運転員 (当直)	7	4	66	—	3	—	72
		災害対策 本部要員	48	48		—	—	—	
		重大事故等 対応要員	13	10		—	—	3	
		モニタリング 要員	4	4		—	—	—	
⑤	プルーム 通過後	運転員 (当直)	7	—	47～ 64	—	7	—	72
		災害対策 本部要員	48	47		—	1	—	
		重大事故等 対応要員	13	0～12		—	1～3	0～10	
		モニタリング 要員	4	0～4		—	—	0～4	

(注) ※ 重大事故等対応要員には、初期消火要員(11名)を含む。
原子力オフサイトセンター派遣者(8名)を除く。
要員数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

3.2 事象発生後の要員の動きについて

(1) 災害対策本部の要員招集

平日の勤務時間帯に重大事故等が発生した場合，送受話器（ペー징ング），所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対して非常招集を行う。

また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合，一斉通報システムにて災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行う。

東海村周辺地域で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，各災害対策要員は，社内規程に基づき非常招集の連絡がなくても自主的に参集する。

発電所外からの災害対策要員の招集に関する概要は以下のとおりである。重大事故等が発生した場合，一斉通報システム，通信連絡手段等を活用した連絡により，緊急時対策所又は発電所外集合場所である第三滝坂寮へ参集する。なお，地震等により家族，自宅等が被災した場合や地方公共団体からの避難指示等が出された場合は，家族の身の安全を確保した上で参集する。

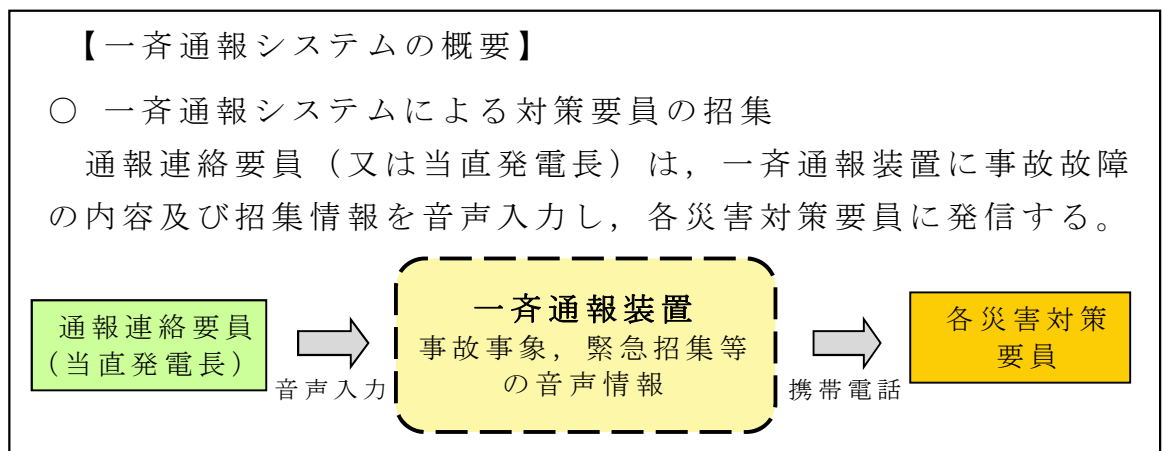
第三滝坂寮は，面積約 53,000m²の厚生施設敷地内に建てられた，延床面積 2,000m²，建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート製の構築物であり，東日本大震災でも大きな被害を受けておらず，十分な耐震性を有している。

招集する災害対策要員のうち，あらかじめ指名されている発電所参集要員である災害対策要員は，直接緊急時対策所へ参集する。あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は，発電所外の集合場所に参集し，災害対策本部の指示に従い対応する。

発電所外の集合場所に参集した要員は、災害対策本部と非常招集に係る以下①～⑤の確認，調整を行い，発電所に集団で移動する。

- ①発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ②参集した要員の確認（人数，体調等）
- ③重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具，マスク，線量計等）
- ④発電所への持参品（通信連絡設備，照明機器等）
- ⑤気象及び災害情報等

一斉通報システムの概要を第 3.2－1 図に，夜間及び休日における災害対策要員の招集について第 3.2－1 表に示す。



※ 発電所周辺地域（東海村）で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，各災害対策要員は，社内規程に基づき自主的に参集する。

第 3.2－1 図 一斉通報システムの概要

第 3.2-1 表 夜間及び休日における災害対策要員の招集

非常招集の連絡	非常招集のための準備	非常招集の実施
<p>○重大事故等が発生した場合、一斉通報システム等により招集の連絡を行う。</p> <p>[災害対策要員（初動） （発電所構内及び発電所近傍に常駐）] 《事象発生、招集連絡》</p> <p>当直発電長(連絡責任者) ↔ 通報連絡要員※¹</p> <p style="text-align: center;">↑↓ ※1中央制御室常駐1名</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・統括待機当番(本部長代理)：1名 ・現場統括当番(本部長代理又は本部員)：1名 ・情報班員(通報連絡要員)：1名 ・重大事故等対応要員：15名※² <p style="text-align: right;">※2 放射線管理要員を除く</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自衛消防隊員：11名※³ ・放射線管理要員：2名 <p style="text-align: right;">※3 火災時現場出動</p> </div> <p>-----</p> <p>[参集要員（自宅、寮等からの参集）] 《非常招集連絡》</p> <p style="text-align: center;">通報連絡要員又は当直発電長 (一斉通報システム)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">災害対策要員※⁴</p> <p style="text-align: center;">※4 発電所の緊急時対策所（災害対策本部）又は 発電所外集合場所(第三滝坂寮)に参集する。</p> <p>発電所周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合は、災害対策要員は自主的に参集する。</p>	<p>○参集する災害対策要員の指名と参集場所の指定</p> <p>①発電所参集要員（拘束当番）の災害対策要員：緊急時対策所（災害対策本部）</p> <p>②発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員：発電所外参集場所（第三滝坂寮）※⁵</p> <p style="text-align: center;">※5 災害対策本部と無線連絡設備等により連絡を取り合う</p> <p>○発電所外集合場所と災害対策本部間の通信設備の配備及び連絡担当（庶務班員）の指名 《発電所参集時の確認項目》</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所の状況（設備及び所員の被災等） ・参集した要員の確認（人数、体調等） ・防護具（汚染防護服、マスク、線量計等） ・持参品（通信連絡設備、照明機器等） ・気象、災害情報等 <p>○発電所参集ルートを選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ定めた参集ルートの中から、気象、災害情報等を踏まえ、最適なルートを選定する。 <p>○発電所参集手段の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・参集ルートの道路状況や気象状況を勘案し最適な手段（自動車、自転車、徒歩等）を選定する。 	<p>○非常招集の開始</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所構内及び発電所近傍に常駐する災害対策要員（初動）は、発電所の緊急時対策所（災害対策本部）に参集、又は災害対策本部の指示により現場対応を行う。 ・あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員（本部長、本部長代理、各本部要員、各班長及び各班の要員）は、直接発電所に向け参集を開始する。 ・あらかじめ指名された発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員は、発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集し、災害対策本部と参集に係る情報確認を行い、災害対策本部からの要員派遣の要請に従い、集団で発電所に移動する。 <p>○非常招集中の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所長（本部長）は、無線連絡設備、携帯電話等により、災害対策要員の参集状況等について適宜確認を行う。 <p>○緊急時対策所への参集</p> <ul style="list-style-type: none"> ・災害対策要員（本部長、本部長代理、各本部要員、各班長及びその他必要な要員）は、発電所の緊急時対策所（災害対策本部）に参集し、本部長の指揮の下に活動を開始する。

(2) 災害対策要員の所在と発電所外からの参集ルート

東海村の大半は東海第二発電所から半径 5km 圏内であり、発電所員の約 5 割が居住している。さらに、東海村周辺のひたちなか市、那珂市など東海第二発電所から半径 5～10km 圏内には、発電所員の約 2 割が居住しており、おおむね東海第二発電所から半径 10km 圏内に発電所員の約 7 割が居住している。

東海第二発電所とその周辺の図を第 3.2-2 図に、居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）を第 3.2-2 表に示す。



第 3.2-2 図 東海第二発電所とその周辺

第 3.2-2 表 居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）

居住地	東海村 （半径 5km 圏内）	東海村周辺地域 ひたちなか市など （半径 5～10km 圏 内）	その他の地域 （半径 10km 圏外）
居住者数	133 名 (52%)	58 名 (23%)	64 名 (25%)

発電所外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては、第 3.2-3 図に示すとおりである。

東海第二発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、発電所構外の拠点となる要員の集合場所（第三滝坂寮）から発電所までの参集ルートは、通行に支障となる地形的な要因の影響が少ない。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。このため、参集要員は通行可能な道路等を状況に応じて選択して参集できる。

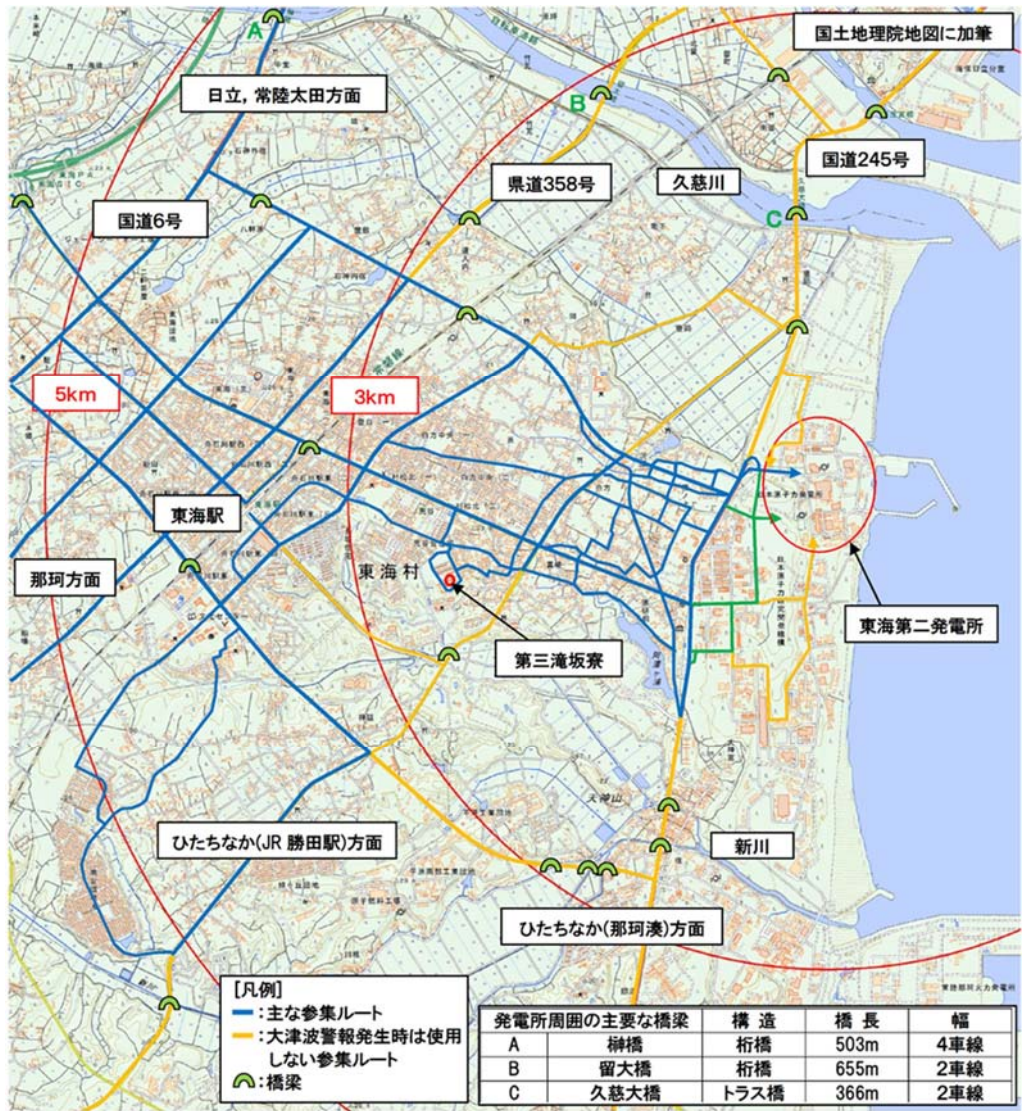
この他の参集に係る障害要因としては、地震による橋梁の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩壊については、参集ルート上の橋梁が崩壊等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成 23 年の東北地方太平洋沖地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

参集ルートが津波により浸水した場合には、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には、基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第 3.2-3 図に示す、ひたちなか市（那珂湊方面）及び日立市の比較的海に近いルート）は使用せず、これ以外の参集ルートを使用して参集する。

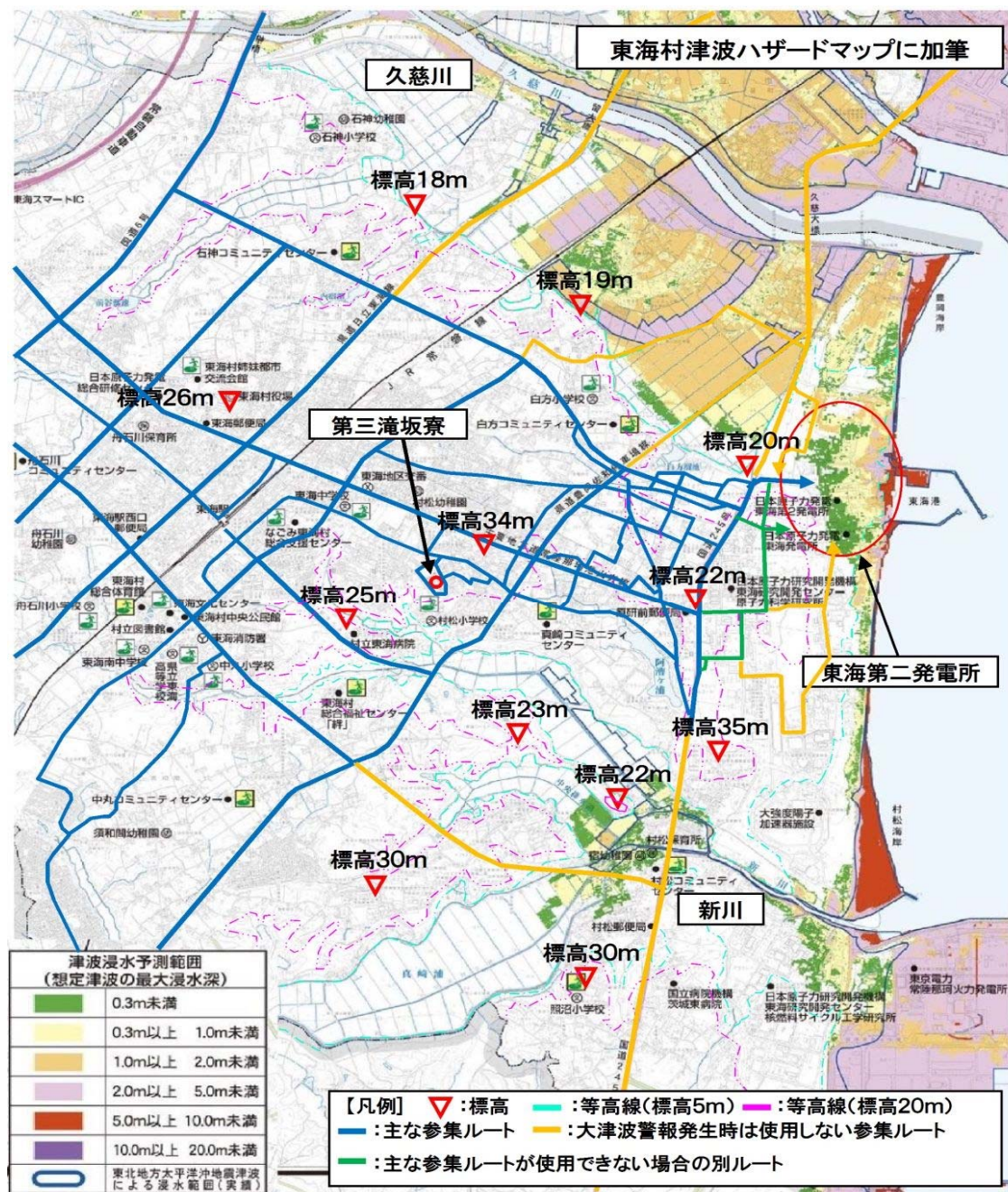
大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民

避難の交通渋滞が発生すると考えられるため、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。



第 3.2-3 図 主要な参集ルート

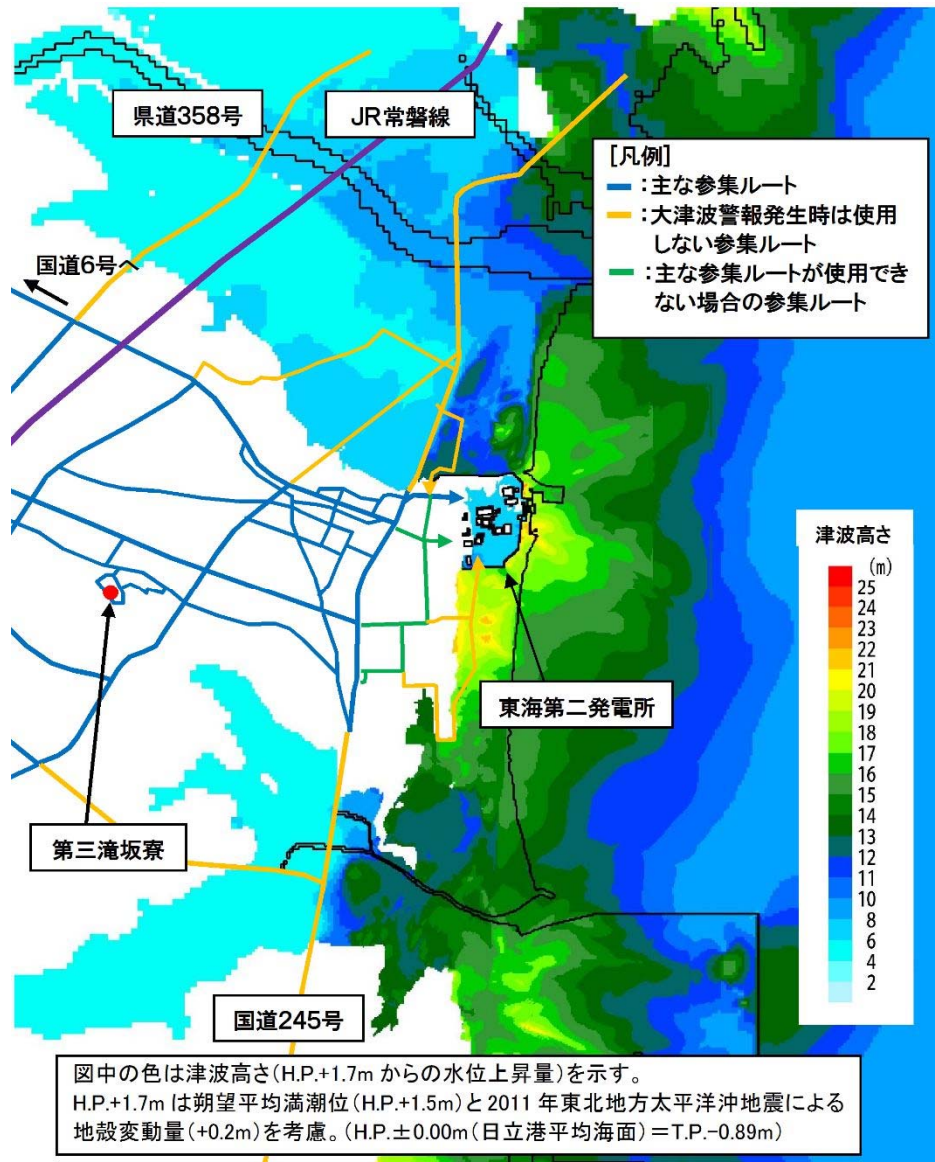
津波の浸水について、東海村津波ハザードマップ（第 3.2-4 図）によると、東海村中心部から東海第二発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が、大津波警報発令時は、津波による影響を想定し、海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



第 3.2-4 図 茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また、東海第二発電所では、津波 P R A（確率論的リスク評価）の結果を踏まえ、基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して影響を考慮する必要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果（第 3.2-5 図）から、発電所周辺に浸水を受ける範囲が認められるが、東海村中心部から東

海第二発電所の敷地までの参集ルートに津波の影響がない範囲も確認できることから、津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。



第 3.2-5 図 敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

(3) 災害対策要員の参集時間等について

参集する災害対策要員が、東海第二発電所の敷地に参集する（発電所構外の拠点となる集合場所を経由しない）までの所要時間と参集する災害対策要員数の関係を第 3.2-3 表に示す。

第 3.2-3 表 参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係（平成 28 年 7 月時点）

参集に係る所要時間 (発災 30 分後に自宅出発)	参集する災害対策要員数		
	徒 歩 (4.0km/h)	参 考	
		徒 歩 (4.8km/h)	自転車 (12km/h)
60 分以内	4 名	12 名	126 名
90 分以内	100 名	112 名	176 名
120 分以内	128 名	132 名	200 名

第 3.2-3 表により、あらかじめ拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員（72 名）は、事象発生後 120 分には参集すると考えられる。また、参集ルート状況により自転車で参集できる場合には、更に短時間での参集が可能となる。

(4) 緊急時対策所の立ち上げについて

緊急時対策所は、常用系2系統、非常用系1系統の電源から受電可能となっており、加えてこれらの電源が喪失した場合でも、緊急時対策所に設置された専用非常用発電機により、緊急時対策所全体に給電が可能な設計となっている。また、通信連絡設備も常設され、常時充電されているため、電源設備の立ち上げ等の作業は伴わない。参集後は、10分程度で緊急時対策所を立ち上げることができる。

(5) 発電所からの一時退避

緊急時対策所周辺に、大量のプルームが放出されるような事態においては、緊急時対策所に収容する要員以外は、以下の要領にて発電所から構外へ一時退避させる。

なお、プルーム通過の判断については、可搬型モニタリング・ポスト等の指示値により行う。発電所災害対策本部長は、プルームの影響により可搬型モニタリング・ポスト等の線量率が上昇した後に線量率が下降に転じ、更に線量率が安定的な状態になった場合に、プルームが通過したと判断する。

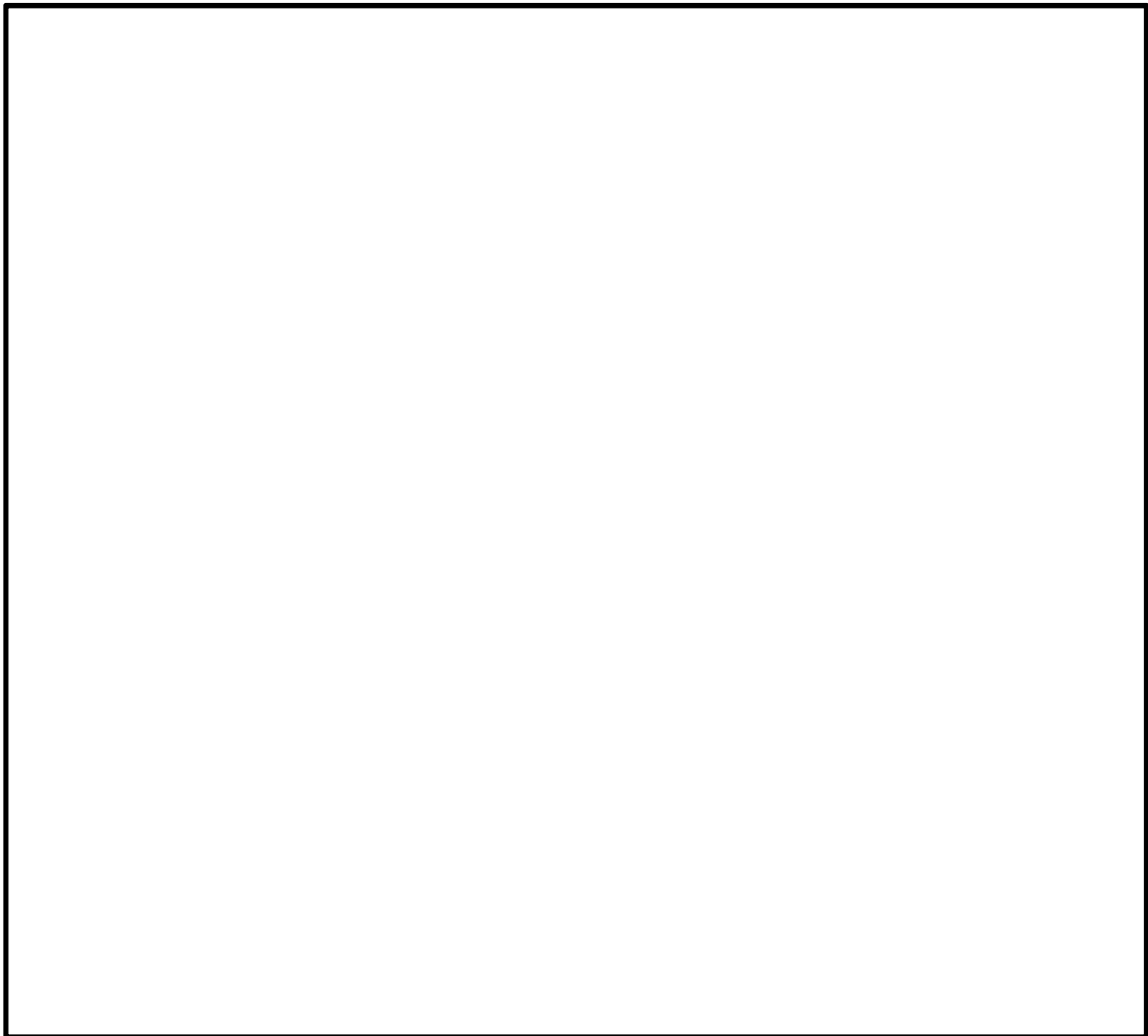
- a. 発電所災害対策本部長は、要員の退避に係る判断を行う。また、必要に応じて、原子炉主任技術者の助言等を受ける。
- b. 発電所災害対策本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にし、指示する。
- c. 発電所から一時退避する要員は、退避に係る体制を確立するとともに、通信連絡手段、移動手段を確保する。
- d. 発電所災害対策本部の指示に従い、放射性物質による影響の少ない場所に退避する。

3.3 汚染持ち込み防止について

緊急時対策所には，プルーム通過後など緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止することを目的として，防護具の脱衣，身体サーベイ及び除染を行うための区画として，チェンジングエリアを設ける。

屋外にて作業を行った現場作業員等が緊急時対策所に入室する際に利用する。

チェンジングエリアの設置場所及び概略図を第 3.3-1 図に示す。



第 3.3-1 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び概略図

3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について

緊急時対策所建屋には、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするため、資機材等を配備する。

配備する資機材等を第3.4-1表に、保管スペースを第3.4-1図に示す。

第3.4-1表 配備する資機材等

(注)今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

区 分	品 名	数 量	単 位	備 考
放射線 管理用 資機材	タイベック	1,166	着	111名×7日×1.5倍＝ 1165.5着→1,166着
	アノラック	462	着	44名 ^{※1} ×7日×1.5倍
	全面マスク	333	個	111名×2日 ^{※2} ×1.5倍
	チャコールフィルタ	2,332	個	111名×7日×2倍 ^{※3} ×1.5 倍＝2,331個→2,332個
	個人線量計	333	台	111名×2台×1.5
	GM汚染サーベイメータ	5	台	2台+3台(予備)
	電離箱サーベイメータ	5	台	4台+1台(予備)
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	1台+1台(予備)
	可搬型モニタリング・ポスト ^{※4}	2	台	1台+1台(予備)
	ダストサンプラ	2	台	1台+1台(予備)
資料	発電所周辺地図	1	式	
	発電所周辺人口関連データ	1	式	
	主要系統模式図	1	式	
	系統図及びプラント配置図	1	式	
計器	酸素濃度計	2	台	予備含む
	二酸化炭素濃度計	2	台	予備含む
食料等	食料	2,331	食	111名×3食×7日
	飲料水(1.5ℓ/本)	1,554	本	111名×2本×7日

※1 現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数

※2 3日目以降は除染で対応する。

※3 2個を1セットで使用する。

※4 「監視測定設備」と兼用




第 3.4－1 図 配備する主な資機材等の保管場所

緊急時対策所には，緊急時対策所エリアモニタ（可搬型）を配備し，重大事故等発生時に緊急時対策所室内に設置し，緊急時対策所の線量率を監視，測定する。また，当該緊急時対策所エリアモニタは，プルーム放出後の緊急時対策所への到達及び通過の時期を把握して，換気設備の運転変更や加圧設備への切り替えの判断に使用する。

緊急時対策所エリアモニタの仕様を第 3.4－2 表に示す。



第 3.4－2 表 緊急時対策所エリアモニタの仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	配備場所	台数
緊急時対策所 エリアモニタ 	半導体式検出器	B. G～ 999.9mSv/h	緊急時対策所	1 (予備 1)

緊急時対策所には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備し，対策要員の活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を第 3.4－3 表に示す。

第 3.4－3 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1（予備 1）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1（予備 1）

緊急時対策所エリアモニタ及び酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の配置を第 3.4－2 図に示す。



※設置場所については今後の訓練等により変更となる可能性あり

第 3.4－2 図 エリアモニタ及び酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の配置場所

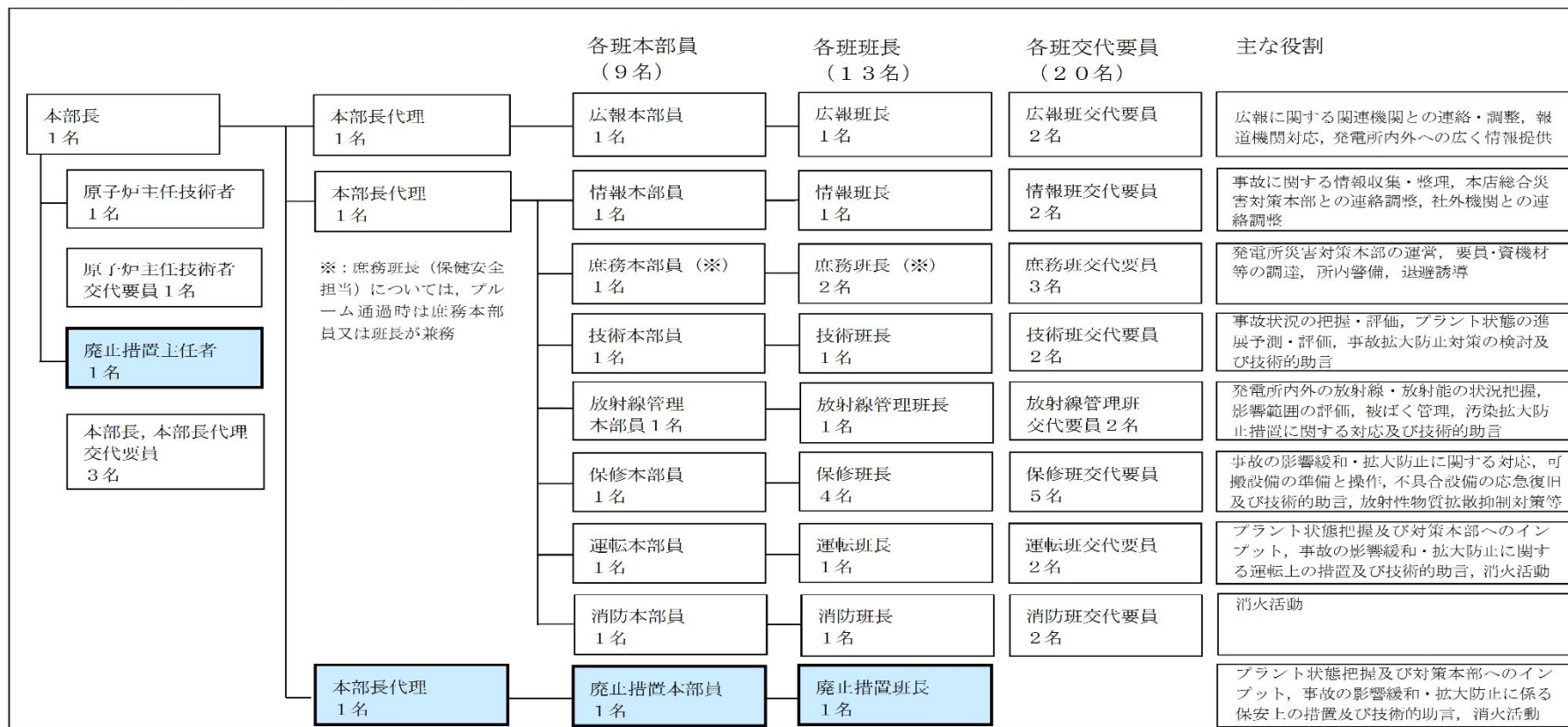
3.5 廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

緊急時対策所は、東海第二発電所の重大事故発生時に廃止措置中の東海発電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があり、総合的な管理を行うことによって安全性の向上が図れることから、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用することとし、共用した場合においても廃止措置中の東海発電所の災害対策要員を収容できるスペースを確保する。また、ブルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、東海第二発電所重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員、合計 66 名に加え、廃止措置中の東海発電所の災害対策要員として 4 名の合計 70 名を想定している。

なお、廃止措置中の東海発電所の事故対応に必要な資機材等は、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を除き、廃止措置中の東海発電所専用に確保するとともに、これらの設備については、廃止措置中の東海発電所において同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで東海第二発電所へ影響を及ぼすことはない。

凡例： 緊急時対策所にとどまる東海発電所専従要員

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員：52名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：18名

・ 中央制御室にて対応を行う運転員等

運転員 4名

・ 現場にて対応を行う保修班要員

保修班要員 10名

・ 現場にて対応を行う放射線管理班要員

放射線管理班要員 4名

(注) 人数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

第 3.5-1 図 緊急時対策所 必要要員の考え方（廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合）

		事故発生、拡大	炉心露出、損傷、溶融	ブルーム通過	ブルーム通過後
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動		▽ ブルーム通過直前	▽ ブルーム通過後
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動			事故拡大防止、 格納容器破損防止活動
		当直(運転員) (7)		緊急時対策所(4) 【中央制御室待避室】当直(運転員) (3)	当直(運転員) (7)
		重大事故等対応要員 (運転班 班員) (3)		退避 (3)	重大事故等対応要員 (運転班 班員) (3)
		情報班 班員 (1)		退避 (1)	情報班 班員 (1)
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内がれき撤去、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応 【二次隔離弁操作室】 重大事故等対応要員 (3)	構内がれき撤去、 格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 (保修班 班員 (29))		退避 (19) 緊急時対策所 (10) ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	重大事故等対応要員 (保修班 班員) (10)
	モニタリング 要員	構内モニタリング、可搬型モニタ設置			モニタリング等
		重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員 (4))		緊急時対策所 (4)	重大事故等対応要員 (放射線管理班員 (4))
東海 現場	災害対策要員	災害対策要員 (廃止措置班 班員(2)、放射線管理班 班員(4)、保修班 班員(4))		退避(10)	
緊急時対策所				退避(14)	東海発電所災害対策本部要員(4)
		東海発電所災害対策本部要員(37)			【緊急時対策所】 東二本部要員(24)、 東二本部交替要員(24) 現場要員(保修班 班員) (10)、 運転要員(当直要員) (4)、 モニタリング要員(4)
		東海第二災害対策本部要員(48)		《計 85》 東海第二災害 対策本部要員 (48) 《計 52》	東海第二災害対策 本部要員(48) 《計 70》 《計 52》
発電所外					必要時招集
		交替・待機要員			

※上記の災害対策要員の他に、初期消火活動に当たる自衛消防隊員 22 名(東海第二専従及び東海発電所専従)が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが、ブルーム通過後は発電所に常駐する。また、オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。
※要員数については、今後の訓練及び東海発電所の廃止措置工事の進捗等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 3.5-2 図 緊急時対策所 事故発生からブルーム通過後までの要員の動き

(廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合)

4. 耐震設計方針について

緊急時対策所に必要な機能として、第4-1表に示す設備がある。

これら必要な機能に対して、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する、又は適切に固縛、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を損なわない設計とする。

第4-1表 緊急時対策所に必要な機能及び主な設備

必要な機能	主な設備
代替電源設備	緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 緊急時対策所用M/C電圧計
非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機 緊急時対策所非常用フィルタ装置 緊急時対策所用差圧計 緊急時対策所給気・排気隔離弁、給気・排気配管
加圧設備	空気ボンベラック、配管、弁
通信連絡設備	発電所内用 無線連絡設備、携行型有線通話装置 発電所内外用 衛星電話設備 発電所外用 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)
重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備	S P D S
居住性の確保、放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 緊急時対策所エリアモニタ

(1) 緊急時対策所に設置する代替電源設備について

代替電源設備について以下のとおり耐震評価を行い，機能が喪失しないことを確認する。

第 4－2 表 代替電源設備に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
代替電源設備	緊急時対策所用発電機	耐震計算
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	耐震計算
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	耐震計算
	緊急時対策所用M／C電圧計	耐震計算
	燃料移送配管・弁，電路	耐震計算

(2) 緊急時対策所に設置する換気設備等について

換気設備等について以下のとおり耐震評価を行い，機能が喪失しないことを確認する。

第 4－3 表 換気設備等に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機	耐震計算
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	耐震計算
	緊急時対策所用差圧計	耐震計算
	緊急時対策所給気・排気隔離弁，給気・排気配管	耐震計算
加圧設備	空気ボンベラック	耐震計算
	配管，弁	耐震計算

(3) 緊急時対策所に設置する通信連絡設備等について

① 通信連絡設備について

重大事故等発生時に使用する通信連絡設備については、基準地震動

S_s の地震力に対して機能を維持するように、以下の措置を講じる。

第 4-4 表 通信連絡設備に係る耐震性評価

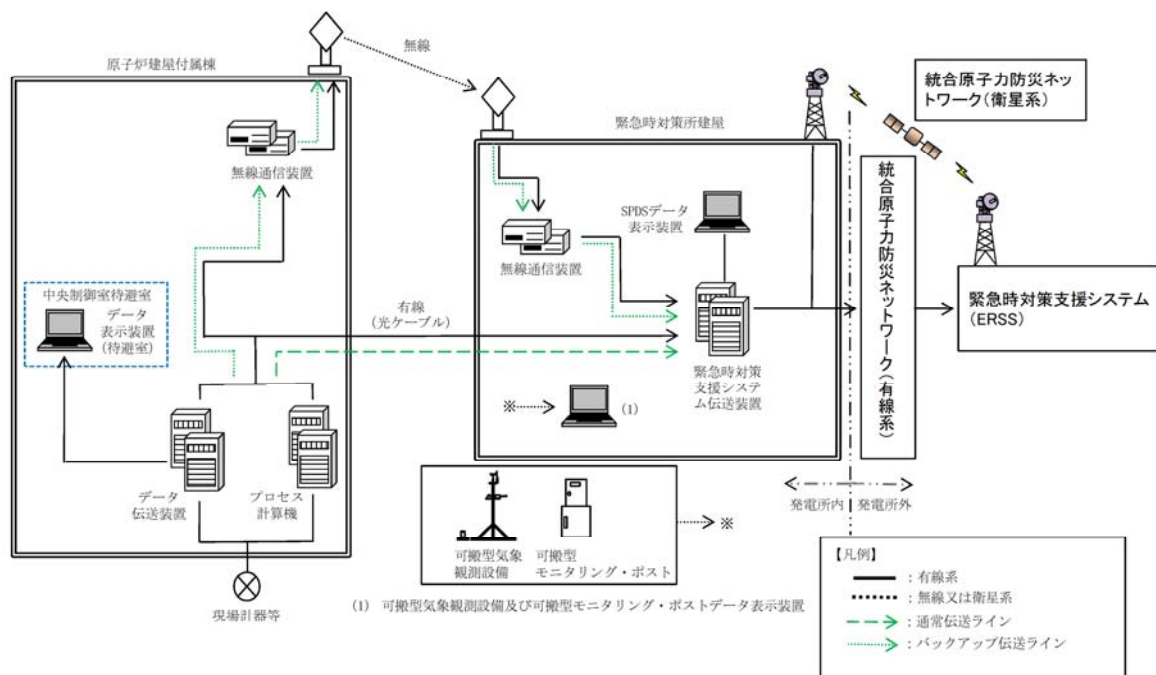
通信種別	主要設備		耐震措置
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・衛星電話設備（固定型）の衛星電話設備（屋外アンテナ）及び衛星制御装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・衛星制御装置から衛星電話設備（屋外アンテナ）までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
		衛星電話設備（携帯型）	<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
発電所内	無線連絡設備	無線連絡設備（携帯型）	<ul style="list-style-type: none"> ・無線連絡設備（携帯型）は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	<ul style="list-style-type: none"> ・携行型有線通話装置は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	<ul style="list-style-type: none"> ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）の衛星無線通信装置及び通信機器は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・通信機器から衛星無線通信装置までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
		IP 電話	
		IP-FAX	

② S P D S について

緊急時対策所の S P D S データ表示に係る機能に関しては、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を維持するように、以下の措置を講じる。

第 4-5 表 S P D S に係る耐震性評価

通信種別	主要設備	耐震設計
原子炉 建屋 附属棟	データ伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> データ伝送装置は、耐震性を有する原子炉建屋内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	無線通信装置及び無線通信用アンテナ	<ul style="list-style-type: none"> 無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 データ伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
建屋間	建屋間伝送ルート	<ul style="list-style-type: none"> 建屋間伝送ルートは有線系及び無線系回線を確保する設計とする。 無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋及び緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
緊急時 対策所	無線通信装置及び無線通信用アンテナ	<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 緊急時対策支援システム伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
	緊急時対策支援システム伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	S P D S データ表示装置	<ul style="list-style-type: none"> S P D S データ表示装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。



第 4-1 図 SPDS の概要

(4) 居住性の確保，放射線量を測定する設備について

緊急時対策所遮蔽，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エアモニタについては，基準地震動 S_s の地震力に対して機能を維持するように，以下の措置を講じる。

第 4-6 表 居住性の確保，放射線量の測定する設備に係る耐震性評価

設備	機器	耐震措置
居住性の確保，放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有する緊急時対策所に設置し，転倒防止の措置を実施する。 加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し，機能が喪失しないことを確認する。
	酸素濃度計	
	二酸化炭素濃度計	
	緊急時対策所エアモニタ	

5. 添付資料

5.1 チェンジングエリアについて

5.1.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項

（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき，緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお，チェンジングエリアは東海発電所及び東海第二発電所共用とする。

（「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

5.1.2 チェンジングエリアの概要

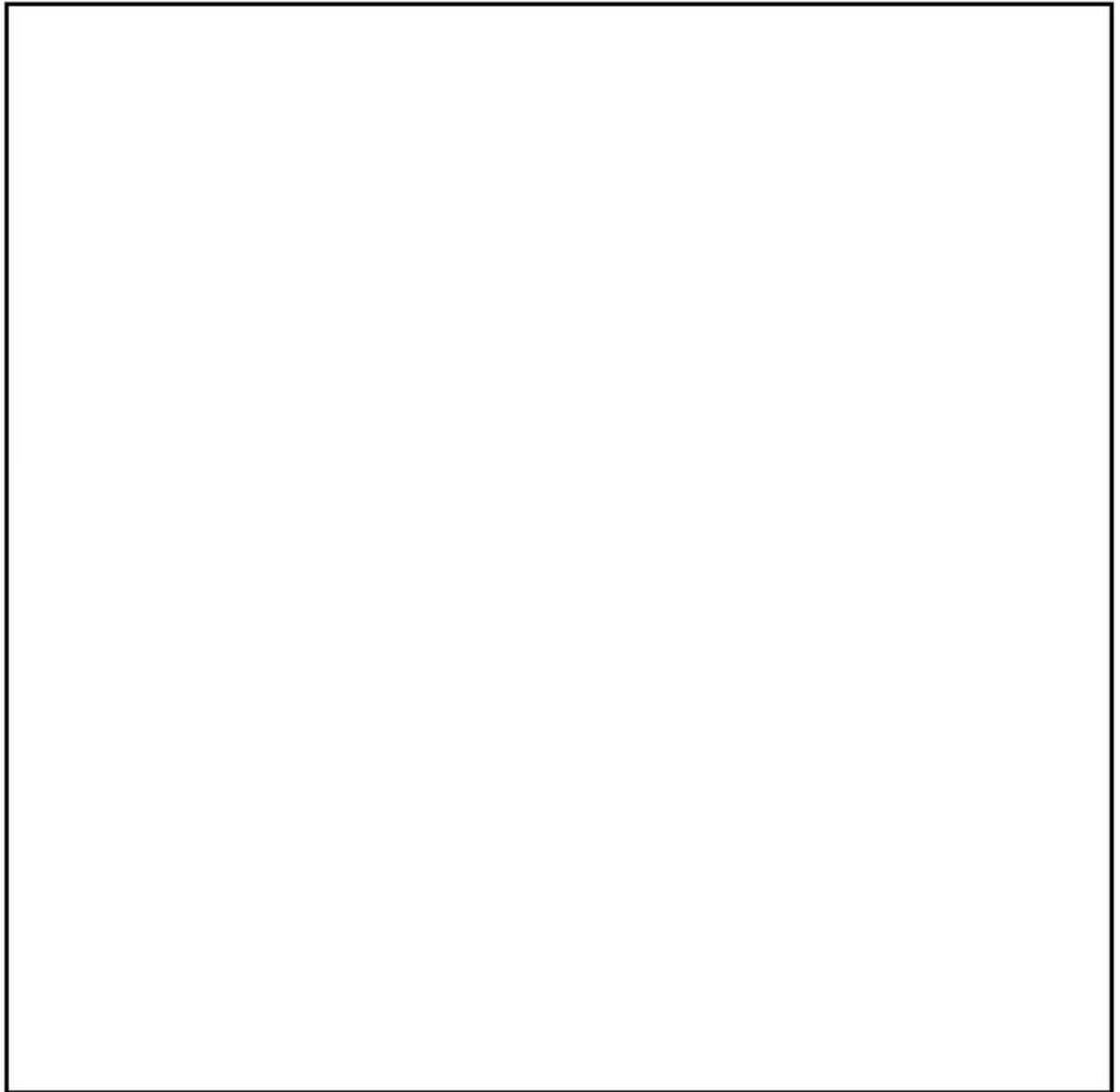
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第 5.1-1 表のとおり。

第 5.1-1 表 チェンジングエリアの概要

設 営 場 所	緊急時対策所建屋 1 階入口	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
形 式 設 営	シート区画化 (緊急時対策所建屋)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手 順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法 第 10 条特定事象が発生し、 災害対策本部長の指示があ った場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、設営を行う。
実 施 者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

5.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策所建屋入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第 5.1-1 図のとおり。



第 5.1-1 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の
アクセスルート

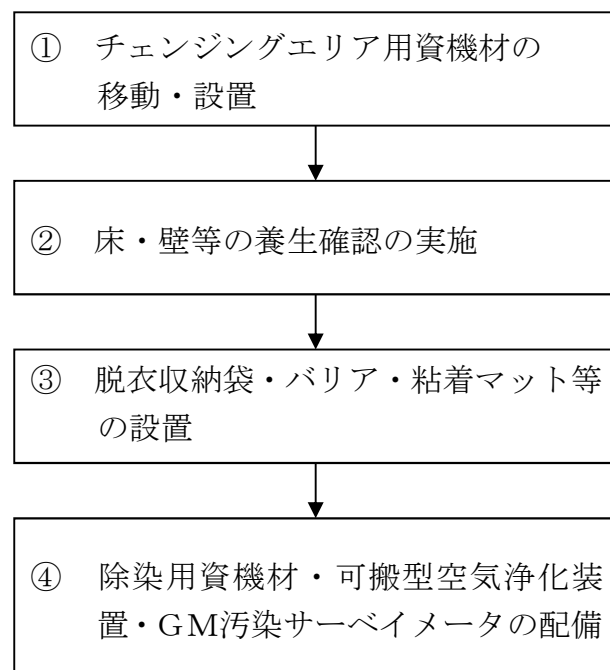
5.1.4 チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

（1）考え方

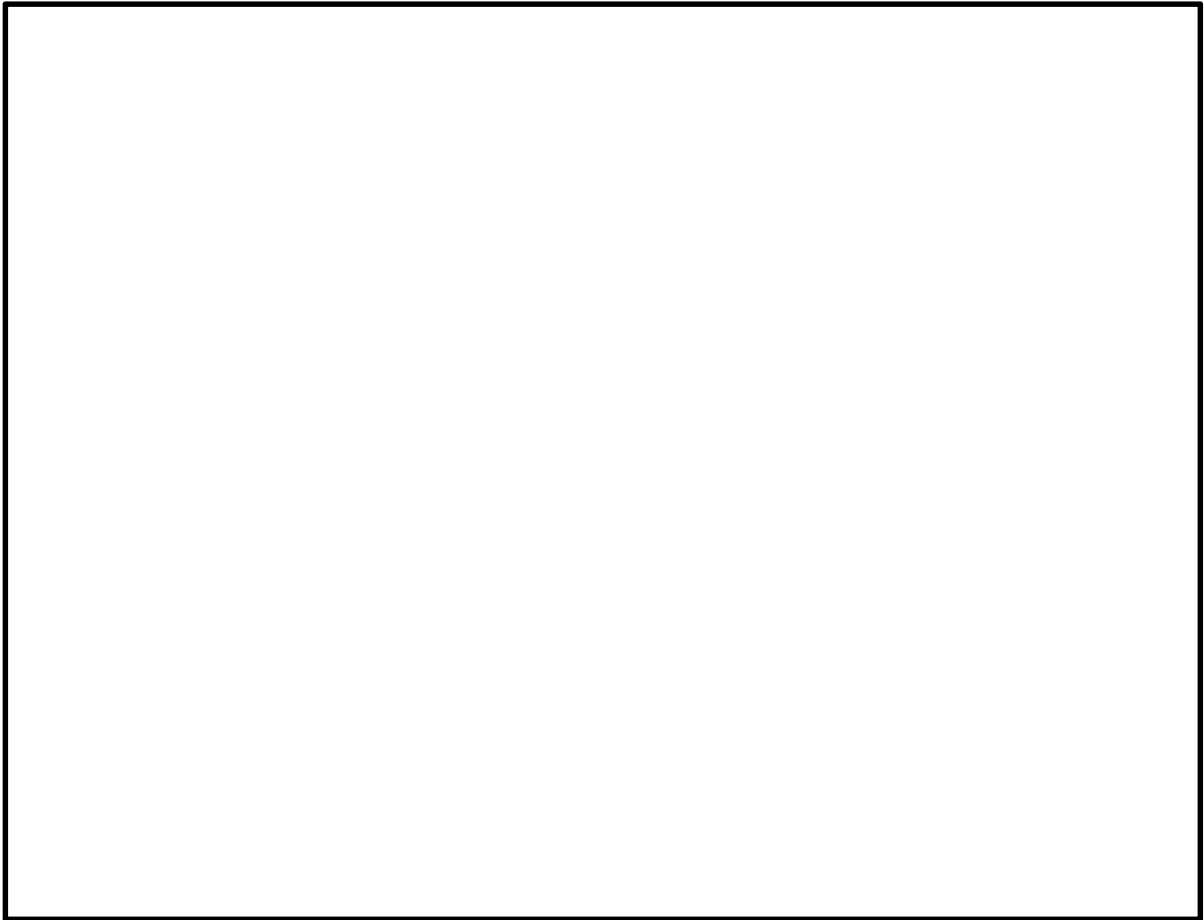
緊急時対策所への放射性物質の持込みを防止するため，第 5.1-2 図の
設営フローに従い，第 5.1-3 図のとおりチェンジングエリアを設営す
る。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で約 20 分（資機

材運搬に約 4 分を想定及び資機材の設置に訓練実績から約 13 分を確認)を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員の放射線管理班における重大事故等対応要員 4 名のうちから 2 名以上の要員をチェンジングエリアの設営に割当て行う。設営の着手は、原子力災害特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し、速やかに実施する。



第 5.1-2 図 チェンジングエリア設営フロー



*今後，訓練等で見直しを行う。

第 5.1－3 図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，第 5.1－2 表のとおりとする。

第5.1-2表 チェンジングエリア用資機材

	名称	数量 ^{※1}
エリア設 営用	バリア	8個 ^{※2}
	簡易シャワー	1式 ^{※3}
	簡易水槽	1個 ^{※3}
	バケツ	1個 ^{※3}
	水タンク	1式 ^{※3}
	可搬型空気浄化装置	3台 ^{※4}
消耗品	はさみ, カッター	各3本 ^{※5}
	筆記用具	2式 ^{※6}
	養生シート	4巻 ^{※7}
	粘着マット	3枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	9個 ^{※9}
	難燃袋	525枚 ^{※10}
	難燃テープ	12巻 ^{※11}
	クリーンウェス	32缶 ^{※12}
	吸水シート	933枚 ^{※13}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 各エリア間の5個×1.5倍=7.5個→8個

※3 エリアの設営に必要な数量

※4 2台×1.5倍=3台

※5 設置作業用, 脱衣用, 除染用の3本

※6 サーベイエリア用, 除染エリア用の2式

※7 105.5 m^2 (床, 壁の養生面積) × 2 (補修張替え等) ÷ 90 m^2 / 巻 × 1.5倍 ÷ 4巻

※8 2枚(設置箇所数) × 1.5倍 = 3枚

※9 9個(設置箇所数 修繕しながら使用)

※10 50枚 / 日 × 7日 × 1.5倍 = 525枚

※11 57.54 m (養生エリアの外周距離) × 2 (シートの継ぎ接ぎ対応) × 2 (補修張替え等) ÷ 30m / 巻 × 1.5倍 = 11.5 → 12巻

※12 111名 (要員数) × 7日 × 8枚 (マスク, 長靴, 両手, 身体の拭取りに各2枚) ÷ 300 (枚 / 缶) × 1.5倍 = 31.8 → 32缶

※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
111名 (要員数) × 7日 × 4ℓ (1回除染する際の排水量) ÷ 5ℓ (シート1枚の吸水量) × 1.5倍 = 932.4枚 → 933枚

5.1.5 チェンジングエリアの運用

(出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理，加圧運転中の緊急時対策所への入室)

(1) 出入管理

チェンジングエリアは，緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際に利用する。緊急時対策所建屋外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所建屋外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第 5.1-3 図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で，安全靴，ヘルメット，ゴム手袋（外側），タイベック，アノラック，靴下（外側）等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで，マスク，ゴム手袋（内側），帽子，綿手袋，靴下（内

側)を脱衣する。なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所に移動する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

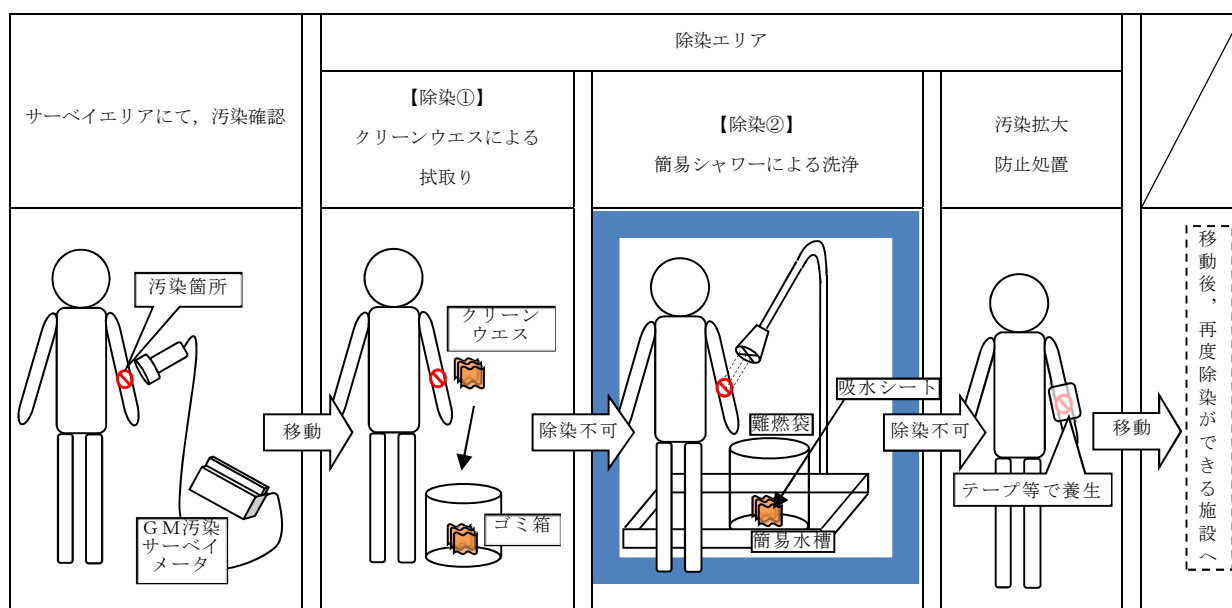
サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、クリーンウエスでの拭取りによる除染を基本とするが、拭取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所を水洗いにて除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第4図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。

- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。）



第 5.1-4 図 除染及び汚染水処理イメージ図

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

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

放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 廃棄物管理

緊急時対策所建屋外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェ

ンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜屋外に持ち出し、チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(7) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1 回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な侵入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

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

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

5.1.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

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

(2) 可搬型空気浄化装置


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

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第5.1-5 図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予

備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないよう屋外に保管する。

	<ul style="list-style-type: none"> ○外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 mm ○風 量：9m³/min (540m³/h) ○重 量：約 50 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	<p><u>微粒子フィルタ</u> 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気が濾材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 5.1－5 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(3) チェンジングエリアの区画

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

また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

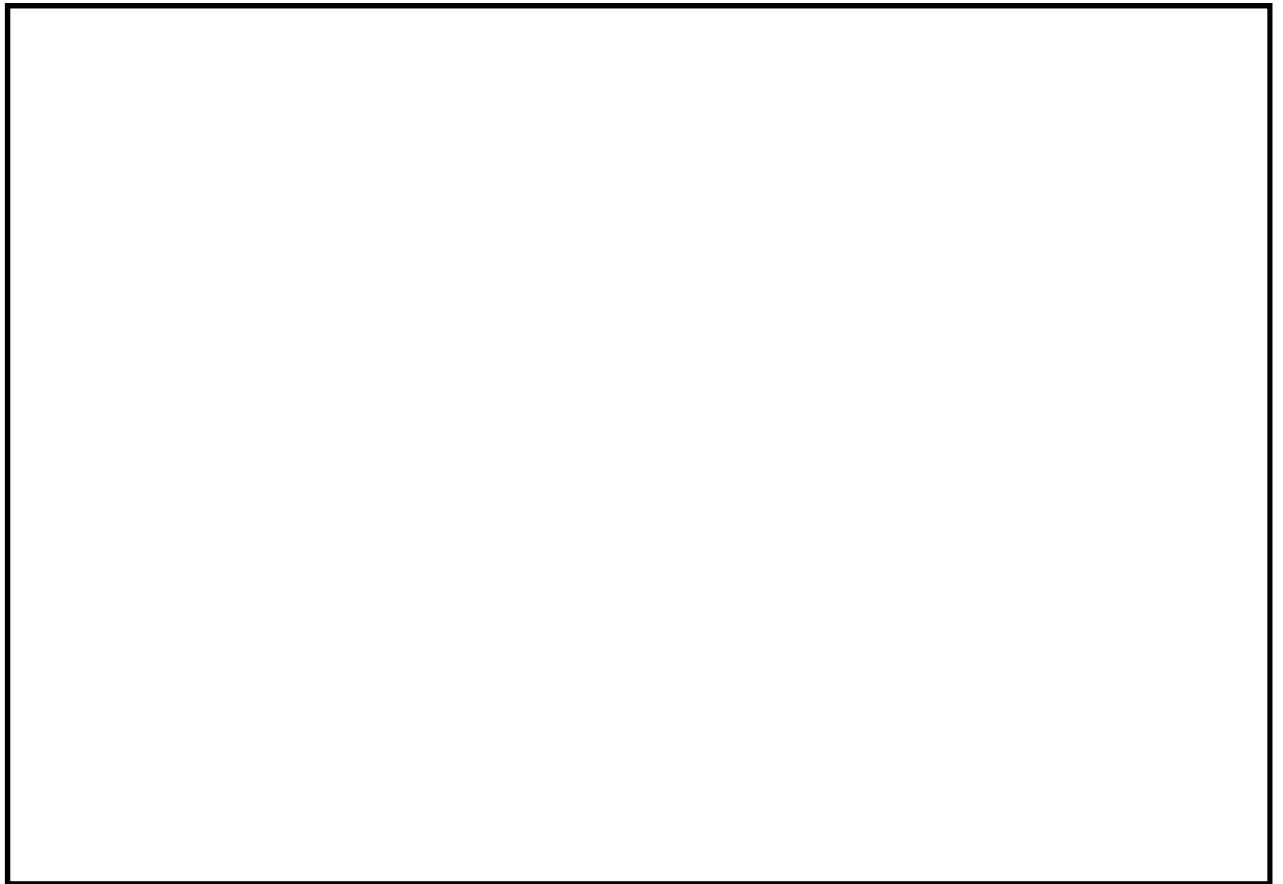
更にチェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所建屋内の1階に専用で設置し、第 5.1－6 図のように、汚染の区分ごとに空間を区

画し，汚染を管理する。

また，更なる汚染拡大防止のため，可搬型空気浄化装置を 2 台設置する。
1 台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し，もう 1 台は，脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し，靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェンジングエリアに第 5.1－6 図のように空気の流れをつくり，脱衣による汚染拡大を防止する。



第 5.1－6 図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所建屋に入室しようとする要員に付着した汚染が，他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は，汚染箇所を養生するとともに，サーベイエリア内に汚染が拡大

していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖し、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所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。

5.1.7 汚染の管理基準

第 5.1－3 表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第 5.1－3 表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。

第 5.1－3 表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40 Bq/cm ² の 1/10
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	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

5.1.8 チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過後現場復旧要員である 18 名を想定し、同時に 18 名の要員がチェンジングエリア内の靴・ヘルメット置場、脱衣エリア、サーベイエリアに待機できる十分な広さの床面積を確保する設計とする。また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

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

5.2 配備資機材等の数量等について

(1) 通信連絡設備の通信種別と配備台数，電源設備

通信種別	主要設備		台数※ ²	電源設備（代替電源含む）
発電所内用	無線連絡設備（固定型）		2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	無線連絡設備（携帯型）		20台	充電電池
	送受信機（ページング）		3台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
	携行型有線通話装置		4台	乾電池
発電所内外用	電力保安通信用電話設備※ ¹	固定型	4台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		携帯型	40台	非常用ディーゼル発電機 充電電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		F A X	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	固定型	7台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		携帯型	12台	充電電池
	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
発電所外用	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	1式	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		I P 電話	6台	
		I P - F A X	3台	
	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	9台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		加入 F A X	1台	

※ 1：通信事業者回線に接続されており，発電所外への連絡も可能

※ 2：予備を含む。台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

(2) 放射線管理用資機材

○放射線防護具類

品 名	配備数※ ¹	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※ ²
タイベック	1,166着※ ³	17 着※ ¹⁵
靴下	2,332足※ ⁴	34 足※ ¹⁶
帽子	1,166個※ ⁵	17 個※ ¹⁷
綿手袋	1,166双※ ⁶	17 双※ ¹⁸
ゴム手袋	2,332双※ ⁷	34 双※ ¹⁹
全面マスク	333個※ ⁸	17 個※ ¹⁷
チャコールフィルタ	2,332個※ ⁹	34 個※ ²⁰
アノラック	462着※ ¹⁰	17 着※ ¹⁵
長靴	132足※ ¹¹	9 足※ ²¹
胴長靴	12足※ ¹²	9 足※ ²¹
高線量対応防護服 (遮蔽ベスト)	15着※ ¹³	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※ ²²
バックパック	66個※ ¹⁴	17個※ ¹⁷

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。

※3 111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着

※4 111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足

※5 111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個

※6 111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双

※7 111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双

※8 111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個

※9 111名（要員数）×7日×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍＝2,331個→2,332個

※10 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着

※11 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132足

※12 4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝12足

※13 10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15着

※14 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個

- ※15 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
 ※16 11名(中央制御室要員数)×2倍(2足を1セットで使用)×1.5倍=33足→34足
 ※17 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
 ※18 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
 ※19 11名(中央制御室要員数)×2倍(2双を1セットで使用)×1.5倍=33双→34双
 ※20 11名(中央制御室要員数)×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍=33個→34個
 ※21 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9足
 ※22 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【緊急時対策所建屋】

全体体制(1日目)、東海第二発電所の緊急時対策要員数は111名であり、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員48名、現場要員55名(うち自衛消防隊11名を含む。)及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に4回現場に行くことを想定する。また、全要員は、12時間に1回交替することを想定する。

ブルーム通過以降(2日目以降)について、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に2回現場に行くことを想定する。なお、交替時の放射線防護具類については、交替要員が発電所外から発電所に向かう際(往路)に、発電所外へ移動する(復路)分の防護具類を持参し、原則緊急時対策所建屋内の防護具類は使用しないため考慮しない。

タイベック等(帽子、綿手袋)の配備数は、以下のとおり、上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

$$44名 \times 4回 + 111名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日 = 926 < 1,155$$

靴下及びゴム手袋は二重にして使用し、チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は、以下のとおり、必要数を上回っており妥当である。

$$(44名 \times 4回 + 111名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日) \times 2 = 1,852 < 2,310$$

全面マスクは、再使用するため、必要数は交替を考慮して222個(要員数分×2倍)であり、配備数(333個)は必要数を上回っており妥当である。

アノラック、長靴、胴長靴、高線量対応防護服(遮蔽ベスト)、自給式呼吸用保護具及びバックパックの配備数は、それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である(※10～14参照)。

○放射線計測器(被ばく管理・汚染管理)

品 名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	333台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリング・ポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ	2台 ^{※7}	2台 ^{※7}

※1 今後、訓練等で見直しを行う

※2 緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3 111名(要員数)×2台(交替時用)×1.5倍=333台

- ※4 身体サーベイ用に3台+2台（予備）＝5台
 ※5 現場作業等用に4台+1台（予備）＝5台
 ※6 加圧判断用に1台+1台（予備）＝2台
 ※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）＝2台
 ※8 11名（中央制御室要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝33台
 ※9 身体サーベイ用に2台+1台（予備）＝3台
 ※10 現場作業等用に2台+1台（予備）＝3台

○チェンジングエリア用資機材

	名称	数量 ^{※1}
エリア 設営用	バリア	8個 ^{※2}
	簡易シャワー	1式 ^{※3}
	簡易水槽	1個 ^{※3}
	バケツ	1個 ^{※3}
	水タンク	1式 ^{※3}
	可搬型空気浄化装置	3台 ^{※4}
消耗品	はさみ, カッター	各3本 ^{※5}
	筆記用具	2式 ^{※6}
	養生シート	4巻 ^{※7}
	粘着マット	3枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	9個 ^{※9}
	難燃袋	525枚 ^{※10}
	難燃テープ	12巻 ^{※11}
	クリーンウェス	32缶 ^{※12}
	吸水シート	933枚 ^{※13}

- ※1 今後、訓練等で見直しを行う。
 ※2 各エリア間の5個×1.5倍＝7.5個→8個
 ※3 エリアの設営に必要な数量
 ※4 2台×1.5倍＝3台
 ※5 設置作業用、脱衣用、除染用の3本
 ※6 サーベイエリア用、除染エリア用の2式
 ※7 105.5 m^2 （床、壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷ 90 m^2 ／巻×1.5倍＝4巻
 ※8 2枚（設置箇所数）×1.5倍＝3枚
 ※9 9個（設置箇所数 修繕しながら使用）
 ※10 $50 \text{ 枚} \div \text{日} \times 7 \text{ 日} \times 1.5 \text{ 倍} = 525 \text{ 枚}$
 ※11 57.54 m （養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷ $30 \text{ m} \div \text{巻} \times 1.5 \text{ 倍} = 11.5 \rightarrow 12 \text{ 巻}$
 ※12 $111 \text{ 名} \text{（要員数）} \times 7 \text{ 日} \times 8 \text{ 枚} \text{（マスク、長靴、両手、身体の拭き取りに各2枚）} \div 300 \text{（枚} \div \text{缶）} \times 1.5 \text{ 倍} = 31.08 \rightarrow 32 \text{ 缶}$
 ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
 $111 \text{ 名} \text{（要員数）} \times 7 \text{ 日} \times 40 \text{（1回除染する際の排水量）} \div 50 \text{（シート1枚の給水量）} \times 1.5 \text{ 倍} = 932.4 \text{ 枚} \rightarrow 933 \text{ 枚}$

(3) 測定計器

機器名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	個数	1（予備 1）
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	個数	1（予備 1）

(4) 情報共有設備等

資機材名	仕様等
社内パソコン （回線，端末）	緊急時対策所での情報共有や必要な資料や書類等を作成するために配備する。
大型メインモニタ	災害対策本部内の要員が必要な情報の共有を行いやすいよう，資料等を表示する大型のモニタを配備する。

(5) 原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名	
1. 組織及び体制に関する資料	<p>(1) 原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料</p> <p>①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画</p> <p>②東海第二発電所原子炉施設保安規定</p> <p>③災害対策規程</p> <p>④東海第二発電所災害対策要領</p> <p>⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領</p> <p>⑥東海第二発電所非常時運転手順書</p> <p>(2) 緊急時通信連絡体制資料</p> <p>①東海第二発電所災害対策要領</p> <p>②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領</p>
2. 放射能影響推定に関する資料	<p>(1) 気象観測関係資料</p> <p>①気象観測データ</p> <p>(2) 環境モニタリング資料</p> <p>①空間線量モニタリング配置図</p> <p>②環境試料サンプリング位置図</p> <p>③環境モニタリング測定データ</p> <p>(3) 発電所設備資料</p> <p>①主要系統模式図</p> <p>②原子炉設置（変更）許可申請書</p> <p>③系統図</p> <p>④施設配置図</p> <p>⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図</p> <p>⑥主要設備概要</p> <p>⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表</p> <p>(4) 周辺人口関連データ</p> <p>①方位別人口分布図</p> <p>②集落別人口分布図</p> <p>③周辺市町村人口表</p> <p>(5) 周辺環境資料</p> <p>①周辺航空写真</p> <p>②周辺地図（2万5千分の1）</p> <p>③周辺地図（5万分の1）</p> <p>④市町村市街図</p>
3. 事業所外運搬に関する資料	<p>(1) 全国道路地図</p> <p>(2) 海図（日本領海部分）</p> <p>(3) N F T－3 2 B型核燃料輸送物設計承認書</p>

(6) その他資機材等

品 名	保管数	考え方
食料	2,331 食	111 名×7 日×3 食
飲料水	1,554 本	111 名×7 日×2 本 (1.5ℓ／本) ※ ¹
安定ヨウ素剤	1,776 錠	111 名×(初日 2 錠+2 日目以降 1 錠×6 日)×2 倍
簡易トイレ※ ²	一式	—

※¹ 飲料水1.5ℓ容器での保管の場合（要員 1 名あたり 1 日 3 ℓを目安に配備）

※² プルーフ通過中に災害対策本部室から退出する必要があるように、連続使用可能なトイレを配備する。

(7) 放射線計測器について

① 緊急時対策所エリアモニタ

a. 使用目的

緊急時対策所の放射線量率の監視，測定及び緊急時対策所等の加圧エリアの加圧判断に用いる。

b. 配備台数

故障等により使用できない場合を考慮し，予備も含め2台配備する。

c. 測定範囲：B.G～999.9mSv／h

d. 電源：AC100V



第 5.2－1 図 可搬型エリアモニタ

② GM汚染サーベイメータ

a. 使用目的

屋外で作業した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。

b. 配備台数

- ・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台、除染エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
- ・また、緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
- ・3台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時のバックアップとして予備2台の計5台を配備する。

c. 測定範囲：0 ～ 1×10^2 kcpm

d. 電源：乾電池4本[連続100時間以上]



第5.2-2図 GM汚染サーベイメータ

③ 電離箱サーベイメータ

a. 使用目的

現場作業を行う要員等の過剰な被ばくを防止するため、作業現

場等の放射線量の測定に使用する。

b. 配備台数

線量が高くなることが想定される原子炉建屋等近傍の作業用3台，
緊急時対策所の環境測定用1台及び故障等により使用できない場
合の予備用1台の計5台配備する。

c. 測定範囲：0.001mSv/h ～ 1000mSv/h

d. 電源：乾電池4本[連続100時間以上]



第5.2-3図 電離箱サーベイメータ

○電離箱サーベイメータの配備数根拠について

- ・電離箱サーベイメータは、屋外作業現場等の放射線測定を行い、要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは、線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使えるよう、大気への放射性物質の拡散を抑制するための作業用として１台（①）及び格納容器ベントの実施により屋外の線量が上昇した状況下において原子炉建屋等近傍で行う作業用として２台（②，③）並びに緊急時対策所の環境測定用として１台（④）の計４台を配備するとともに、さらに、故障点検時の予備用の１台を配備する。
- ・なお、各要員の着用する電子式個人線量計の発する音により、要員周辺の線量率の上昇を把握することで、過剰な被ばくを防止することも可能である。

電離箱サーベイメータを携行する作業

作 業	備 考	配備数（台）
①放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	・原子炉建屋近傍で行う作業 ・作業場所（放水砲設置場所）は１ヶ所のため、１台で対応可能	１
②格納容器圧力逃がし装置スクラビング水補給作業	・格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍作業（格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定） ・作業場所は１ヶ所のため１台で対応可能	１
③可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給作業，タンクローリによる燃料給油操作	・原子炉建屋近傍を通過する作業 ・水源補給作業開始後に燃料給油操作を行うため１台で対応可能	１
④緊急時対策所（チェンジングエリアを含む）の環境測定	・緊急時対策所の環境測定（居住性確保） ・緊急時対策所を携行して使用するため、１台で対応可能	１
合 計	—	４ （予備１）

○GM汚染サーベイメータの配備数根拠について

- ・GM汚染サーベイメータは、屋外から緊急時対策へ入室する現場で作業を行った要員の身体等の汚染検査を行うために使用する。
- ・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台、除染エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
- ・また、緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
- ・3台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時の予備として予備2台の計5台を配備する。

5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

緊急時対策所に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される必要な容量は第 5.3-1 表のとおりである。

第 5.3-1 表 緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量※ ²			回線容量
				主要設備	その他※ ³		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備※ ¹ (固定電話機, PHS 端末及び FAX)		384kbps	5616kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話設備	加入電話	10 回線	—	10 回線	10 回線
			加入 FAX	2 回線	—	2 回線	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続※ ¹	98 回線	—	98 回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話 (固定型)	9 回線	—	9 回線	9 回線
			衛星電話 (携帯型)	13 回線	—	13 回線	13 回線
	有線系回線	専用電話 (ホットライン) (地方 公共団体向)		2 回線	—	2 回線	2 回線
通信事業者 回線 (統合 原子力防災 ネットワー ク)	有線系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		2.9Mbps	—	2.9Mbps	5Mbps
			IP 電話	(640kbps)			
			IP-FAX	(256kbps)			
			テレビ会議 システム	(2Mbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			
	衛星系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		226kbps	—	226kbps	384kbps
			IP 電話	(16kbps)			
			IP-FAX	(50kbps)			
			テレビ会議 システム	(128kbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1 加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

※2 () は内訳を示す。

※3 その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。

5.4 S P D S のデータ伝送概要とパラメータについて

緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、中央制御室に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

また、緊急時対策支援システム（E R S S）への伝送については、緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常 of データ伝送ラインが使用できない場合、緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインにより中央制御室に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、2 週間分（1 分周期）のデータが保存され、S P D S データ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

S P D S パラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

「炉心反応度の状態」、 「炉心冷却の状態」、 「原子炉格納容器内の状態」、 「放射能隔離の状態」、 「非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等」の確認に加え、「使用済燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」が把握できる設計とする。

また、これらのパラメータ以外にも、「水素爆発による格納容器の破損防止」、 「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」、 「津波監視」に必要なパラメータを収集し、緊急時対策所に設置する S P D S データ表示装置において確認できる設計とするとともに、今後の監視パラメータ追加や機能拡張等を考慮した設計とする。

S P D S データ表示装置で確認できるパラメータを第 5.4-1 表に示す。

第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧(1/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パラメータ	E R S S 伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
炉 心 反 応 度 の 状 態 確 認	平均出力領域計装 平均	○	○	—
	平均出力領域計装 A	○	○	○
	平均出力領域計装 B	○	○	○
	平均出力領域計装 C	○	○	—
	平均出力領域計装 D	○	○	—
	平均出力領域計装 E	○	○	—
	平均出力領域計装 F	○	○	—
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	—
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(S A 広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(S A 燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(S A)	○	○	○
	高压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	—
	原子炉給水流量	○	○	—

※ E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧(2/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パラメータ	E R S S 伝 送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	M/C 2 A-1 電圧	○	○	—
	M/C 2 A-2 電圧	○	○	—
	M/C 2 B-1 電圧	○	○	—
	M/C 2 B-2 電圧	○	○	—
	M/C 2 C 電圧	○	○	○
	M/C 2 D 電圧	○	○	○
	M/C H P C S 電圧	○	○	○
	D/G 2 C 遮断器(660)閉	○	○	—
	D/G 2 D 遮断器(670)閉	○	○	—
	H P C S D/G 遮断器(680)閉	○	○	—
	圧力容器フランジ温度	○	○	—
	125V 系蓄電池 A 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 B 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 H P C S 系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用 M/C 電圧	○	○	○
	緊急用 P/C 電圧	○	○	○
原 子 炉 格 納 容 器 内 の 状 態 確 認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○
	ドライウェル圧力(広帯域)	○	○	○
	ドライウェル圧力(狭帯域)	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※ E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧(3/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※)	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※ E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧(4/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パラメータ	E R S S 伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁 B (全開)	○	○	—
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	—
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	—
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	—
	主蒸気管放射線モニタ(A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(D)	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	—
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	—
	N S 4 内側隔離	○	○	—
	N S 4 外側隔離	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	—
環境の情報確認	S G T S A 作動	○	○	—
	S G T S B 作動	○	○	—
	S G T S モニタ (高レンジ) A	○	○	—
	S G T S モニタ (高レンジ) B	○	○	—
	S G T S モニタ (低レンジ) A	○	○	—
	S G T S モニタ (低レンジ) B	○	○	—

※ E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧(5/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※)	バックアッ プ対象パラ メータ
環 境 の 情 報 確 認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(T-2)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト(A)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(B)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(C)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(D)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(緊急時対策所)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(N E)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(E)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S W)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S E)	○	○	○
	風向(可搬型)	○	○	○
	風速(可搬型)	○	○	○
	大気安定度(可搬型)	○	○	○

※ E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4-1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ一覧(6/6)

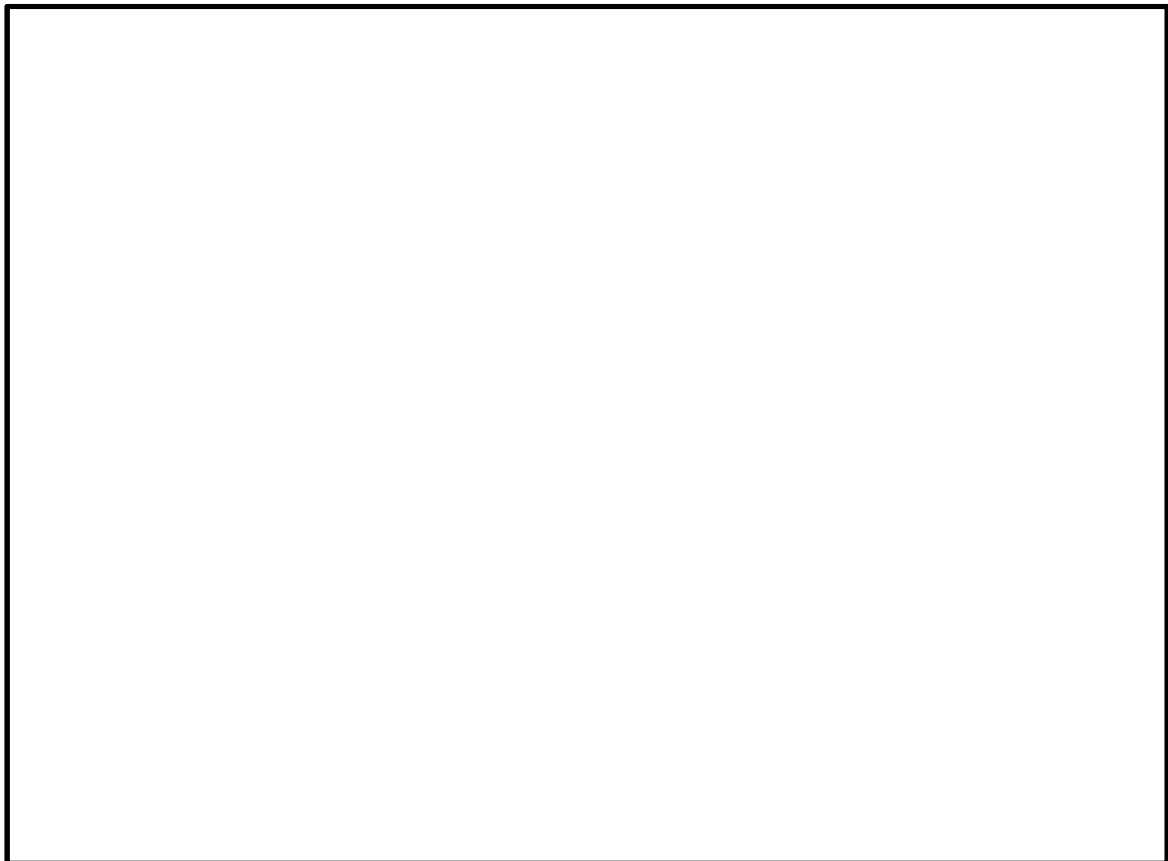
目的	対象パラメータ	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※)	バックアッ プ対象パラ メータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（S A）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等	自動減圧系 A 作動	○	○	—
	自動減圧系 B 作動	○	○	—
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	—
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	—
	全制御棒全挿入	○	○	—
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※ E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

収容場所・収容可能人数		収容する要員	収容場所の対策
災害対策本部室 (約350m ²)	100名	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等に対処するために必要な指示をする要員 ・事故の抑制に必要な要員等 	プルーム通過時の希ガス対策（空気ボンベによる正圧維持）実施
宿泊・休憩室 (約70m ²)		<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等の対処，抑制をするための交替要員，待機要員 	

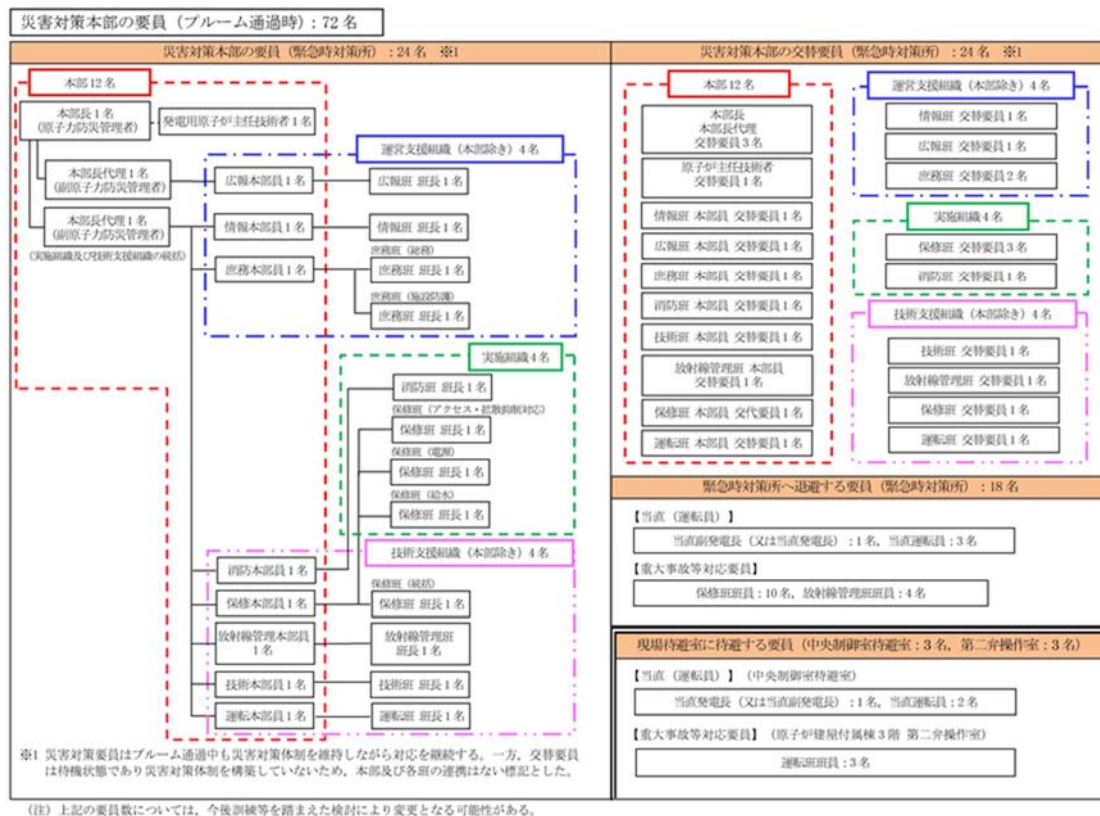
緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）のレイアウトを第 5.5－1 図に示す。



第 5.5－1 図 緊急時対策所のレイアウト（緊急時対策所建屋 2 階平面図）

* 今後の設計により変更になる場合あり

プルーム通過に伴い緊急時対策所にとどまる要員については，プルーム通過中の被ばくを極力抑える観点から最小要員にて対応する及びプルーム通過中及び通過後に必要な業務に対応できるようにするとの考え方から，第 5.5－2 図に基づく要員数を確保する。



第 5.5-2 図 プルーム通過に伴い発電所内（緊急時対策所他）にとどまる要員

ブルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある最低必要な要員は、休憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して、(1)重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と、(2)原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 18 名の合計の 66 名としている。

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

(1) 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

ブルーム通過中の状況監視及び通過後においても継続して、緊急時対策所において発電所災害対策本部機能を維持し、必要な指揮・対応を行うために必要な要員数を確保する。必要な要員数については第 5.5-1 表に示す。

第 5.5－1 表 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策 本部長他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員として、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者がとどまる。	4 名	48 名
各班本部員， 班長	各作業班の要員については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するために、各本部員及び各班長がとどまる。	20 名	
交替要員	上記、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交替要員 4 名及び各作業班の本部員、班長の交替要員 20 名を確保する。	24 名	

(注) 人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

(2) 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員

原子炉格納容器の破損等重大事故等に対して、プルーム通過後に放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置を行うための必要な要員数を確保する。必要な要員数については第 5.5－2 表に示す。

第 5.5-2 表 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員
(緊急時対策所及び現場待避室に退避する要員)

対応班	対応	対応内容及び必要な要員	人数		合 計
			緊急時対策所	待避室	
運転員 (当直運転員)	運転状態の監視	プルームの通過に伴い、3 名が中央制御室の待避室へ、4 名が緊急時対策所に退避	4 名	3 名	24 名
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの弁操作に関する現場対応として、第二弁操作室(付属棟 3 階)に待避	—	3 名	
庶務班要員	災害対策本部の運営	要員・資機材の調達、所内警備、退避誘導	—	—	
保修班要員	放射性物質の拡散抑制対応	・可搬型代替注水大型ポンプ車(放水用)のポンプ操作・監視(2 名) ・放水砲設備の操作、管理(2 名)	4 名	—	
	水源確保・注水	ハイドロポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作、水源確保	2 名	—	
	燃料の給油	ポンプ車、電源車等の可搬型設備への燃料給油(タンクローリーの運転操作)	2 名	—	
	電源供給・確保	電源車の運転操作・監視	2 名	—	
放射線管理班 要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリングの実施	4 名	—	
合 計			18 名	6 名	

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう、整備した設備等の手順書を制定し、訓練実施することにより必要な力量を習得・維持する。

(注) 人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

5.6 原子力警戒体制，緊急時体制について

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害の拡大の防止，その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，第 5.6－1 表に定める異常・緊急時の情勢に応じて防災体制を区分する。

第5.6－1表 防災体制の区分と緊急時活動レベル（EAL）（1／2）

防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
警戒事態	警戒事態	<p>○原子力防災管理者（所長）が、警戒事象（右の事象の種類参照）の発生について連絡を受け、又は自ら発見したとき。</p> <p>○原子力規制委員会より、警戒事態とする旨の連絡があったとき。</p>	その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又は、そのおそれがある状態が発生	<p>(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ (AL21)原子炉冷却材の漏えい (AL22)原子炉給水機能の喪失 (AL23)原子炉除熱機能の一部喪失 (AL25)全交流電源喪失のおそれ (AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 (AL30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42)単一障壁の喪失または喪失可能性 (AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ</p>	<p>(AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53)重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ</p> <p>○外的事象（自然災害）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大地震の発生，大津波警報の発令，竜巻等の発生 <p>○外的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部の設置を判断した場合 <p>○その他原子力施設の重要な故障等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等
非常事態	施設敷地緊急事態（原災法第10条事象）	<p>○原子力防災管理者（所長）が、特定事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき。</p>	原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が発生	<p>(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出 (SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE06)施設内（原子炉外）臨界事故のおそれ (SE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能 (SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ (SE23)残留熱除去機能の喪失 (SE25)全交流電源の30分以上喪失 (SE27)直流電源の部分喪失</p>	<p>(SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41)格納容器健全性喪失のおそれ (SE42)2つの障壁の喪失または喪失可能性 (SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 (SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52)所内外通信連絡機能の全て喪失 (SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生</p>

第 5.6ー1 表 防災体制の区分と緊急時活動レベル（EAL）（2／2）

防災体制	緊急事態 の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
非常事態	全面緊急 事態 （原災法 第15 条事 象）	○原子力防災管理者（所長）が、原災法第15条第1項に該当する事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき、若しくは内閣総理大臣が原災法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を行ったとき。	原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が発生	(GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06)施設内（原子炉外）での臨界事故 (GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22)原子炉注水機能の喪失 (GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	(GE25)全交流電源の1 時間以上喪失 (GE27)全直流電源の5 分以上喪失 (GE28)炉心損傷の検出 (GE29)停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41)格納容器圧力の異常上昇 (GE42)2 つの障壁の喪失及び1 つの障壁の喪失または喪失可能性 (GE51)原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 (GE55)住民の避難を開始する必要がある事象発生

※EAL：Emergency Action Level AL：Alert SE：Site area Emergency GE：General Emergency

5.7 災害対策本部室内における各機能班との情報共有について

災害対策本部室内における各機能班，本店対策本部との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。（第 5.7-1 図参照）

今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

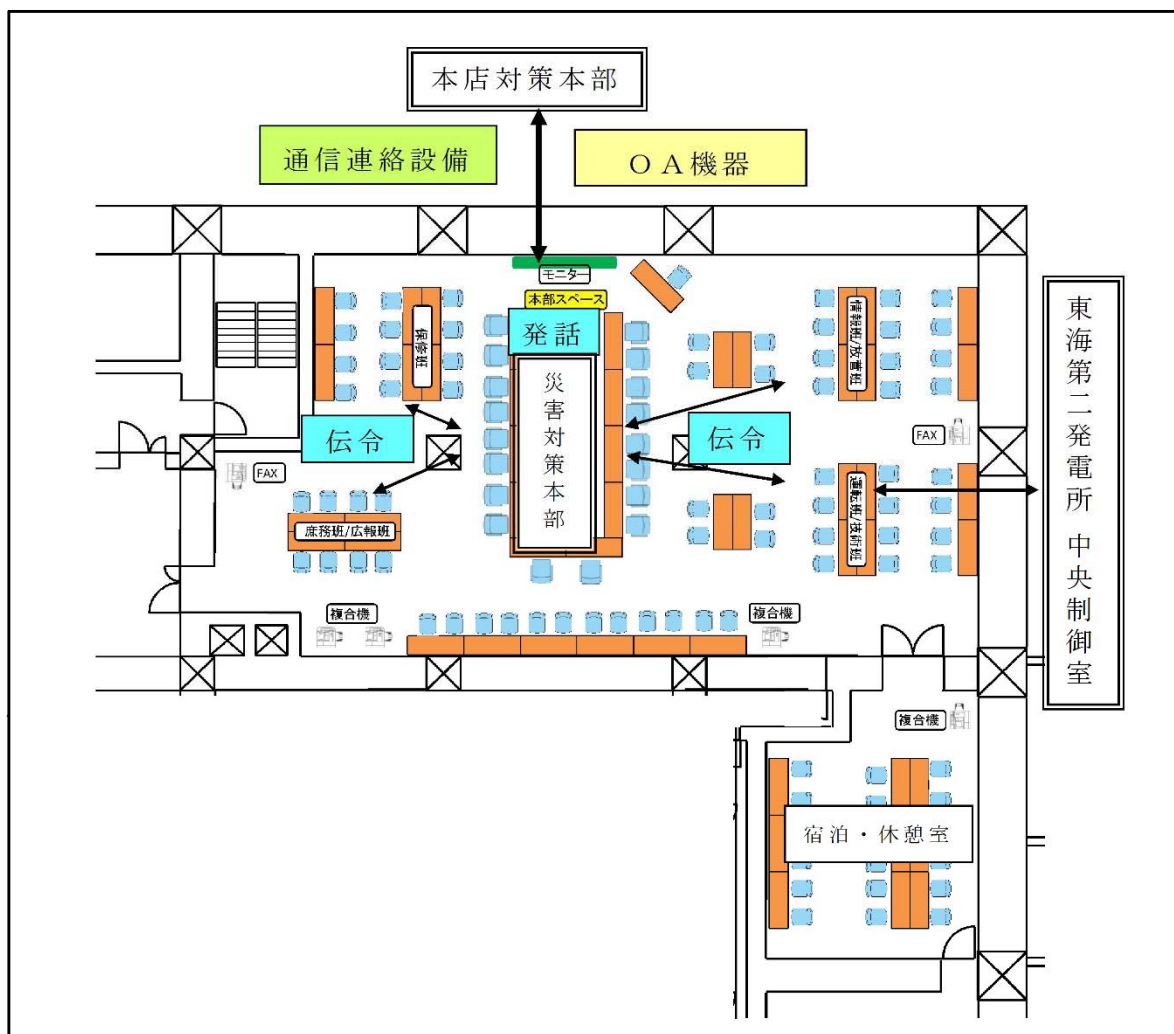
- ① 情報班が通信連絡設備を用い発電長又は情報班員からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報については災害対策本部に報告する。
- ② 技術班は，SPDS データ表示装置によりプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。
- ③ 各作業班は，適宜，入手した発電用原子炉の状態，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，災害対策本部室内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。
- ④ 災害対策本部長代理は，本部と各機能班の発話，情報共有記録をもとに全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めるとともに，プラントの状況，今後の対応方針について災害対策本部内に説明し，状況認識，対応方針の共有化を図る。
- ⑤ 災害対策本部長代理は，定期的に対外対応を含む対応戦略等を災害対策本部要員と協議し，その結果を災害対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。
- ⑥ 情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を記録・保存し，情報共有を図る。

b. 指示・命令，報告

- ① 災害対策本部内において，指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，発電用原子炉の状態や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。
- ② 災害対策本部長は，災害対策本部長代理からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。
- ③ 災害対策本部長代理は，実施組織及び支援組織の各班の作業及び関連する情報の報告を受けて取り纏め，災害対策本部長に報告する。また，実施組織及び支援組織の各班の本部員に具体的な指示・命令を行う。
- ③ 各本部員は，配下の各班長から報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について災害対策本部内で適宜発話し情報共有するとともに，災害対策本部長代理に報告する。
- ④ 各作業班長は，各班員に対応の指示を行うとともに，班員の対応状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ報告する。
- ⑤ 情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の指示・命令，報告，発話内容をホワイトボード等への記載，並びにOA機器内の共通様式に入力することで，災害対策本部内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。

c. 本店対策本部との情報共有

災害対策本部と本店対策本部間の情報共有は，テレビ会議システム，通信連絡設備，OA機器内の共通様式を用いて行う。



(注) 緊急時対策所災害対策本部室内の配置については、今後訓練等の結果を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.7-1 図 緊急時対策所災害対策本部における各機能班，本店対策本部との情報共有イメージ

5.8 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），第8条及び第41条（火災による損傷の防止）への適合方針について

- (1) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち，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）への適合方針は第5.8－1表から第5.8－3表のとおりである。

第5.8－1表 「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）要求事項

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）	設置許可基準規則の解釈 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）
<p>安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p>	<p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>4 第2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」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</p>

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）	設置許可基準規則の解釈 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）
<p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にし、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の飛来物（航空機落下）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>

第 5.8-2 表 想定される自然現象への適合方針

自然現象	適合方針（方策・評価等）
洪水	<ul style="list-style-type: none"> 敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害が生じることはない。
風（台風）	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、建築基準法施行令に定められた東海村の基準風速 30m/s に対して、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。 風（台風）の発生による飛来物の影響は、竜巻影響評価において想定している影響に包絡されている。
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、最大風速 100m/s の竜巻による設計荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃及びその他組合せ荷重）を考慮し、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。 <p>なお、緊急時対策所建屋に対する竜巻飛来物の影響評価を行い、緊急時対策所に期待する機能（内部設備の外殻防護、遮蔽）は維持されると判断した。</p>
凍結	<ul style="list-style-type: none"> 主要設備類は換気空調設備により環境温度を維持した建屋内に配備する設計としていることから影響は生じない。また、屋外設備については保温等の凍結防止対策を行うことにより、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
降水	<ul style="list-style-type: none"> 構内排水路による排水等により緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
積雪	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、建築基準法施行令に定められた東海村の基準積雪深は 30cm に対して、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。さらに、除雪を行うことで、荷重の低減が可能である。
落雷	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、避雷設備を設置するとともに、構内接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、発電所で想定される堆積厚さ 50cm の降下火砕物、積雪及び風荷重を考慮し、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。さらに、降下火砕物の除去を行うことで、荷重の低減が可能である。
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、ネズミ等の小動物に対して侵入防止対策を施すことで、緊急時対策所機能を損なわない設計とする。
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、森林火災からの延焼を防止するため防火帯内側に設置する。また、森林火災の輻射熱の影響に対して、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して、外気取込の給気口を森林部と反対の建屋側面に敷設することで、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
高潮	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

第 5.8－3 表 想定される外部人為事象への適合方針

外部人為事象	適合方針（方策・評価等）
飛来物（航空機落下）	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回／炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護については考慮不要である。
ダムの崩壊	<ul style="list-style-type: none"> 発電所敷地の北側に久慈川が位置しており、その支線の上流約 30km にダムが存在するが、久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進していること、久慈川河口に対して標高 3～21m の上り勾配となっていることから、発電所敷地がダムの崩壊により影響をうけることはない。
爆発	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート、近隣工場及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。 発電所周辺を通行する燃料輸送車両の爆発による飛来物の衝撃を考慮し、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
近隣工場等の火災	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート、近隣工場、発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両、発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して、離隔距離が確保されている。
有毒ガス	<ul style="list-style-type: none"> 固定施設（石油コンビナート等）及び可動施設（陸上輸送、海上輸送）において流出する有毒ガスに対して、離隔距離が確保されている。
船舶の衝突	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所は、船舶の衝突の影響を受けない敷地高さに設置する。
電磁的障害	<ul style="list-style-type: none"> 日本工業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、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する。

(2) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち、設置許可基準規則第 8 条及び第 4 1 条（火災による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

第 5.8-4 表 設置許可基準規則第 8 条（火災による損傷の防止）要求事項

設置許可基準規則 第 8 条（火災による損傷の防止）	設置許可基準規則の解釈 第 8 条（火災による損傷の防止）
<p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>1 第 8 条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第 8 条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第 1306195 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））に適合すること。</p> <p>3 第 2 項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>

第 5.8－5 表 設置許可基準規則第 4 1 条(火災による損傷の防止) 要求事項

設置許可基準規則 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)	設置許可基準規則の解釈 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)
重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。	1 第 4 1 条の適用に当たっては、第 8 条第 1 項の解釈に準ずるものとする。

第 5.8－6 表 火災による損傷の防止への適合方針

事象	適合方針 (方策・評価等)
内部火災	<ul style="list-style-type: none"> ・火災の発生防止並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護対策(不燃性・難燃性内装材料, 耐火壁等)を講じ, 緊急時対策所機能を損なわない設計とする。 ・火災の早期感知については, 火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できるように, 異なる 2 種類の感知器(熱感知器と煙感知器)を組み合わせ設置する設計とする。感知器は, 外部電源が喪失場合においても電源を確保する設計とし, 中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。 ・消火設備については, 各種消火器を適切に設置するとともに, 火災によって煙が充満し消火が困難となる可能性のある建屋内には, 固定式消火設備を配備する設計とする。

運用，手順説明資料

34 条 緊急時対策所

【要求事項】

工場等には，一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

【解釈】

—

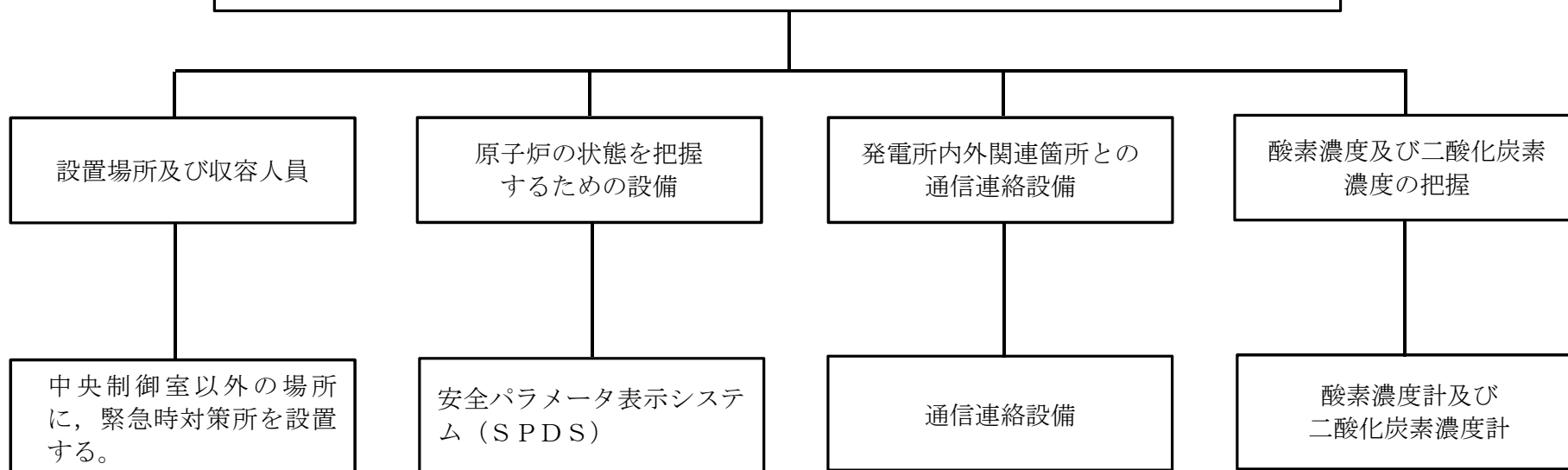


表 1 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第34条 緊急時対策所	緊急時対策所	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	緊急時対策所に要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理，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	保守・点検に関する教育を定期的に行う。

東海第二発電所

通信連絡設備

第 35 条 通信連絡設備

<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方針
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 通信連絡設備

- 2.1 通信連絡設備の概要
- 2.2 警報装置及び通信設備（発電所内）
- 2.3 通信設備（発電所外）
- 2.4 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）
- 2.5 多様性を確保した通信回線
- 2.6 通信連絡設備の電源設備

別紙 1 通信連絡設備の一覧

別紙 2 機能ごとに必要な通信連絡設備

別紙 3 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所

別紙 4 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の構成について

別紙 5 緊急時対策所における S P D S データ表示装置

別紙 6 S P D S のデータ伝送概要と確認できるパラメータ

別紙 7 過去のプラントパラメータ閲覧について

別紙 8 緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について

別紙 9 緊急時対策所における通信連絡設備の電源について

別紙 10 緊急時対策所の無停電電源装置の仕様について

別紙 11 多様性を確保した通信回線の容量について

別紙 12 主要な通信連絡設備の配置について

別紙 13 協力会社との通信連絡

別紙 14 現場退避指示について

3. 運用, 手順説明資料

(別添資料) 通信連絡設備

＜概 要＞

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、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、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

通信連絡設備について、設置許可基準規則第 35 条及び技術基準規則第 47 条において、追加要求事項を明確化する。(第 1.1-1 表)

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 35 条及び技術基準規則第 47 条要求事項

設置許可基準規則 第 35 条 (通信連絡設備)	技術基準規則 第 47 条 (警報装置等)	備 考
工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置(安全施設に属するものに限る。)及び <u>多様性を確保した通信連絡設備(安全施設に属するものに限る。)</u> を設けなければならない。	4 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に発電用原子炉施設内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び <u>多様性を確保した通信連絡設備を施設しなければならない。</u>	一部追加要求事項
2 <u>工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</u>	5 <u>工場等には、設計基準事故が発生した場合において当該発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を施設しなければならない。</u>	追加要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合方針

(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

(ad) 通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(E R S S)

へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

これらの通信連絡設備については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

【説明資料（2.1：P35 条-14, 15）（2.2：P35 条-16～18）（2.3：P35 条-19～23）
（2.4：P35 条-24～26）（2.5：P35 条-27, 28）（2.6：P35 条-29～35）】

ヌ その他の発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

（3）その他の主要な事項

（vii）通信連絡設備

通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及びFAX）等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等

の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム（S P D S）を設置する設計とする。

警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、衛星電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、データ伝送設備を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

通信連絡設備の一覧を以下に示す。

送受話器(ページング)（警報装置を含む。）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

加入電話設備（加入電話及び加入F A X）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び F A X）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

テレビ会議システム（社内）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

無線連絡設備（固定型）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

[常設重大事故等対処設備]

衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

安全パラメータ表示システム（S P D S）

（「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」及び「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議

システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）（東海発電所及び東海第二
発電所共用）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

データ伝送設備

一式

〔可搬型重大事故等対処設備〕

携行型有線通話装置

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

無線連絡設備（携帯型）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

衛星電話設備（携帯型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

（「ヌ(3)(iv) 緊急時対策所」と兼用）

一式

携行型有線通話装置，衛星電話設備，無線連絡設備のうち無線連絡設備
（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全
パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備は，設計基準事
故時及び重大事故等時ともに使用する。

【説明資料（2.1：P35 条-14, 15）（2.2：P35 条-16～18）（2.3：P35 条-19～23）
（2.4：P35 条-24～26）（2.5：P35 条-27, 28）（2.6：P35 条-29～35）】

(2) 適合性説明

第三十五条 通信連絡設備

- 1 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。
- 2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

第2項について

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公

共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

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

10.12 通信連絡設備

10.12.1 通常運転時等

10.12.1.1 概 要

設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設置又は保管する。

また、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線に接続する。

10.12.1.2 設計方針

- (1) 設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

- (2) 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

10.12.1.3 主要設備の仕様

通信連絡設備の一覧表を第 10.12-1 表に示す。

10.12.1.4 主要設備

(1) 警報装置及び通信設備（発電所内）

設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び F A X）等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する。

また、警報装置及び通信設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

(2) データ伝送設備（発電所内）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び S P D S データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（S P D S）（以下「S P D S」という。）を設置する設計とする。

また、データ伝送設備（発電所内）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

(3) 通信設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）、

衛星電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。

通信設備（発電所外）は、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、通信設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、通信設備（発電所外）は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

(4) データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）は、有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

また、データ伝送設備（発電所外）は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

なお、データ伝送設備（発電所外）は、定期的に点検を行うことにより、専用通信回線の状態を監視し、常時使用できることを確認する。

10.12.1.5 試験検査

警報装置、通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

10.12.1.6 手順等

通信連絡設備については、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 通信連絡設備の操作については、予め手順を整備し、的確に実施する。
- (2) 専用通信回線、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については、通信が正常に行われていることを確認するため、定期的に点検を行うとともに、異常時の対応に関する手順を整備する。
- (3) 社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡ができるよう、原子力防災訓練等を定期的に実施する。

第 10.12－1 表 通信連絡設備の一覧表

通信種別		主要設備		電源	通信回線
警報装置	所内	送受話器（ページング）		非常用所内電源、蓄電池	—
通信設備 （発電所内）		送受話器（ページング）		非常用所内電源、蓄電池	
		電力保安通信用電話設備（注3）	固定電話機（注1） PHS 端末（注1） FAX	固定電話機：非常用所内電源、蓄電池 PHS 端末：非常用所内電源、充電池 FAX：非常用所内電源、無停電電源装置	
		携行型有線通話装置		乾電池	
		無線連絡設備（固定型）		非常用所内電源、無停電電源装置	
		無線連絡設備（携帯型）		充電池	
		衛星電話設備（固定型）（注1）（注3）		非常用所内電源系、無停電電源装置	
		衛星電話設備（携帯型）（注1）（注3）		充電池	
データ伝送設備 （発電所内）		SPDS	データ伝送装置 緊急時対策支援システム伝送装置（注1） SPDSデータ表示装置	非常用所内電源、無停電電源装置	
通信設備 （発電所外）	社内	電力保安通信用電話設備（注3）	固定電話機（注1） PHS 端末（注1） FAX	固定電話機：非常用所内電源、蓄電池 PHS 端末：非常用所内電源、充電池 FAX：非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線及び無線系回線（専用の電力保安通信用回線）
		テレビ会議システム（社内）（注3）		非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線、衛星系回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（固定型）（注1）（注3）		非常用所内電源、無停電電源装置	衛星系回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（携帯型）（注1）（注3）		充電池	
	社外	加入電話設備（注3）	加入電話 加入FAX	加入電話：通信事業者回線から給電 FAX：非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線（通信事業者回線（注2））
		統合原子力防災ネットワークに接続する 通信連絡設備（注3）	テレビ会議システム	非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線、衛星系回線（通信事業者回線）
			IP電話		
			IP-FAX		
		衛星電話設備（固定型）（注1）（注3）		非常用所内電源、無停電電源装置	衛星系回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（携帯型）（注1）（注3）		充電池	
専用電話設備（注3）		専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	通信事業者回線から給電、非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線（通信事業者回線）	
データ伝送設備 （発電所内）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置（注1）	非常用所内電源、無停電電源装置	有線系回線、衛星系回線（通信事業者回線）	

注 1：発電所内用と発電所外用で共用

注 2：災害時優先回線含む

注 3：東海発電所及び東海第二発電所共用

2. 通信連絡設備

2.1 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。通信連絡設備の概要を第 2.1-1 図に示す。

(1) 警報装置

事故等が発生した場合に、建屋内外の者へ退避の指示を行う。

(2) 通信設備（発電所内）

中央制御室等から建屋内外各所の者へ操作、作業又は退避の指示及び連絡を行う。

(3) データ伝送設備（発電所内）

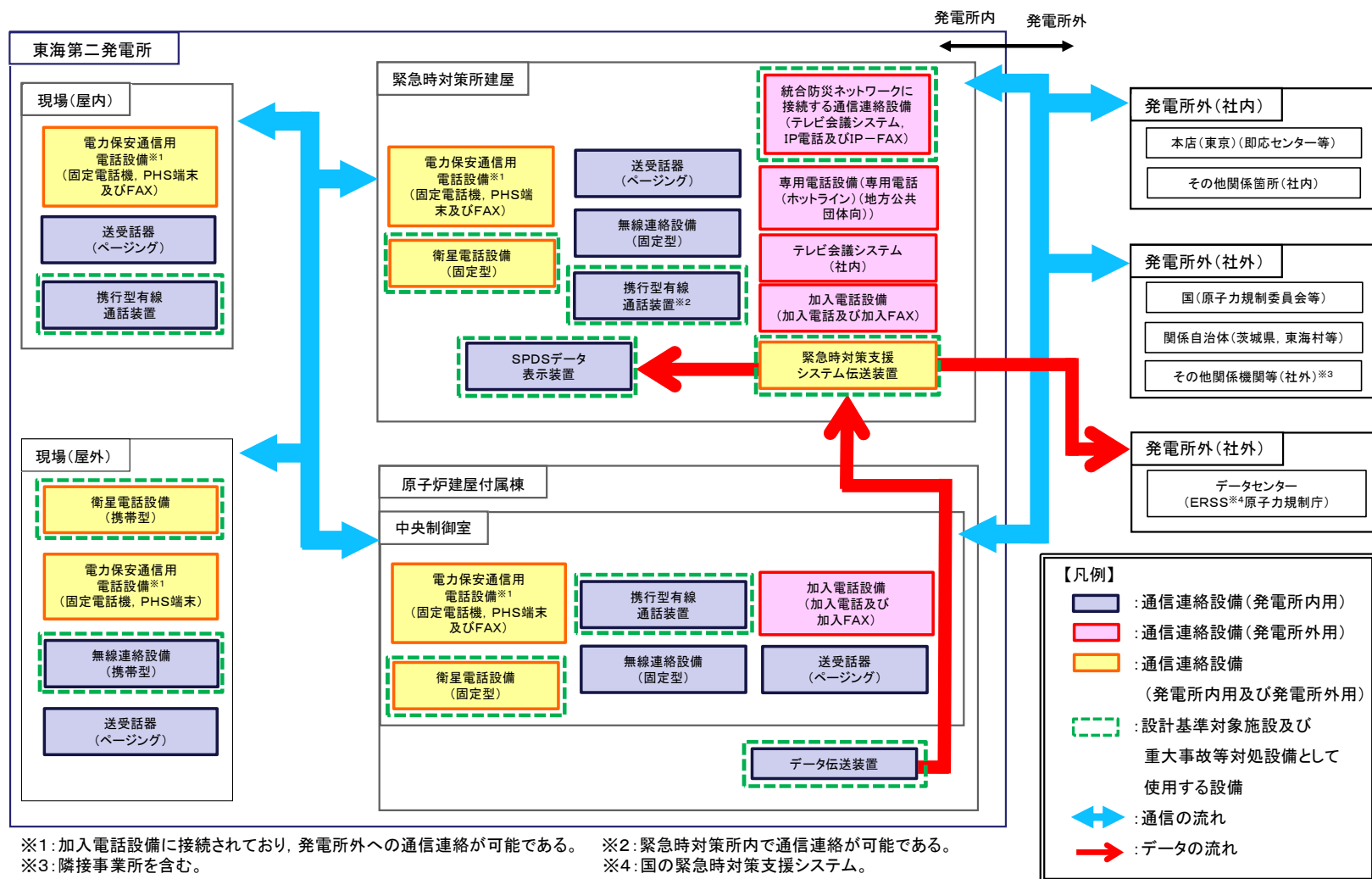
事故状態等の把握に必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため、緊急時対策所へデータを伝送する。

(4) 通信設備（発電所外）

発電所外の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行う。

(5) データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送する。



第 2.1-1 図 通信連絡設備の概要

2.2 警報装置及び通信設備（発電所内）

設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、送受話器（ページング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、無線連絡設備及び携行型有線電話装置の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。概要を第2.2-1図に示す。

通信設備（発電所内）の多様性を第2.2-1表に示す。

また、通信設備（発電所内）のうち、設計基準対象施設である衛星電話設備、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

万が一、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）の機能が喪失した場合、発電所建屋外は無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、発電所建屋内は携行型有線通話装置及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）により、発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

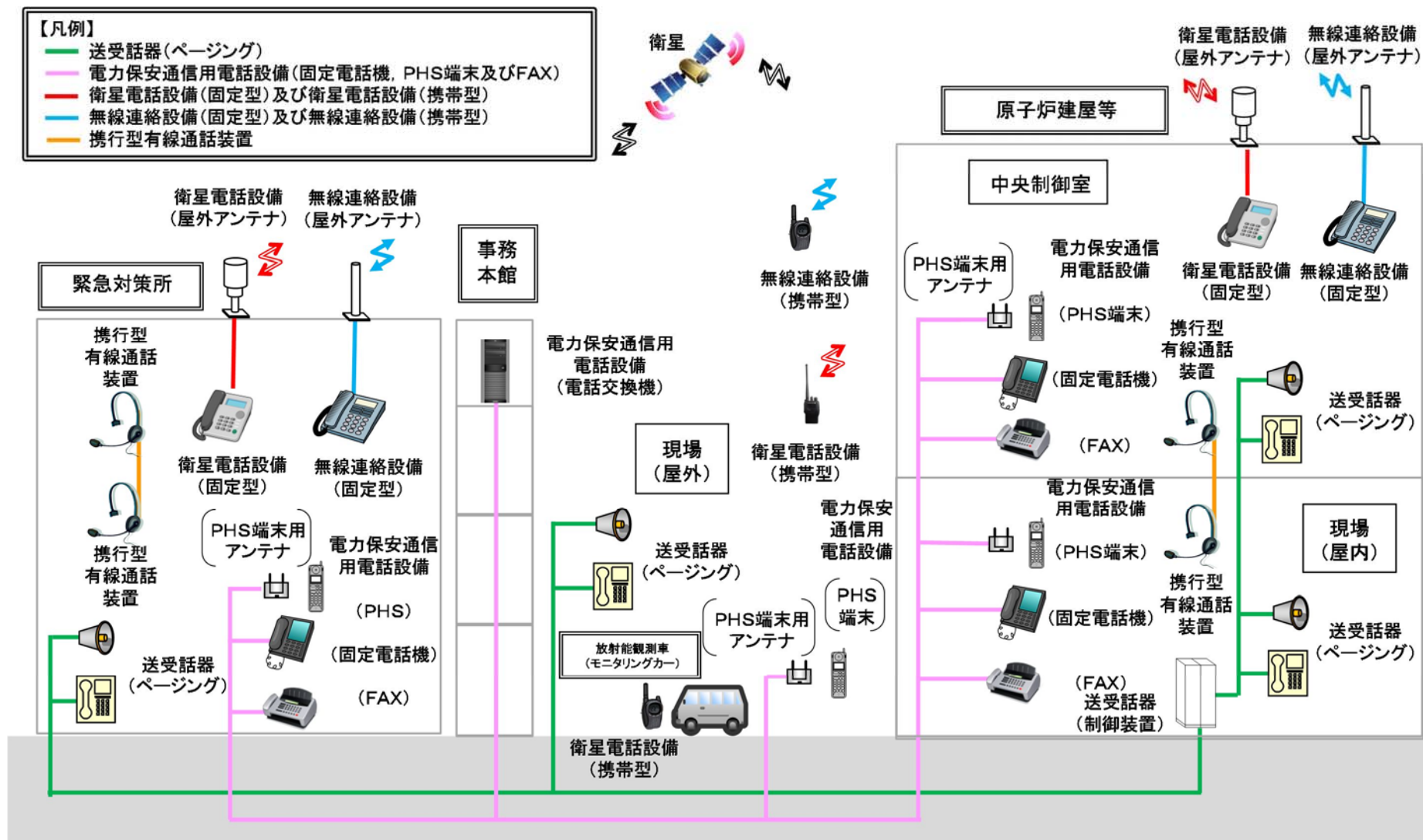
警報装置及び通信設備（発電所内）については、定期的な機能・性能の確認及び外観の確認により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。

第 2.2-1 表 通信設備（発電所内）の多様性

主要設備		機能	通信回線種別	通信連絡の場所※ ¹
送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所－中央制御室 ・中央制御室－現場（屋内） ・中央制御室－現場（屋外） ・緊急時対策所－現場（屋内） ・緊急時対策所－現場（屋外） ・現場（屋内）－現場（屋外） ・現場（屋外）－現場（屋外）
電力保安通信用電話設備	固定電話機	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所－中央制御室 ・中央制御室－現場（屋内） ・緊急時対策所－現場（屋内） ・現場（屋内）－現場（屋内） ・現場（屋内）－現場（屋外） ・現場（屋外）－現場（屋外）
	P H S 端末	電話	有線系／無線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所－中央制御室 ・中央制御室－現場（屋内） ・中央制御室－現場（屋外） ・緊急時対策所－現場（屋内） ・緊急時対策所－現場（屋外）
	F A X	F A X	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所－中央制御室
衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）， 衛星電話設備 （携帯型）	電話	衛星系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・中央制御室－現場（屋外） ・現場（屋外）－現場（屋外）
無線連絡設備	無線連絡設備 （固定型）， 無線連絡設備 （携帯型）	電話	無線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・中央制御室－現場（屋外） ・現場（屋外）－現場（屋外）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室－現場（屋内） ・緊急時対策所※²

※ 1：現場（屋内）：原子炉建屋，タービン建屋等

※ 2：緊急時対策所内で通信連絡を行う。



第 2.2-1 図 通信設備（発電所内）の概要

2.3 通信設備（発電所外）

(1) 所外必要箇所の選定

発電所外の通信連絡をする必要がある場所として、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等を選定する。

(2) 通信設備（発電所外）

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を音声等により行うため、通信設備（発電所外）として、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を設置又は保管する設計とし、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を第2.3-1図、第2.3-2図及び第2.3-3図に示す。

また、通信設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

a. 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）

当社及び東京電力パワーグリッド株式会社が構築する専用通信回線（無線系及び有線系）に接続している固定電話機、PHS端末及びFAX

b. テレビ会議システム（社内）

通信事業者が提供する通信回線（有線系及び衛星系）に接続しているテレビ会議システム（社内）

c. 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）

通信事業者が提供する通信回線（有線系）に接続している加入電話及び加入FAX

d. 統合原子力防災ネットワークに接続している通信連絡設備

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続しているテレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX

e. 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

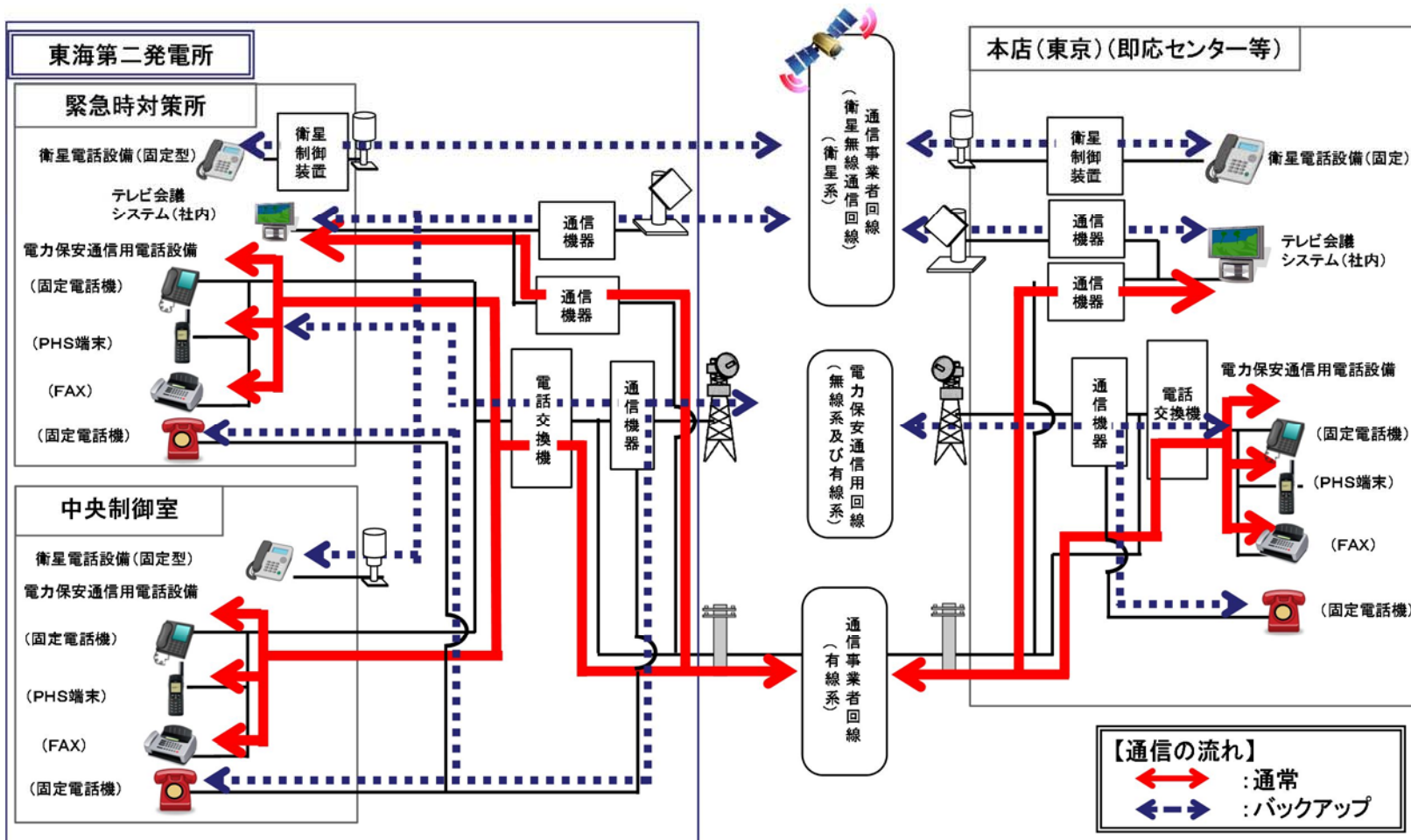
通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続している専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）

f. 衛星電話設備

通信事業者が提供する通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

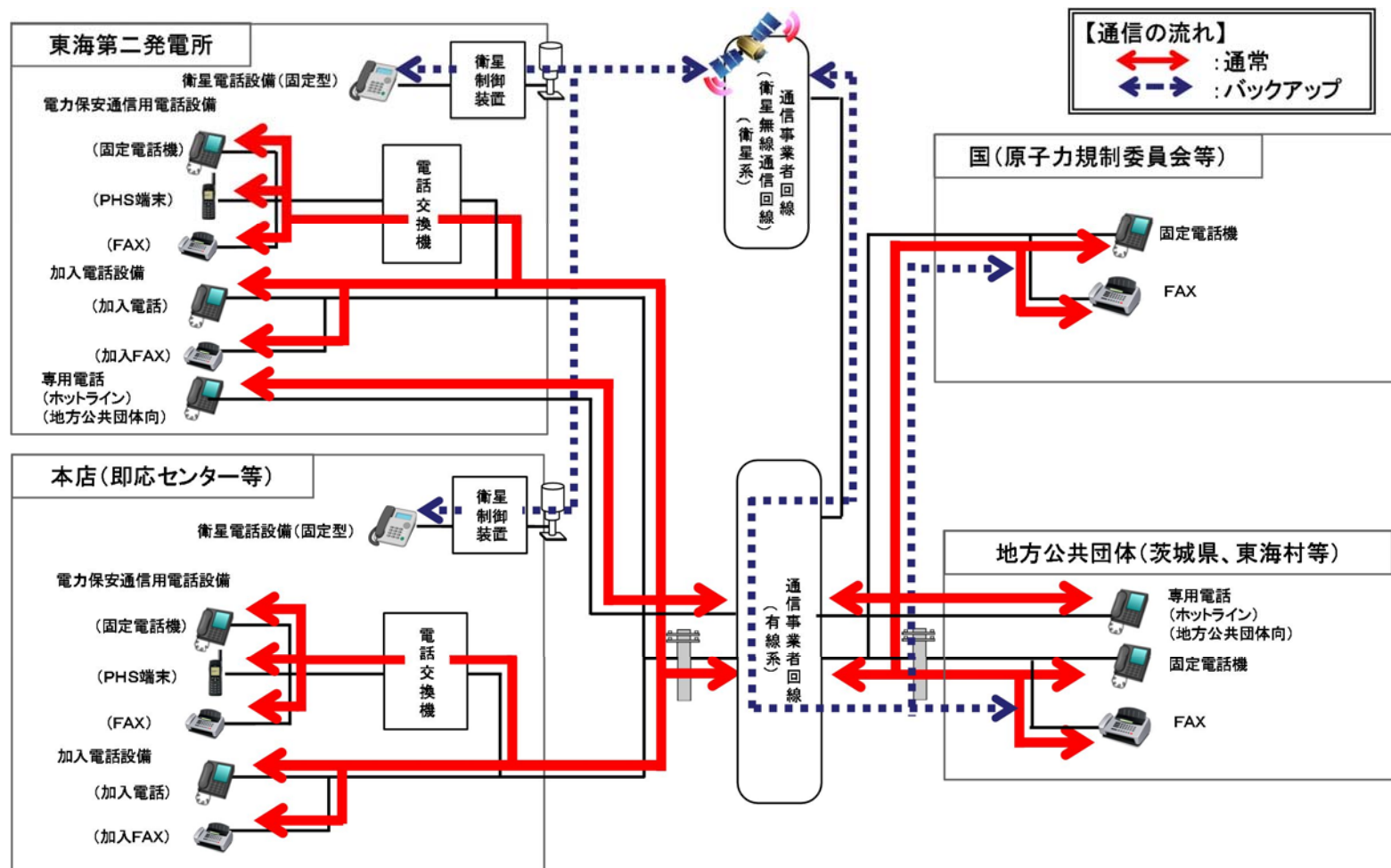
万が一、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）の機能が喪失した場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）等の衛星系回線により、発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

通信設備（発電所外）については、定期的な機能・性能検査及び外観検査により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。



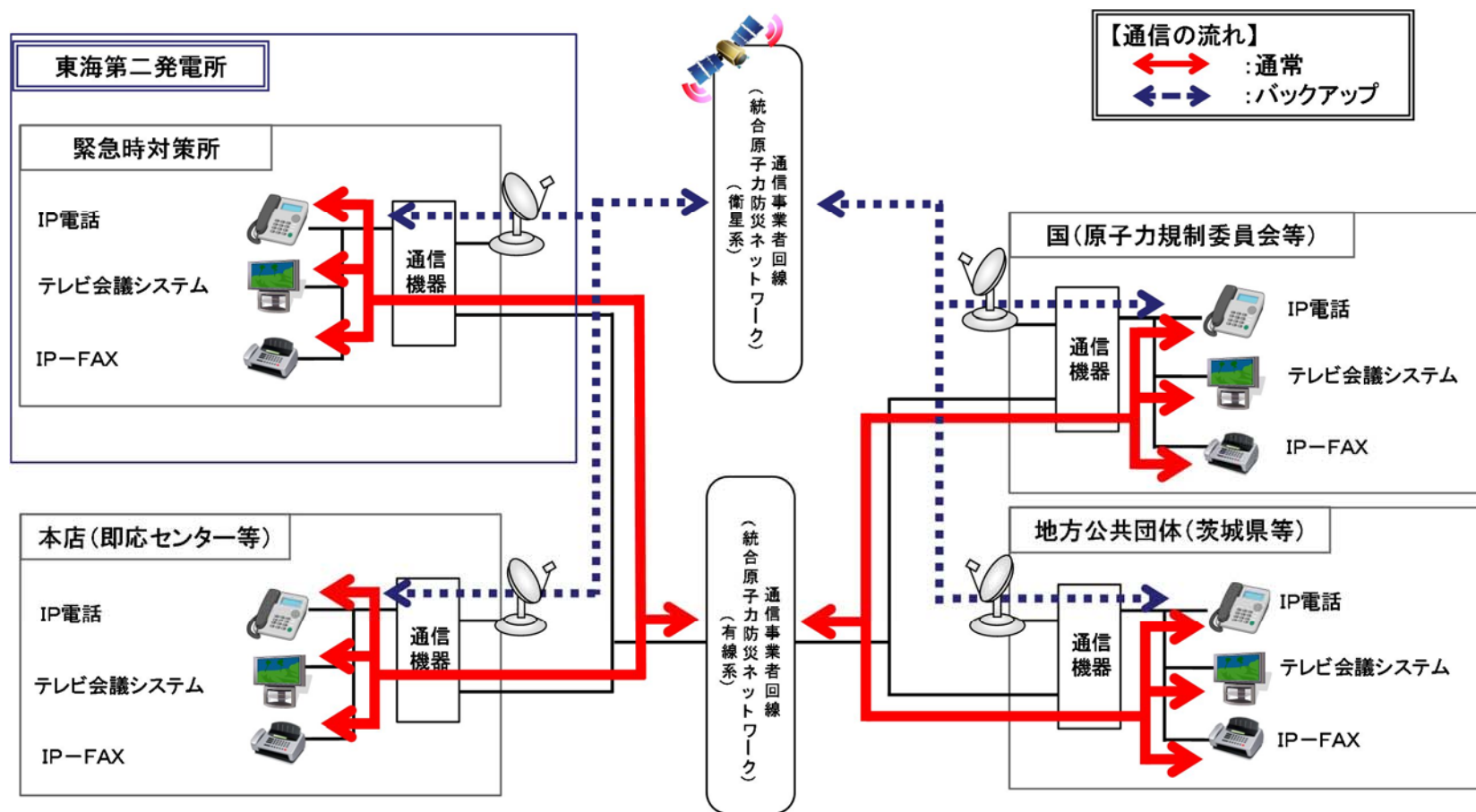
第 2.3-1 図 通信設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

（電力保安通信用電話設備，加入電話設備，衛星電話設備，テレビ会議システム（社内））



第 2.3-2 図 通信設備 (発電所外〔社外関係箇所〕) の概要 (その 1)

(電力保安通信用電話設備, 加入電話設備, 衛星電話設備, 専用電話設備)



第 2.3-3 図 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その 2）

（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備）

2.4 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成するSPDSを設置する設計とする。

また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

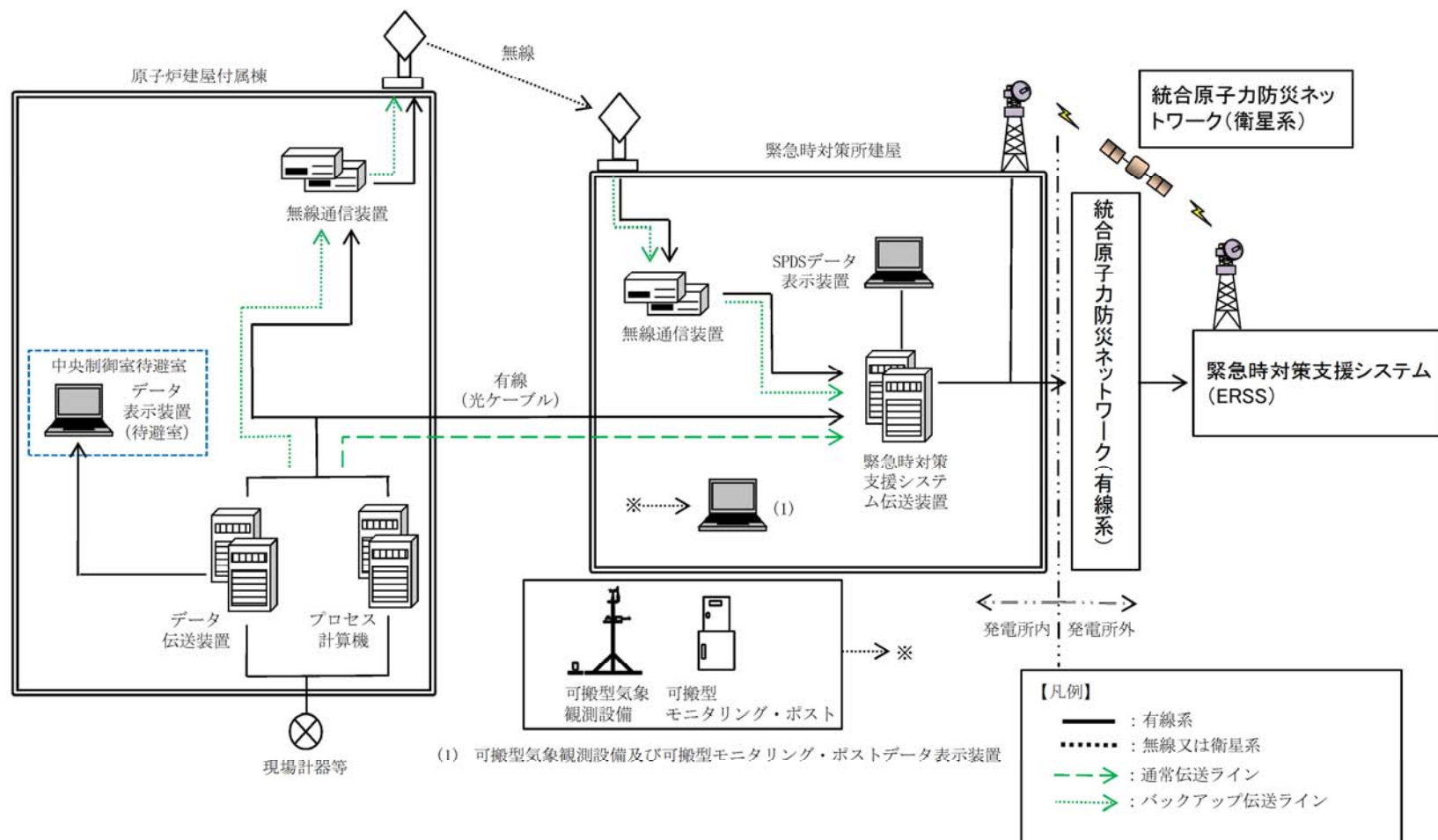
データ伝送設備は、データ伝送装置からデータを収集し、緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送可能な設計とし、常時使用できるよう通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保する設計とする。概要を第2.4-1図に示す。

なお、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設であるデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

データ伝送設備（発電所内）における発電所内建屋間の有線系回線の構成は、原子炉建屋と緊急時対策所間を直接接続する設計とする。

万が一、有線系回線に損傷が発生し、有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合、無線通信装置により、発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については、定期的な機能・性能の確認及び外観の確認により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。



第 2.4-1 図 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）の概要

2.5 多様性を確保した通信回線

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。多様性を確保した通信回線を第2.5-1表に記載するとともに、概要を第2.5-1図に示す。

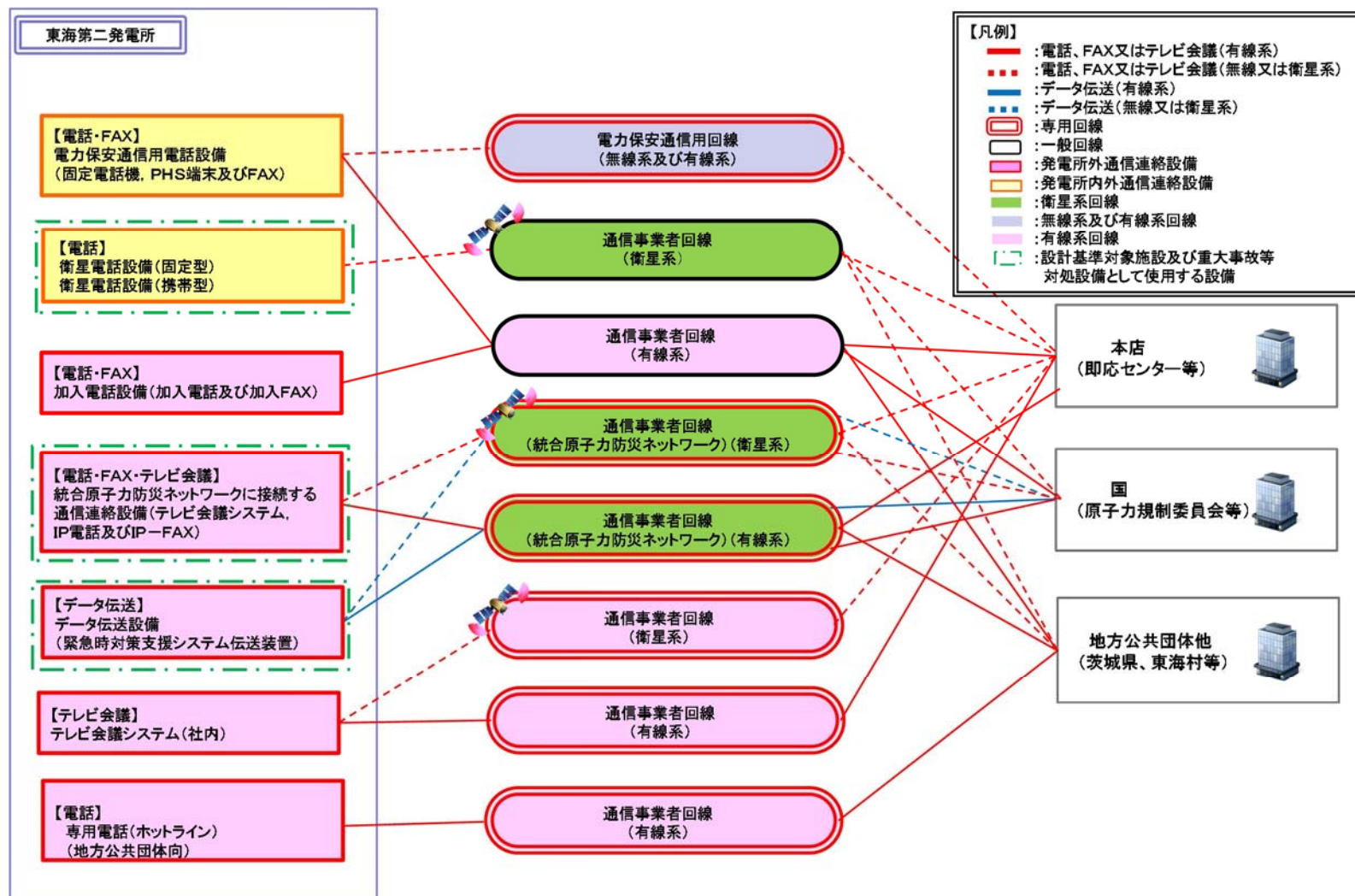
第2.5-1表 多様性を確保した通信回線

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の 制限※ ²
電力保安通信用回線	無線系（マイクロ波無線）及び有線系回線	電力保安通信用電話設備※ ¹	固定電話機，PHS 端末	電話	○	◎
			F A X	F A X	○	◎
通信事業者回線	有線系回線（災害時優先契約あり）	加入電話設備	加入電話	電話	－	○
			加入 F A X	F A X	－	○
	有線系回線（災害時優先契約なし）		加入電話	電話	－	×
			加入 F A X	F A X	－	×
	有線系回線	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線				衛星電話設備	○
		衛星電話設備（固定型）	電話	－		○
		衛星電話設備（携帯型）	電話	－	○	
	有線系回線	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	電話	○	◎
通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク）	有線系回線（光ファイバ）	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	I P 電話	電話	○	◎
			I P－F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		I P 電話	電話	○	◎
			I P－F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	有線系回線（光ファイバ）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	衛星系回線					

※1：加入電話設備にも接続されており、発電所外への連絡も可能

※2：通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

【凡例】・専用 ○：専用回線（帯域専有を含む） —：非専用回線
・通信の制限 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある



第 2.5-1 図 多様性を確保した通信回線の概要

2.6 通信連絡設備の電源設備

(1) 中央制御室

中央制御室における通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）からの給電が可能な設計とする。

さらに、中央制御室における通信連絡設備は、代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

中央制御室における通信連絡設備の電源構成を、第 2.6－1 図に示す。

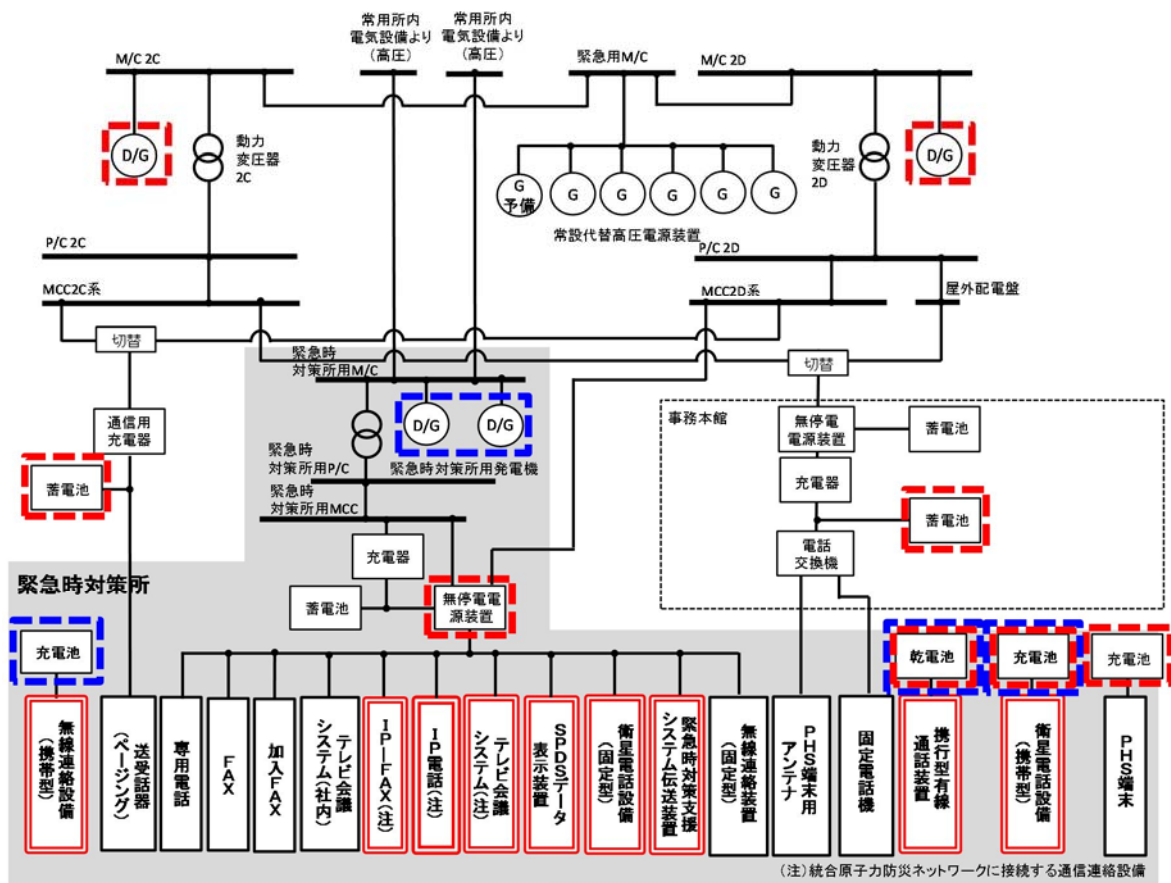
また、通信連絡設備の電源設備を、第 2.6－1 表、第 2.6－2 表及び第 2.6－3 表に示す。

(2) 緊急時対策所

緊急時対策所における通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）からの給電が可能な設計とする。

さらに、緊急時対策所における通信連絡設備は、代替電源設備として緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成を、第 2.6-2 図に示す。

また、通信連絡設備の電源設備を、第 2.6-1 表、第 2.6-2 表及び第 2.6-3 表に示す。



【凡例】

- ：非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む）
- ：代替電源設備
- ：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備

第 2.6－2 図 緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成

第 2.6－1 表 通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室	乾電池※ ¹	(乾電池)
	送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通話装置（携帯型）	緊急時対策所	充電池※ ²	(充電池)
	SPDS	データ伝送装置	原子炉建屋 付属棟	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		SPDSデータ表示装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※ 1 : 乾電池により約 12 時間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能。

※ 2 : 充電池により約 14 時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

■ : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

□ : 重大事故等対処設備

第 2.6-2 表 通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
		PHS 端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 （充電池）
		FAX	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機 可搬型代替低圧電源車
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	充電池※ ¹	（充電池）
	テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※ 1：充電池により約 4 時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。




：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備




：重大事故等対処設備

第 2.6－3 表 通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム （有線系，衛星系）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P 電話 （有線系，衛星系）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P－F A X （有線系，衛星系）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電	－（通信事業者回線からの給電）
		加入 F A X	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 （ホットライン） （地方公共団体向）	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

別紙 1 通信連絡設備の一覧



発電所内及び発電所外において必要な箇所と通信連絡を行うための設備について、保管場所及び配備台数を別紙 第 1－1 表及び第 1－2 表に示す。

通信連絡設備の保管にあたっては、保管環境（温度，湿度，振動等）を考慮した設計とする。

重大事故等が発生した場合においても使用する通信連絡設備についての保管にあたっては、有効性評価において想定する時間に対して影響がなく速やかに使用できるよう考慮した設計とする。また、保守点検時及び設備が故障した場合においても速やかに代替機器を準備できるよう予備品を配備する。




保管場所及び配備台数については、訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善を図ることとする。

別紙 第 1－1 表 通信連絡設備（発電所内用）（1 / 3）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	送受話器 （ページング） （警報装置を含む。）	約 280 台 ・緊急時対策所建屋：20 台 ・中央制御室：9 台 ・原子炉建屋他：約 230 台 屋外：約 20 台	○		  送受話器 スピーカ

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 1－1 表 通信連絡設備（発電所内用）（2 / 3）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
電力保安通信用電話設備	固定電話機	約 180 台 ・ 緊急時対策所：4 台 ・ 中央制御室：6 台 ・ 原子炉建屋他：約 170 台	○		
	P H S 端末	約 300 台 ・ 緊急時対策所：約 40 台 ・ 中央制御室：4 台 ・ 発電所員他配備：約 250 台	○		
	F A X	2 台 ・ 緊急時対策所：1 台 ・ 中央制御室：1 台	○		




・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 1－1 表 通信連絡設備（発電所内用）（3／3）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	15 台（予備 2 台） ・緊急時対策所：3 台（予備 1 台） ・中央制御室：12 台（予備 1 台）		○	
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	8 台 ・緊急時対策所：6 台 ・中央制御室：2 台		○	
	衛星電話設備（携帯型）	11 台（予備 1 台） ・緊急時対策所：11 台（予備 1 台）		○	
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	3 台 ・緊急時対策所：2 台 ・中央制御室：1 台		○	
	無線連絡設備（携帯型）	19 台（予備 1 台） ・緊急時対策所：19 台（予備 1 台）		○	





・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（1 / 4）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
加入電話設備	加入電話機	10 台 ・緊急時対策所：9 台 ・中央制御室：1 台 ※：災害時優先契約あり	○		
	加入 F A X	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	○		
テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	2 台 ・緊急時対策所：2 台	○		



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（2 / 4）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
専用電話設備	専用電話 （ホットライン）（地方公共団体向）	1 台 ・緊急時対策所：1 台	○		
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	約 180 台 ・緊急時対策所：4 台 ・中央制御室：6 台 ・原子炉建屋他：約 170 台	○		
	P H S 端末	約 300 台 ・緊急時対策所：約 40 台 ・中央制御室：4 台 ・発電所員他配備：約 250 台	○		
	F A X	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	○		



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（3 / 4）

主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
統合原子力防災 ネットワーク に接続する 通信連絡設備	I P 電話	6 台（有線系：4 台，衛星系：2 台） ・緊急時対策所：6 台 （有線系：4 台，衛星系：2 台）		○	
	I P － F A X	3 台（有線系：2 台，衛星系：1 台） ・緊急時対策所：3 台 （有線系：2 台，衛星系：1 台）		○	
	テレビ会議 システム	1 台 ・緊急時対策所：1 台		○	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 1－2 表 通信連絡設備（発電所外用）（4 / 4）

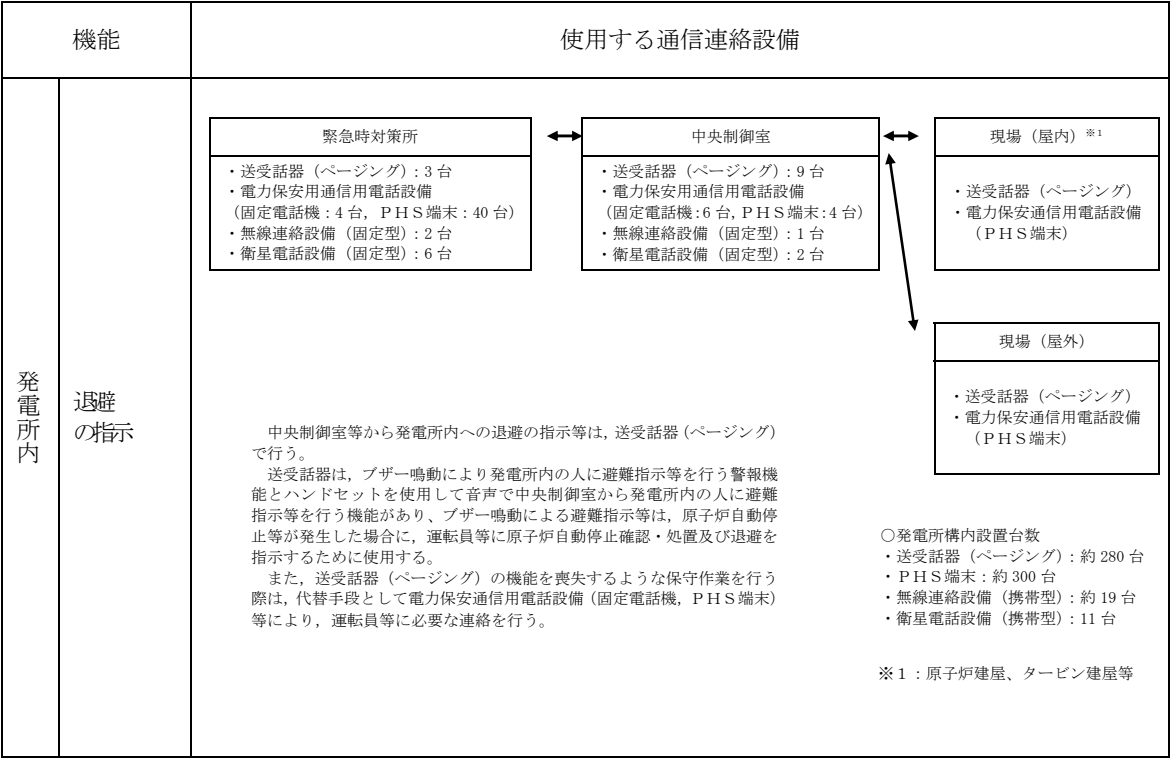
主要設備		台数・設置場所	新規性基準要求		写真
			既存	新規	
衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）	8 台 ・ 緊急時対策所：6 台 ・ 中央制御室：2 台		○	
	衛星電話設備 （携帯型）	11 台（予備 1 台） ・ 緊急時対策所：11 台（予備 1 台）		○	

・ 台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 2 機能ごとに必要な通信連絡設備

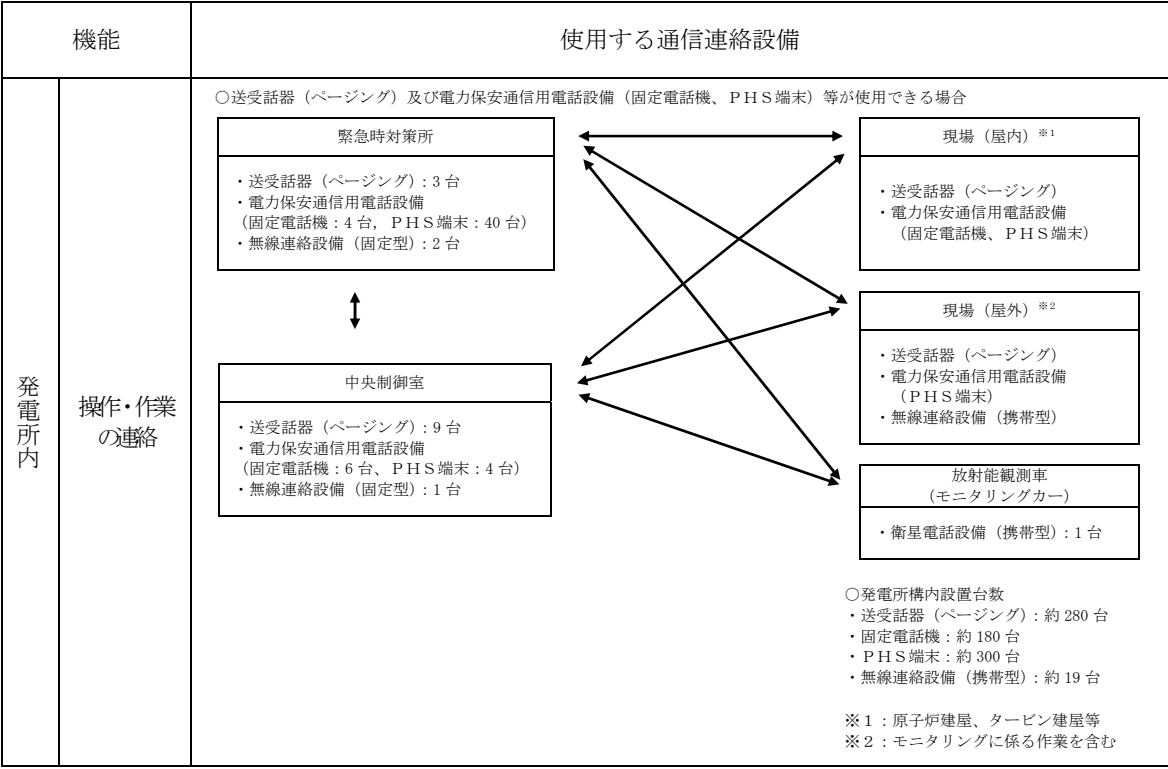
発電所内における「退避の指示」及び「操作・作業の指示」、発電所外への「連絡・通報等」に必要な通信連絡の種類、配備台数等について、通信連絡が必要な箇所ごとに整理した通信連絡の指揮系統図を別紙 第 2-1 図、別紙 第 2-2 図、別紙 第 2-3 図に示す。

通信連絡設備は、使用する要員、連絡先（地方公共団体、その他関係機関等）に、より速やかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また、予備品の台数は、これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ、設備が故障した場合も速やかに代替機器を準備できる台数を整備する。

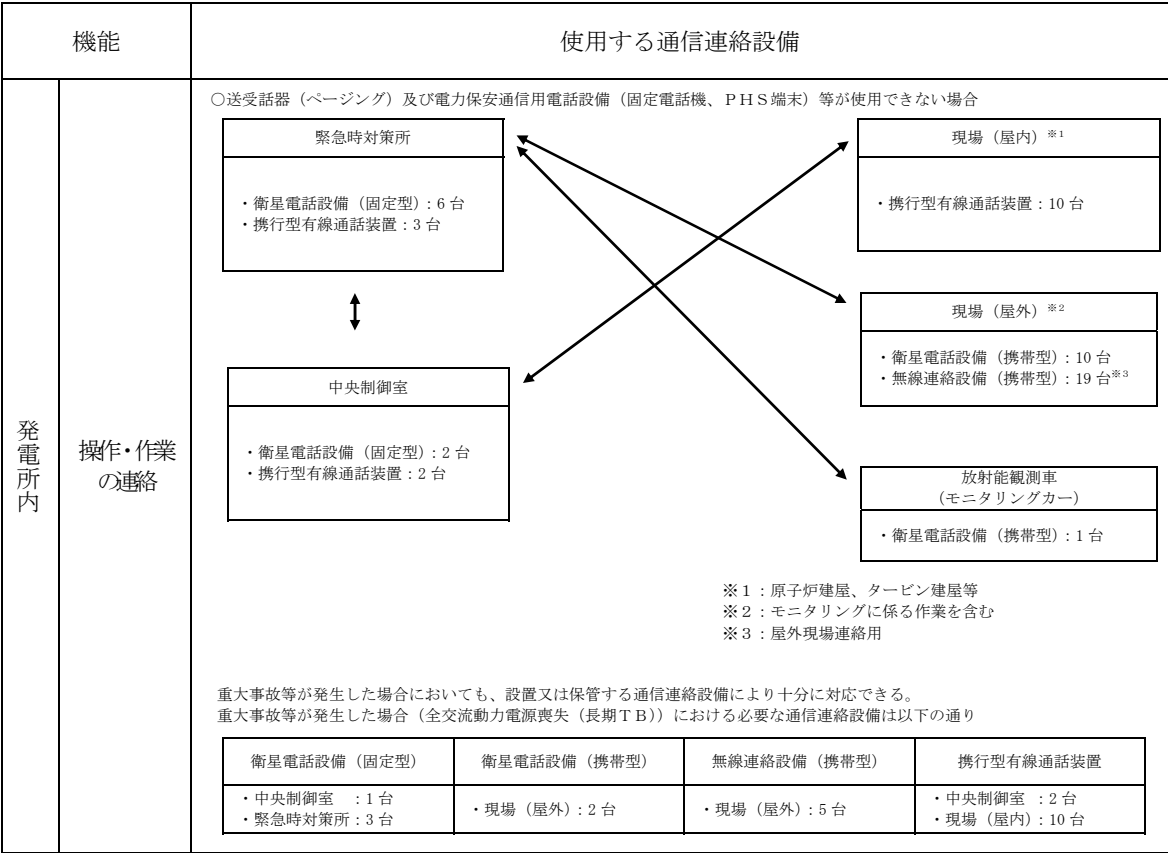


・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 2－1 図 「退避の指示」における通信連絡の指揮系統図

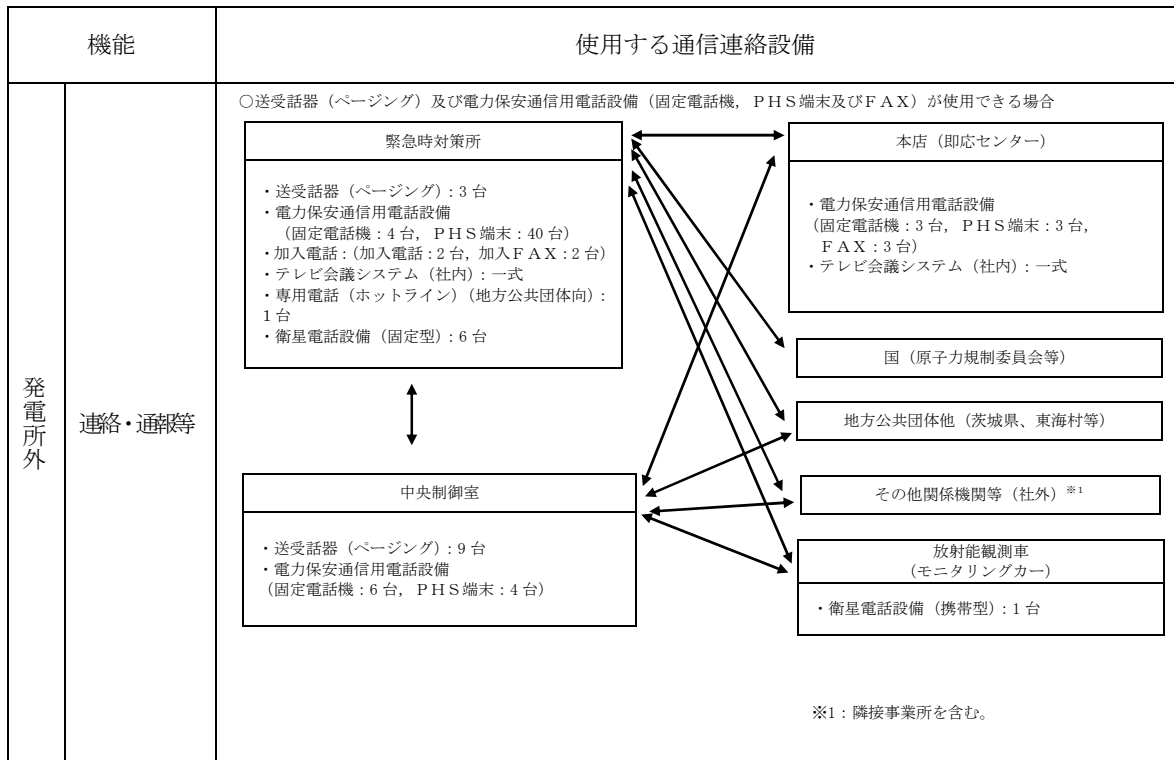


・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

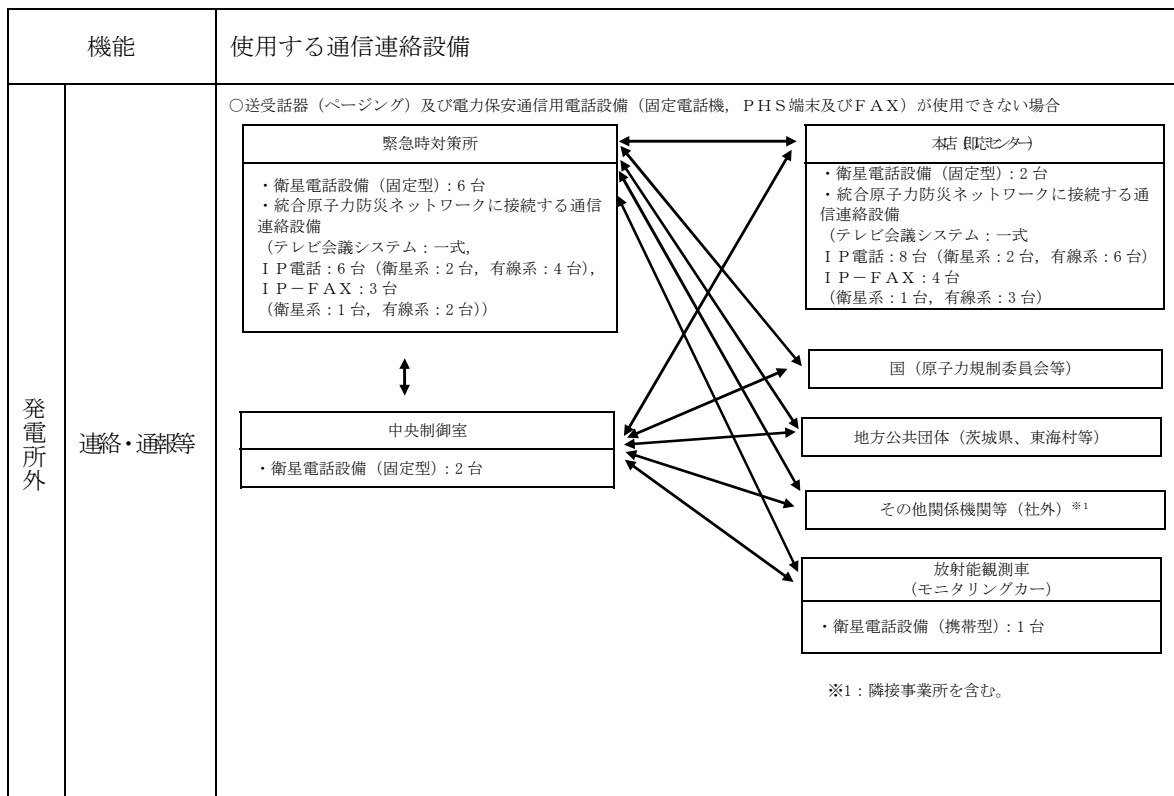


・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第2-2図 「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第2-3図 「連絡・通報等」における通信連絡の指揮系統図

別紙 3 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所

通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、以下の通信連絡設備を使用する。

○携行型有線通話装置

中央制御室に保管する携行型有線通話設備は、中央制御室と各現場（屋内）間に布設している専用通信線を用い、携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し、溢水時においても使用可能な設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、中央制御室及び現場（屋内）にて対応する災害対策要員は各自 1 台を携行し使用する。なお、屋外より合流する災害対策要員が使用する携行型有線通話装置は、合流する運転員が中央制御室より携行する。

○衛星電話設備（固定型）

中央制御室及び緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は、中央制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また、屋外の災害対策要員は衛星電話設備（携帯型）を使用することにより緊急時対策所と現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、中央制御室と緊急時対策所間として各 1 台、緊急時対策所と現場（屋外）間として緊急時対策所に作業ごとに各 1 台使用する。

○衛星電話設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する衛星電話設備（携帯型）は、現場（屋外）と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、現場（屋外）と緊急時対策所間連絡用として屋外の災害対策要員の作業ごとに各 1 台を携行し使用する。

○無線連絡設備（携帯型）

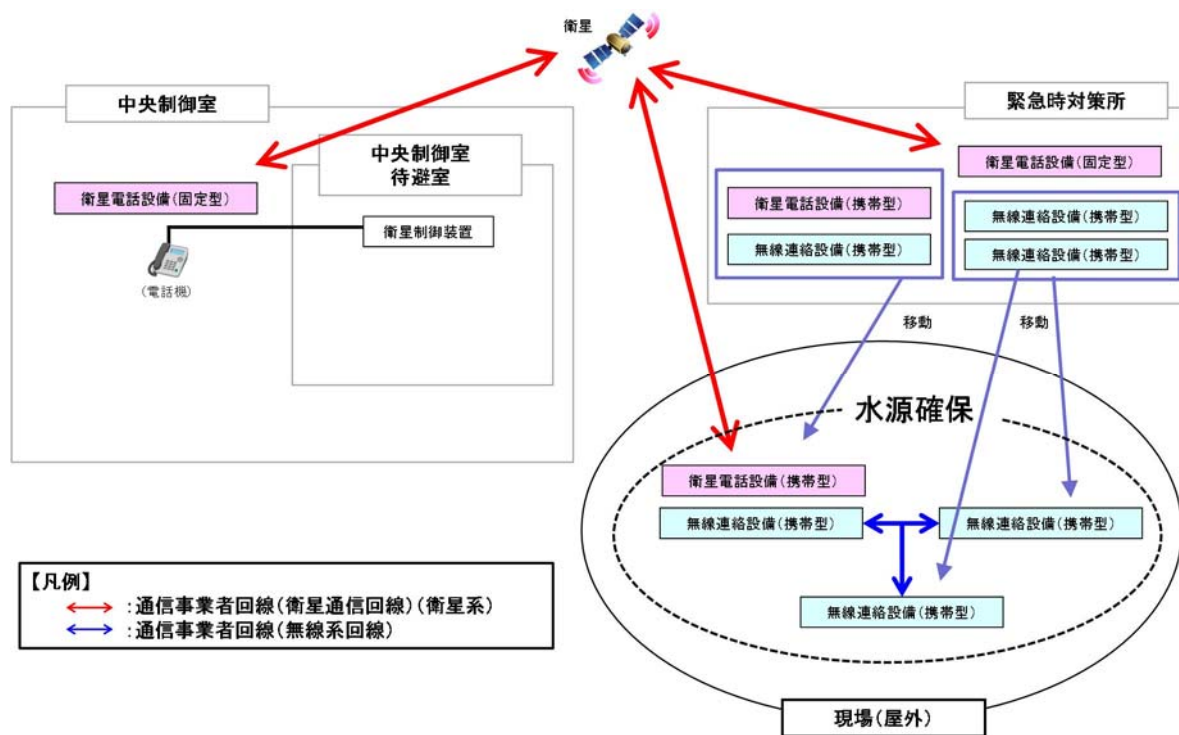
緊急時対策所に保管する無線連絡設備（携帯型）は、現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、現場（屋外）間連絡用として屋外の災害対策要員はツーマンルールであるため 2 名ごとに 1 台を携行し使用する。

携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要及び衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要について、別紙 第 3-1 図及び別紙 第 3-2 図に示す。また、各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を別紙 第 3-1 表、各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置及び衛星電話設備等の台数を別紙 第 3-2 表及び別紙 第 3-3 表に示す。

別紙 第3-1表 携行型有線通話装置を使用する通話場所の例
 (重大事故シーケンス 全交流電源喪失(長期TB)の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋附属棟1階	C/S電気室
受電前準備	原子炉建屋附属棟地下1,2階	C/S電気室
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟4階	北西通路
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟3階	MSIV保守室
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟2階	南側通路
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟1階	南側通路



別紙 第3-2図 衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要

別紙 第 3－2 表 各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置の台数

単位：台

各事故シーケンスグループ等			使用場所	原子炉建屋付属棟 －：作業無	原子炉建屋 原子炉棟 －：作業無	原子炉建屋 廃棄物処理棟 －：作業無	計 <small>(注 1)</small>
			中央制御室 －：作業無				
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－	－
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期 T B）	2	2	8	－	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失（T B D，T B U）	2	2	8	－	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失（T B P）	2	2	8	－	12
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	2	－	－	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	2	－	－	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	－	－	－	－	－
	①-6	L O C A 時注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）	2	－	4	－	6
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	2	2	－	－	4
	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	2	2	－	－	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	2	2	－	3	7
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	2	－	3	7
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	2	－	3	7
	②-4	水素燃焼	2	2	－	3	7
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	－	3	7
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至るおそれがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	③-1	想定事故 1	－	－	－	－	－
	③-2	想定事故 2	－	－	－	－	－
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	2	2	－	－	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	－	－	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	－	－	－	－	－
	④-4	反応度の誤投入	－	－	－	－	－

・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

(注 1)：中央制御室へ現場用（中央制御室必要分含め）として 12 台（予備 1 台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。

別紙 第 3—3 表 各事故シーケンスグループ等で使用する衛星電話設備等の台数

単位：台

各事故シーケンスグループ等			使用場所	屋内 (中央制御室) －：作業無	屋内 (緊急時対策所) －：作業無	屋外 －：作業無	
			設備	衛星電話設備 (固定型) ※1	衛星電話設備 (固定型) ※1	衛星電話設備 (携帯型) ※2	無線連絡設備 (携帯型) ※3
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①・1	高压・低压注水機能喪失		1	3	2	5
	①・2	高压注水・減圧機能喪失		—	—	—	—
	①・3-1	全交流動力電源喪失 (長期 T B)		1	3	2	5
	①・3-2	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)		1	3	2	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失 (T B P)		1	3	2	5
	①・4-1	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)		—	—	—	—
	①・4-2	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)		1	3	2	5
	①・5	原子炉停止機能喪失		—	—	—	—
	①・6	L O C A 時注水機能喪失		1	3	2	5
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	①・7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)		—	—	—	—
	①・8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失		1	3	2	5
	②・1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)		—	—	—	—
	②・1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)		1	3	2	5
	②・2	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		—	—	—	—
	②・3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用		—	—	—	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	②・4	水素燃焼		—	—	—	—
	②・5	溶融炉心・コンクリート相互作用		—	—	—	—
	③・1	想定事故 1		1	3	2	5
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	③・2	想定事故 2		1	3	2	5
	④・1	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)		—	—	—	—
	④・2	全交流動力電源喪失		—	—	—	—
	④・3	原子炉冷却材の流出		—	—	—	—
	④・4	反応度の誤投入		—	—	—	—

- ・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。
- ※ 1：中央制御室へ 2 台、緊急時対策所へ 6 台を設置するため、重大事故等においても対応できる。
- ※ 2：緊急時対策所へ 11 台 (予備 1 台) を保管するため、重大事故等においても対応できる。
- ※ 3：緊急時対策所へ 19 台 (予備 1 台) を保管するため、重大事故等においても対応できる。

別紙 4 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の構成について

加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の電源については，通信事業者から給電されるため，発電所内の電源に依存しない仕様となっている。

加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）の概要を別紙 第 4－1 図に示す。

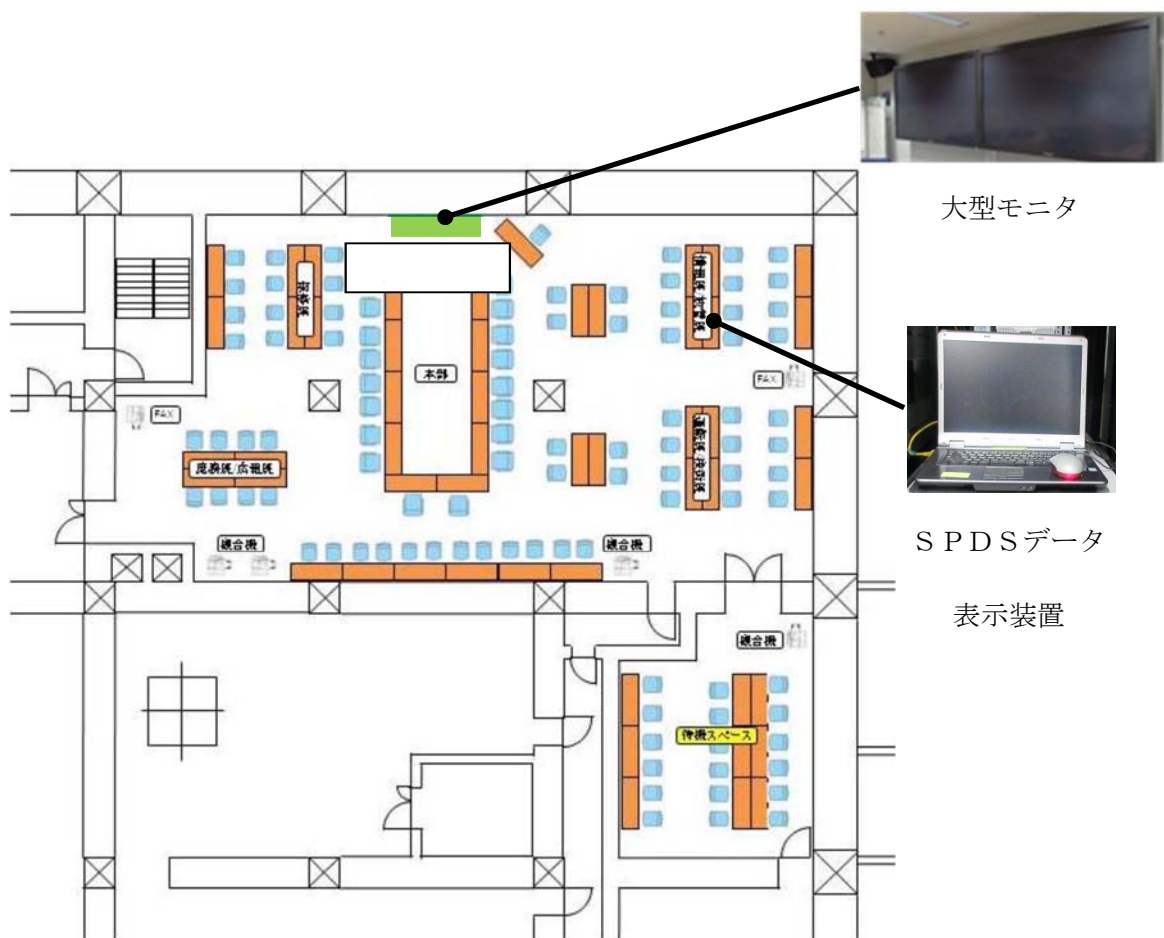
別紙 第 4－1 図 加入電話設備の構成

別紙 5 緊急時対策所におけるSPDSデータ表示装置

緊急時対策所におけるSPDSデータの表示については、SPDSデータ表示装置の画面に表示させることで、プラントの状態を共有することが可能な設計とする。

なお、大型モニタを配備し、SPDSデータ表示装置の画面を表示させることが可能な設計とする。

概要を別紙 第5-1図に示す。



- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第5-1図 緊急時対策所におけるSPDSデータ表示の概要

別紙6 S P D S のデータ伝送概要と確認できるパラメータ

通常、緊急時対策所内に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

緊急時対策所内に設置する緊急時対策支援システム伝送装置に入力されるパラメータ（S P D S パラメータ）は、緊急時対策所において、データを確認（主要なバルブの開閉表示も確認可能である）することができるとともに、国の緊急時対策支援システム（E R S S）へ伝送できる設計とする。

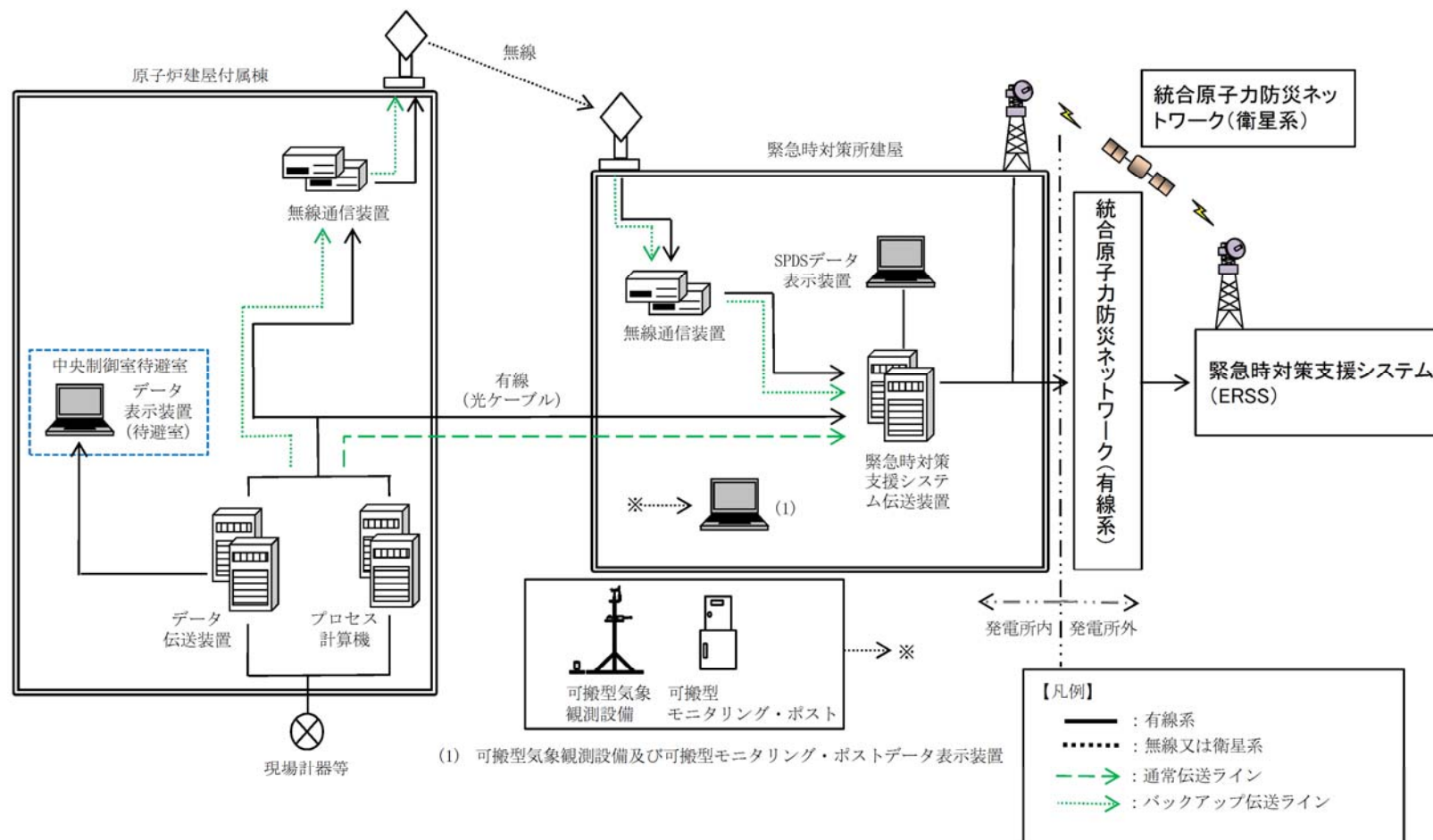
通常のデータ伝送ラインである有線系回線が使用できない場合、緊急時対策所内に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインである無線系回線により原子炉建屋付属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所において推定できるように可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。

なお、今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮し、余裕のあるデータ伝送容量を持つとともに表示機能の拡張性を考慮した設計とする。

S P D S のデータ伝送概要を別紙 第6-1 図に示す。

また、S P D S データ表示装置で確認できるパラメータを別紙 第6-1 表に示す。



別紙 第6-1図 SPDSのデータ伝送概要

別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパラメータ	ERSS伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均	○	○	—
	平均出力領域計装 A	○	○	○
	平均出力領域計装 B	○	○	○
	平均出力領域計装 C	○	○	—
	平均出力領域計装 D	○	○	—
	平均出力領域計装 E	○	○	—
	平均出力領域計装 F	○	○	—
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	—
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(SA広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(SA燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	—
	原子炉給水流量	○	○	—

※1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

別紙 第 6－1 表 S P D S データ表示装置で確認できるパラメータ (2/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パラメー タ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	M／C 2 A－1 電圧	○	○	－
	M／C 2 A－2 電圧	○	○	－
	M／C 2 B－1 電圧	○	○	－
	M／C 2 B－2 電圧	○	○	－
	M／C 2 C 電圧	○	○	○
	M／C 2 D 電圧	○	○	○
	M／C H P C S 電圧	○	○	○
	D／G 2 C 遮断器 (660) 閉	○	○	－
	D／G 2 D 遮断器 (670) 閉	○	○	－
	H P C S D／G 遮断器 (680) 閉	○	○	－
	圧力容器フランジ温度	○	○	－
	125V 系蓄電池 A 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 B 系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池 H P C S 系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用 M／C 電圧	○	○	○
	緊急用 P／C 電圧	○	○	○
原 子 炉 格 納 容 器 内 の 状 態 確 認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D／W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D／W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S／C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S／C) (B)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※ 1 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S から追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータを E R S S へ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(3/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度(平均値)	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気気水素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気気水素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器雰囲気気酸素濃度(D/W)	○	○	—
	格納容器雰囲気気酸素濃度(S/C)	○	○	—
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	○	○	○
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	○	○	○

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(4/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	残留熱除去系 A注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 B注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系 C注入弁全開	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁A (全開)	○	○	—
	格納容器内スプレイ弁B (全開)	○	○	—
放射能隔 離の状態 確認	主排気筒放射線モニタA	○	○	—
	主排気筒放射線モニタB	○	○	—
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	—
	主蒸気管放射線モニタ(A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(D)	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	—
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	—
	NS4内側隔離	○	○	—
	NS4外側隔離	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁A全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁B全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁C全閉	○	○	—
	主蒸気内側隔離弁D全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁A全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁B全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁C全閉	○	○	—
	主蒸気外側隔離弁D全閉	○	○	—
環境の情 報確認	SGTS A作動	○	○	—
	SGTS B作動	○	○	—
	SGTSモニタ (高レンジ) A	○	○	—
	SGTSモニタ (高レンジ) B	○	○	—
	SGTSモニタ (低レンジ) A	○	○	—
	SGTSモニタ (低レンジ) B	○	○	—

※1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(5/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパラメータ	ERSS伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
環境の情報確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(T-2)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト(A)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(B)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(C)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(D)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(緊急時対策所)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(NE)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(E)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(SW)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(S)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(SE)	○	○	○
	風向(可搬型)	○	○	○
	風速(可搬型)	○	○	○
	大気安定度(可搬型)	○	○	○

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

別紙 第6-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(6/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパラメータ	ERSS伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（SA）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	自動減圧系 A作動	○	○	—
	自動減圧系 B作動	○	○	—
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系ポンプA起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプB起動	○	○	—
	残留熱除去系ポンプC起動	○	○	—
	残留熱除去系A注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系B注入弁全開	○	○	—
	残留熱除去系C注入弁全開	○	○	—
	全制御棒全挿入	○	○	—
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

別紙 7 過去のプラントパラメータ閲覧について

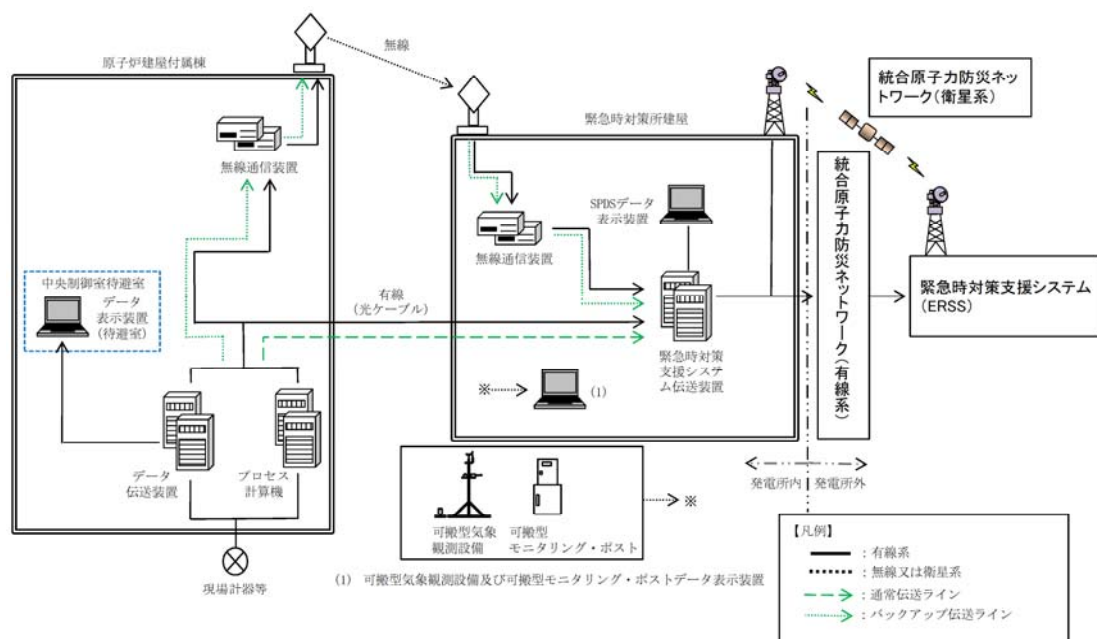
緊急時対策支援システム伝送装置に収集されるプラントパラメータ（SPDSパラメータ）は、緊急時対策支援システム伝送装置で2週間分（1分周期）のデータを保存（自動収集）できる設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置に保存されたデータについては、緊急時対策所のSPDSデータ表示装置から専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存できる設計とする。

重大事故等が発生した場合には、緊急時対策所において、プラントパラメータ（SPDSパラメータ）を専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存し保管する手順を整備する。これにより、SPDSデータ表示装置にて外部記憶媒体に保存されたプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の過去のデータを閲覧することができる設計とする。

また、SPDSデータ表示装置にてプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の監視も可能な設計とする。

概要を別紙 第7-1図に示す。



別紙 第7-1図 過去のプラントパラメータ閲覧の概要

別紙 8 緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について

緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備は、転倒防止措置等を施す設計とする。さらに、緊急時対策所に設置又は保管する重大事故等対処設備は、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送するための SPDS 及びデータ伝送設備については、固縛又は転倒防止措置等を講じる等、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。また、建屋間の伝送ルートは、無線系回線により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

緊急時対策所における通信連絡設備、SPDS 及びデータ伝送設備の耐震措置について、別紙 第 8-1 表及び別紙 第 8-2 表に示す。

別紙 第 8－1 表 緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置

通信種別	主要設備		耐震措置
発電所 内外	衛星電話 設備	衛星電話設備 (固定型)	<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備(固定型)は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・衛星電話設備(固定型)の衛星電話設備(屋外アンテナ)及び衛星制御装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・衛星制御装置から衛星電話設備(屋外アンテナ)までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
		衛星電話設備 (携帯型)	<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所内に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
発電所内	無線連絡 設備	無線連絡設備 (携帯型)	<ul style="list-style-type: none"> ・無線連絡設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所内に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	携行型有線 通話装置	携行型有線 通話装置	<ul style="list-style-type: none"> ・携行型有線通話装置は、耐震性を有する緊急時対策所内に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
発電所外	統合原子力 防災ネットワ ークに接続す る通信連絡設 備	テレビ会議 システム	<ul style="list-style-type: none"> ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX)は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX)の衛星無線通信装置及び通信機器は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 ・通信機器から衛星無線通信装置までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
		IP 電話	
		IP-FAX	

別紙 第 8－2 表 緊急時対策所の S P D S 及びデータ伝送設備に係る耐震措置

通信種別	主要設備	耐震措置
原子炉 建屋 付属棟	データ伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> データ伝送装置は、耐震性を有する原子炉建屋内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	<ul style="list-style-type: none"> 無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 データ伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
建屋間	建屋間 伝送ルート	<ul style="list-style-type: none"> 建屋間伝送ルートは有線系及び無線系回線を確保する設計とする。 無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋及び緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
緊急時 対策所	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 緊急時対策支援システム伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
	緊急時対策支援 システム伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。
	S P D S データ表示装置	<ul style="list-style-type: none"> S P D S データ表示装置は、耐震性を有する緊急時対策所内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動 S s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。

別紙 9 緊急時対策所における通信連絡設備の電源について

緊急時対策所の必要な負荷は、通常時、東海第二発電所の常用高圧母線から受電可能とする。また、緊急時対策所の必要な負荷のうち、主な通信連絡設備については、非常用低圧母線から受電可能とする。

緊急時対策所における主な通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機から受電可能とする。

さらに、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。給電の切替えは自動又は手動により行える設計とする。

緊急時対策所用発電機の仕様を別紙 第 9－1 表に示す。

別紙 第 9－1 表 緊急時対策所用発電機の仕様

容量	約 1,725kVA
電圧	6.6kV
力率	0.8

緊急時対策所用発電機の燃料系統は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプ、配管等で構成される。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、緊急時対策所横の地下に設置され、重大事故等時に緊急時対策所に電源供給した場合、約 7 日間の連続運転が可能な設計とする。

別紙 10 緊急時対策所の無停電電源装置の仕様について

緊急時対策所における通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機から受電可能である。

さらに、非常用ディーゼル発電機から受電できない場合、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から約 1 分程度で受電可能であり、受電するまでの間、以下に示すとおり、緊急時対策所用無停電電源装置から給電可能な設計とする。

緊急時対策所用無停電電源装置の仕様を別紙 第 10－1 表に示す。

別紙 第 10－1 表 緊急時対策所用無停電電源装置の仕様

定格出力容量	給電可能時間（停電補償時間）
50kVA	1 時間以上

緊急時対策所用無停電電源装置から給電可能な設備の負荷

緊急時対策所用無停電電源装置から給電可能な設備			負荷 [kVA]	無停電電源装置 定格出力容量 [kVA]
通信連絡 設備	S P D Sデータ表示装置		1.0	50.0
	緊急時対策支援システム伝送装置		3.9	
	衛星電話設備（固定型）		2.0	
	無線連絡設備（固定型）		0.5	
	F A X		2.0	
	テレビ会議システム（社内）		1.6	
	統合原子力防災ネット ワークに接続する 通信連絡設備	I P電話	4.0	
		I P－F A X		
テレビ会議システム				
放射線管理設備			1.0	
その他設備			6.6	
合 計			22.6	

各負荷容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

別紙 11 多様性を確保した通信回線の容量について

発電所外との通信連絡設備及びデータ伝送設備が接続する多様性を確保した通信回線は、別紙 第 11－1 表に示すとおり、必要回線容量を確保した回線容量を有している。

別紙 第 11－1 表 多様性を確保した通信回線の回線容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量※2, 3			回線容量
				主要設備	その他※4		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備※1 (固定電話機, PHS 端末, FAX)		64kbps	5936kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話設備	加入電話	9 回線	—	9 回線	10 回線
			加入 FAX	1 回線	—	1 回線	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続※1	4 回線	—	4 回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話 (固定型)	6 回線	—	6 回線	8 回線
			衛星電話 (携帯型)	11 回線	—	11 回線	12 回線
	有線系回線	専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)		1 回線	—	1 回線	1 回線
通信事業者 回線 (統合 原子力防災 ネットワー ク)	有線系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		2.9Mbps	—	2.9Mbps	5Mbps
			IP 電話	(640kbps)			
			IP-FAX	(256kbps)			
			テレビ会議 システム	(2Mbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			
	衛星系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		226kbps	—	226kbps	384kbps
			IP 電話	(16kbps)			
			IP-FAX	(50kbps)			
			テレビ会議 システム	(128kbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

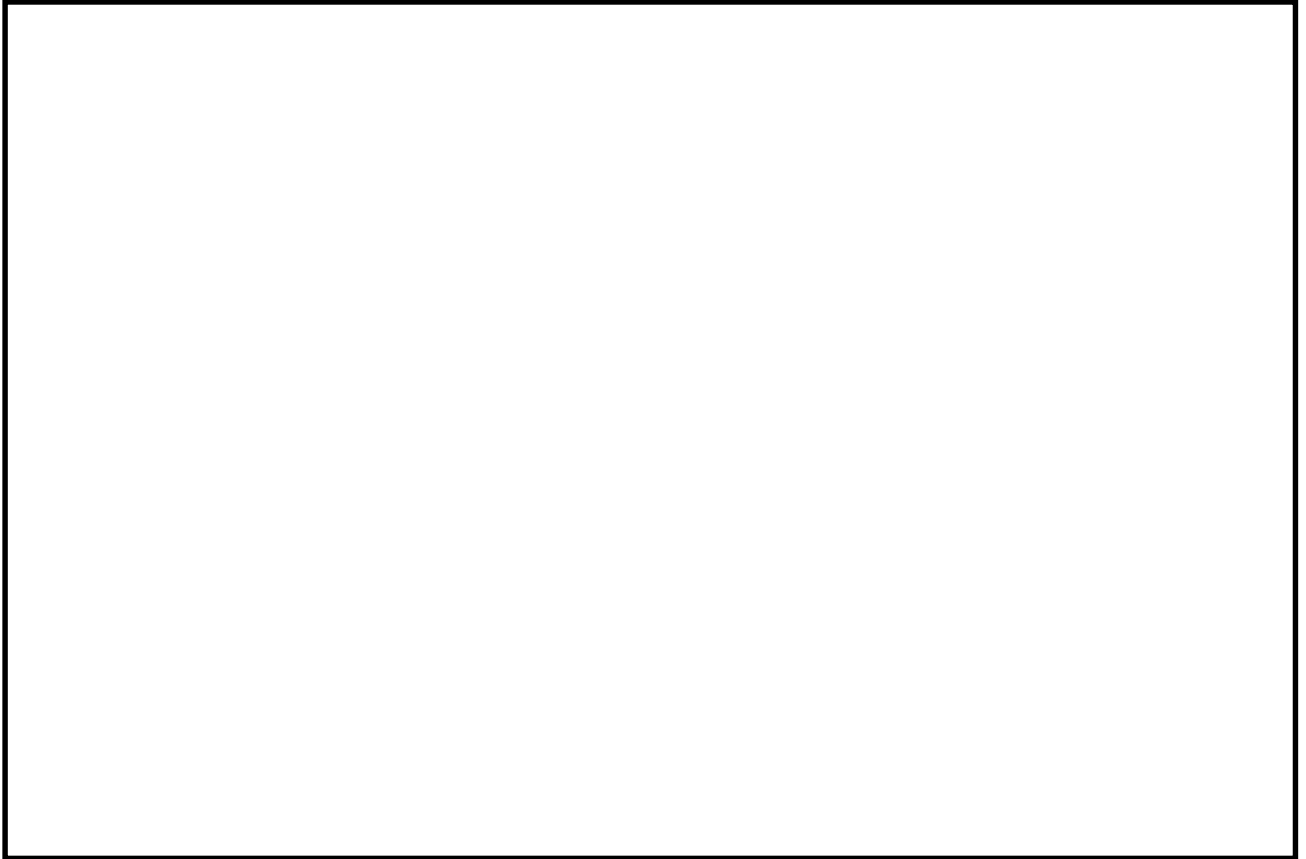
※1：加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

※2：() は内訳を示す。

※3：緊急時対策所設置分を示す。

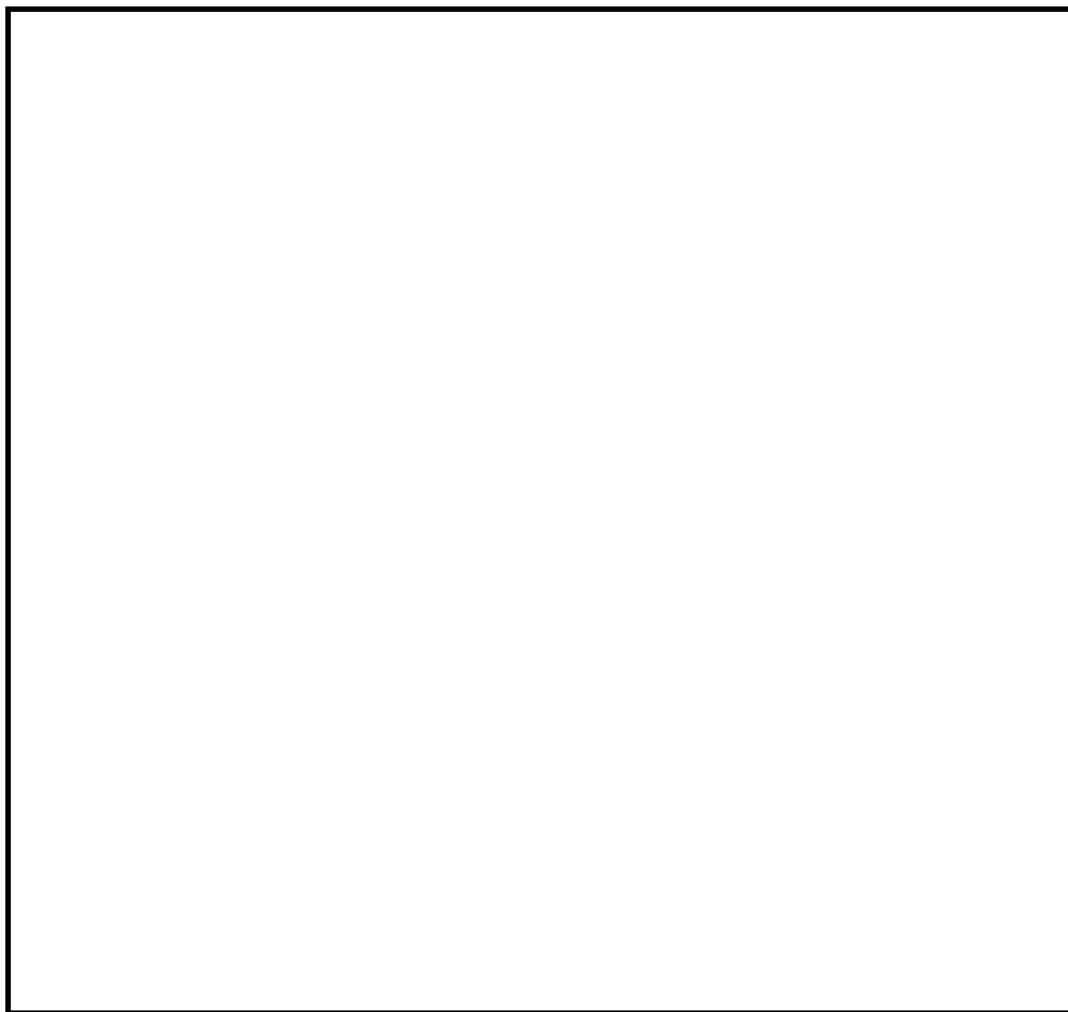
※4：その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。

別紙 12 主要な通信連絡設備の配置について



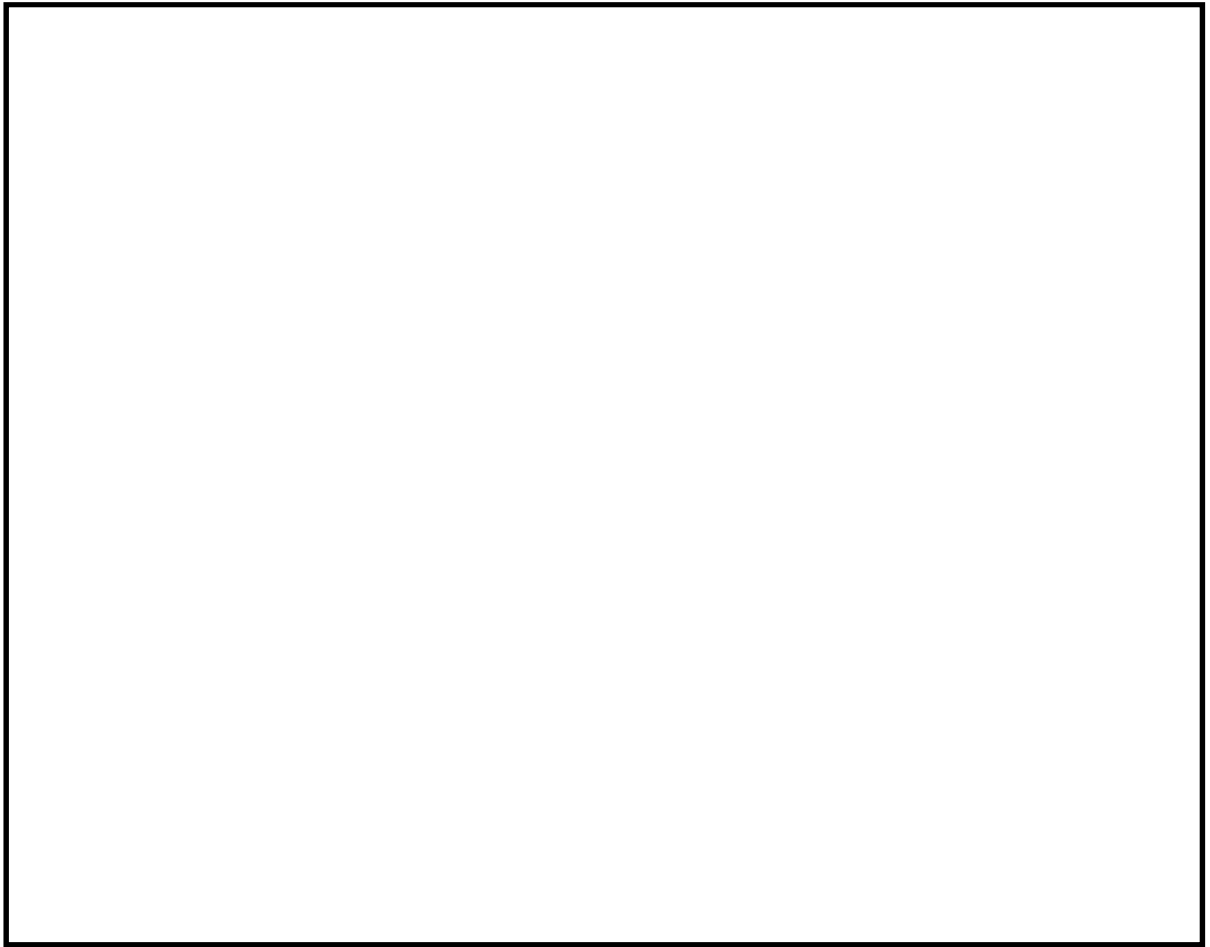
- ・写真については，一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 12－1 図 主要な通信連絡設備の配置図
(原子炉建屋付属棟 3 階中央制御室)

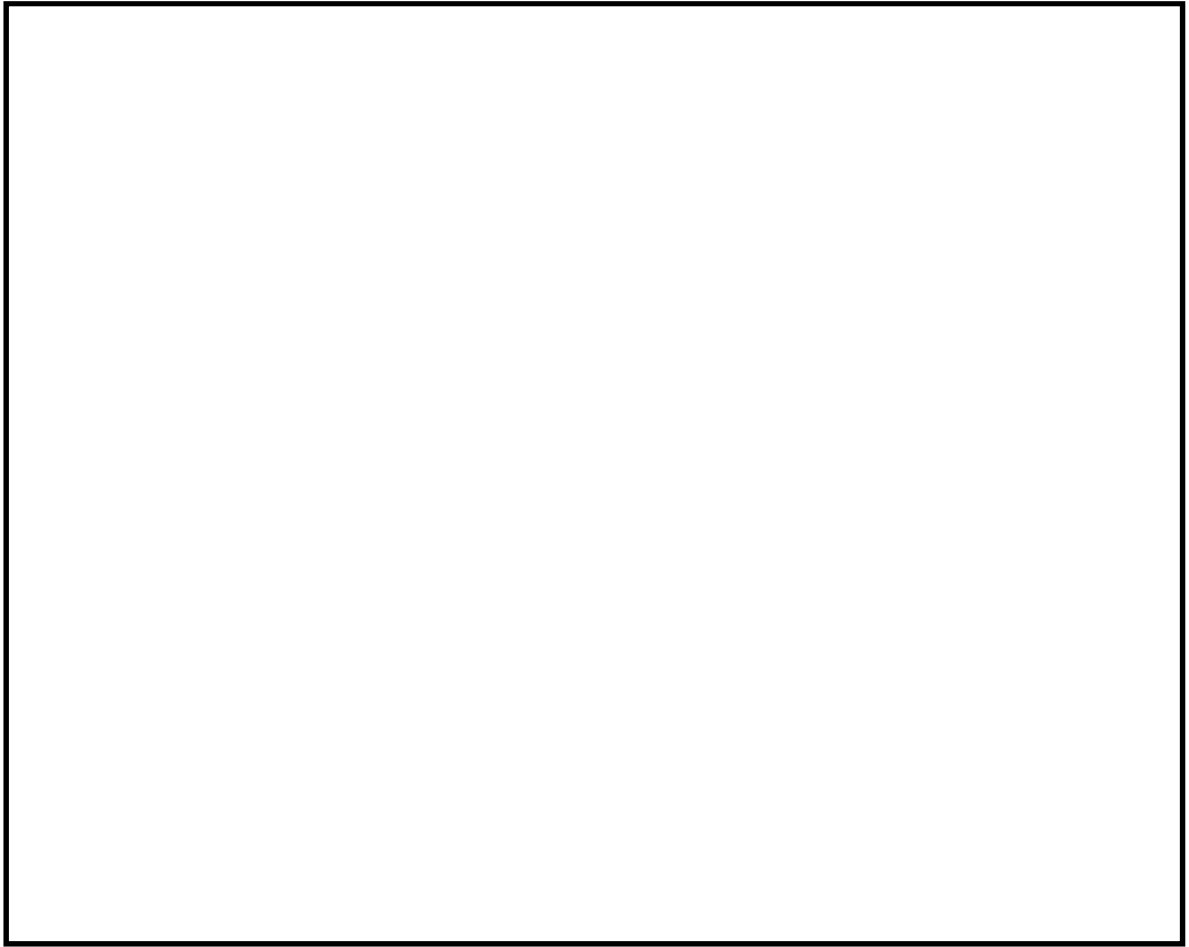


・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

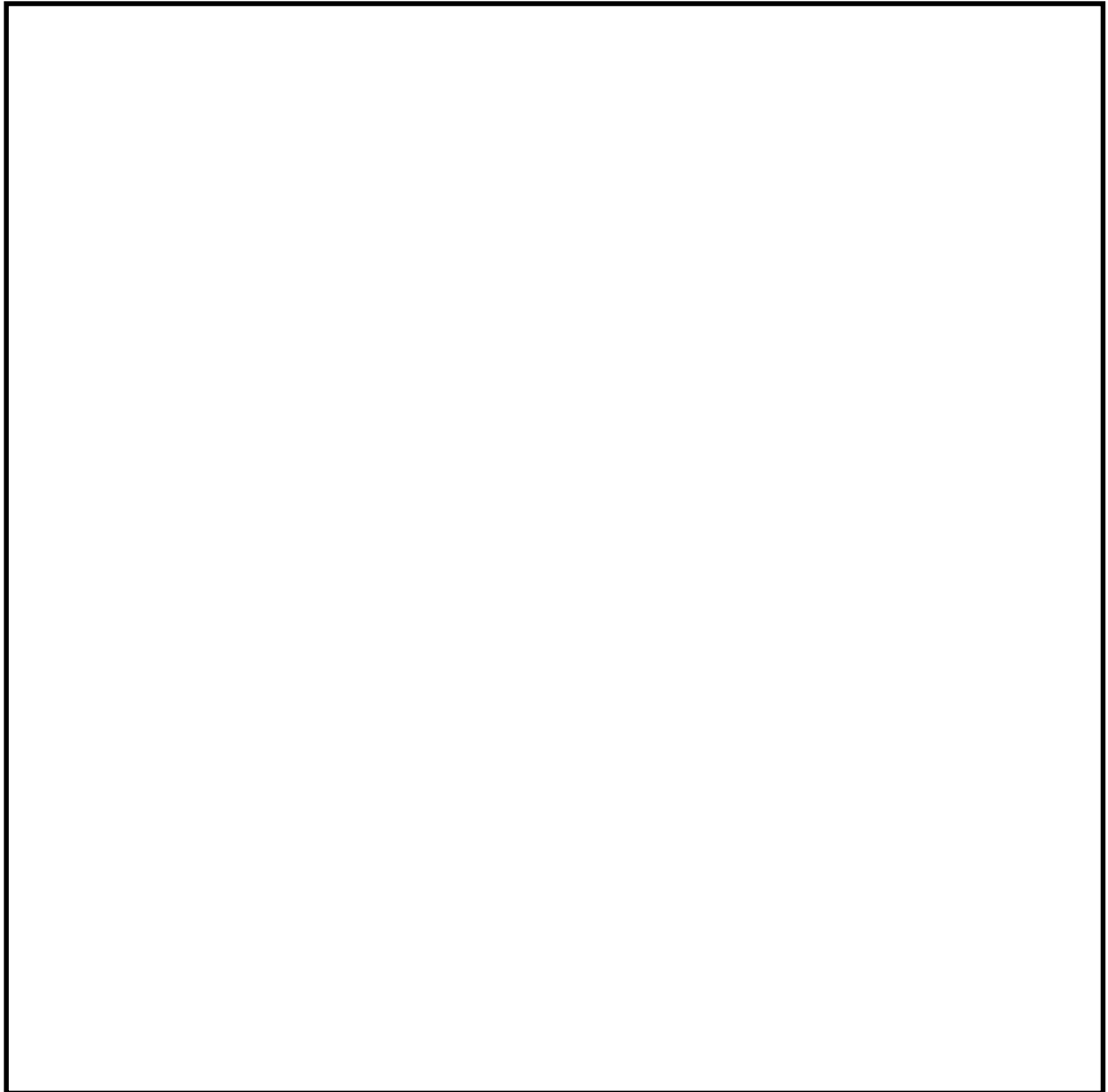
別紙 第 12—2 図 主要な通信連絡設備の配置図
(原子炉建屋付属棟 4 階計算機室)



別紙 第 12—3 図 主要な通信連絡設備の配置図
(サービス建屋 3 階)



別紙 第 12－4 図 主要な通信連絡設備の配置図
(事務本館 3 階)



- ・写真については，一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

別紙 第 12－5 図 主要な通信連絡設備の配置図

(緊急時対策所 2 階)

別紙 13 協力会社との通信連絡

重大事故等時におけるプラントメーカ及び協力会社からの支援については、協定を締結する等して、事故発生後に必要な支援を受けられる体制を確立しており、緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）等を使用し、支援を要請する。

○プラントメーカ

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、プラント状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう、プラントメーカとの間で支援体制を整備する。

なお、支援が必要な場合は、緊急時対策所の重大事故等対応要員から衛星電話設備（固定型）等により直接又は本店（東京）を経由してプラントメーカによる支援を要請する。

○協力会社による支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう、協力会社との間で支援体制を整備する。

なお、支援が必要な場合は、緊急時対策所の緊急時対策本部要員から、衛星電話設備（固定型）等により直接又は本店（東京）を経由して協力会社による支援を要請する。

別紙 14 現場退避指示について

1. はじめに

設置許可基準規則第35条第1項の要求事項「工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。」に対し、警報装置として送受話器（ページング）による一斉放送等により、退避の指示が可能な設計としている。

ここでは、警報装置に多様性の要求はないものの、更なる安全性確認の観点から、警報装置の機能が喪失した場合の退避指示に関して、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）が代替手段となるかについて評価した。

2. 送受話器（ページング）が使用できない場合の退避指示について

○通常運転時

送受話器（ページング）の機能喪失するような保守作業を行う際や、仮に単一故障時を想定した場合にあっても、以下の社内規程等にて整備する連絡体制に基づき、代替手段として送受話器（ページング）に対し多様性を有した電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）を使用することにより、必要な退避指示の連絡を行うこととしている。

発電所員：所内組織体制

現場作業員：緊急連絡体制^{※1}

※1：緊急連絡体制：作業を実施する際の発注時に調達上要求する事故等が発生した場合の当社への連絡系統も含めた連絡体制

連絡体制に基づく連絡に対する実行性については、定期的に実施している防災訓練等で、事象発生時に、PHS端末等を用いて発電所所員の所在確認が行えることを訓練により実証しており、現場からの避難時間を考慮しても、重大事故等に至るまでの時間に余裕を持って退避指示及び退避できると評価する。

なお、万が一、地震による共通要因故障を想定した場合でも、地震随伴によって生じる建屋照明の停電発生時や建屋倒壊の危険性がある場合は、警報装置による指示によらず退避する体制・運用を整備しており、教育等を通じて周知徹底を図っている。

また、上記教育を受けない一時入域者については、当該教育を受けた随伴者が必ず同行する体制・運用が確立しており、随伴者の指示に従い退避を行う。

○重大事故等時

重大事故等時においては、連絡体制を確立してから作業を行うとともに、各現場は、あらかじめ定められた要員に限定されることから、耐震性を有した携行型有線通話装置等を使用することにより、退避指示等の連絡が可能である。

別添

東海第二発電所
運用，手順説明資料
通信連絡設備

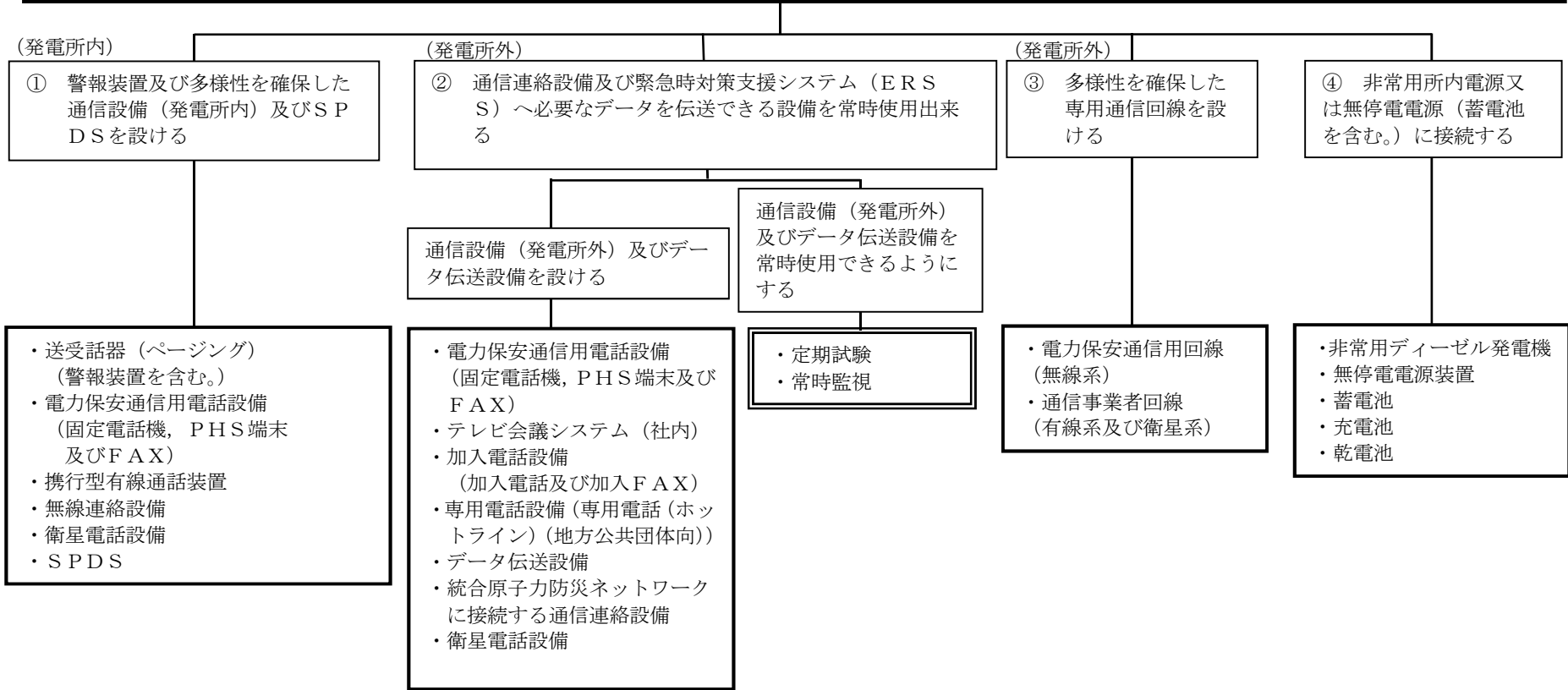
35 条 通信連絡設備

【要求事項】

発電所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設けなければならない
発電所外に通信連絡をする必要がある場所と通信連絡できるよう多様性を確保した専用回線を設けなければならない

【解釈】

- ① 発電所内の通信連絡については、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設ける。
- ② 発電所外の必要箇所へ連絡を行うことができる通信連絡設備及び緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できる。
- ③ 発電所外の通信連絡設備については、多様性を確保した専用通信回線を設ける。
- ④ 通信連絡設備の電源については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続する。



運用、手順に係る対策等（設計基準）（１／２）

設置許可条文	対象項目	区分	運用対策等
第 35 条 通信連絡設備	（発電所内） ・送受話器（ペー징ング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 （固定電話機， P H S 端末及び F A X） ・携帯型有線通話設備 ・無線連絡設備 ・衛星電話設備 ・ S P D S	運用・手順	・使用者を特定せず通信連絡設備が使用できるよう通信連絡設備の操作手順を定める。
		体制	・通信連絡設備の操作 ・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。 ・故障時の補修
		教育・訓練	・通報連絡に関する訓練
	（発電所外） ・電力保安通信用電話設備 （固定電話機， P H S 端末及び F A X） ・テレビ会議システム（社内） ・加入電話設備 （加入電話及び加入 F A X） ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）） ・衛星電話設備 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備	運用・手順	・使用者を特定せず通信連絡設備が使用できるよう通信連絡設備の操作手順を定める。
		体制	・通信連絡設備の操作 ・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。 ・故障時の補修
		教育・訓練	・通報連絡に関する訓練

運用，手順に係る対策等（設計基準）（2／2）

設置許可条文	対象項目	区分	運用対策等
第 35 条 通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> 電力保安通信用回線 （無線系及び有線系回線） 通信事業者回線 （有線系及び衛星系回線） 	運用・手順	—
		体制	・各主管グループによる点検
		保守・点検	・通信連絡設備の定期試験（点検）時に合わせて確認する。 定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。
		教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 蓄電池 充電池 乾電池 	運用・手順	—
		体制	・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・点検計画に基づく点検 ・充電池及び乾電池については，通信連絡設備の定期試験（点検）時に合わせて確認する。定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。 ・故障時の補修
		教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> 定期試験 常時監視^{※1} <p>※1 PHS 端末等の端末装置に関しては，定期試験（点検）による監視とする。また，データ伝送設備に関しては，常時監視を行う。</p>	運用・手順	・専用通信回線，SPDS 及びデータ伝送設備の異常時における対応手順
		体制	・各主管グループによる点検及び補修
		保守・点検	・定期試験（点検）については，別添第 1 表のとおり。
		教育・訓練	—

別添第 1 表 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

設計基準対象施設		点検項目	点検基準
送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月※ 1
	P H S 端末		
	F A X		
テレビ会議 システム（社内）	テレビ会議システム （社内）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
携行型有線 通話装置	携行型有線通話装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
衛星電話設備	衛星電話設備 （固定型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	衛星電話設備 （携帯型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備 （固定型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	無線連絡設備 （携帯型）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
S P D S	データ伝送装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
	S P D S データ 表示装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年
加入電話設備	加入電話	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	加入 F A X		
専用電話設備	専用電話（ホットラ イン）（地方公共団体 向）	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
統合原子力防災ネッ トワークに接続する 通信連絡設備	テレビ会議システム	外観検査 機能・性能検査	1 回／6 ヶ月
	I P 電話		
	I P－F A X		
データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観検査 機能・性能検査	1 回／年

※ 1：緊急時対策所に設置している端末を対象とする。中央制御室等に設置して
いる端末は、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、適切に補修を行う。

東海第二発電所

原子力事業者の技術的能力に関する
審査指針への適合性について

説明資料 目次

1. はじめに
2. 「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」との対応について
3. 技術的能力指針に対する適合性
 - (1) 組 織
 - (2) 技術者の確保
 - (3) 経 験
 - (4) 品質保証活動
 - (5) 教育・訓練
 - (6) 有資格者等の選任・配置

添付資料

1. はじめに

本申請にあたり、新たに制定された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年6月19日制定）により、自然災害や重大事故等への対応について、設備及び運用を新たに整備した。

これらの東海第二発電所に関する当社の技術的能力について、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（平成16年5月27日、原子力安全委員会決定）」（以下「技術的能力指針」という。）への適合性を示す。

2. 「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」との対応について

東海第二発電所に関する技術的能力については、次の6項目に分けて説明する。また、技術的能力指針との対応を併せて示す。

- | | | |
|-----------------|---|----------------------|
| (1) 組 織 | ⇔ | 指針 1 設計及び工事のための組織 |
| | | 指針 5 運転及び保守のための組織 |
| (2) 技術者の確保 | ⇔ | 指針 2 設計及び工事に係る技術者の確保 |
| | | 指針 6 運転及び保守に係る技術者の確保 |
| (3) 経 験 | ⇔ | 指針 3 設計及び工事の経験 |
| | | 指針 7 運転及び保守の経験 |
| (4) 品質保証活動 | ⇔ | 指針 4 設計及び工事に係る品質保証活動 |
| | | 指針 8 運転及び保守に係る品質保証活動 |
| (5) 教育・訓練 | ⇔ | 指針 9 技術者に対する教育・訓練 |
| (6) 有資格者等の選任・配置 | ⇔ | 指針10 有資格者等の選任・配置 |

3. 技術的能力指針に対する適合性

本変更に係る発電用原子炉施設の設計及び工事，並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織，技術者の確保，経験，品質保証活動，技術者に対する教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

(1) 組 織

本変更に係る設計及び運転等は第 1 図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく東海第二発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき，明確な役割分担のもとで東海第二発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

本変更に係る設計及び工事の業務については，大規模な原子力設備工事に関する設計方針の策定を本店の発電管理室及び開発計画室が実施し，本設計方針に基づく，現地における具体的な設計及び工事の業務は東海第二発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務については，運転管理及び保守管理に関する基本的な方針を本店の発電管理室にて定め，現地における具体的な運転及び保守の業務は東海第二発電所の担当する組織が実施する。東海第二発電所の発電用原子炉施設の運転に関する業務は発電直，発電運営グループ，運転管理グループ，運転支援グループ及びプラント管理グループが，保守管理に関する業務は保修運営グループ，保守総括グループ，電気・制御グループ，機械グループ，工務・設備診断グループ，直営電気・制御グ

ループ、直営機械グループ及びプラント管理グループが、燃料管理に関する業務は発電直及び炉心・燃料グループが、放射線管理及び放射性廃棄物管理に関する業務は放射線・化学管理グループが、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備に関する業務は安全・防災グループが、保安運営の総括に関する業務は保安運営グループが実施する。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえ、これまで各部門にて取り組んできた安全の取り組みを全社的かつ計画的に推進するため、本店に安全室を設置した。また、東海第二発電所においては、防災安全を担う部署として、安全・防災室を設置し、原子力安全に係る組織の強化を図っている。

社員に対する原子力安全に関する知識・スキルの取得を強化するため、本店総務室の体制を強化し、原子力安全を達成するために必要な知識・スキルを学ぶ機会を提供する人材育成計画を策定し、支援している。

運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するため、あらかじめ、原子力防災管理者である発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が警戒事態を宣言した場合は発電所警戒本部を、非常事態を宣言した場合は発電所対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。

東海第二発電所の原子力防災組織を第 2.1 図、本店の原子力防災組織を第 2.2 図に示す。

東海第二発電所の原子力防災組織は、東海第二発電所の技術系社員（以下「技術者」という。）、事務系社員及び協力会社社員により構成され、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることとする。自然災害又は重大事故等が発生した場合は、発電所に常駐している統括待機当番者、重大事故等対応要員及び当直要員等に

て初期活動を行い，本部長の指示の下，上記要員及び発電所外から参集した参集要員が役割分担に応じて対処する。また，重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合も，原子力防災組織にて適確に対処する。

発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議する委員会として，本店に原子炉施設保安委員会を，東海第二発電所に原子炉施設保安運営委員会を設置している。原子炉施設保安委員会は，法令上の手続きを要する発電用原子炉設置（変更）許可申請書本文事項の変更，保安規定の変更等に関する事項を審議し，原子炉施設保安運営委員会は，発電所で作成すべき手順書の制定・改正等の発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議することで役割分担を明確にしている。

(2) 技術者の確保

a. 技術者数

平成 29 年 10 月 1 日現在，本店及び東海第二発電所の技術者（業務出向者は除く。）数は，514 名であり，そのうち，10 年以上の経験年数を有する管理職が 223 名在籍している。また，東海第二発電所における技術者の人数は 203 名である。

b. 有資格者数

平成 29 年 10 月 1 日現在，本店及び東海第二発電所の有資格者の人数は，次のとおりであり，そのうち，東海第二発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す。

原子炉主任技術者	24 名（3 名）
第 1 種放射線取扱主任者	82 名（18 名）
第 1 種ボイラー・タービン主任技術者	13 名（8 名）

第1種電気主任技術者

7名（2名）

運転責任者として原子力規制委員会が定める

基準に適合した者

11名（11名）

また、本変更にあたっては、自然災害や重大事故等発生時の対応としてアクセスルートの確保で重機を扱うこととしており、大型自動車等の資格を有する技術者も確保している。

本店及び東海第二発電所の技術者並びに事業を行うために必要な資格名とそれらの有資格者の人数を第1表に示す。現在、確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対応が可能であるが、今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、採用を通じ技術者を確保し、必要な教育及び訓練を行い継続的に育成し、各工程において必要な技術者及び有資格者を配置する。

本店の各実施部門においては、各専門分野を産業界全体の最高レベルに到達させるため、自らの知識取得に取り組むとともに、発電所への指導・助言（オーバーサイト）を行う。これにより、発電所における目標に対するギャップを把握し、また解決すべき課題の抽出を行い、これらを協働で解決することにより世界最高水準のパフォーマンス、技術力を発揮することを目指している。

(3) 経 験

当社は、昭和32年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めてきた。また、昭和41年7月に東海発電所の営業運転を開始して以来、計4基の原子力発電所を有し、平成13年12月から

廃止措置に着手した東海発電所及び平成 29 年 4 月から廃止措置に着手した敦賀発電所 1 号炉を除き、今日においては、計 2 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
東 海 発 電 所	(585MW)	昭和 41 年 7 月 25 日 (平成 13 年 10 月 4 日原子炉の解体の届出) (平成 18 年 6 月 30 日廃止措置計画認可)
東 海 第 二 発 電 所	(3,293MW)	昭和 53 年 11 月 28 日
敦賀発電所 1 号炉	(1,064MW)	昭和 45 年 3 月 14 日 (平成 29 年 4 月 19 日廃止措置計画認可)
敦賀発電所 2 号炉	(3,423MW)	昭和 62 年 2 月 17 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。また、営業運転開始以来、計 4 基の原子力発電所において、約 50 年に及ぶ運転並びに東海発電所及び敦賀発電所 1 号炉での廃止措置を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、東海第二発電所において平成 19 年には給水加熱器の取替え及び平成 21 年には固体廃棄物作業建屋設置工事等の設計及び工事を順次実施している。また、耐震裕度向上工事として、残留熱除去系熱交換器、可燃性ガス処理系配管、中央制御室換気空調系ダクトサポート、排気筒について設計及び工事を実施している。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降は、重大事故等の事故状況下においても復旧を迅速に実施するため、可搬型重大事故等対処設備

の操作訓練はもとより、普段から保守点検活動を社員自らがを行い、知識・技能の向上を図り、緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取り組みを行っている。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への予備充電器を介した電源融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、高圧電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転及び保守に関する社内規程の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げている。また、運転の経験として、当社で発生したトラブル対応や国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

以上のとおり、本変更に係る設計及び運転等の経験を十分に有しており、今後も継続的に経験を積み上げていく。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となった。

これを踏まえ、従来の安全対策に対する考え方を見直し、経営トップのコミットメントのもと、リスク情報の活用をはじめとする、実効的な原子力の安全性向上策のロードマップを策定し、全社員共通の取り組みとして、最高水準の原子力安全を追求する不断の努力を継続すべく、平成 26 年 6

月 13 日に「原子力の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み」を公表した。

これに基づき、当社の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み状況を社外有識者から客観的、専門的な立場から評価をうける社外評価委員会を設置し、そこでいただいた指導及び助言を踏まえ、当社の安全性向上への取り組みが適切に実施されていることを経営層が参画する総合安全推進会議にて確認し、継続的な改善を実施している。

(4) 品質保証活動

当社における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」に基づき、保安規定第 3 条（品質保証計画）を含んだ品質保証規程（以下「品質マニュアル」という。）を定め、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」の施行を踏まえ、安全文化を醸成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動などの要求事項について、保安規定第 3 条（品質保証計画）に反映し、品質マニュアルを定め、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。

本変更に係る設計及び運転等を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていることを以下に示す。

a. 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、業務に必要な社内規程を定めるととも

に、文書体系を構築している。品質保証活動に係る文書体系を第3図に示す。

品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者（トップマネジメント）とし、実施部門である発電管理室、安全室、地域共生・広報室、総務室（本店）、経理・資材室、開発計画室、東海第二発電所及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室（以下「各業務を主管する組織」という。）で構築している。

各業務を主管する組織の長は、社内規程に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、評価確認し、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために必要な記録を作成し管理する。

社長は、品質マネジメントシステムの最高責任者（トップマネジメント）として、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を設定している。この品質方針は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意のもと、安全の確保、品質の向上、企業倫理の浸透、透明性の確保を基本として活動することを表明しており、組織内に伝達され、理解されることを確実にするため、組織全体に周知している。

実施部門の各業務を主管する組織の長は、品質マニュアルに従いマネジメントレビューのインプットに関する情報を評価確認し、作成し、実施部門の管理責任者である安全室を担当する取締役は、その情報を取りまとめ、評価確認し、マネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。また、考査・品質監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、評価確認し、監査結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する。

社長は、管理責任者からの報告内容を基に品質マネジメントシステムの有効性をレビューし、マネジメントレビューのアウトプットを決定する。

管理責任者は、社長からのマネジメントレビューのアウトプットを、各業務を主管する組織の長に通知し、各業務を主管する組織の長が作成したマネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項を確認して改善計画としてまとめ、社長の確認を得た後、各業務を主管する組織の長に必要な対応を指示する。

各業務を主管する組織の長は、マネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項及び品質保証活動の実施状況を評価確認し、次年度の年度業務計画に反映し、活動している。また、管理責任者はそれらの状況を確認している。

安全室を担当する取締役は、実施部門管理責任者として、各室所に共通する事項である品質マニュアル等の社内規程の改訂に関する事項、品質方針の変更提案、マネジメントレビューのインプット及びアウトプットに基づく品質マネジメントシステムの改善状況等をレビューする。

また、東海第二発電所、本店各室においては、各室所長を主査とするレビューを実施し、実施部門における品質保証活動に基づく品質マニュアルの改訂に関する事項、年度業務計画（品質目標）及び管理責任者レビューのインプットに関する情報等をレビューする。

各レビューのアウトプットについては、社長のマネジメントレビューへのインプットとしているほか、品質目標等の業務計画の策定／改訂、社内規程の制定／改訂等により業務へ反映している。

さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持・向上させるために、本店の品質保証委員会では、実施部門の品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理に関する事項等を審議し、品質マネジメ

ントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューするとともに、その結果を業務に反映させる。また、東海第二発電所の品質保証運営委員会では、東海第二発電所における品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューするとともに、その結果を業務に反映させる。

なお、発電用原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては、本店にて保安規定第6条に基づく原子炉施設保安委員会を、また、発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安規定第7条に基づく原子炉施設保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。

b. 設計及び運転等の品質保証活動

各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を品質マニュアルに従い、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基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う。

なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。

各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する。

各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理する。

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるように要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認する。

c. 品質保証活動の強化

当社は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故のような極めて深刻な事故を起こさないために、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意を品質方針に示している。

上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

(5) 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社の東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び当社発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練、機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社の東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターのほか、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練センター及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻等）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。また、東海第二発電所においては、原子力安

全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定等に基づき、対象者、教育内容、教育時間及び教育実施時期について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心熔融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となったことを踏まえ、重大事故等対処設備に関わる知識・スキルの習得に併せて、プラント冷却系統等重要な施設の設計や許認可、運転、保守に精通する技術者や、耐震技術、安全評価技術等専門分野の技術者を育成して、原子力安全の確保、技術力の向上を図る取り組みも進めている。

本変更に係る業務に従事する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的、かつ継続的に教育・訓練を実施する。

(6) 有資格者等の選任・配置

発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を3年以上有する管理職（能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上）の中から職務遂行能力を考慮した上で原子炉ごとに選任する。

発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、所長の人事権が及ばない社長が選任し配置する。

発電用原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任する。

発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす管理職（能力等級特4級以上又は役割ランク4号以上）の中から選任し、職務遂行に万全を期している。

運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、発電用原子炉の運転を担当する当直の責任者である発電長の職位としている。

第 1 表 本店及び東海第二発電所の技術者及び有資格者の人数

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

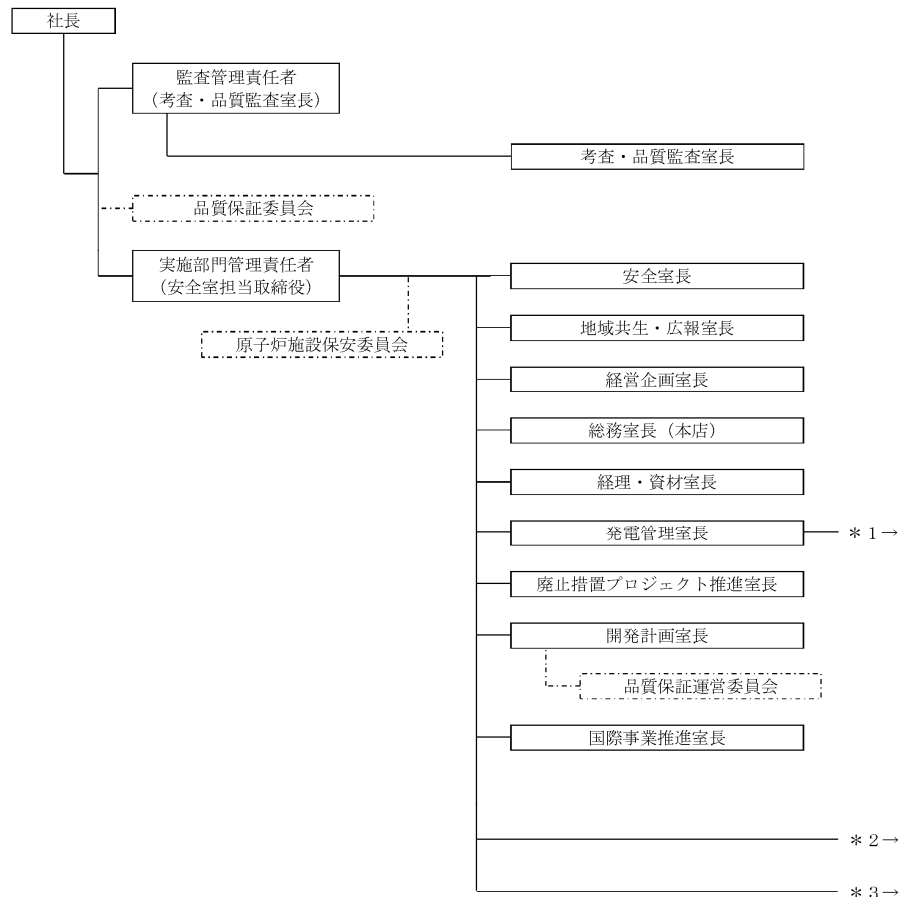
		技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数 ※1	技術者のうち有資格者の人数				
				原子炉主任技術者有資格者の人数	第 1 種ボイラー・タービン主任技術者有資格者の人数	第 1 種電気主任技術者有資格者の人数	第 1 種放射線取扱主任者有資格者の人数	運転責任者の基準に適合した者の人数
本店	発電管理室	152	66 (66)	11	3	1	36	0
	開発計画室	57	32 (21)	1	1	1	6	0
	その他各室	102	58 (55)	9	1	3	22	0
東海第二発電所※2		203※3	83※3 (81)	3	8	2	18	11

※1 () 内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が 10 年以上の人数を示す。

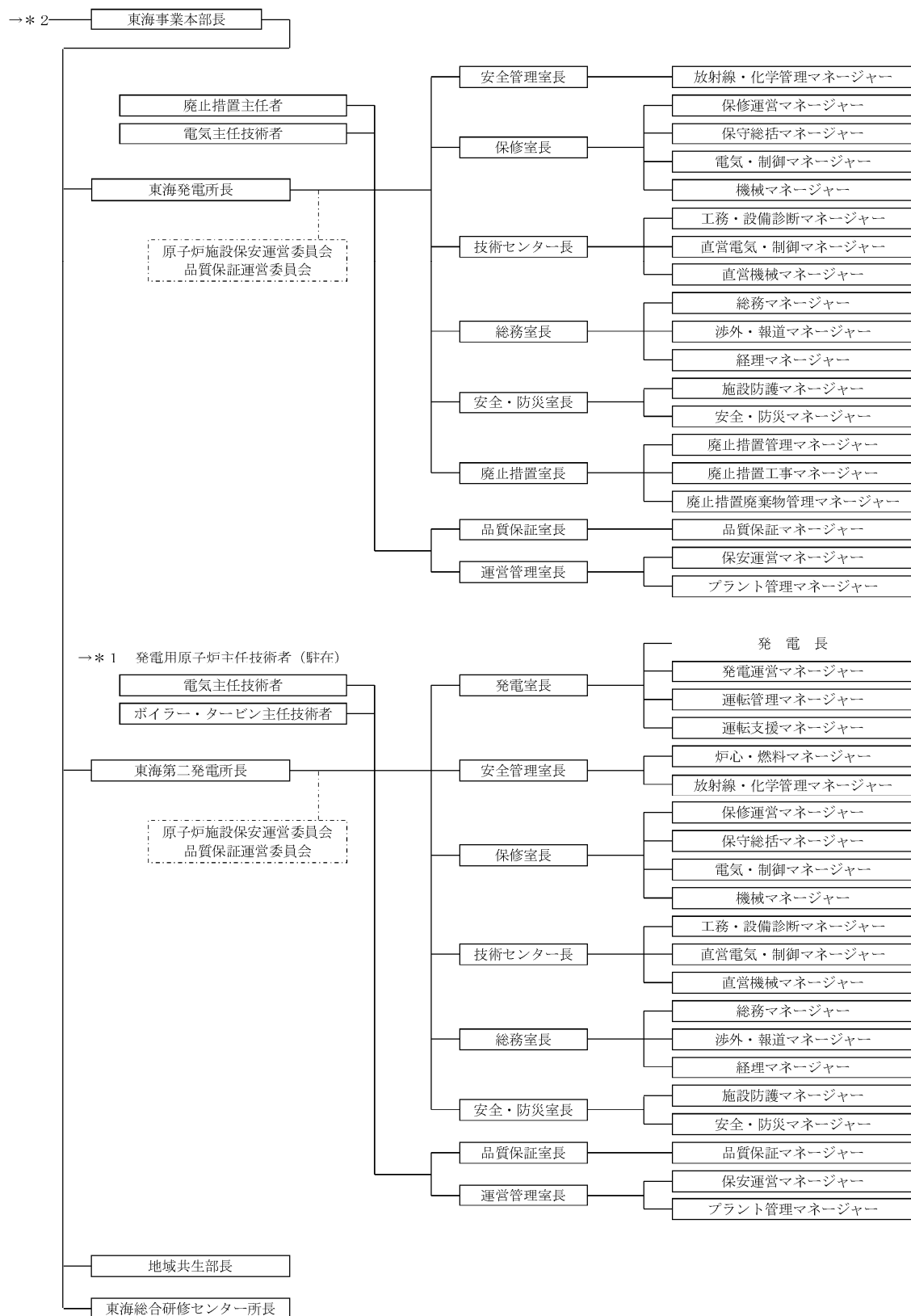
※2 東海第二発電所の人数には、東海発電所専任の者は含まない。

※3 東海第二発電所の技術者については、運転に必要な要員（重大事故等発生時に継続して対応可能な要員を含む）を設置許可の運用開始時期までに主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。

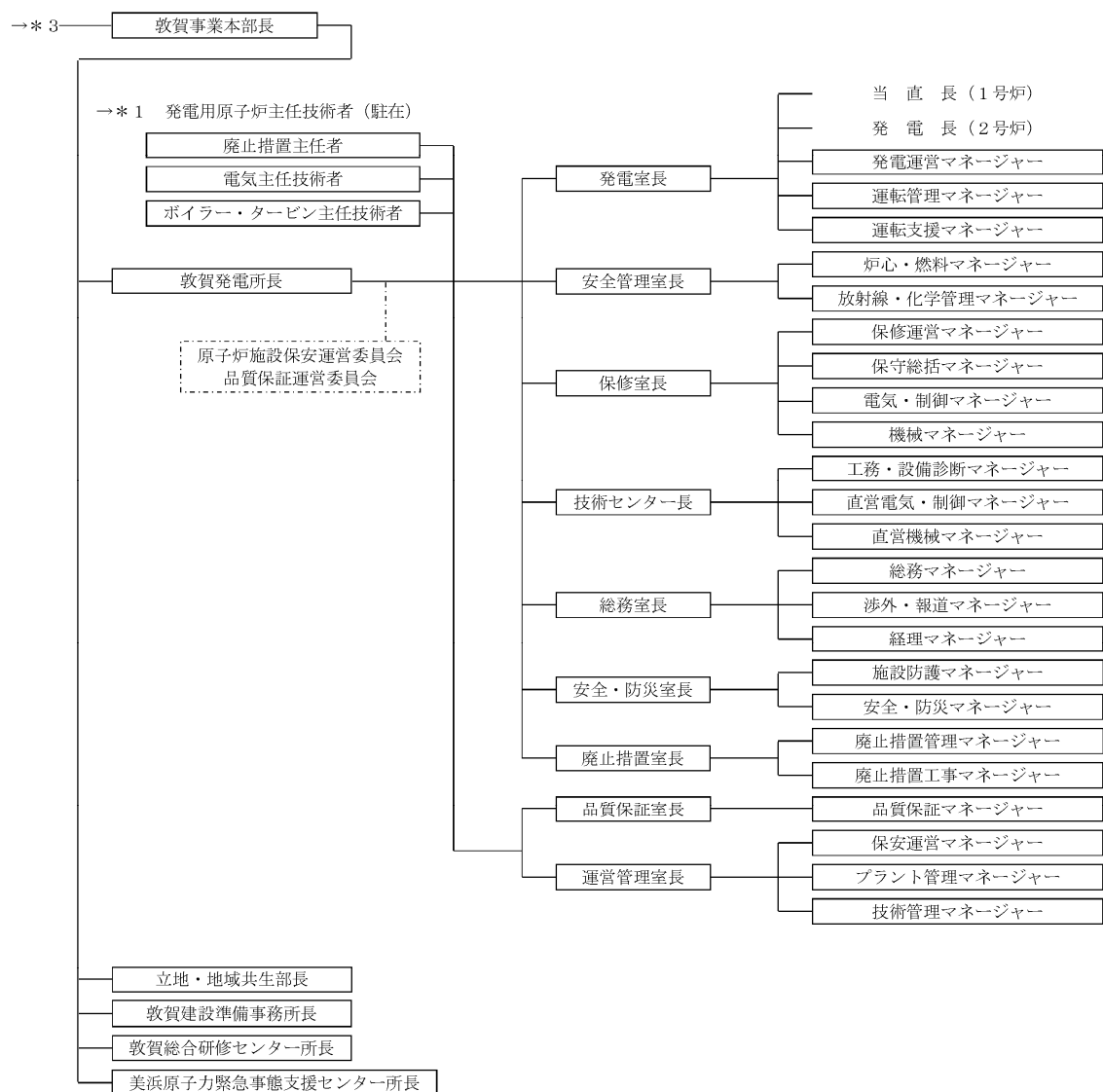
(平成 29 年 10 月 1 日現在)



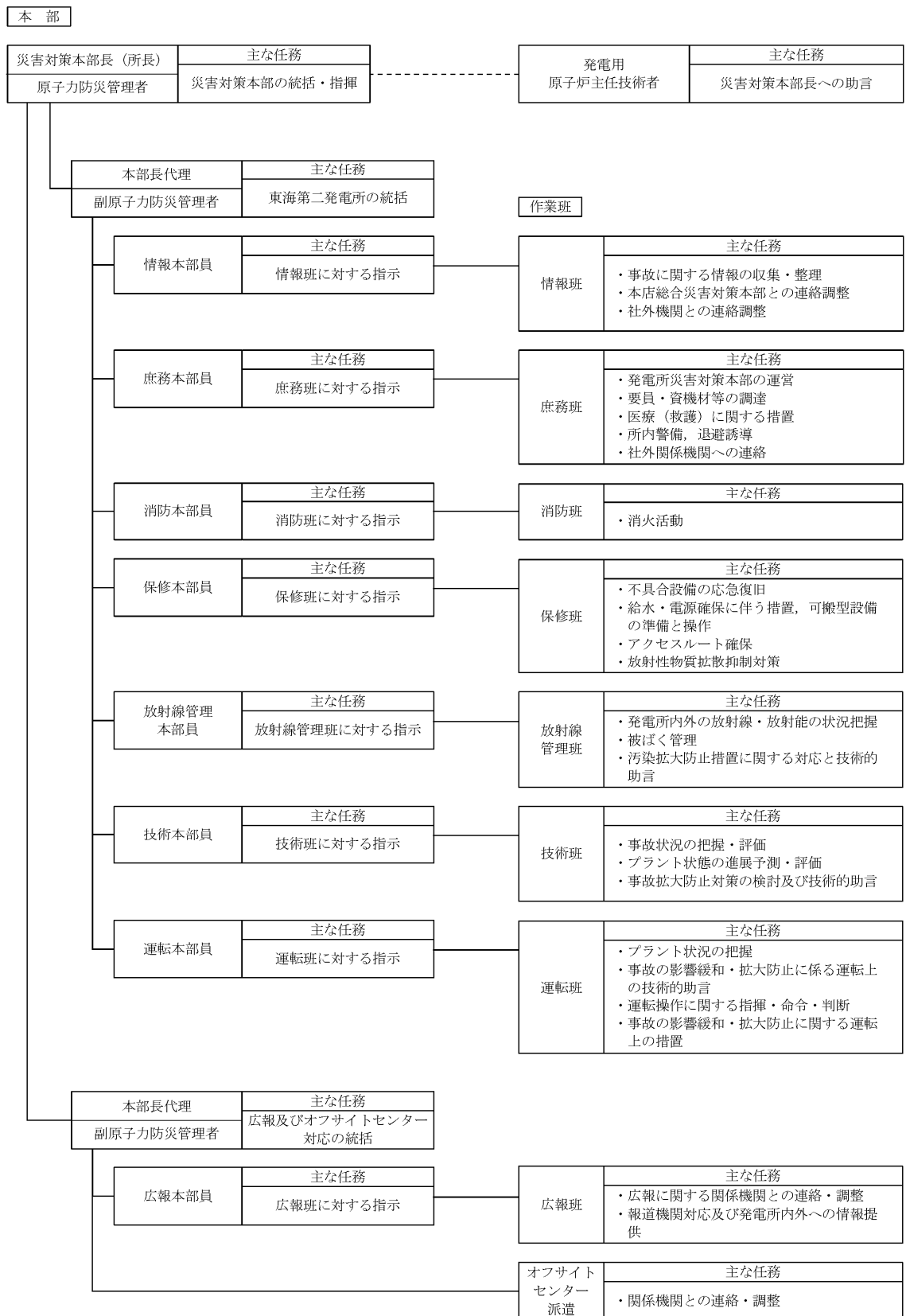
第 1 図 原子力関係組織系統図 (1/3)



第 1 図 原子力関係組織系統図 (2/3)

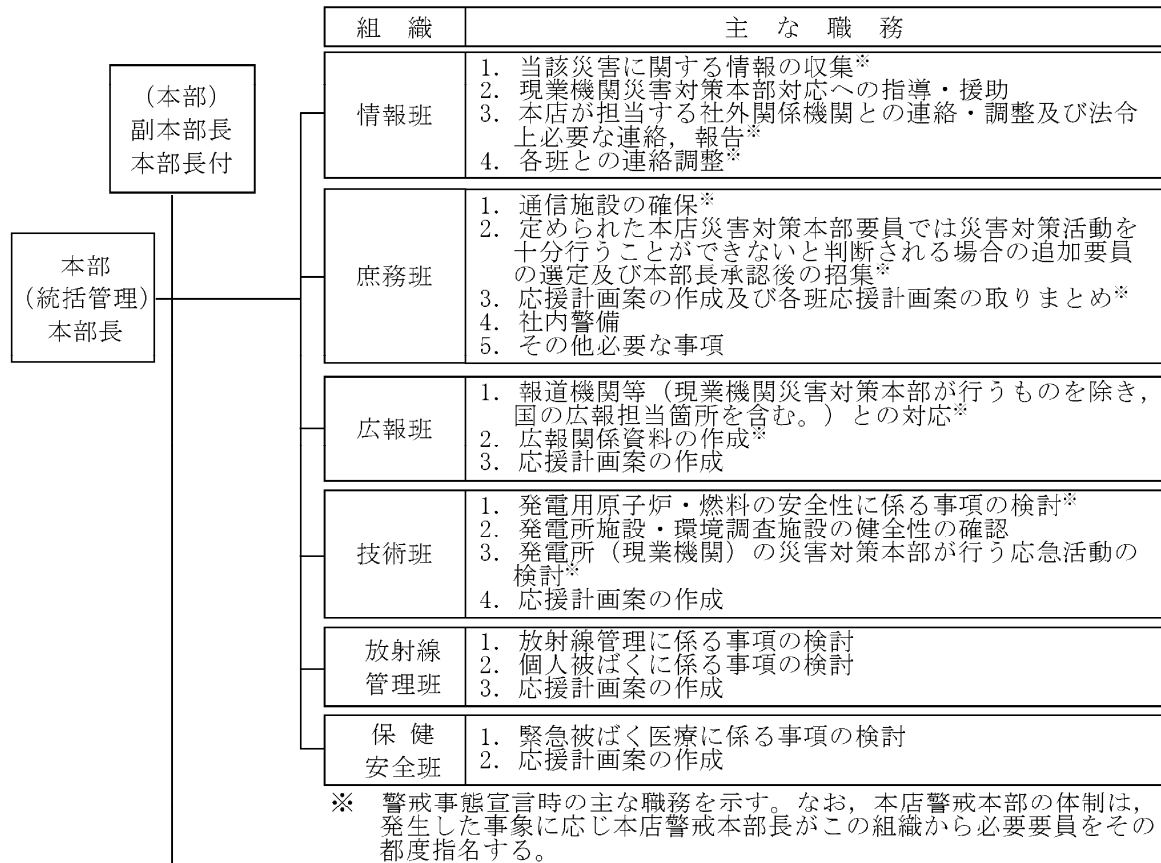


第1図 原子力関係組織系統図（3／3）

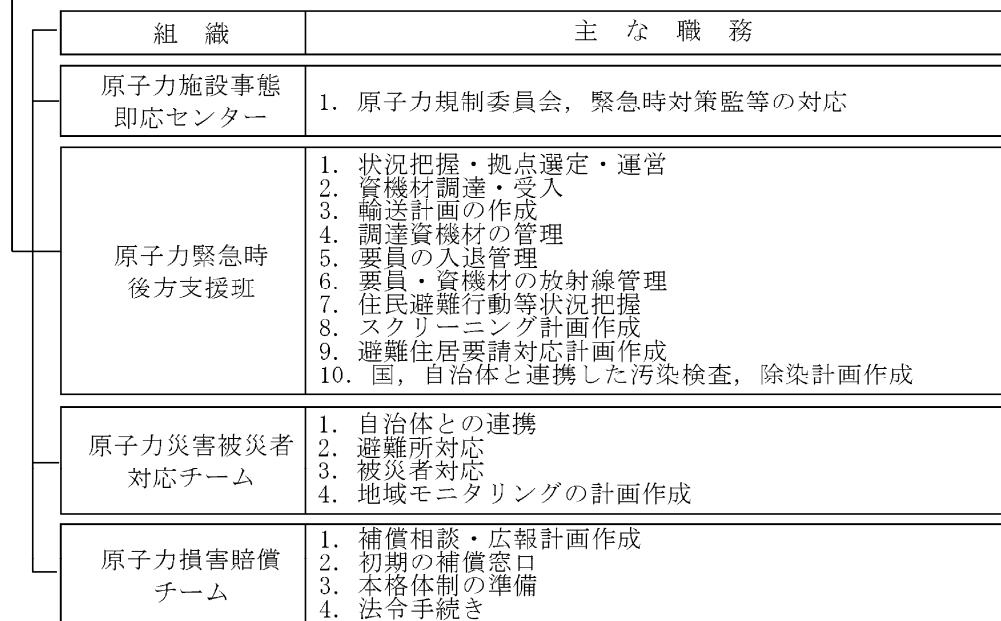


第 2.1 図 原子力防災組織（東海第二発電所）

（新規制基準として申請している組織を示す）



[本部長は、必要に応じ以下の組織を設置する]



第 2.2 図 原子力防災組織（本店）

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

(1) 一次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.1	QM共通：4-2	品質保証規程	安全室

(2) J E A C 4111-2009 が要求する“文書化された手順”である二次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.3	QM共通：4-2-1	文書取扱要項	総務室（本店）
4.2.4	QM共通：4-2-2	品質記録管理要項	発電管理室
8.2.2	QM共通：8-2-1	内部監査要項	考査・品質監査室
8.3 8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-1	不適合管理要項	安全室
8.5.2 8.5.3	QM共通：8-3-3	根本原因分析実施要項	安全室

第 3 図 品質保証活動に係る文書体系（1／2）

(平成 29 年 10 月 1 日現在)

(3) 二次文書

品質保証計画 関連項	管理番号	文書名	所管箇所
4.1	QM共通：4-1-1	原子力施設の重要度分類基準 要項	発電管理室
	QM共通：4-1-2	品質管理要項	安全室
5.4.1	QM共通：5-4-1	品質目標及び品質保証計画管理 要項	安全室
5.5.3	QM共通：5-5-1	品質保証委員会及び品質保証 検討会運営要項	安全室
5.6	QM共通：5-6-1	マネジメントレビュー要項	安全室
6.2.2	QM共通：6-2-1	力量設定管理要項	総務室（本店）
	QM東Ⅱ：6-2-2	運転責任者の合否判定等業務 等に関する要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：6-2-3	原子炉主任技術者の選任及び 職務要項	総務室（本店）
6.3	QM東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
6.4	QM共通：6-4-1	作業環境測定管理要項	総務室（本店）
7.1	QM東Ⅱ：7-1-2	運転管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-3	燃料管理業務要項	経理・資材室 発電管理室
	QM共通：7-1-5	放射性廃棄物管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-6	放射線管理業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-4	原子力災害対策業務要項	発電管理室
	QM共通：7-1-7	コンプライアンス・安全文化 醸成活動要項	安全室
7.2.1	QM共通：7-2-1	官庁申請手続取扱要項	総務室（本店）
	QM共通：7-2-2	対外約束事項管理要項	発電管理室
7.2.2	QM共通：7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原子 炉施設保安運営委員会要項	発電管理室
7.2.3	QM共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁 対応業務要項	発電管理室
	QM東Ⅱ：7-2-5	事故・故障時等対応要項	発電管理室
7.3	QM共通：7-3-1	設計管理要項	発電管理室
7.4	QM共通：7-4-1	調達管理要項	発電管理室
	QM共通：7-4-2	重要設備取引先登録要項	経理・資材室 発電管理室
7.5.4	QM共通：7-5-1	組織外所有物管理要項	発電管理室
7.5.5	QM共通：7-5-2	予備品・貯蔵品取扱要項	経理・資材室 発電管理室
8.2.1	QM共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁 対応業務要項	発電管理室
8.2.3	QM共通：8-2-2	業務プロセスレビュー要項	安全室
8.2.4	QM共通：8-2-3	試験・検査管理要項	発電管理室
8.3	QM共通：8-3-2	原子力施設情報公開ライブラ リー「ニューシア」登録管理 要項	発電管理室
8.4	QM共通：8-4-1	データ分析要項	安全室

第 3 図 品質保証活動に係る文書体系 (2/2)

添付資料

本添付資料は、東海第二発電所に関する技術的能力について、
技術的能力指針への適合性に係る詳細事項を示す。

(1) 組 織

指針 1 設計及び工事のための組織

事業者において、設計及び工事を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること。①

【解説】

- 1) 「設計及び工事」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格するまでをいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れる時点より前をいう。
- 2) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。

指針 5 運転及び保守のための組織

事業者において、運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。②

【解説】

- 1) 「運転及び保守」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格し、施設の使用を開始した後をいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れた時点以降をいう。
- 2) 「組織」には、施設の保安に関する事項を審議する委員会等を必要に応じて含むこと。

本変更に係る設計及び工事、並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）を適切に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていることを以下に示す。

（設計及び運転等を行う組織）

- a. 本変更に係る設計及び運転等は、別紙 1－1 に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は、別紙 1－2 に示す当社「組織権限規程」、別紙 1－3 に示す「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第

43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく「東海第二発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき、明確な役割分担のもとで東海第二発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。（①－1，①－2，①－3，①－4，②－1，②－2，②－3）。

なお、平成 13 年 12 月 4 日より廃止措置に着手した東海発電所の廃止措置業務については、平成 13 年 6 月に本店に廃止措置プロジェクト推進室を設置し、東海発電所と連携して対応するとともに、東海第二発電所では、発電所長及び各グループ（炉心・燃料グループを除く）が東海発電所と兼務しており、東海第二発電所の運転及び保守に影響を与えることのない体制で進めている。

- b. 本変更に係る設計及び工事の業務における役割分担については、組織権限規程及び保安規定に定められた業務所掌に基づく考え方^{※1}により、設計方針を本店の発電管理室及び開発計画室にて定め、本設計方針に基づく、現地における具体的な設計及び工事の業務は東海第二発電所において実施することとし、工事ごとに担当する組織を決定している。

※1 業務所掌の考え方：大規模な原子力設備工事（発電用原子炉設置変更許可申請を伴う工事、工事費用が高額で会社財務に与える影響が大きい工事、その他新設計の導入に伴う工事等）に関する実施計画、設計及び仕様の策定等に関する業務については、本店の発電管理室及び開発計画室にて設計方針として定め、本設計方針に基づく、現地における具体的な設計及び仕様の策定に関する業務については、東海第二発電所の保守室にて実施する。その他の工事における実施計画、設計及び仕様の策定等に関する業務につ

いては、東海第二発電所の各室にて実施する。

現地における工事に関する業務は、本店の発電管理室及び開発計画室、又は東海第二発電所で実施した実施計画、設計及び仕様の策定に基づき東海第二発電所の各室にて実施する（①－２，①－３）。

c. 本変更に係る運転及び保守の業務については、運転管理及び保守管理に関する基本的な方針を本店の発電管理室にて策定し、現地における具体的な運転及び保守の業務は、別紙１－３に示す保安規定に定められた業務所掌に基づき実施する。東海第二発電所における発電用原子炉施設に係る業務所掌は下記のとおり（②－３）。

- ・ 発電用原子炉施設の運転に関する業務

発電直，発電運営グループ，運転管理グループ，運転支援グループ及びプラント管理グループ

- ・ 発電用原子炉施設の保守管理に関する業務

保守運営グループ，保守総括グループ，電気・制御グループ，機械グループ，工務・設備診断グループ，直営電気・制御グループ，直営機械グループ及びプラント管理グループ

- ・ 発電用原子炉施設の燃料管理に関する業務

発電直及び炉心・燃料グループ

- ・ 発電用原子炉施設の放射線管理及び放射性廃棄物管理に関する業務

放射線・化学管理グループ

- ・ 非常時の措置，初期消火活動のための体制の整備に関する業務

安全・防災グループ

- ・ 保安運営の総括に関する業務

保安運営グループ

各グループは、担当のマネージャーが業務の遂行管理及び品質マネジメントシステムの実施を適正に行うことができる管理単位としている。

- d. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえ、これまで各部門にて取り組んできた安全の取り組みを全社的かつ計画的に推進するため、本店に安全室を設置している。また、東海第二発電所においては、防災安全を担う部署として、安全・防災室を設置し、原子力安全に係る組織の強化を図っている。

社員に対する原子力安全に関する知識・スキルの取得を強化するため、本店総務室の体制を強化し、原子力安全を達成するために必要な知識・スキルを学ぶ機会を提供する人材育成計画を社員の業務、所属、職位等を考慮して策定し、支援している。

- e. 運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対応するため、あらかじめ、原子力防災管理者である発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が警戒事態を宣言した場合は発電所警戒本部を、非常事態を宣言した場合は発電所対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。

原子力防災組織の全体像を別紙１－４に示す（②－４）。また、本店及び東海第二発電所における原子力防災組織及び具体的な業務内容は、別紙１－５に示す「東海第二発電所 原子力事業者防災業務計画」のとおりである（②－５，②－８）。

- (a) 東海第二発電所の原子力防災組織は、東海第二発電所の技術者、事務系社員及び協力会社社員により構成され、原子力防災管理者（発電

所長）を本部長，所長代理等を副本部長とし，発電用原子炉主任技術者の他，情報班等の８班で構成される（②－４）。各班は，原子力防災管理者の指示の下（②－６），業務所掌に基づき原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を行う（②－７）。原子力災害への移行時には，本店の原子力防災組織と連携するとともに，外部からの支援を受ける。各班の業務内容は，原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を整理し，原子力防災訓練の実績等を踏まえ，各班の班長の指揮の下，適正に活動を行うことができる管理単位としている。

自然災害又は重大事故等が発生した場合は，発電所に常駐している統括待機当番者，重大事故等対応要員及び当直要員等にて初期活動を行い，発電所内外から参集した参集要員を加えて東海第二発電所の原子力防災組織が構成され，役割分担に応じて対処する。また，重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合も，原子力防災組織にて適確に対処する。

- (b) 本店における原子力防災組織の体制は，各班の職務をあらかじめ定め，役割分担を明確にしている（②－８）。

本店における原子力防災組織は，業務所掌に基づき，東海第二発電所で原子力災害が発生した場合において東海第二発電所が実施する災害対策活動の支援，復旧資機材の確保，応急復旧要員の派遣及び社外への支援要請等を行う（②－８，②－９）。

東海第二発電所及び本店における原子力防災組織は情報共有を行い，支援，報告が必要な場合には，別紙１－５に示すとおり情報班を経由して実施する。

f. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において実施された原子力災害対策活動の実績を踏まえ、原子力防災組織は、東海第二発電所の原子力防災組織の機能充実及び原子力災害対策活動を支援する組織の機能充実を図るため、別紙 1－6 に示す考え方を踏まえ以下のような改善を行う。

- (a) 重大事故等の収束に向けた原子力防災管理者等の役割の明確化、原子力防災組織の増員及び発電用原子炉主任技術者の原子力防災組織内における位置付けの明確化
- (b) 原子力事業所災害対策支援拠点に関する事項（候補地の選定、必要な要員及び資機材の確保）
- (c) 原子力緊急事態支援組織に関する事項（他の原子力事業者と共同で組織を設置、定期的な訓練の実施、組織のさらなる拡充に向けての検討）
- (d) シナリオ非提示型の原子力防災訓練の実施

今後も原子力防災訓練の評価結果等を踏まえ、さらなる検討、改善を行っていく。

g. 発電用原子炉施設の保安に関する重要事項を審議する委員会として、原子炉施設保安委員会を本店に設置している。また、発電用原子炉施設の保安運営に関する重要事項を審議する委員会として、原子炉施設保安運営委員会を東海第二発電所に設置している。

原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会が担当する業務内容は、別紙 1－3 に示す保安規定第 6 条（原子炉施設保安委員会）

（②－10）、保安規定第 7 条（原子炉施設保安運営委員会）（②－

11) , 別紙 1 - 7 に示す社内規程「原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項」 (②-12) 及び別紙 1 - 8 に示す社内規程「原子炉施設保安運営委員会運営要領」 (②-13) のとおりである。また、平成 28 年度の原子炉施設保安委員会、原子炉施設保安運営委員会の開催実績を、別紙 1 - 9 及び別紙 1 - 10 に示す (②-14, ②-15) 。

(a) 原子炉施設保安委員会では、東海第二発電所にて社内規程の制定、改正等を行うにあたって、その上位となる原子炉設置 (変更) 許可申請書本文事項の変更又は保安規定の変更、あるいは本店で制定している社内規程の制定、改正等に関する事項を審議し、確認する (②-10) 。原子炉施設保安委員会は、発電管理室長を委員長とし、所長、発電用原子炉主任技術者に加え、関係する本店のグループマネージャー以上の者から委員長が指名した者で構成する。このため、原子炉施設保安委員会における審議事項が東海第二発電所に連携される仕組みとなっている。

(b) 原子炉施設保安運営委員会では、東海第二発電所における保安活動 (運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理、非常時の措置等) を実施するにあたって制定、改正される東海第二発電所が所管する社内規程の変更等に関する事項を審議し、確認する (②-11) 。原子炉施設保安運営委員会は、所長を委員長とし、発電用原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者及び各室長に加え、委員長が指名した者で構成する。なお、原子炉施設保安運営委員会における審議事項及び審議結果は、原子炉施設保安委員会への報告事項となっているため、原子炉施設保安運営委員会の審議内容が本店に連携される仕組みとなっている。

- 別紙 1－1 原子力関係組織系統図
- 別紙 1－2 組織権限規程（抜粋）
- 別紙 1－3 東海第二発電所原子炉施設保安規定（抜粋）
- 別紙 1－4 原子力防災組織
- 別紙 1－5 東海第二発電所 原子力事業者防災業務計画（抜粋）
- 別紙 1－6 原子力防災組織の改善に関する考え方
- 別紙 1－7 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項
（抜粋）
- 別紙 1－8 原子炉施設保安運営委員会運営要領（抜粋）
- 別紙 1－9 原子炉施設保安委員会の開催実績（平成 28 年度）
- 別紙 1－10 東海第二発電所原子炉施設保安運営委員会の開催実績（平成 28
年度）

(2) 技術者の確保

指針 2 設計及び工事に係る技術者の確保

事業者において、設計及び工事を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること。③

【解説】

- 1) 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。
- 2) 「確保されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて確保する方針が適切に示されている場合を含む。

指針 6 運転及び保守に係る技術者の確保

事業者において、運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は確保する方針が適切に示されていること。④

【解説】

「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。

本変更に係る設計及び運転等を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者を適切に確保していることを以下に示す。

- a. 本店及び東海第二発電所の技術者並びに事業を行うために必要な資格名とそれらの有資格者の人数を別紙 2-1 に示す(③-1, ④-1)。
平成 29 年 10 月 1 日現在、本店及び東海第二発電所における技術者(業務出向者は除く。)の人数は 514 名であり、そのうち、10 年以上の経験年数を有する管理職が 223 名在籍している(③-2, ④-2)。また、東海第二発電所における技術者の人数は 203 名である(③-3, ④-3)。

平成 29 年 10 月 1 日現在，本店及び東海第二発電所の有資格者の人数は次のとおりであり（③－1，④－1），そのうち，東海第二発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す（③－3，④－3）。東海第二発電所の設計及び工事，また運転及び保守にあたり，技術者及び有資格者の休暇，疾病等による欠員，人事異動等を踏まえても，支障を生じない要員を確保している。

原子炉主任技術者	24 名（3 名）
第 1 種放射線取扱主任者	82 名（18 名）
第 1 種ボイラー・タービン主任技術者	13 名（8 名）
第 1 種電気主任技術者	7 名（2 名）
運転責任者として原子力規制委員会が定める 規準に適合した者	11 名（11 名）

設計及び工事については基本設計から現場施工管理まで含むことから，発電管理室，開発計画室及び東海第二発電所の技術者で対応を行う（①－1，①－2）。運転及び保守については，現場の運用管理であり，東海第二発電所の技術者で対応を行う（②－1，②－2）。

- b. 過去 10 年間ににおける採用人数の実績を別紙 2－2 に示す（③－4，④－4）。震災後，平成 26 年度と平成 27 年度は定期採用を行わなかったが，平成 28 年度より定期採用を再開している。平成 24 年度以降採用人数は減少しているものの，設計及び工事を行う発電管理室，開発計画室及び東海第二発電所の合計人数は同程度を継続して確保している。また，運転及び保守を行う東海第二発電所の技術者は新規制基準適合性審

査への対応等により減少しているが、今後設置許可の運用開始時期までに主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。

- c. 原子炉主任技術者，第1種放射線取扱主任者，第1種ボイラー・タービン主任技術者，第1種電気主任技術者，運転責任者の資格を有する人数の至近5年間の実績を別紙2－3に示す（③－5，④－5）。上記資格の有資格者数の5年間の推移としては同程度の人数を継続して確保している（③－5，④－5）。

発電用原子炉主任技術者は，原子炉ごとに選任することが定められていること，また代行者1名を選任することから，発電用原子炉主任技術者の必要人数は2名となる。発電用原子炉主任技術者の選任条件は能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職としており，能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職となる原子炉主任技術者の有資格者を全社で12名確保している。

電気主任技術者又はボイラー・タービン主任技術者は，原子力発電所ごとに選任することが定められており，東海第二発電所では，主任技術者を1名とその代行者1名を選任することから，第1種電気主任技術者及び第1種ボイラー・タービン主任技術者の必要人数はそれぞれ2名となる。選任条件は能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職としており，能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上の管理職となる第1種電気主任技術者の有資格者を全社で8名，第1種ボイラー・タービン主任技術者を全社で9名確保している。

放射線取扱主任者は，放射性同位元素を取り扱う事業所ごとに選任することが定められており，放射性同位元素は東海発電所で取り扱ってい

るため、東海発電所にて主任技術者を1名とその代理者1名を選任することから、第1種放射線取扱主任者の必要人数は2名となる。選任条件は能力等級特5級以上又は役割ランク5号以上の管理職としており、能力等級特5級以上又は役割ランク5号以上の管理職となる第1種放射線取扱主任者の有資格者を全社で55名確保している。

以上のことから、現在の有資格者数で、原子力発電所の運転保守等に必要な配置ができていることから、今後も引き続き同程度の有資格者を確保していく。

原子炉主任技術者については、東海総合研修センターに原子炉主任者受験講習コースを設け筆記試験対策を行うとともに、口頭試験前には、原子炉主任技術者資格保有者を面談員とした模擬試験を実施している。また、希望者を東京大学原子力専門職大学院へ派遣する等、計画的に資格取得に向けた取り組みを実施している。

上記の取り組みにより、毎年数名程度受検し、年齢別に1名程度の有資格者を長期的に継続して確保できる計画である。

第1種ボイラー・タービン主任技術者及び第1種電気主任技術者については、認定取得のために必要となる情報（氏名、学歴及び職務経験等）について育成者リスト及び育成計画を作成及び管理し、認定条件を満足した者について、順次、認定取得手続きを進めている。

第1種放射線取扱主任者については、東海総合研修センターに放射線取扱主任者受験講習コース（講義／演習）を設け試験対策を実施している。

また、個人のさらなる専門知識及び技術・技能の向上並びに重大事故等の対応に必要な有資格者を確保するため、東海第二発電所にて策定している教育訓練計画により、所員の公的資格取得に関し積極的に奨励し

ている。

- d. 平成 29 年 10 月 1 日現在の東海第二発電所における自然災害及び重大事故等対応に関する有資格者数を別紙 2－4 に示す（③－6，④－6）。

これは、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において、大型自動車等の資格を必要とする重機等の操作が必要だったことを踏まえ、東海第二発電所において検討した重大事故等の対応に必要な資格を抽出し、有資格者を確保している。現時点で確保している有資格者で重大事故等への対応が可能であるが、より多くの技術者が資格を取得し、重大事故等発生時における対応をさらに適切に実施できるように、有資格者を確保していく（③－6，④－6）。

- e. 重大事故等対応に係る設計及び工事の進捗による技術者数（工事管理者）の確保実績を別紙 2－5 に示す（③－7）。平均すると 1 人あたり約 0.4 件の工事を管理していることから、技術者の業務に対する確実なチェック（上長によるチェック，他の技術者によるダブルチェック）体制の構築を行うことができ、ヒューマンエラーの防止が期待できる。このため、現状で工事管理に適切な人数を確保していると考えられるが、今後設置許可の運用開始時期までに、東海第二発電所において重大事故等対処設備の設置及び既設設備の改造工事が計画されていることから、各工程において必要な技術者を、主に本店より技術者を異動させる等の方策により確保する計画である。（③－7）。

- f. 確保した技術者の資質向上を図るため、東海第二発電所及び本店で

は、データベースを構築し、プラントの設計思想、建設経験及び現場作業経験等に関する情報を収集、整備している。本データベースでは、機械設備、電気設備及び計装設備の保修に関する情報、原子燃料管理に関する情報、運転（系統隔離操作含む）に関する情報並びにメーカーから入手した情報等を項目ごとに整理し、共有している。また、東海総合研修センターには、別紙２－６のとおり不具合事例に関する資料を展示したスペースを設けている（③－８，④－７）。

東海第二発電所の技術者等は、この取り組み等により技術を伝承し、現場において運転保守を行うことにより、技術者の資質向上を図っている。

g. 本店の各実施部門においては、各専門分野を産業界全体の最高レベルに到達させるため、自らの知識取得に取り組むとともに、発電所への指導・助言（オーバーサイト）を行う。これにより、発電所における目標に対するギャップを把握し、また解決すべき課題の抽出を行い、これらを協働で解決することにより世界最高水準のパフォーマンス、技術力を発揮することを目指している。

以上のことから、設計及び運転等並びに自然災害や重大事故等の対応に必要な技術者及び有資格者を確保し、資質向上に努めている。

今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、必要な教育及び訓練を行うとともに、採用を通じ、必要な技術者及び有資格者を継続的に確保し、配置する。

- 別紙 2－1 本店及び東海第二発電所における有資格者等の人数
- 別紙 2－2 採用人数について
- 別紙 2－3 有資格者の人数の推移（至近 5 ヶ年）
- 別紙 2－4 東海第二電所における自然災害及び重大事故等対応に関する有資格者数
- 別紙 2－5 重大事故等対応に係る工事件数と工事管理者数
- 別紙 2－6 東海総合研修センターにおける不具合事例の展示

(3) 経 験

指針 3 設計及び工事の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されていること。⑤

【解説】

「経験が十分に具備されていること」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを含む。

指針 7 運転及び保守の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されているか、又は経験を獲得する方針が適切に示されていること。⑥

【解説】

「経験が十分に具備されている」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていることを含む。

本変更に係る同等又は類似の施設の設計及び運転等の経験が十分に具備されていることを以下に示す。

- a. 当社は、昭和 32 年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めている。また、昭和 41 年 7 月に東海発電所の営業運転を開始して以来、計 4 基の原子力発電所を有し、平成 13 年 12 月から廃止措置に着手した東海発電所及び平成 29 年 4 月から廃止措置に着手した敦賀発電所 1 号炉を除き、今日においては、計 2 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
東海発電所	(585MW)	昭和 41 年 7 月 25 日
	(平成 13 年 10 月 4 日原子炉の解体の届出)	
	(平成 18 年 6 月 30 日廃止措置計画認可)	
東海第二発電所	(3,293MW)	昭和 53 年 11 月 28 日
敦賀発電所 1 号炉	(1,064MW)	昭和 45 年 3 月 14 日
	(平成 29 年 4 月 19 日廃止措置計画認可)	
敦賀発電所 2 号炉	(3,423MW)	昭和 62 年 2 月 17 日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。また、営業運転開始以来、計 4 基の原子力発電所において、約 50 年に及ぶ運転並びに東海発電所及び敦賀発電所 1 号炉での廃止措置を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

- b. 本変更に関して、設計及び工事の経験として、東海第二発電所において平成 19 年には給水加熱器の取替え及び平成 21 年には固体廃棄物作業建屋設置工事等の設計及び工事を順次実施している。また、耐震裕度向上工事として、残留熱除去系熱交換器、可燃性ガス処理系配管、中央制御室換気空調系ダクトサポート、排気筒について設計及び工事を実施している。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降は、重大事故等の事故状況下においても復旧を迅速に実施するため、可搬型重大事故等対処設備の操作訓練はもとより、普段から保守点検活動を社員自らがを行い、知識・技能の向上を図り、緊急時に社員自らが直営で実施できるよう取

り組みを行っている。

- c. 更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、再循環ポンプトリップ設備の追加、代替制御棒挿入設備の追加、原子炉又は格納容器への代替注水設備の追加、原子炉自動減圧設備の追加、耐圧強化ベント設備の追加及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への予備充電器を介した電源融通設備の追加を検討し、対策工事を実施している。また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、高圧電源車、消防ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。また、運転及び保守に関する社内規程の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げている。

本変更に係る技術的能力の経験として、アクシデントマネジメント対策、緊急安全対策の経験を以下に示す。

(a) アクシデントマネジメント対策について

米国スリーマイルアイランド原子力発電所の事故以降、アクシデントマネジメントの検討、整備を実施してきた。設備面では、発電用原子炉及び原子炉格納容器の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、以下の設備改造を実施している。

- ・原子炉停止機能にかかわるもの
 - ：再循環ポンプトリップ設備及び代替制御棒挿入設備の追加
- ・原子炉及び格納容器への注水機能にかかわるもの
 - ：既存の代替注水設備（消火系、復水補給水系）間の連絡配管の設置、ペDESTAL部への注水配管及び流量計の設置並びに原子炉自動減圧設備の追加

- ・格納容器からの除熱機能にかかわるもの

：耐圧強化ベント設備の追加

- ・安全機能のサポート機能にかかわるもの

：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用直流母線への
予備充電器を介した電源融通設備の追加

また、東海第二発電所が所管する社内規程にアクシデントマネジメントに関する記載を検討，追加し，シミュレータ訓練，机上教育を通じて，知識，技能の維持向上に努め，継続的に改善を加えている。

(b) 緊急安全対策について

緊急安全対策については，緊急時の電源確保，発電用原子炉及び使用済燃料ピットの除熱機能の確保等の観点から以下の対策を実施した。

- ・緊急時の電源確保

：高圧電源車の配備

- ・発電用原子炉及び使用済燃料ピットの除熱機能の確保

：消防ポンプ，ホースの配備，海水ポンプモータ予備品の保有

- ・津波等に係る浸水対策

：安全上重要な設備が設置されている建屋入口扉の水密化及び貫通部の止水対策の実施

d. 新規制基準施行を踏まえ，下記のような自然災害等対策及び重大事故等対策に関する検討，設備改造工事等を実施している。また，これらの対策を運用する体制，手順についても整備している。

(a) 自然災害等対策について

地震：地震による加速度によって作用する地震力に対する設計，設計

基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定，設計基準対象施設の耐震設計における荷重の組み合わせと許容限界の考慮による設計について検討し，基本設計を実施した。

津波：設計基準対象施設が設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計並びに取水路及び放水路等の経路から流入させない設計について検討し，基本設計を実施した。また，水密扉の設置及び貫通部の止水対策を実施している。

竜巻：最大風速 100m/s の竜巻による風圧力による荷重，気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせた設計荷重に対して，竜巻防護対策設備等による防護対策について検討し，基本設計を実施した。

火山：敷地内で想定される層厚の降下火砕物を設定し，直接的影響である構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計，水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計並びに換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響に対して降下火砕物が容易に侵入しにくい設計について検討し，基本設計を実施した。

外部火災：森林火災からの延焼防止を目的として評価上必要とされる防火帯を算出した。航空機墜落による火災では，発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災との重畳を考慮し，建屋表面温度を許容温度以下とする設計について検討し，基本設計を実施した。

内部火災：安全機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護するための火災の発生防止，早期の火災検知及び消火並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護に関して，技術的な検討を実施して

いる。

溢水：溢水源として発生要因別に分類した溢水を想定し、防護対象設備が設置される区画を溢水防護区画として設定し、没水、被水及び蒸気の影響評価を行い、対策について検討し、基本設計を実施した。

(b) 重大事故等対策等について

重大事故時：重大事故等が発生した場合に、発電用原子炉施設内において重大事故等対処設備である物的資源を活用し早期に重大事故等を収束させる対応について検討し、基本設計を実施した。

大規模損壊：大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合に、発電用原子炉施設内において人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる施設内外の情報を活用し様々な事態において柔軟に対応することについて検討し、基本設計を実施した。

e. 当社東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び国内の原子力関係機関である株式会社BWR運転訓練センター（以下「BTC」という。）では、従来から下記の訓練を実施している。

(a) 東海総合研修センターで行われる訓練

・ 保守訓練

保守に関する業務に従事する技術者を主な対象者として、実物と同等な訓練設備により、保守業務に必要な知識の習得及び機器の分解、検査等の実技訓練を実施している。保守訓練コースは、それぞれ習熟度に応じて3つのコース（保守訓練初級コース、保守訓練上級コー

ス、 保 修 直 営 化 教 育 コ ー ス ） に 分 け て い る。

- ・ 運 転 訓 練

運 転 に 関 す る 業 務 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 東 海 第 二 発 電 所 を 模 擬 し た シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 装 置 に よ り ， 基 本 的 な 起 動 ・ 停 止 操 作 か ら 冷 却 材 喪 失 事 故 等 ， 複 雑 な 事 故 対 応 の 実 技 訓 練 を 実 施 し て い る 。 シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 コ ー ス は ， 対 象 者 の 習 熟 度 に 応 じ 4 つ の コ ー ス （ フ ァ ミ リ ー 訓 練 コ ー ス ， 初 級 運 転 コ ー ス ， 上 級 運 転 コ ー ス ， 運 転 管 理 者 コ ー ス ） に 分 け て い る。

(b) 敦 賀 総 合 研 修 セ ン タ ー で 行 わ れ る 訓 練

- ・ 保 修 訓 練

保 守 に 関 す る 業 務 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 実 物 と 同 等 な 訓 練 設 備 に よ り ， 保 修 業 務 に 必 要 な 知 識 の 習 得 及 び 機 器 の 分 解 ， 検 査 等 の 実 技 訓 練 を 実 施 し て い る 。 保 修 訓 練 コ ー ス は ， そ れ ぞ れ 習 熟 度 に 応 じ て 3 つ の コ ー ス （ 保 修 訓 練 初 級 コ ー ス ， 保 修 訓 練 上 級 コ ー ス ， 保 修 直 営 化 教 育 コ ー ス ） に 分 け て い る。

- ・ 運 転 訓 練

運 転 に 関 す る 業 務 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 敦 賀 発 電 所 2 号 炉 を 模 擬 し た シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 装 置 に よ り ， 基 本 的 な 起 動 ・ 停 止 操 作 か ら 冷 却 材 喪 失 事 故 等 ， 複 雑 な 事 故 対 応 の 実 技 訓 練 を 実 施 し て い る 。 シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 コ ー ス は ， 対 象 者 の 習 熟 度 に 応 じ 4 つ の コ ー ス （ フ ァ ミ リ ー 訓 練 コ ー ス ， 初 級 運 転 コ ー ス ， 上 級 運 転 コ ー ス ， 運 転 管 理 者 コ ー ス ） に 分 け て い る。

(c) B T C で 行 わ れ る 訓 練

原 子 炉 の 運 転 に 従 事 す る 技 術 者 を 主 な 対 象 者 と し て ， 実 機 を 模 擬 し た シ ミ ュ レ ー タ 訓 練 装 置 に よ り ， 基 本 的 な 起 動 ・ 停 止 操 作 か ら 冷 却 材 喪 失

事故等、複雑な事故対応の実技訓練を実施するシミュレータ訓練コースを設定し、実施している。シミュレータ訓練コースは、対象者の習熟度に応じ2つのコース（基準訓練コース、継続訓練コース）に分けている。

- ・基準訓練コース

原子炉の基礎理論，発電所の設備及び運転実技の習得のためのコースであり，運転業務に携わる技術者を派遣している。

初級Ⅰ：BWRプラント概要，核工学，熱工学，制御工学，安全工学等の基礎理論について習得。

初級Ⅱ：中央制御室での運転に必要な基礎的技量を習得。

初級Ⅲ：異常時運転操作を習得し，中央制御室での運転に必要な総合的技量を習得。

中級Ⅰ：異常時運転操作（事象ベース，徴候ベース）に関する知識，技能を向上し，中央制御室操作員として必要な知識・技能の総合的技量を向上。

中級ⅠS：重大事故を防ぐ取り組み（有効性評価）と，事故シーケンスに関する訓練を通じて，中央制御室操作員として必要な知識・技能を習得。

中級Ⅱ：中央制御室操作員の上位者として，法令，保安規定等の幅広い運転管理知識を拡充の上，広範囲に及ぶ異常時対応能力（事象ベース，徴候ベース）を向上。

中級ⅡS：重大事故を防ぐ取り組み／炉心損傷後の対応について，事象を収束させるために必要となる知識および技能を学習。

上級Ⅰ：運転責任者として要求される技量を総括的に習得。

上級Ⅱ：運転責任者資格の更新。

- ・継続訓練コース

通常時、異常時及び緊急時の運転手順に関する知識と技能を習得するためのコース。

上級 S：シビアアクシデント（炉心損傷事象）への拡大を防ぐ取り組み／炉心損傷後の対応を復習，事故時における状況判断の回復。

f．東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえ，「東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターを活用した訓練実績（平成 28 年度）」（別紙 3－1）（⑤－1，⑥－1）及び「安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績について」（別紙 3－2）（⑥－2）に示すとおり，重大事故等に対処するための訓練を実施している。

- (a) 職場内で行われる訓練

交流電源を供給する設備の機能，海水を使用して発電用原子炉施設を冷却する設備の機能並びに使用済燃料プールを冷却する設備の機能が喪失した場合でも，発電用原子炉施設等の冷却機能の回復を図るために必要な電源及び水源確保等の操作が対応できることを確認するための訓練を実施している。

- (b) B T Cで行われる訓練

運転員及び発電室員（運転責任者資格保有者）を対象に，「S A 訓練コース（上級）」に参加している。このコースは，シビアアクシデントにおける挙動の理解，対応についての知識・技能を習得させることを目的としている。

g．運転の経験として，当社で発生したトラブル対応や国内外のトラブル

情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。これらの情報は全て社内関係箇所へ周知されるが、そのうち、予防処置に関する情報として扱う必要があるものは、社内規程に基づき必要な活動を行っている。

「品質保証規程」（別紙３－３）（⑤－２，⑥－３）に予防処置の基本的事項について規定し、具体的な予防処置の方法については、「予防処置対応要領」（別紙３－４）（⑤－３，⑥－４）に規定しており、以下に基本的なフローについて示す。

(a) 情報入手

プラント管理グループマネージャーはトラブル情報等（予防処置情報等を含む。）を入手し、関係箇所に情報提供する。

(b) 情報の検討

①プラント管理グループマネージャーは入手した情報のうち発電所のトラブル検討会における検討が必要と判断したものについて、技術連絡票により東海第二発電所運営管理室プラント管理グループマネージャー（以下「運営管理室プラント管理グループマネージャー」という。）へ検討を依頼する。また、これらについて管理リストに記載，登録し管理する。

②プラント管理グループマネージャーは入手した情報が国外故障・トラブルの場合には、次に掲げる観点から技術連絡票により運営管理室プラント管理グループマネージャーへ調査，検討を依頼する。

- ・ 当社発電所と同種の機器又は材料で発生した事象
- ・ 当社発電所の未点検部位で発生した事象
- ・ 経年変化，劣化による未経験の事象
- ・ 人身災害に至った事象

- ・人的事故，過誤防止策を講じる必要があると思われる事象

(c) 検討結果の確認

- ①運営管理室プラント管理グループマネージャーは，対策要否を検討しトラブル検討会での審議結果をプラント管理グループマネージャーに通知する。
- ②プラント管理グループマネージャーを主査とする情報検討会において，発電所におけるトラブル情報等の検討結果（処置事項）を確認し，その妥当性について審議する。
- ③プラント管理グループマネージャーは，前項の審議において発電所での追加確認，検討が必要と判断された場合は，審議結果を付して，運営管理室プラント管理グループマネージャーへ確認，検討を依頼する。
- ④情報検討会は，前項で依頼した追加確認，検討事項について，その結果を確認する。
- ⑤プラント管理グループマネージャーは，情報検討会での検討結果を発電管理室長及び品質保証担当へ報告する。
- ⑥プラント管理グループマネージャーは，情報検討会の審議結果を管理リストに記載する。
- ⑦発電所の関係箇所は，トラブル検討会，情報検討会での検討結果に基づき対策を具体化する。

(d) 処置の実施

- ①発電所の関係箇所は，具体化した対策を実施する。
- ②発電所の関係箇所は，対策実施状況を運営管理室プラント管理グループマネージャーに報告する。

平成 28 年度の本店情報検討会及び東海第二発電所トラブル検討会の開催実績を別紙 3－5 に示す（⑤－4，⑥－5）。

h. 当社は、従来から国内外の原子力施設からトラブル情報の入手，情報交換を行っている。その中で，必要な場合は技術者の派遣を行っている。過去 3 年間の国外の原子力関係諸施設への派遣実績を別紙 3－6 に示す（⑤－5，⑥－6）。平成 29 年度以降は，海外情報の入手と調査が必要な場合に適宜派遣の検討を行う。

以上のとおり，本変更に係る設計及び運転等の経験を十分に有しており，今後も継続的に経験を積み上げていく。

別紙 3－1 東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターを活用した訓練実績（平成 28 年度）

別紙 3－2 安全向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績について

別紙 3－3 品質保証規程（抜粋）

別紙 3－4 予防処置対応要領（抜粋）

別紙 3－5 本店 情報検討会／東海第二発電所 トラブル検討会の開催実績（平成 28 年度）

別紙 3－6 過去 3 年間の海外派遣者実績について

(4) 品質保証活動

指針 4 設計及び工事に係る品質保証活動

事業者において、設計及び工事を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること。⑦

【解説】

- 1) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。
- 2) 「品質保証活動」には、設計及び工事における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。
- 3) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。

指針 8 運転及び保守に係る品質保証活動

事業者において、運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。⑧

【解説】

- 1) 「品質保証活動」には、運転及び保守における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。
- 2) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。

本変更に係る設計及び運転等を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていることを以下に示す。

a. 設計及び運転等の品質保証活動の体制

- (a) 当社における品質保証活動は、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上させるために、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4111-2009）」（以下「J E A C 4111-2009」とい

う。)に基づき、保安規定第3条(品質保証計画)を含んだ品質保証
規程(以下「品質マニュアル」という。)を定め、品質マネジメント
システムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

- (b) 新規制基準施行前までは、J E A C 4111-2009に基づく品質マニ
ュアルにより品質保証活動を実施してきた。今回の「実用発電用原子炉
に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及び
その検査のための組織の技術基準に関する規則」(以下「工認審査基
準」という。)の施行(平成25年7月8日)を踏まえ、工認審査基
準で追加された安全文化を醸成するための活動、関係法令及び保安規
定の遵守に対する意識の向上を図るための活動などの要求事項につい
て、保安規定第3条(品質保証計画)(以下「品質保証計画」とい
う。)に反映し、品質マニュアルを定め、品質マネジメントシステム
を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。
品質技術基準規則で追加された要求事項と、これを反映した品質保証
計画については、別紙4-1及び別紙4-2に示す。(⑦-1, ⑧-
1)。

- (c) 当社における品質保証活動については、業務に必要な社内規程を定
めるとともに、別紙4-2及び別紙4-3に示す文書体系を構築して
いる(⑦-2, ⑧-2)。また、文書体系のうち一次文書は、品質マ
ニュアルであり、以下のとおりである。

- ・品質マニュアル(社長承認文書)

組織の品質マネジメントシステムを規定する最上位文書であり、
発電所の安全を達成・維持・向上するうえでの具体的事項を定めて
いる。

この品質マニュアルに従い、実施部門の管理責任者である安全室を

担当する取締役（以下「実施部門の管理責任者」という。）及び監査部門の管理責任者である考査・品質監査室長（以下「監査部門の責任者」という。）のもと、実施部門である発電管理室、安全室、地域共生・広報室、総務室（本店）、経理・資材室、開発計画室、東海第二発電所及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室（以下「各業務を主管する組織」という。）の長が実施する事項を社内規程に定めている。

- (d) 各業務を主管する組織の長は、上記の社内規定に基づき、責任をもって個々の業務を実施し、評価確認し、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために必要な記録を作成し管理する（⑦－３，⑧－３）。
- (e) 品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者（トップマネジメント）とし、実施部門である発電管理室、安全室、地域共生・広報室、総務室（本店）、経理・資材室、開発計画室、東海第二発電所及び実施部門から独立した監査部門である考査・品質監査室で構築している。品質保証活動に係る体制を別紙４－４に示す（⑦－４，⑧－４）。

この体制のうち、経理・資材室については、保安規定に定める運転管理、保守管理等の業務を実施する部門ではなく、発電管理室、開発計画室及び東海第二発電所等の実施部門が供給者の技術的能力・品質保証体制等により調達要求事項を満足する調達製品及び役務の供給能力を評価し、その供給者の中から、「調達管理要項」に従い、供給者の選定に関する業務（契約業務を含む）を実施する部門である。

保安規定に定める運転管理、保守管理等の業務の実施箇所及びこれを支援する箇所を別紙４－４に示す。

(f) 社長は、品質マネジメントシステムの最高責任者（トップマネジメント）として、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することの責任と権限を有し、品質方針を設定している（⑦－５，⑧－５）。設定した品質方針を別紙４－５に示す。

この品質方針は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意のもと、安全の確保、品質の向上、企業倫理の浸透、透明性の確保を基本として活動することを表明している。また、組織内に伝達され、理解されることを確実にするため、イントラネットに掲載の他に、執務室内に品質方針ポスターを掲示、携帯用の品質方針カードの配布を実施することにより、実施部門及び監査部門の要員に周知している。（⑦－６，⑧－６）。品質方針の組織内への伝達方法については、別紙４－６に示す。

(g) 実施部門の管理責任者は、社長が設定した品質方針を実施部門の各業務を主管する組織の長へ周知するとともに、年度ごとに品質方針を踏まえて具体的な活動方針である品質目標を設定することを指示している。

(h) 各業務を主管する組織の長は、年度ごとに品質方針を踏まえて具体的な活動方針である組織の品質目標を業務計画と整合を取り設定するとともに、この品質目標に基づき品質保証活動を実施している。

この品質目標は、イントラネットへの掲載、電子メールでの配信及び打合せ等により実施部門及び監査部門の要員に周知している。品質方針が変更された場合には、品質目標を見直し、再度、実施部門の要員に設定時と同様の方法により周知している。

- (i) 各業務を主管する組織の長は、年度業務計画に基づく品質保証活動の実施状況を評価確認するため、品証規程に従いマネジメントレビューのインプットに関する情報を作成する。マネジメントレビューのインプット項目については、別紙４－７に示す。実施部門の管理責任者は、安全室長の補佐を受けて、実施部門の各室所のマネジメントレビューのインプットに関する情報を集約し、評価確認し、マネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する（⑦－７，⑧－７）。

また、考査・品質監査室長は、監査部門の管理責任者として、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、評価確認し、別紙４－７に示すとおり監査結果をマネジメントレビューのインプットとして社長へ報告する（⑦－７，⑧－７）。

- (j) 社長は、管理責任者からの報告内容を基に品質マネジメントシステムの有効性をレビューし、マネジメントレビューのアウトプットを決定する（⑦－８，⑧－８）。

管理責任者は、社長からのマネジメントレビューのアウトプットを、各業務を主管する組織の長に通知し、各業務を主管する組織の長が作成したマネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項を確認して改善計画としてまとめ、社長の確認を得た後、各業務を主管する組織の長に必要な対応を指示する。

各業務を主管する組織の長は、マネジメントレビューのアウトプットに対する処置事項及び各業務を主管する組織の品質保証活動の実施状況を評価確認し、次年度の年度業務計画に反映し、活動している。

また、管理責任者はそれらの状況を確認している。

- (k) 安全室を担当する取締役は、実施部門管理責任者として、各室所に共通する事項である品質マニュアル等の社内規程の改訂に関する事

項、品質方針の変更提案、マネジメントレビューのインプット及びアウトプットに基づく品質マネジメントシステムの改善状況等をレビューする。

また、東海第二発電所、本店各室においては、各室所長を主査とするレビューを実施し、実施部門における品質保証活動に基づく品質マニュアルの改訂に関する事項、年度業務計画（品質目標）及び管理責任者レビューのインプットに関する情報等をレビューする。

マネジメントレビュー、管理責任者レビュー及び各室所長レビューの構成、インプットに関する情報等については、別紙４－７に示す（⑦－９，⑧－９）。

各レビューのアウトプットについては、社長のマネジメントレビューへのインプットとしているほか、品質目標等の業務計画の策定／改訂、社内規程の制定／改訂等により業務へ反映している。

さらに、品質マネジメントシステムの有効性を維持・向上させるため、本店の品質保証委員会では、実施部門の品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理（品質方針の改訂、品質目標の設定・達成状況等）に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。また、東海第二発電所の品質保証運営委員会では、東海第二発電所における品質マネジメントシステム活動の実施状況の評価及び管理（品質目標の設定・達成状況等）に関する事項等を審議し、品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューする。品質保証委員会及び品質保証運営委員会の開催実績については、別紙４－１０に示す。

なお、原子炉施設の保安に関する基本的な重要事項に関しては、本社

にて保安規定第 6 条に基づく原子力発電保安委員会を、また原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項に関しては、発電所にて保安規定第 7 条に基づく原子力発電保安運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は業務へ反映させる。

b. 設計及び運転等の品質保証活動

- (a) 各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を、品質マニュアルに従い、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基づく重要性を基本とした品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度に応じて管理し、実施し、評価を行い、継続的に改善する（⑦－10）。また、製品及び役務を調達する場合は、重要度等に応じた品質管理グレードに従い調達管理を行う（⑦－11）。

供給者に対しては、品質管理グレードに応じた要求項目の他、法令類からの要求項目や製品等の内容に応じた要求項目を加えた調達要求事項を提示する（⑦－12）。

なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、当該業務に係る調達要求事項を追加している。

各業務を主管する組織の長は、調達製品等が調達要求事項を満足していることを、検査及び試験等により検証する（⑦－13）。これらの調達要求事項等の具体的な内容については「個別仕様書」（以下「仕様書」という。）で明確にしている。

各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアルに従い、関係法令等の要求事項を満足するよう個々の業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善する。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理す

る。

- (b) 新規制基準の施行前に調達した製品は、当時の品質マネジメントシステムに基づき、上記と同様に管理している。

これらについても、新規制基準における設備的な要求事項を満足していること（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への適合性）を確認していく。また、新規制基準のうち、工認審査基準において①から③の調達要求事項が追加されており、施行前と施行後の品質保証活動は以下のとおりである。

①安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項

安全文化を醸成するための活動が要求事項となっているが、仕様書において、施行前から以下のとおり要求しており、同様に対応している。

なお、製品や役務など調達内容に応じて、必要な項目を要求している。

- a) 不適合が検出された場合は文書により速やかに当社へ報告を行うこと。
- b) 作業開始前には、T.B.Mを実施し、作業要領、品質管理、安全対策等の周知、実施、徹底を図ること。
- c) 発電所内で実施する業務に関しては、工事等要領書を作成し事前に当社の確認を得ること。さらに、業務は当社の確認を受けた工事等要領書に基づき実施すること。製品が当社の要求する品質及び設計要求事項に適合していることを確認するための検査及び試験の項目、工程並びに当社の立会い程度を明確にし、実施すること。

②不適合の報告及び処理に係る要求事項

不適合の報告及び処理に係る事項については、施行前から、仕様書にて、以下のいずれかの不適合が発生した場合又は不適合を発見した場合にはその内容に応じて当社に報告することを要求している。また、不適合への対応として、識別、処置、再発防止対策についての管理方法を確立することを要求している。

- ・原子力発電所内で発生した不適合
- ・原子力発電所外で発生した不適合

③調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させること

調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させることについては、施行前から、仕様書にて、工事等要領書、試験・検査記録等の必要な図書の提出を要求している。

設計及び工事に係る重要度、調達要求事項、品質管理グレード及び調達製品の検証に関する社内規定を別紙４－１１及び別紙４－１２に示す。

- (c) 各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を特定した上で、原子力安全に対する重要性に応じた是正処置を実施する。

不適合の処置及び是正処置については、別紙４－３及び別紙４－１３に示す（⑦－１４，⑧－１０）。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう仕様書にて要求事項を提示し（⑦－１５，⑧－１１），不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織はその実施状況を不適合管理要項に従って確認する。

c. 品質保証活動の強化

当社は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故のような極めて深刻な事故を起こさないために、「原子力施設のリスクを強く意識し、公衆と環境に対して放射線による有害な影響を及ぼすような事故を起こさない」という決意を品質方針に示している。設定した品質方針を別紙4－5に示す。

上記のとおり、品質保証活動に必要な文書を定め、品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。

- 別紙4－1 工認審査基準を踏まえた品質保証計画について
- 別紙4－2 東海第二発電所原子炉施設保安規定（抜粋）
- 別紙4－3 品質保証規程（抜粋）
- 別紙4－4 品質管理要項（抜粋）
- 別紙4－5 品質方針
- 別紙4－6 品質方針の組織内への伝達方法
- 別紙4－7 マネジメントレビュー要項（抜粋）
- 別紙4－8 品質保証委員会及び品質保証検討会運営要項（抜粋）
- 別紙4－9 品質保証運営委員会運営要領（抜粋）
- 別紙4－10 品質保証委員会及び東海第二発電所 品質保証運営委員会の開催実績
- 別紙4－11 原子力施設の重要度分類基準要項（抜粋）
- 別紙4－12 調達管理要項（抜粋）
- 別紙4－13 不適合管理要項（抜粋）

(5) 技術者に対する教育・訓練

指針 9 技術者に対する教育・訓練

事業者において、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていること。

⑨

確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針を以下に示す。

- a. 技術者は、原則として入社後一定期間、配属された部門に係る基礎的な教育・訓練を受ける。例えば、入社後技術者は、当社東海総合研修センター、敦賀総合研修センター及び東海第二発電所において、「平成29年度新入社員年間教育スケジュール（別紙5－1）」に示すとおり、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する（⑨－1）。

配属された技術者が受講する教育・訓練は以下のとおり。

・ 共通教育，専門教育

法定の安全教育，作業安全に必要な基本的事項の習得，お客様意識の醸成，電力設備に関する基礎学力の向上，設備の構造，機能に関する知識及び運転，保守に関する技能など基礎の習得等

「力量運用要領」（別紙5－2）（⑨－2）及び「原子炉施設保安教育手順書」（別紙5－3）（⑨－3）及び「教育・訓練計画手順書」（別紙5－4）（⑨－4）に示すとおり，東海第二発電所においては，実務を通じた教育・訓練として現場教育を実施している。現場教育で

は、運転及び保守における基礎知識の習得、作業安全の基礎知識の習得等を行う。

- b. 教育・訓練については、保安規定第3条（品質保証計画）「6. 資源の運用管理」（別紙5－5）（⑨－5）で示すとおり、品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）文書体系における1次文書としての要求事項を定めている。この要求事項を踏まえ、社内規程「品質保証規程」（別紙5－6）（⑨－6）において、品質保証計画における要求事項を具体的に規定している。

これらの要求事項を受けて、社内規程「力量運用要領」（別紙5－2）（⑨－2）においては、東海第二発電所における保安教育等の運用要領等を定め、「原子炉施設保安教育手順書」（別紙5－3）（⑨－3）及び「教育・訓練計画手順書」（別紙5－4）（⑨－4）においては、これに基づく具体的な運用要領等を定めており、教育・訓練の運用をQMS体系の中で規定している。これらの運用に関する規定に基づき、教育・訓練を実施している。平成28年度の東海第二発電所の教育訓練実績及び保安教育実績の抜粋を別紙5－7及び別紙5－8に示す（⑨－7，⑨－8）。

以上のとおり、確保した技術者に対しその専門知識及び技術・技能を維持・向上させるため、教育・訓練に関する社内規程を策定し、必要な教育・訓練を行う。

なお、東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターは当社のみならず、協力会社の教育・訓練にも活用できるよう研修設備の提供を行っており、発電所の保守点検業務等を行う協力会社社員の専門知識・技能の向上を支援している。

c. 東海第二発電所では、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定等に基づき、対象者、教育内容、教育時間及び教育実施時期について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する（⑨－５）。また、東海第二発電所では必要となる教育及び訓練とその対象者として発電所の運営に直接携わる運転、保守、放射線管理、化学管理、燃料管理等に関する業務の技術者に対して力量評価制度を設けている。力量評価では、業務を遂行する上で必要な力量を教育・訓練に関する要領に定め、評価を実施する。また、必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を実施する。

教育・訓練にあたっては、知識及び技能に応じた教育訓練コースの設定及び配属後の年数や職位に応じた区分を設定することにより、技術者の能力に応じた教育・訓練を実施している。

教育訓練プログラムの概要を別紙５－９に示す。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故では、設計基準を超える事象が発生し、炉心溶融、さらには広域に大量の放射性物質を放出させるという深刻な事故となったことを踏まえ、重大事故等対処設備に関わる知識・スキルの習得に併せて、プラント冷却系統等重要な施設の設計や許認可、運転、保守に精通する技術者や、耐震技術、安全評価技術等専門分野の技術者を育成して、原子力安全の確保、技術力の向上を図る取り組みも進めている。

d. 技術者の教育・訓練は、当社の東海総合研修センター及び敦賀総合研修センターの他、国内の原子力関係機関（株式会社BWR運転訓練セン

ター及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻等）（⑨－９）において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努める。過去５年間の社外教育訓練受講者の実績を別紙５－１０（⑨－９）に示す。

当社内の講師，訓練施設だけでなく，社外の講師，訓練施設に積極的に社員を派遣することにより，訓練等で得た知識，操作能力を高め，必要ならば当社の教育訓練項目の改善を図ること等の対策がとれること，当社の訓練施設で模擬できない施設に関する訓練を経験することにより，より幅広い技術的能力の習得が可能となること等の効果が得られていると考えている。

- e．本変更に係る業務に従事する技術者の他，原子力防災組織において必要な事務系社員及び協力会社社員に対しては，各役割に応じた自然災害等発生時，重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため，計画的，かつ継続的に教育・訓練を実施する。

なお，東海第二発電所に勤務する事務系社員に対しては，従来から保安規定に定める以下の保安教育を実施している。

- ・入所時に実施する教育：

関係法令及び保安規定の遵守に関すること，原子炉施設の構造，性能に関すること，非常の場合に構すべき処置の概要

- ・その他反復教育

関係法令及び保安規定の遵守に関すること，非常の場合に講ずべき処置に関すること

これは，原子力発電所で働く全所員に対し，原子炉等規制法に関連する法令の遵守を徹底すること，及び非常時においては事務系社員も原子

力防災組織における要員の一部であり，必要な知識，技量を教育により習得，維持する必要があることから事務系社員も保安教育の対象者としている。また，原子力発電所で働く協力会社社員に対しては，原子炉施設の構造・性能に関すること，非常の場合に講ずべき処置に関すること，関係法令及び保安規定の遵守に関することについて，従来からの保安教育として要求し，実施していることを確認している。

f．東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故以降，東海第二発電所では重大事故等対処設備等を整備し，災害対策要員の体制整備を進めている。これら重大事故等対処設備等を効果的に活用し，適切な事故対応が行えるよう訓練を繰り返し行うことにより，災害対策要員の技術的な能力の維持向上を図っている。訓練の実施にあたっては，訓練の種類に対応する対象者，訓練内容等を定め，訓練の結果，改善すべき事項が抽出されれば，速やかに検討を行うこととしている。別紙 5－11（㊟－10）に平成 27 年度及び平成 28 年度の訓練回数を示す。

今後も引き続き重大事故等対処設備等の整備及び災害対策要員の体制整備を進めると共に，複数の事象が発生した場合においても適切な事故対応が行えるよう総合的な訓練を計画・実施していく。

以上のとおり，本変更に係る技術者に対する教育・訓練を実施し，その専門知識及び技術・技能を維持・向上させる取り組みを行っている。

別紙 5－1 平成 29 年度 新入社員教育 年間教育スケジュール

別紙 5－2 力量運用要領（抜粋）

別紙 5－3 原子炉施設保安教育手順書（抜粋）

- 別紙 5－4 教育・訓練計画手順書（抜粋）
- 別紙 5－5 東海第二発電所 原子炉施設保安規定（抜粋）
- 別紙 5－6 品質保証規程（抜粋）
- 別紙 5－7 東海第二発電所の教育訓練実績（平成 28 年度）
- 別紙 5－8 東海第二発電所 保安教育実績 抜粋（平成 28 年度）
- 別紙 5－9 教育訓練プログラムの概要（イメージ）
- 別紙 5－10 本店及び東海第二発電所における各年度の社外教育訓練受講者数
- 別紙 5－11 東海第二発電所における重大事故対応に関する訓練実績

(6) 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

指針 10 有資格者等の選任・配置

事業者において、当該事業等の遂行に際し法又は法に基づく規則により有資格者等の選任が必要となる場合、その職務が適切に遂行できるよう配置されているか、又は配置される方針が適切に示されていること。⑩

【解説】

「有資格者等」とは、原子炉主任技術者免状若しくは核燃料取扱主任者免状を有する者又は運転責任者として基準に適合した者をいう。

東海第二発電所の運転に際して必要となる有資格者等については、その職務が適切に遂行できる者の中から選任し、配置していることを以下に示す。

- a. 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 95 条では、発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実施経験を 3 年以上有する者の中から、原子炉ごとに選任することが定められている。

東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者は、上記の実務経験に関する要求に適合している者の中から職務経験期間を考慮し、以下のとおり原子炉ごとに適切に選任している。

(a) 実務経験について

東海第二発電所では平成 28 年 6 月 30 日付で発電用原子炉主任技術者を配置している。

東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者の主な実務経験は、以下のとおり。

- ・本店及び東海第二発電所において、炉心設計、炉心性能管理を

14 年 1 か月従事したことから、第 2 項第四号「発電用原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務に従事した期間」に含まれると考えられる。

- ・本店において、東海第二発電所、敦賀発電所 1 号炉及び 2 号炉の運転計画、設備修繕計画を 1 年従事したことから、第 2 項第一号「発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務に従事した期間」に含まれると考えられる。

以上から、東海第二発電所発電用原子炉主任技術者は、第 2 項の選任要件に適合する業務に、通算して 15 年超従事していることから、第 2 項の選任要件に適合している。

(b) 職務能力について

保安規定では、発電用原子炉主任技術者は社長が選任することを定めている。また、職位は、原子炉安全担当として発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任することを定めている。

東海第二発電所における原子炉安全担当は、能力等級特 3 級以上又は役割ランク 3 号以上の管理職が該当し、所管する組織の管理責任者として所管業務を統括・推進するとともに、必要に応じて関係者に対し指導・調整並びに専門的な立場からの連携・援助等を行う能力を有する者として、社長がその職位への配置を決定した者である。

社長は、業務内容を踏まえ、管理職（能力等級特 3 級以上又は役割ランク 3 号以上）の中から、保安規定に定める発電用原子炉主任技術者の職務を遂行できる能力を有する者を、発電用原子炉主任技術者としての選任要件に該当する職務経歴を踏まえ、発電用原子炉主任技術者を選定する。

(c) 原子炉ごとの選任について

東海第二発電所では、原子炉主任技術者免状を有する者を、発電用原子炉主任技術者として1名配置している。

b. 発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、社長が選任し配置する。このことにより、発電用原子炉主任技術者は発電所長からの解任や配置の変更を考慮する必要がなく、保安上必要な場合は運転に従事する者（発電所長を含む。）へ必要な指示を行うことができることから、独立性を確保できている。

(a) 上位職位者との関係における発電用原子炉主任技術者の独立性の確保

発電用原子炉主任技術者の職務である保安の監督に支障をきたすことがないように、上位職位者である発電所長との関係において独立性を確保するために、東海第二発電所における発電用原子炉主任技術者の選定にあたっては、発電所長の人事権が及ばない社長が選任する。

(b) 職位に基づく判断における発電用原子炉主任技術者の独立性の確保
発電用原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在の上、保安規定に定める職務を専任することを定めていることから、発電所の職位と兼務することなく、適切に職務を遂行できると考えられる。

c. 発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす管理職（能力等級特4級以上又は役割ランク4号

以上)の中から選任し、職務遂行に万全を期している。必要な代行者数について以下に示す。

必要となる発電用原子炉主任技術者数は、号炉ごとに選任する必要があることから、最少人数としては1名である。

しかし、疾病・負傷、出張、休暇等の理由により、保安規定に定める発電用原子炉主任技術者の任務が遂行できない可能性を考慮し、実用炉規則第95条第2項に定める選任要件に適合する代行者を選任している。

さらに、原子炉主任技術者の資格を有する者は常に把握していることから、万一、発電用原子炉主任技術者が不在となる事態となれば、実用炉規則第95条第2項の選任要件を満たす者の中から速やかに発電用原子炉主任技術者として選任し、選任後30日以内に原子力規制委員会に届け出る。

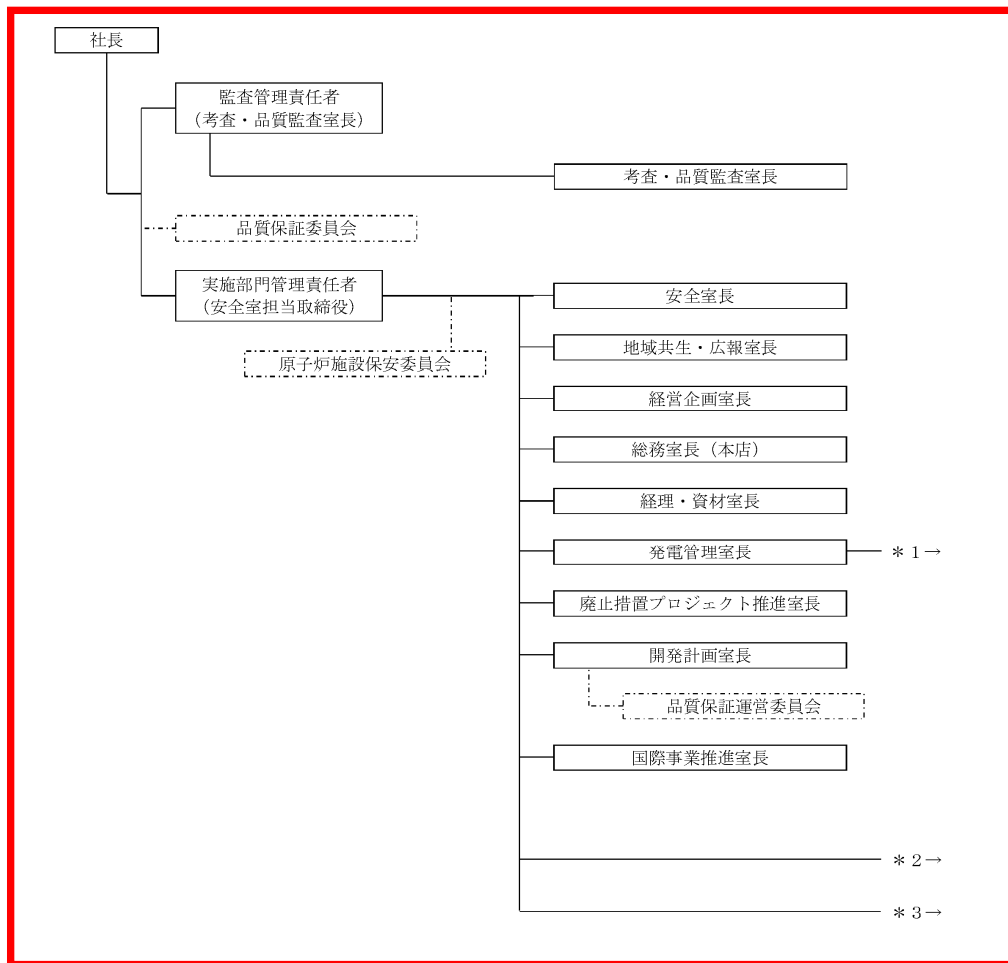
d. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を踏まえ、東海第二発電所において重大事故等が発生した場合を想定し、発電用原子炉主任技術者は、休日・夜間において東海第二発電所における重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に非常招集するため、早期に非常招集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者及び代行者を少なくとも1名配置する。

e. 運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準（運転責任者に係る基準等に関する規程（平成13年経済産業省告示第589号）第1条）に適合した者の中から選定し、発電用原子炉の運転を担当する当直の責任者である発電長の職位としている。

以上のとおり，東海第二発電所の運転に際して必要となる有資格者等については，その職務が適切に遂行できる者の中から選任し，配置している。

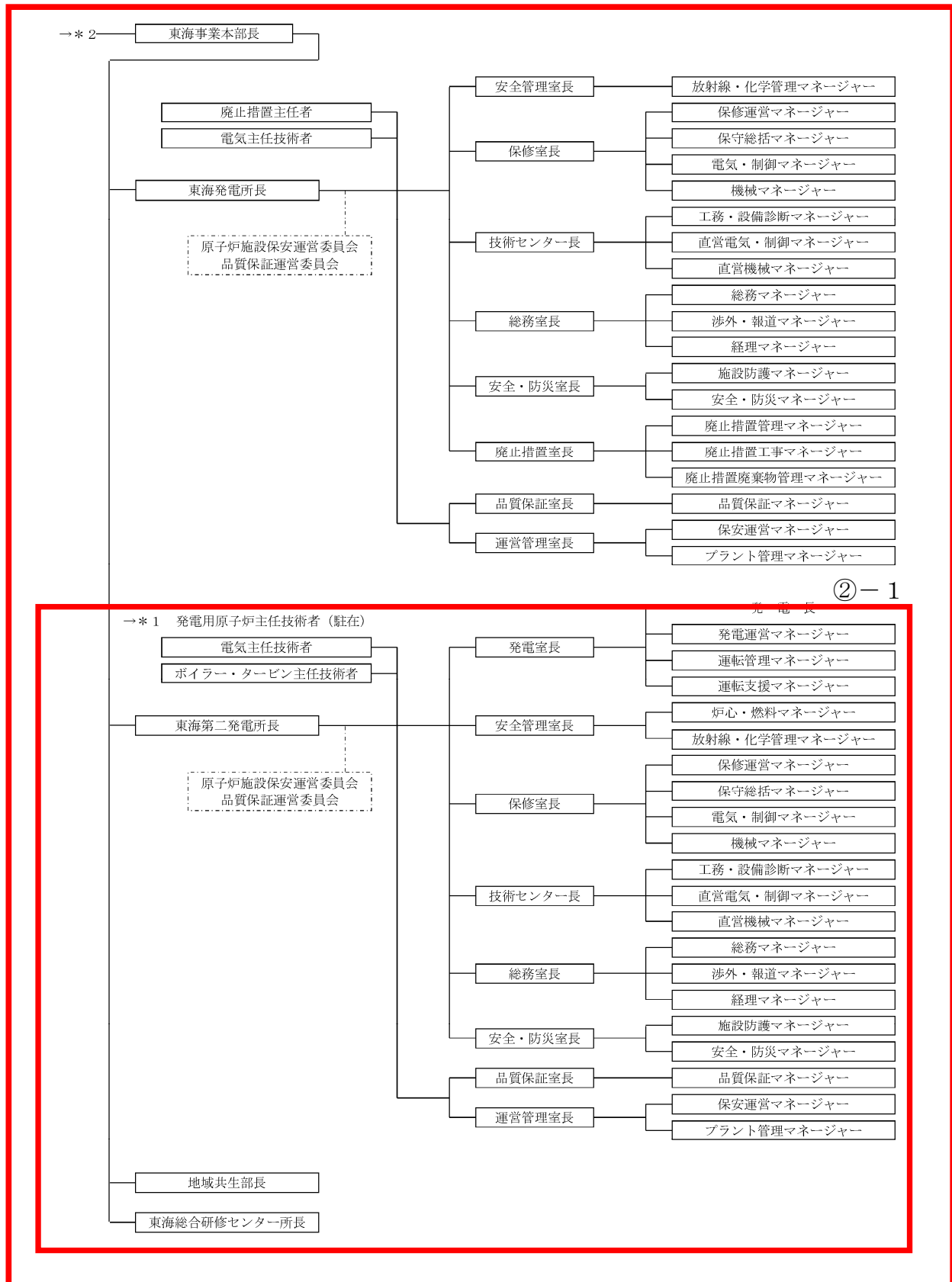
(平成 29 年 10 月 1 日現在)

①- 1



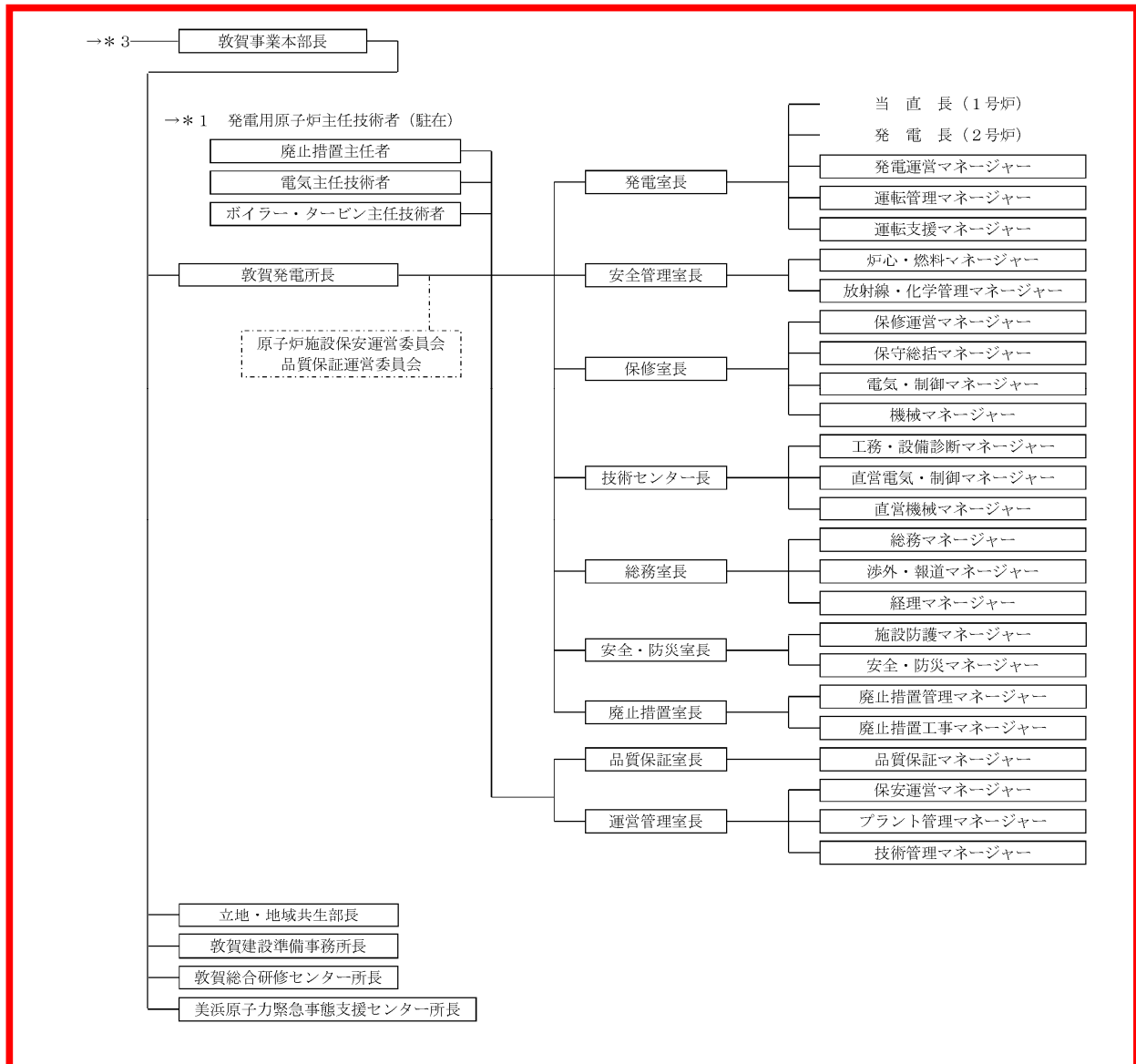
原子力関係組織系統図 (1/3)

① - 1

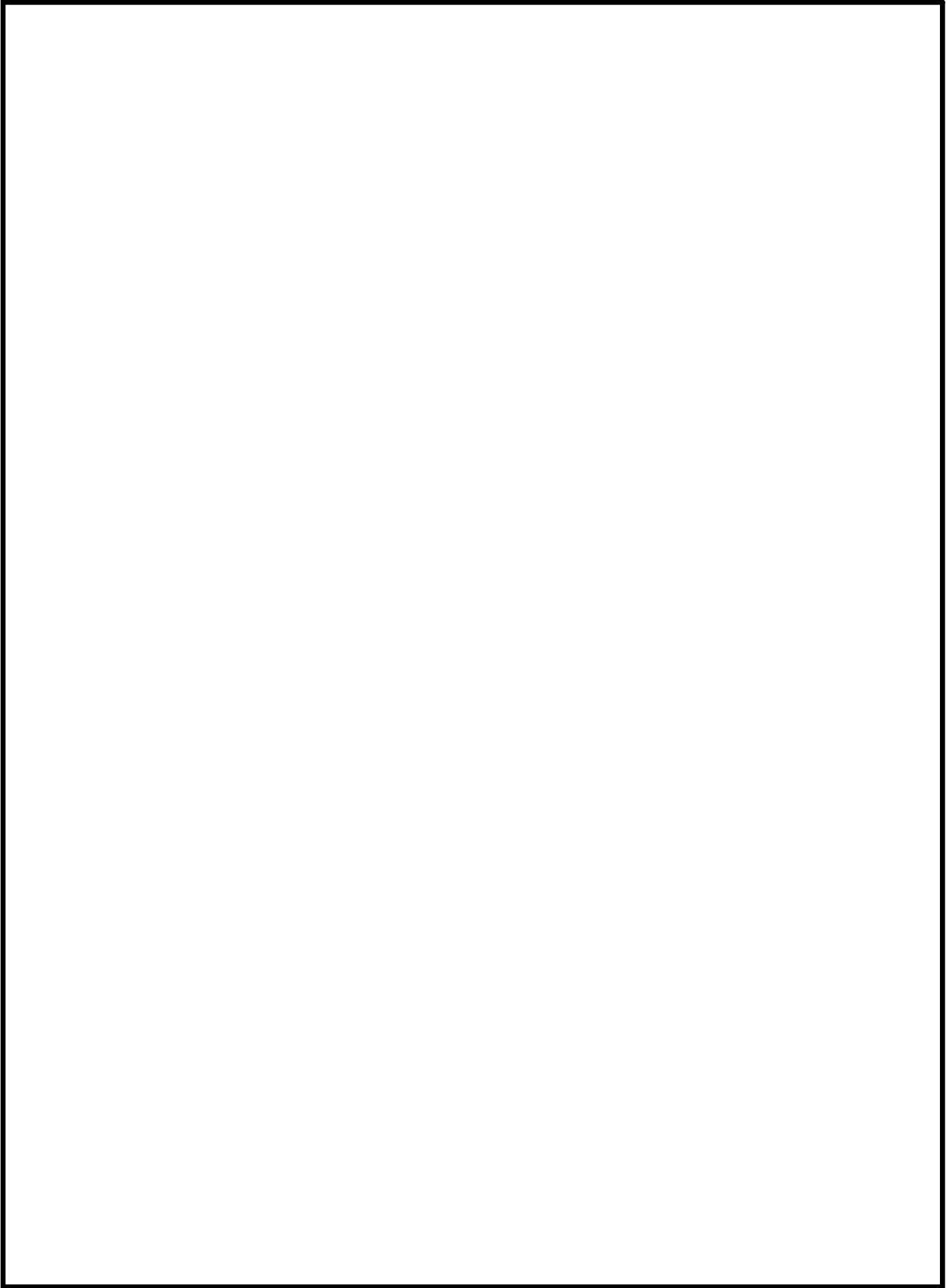


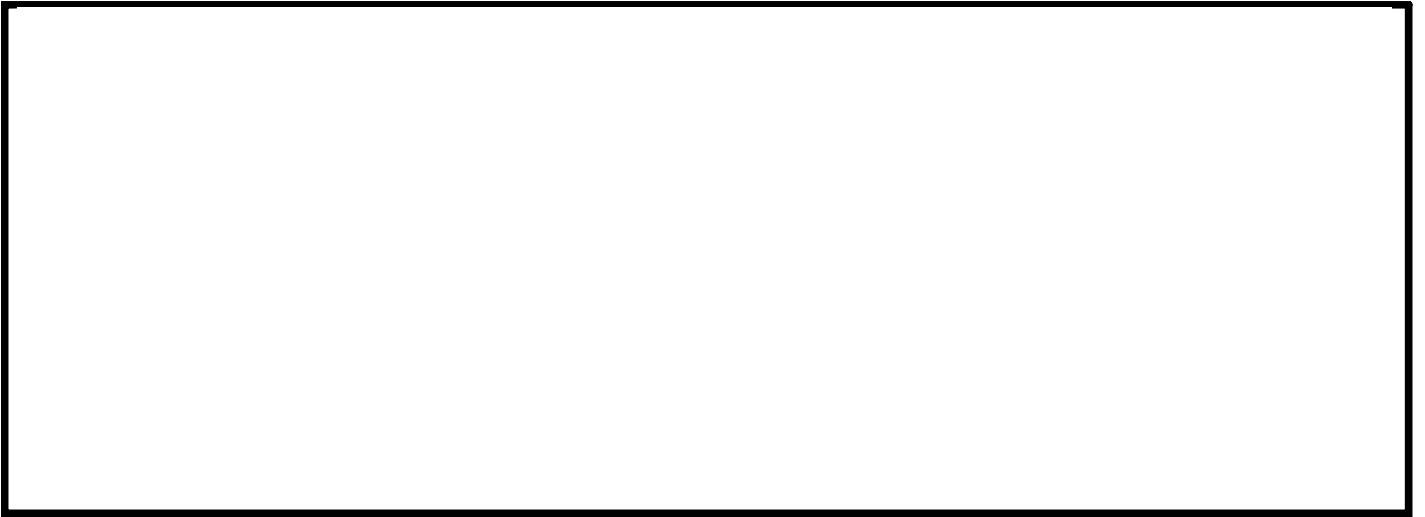
原子力関係組織系統図 (2/3)

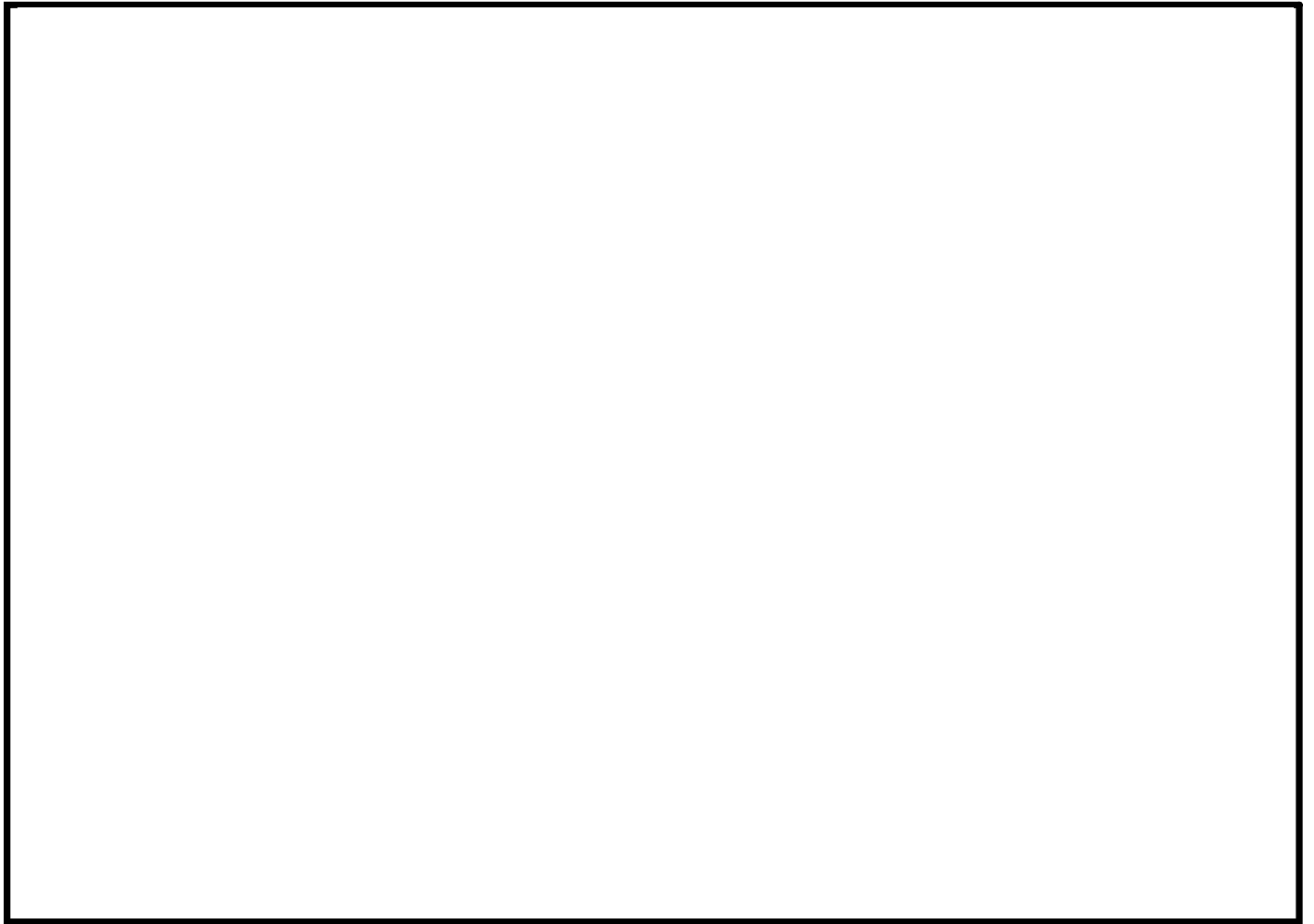
① - 1



原子力関係組織系統図 (3/3)







東海第二発電所原子炉施設保安規定

(抜 粋)

制定	昭和52年12月20日	社規第 299号
最終改正	平成28年 3月31日	社規第1175号
主管箇所	本店	発電管理室

平 成 28 年 3 月

日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社

(保安に関する職務)

第5条 保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、管理責任者を指揮し、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築、実施及び維持並びにその有効性の継続的な改善を統括する。関係法令及び保安規定の遵守を確実にするための活動並びに安全文化を継続的に醸成するための活動を統括する。また、社長は、発電所長（以下「所長」という。）及び発電用原子炉主任技術者（以下「原子炉主任技術者」という。）に適宜報告を求め、発電所の安全確保を確実にするため、「事故・故障時等対応要項」の定めるところにより必要な指示を行う。
 - (2) 実施部門管理責任者は、実施部門の品質保証活動の実施に係る品質マネジメントシステムの具体的活動（内部監査活動を除く。）を総括する。
 - (3) 監査管理責任者は、実施部門の品質保証活動の実施に係る品質マネジメントシステムの内部監査活動を総括する。
 - (4) 安全室は、品質マネジメントシステム（品質保証活動を含む。）に係る事項の総合調整及び品質マネジメントシステムの総括管理に関する業務を行う。安全室長は、推進委員会を所管し、関係法令及び保安規定の遵守を確実にするための活動並びに安全文化を継続的に醸成するための活動を推進する。
 - (5) 考査・品質監査室は、品質マネジメントシステムの内部監査業務を行う。
 - (6) 発電管理室は、品質マネジメントシステムに関係する発電管理及び非常時の措置の総括に関する業務を行う。
 - (7) (1)から(6)の職務の他、本店には次の職務がある。
 - イ. 地域共生・広報室は、品質マネジメントシステムに関係する安全文化醸成活動におけるコミュニケーション活動の総括及び推進に関する業務を行う。
 - ロ. 総務室（本店）は、品質マネジメントシステムに関係する能力開発、労働安全衛生管理及び文書管理の総括に関する業務を行う。
 - ハ. 経理・資材室は、品質マネジメントシステムに関係する物品購入、工事請負及び業務委託の契約に関する業務を行う。
 - ニ. 開発計画室は、品質マネジメントシステムに関係する土木設備及び建築設備の設計に関する業務を行う。
 - (8) 発電管理室長、考査・品質監査室長、安全室長、地域共生・広報室長、総務室長（本店）、経理・資材室長及び開発計画室長は、室員を指示・指導し、所管する業務を行う。また、室員は、室長の指示・指導に従い業務を実施する。
2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。
- (1) 所長は、原子炉主任技術者の意見を尊重したうえで、発電所における保安に関する業務を統括する。
 - (2) 発電直は、原子炉施設の運転及び燃料取扱いに関する当直業務を行う。
 - (3) 発電運営グループは、発電室の運営管理に関する業務を行う。
 - (4) 運転管理グループは、原子炉施設の運転の計画及び管理に関する業務を行う。
 - (5) 運転支援グループは、当直業務の支援に関する業務を行う。
 - (6) 炉心・燃料グループは、燃料の管理（発電直所管業務を除く。）に関する業務を行う。
 - (7) 放射線・化学管理グループは、放射線管理、放射性廃棄物管理、化学管理に関する業務及び安全管理室の運営管理に関する業務を行う。
 - (8) 保修運営グループは、保修室の運営管理に関する業務を行う。

- (9) 保守総括グループは、原子炉施設の保守管理の総括に関する業務を行う。
 - (10) 電気・制御グループは、原子炉施設のうち電気、計測制御関係設備の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営電気・制御グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
 - (11) 機械グループは、原子炉施設のうち機械関係設備（建物、構築物を含む。）の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営機械グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
 - (12) 工務・設備診断グループは、電気・制御グループ又は機械グループと協議して定める原子炉施設の保全のうち設備診断の実施に関する業務及び技術センターの運営管理に関する業務を行う。
 - (13) 直営電気・制御グループは、電気・制御グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
 - (14) 直営機械グループは、機械グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
 - (15) 総務グループは、保安教育の総括、文書管理及び総務室の運営管理に関する業務を行う。
 - (16) 渉外・報道グループは、地方自治体とのコミュニケーションに関する業務を行う。
 - (17) 経理グループは、資材業務に関する業務を行う。
 - (18) 施設防護グループは、警備及び安全・防災室の運営管理に関する業務を行う。
 - (19) 安全・防災グループは、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備及び労働安全衛生管理に関する業務を行う。
 - (20) 品質保証グループは、品質保証活動の管理に関する業務を行う。
 - (21) 保安運営グループは、原子炉施設の保安運営の総括に関する業務及び運営管理室の運営管理に関する業務を行う。
 - (22) プラント管理グループは、原子炉施設の運転保守計画及び管理並びに技術管理に係る事項の総括に関する業務を行う。
 - (23) 各室長（以下「各室長」は技術センター長を含む。）は、第4条の定めのとおり、当該室（以下「室」には技術センターを含む。）が所管するグループ業務を統括する。
 - (24) 各グループのマネージャー（以下「各マネージャー」という。発電直においては、マネージャーを発電長という。以下同じ。）は、所管業務に基づき非常時の措置、保安教育並びに記録及び報告を行う。
 - (25) 各マネージャーは、グループ員（発電長のもと原子炉施設の運転操作を行う者（以下「運転員」という。）を含む。）を指示・指導し、所管する業務を行う。また、グループ員は、マネージャーの指示・指導に従い業務を実施する。
3. その他関係する部門の長は、別途定められた「組織権限規程」に基づき所管業務を行う。

第2節 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会

②-10

（原子炉施設保安委員会）

第6条 本店に原子炉施設保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

- 2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。
 - (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統及び機器の変更
 - (2) 原子炉施設保安規定の変更
 - (3) その他保安委員会で定めた審議事項
- 3. 発電管理室長を委員長とする。

4. 保安委員会は、委員長、所長、原子炉主任技術者に加え、グループマネージャー以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

(原子炉施設保安運営委員会)

第7条 発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。

ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

(1) 運転管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 運転員の構成人員に関する事項
- ロ. 当直の引継方法に関する事項
- ハ. 原子炉の起動及び停止操作に関する事項
- ニ. 巡視点検に関する事項
- ホ. 異常時の操作に関する事項
- ヘ. 警報発生時の措置に関する事項
- ト. 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- チ. 定期試験に関する事項

(2) 燃料管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 新燃料及び使用済燃料の運搬に関する事項
- ロ. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵に関する事項
- ハ. 燃料の検査及び取替に関する事項

(3) 放射性廃棄物管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 放射性固体廃棄物の保管及び運搬に関する事項
- ロ. 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項
- ハ. 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項
- ニ. 放出管理用計測器の管理に関する事項

(4) 放射線管理に関する手順の制定及び改正

- イ. 管理区域の設定、区域区分及び特別措置を要する区域に関する事項
- ロ. 管理区域の出入管理及び遵守事項に関する事項
- ハ. 保全区域に関する事項
- ニ. 周辺監視区域に関する事項
- ホ. 線量の評価に関する事項
- ヘ. 除染に関する事項
- ト. 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項
- チ. 放射線計測器類の管理に関する事項
- リ. 管理区域内で使用した物品の搬出及び運搬に関する事項

(5) 保守管理に関する手順の制定及び改正

(6) 改造の実施に関する事項

(7) 原子炉施設の定期的な評価の結果（第10条（原子炉施設の定期的な評価））

(8) 非常時における運転操作に関する手順の制定及び改正（第110条（原子力防災資機材等））

(9) 保安教育実施計画の策定（第118条（所員への保安教育））に関する事項

(10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項