

東海第二発電所

安全保護回路

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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 アナログ型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 アナログ型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
<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することができるものとする。</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>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>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>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p>

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
<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>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。</p>	<p>変更なし</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>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。</p>	<p>追加要求事項</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>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。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>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。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>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。</p>	<p>変更なし</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ことで、不正アクセス行為をさせず、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-28, 29）（2.2：P24 条-29, 30）（2.3：P24 条-31）（2.4：P24 条-32）（2.5：P24 条-33）（2.6：P24-33, 34）】

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

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、再循環流量などを測定する計装設備、安全保護回路及び制御設備が設けられる。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置が設けられる。

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などの計装装置が設けられる。

(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-28, 29）（2.2：P24条-29, 30）（2.3：P24条-31）（2.4：P24条-32）（2.5：P24条-33）（2.6：P24-33, 34）】

(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. 中性子束指示低（平均出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- 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（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大

- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- 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压炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
 - 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

1.1.5 安全保護系の基本方針

反応度制御系（制御棒）およ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、重複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になる（フェイル・セーフ）よう設計する。

安全保護系については、不正アクセス行為をさせず、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-28, 29）（2.2：P24 条-29, 30）（2.3：P24 条-31）（2.4：P24 条-32）（2.5：P24 条-33）（2.6：P24-33, 34）】

(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。

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制御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. 中性子束指示低（平均出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- 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（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手 動

(2) その他主要な安全保護系（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，ドライウエ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・セーフとなる主要なものは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

安全保護系のアナログ回路は、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し、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限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-28, 29）（2.2：P24条-29, 30）（2.3：P24条-31）（2.4：P24条-32）（2.5：P24条-33）（2.6：P24-33, 34）】

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。

原子炉水位は差圧形検出器で連続的に測定され、指示及び記録される。水位高及び水位低で警報が出され、水位低下が更に大きい場合には、原子炉スクラム信号が出される。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、通常の駆動水圧系、スク

ラム・アキュムレータ及びスクラム・ディスチャージ・ボリューム，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。

通常の駆動水圧系では，原子炉と駆動水圧系との差圧，駆動ヘッド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）などが計測される。

スクラム・アキュムレータ及びディスチャージ・ボリューム系では，アキュムレータ窒素圧力，アキュムレータの漏えい水量，ディスチャージ・ボリューム水位などが計測され，アキュムレータの圧力低と水位高，ディスチャージ・ボリュームの水位高で警報が出される。ディスチャージ・ボリュームの水位が更に高くなれば，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) 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，ドライウェル内ガス冷却装置のドレン量，格納容器内サンプル水量の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。また，格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定によっても漏えいを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。

(6) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ドライウェル及びサプレッション・チェンバ系では，ドライウェル圧力及びサプレッション・プールの水温及び水位が計測され，ドライウェル圧

力高で原子炉はスクラムされる。

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、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、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-28, 29) (2.2 : P24 条-29, 30) (2.3 : P24 条-31)
(2.4 : P24 条-32) (2.5 : P24 条-33) (2.6 : P24-33, 34)】

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を第 6.6-1 表、第 6.6-1 図から第 6.6-3 図に、その他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 6.3-1 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、原子炉がスクラムされるようになっている。

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. 中性子束指示低（平均出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- 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（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- 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・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム

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・ディスチャージ・ボリューム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、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、次のようなものが設けられる。

- 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低圧注水系の起動

- d. 原子炉水位異常低下及びドライウエ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エル圧力高の信号による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，ドライウエ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、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、また運転監視補助装置が、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。

MGセット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。

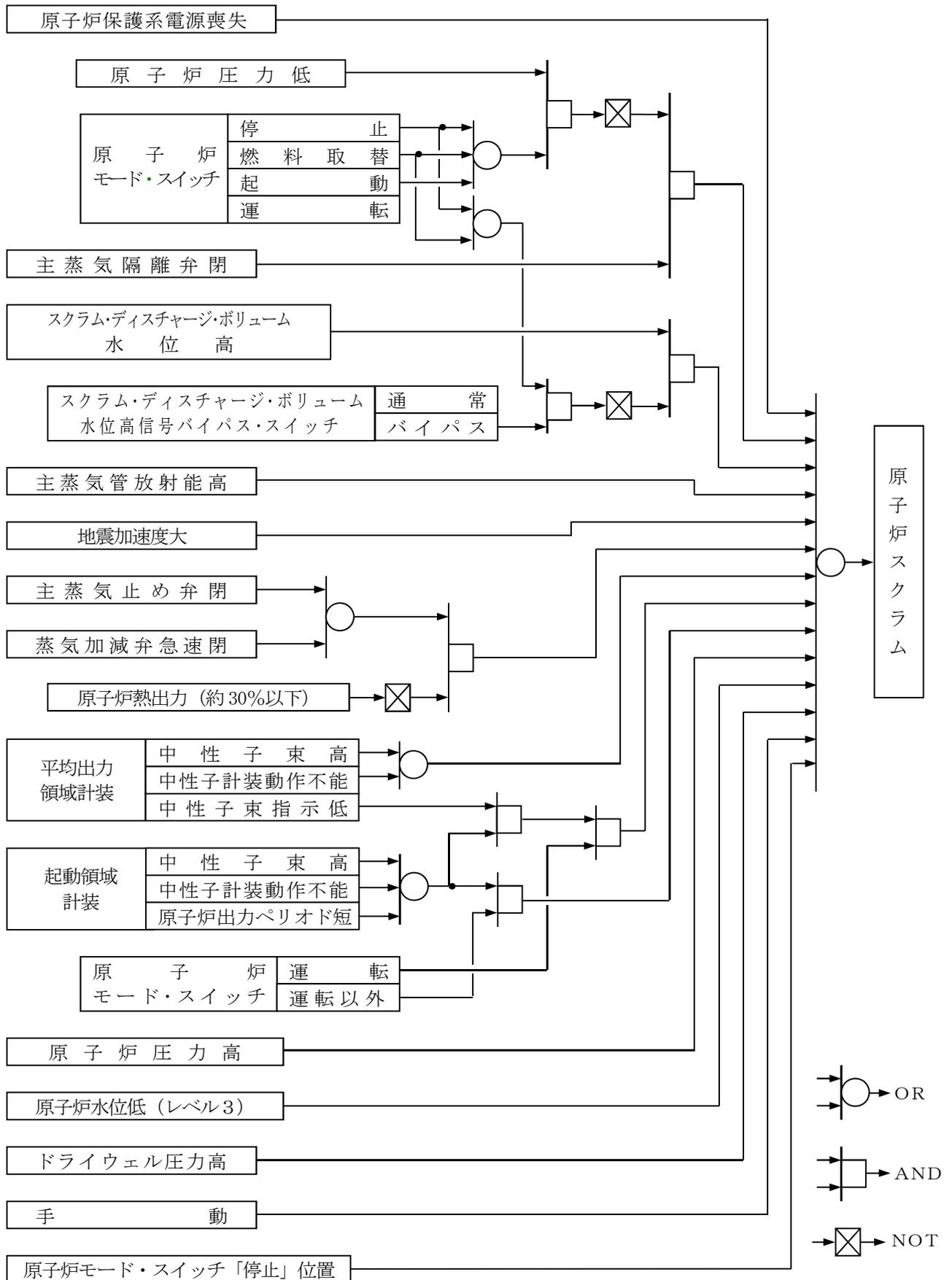
- (1) 安全保護回路を有する制御盤については、施錠管理方法を定める。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。
- (3) 発電所の出入管理に係る教育については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第 6.3-1 表 原子炉プラント・プロセス計装一覧表

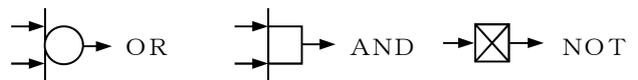
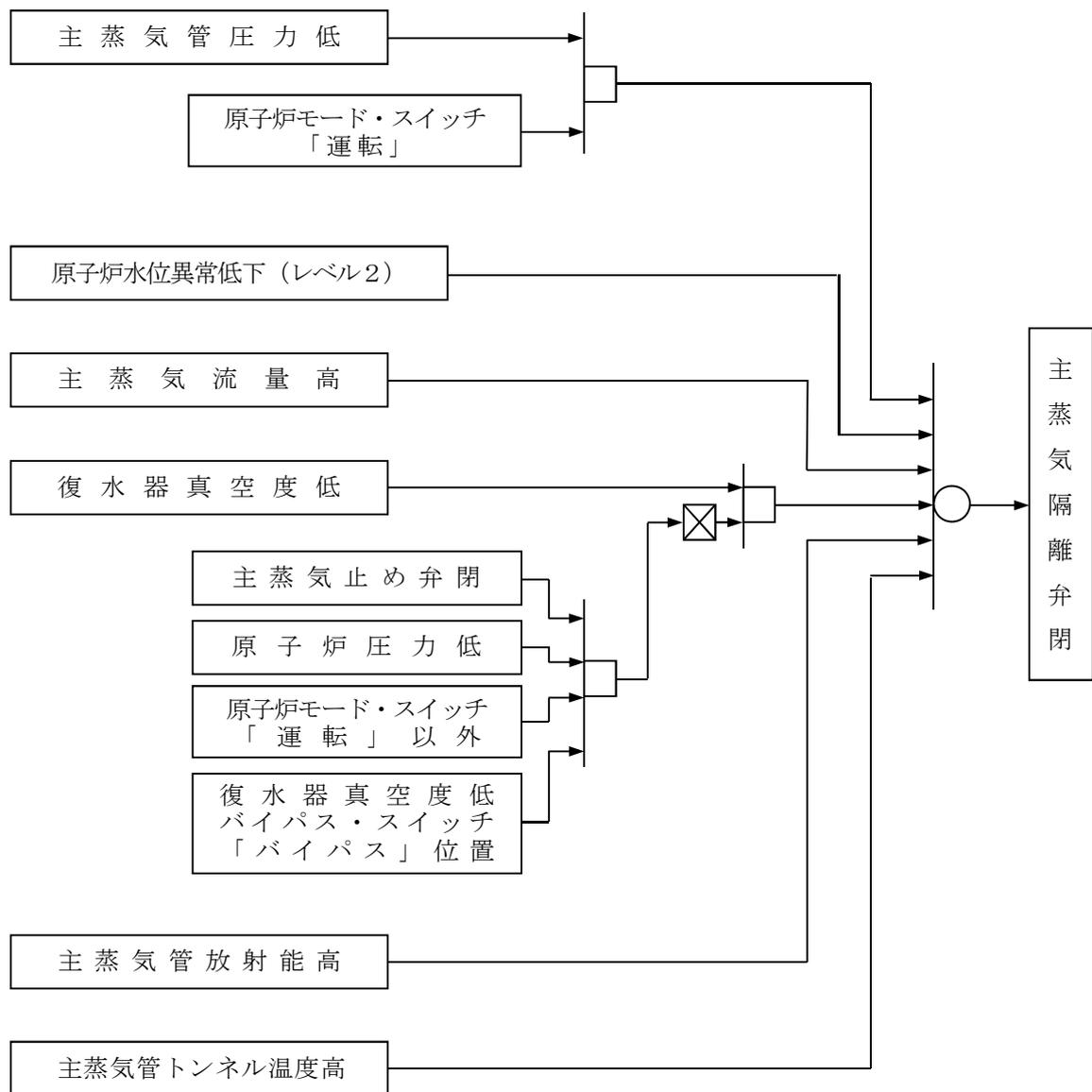
項 目	名 称
原子炉圧力容器計装	原子炉水位，圧力 圧力容器胴部温度 圧力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環ポンプ出入口差圧 炉心流量 再循環ポンプ冷却水流量，温度
原子炉給水系及び蒸気系計装	原子炉給水流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水圧系との差圧 駆動ヘッド流量 制御棒駆動機構温度
漏えい検知系計装	ドライウェル内ガス冷却装置ドレン量 格納容器内サンプル水量 格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラント・プロセス計装	ドライウェル圧力 サプレッションプール水温，水位 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 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力

第 6.6-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

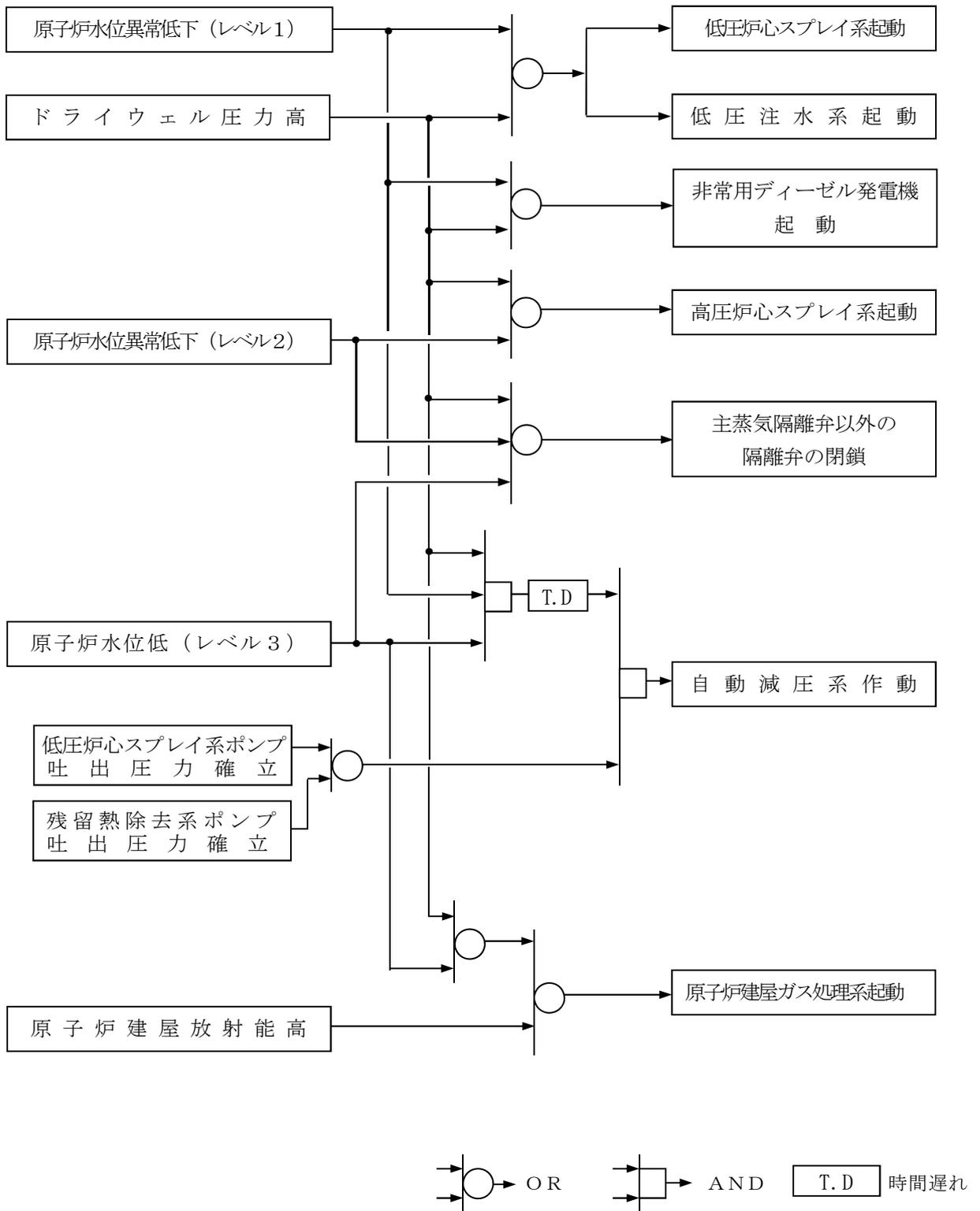
信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,370cm (ベッセルゼロより上) (レベル3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動	1,245cm (ベッセルゼロより上) (レベル2)
	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 自動減圧系作動	960cm (ベッセルゼロより上) (レベル1)
ドライウエル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動	13.7kPa [gage]
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主蒸気流量高	主蒸気隔離弁閉鎖	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 6.6-3 図 原子炉緊急停止系機能説明図



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 項第六号にて要求されている『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ができるものとする。』に対して，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）のうちデジタル処理部のある機器については，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，デジタル処理部を持つ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処理を行う演算回路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，更新段階また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デジタル処理部を持つ機器は，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，保守以外の不要な演算回路への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

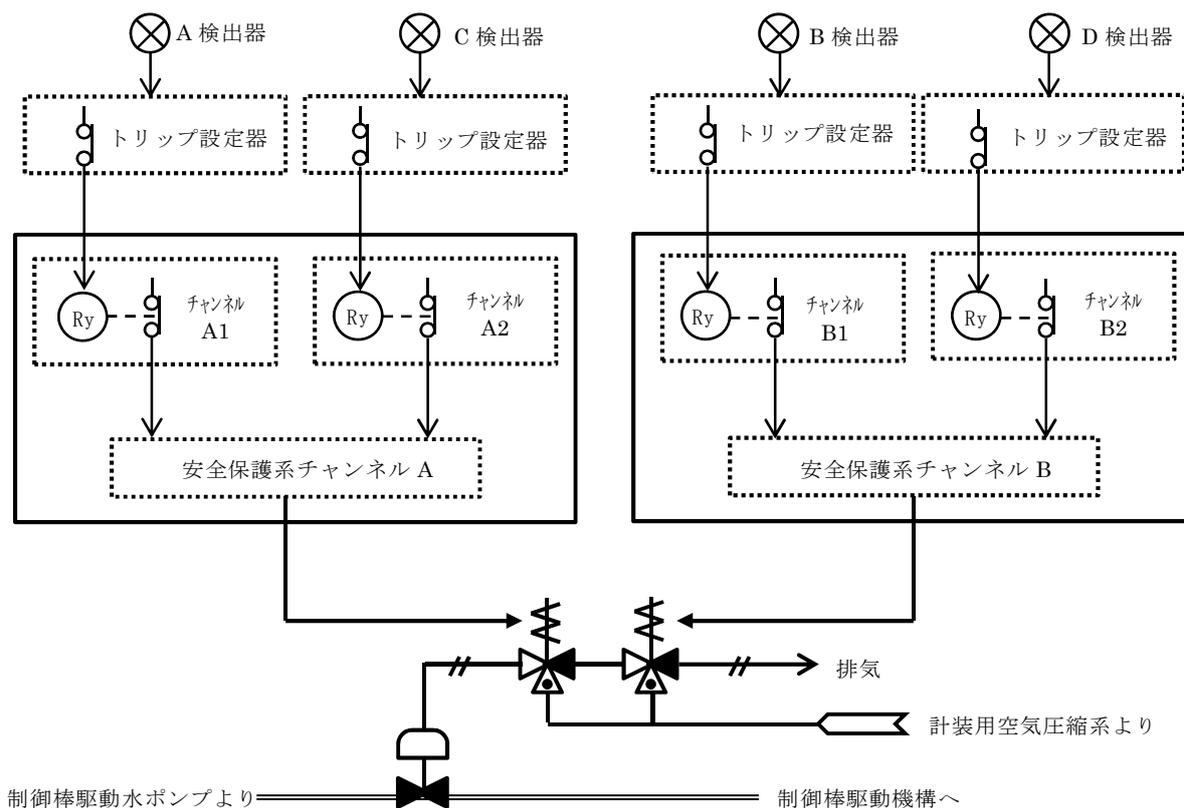
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

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

安全保護回路の検出器はアナログ機器，論理回路はハードワイヤーロジック（補助継電器や配線等）で構成されており，ソフトウェアを用いないアナログ回路である。従って，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。

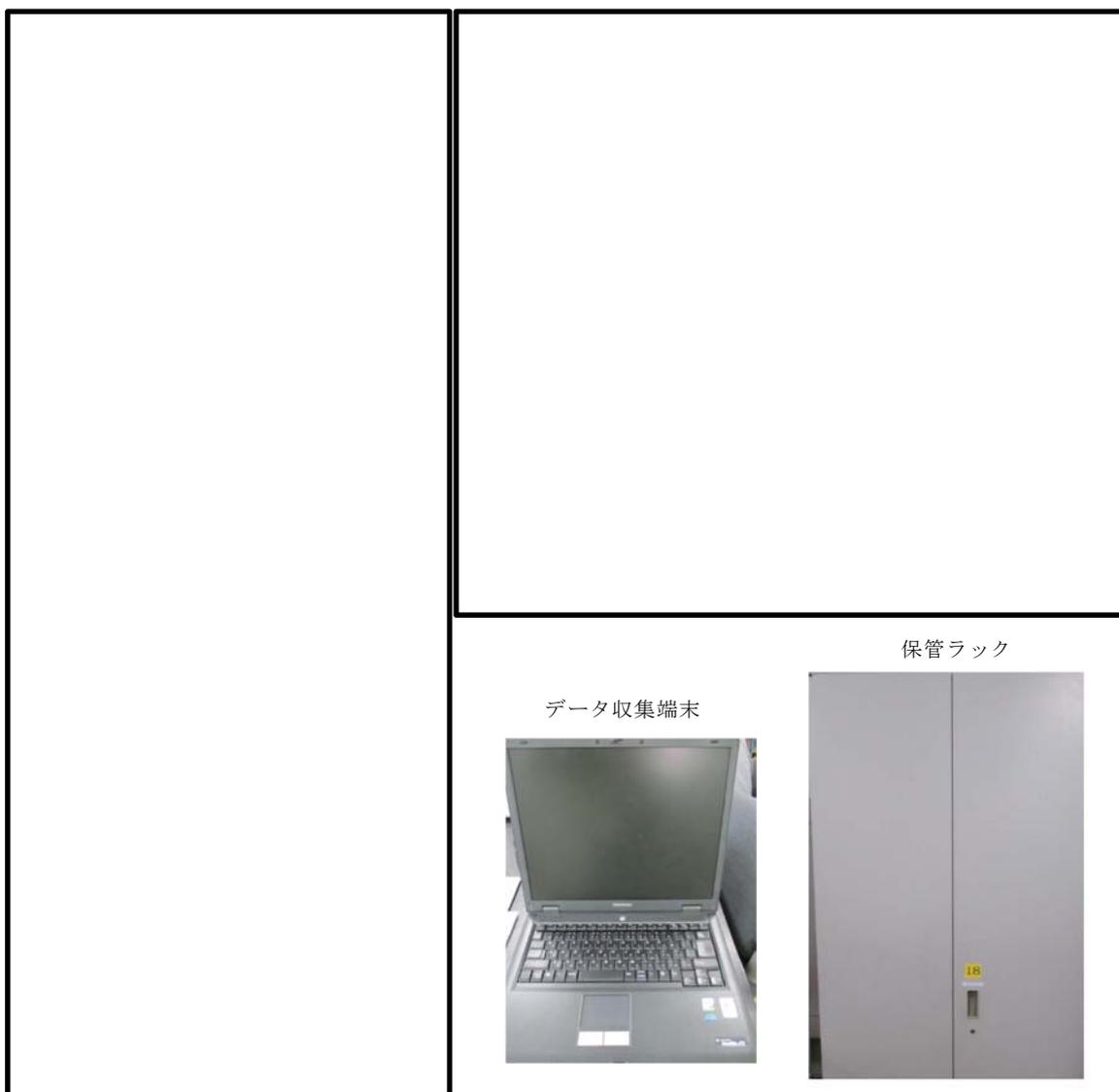
安全保護回路は、検出器からの信号を受信し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



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。



安全保護系盤等は、社内規程に定める発電長による扉の鍵管理を行っている。データ収集端末は、作業担当箇所により鍵管理されたラック内に保管しており、許可されない者のアクセスを防止している。また、情報セキュリティに関する教育を行っている。

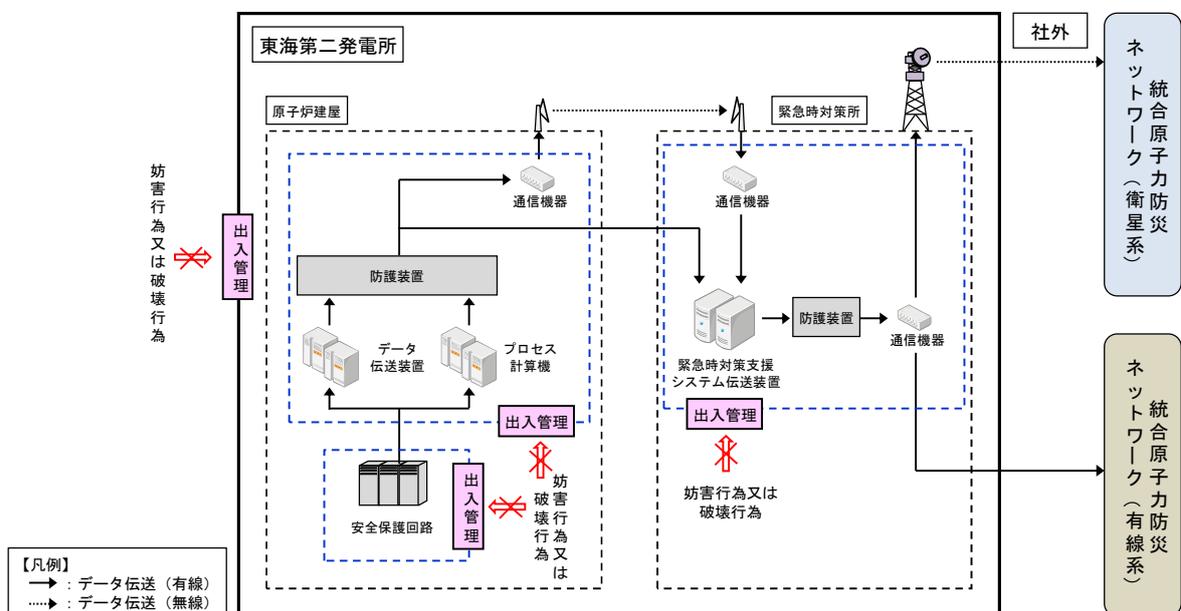
第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末

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また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

デジタル処理を行っている機器については、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。

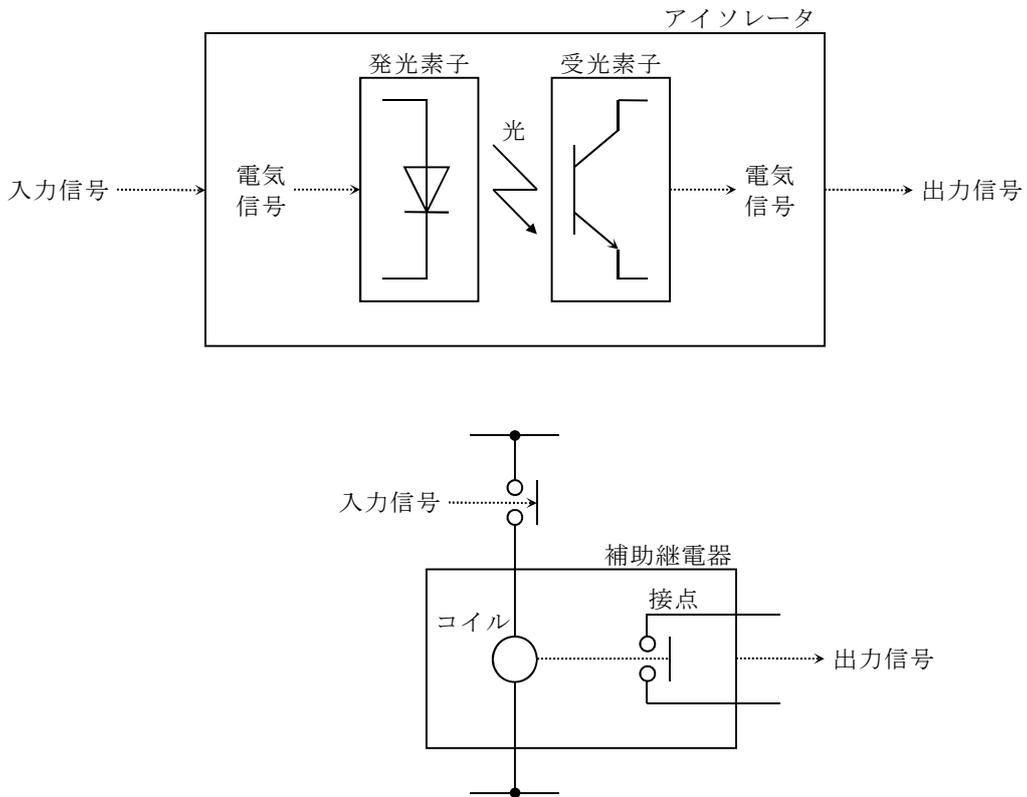
安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護回路の計装配管として設計する。

(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。



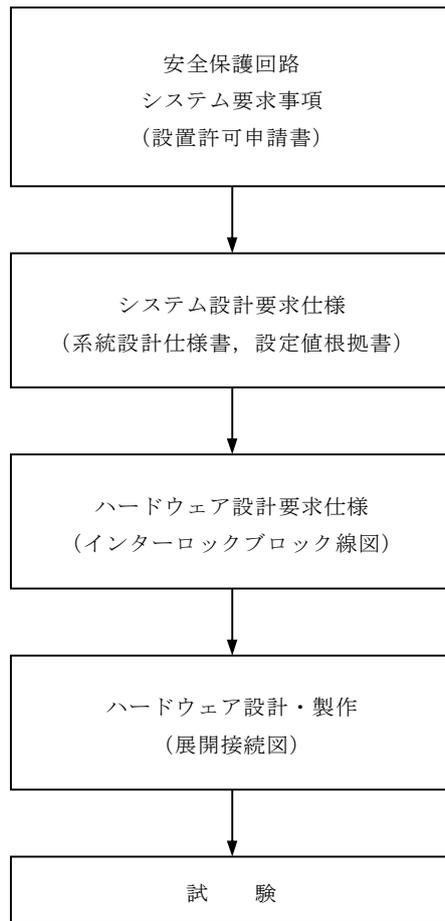
第 2.6 図 隔離装置 (アイソレータ及び補助継電器)

別紙 1 アナログ型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

アナログ型の安全保護回路は、論理回路がハードワイヤーロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成され制御盤内に設置している。

当該回路に対し、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。
- ・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り、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、原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び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

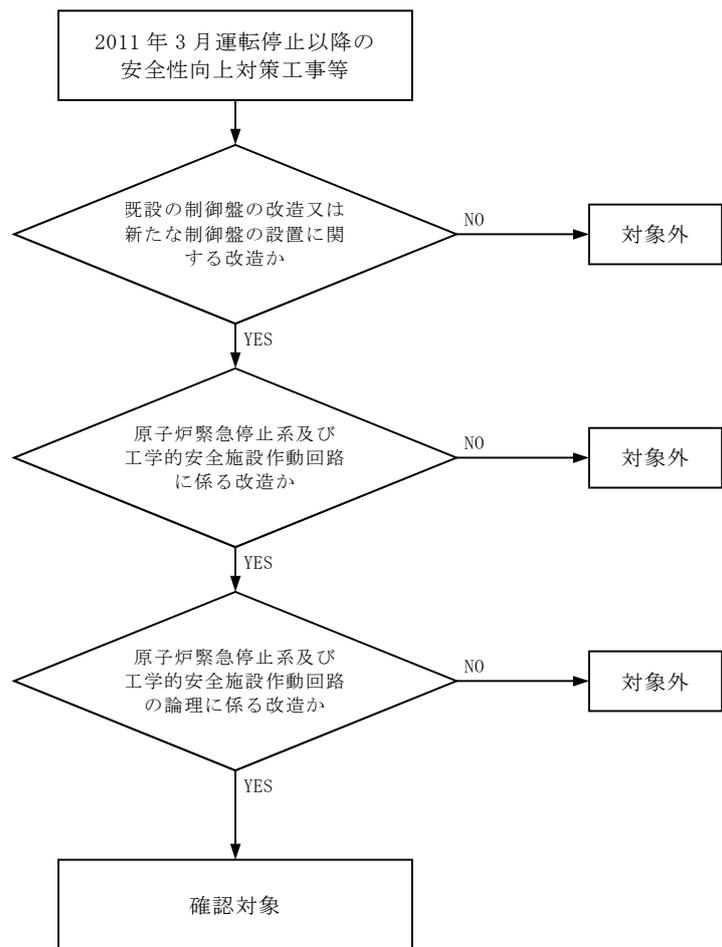
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

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。

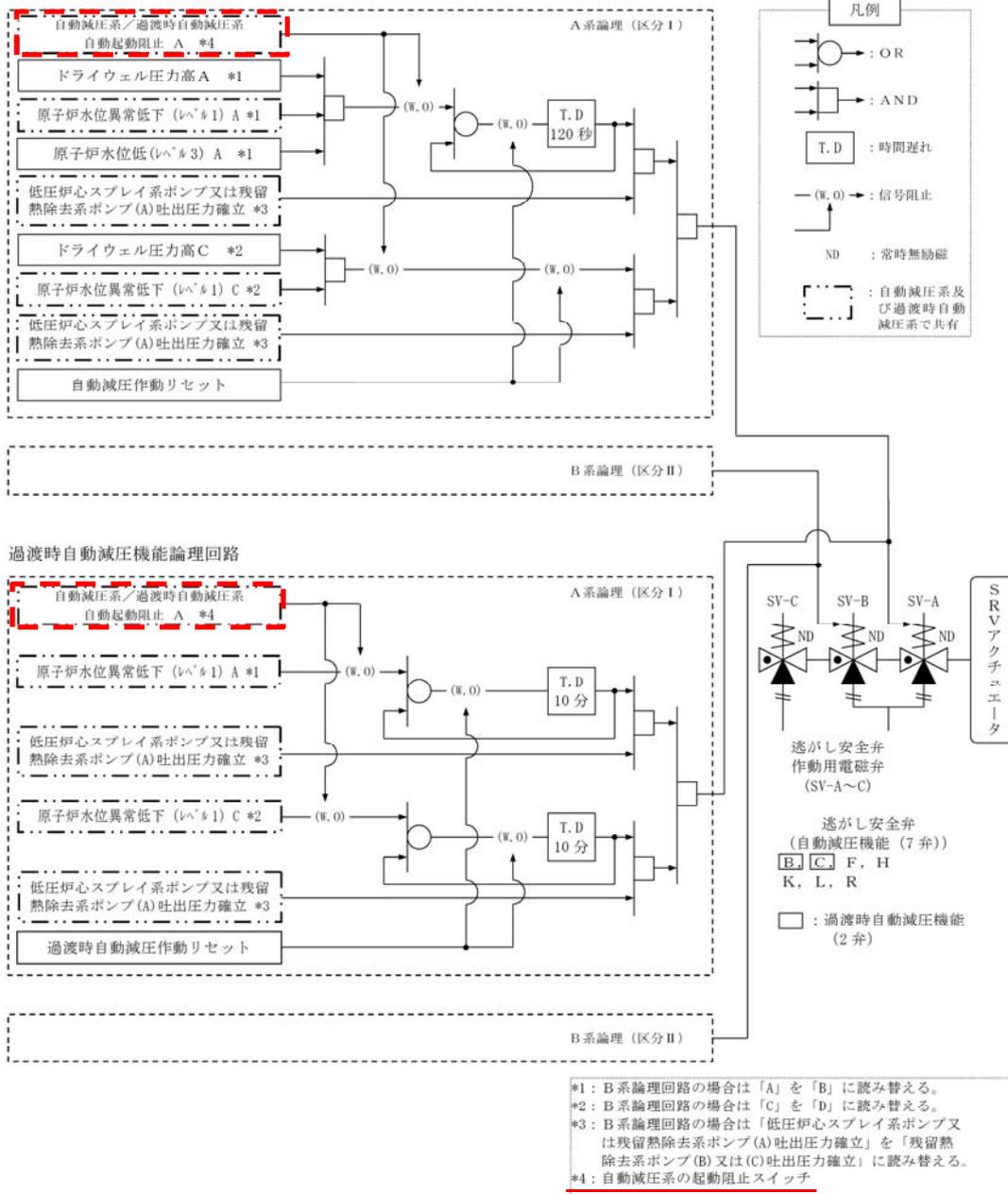


第1図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

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
<p>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。</p>	<p>44条</p>	<p>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。</p>

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

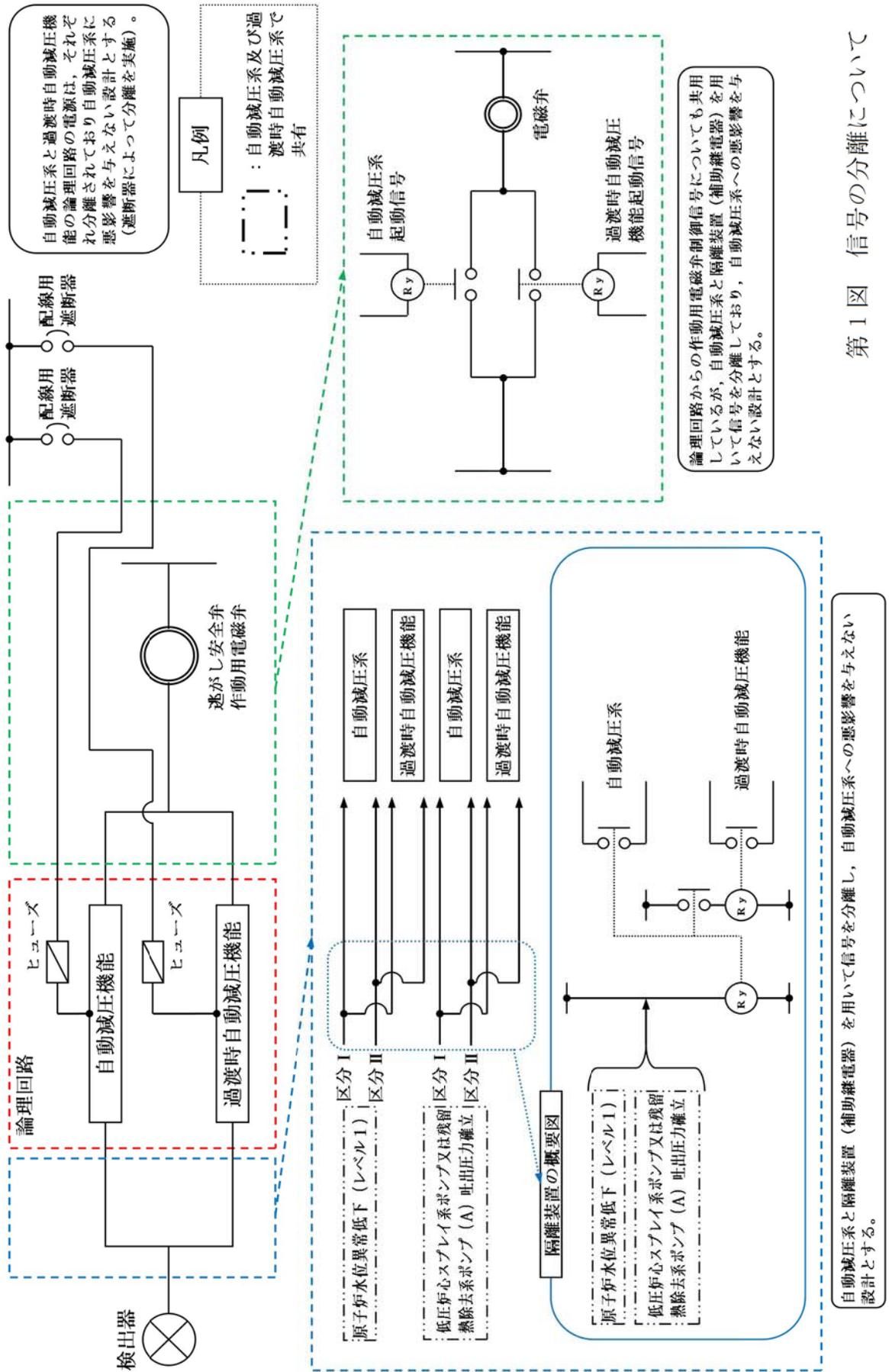
過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(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

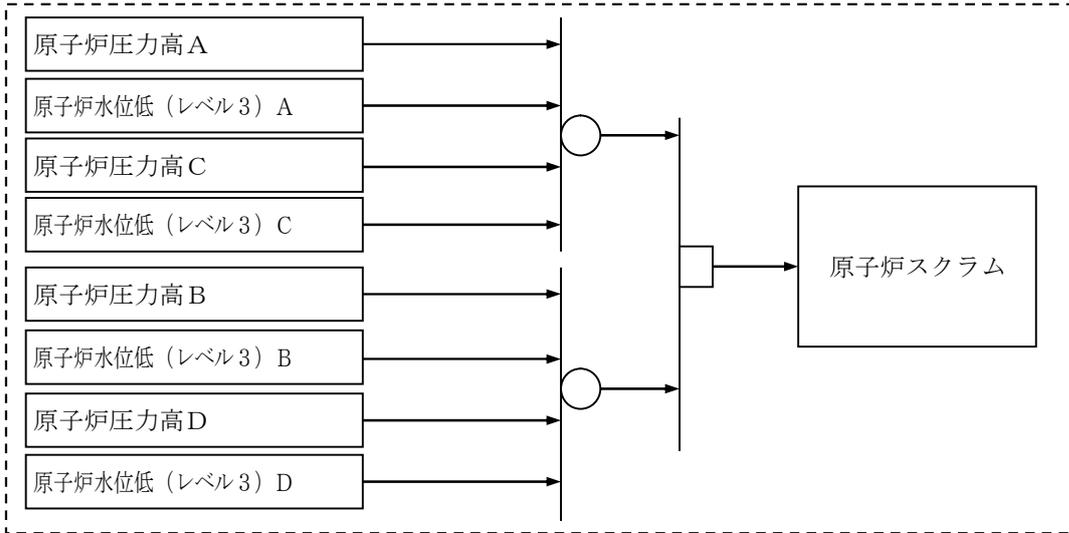
代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

(2) 原子炉緊急停止系への影響について

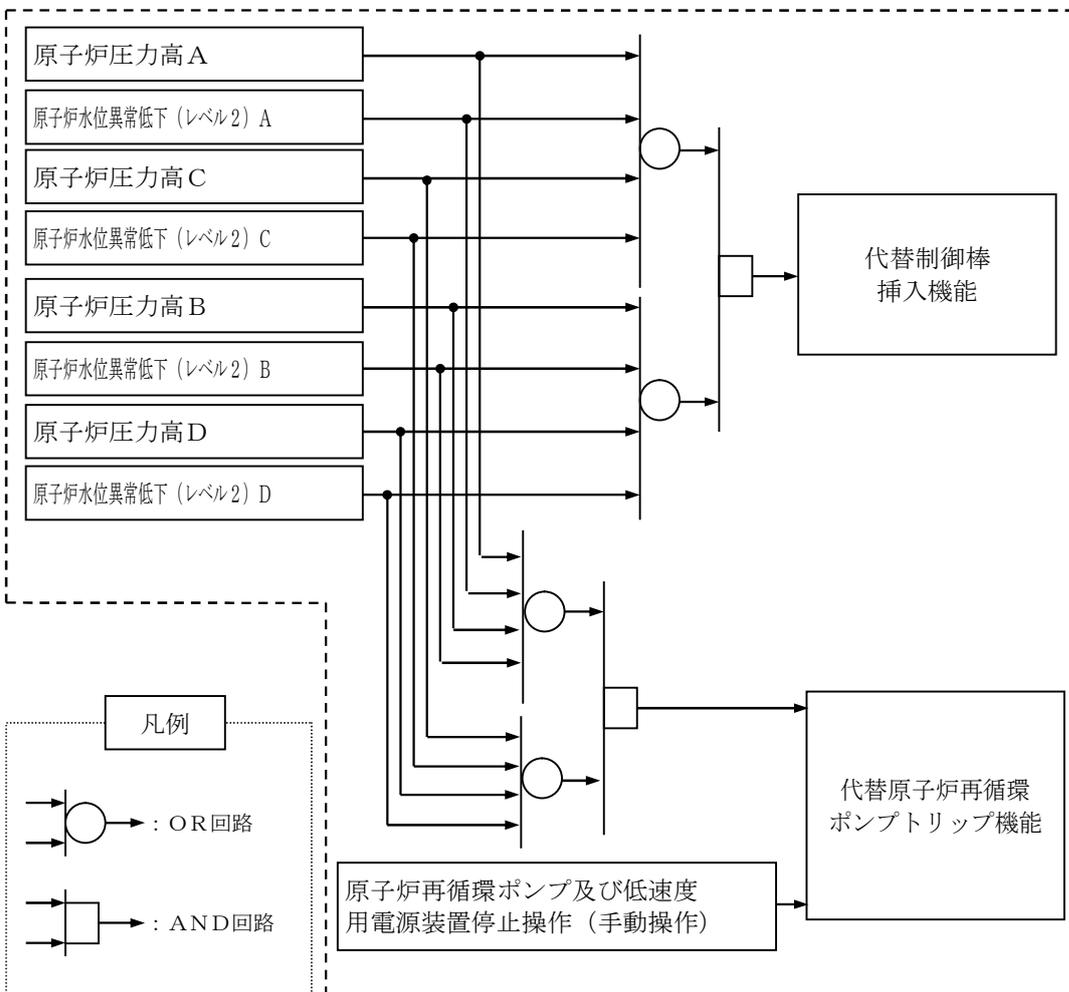
代替制御棒挿入機能の論理回路は第2図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

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。

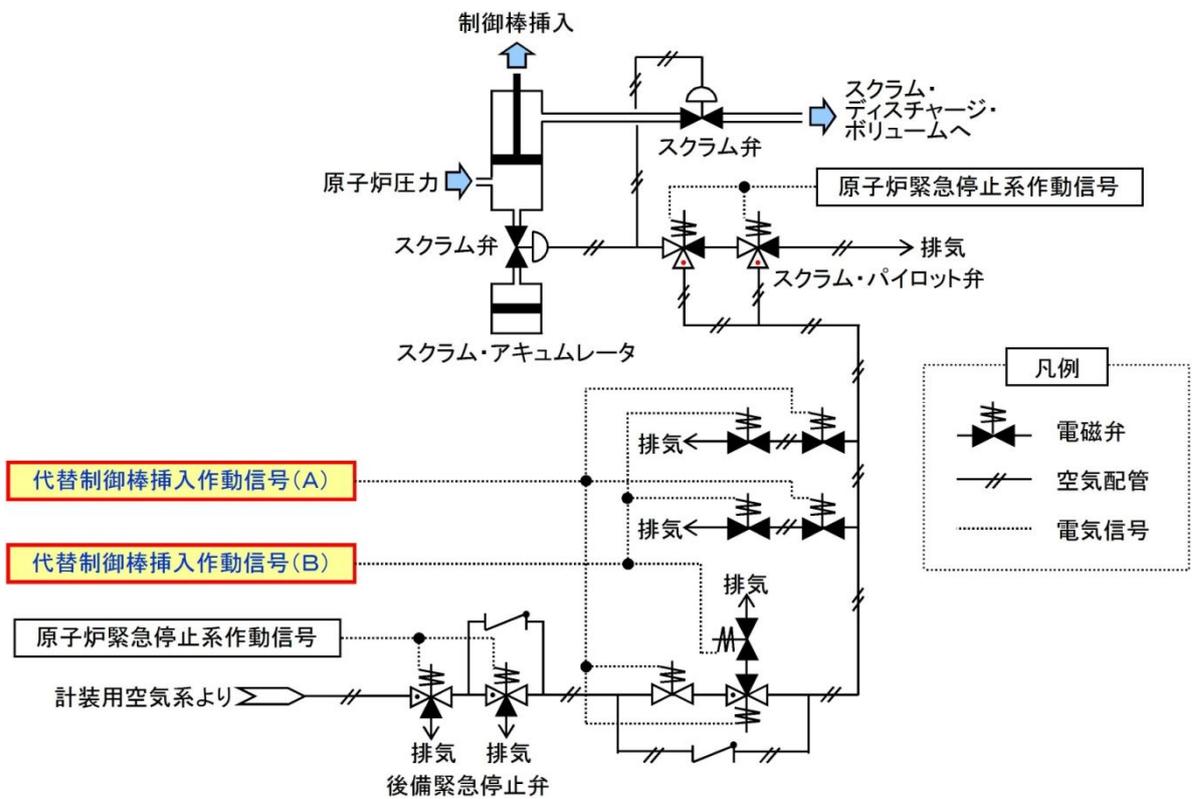
原子炉緊急停止系論理回路



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 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

アナログ型安全保護回路の検出器はアナログ機器、論理回路はハードワイヤロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成しているが、一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル装置を使用している。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置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また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、デジタル処理部を持つ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処理を行う演算回路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。

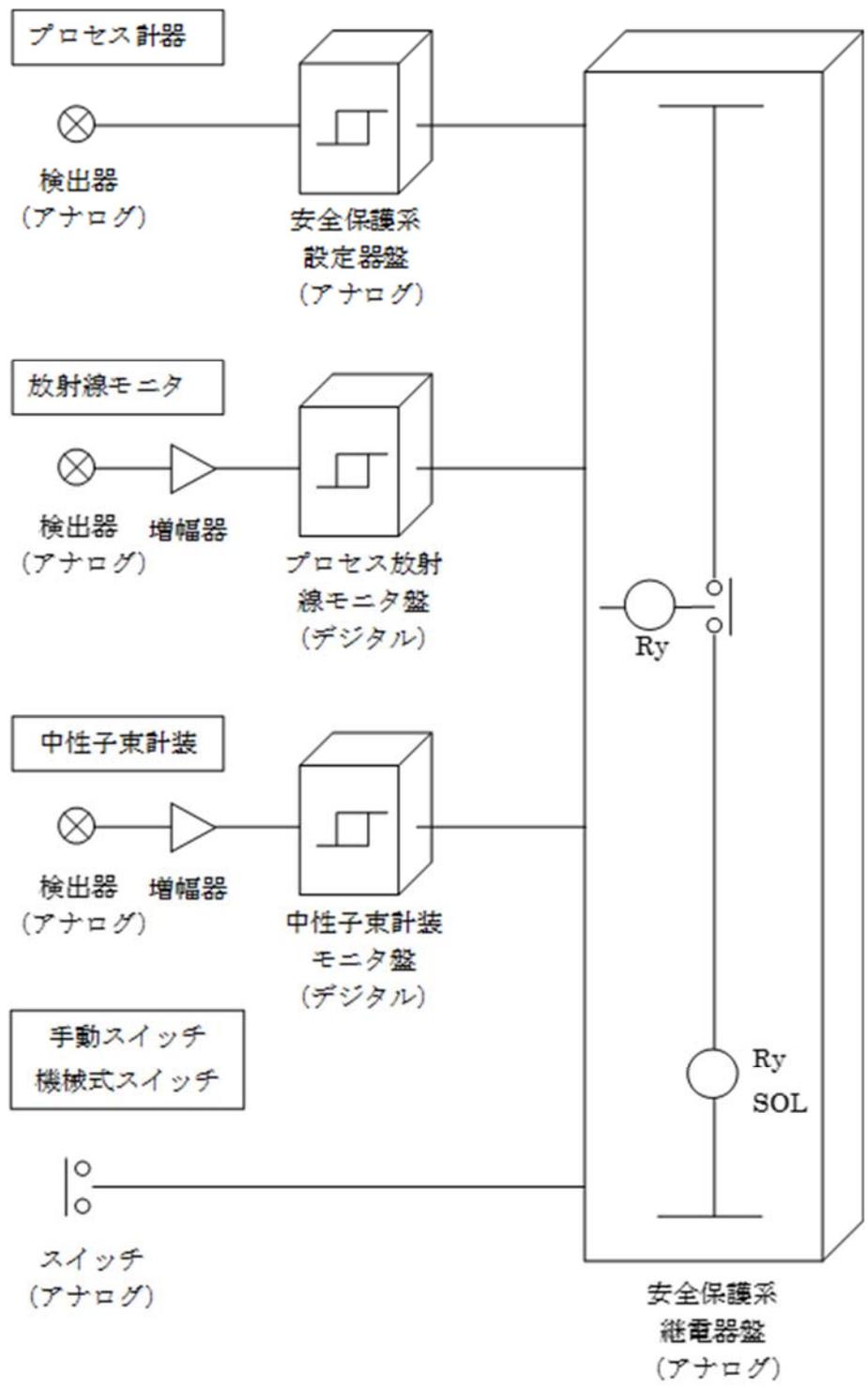
(4) システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうちデジタル処理部を持つ機器は、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、保守以外の不要な演算回路への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
中性子束指示低（平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子計装動作不能 （起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高	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（EHC油圧低）	アナログ（接点）	
地震	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」の位置	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
	主蒸気流量高	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
	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処理部がある機器は、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、デジタル処理を行う演算回路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

安全保護回路の検出器はアナログ機器，論理回路はハードワイヤーロジック（補助継電器や配線等）で構成されており，ソフトウェアを用いないアナログ回路であるが，一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル装置を使用している。

安全保護回路のうちデジタル部分のシステム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処理を行う演算回路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処理部がある機器は、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）

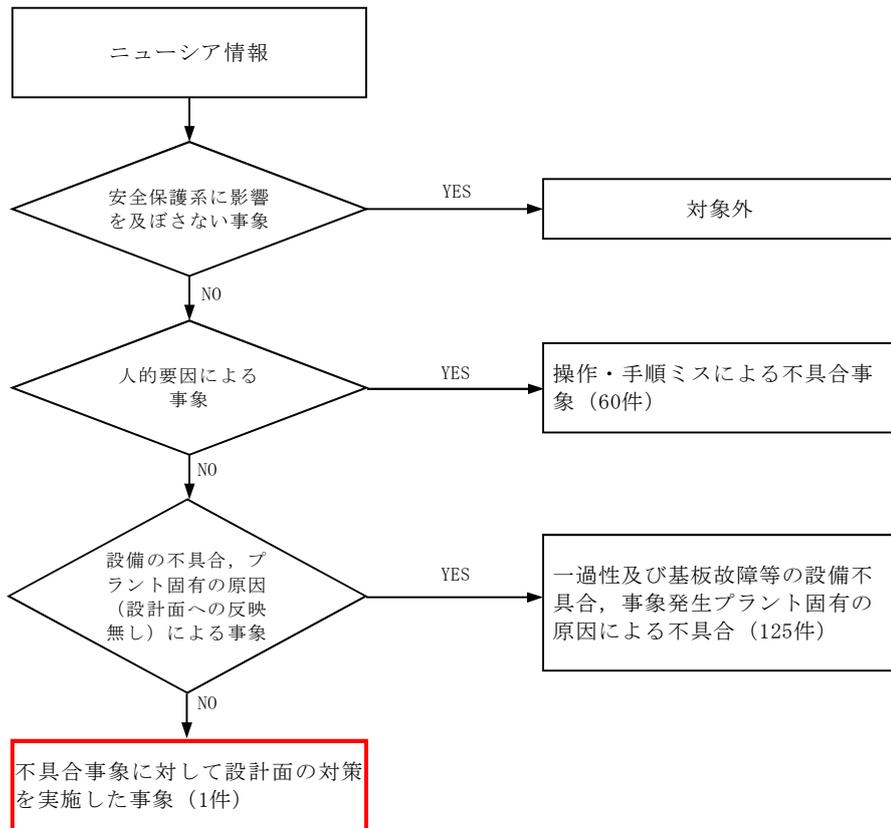
(2) 反映が必要となる事象の選定

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 設計面へ反映すべき事項の抽出フロー

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（設計面への反映なし）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

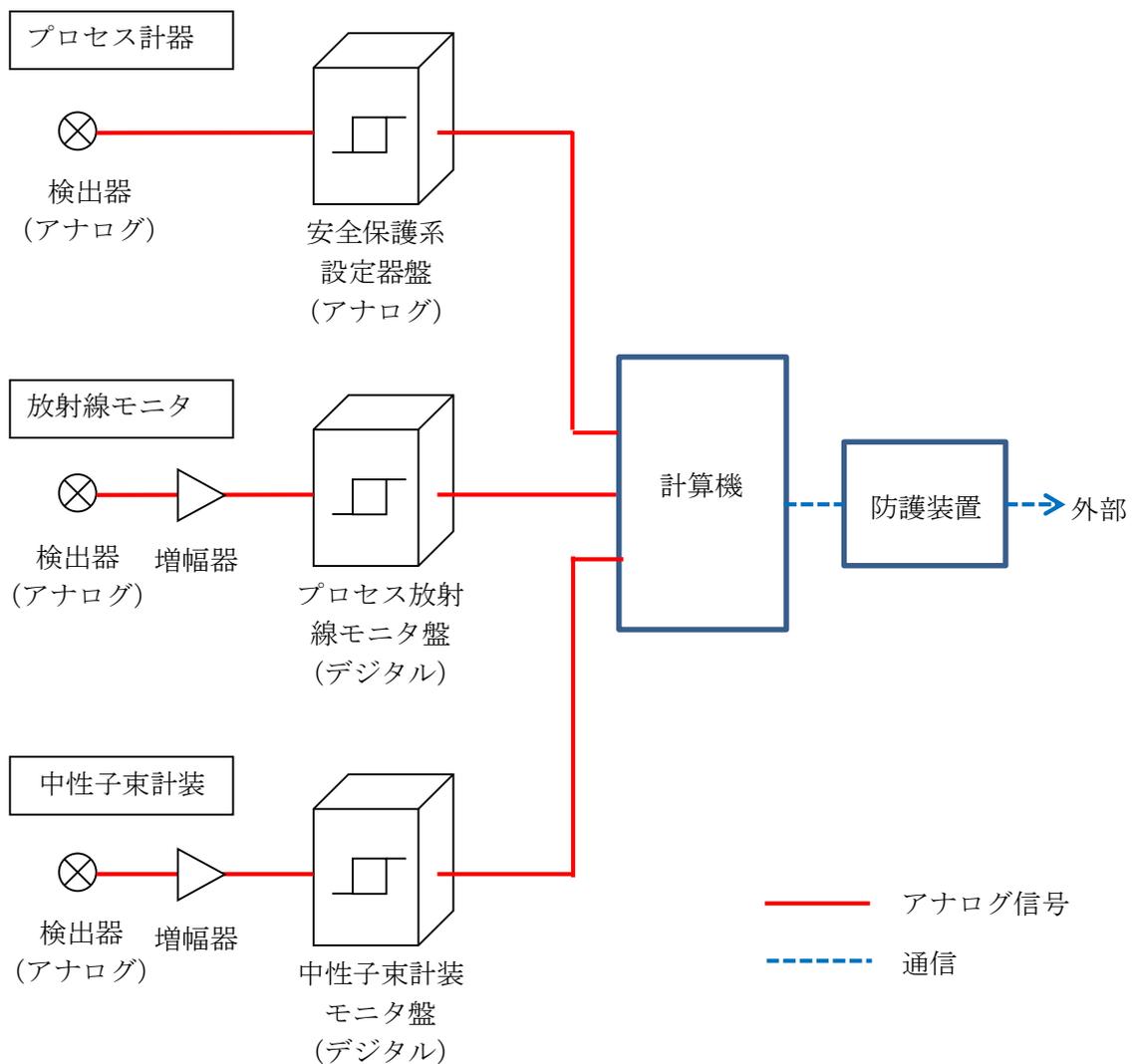
件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。 関連パラメータには、異常が認められなかったため、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。
原因調査の概要	当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値73.3kg/cm ² g(原子炉施設保安規定に定める設定値は74.0kg/cm ² g)に対し、動作値は72.1kg/cm ² gであり、動作値がセット値に対し1.2kg/cm ² g低い(ドリフト)ことが判明した。 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1.35kg/cm ² 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。
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	(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。 (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。 (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。

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。

東海第二発電所の安全保護回路はアナログ回路で構成しており、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、設計面へ反映すべき事項の抽出フロー（別紙 7-2 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

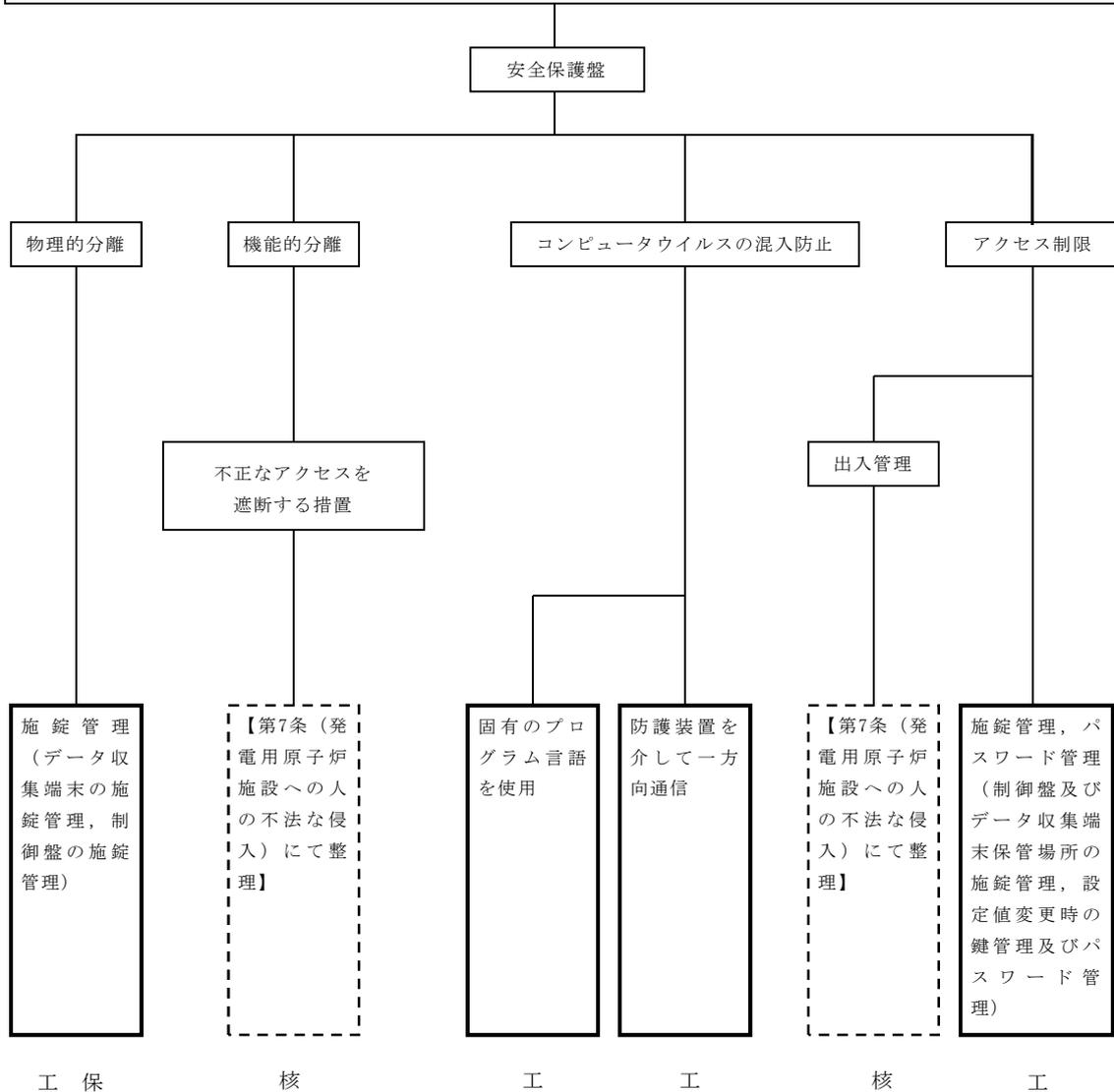
第 24 条 安全保護回路

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。



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

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

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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方針
- 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 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>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 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>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>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>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>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>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>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

(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 1-14) (2.1.2 : p26 条-別添 1-17) (2.1.3 : p26 条-別添 1-19) (2.1.4 : p26 条-別添 1-20) (2.1.5 : p26 条-別添 1-21)】

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、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並びに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、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

(vii) 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1-14)(2.1.2:p26条-別添1-17)(2.1.3:p26条-別添1-19)(2.1.4:p26条-別添1-20)(2.1.5:p26条-別添1-21)】

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、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。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1-22）（2.2.2：p26条-別添1-23）】

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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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の設備として、可搬型照明（SA）、中央制御室換気系、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、衛星電話設備（可搬型）（待避室）、データ表示装置（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1-26）（2.4.2：p26条-別添1-28）（2.4.3：p26条-別添1-29）（2.4.4：p26条-別添1-37）】

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重大事故等対処設備として、中央制御室換気系は、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタ、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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

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、重大事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

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ことで、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）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保できる設計とする。

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高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタ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、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。

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低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

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低圧電源車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低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

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重大事故等対処設備として、中央制御室と中央制御室待避室との間が

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、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・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。可搬型照明（S A）は、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低圧電源車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、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を使用する。原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により、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気体に含まれる放射性物質を低減しつつ、非常用ガス処理系排気筒から排気することで原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持し、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。原子炉建屋ガス処理系は、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。

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

中央制御室換気系は、「チ(1)(iv)換気設備」に記載する。

常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車については、「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

(「チ(1)(iii)遮蔽設備」と兼用) 一式

中央制御室換気系空気調和機ファン(既設)

(「チ(1)(iv)換気設備」と兼用)

個 数 1(予備1)

容 量 約42,500 m³/h(1個当たり)

中央制御室換気系フィルタ系ファン(既設)

(「チ(1)(iv)換気設備」と兼用)

個 数 1(予備1)

容 量 約5,100 m³/h(1個当たり)

中央制御室換気系高性能粒子フィルタ(既設)

(「チ(1)(iv)換気設備」と兼用)

個 数 1(予備1)

粒子除去効率 99.97%以上

(直径 $0.5 \mu\text{m}$ 以上の粒子)

中央制御室換気系チャコールフィルタ (既設)

(「チ(1)(iv)換気設備」と兼用)

個 数 1 (予備1)

よう素除去効率 97%以上 (総合除去効率)

非常用ガス再循環系排風機 (既設)

個 数 1 (予備1)

容 量 約 $17,000 \text{ m}^3/\text{h}$ /個

非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ (既設)

個 数 1 (予備1)

よう素除去効率 90%以上 (系統効率)

非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ (既設)

個 数 1 (予備1)

粒子除去効率 99.97%以上 (直径 $0.5 \mu\text{m}$ 以上の粒子)

非常用ガス処理系排風機 (既設)

個 数 1 (予備1)

容 量 約 $3,570 \text{ m}^3/\text{h}$ /個

非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ

個 数 1 (予備1)
よう素除去効率 97%以上 (系統効率)

非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ (既設)

個 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)

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, 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ, 中央制御室換気系チャコールフィルタ, 非常用ガス再循環系排風機, 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ, 非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ, 非常用ガス処理系排風機, 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ, 非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタは, 設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

差圧計

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ボンベユニット (空気ボンベ)

(「チ(1)(iv)換気設備」と兼用)

個 数 13 (予備7)

容 量 約47L/本

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 1-22) (2.2.2 : p26 条-別添 1-23)】

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

(iii) 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。

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中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽を設置する設計とする。

重大事故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。

主要設備については，へ，(5)，(vi)中央制御室に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(「へ(5)(vii)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)(vii)中央制御室」と兼用) 一式

(vi) 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運転員その他従事者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燃焼ガス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、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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ、中央制御室換気系チャコールフィルタ及び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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。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高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタ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、再循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

重大事故時において、中央制御室換気系は、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ、中央制御室換気系チャコールフィルタ及び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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフ

フィルタ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。

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時に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ことで、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽及び中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保できる設計とする。

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高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系空気調和機ファンは、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給電できる設計とする。

常設代替高圧電源装置については、「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]

中央制御室換気系空気調和機ファン（既設）

（「へ（5）（vii）中央制御室」と兼用）

個 数 1（予備1）

容 量 約42,500 m³/h（1個当たり）

中央制御室換気系フィルタ系ファン（既設）

(「へ(5)(vii)中央制御室」と兼用)

個 数 1 (予備1)

容 量 約5,100 m³/h (1個当たり)

中央制御室換気系高性能粒子フィルタ (既設)

(「へ(5)(vii)中央制御室」と兼用)

個 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)

中央制御室換気系チャコールフィルタ (既設)

(「へ(5)(vii)中央制御室」と兼用)

個 数 1 (予備1)

よう素除去効率 97%以上 (総合除去効率)

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，中央制御室換気系高性能粒子フィルタ，中央制御室換気系チャコールフィルタは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

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，中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ) を設ける。

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

（「へ(5)(vii)中央制御室」と兼用）

空気ポンベ

本 数 13（予備7）

容 量 約47L/本

(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 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。

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

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

適合のための設計方針

1 について

一及び三

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。

二

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1-14）（2.1.2：p26条-別添1-17）（2.1.3：p26条-別添1-19）（2.1.4：p26条-別添1-20）（2.1.5：p26条-別添1-21）】

2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。

3について

—

「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。

※ 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

二

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、中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし、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、再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 1-22）（2.2.2：p26 条-別添 1-23）】

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

中央制御室及び中央制御盤は、以下の方針を満足するように設計する。

(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 1-14）（2.1.2：p26 条-別添 1-17）（2.1.3：p26 条-別添 1-19）（2.1.4：p26 条-別添 1-20）（2.1.5：p26 条-別添 1-21）】

(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があると想定され

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 1-22）（2.2.2：p26 条-別添 1-23）】

6.10.1.4 主要設備

6.10.1.4.1 中央制御室

中央制御室は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、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を下回るような遮蔽を設ける。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、中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再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チャコールフィルタ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に、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 1-22）（2.2.2：p26 条-別添 1-23）】

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 1-14）（2.1.2：p26 条-別添 1-17）（2.1.3：p26 条-別添 1-19）（2.1.4：p26 条-別添 1-20）（2.1.5：p26 条-別添 1-21）】

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、中央制御室床下に火災感知器及び固定式ガス消火設備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、竜巻、風（台風）、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ばい煙や有毒ガス並びに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、再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ものがあって人為によるもの（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1-14)(2.1.2:p26条-別添1-17)(2.1.3:p26条-別添1-19)】

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1-17）（2.1.4：p26条-別添1-20）】

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1-14）】

(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

中性子計装用増巾器，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，タイプライター等。

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チャコールフィルタ系に通して取り入れるか、又は外気との連絡口を遮断し、チャコールフィルタ系を通して再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換えることにより、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。

6.2.1.5 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。

6.2.1.6 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。

6.2.1.7 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，制御盤には実用上が能な限り，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6.2-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様

(1)居住性を確保するための設備

a. 中央制御室遮蔽 一式兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 遮蔽設備

材 質 鉄筋コンクリート

遮 蔽 厚 以上

b. 中央制御室待避室遮蔽 一式

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 遮蔽設備

材 質 鉄筋コンクリート

遮蔽性能 鉛20mm相当以上

c. 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

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気系（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

容 量 約42,500m³/h/個

(b) 中央制御室換気系フィルタ系ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気系（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

容 量 約5,100m³/h/個

(c) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気系（重大事故等時）

個 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）

(d) 中央制御室換気系チャコールフィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気系（通常運転時等）

- ・中央制御室換気系（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

よう素除去効率（総合除去効率） 97%以上

d. 差圧計

個 数 1

(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備

a. 原子炉建屋ガス処理系

(a) 非常用ガス再循環系排風機

個 数 1（予備1）

容 量 約17,000m³/h/個

(b) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ

個 数 1（予備1）よう素除去効率 90%以上（系統効率）

(c) 非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ

個 数 1（予備1）

粒子除去効率 99.97%以上（直径0.5μm以上の粒子）

(d) 非常用ガス処理系排風機

個 数 1（予備1）

容 量 約3,570m³/h/個

（原子炉建屋原子炉棟内空気を1日に1回換気できる量）

(e) 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ

個 数 1 (予備1)

よう素除去効率 97%以上 (系統効率)

(f) 非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ

個 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)

第6.10-3表 中央制御室 (重大事故等時) (可搬型) の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

個 数 13 (予備7)

容 量 約47L/本。

b. 衛星電話設備 (可搬型) (固定型) (待避室)

設備名: 衛星電話設備 (固定型) (待避室)

使用回線: 衛星系回線

個 数 1 (予備1)

使用回線 衛星系回線

c. データ表示装置 (待避室)

個 数 1

d. 酸素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

e. 二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

f. 可搬型照明（S A）

種 類 蓄電池内蔵型照明

個 数 7（予備2）

8. 放射線管理施設

8.2.4 主要設備

(2) 中央制御室換気系

中央制御室換気系は、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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ、中央制御室換気系チャコールフィルタ等で構成し、中央制御室等の換気及び冷暖房を行う。

中央制御室換気系には、通常のラインの他、中央制御室換気系高性能粒子

フィルタ、中央制御室換気系チャコールフィルタ及び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、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。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高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタ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、再循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

中央制御室換気系の系統概要を第8.2-1 図に、また、設備仕様の概略を第8.2-1図に示す。

(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」に示す。

第8.2-1表 中央制御室換気系設備の主要機器仕様

(1) 中央制御室換気系空気調和機ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気系（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

容 量 約42,500m³/h/個

(2) 中央制御室換気系フィルタ系ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・ 中央制御室換気系（重大事故等時）

個 数 1（予備1）

容 量 約5,100 m³/h/個

(3) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）
- ・ 中央制御室換気系（通常運転時等）

- ・中央制御室換気系（重大事故等時）

個 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）

(4) 中央制御室換気系チャコールフィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・中央制御室換気系（重大事故等時）

個 数 1（予備1）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、「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。

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)

59-9 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 酸素濃度計等について
 - 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，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

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 条において、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と、その適合方針は以下第 1.1-1 表、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
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>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。</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>二 <u>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。</u></p>	<p>第 26 条（原子炉制御室等）</p> <p>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の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。</p> <p>2 第 1 項第 2 号に規定する「<u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する</u>」とは、<u>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>(追加要求事項への適合方針は以下の通り)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室は、<u>発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。</u> ・また、<u>気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。</u> ・さらに、<u>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</u>

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>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>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。</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 3 8 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>1 0 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入出入りするのための区域」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>1 1 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</p>	<p>適合方針</p> <p>・設置許可基準規則第二十六条第 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>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>	<p>適合方針</p> <p>・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。また、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。</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>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>・設置許可基準規則第二十六条第3項第1号に同じ。</p>
<p>6 <u>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。</u></p>	<p>1 4 <u>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。</u></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五十九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七十四条において、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と、その適合方針は以下第 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」 第五十九条（原子炉制御室）

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>(原子炉制御室)</p> <p>第五十九条 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を設けなければならない。</p>	<p>第五十九条（原子炉制御室）</p> <p>1 第五十九条に規定する「運転員が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>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</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> <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。 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>

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>② <u>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>③ <u>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>④ <u>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>c) <u>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。</u></p>	<p>・<u>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。</u></p> <p>・<u>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。</u></p> <p>・<u>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。</u></p> <p>・<u>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。</u></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」 第七十四条（原子炉制御室）も同様の記載のため、省略する。

なお、原子炉制御室に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を第1.1-4表に示す。

第 1.1-4 表 重大事故対処設備に関する概要 (59 条 原子炉制御室)

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		分類	機器クラス
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 空気調和機ファン	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 フィルタユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 給排気隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 排煙装置隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス再循環系 排風機	(非常用ガス再循環系)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス再循環系 配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス処理系 排風機	(非常用ガス処理系)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス処理系排気筒			常設	常設重大事故緩和設備※1	—

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

59条 原子炉制御室

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		分類	機器クラス	
居住性の確保 (続き)	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	
	中央制御室待避室 空気ポンベユニット (空気ポンベ)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	
	中央制御室待避室 空気ポンベユニット (配管・弁)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	
	差圧計 ^{※1}	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	
	可搬型照明 (SA)	中央制御室照明	—	可搬	可搬型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 (可搬型) (待避室)	—	—	可搬	可搬型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	—	—	常設	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～衛星電話設備 (屋外アテナ) 電路 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	
	データ表示装置 (待避室)	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	
	酸素濃度計 ^{※1}	—	—	可搬	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 ^{※1}	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	
	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	57条に記載				
	汚染の持ち込み防止	可搬型照明 (SA)	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
常設代替交流電源設備		57条に記載					

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

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		分類	機器クラス
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 空気調和機 ファン	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 フィルタ系 ファン	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 高性能粒子 フィルタ	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 チャコール フィルタ	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室換気系 給排気隔離 弁	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス再循環系 排風機	(非常用ガス再循環系)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス再循環系 粒子用高 効率フィルタ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス再循環系 よう素用 チャコールフィルタ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス再循環系 配管・弁 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス処理系 排風機	(非常用ガス処理系)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス処理系 粒子用高効 率フィルタ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	非常用ガス処理系 よう素用チ ャコールフィルタ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備※1	—	

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

59 条 原子炉制御室

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		分類	機器クラス
居住性の確保 (続き)	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンベユニット (空気ポンベ)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンベユニット (配管・弁)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	差圧計 ^{※1}	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	可搬型照明 (S A)	中央制御室照明	—	可搬	可搬型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 (可搬型) (待避室)	—	—	可搬	可搬型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	—	—	常設	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～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ表示装置 (待避室)	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	酸素濃度計 ^{※1}	—	—	可搬	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 ^{※1}	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	常設代替交流電源設備	—	—	57条に記載	57条に記載	—
	汚染の持ち込み防止	可搬型照明 (S A)	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)
常設代替交流電源設備		—	—	57条に記載	57条に記載	—

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

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、以下に記す。

(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」（以下「技術基準」という。）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

東海第二発電所においては、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）の解釈第 59 条 1b) 及び技術基準の解釈第 74 条 1b)，並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 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）」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」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することができる代替循環冷却系を整備する。しかしながら、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系の機能喪失を仮定する。格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器

ベントに至る事故シナリオとしては、前述の「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を選定する。

第 1.3-1 表に基本的な事故収束シナリオと中央制御室の居住性評価用の想定事故シナリオの比較を示す。

第 1.3-1 表 基本的な事故収束シナリオと中央制御室の居住性評価用の想定事故シナリオ

	基本的な 事故収束シナリオ	中央制御室の 居住性評価用 想定事故シナリオ
代替循環冷却系の機能	期待する	期待しない

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、中央制御室内にて原子炉施設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、及び地震、津波）、及び自然現象等による発電所構内、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

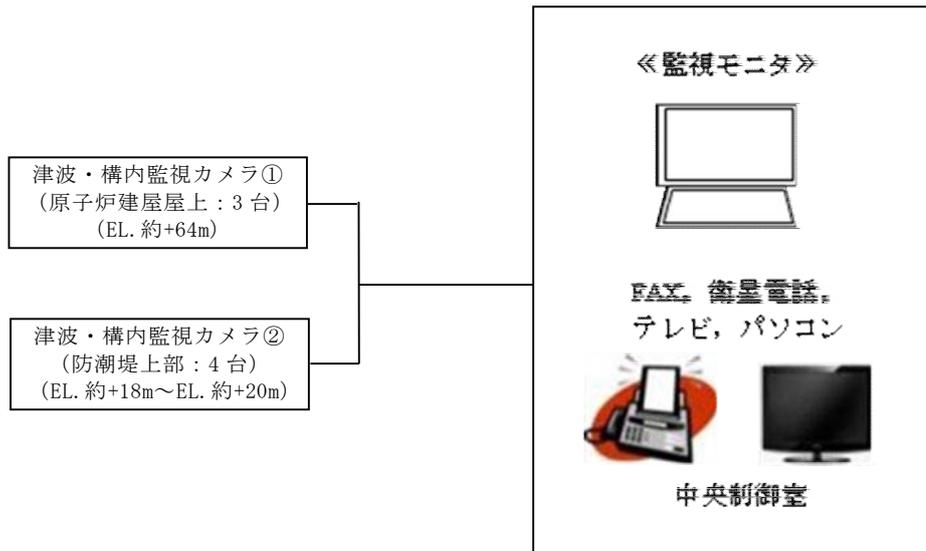
発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

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。

 : DB 範囲

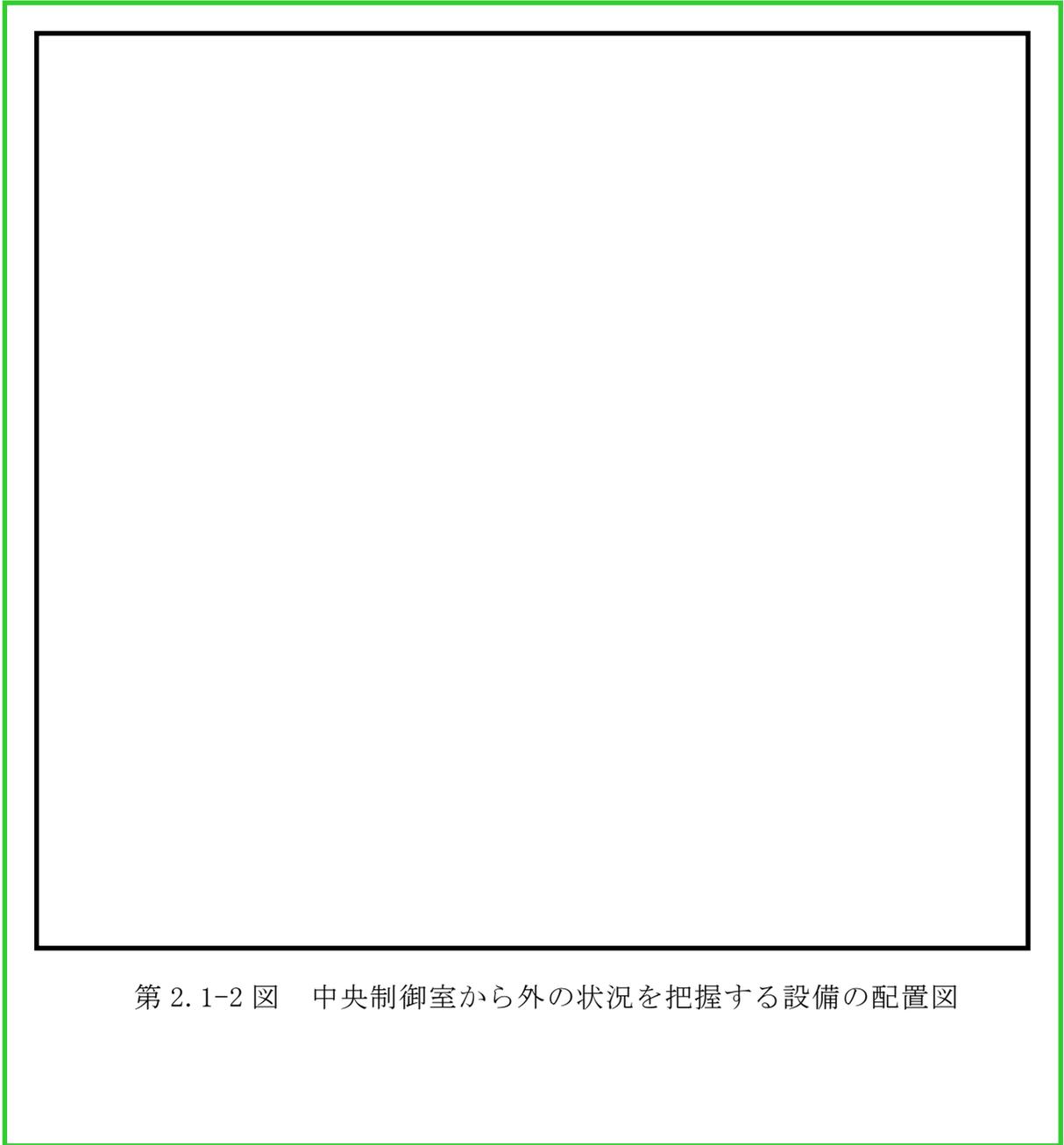
(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

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 等を設置している。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

 : D B 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、及び地震、津波）、及び自然現象等による発電所構内、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に設置する。

第 2.1-3 表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

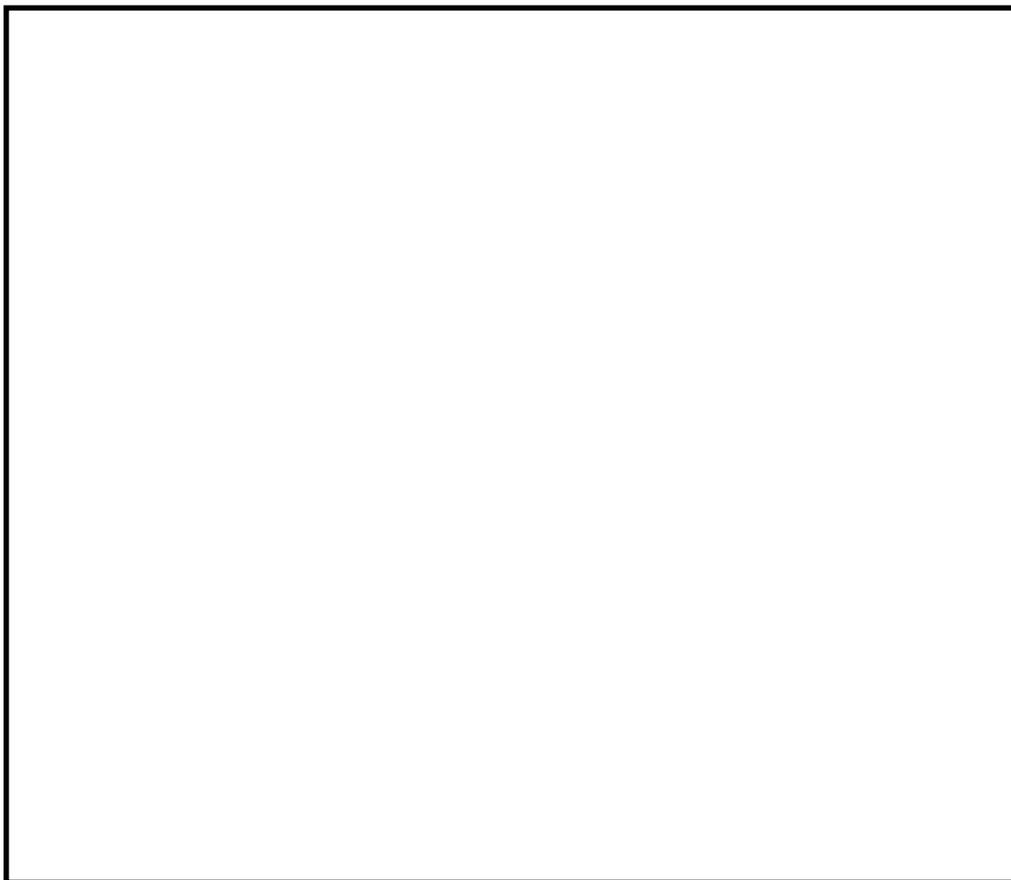
津波・構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるように配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、構内のタービン建屋付近等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また、一部死角となるタービン建屋付近に設置されている主変圧器、起動変圧器については、津波・構内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能で、自然現象等による影響を十分把握可能である。なお、中央制御室にて警報による監視も可能である。

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構内範囲を第 2.1-4 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。

津波・構内監視カメラ	
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線
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, 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, 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

第 2.1-3 表 津波・構内監視カメラの概要



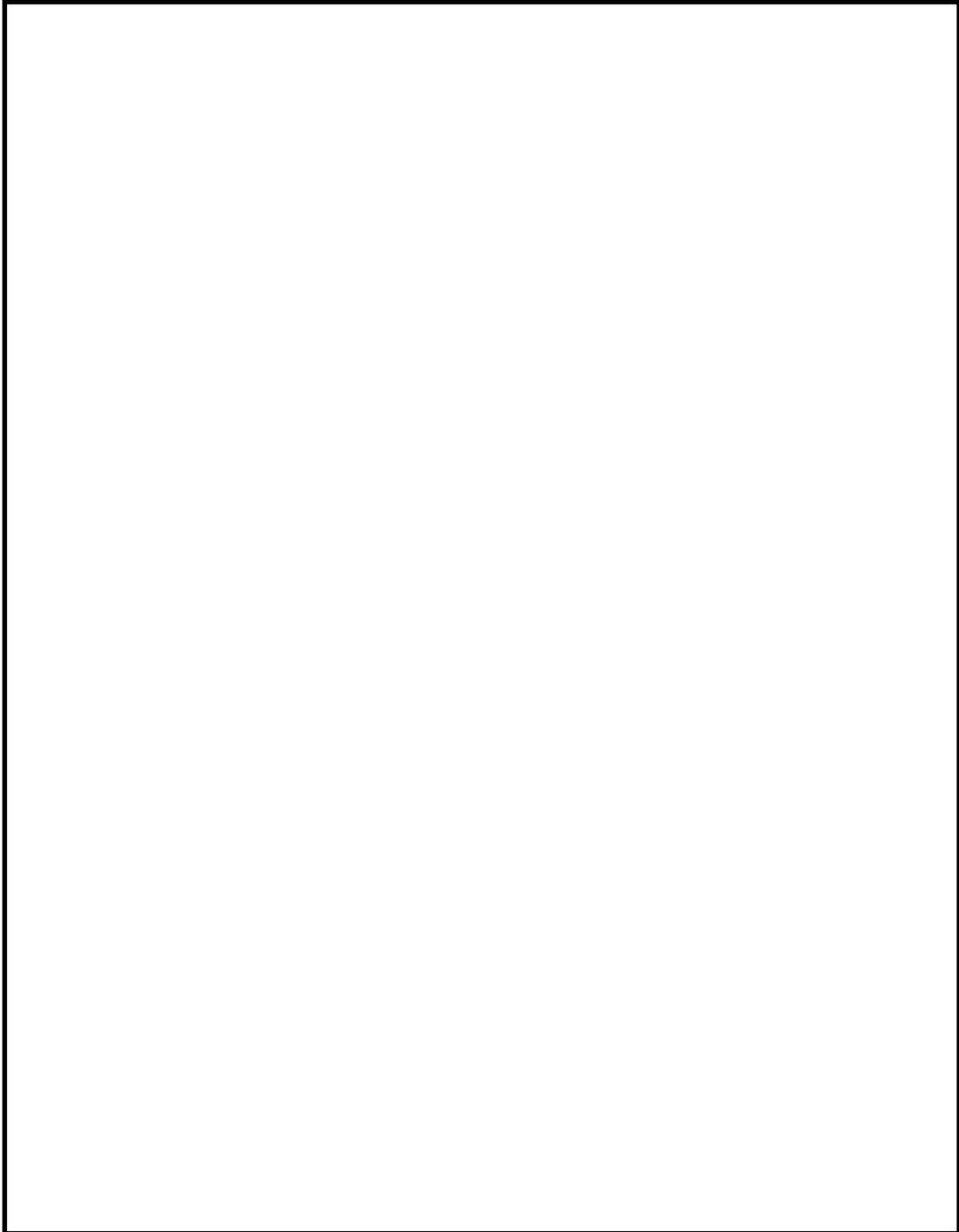
*1: 一部死角となるエリアがあるが、死角となるのは、構内のタービン建屋付近（主変圧器, 起動変圧器）等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

第 2.1-4 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 2.1-5 図に示す。

また，津波・構内監視カメラの撮影方向を第 2.1-6 図に示す。



 : D B 範囲

2.1.4 津波・構内監視カメラで把握可能な自然現象等

地震，津波，及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」，「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。）」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2.1-7表に示す。

第2.1-7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	6条選定事象 ^{※1}		4条	5条	把握できる発電用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
津波				○	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
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2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」，「近隣工場等の火災」を含む。

：DB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2.1-8表に示す。

第2.1-8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0 mm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		0.05～-0.25kW/m ²	
取水口潮位(新設)		EL. -5.0～20.0m	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. -7.8～2.3m	
空間線量率 (モニタリング・ポスト A～D)	低レンジ	10 ¹ ～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 ～10 ⁻¹ Gy/h	

: DB範囲

2.2 酸素濃度計等について

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、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

機器名称及び 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 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、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	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 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、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，二酸化炭素の管理

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，二酸化炭素濃度の人体への影響についてを第2.2-2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中の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

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 HP 抜粋）

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気状態
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あたっては、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 二酸化炭素設備の安全対策
について（通知）H8.9.20）

二酸化炭素濃度	人体への影響
<2%	はっきりした影響は認められない
2%～3%	呼吸深度の増加，呼吸数の増加
3%～4%	頭痛，めまい，悪心，知覚低下
4%～6%	上記症状，過呼吸による不快感
6%～8%	意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの付随運動を伴うこともある
8%～10%	同上
10%<	意識喪失，その後短時間で生命の危険あり



: D B 範囲



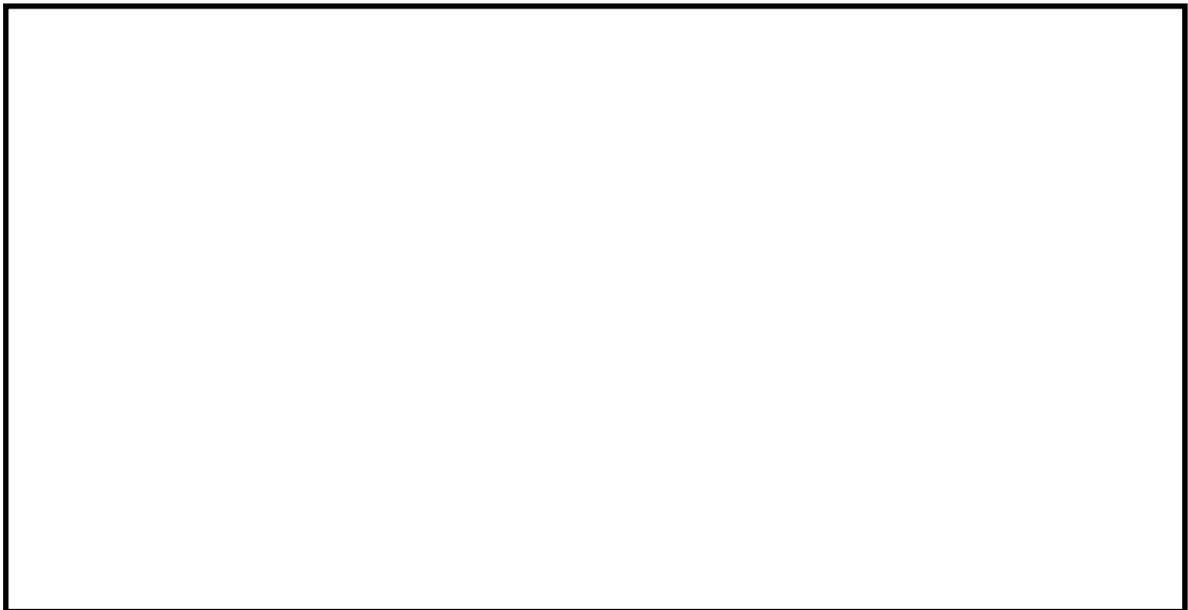
: S A 範囲

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，かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。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略図を第 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略図

 : 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の給・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。

さらに，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，運転員を過度の放射線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，重大事故発生後の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，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，二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータにより，居住性確保ができていることを確認可能な設計とする。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、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。

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 48.9℃、隣接区画を外気の設計最低温度-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 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+48.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0963 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 2 [\text{m}] \\ &= 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\doteq 5.1 [\text{Pa}]\end{aligned}$$

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 とする。

 : SA 範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

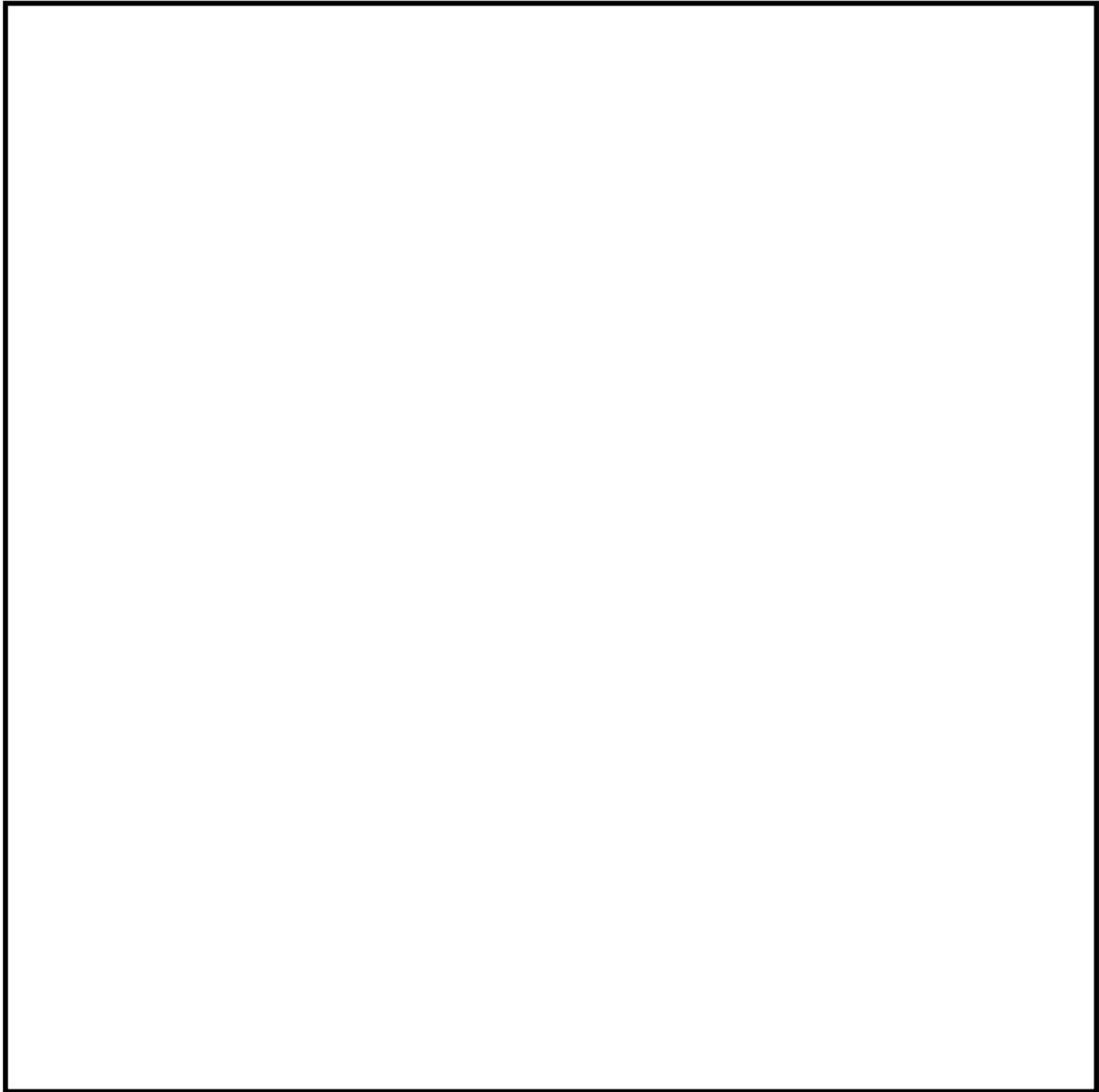
(1) 設計方針

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。通常時における中央制御室の換気系は、一部外気を取り入れる再循環方式により空気調整を行っているが、重大事故等発生時には外気取り入れのための給・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により、中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。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、運転員を過度の放射線被ばくから防護可能な設計とする。

 : 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 中央制御室の遮蔽 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概略図を、第 2.4-2 図に示す。

通常時は、空気調和機ファン及び排気用ファンにより、一部外気を取り入れる再循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

事故時は、外気取入口を遮断して、フィルタ系ファンによりフィルタ（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方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する。なお、外気との遮断は、中央制御室換気系の給気隔離弁 4 台、排気隔離弁 2 台の合計 6 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの操作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隔離弁 3 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

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から受電するまでの間起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、全交流動力電源喪失発生後、2時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住環境が確保されることを確認している。

【設備仕様】

- ・ 空気調和機ファン

台数：1(予備1)

容量：約42,500 m³/h/台

- ・ フィルタ系ファン

台数：1(予備1)

容量：約5,100 m³/h/台

・チャコールフィルタ

基数：1(予備1)

 : S A 範囲

処理容量：5,100 m³/h/基

よう素除去効率：97%以上

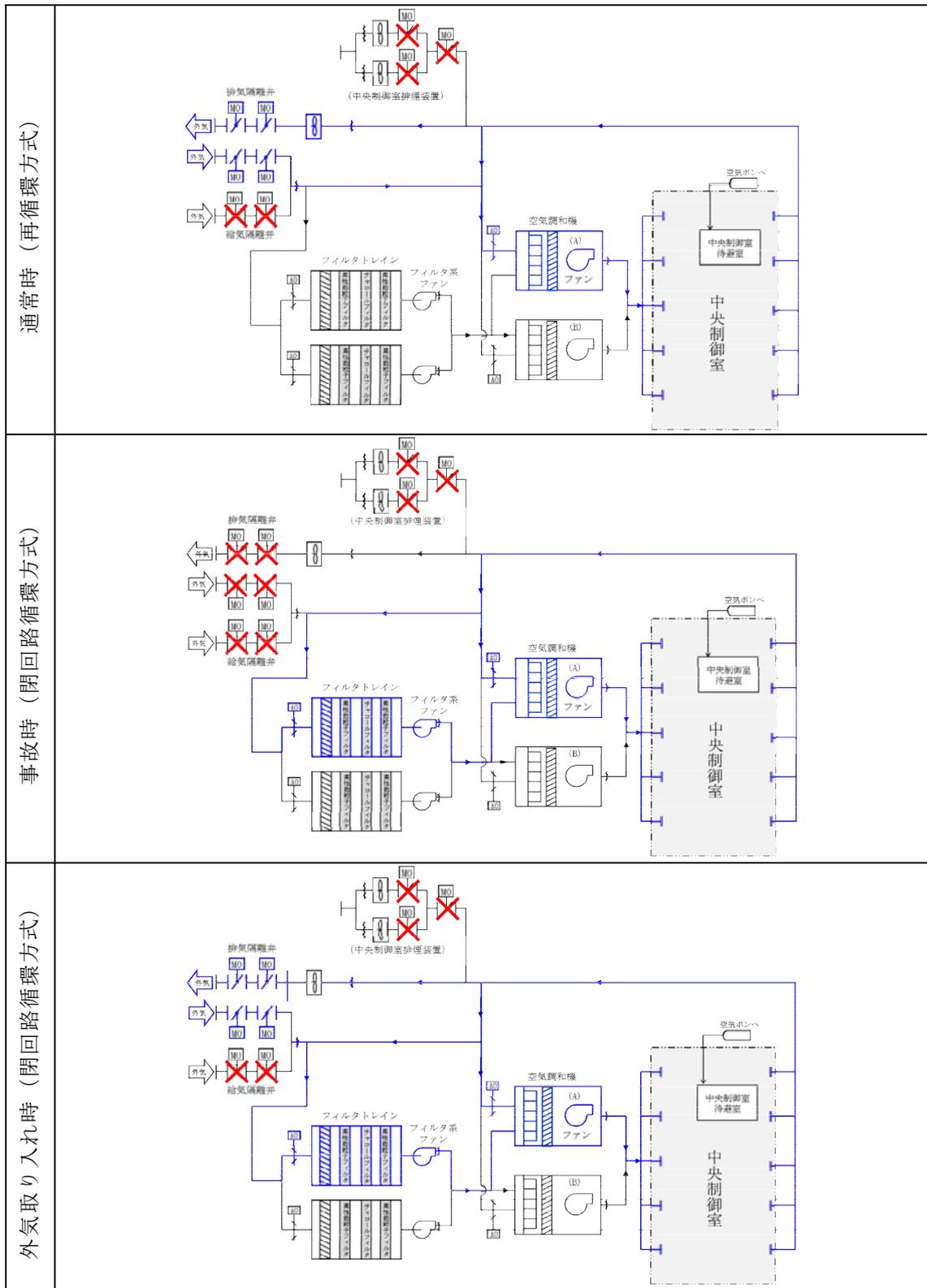
・高性能粒子フィルタ

基数：1(予備1)

処理容量：5,100 m³/h/基

粒子除去効率：99.97%以上（直径0.5μm以上の粒子に対して）

 : S A 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系の概略図

： S A 範囲

(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、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、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン、非常用ガス処理系フィルタトレイン、配管・弁類、計測制御装置等で構成している。

原子炉建屋ガス処理系の概略図を第 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ことができる設計とする。

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。

 : S A 範囲

【設備仕様】

- ・ 非常用ガス再循環系排風機

種類：遠心型

容量：17,000 m³ / h r

個数：1（予備1）

- ・ 非常用ガス処理系排風機

種類：遠心型

容量：3,570 m³ / h r

個数：1（予備1）

 : 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ポンプユニット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。

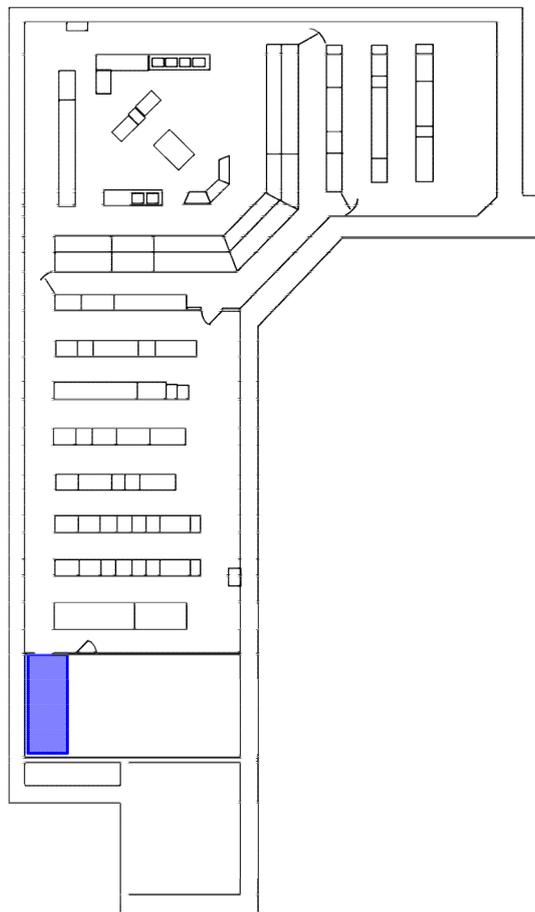
重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を空気ポンプにより正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる発電長等の被ばくを低減させることが可能な設計とする。また、2.4.2 項に示す正圧化の設計差圧であることを確認するため、差圧計を設置する。

： S A 範囲

(2) 収容人数及び設置場所

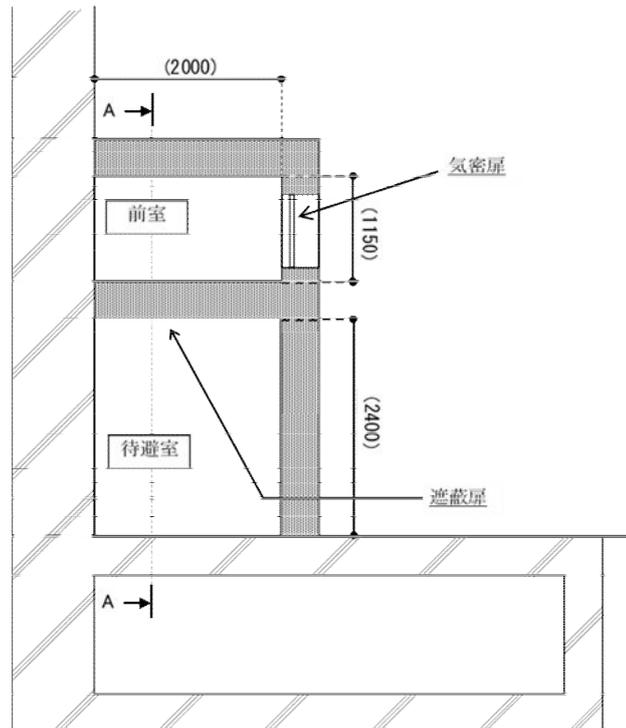
格納容器圧力逃がし装置作動中は，中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており，中央制御室待避室には3名を収容できる設計とする。

発電長等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即座に対応できるよう，中央制御室内に設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4-4-1図に，中央制御室待避室の寸法を第2.4-4-2図に示す。

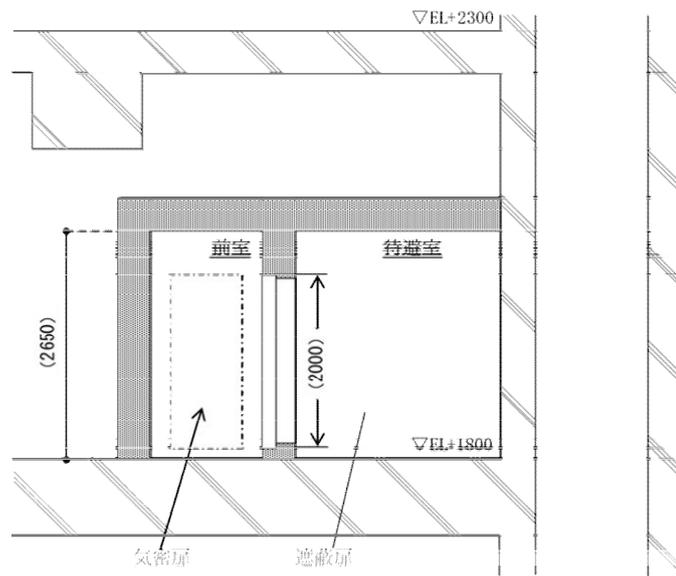


第2.4-4-1図 中央制御室待避室 設置場所

 : S A 範囲



(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 2.4-4-2 図 中央制御室待避室 概要図

： S A 範囲

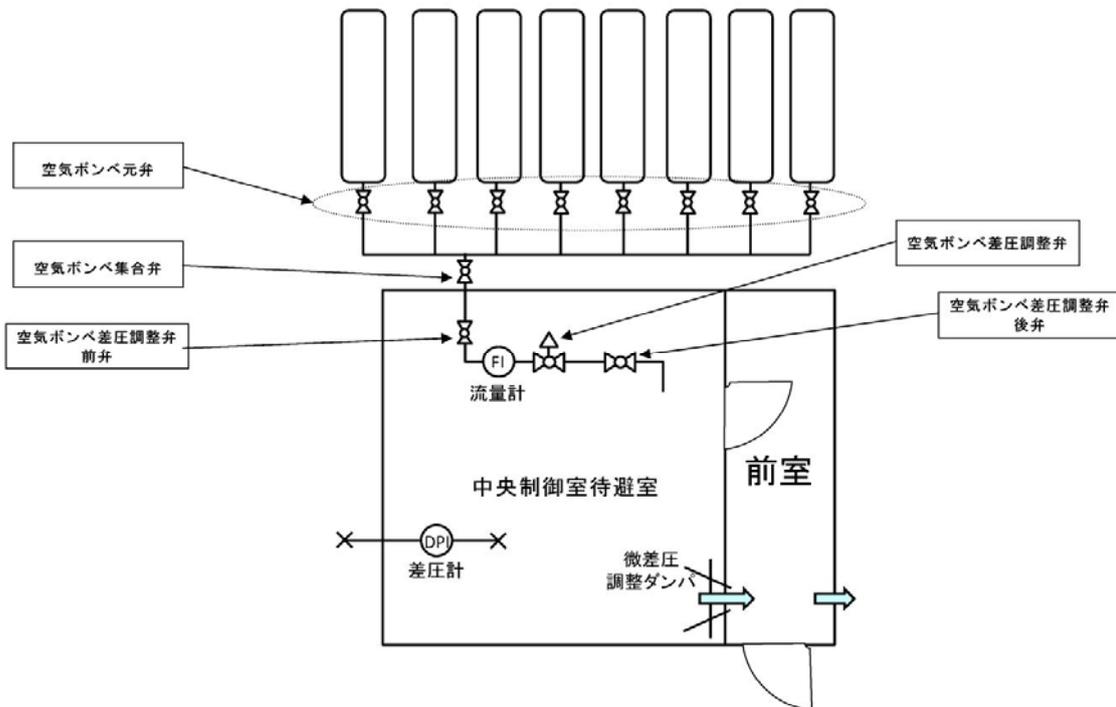
(3) 遮蔽設備

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 2.4-5 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差圧計を設置する。



第 2.4-5 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）
- ・ 空気ポ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： $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$

（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\doteq 14.2\text{m}^3/\text{h}$$

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： $a = 20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 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： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$

（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 3.36$$

$$\doteq 3.4\text{m}^3/\text{h}$$

： S A 範囲

以上より、空気ポ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. 必要ポンベ本数

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 時間正圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ から下記の通り 13 本となる。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発電長等（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を実施し必要ポンベ本数が 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、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・ポンベ供給可能空気量： $5.5\text{m}^3/\text{本}^*$

* 空気ポンベは標準圧力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。

以上より、必要なポンベ本数は、下記の計算により13本となる。

$$14.2\text{m}^3/\text{h} \div 5.5\text{m}^3/\text{本} \times 5 \text{ 時間}$$

$$= 12.9$$

$$\doteq 13 \text{ 本}$$

： S A 範囲

d. 空気ポンベの設置エリア

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。空気ポンベの配置を第 2.4-6 図に示す。

あわせて，中央制御室待避室の正圧化バウンダリを示す。



第 2.4-6 図 空気ポンベ配置図

： S A 範囲

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 の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約 1.5 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。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2$$

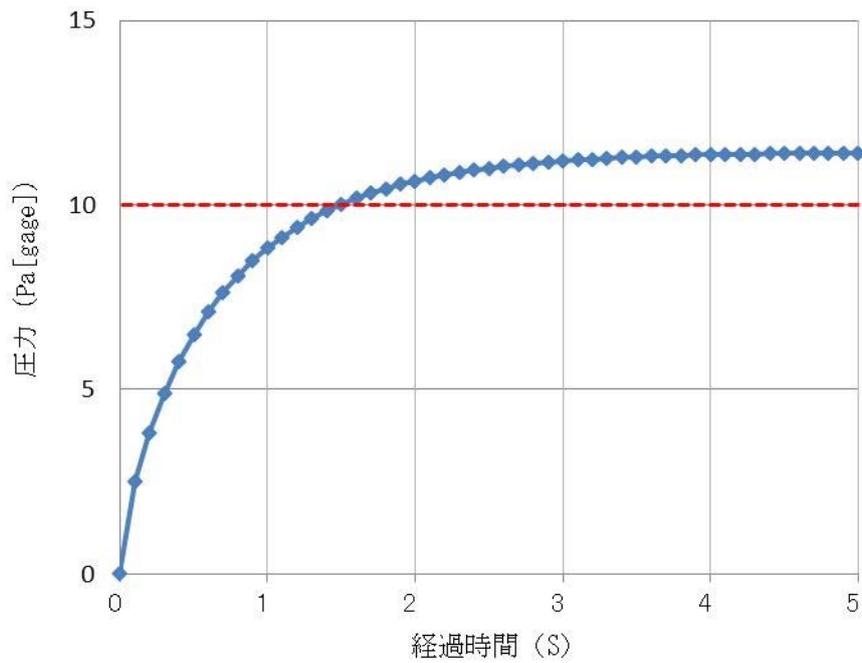
上記基礎式を展開し，単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算出式を導く。この式を用いて微小時間 Δt 後の室圧 $P^{t+\Delta t}$ を繰り返し計算することで，室圧**P**の経時変化を求める。

(b) 評価条件

項目	記号	単位	中央制御室待避室	備考
大気圧力	P_0	Pa(abr)	101,325	
容積	V	m^3	16	
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	9.06E-04	流入量と室圧基準より算出 (評価用暫定値)
正圧 (10Pa) 達成時間	t	sec	1.5	

： S A 範囲

(c) 圧力の時間変化

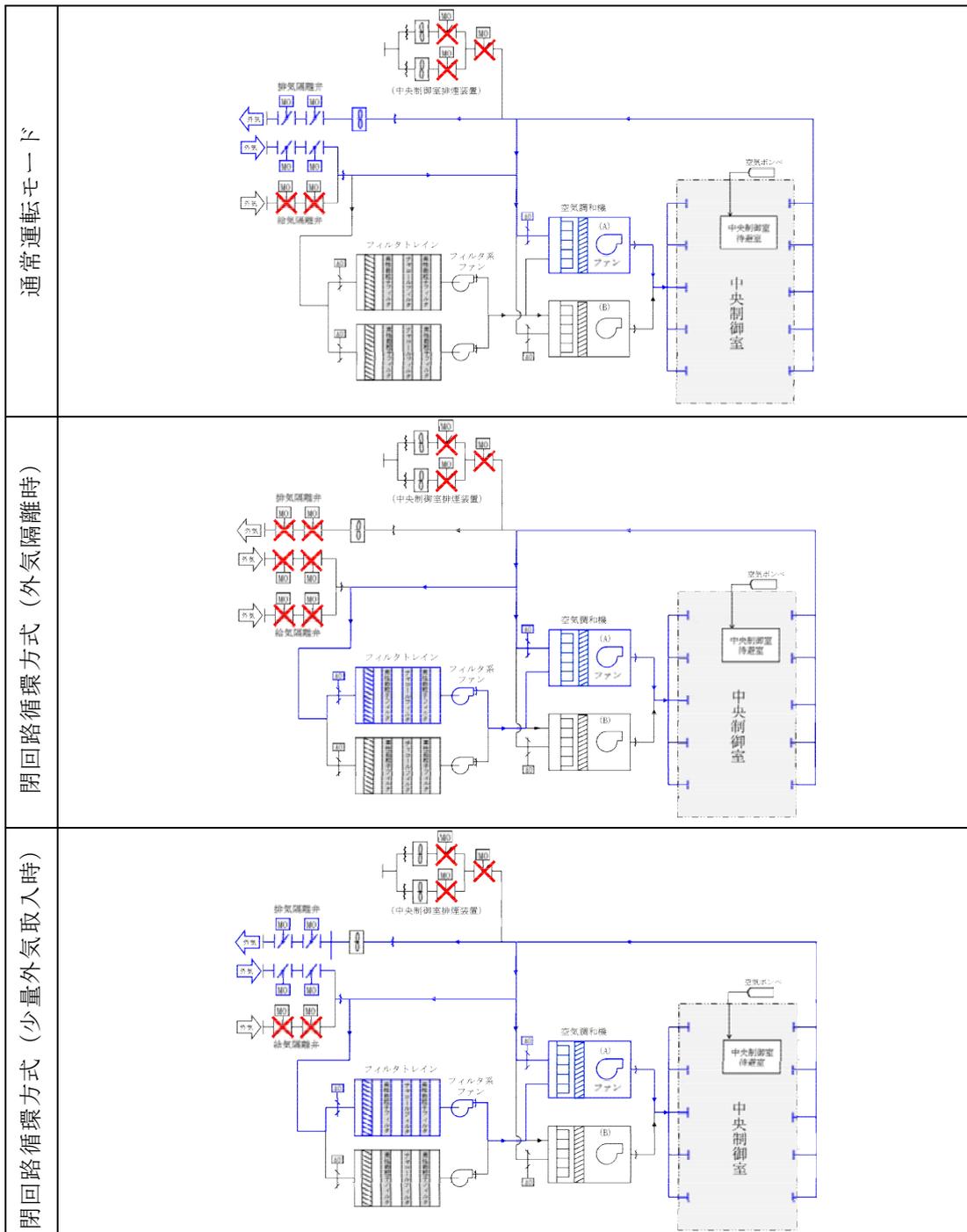


中央制御室待避室内圧力の時間変化

： S A 範囲

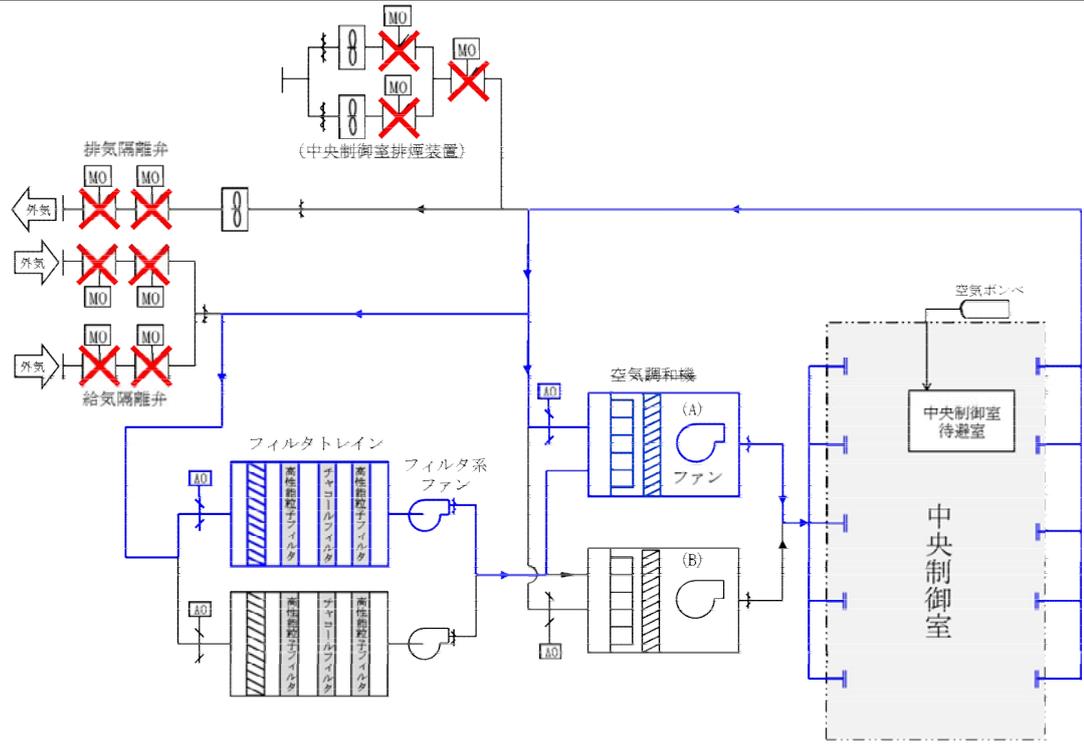
(5) 中央制御室換気系の運転状態比較

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、重大事故時を比較、図示すると以下のとおりとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを第 2.4-7 図 (1/2) に、重大事故時のプルーム通過前・後、及びプルーム通過中の運転モードを第 2.4-7 図 (2/2) に示す。

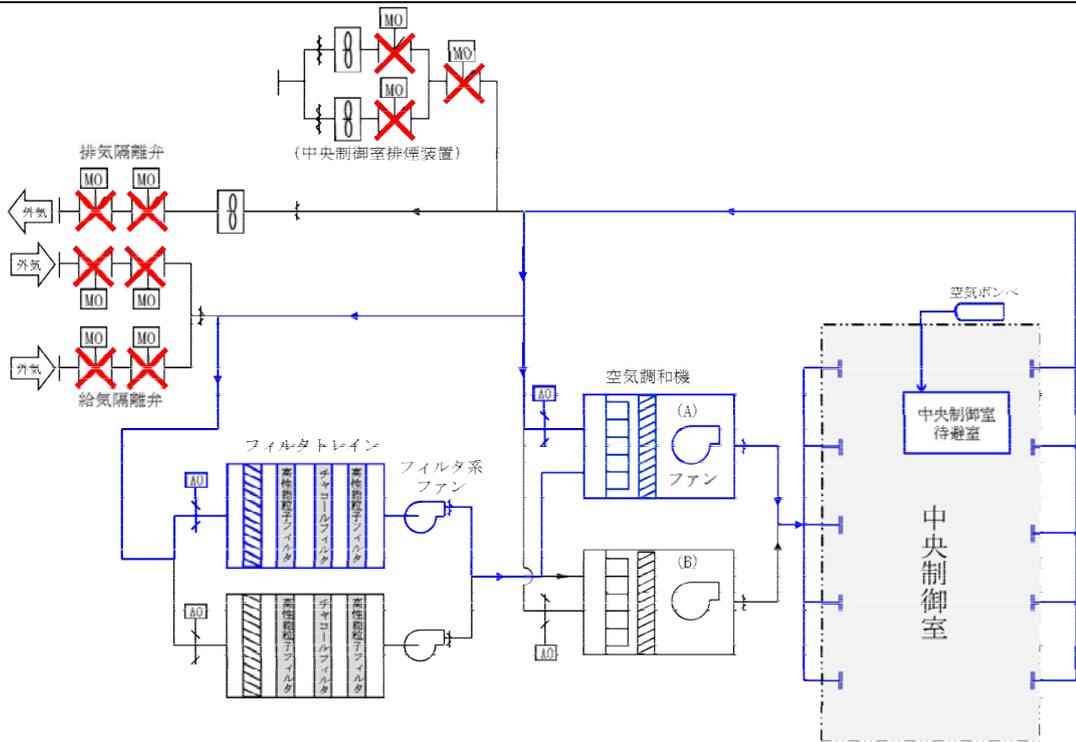


第 2.4-7 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図 (1/2)

(重大事故等発生時、ブルーム通過前及びブルーム通過後)



(重大事故等発生時、ブルーム通過中)



第 2.4-7 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図 (2/2)

: SA 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、発電長等が格納容器圧力逃がし装置作動に際して、水素爆発による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、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を確認できるようデータ表示装置（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台保管する。

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2.4-1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2.4-8図に示す。

また、中央制御室待避室において、発電長等が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるよう、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台保管する。

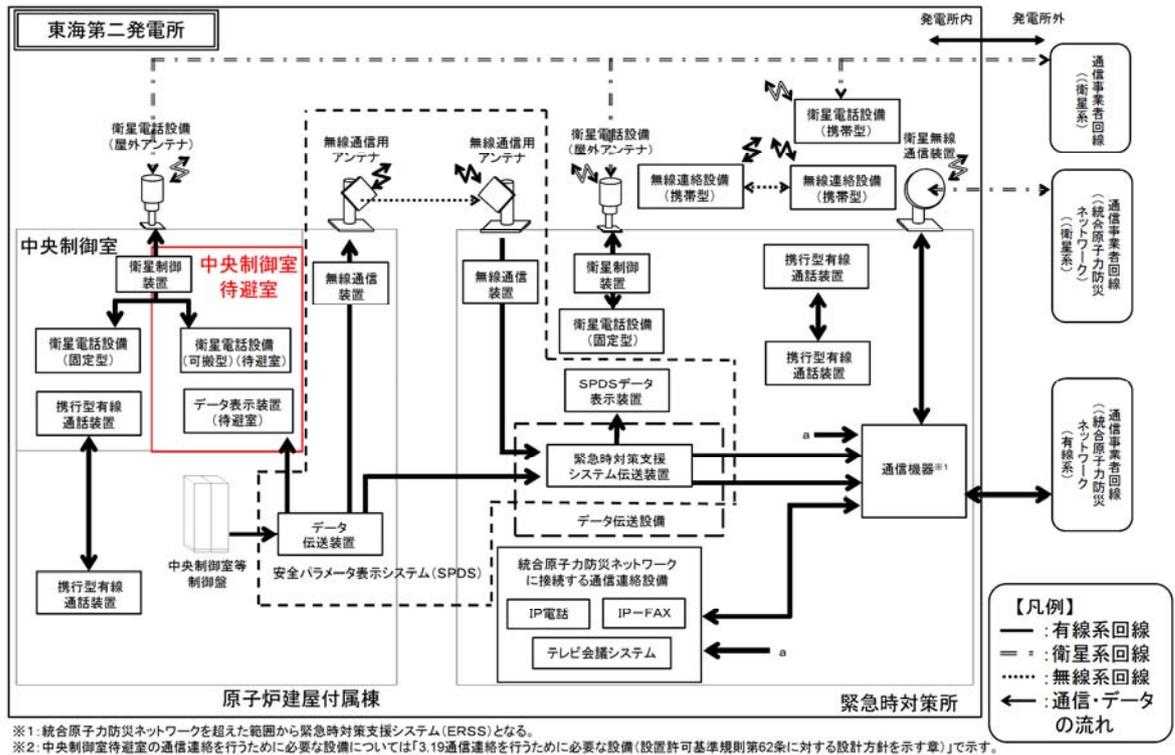
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第2.4-9図に示す。

 : S A 範囲

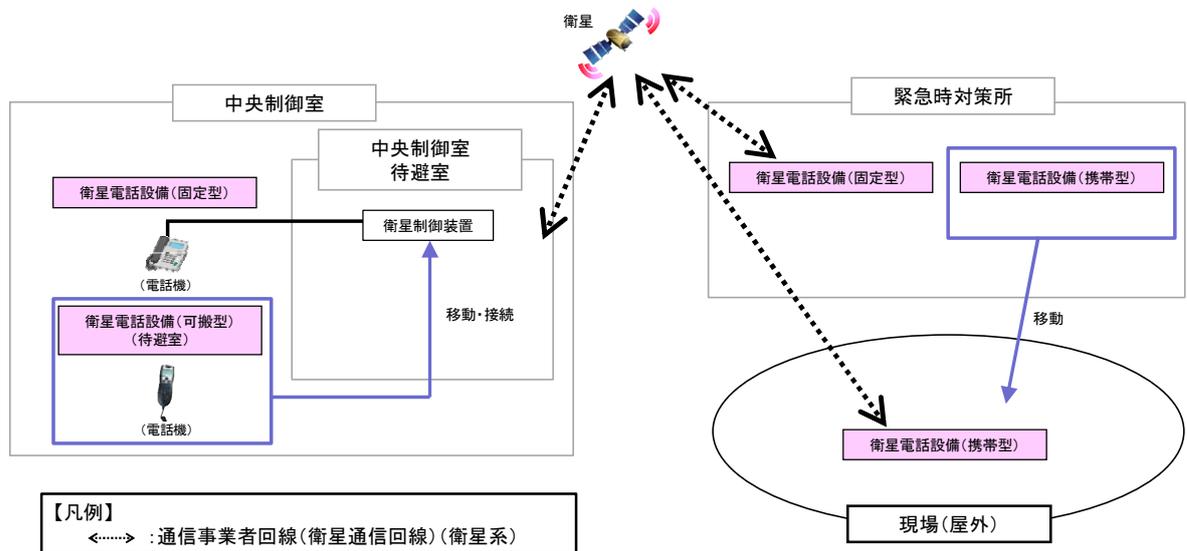
第 2.4-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータ

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
	高压炉心スプレイ系系統流量
	低压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
	高压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
	非常用高压母線電圧
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 2.4-8 図 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要



第 2.4-9 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、発電長等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。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うに必要な照度を有するものとして、可搬型照明（S A）を1台配備する。第2.4-2表に中央制御室待避室用の可搬型照明を示す。

第2.4-2表 中央制御室待避室用可搬型照明

名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	1台 (予備1台(中央制御室の予備1台と共用))	(AC) 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2.4-3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2.4-3表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	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 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、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	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 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、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2.4-4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 2.4-4 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	保管場所	数量	仕様
電離箱サーベイメータ 	中央制御室	1 台	電離箱式検出器 0.001~1000mSv/h 電源：乾電池（単三×4 本） 測定時間：約 100 時間以上

 : 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）を設置している。これらの設備については、重大事故等が発生した場合にも、第 2.5-3 図に示すとおり常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電を可能としている。

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している。

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 90 分以内）の照明を確保できる。

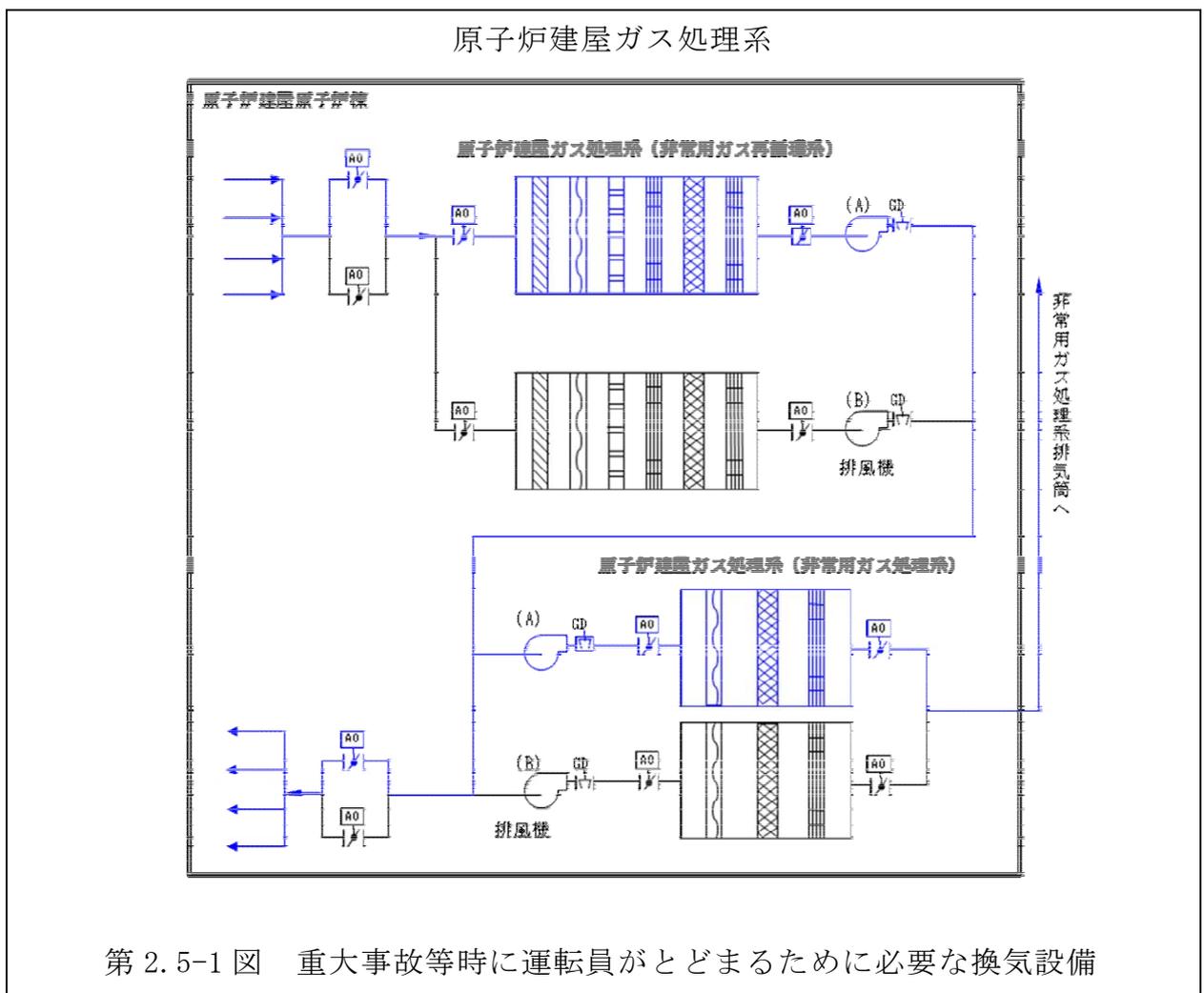
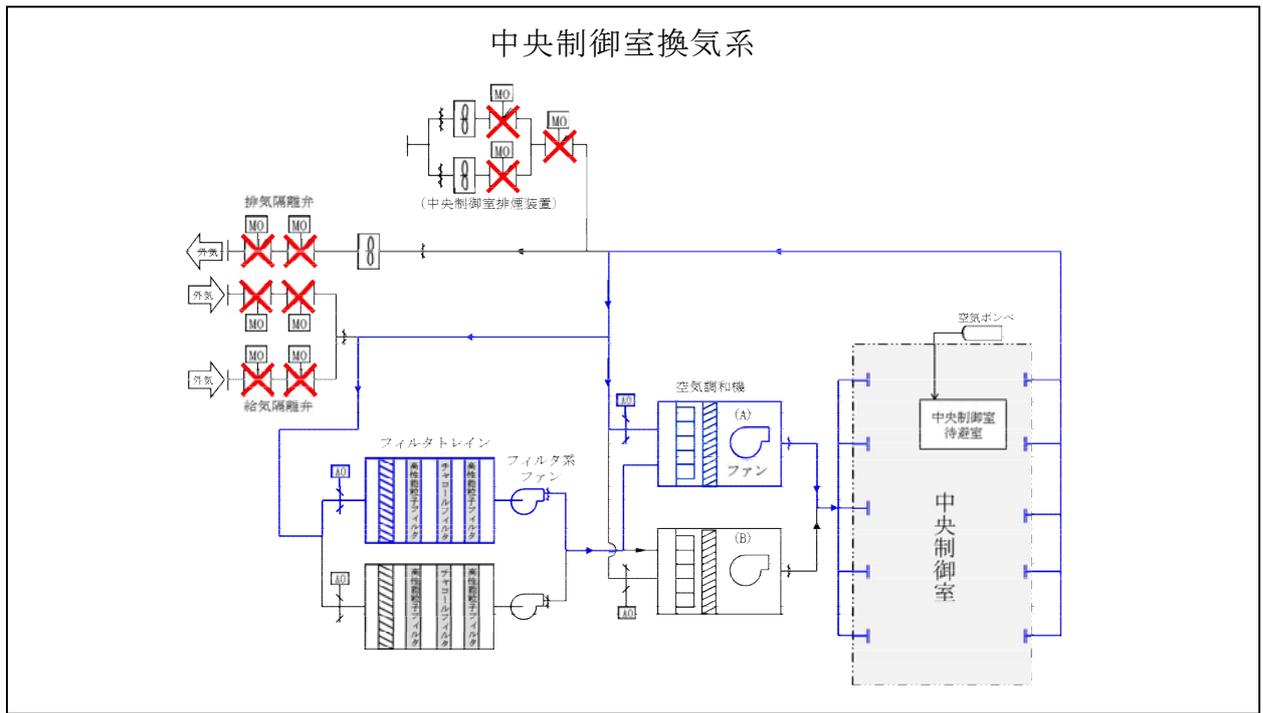
常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照明（S A）により、必要な照度を確保する。

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、可搬型照明（S A）を配備する。仮にこれら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備えている。

換気設備については、常設代替高圧電源装置が起動するまでの間は起動しな

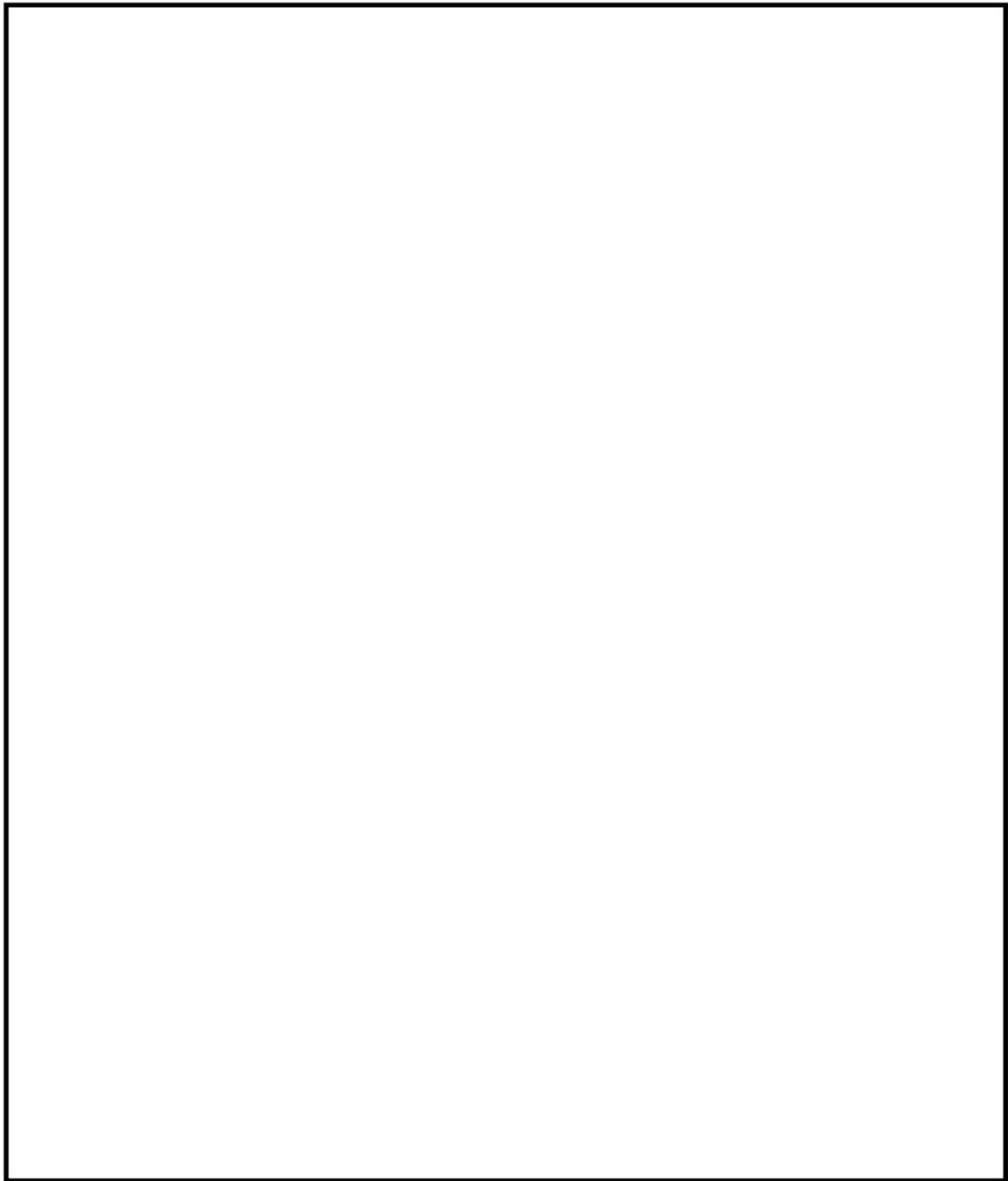
いが、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動操作時間を考慮し、全交流動力電源喪失発生後、2 時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住性が確保されていることを確認している。

 : 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

: S A 範囲



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充電器盤 ・その他負荷	59.6kW
②	常設低圧代替注水系ポンプ（2台）	380.0kW
③	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器盤 2 A ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源 2 A ・その他負荷	389.2kW
④	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器盤 2 B ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源 2 B ・その他負荷	313.1kW
⑤	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷	86.9kW
⑥	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	217.7kW
⑦	蓄電池室排気ファン その他負荷	160.5kW
⑧	原子炉保護系電源装置	90.2kW
⑨	残留熱除去系海水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ その他負荷	2015.3kW
⑩	緊急用海水ポンプ その他負荷	520.0kW
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0kW
	計	4254.5kW



（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台使用する。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。可搬型照明（S A）を操作箇所に応じて向きを変更することによりさら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備えている。

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

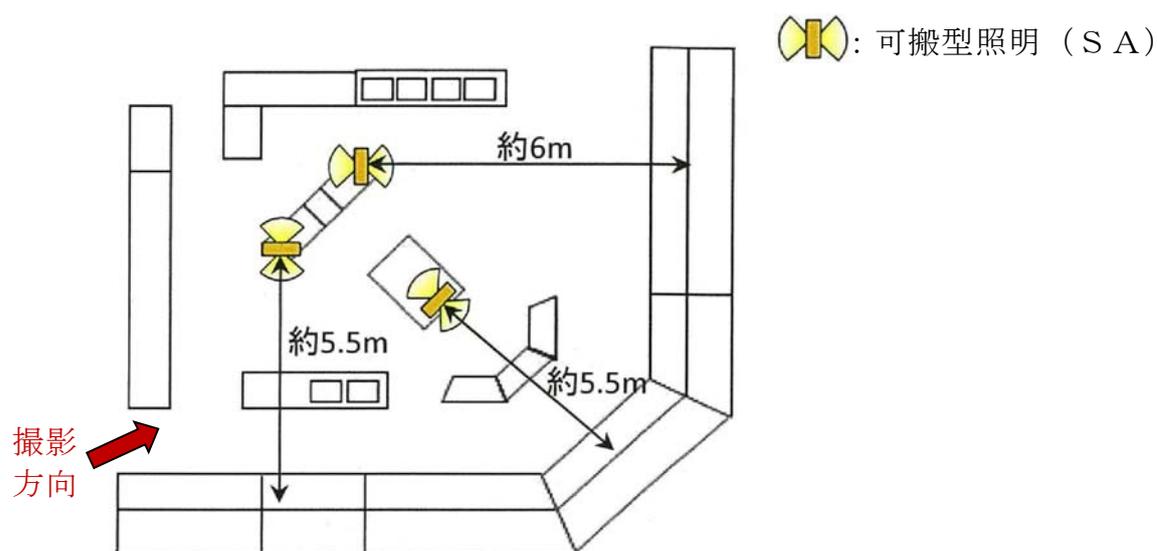
名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	3台 (予備1台(中央制御室待避室の予備1台と共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：12時間
ランタン 	中央制御室	16個 (予備4個)	電池：単一電池4本 点灯時間：約45時間
ヘッドライト 	中央制御室	7個 (予備7個)	電池：単三電池3本 点灯時間：約10時間

 : 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保し、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っての、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と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、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ベ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，可搬型照明（S A）及び電離箱サーベイメータの配置，電源入
監視設備	・データ表示装置（待避室）の配置，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、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。

 : S A範囲

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、災害対策本部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、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）

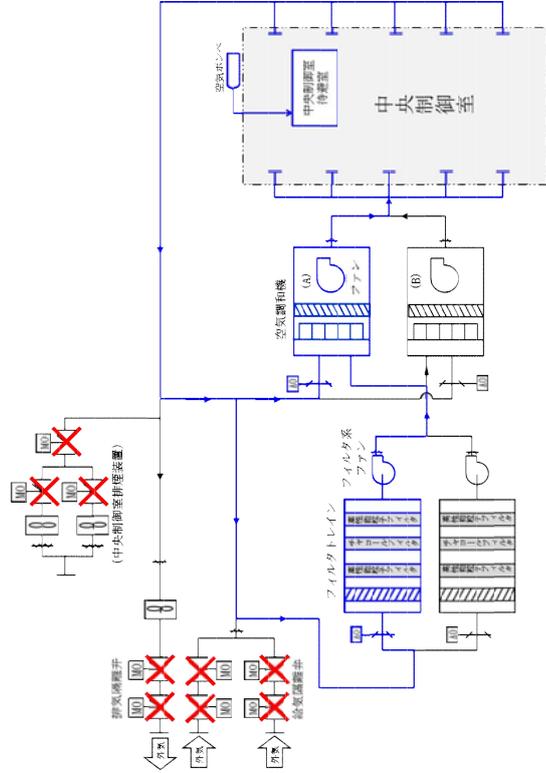
発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部との協議の上、必要な防護装備を着用し、中央制御室待避室における待避を解除し、中央制御室での対応を再開する。

 : SA 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					
中央制御室待避室への滞在	<p style="text-align: center;">ベント放出から5時間後まで待避する</p>				

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

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と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	中央制御室 ^{※2}
タイベック	1,155着 ^{※3}	17着 ^{※15}
靴下	2,310足 ^{※4}	34足 ^{※16}
帽子	1,155個 ^{※5}	17個 ^{※17}
綿手袋	1,155双 ^{※6}	17双 ^{※18}
ゴム手袋	2,310双 ^{※7}	34双 ^{※19}
全面マスク	330個 ^{※8}	17個 ^{※17}
チャコールフィルタ	2,310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、緊急時対策所より防護具類を持参する。

※3 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155 \text{着}$

※4 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2足を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{足}$

※5 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155 \text{個}$

※6 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155 \text{双}$

※7 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2双を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{双}$

※8 $110 \text{名 (要員数)} \times 2 \text{日 (3日目以降は除染にて対応)} \times 1.5 \text{倍} = 330 \text{個}$

※9 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2個を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{個}$

※10 $44 \text{名 (現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 462 \text{着}$

- ※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（現場での交代を考慮）×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名で構成されている。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。

11名×1回（交替時）＋3名×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×1回（交替時）＋3名×1回（現場））×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）は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（※23，24参照）。

: 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	中央制御室
個人線量計	330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（加圧判断用）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 $110 \text{名（要員数）} \times 2 \text{台（交代時用）} \times 1.5 \text{倍} = 330 \text{台}$

※4 身体の汚染検査用に3台+2台（予備）

※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 $11 \text{名（中央制御室要員数）} \times 2 \text{台（交代時用）} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{台}$

※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

 : SA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
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

 : SA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あたっては、「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（原子炉制御室）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74条第1項（原子炉制御室）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、身体の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、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。概要は第3.3-1表のとおり。

 : S A 範囲

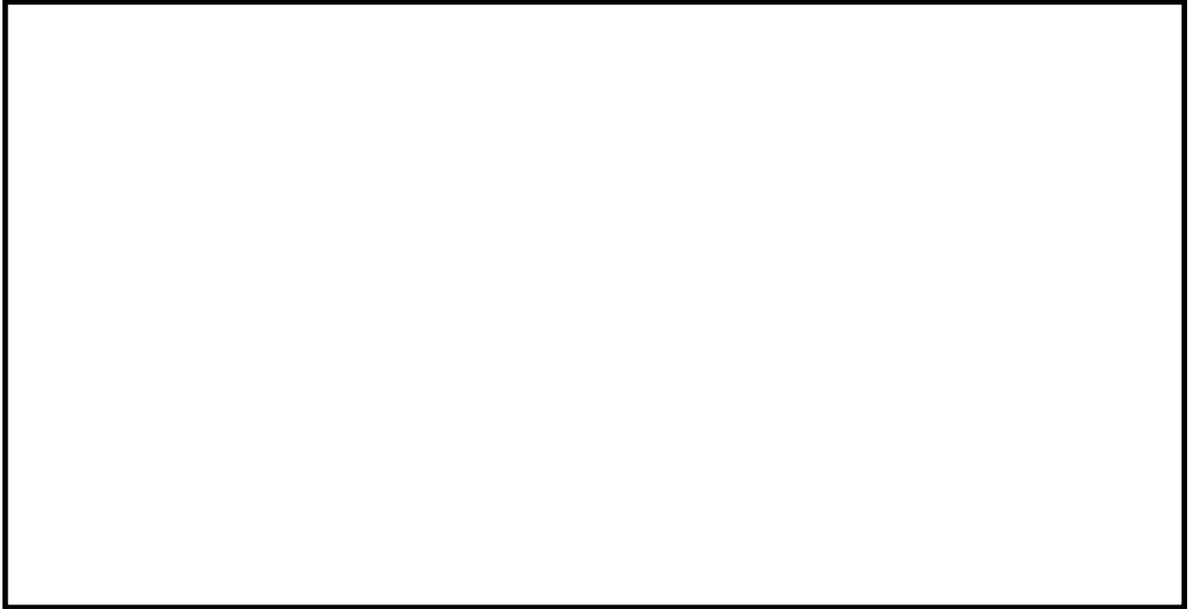
第 3.3-1 表 チェンジングエリアの概要

設営場所	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	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、身体への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。 なお、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)	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。
判断基準 手順着手の	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。	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。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、速やかに設営を行う。
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。

(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

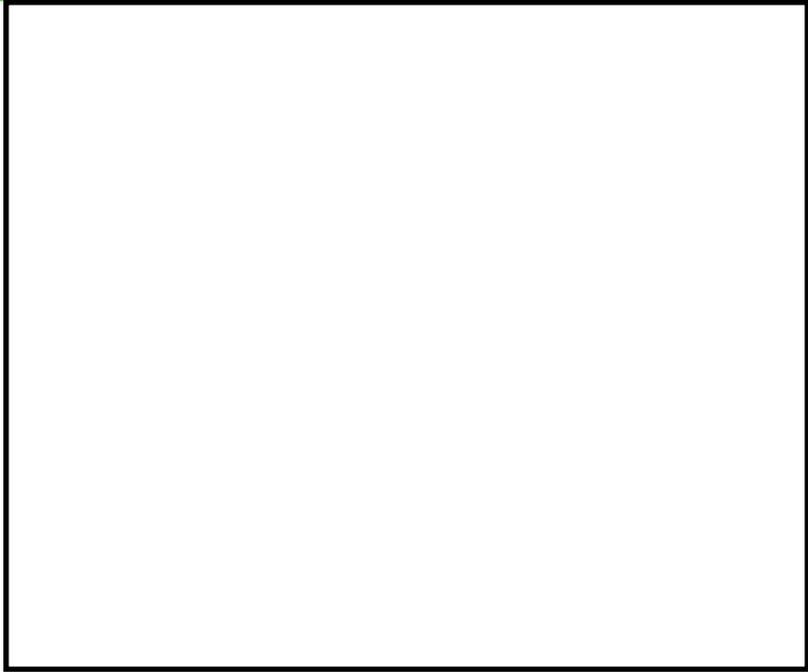
チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第 3.3-1 図、第 3.3-2 図のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内のルートを設定する。作業員は放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから中央制御室へのアクセスする。子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセ

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。

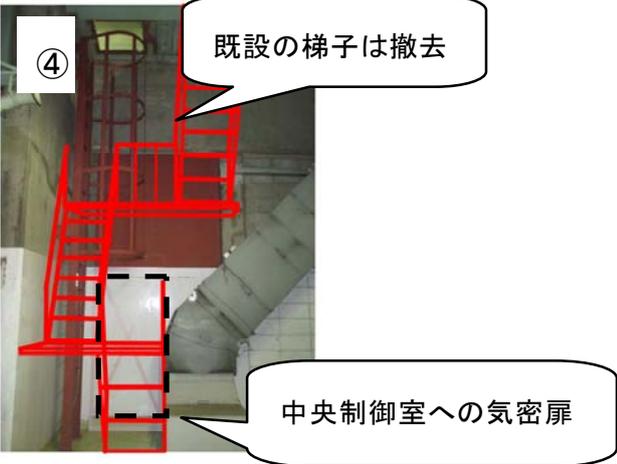
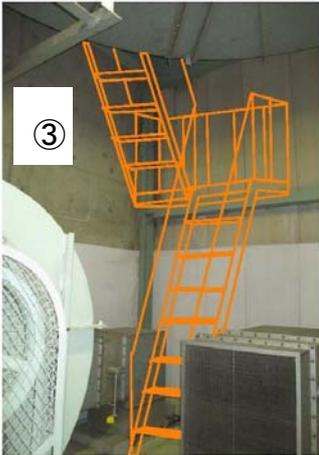


第 3.3-1 図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所

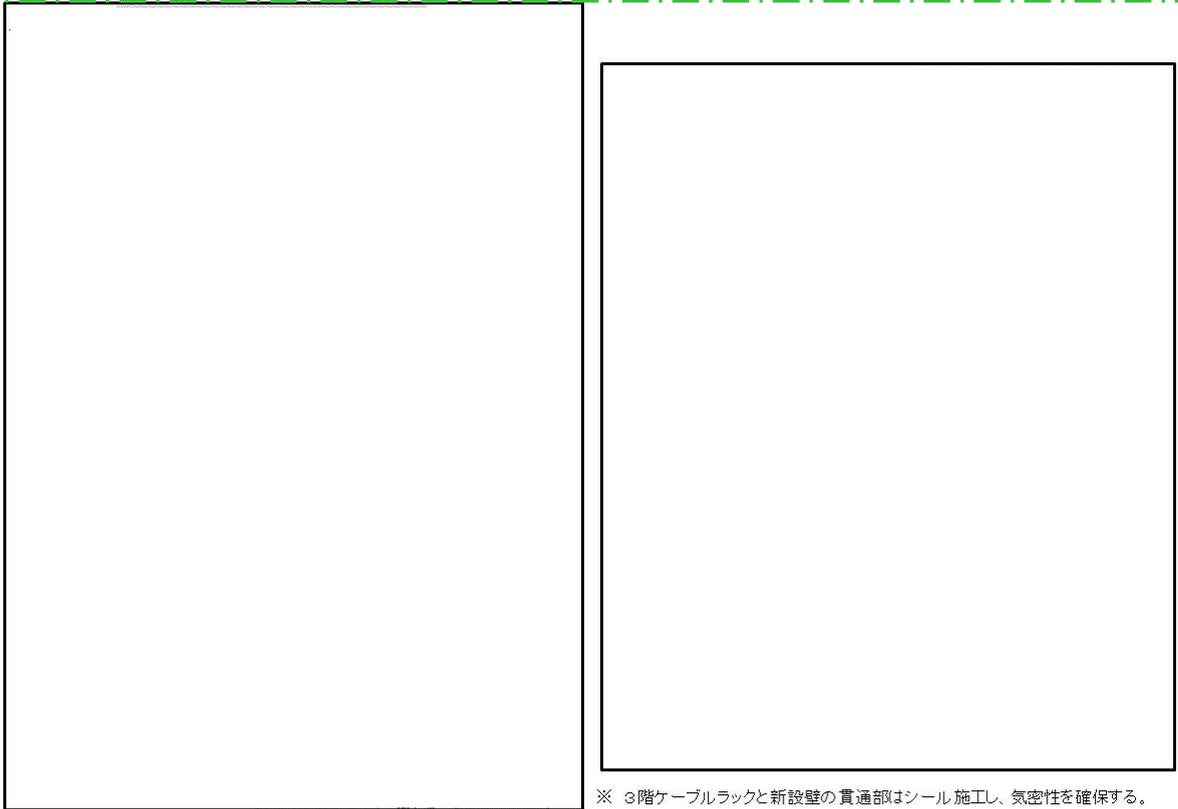
 : S A 範囲



(通行状態のイメージ)



第 3.3-2 図 中央制御室へのアクセスルート概要図



※ 3階ケーブルラックと新設壁の貫通部はシール施工し、気密性を確保する。

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）

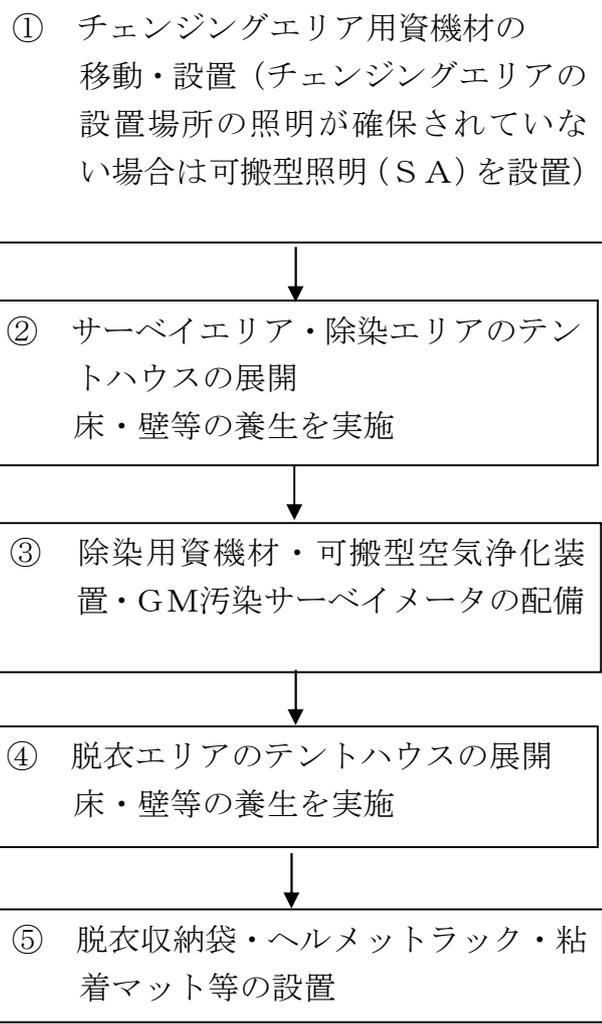
a. 考え方

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について約 60 分，さらに脱衣エリアの設営について約 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に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

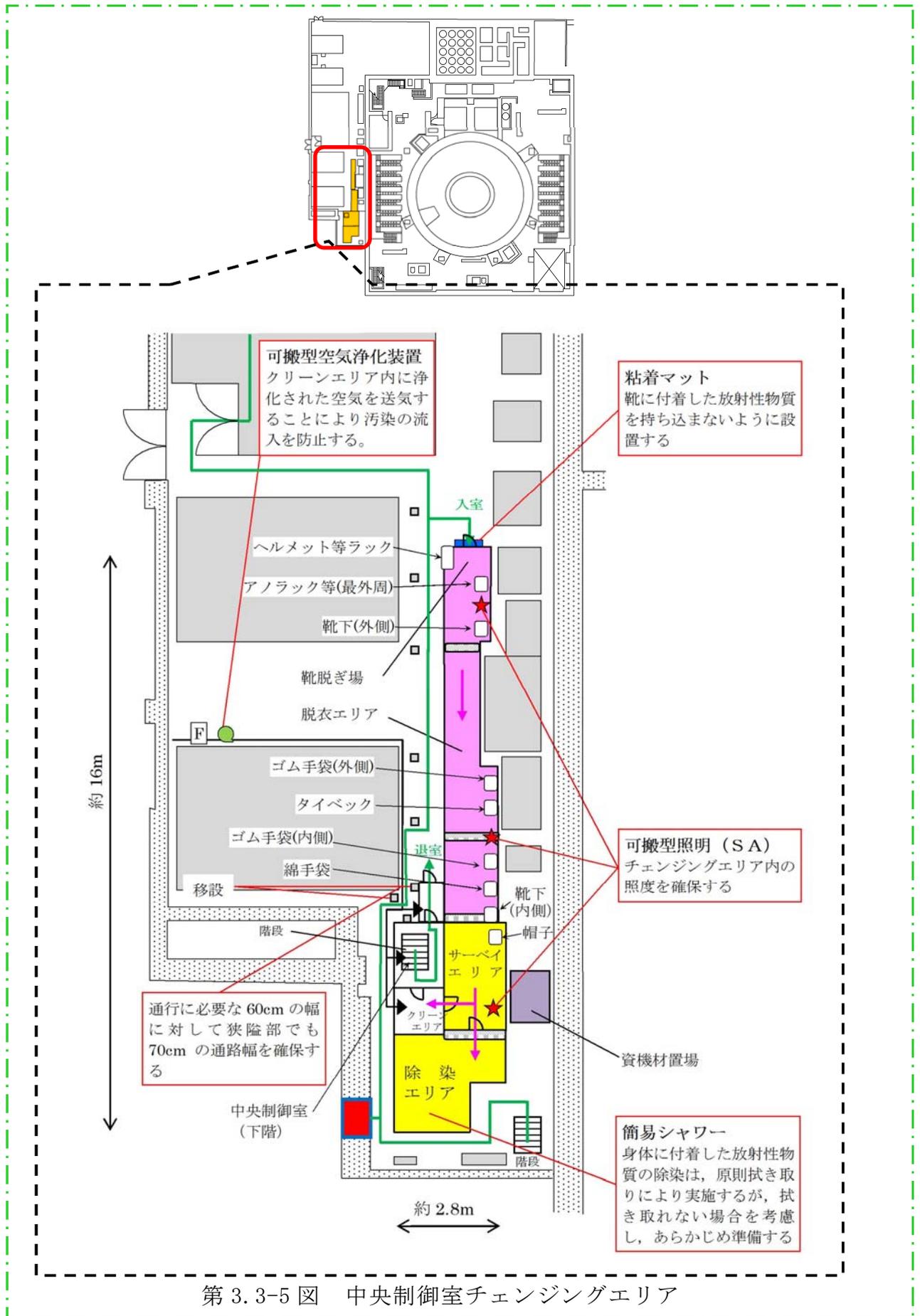
員4名のうち、チェン징ングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合に実施する。

 : SA範囲



第 3.3-4 図 チェンジングエリアの設営フロー

┌───┐ : S A 範囲



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て、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

	名 称	数 量 ^{※1}
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、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 44.0 m^2 (床、壁の養生面積) × 2 (補修張替え等) ÷ $90 \text{ m}^2 / \text{巻}$ × 1.5倍 = 1.5 → 2巻

- ※8 1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
- ※9 8個（設置箇所数 修繕しながら使用）
- ※10 8枚／日×7日×1.5倍＝84枚
- ※11 58.4m（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＝11.7→12巻
- ※12 11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク、長靴、両手、身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→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）×7日×40（1回除染する際の排水量）÷50（シート1枚の給水量）×1.5倍＝92.4→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, 要員に汚染が確認された場合の対応, 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

 : SA 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、アノラックを脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側）、タイベック、靴下（外側）等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側）、綿手袋、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。

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。

d. 除染

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。(マスク及び帽子は除く)
- ・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。

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、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。

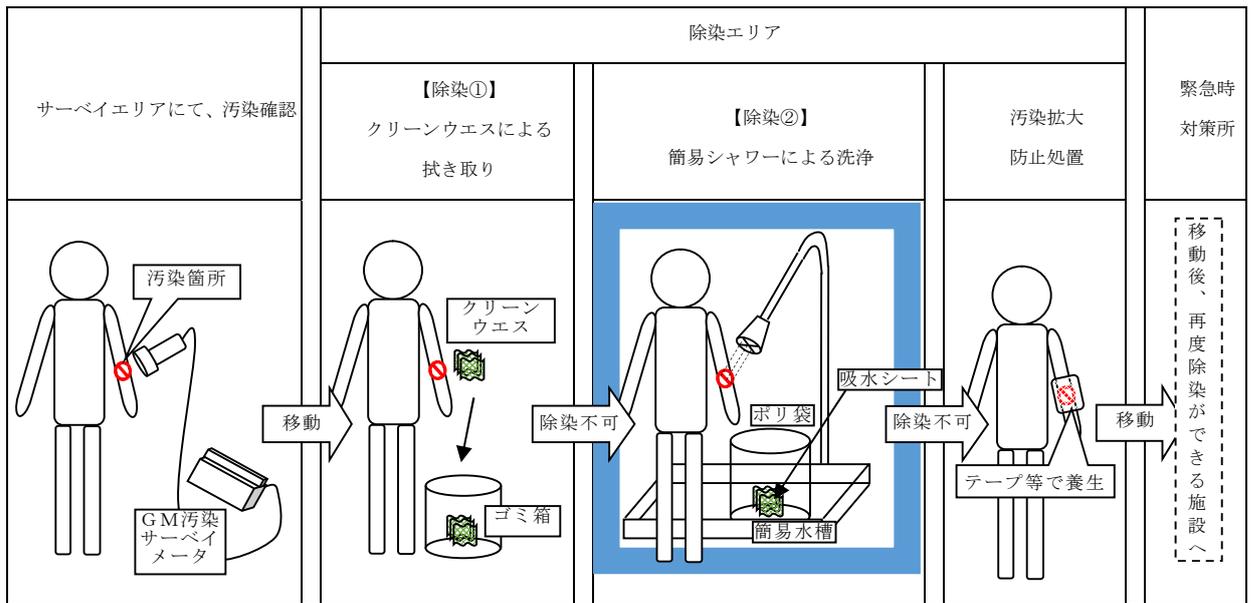
f. 重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

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。

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。



第 3.3-6 図 除染及び汚染水処理イメージ図

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流入や拡大がないことを確認する。

(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

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。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、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が外部から流入することを防止できる設計とする。テントハウスの外観は第3.3-7図のとおりであり、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であり、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2重に区画した上で2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、必要に応じて汚染除去の容易さの観点から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。

更にチェンジングエリア内には，靴等に伏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及び設置状況（イメージ）

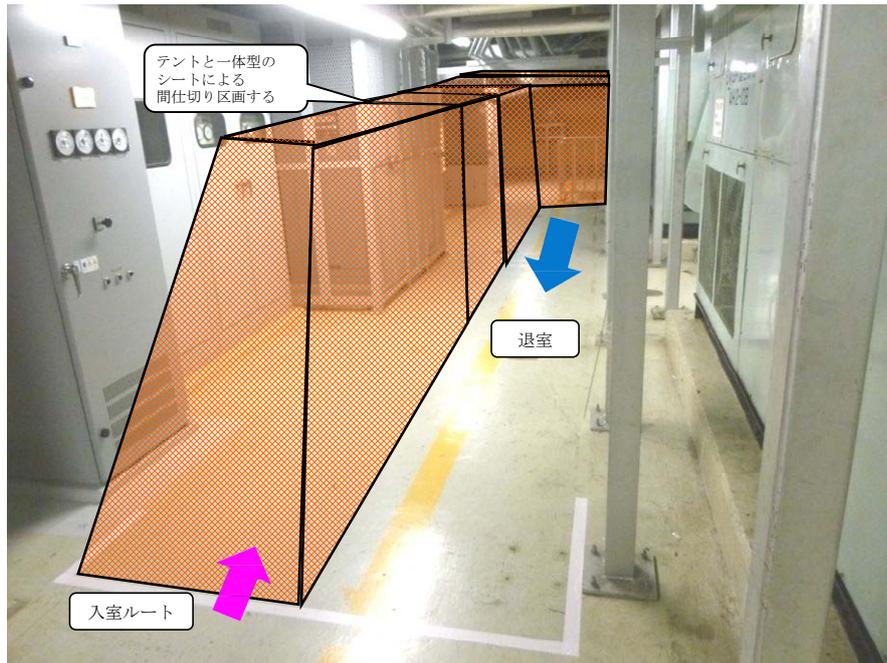
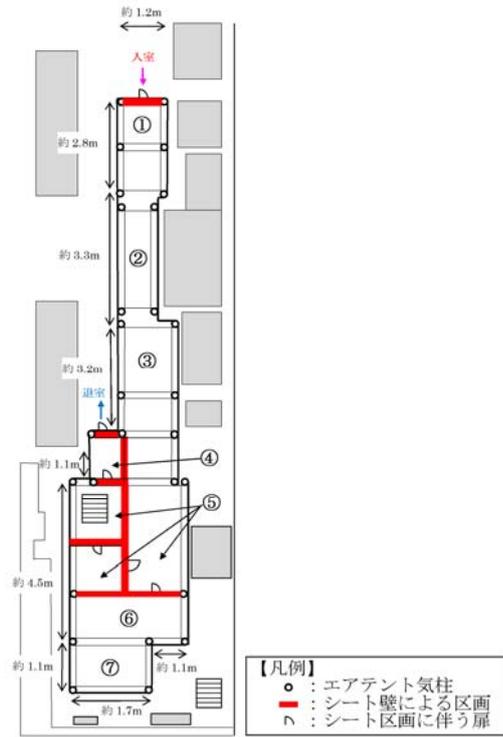
第 3.3-3 表 テントハウスの仕様

サイズ	幅 0.7～2.6m×奥行 1.1m～5.2m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg ^{※1} 程度
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 2.3m のテントハウスでの数値

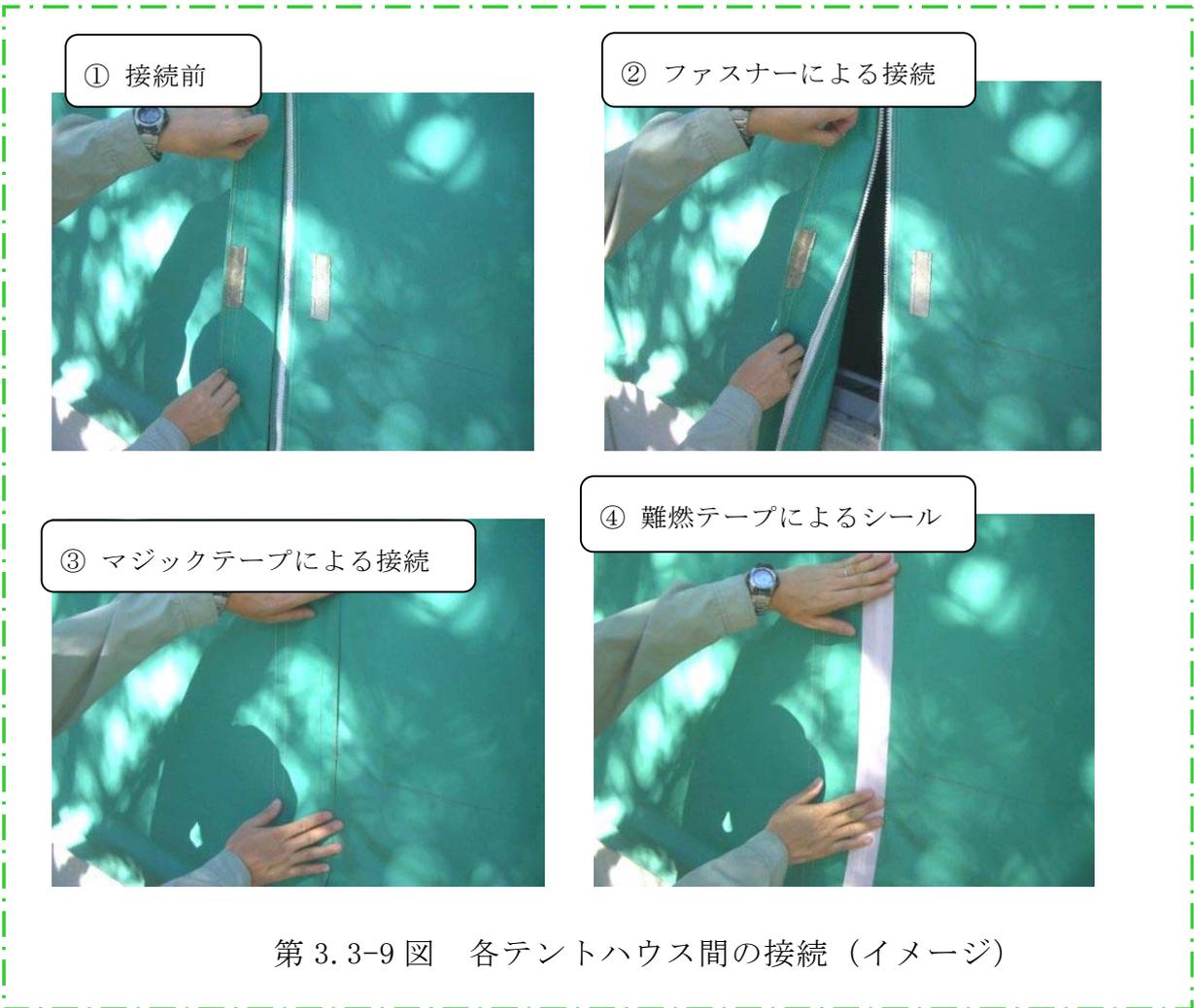
※2 手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

 : S A 範囲



第 3.3-8 図 テントハウスの設置状況 (イメージ)

： S A 範囲



 : 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 380×横 350×高 1100 mm○風 量：9m³/min (540m³/h)○重 量：約 45 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、よう素が活性炭素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

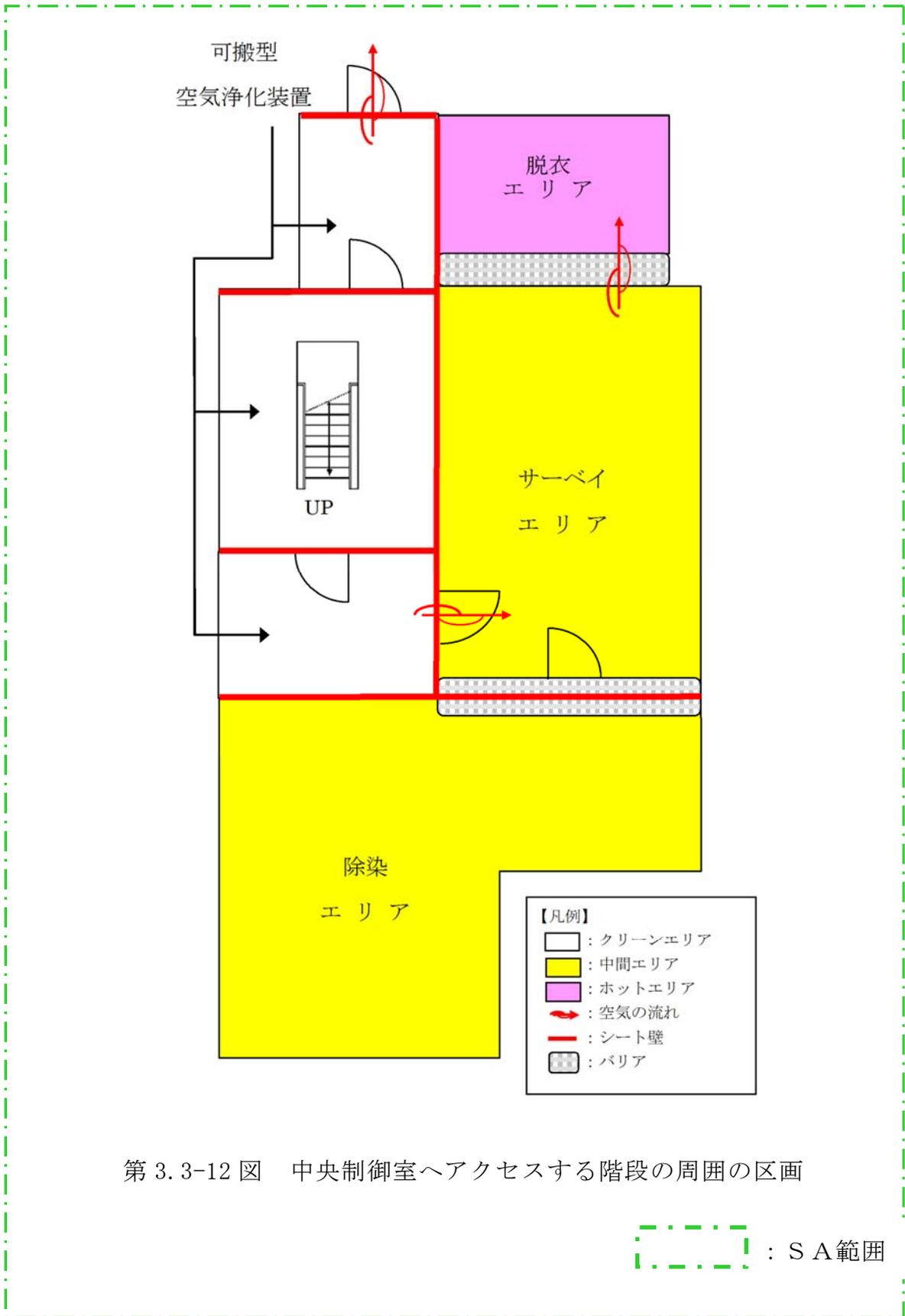
d. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室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、エリア内で放射性物質が飛散した場合でも、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、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、テナ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



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、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、中央制御室への入室の動線と退室の動線をシート区画にて隔離することで、入域ルート側の汚染が退域エリアに伝搬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	1,300cpm (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： 40Bq/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 L4 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 L4 【1ヶ月後の値】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、除染時に必要な照度を確保するために3台 (予備1台) 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)

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (S A) 	原子炉建屋 附属棟4階 空調機械室	4台 (予備1台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：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（汚染がない場合の14分+除染後の再検査2分×4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。

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、屋外での待機は無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）、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）に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など）	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	放射線 管理班 員C,D	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
状況把握（モニタリングポストなど）		■																	
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など）	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	放射線 管理班 員C,D	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
中央制御室チェンジングエリアの設置		■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■

※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。

 : SA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ため、チェンジングエリアの初期運用の開始^{*1}まで事象発生から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。

※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）

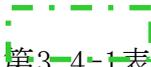
- 運転員等は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスによる拭取り）を行った上で、中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は、チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員等の再検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、中央制御室内の環境測定を行う。
- 上記に加えて、中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央制御室バウンダリを区画する。
- なお、仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は(5) チェンジングエリアの運用に従う。

 : 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）、及び火災、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 : SA範囲
因事象（内部火災、内部溢水、地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが、いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○地震

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ずることにより、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。

○火災

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

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。

○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。

 : DB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、「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	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され*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11条「安全避難通路等」に関する審査資料を参照)
竜巻・風(台風)		*1 ディーゼル発電機は各自然現象に対して、健全性が確保される設計とする。
積雪		地 震：基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保する。
落雷		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。
外部火災(森林火災)		風 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。
火山		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。
		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。
	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って健全性を確保する。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。	
	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は、フィルタによる防護で健全性を確保する。	

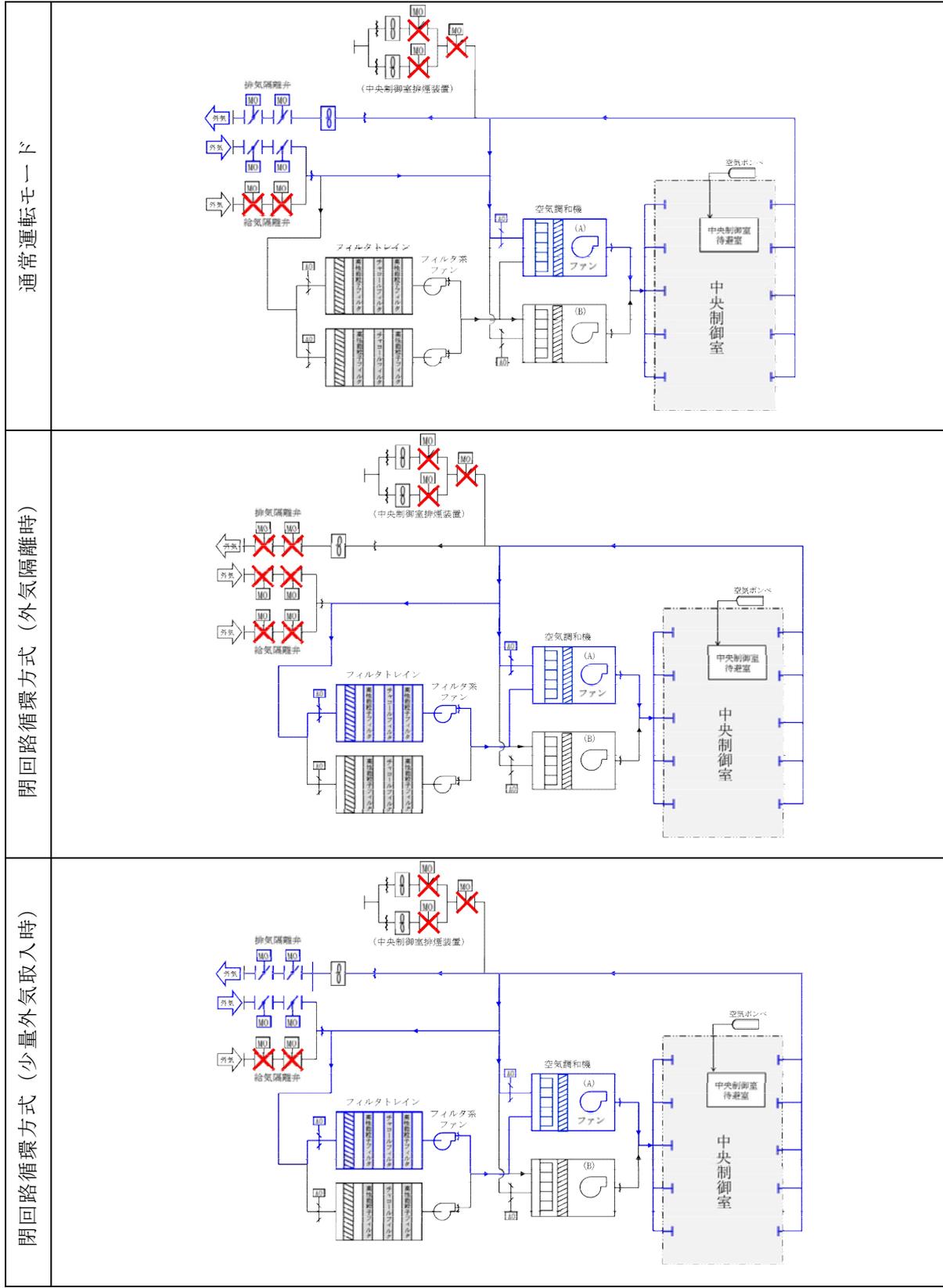


: DB範囲

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>中央制御室の換気系について、給気隔離弁及び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・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】，【補足2】に示す。但し、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3.4-1図に運転モード毎の中央制御室換気系の系統概略図を示す。</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>
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	<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、窒素ガスの濃度は外気取入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）」，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（有毒ガス）」，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>
凍結	低温による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室の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



第 3. 4-1 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図



: 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、中央制御室換気設備は、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。

設計基準事故が発生時において、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」, 「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 人当りの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/min/人とする。
- ・ 1 人当りの酸素消費量は、呼気酸素濃度を 16.40%として、1.092L/min

／人 (=0.06552m³／h／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から）

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 (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酸素濃度 (—)

C₀：外気の酸素濃度 (—)

N：空気流入率 (回／h)

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.45864 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.209075 \approx 20.90\% \end{aligned}$$

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」, 「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[m³/h]=0.046[m³/h/人]×7[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

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.0003 + \{0.322 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.000599 \approx 0.06\% \end{aligned}$$

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。

: D B 範囲

【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、重大事故発生時において中央制御室換気設備は、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。

設計基準事故が発生時において、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。

重大事故が発生時において、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」, 「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 (JEAC4622-2009)」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 人当りの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を

適

用して、24L/min/人とする。

・1人当りの酸素消費量は、呼気酸素濃度を16.40%として、1.092L/min/人 (=0.06552m³/h/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から）

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 (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酸素濃度 (—)

C₀：外気の酸素濃度 (—)

N：空気流入率 (回/h)

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.72072 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.208166 \approx 20.81\% \end{aligned}$$

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」, 「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（JEAC4622-2009）」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[m³/h]=0.046[m³/h/人]×11[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

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.0003 + \{0.506 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.000769 \approx 0.08\% \end{aligned}$$

：S A 範囲

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。

: S A 範囲

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
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	
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

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉再循環ポンプ入口温度
	原子炉給水流量
	原子炉圧力容器温度
	残留熱除去系熱交換器入口温度
	高圧代替注水系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	代替循環冷却系原子炉注水流量
	代替淡水貯槽水位
	6.9kV 母線 2A-1 電圧
	6.9kV 母線 2A-2 電圧
	6.9kV 母線 2B-1 電圧
	6.9kV 母線 2B-2 電圧
	6.9kV 母線 2C 電圧
	6.9kV 母線 2D 電圧
	6.9kV 母線 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
	125VDC 2A 母線電圧
	125VDC 2A 母線電圧
6.9kV 緊急用母線電圧	
480V 緊急用母線電圧	

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
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)
	ドライウエル圧力 (広帯域)
	ドライウエル圧力 (狭帯域)
	ドライウエル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール圧力
	ドライウエル雰囲気温度
	サプレッション・プール水温度 (平均値)
	サプレッション・プール水温度
	サプレッション・プール雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	サプレッション・プール水位
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)
	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
	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

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ	
格納容器内の状態確認	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	
	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	

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
環境の情報確認	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
	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	
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)
	使用済燃料プール水位・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

 : SA 範囲

目的	対象パラメータ
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
	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
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	全制御棒全挿入
津波監視	取水ピット水位
	潮位

 : S A 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，格納容器ベント操作を，SA操作盤において，指揮者（発電長）1名，操作者（運転員A）1名で実施する。

➤ 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 中央制御室待避室に待避中は，運転員による運転操作を実施する必要はなく，データ表示装置によるプラントパラメータの監視及び衛星電話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，操作者（運転員A，B）2名の計3名に設定した。

(2) 中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室に待避する運転員は3名であることから，中央制御室待避室は3名の運転員が5時間に亘って待避するために必要なスペースを確保することを条件とする。

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 名あたり 500mm×1200mm とすると、中央制御室待避室の必要寸法は 2000mm×1200mm 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 2000mm×1200mm を設定したが、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。

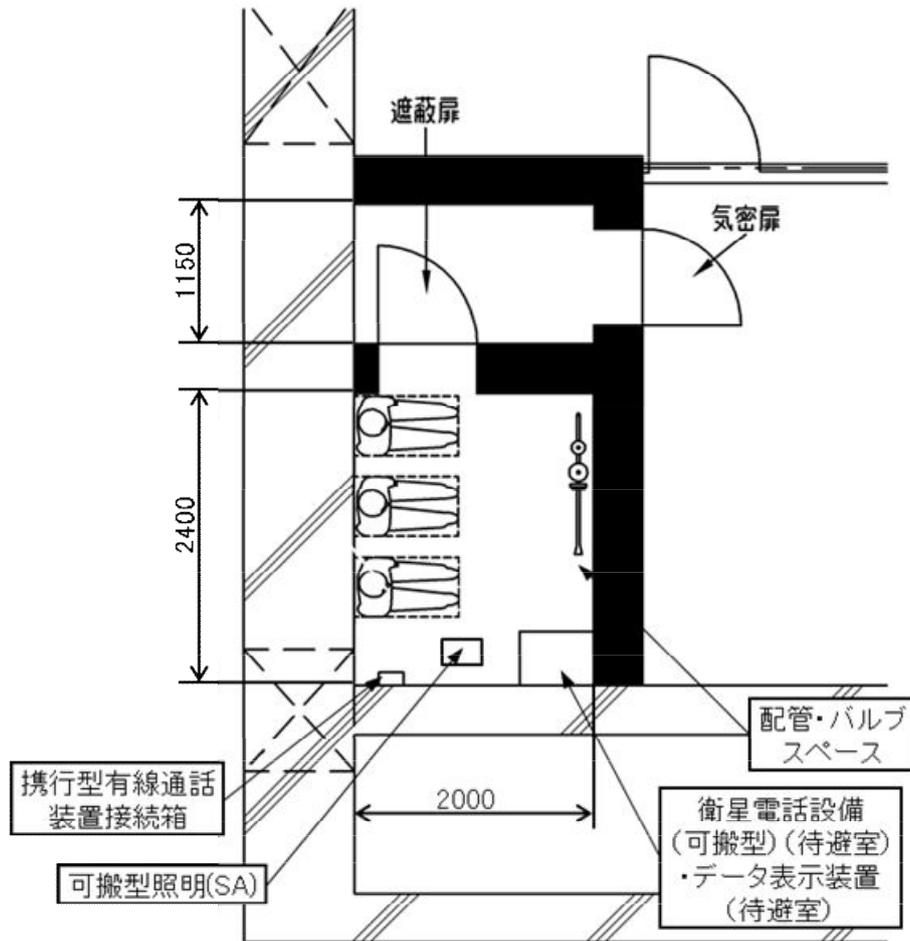
- 外部との通信手段の確保（衛星電話設備／携行型有線通話装置）
- 十分な照度の確保（可搬型照明）
- 天井高を高く設定することで、室内空間を広くする
- 鉛ガラスの窓の設置

これに加えて、さら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。

 : S A 範囲

(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、第 3.6-1 図に中央制御室待避室のレイアウト図を示す。図に示すとおり、中央制御室待避室は必要十分なスペースを確保した設計とする。



第 3.6-1 図 中央制御室待避室レイアウト図

 : S A 範囲

東海第二発電所

原子炉制御室の居住性（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 内規 ^{※1} との整合について.....	26 条-別添 2-添 6-1
※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。

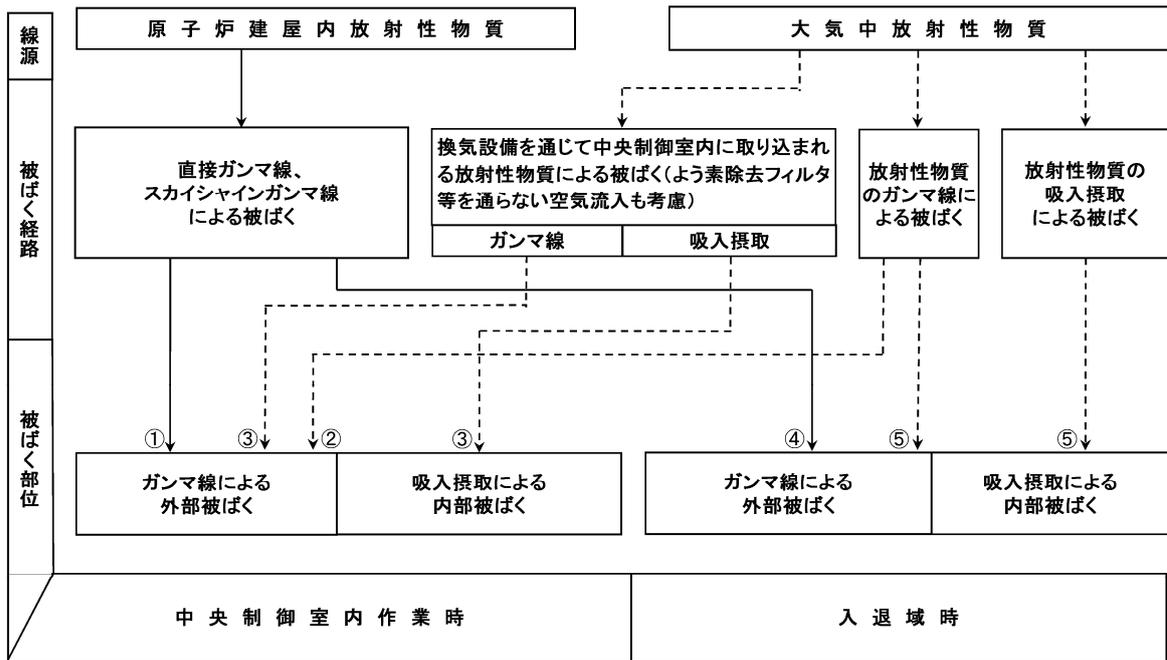
4.1 中央制御室内での被ばく

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) 通常時運転モード

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再循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

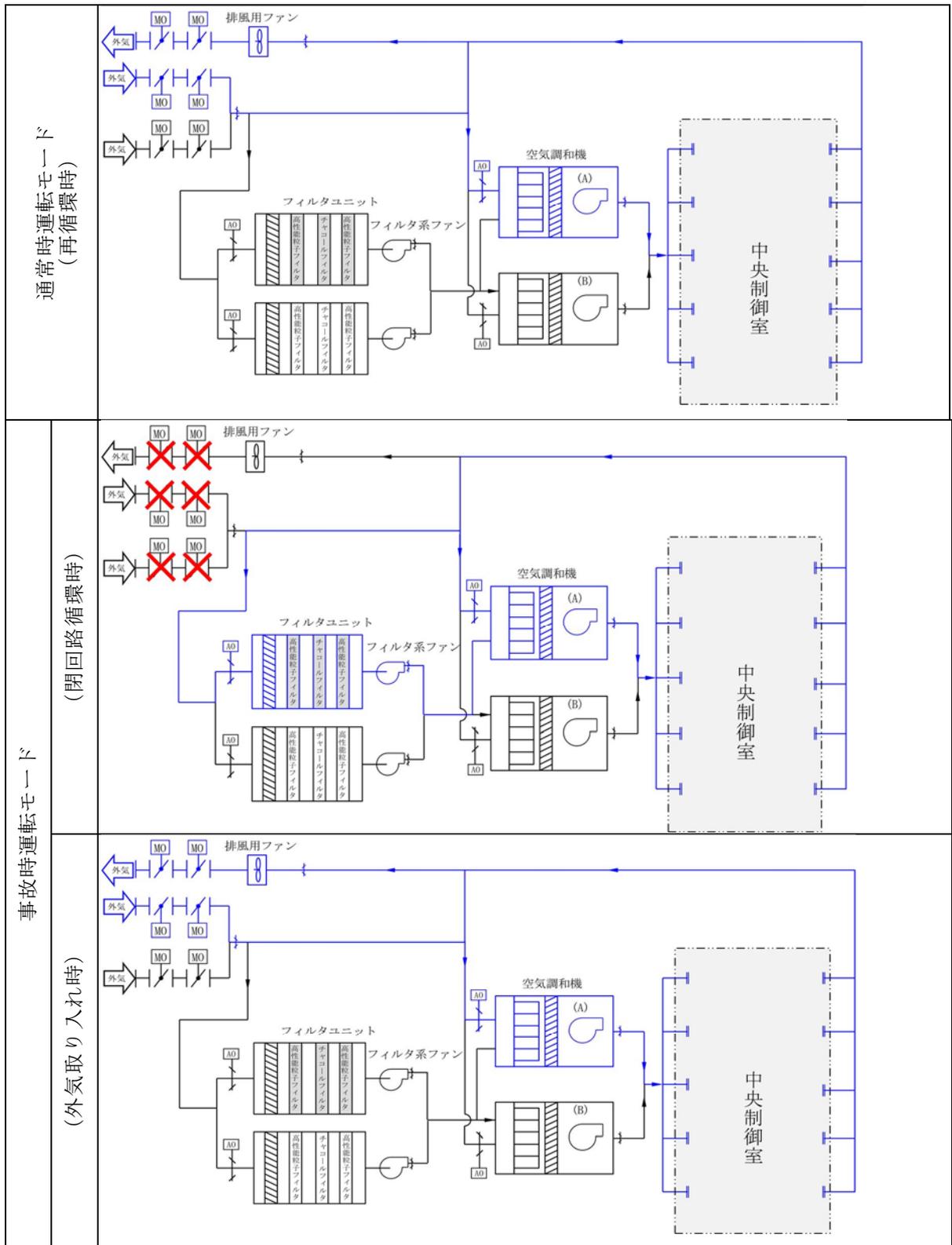
2) 事故時運転モード

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1.8mSv、主蒸気管破断において実効線量で約1.6mSv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）

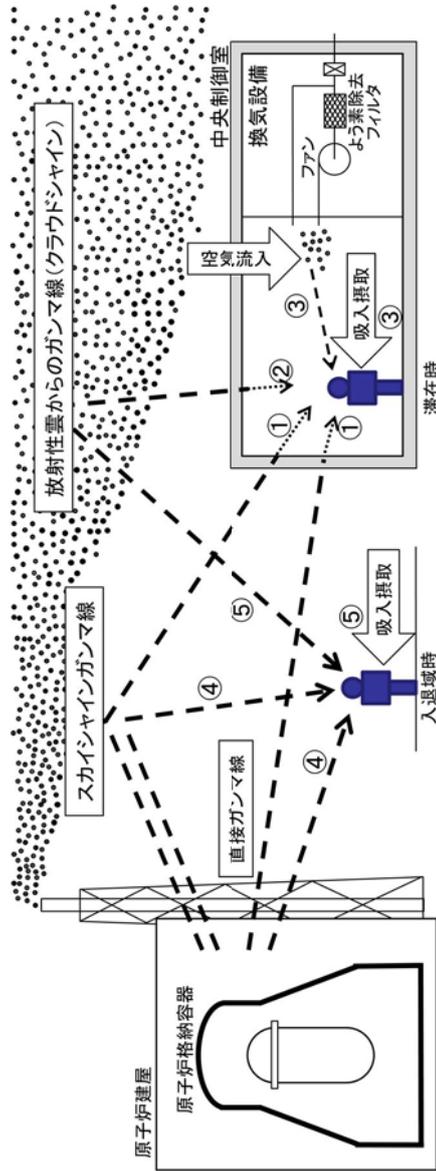
被ばく経路		原子炉冷却材喪失 （実効線量）	主蒸気管破断 （実効線量）
中央制御室内	①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.6×10^{-1}	約 1.3×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.4×10^{-2}	約 9.2×10^{-3}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 1.5×10^0
	小計（①+②+③）	約 8.9×10^{-1}	約 1.5×10^0
入退域時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.7×10^{-1}	約 2.1×10^{-3}
	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 9.1×10^{-1}	約 9.6×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 1.8	約 1.6

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 6.6×10^{-1}	—	約 6.6×10^{-1}	約 1.3×10^{-4}	—	約 1.3×10^{-4}	
	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 2.4×10^{-2}	—	約 2.4×10^{-2}	約 9.2×10^{-3}	—	約 9.2×10^{-3}	
	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 7.0×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 4.9×10^{-2}	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0	
	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 8.7×10^{-1}	—	約 8.7×10^{-1}	約 2.1×10^{-3}	—	約 2.1×10^{-3}	
入退域時	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 8.9×10^{-1}	約 2.0×10^{-2}	約 9.1×10^{-1}	約 5.9×10^{-3}	約 9.0×10^{-2}	約 9.6×10^{-2}	
	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 1.6×10^0	約 2.1×10^{-1}	約 1.8	約 5.5×10^{-2}	約 1.5×10^0	約 1.6	

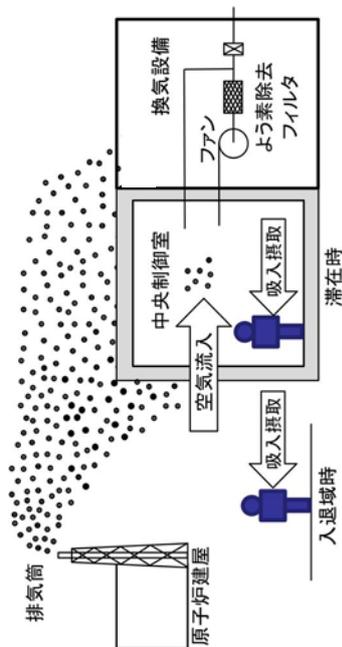
第5-3表 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく経路イメージ

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)



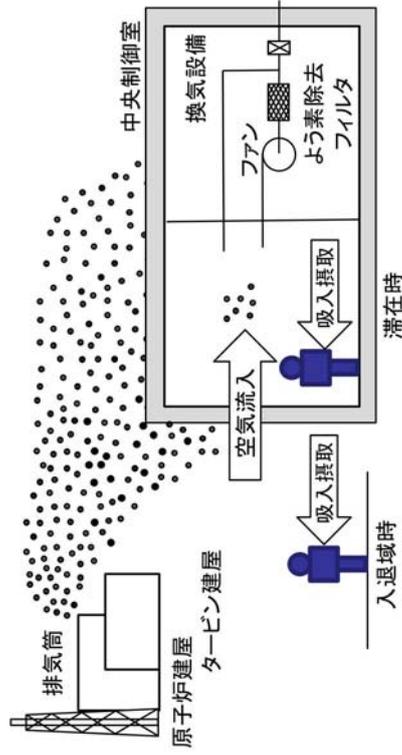
第 5-4 表 中央制御室の居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

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%
	格納容器スプレイ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
	原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
環境への放出	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系による除去効果	再循環：80% 外部放出：90%
	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
	実効放出継続時間	希ガス：24 時間 よう素：24 時間
大気拡散	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	1 方位
	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
運転員の被ばく評価	中央制御室非常時循環処理装置による除去効率	90%
	中央制御室への空気流入量	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
燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	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 希ガスについては希ガスの 2 倍とする
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
大気拡散	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/d
	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月 希ガス：1 時間 希ガス：20 時間
	実効放出継続時間	小さい方から 97%
	累積出現頻度	中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位
	着目方位	5 直 2 交代をベースに滞在時間、入退域回数を設定
運転員の被ばく評価	交代要員体制への考慮	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	直接線、スカイシャイン線評価コード	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エネルギー評価結果（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。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、この効果を無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/日	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。
非常用ガス処理等の起動時間	事故後瞬時に起動	LOCA 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。
非常用ガス処理系の容量	非常用ガス再循環系： 4.8 回/日 非常用ガス処理系： 1 回/日	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だくとする。
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): 4.6×10 ³ 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) : $4.44 \times 10^{14} \text{Bq}$ 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アーオーダーする割合は、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アーオーダーされる割合は、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	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。 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%/日 (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 2.5×10^{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 1.4×10^{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>【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) 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	<p>【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</p>	<p>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。</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) での記載 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ぬが, 事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。</p>
放出源及び放出源高さ	<p>【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</p>	<p>【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。</p>	<p>【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るところ。 【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。</p>

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、建屋の影響を受けた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) による巻き込み現象を考慮する。</p>	<p>5.1.2(1) 中央制御室のように、事故時の放射線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必要がある。</p>

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	<p>【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 原子炉建屋</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】 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</p>	<p>5.1.2(3)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 border="1" data-bbox="579 304 794 902"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>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)</td> </tr> <tr> <td>PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 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)、 原子炉建屋 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 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)、 原子炉建屋 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び 原子炉建屋
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)、 原子炉建屋 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び 原子炉格納容器 (原子炉格納施設) 及び 原子炉建屋										

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
放射線物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 建屋入口</p>	<p>【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</p> <p>【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</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>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には主に給気口を介して，また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって，放射性物質が侵入するとする。</p> <p>5. 1. 2(3)b) 3) 建屋の巻き込みの影響を受けるとする場合は，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7. 5. 1(5) 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。</p>

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	<p>【原子炉冷却材喪失】 中央制御室内：1 方位 入退域時：1 方位</p> <p>【主蒸気管破断】 中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位</p>	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、放射線物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
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、放射線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	1.2×10^{-6}	4.9×10^{-20}
入退域時	建屋入口	1.2×10^{-6}	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	8.3×10^{-4} (希ガス)	2.9×10^{-18}
		4.9×10^{-4} (よう素)	
入退域時	建屋入口	8.2×10^{-4} (希ガス)	2.9×10^{-18}
		4.9×10^{-4} (よう素)	

第1-7表 直接ガンマ線及びスキ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
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インガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。
線源条件			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
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よい。
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価： ANISN G33-GP2R	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。
計算モデル条件			

第1-8表 直接ガンマ線及びスカイラ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
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ラ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。

線源条件

第1-8表 直接ガンマ線及びスカイ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
タービン建屋のモデル	タービン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、建造物の配置、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。
計算モデル条件	直接線評価: QAD-CGGP 2 R スカイイン線評価 値: ANISN G33-GP 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	0.01 < E ≤ 0.01	1.2×10 ¹⁷	9.0×10 ¹⁴
0.02	0.01 < E ≤ 0.02	2.3×10 ¹⁵	8.0×10 ¹³
0.03	0.02 < E ≤ 0.03	7.2×10 ¹⁷	3.6×10 ¹⁵
0.045	0.03 < E ≤ 0.045	1.0×10 ¹⁵	7.7×10 ¹⁶
0.06	0.045 < E ≤ 0.06	0	0
0.07	0.06 < E ≤ 0.07	0	0
0.075	0.07 < E ≤ 0.075	0	0
0.10	0.075 < E ≤ 0.10	6.2×10 ²¹	5.6×10 ¹⁸
0.15	0.10 < E ≤ 0.15	4.6×10 ¹⁷	6.3×10 ¹⁶
0.20	0.15 < E ≤ 0.20	4.8×10 ¹⁹	1.3×10 ¹⁸
0.30	0.20 < E ≤ 0.30	4.9×10 ²⁰	1.1×10 ¹⁸
0.40	0.30 < E ≤ 0.40	1.5×10 ²⁰	2.0×10 ¹⁸
0.45	0.40 < E ≤ 0.45	7.7×10 ¹⁸	4.6×10 ¹⁶
0.51	0.45 < E ≤ 0.51	7.8×10 ¹⁸	1.2×10 ¹⁶
0.512	0.51 < E ≤ 0.512	7.0×10 ¹⁷	5.4×10 ¹⁵
0.60	0.512 < E ≤ 0.60	6.2×10 ¹⁹	3.1×10 ¹⁷
0.70	0.60 < E ≤ 0.70	1.8×10 ²⁰	2.4×10 ¹⁷
0.80	0.70 < E ≤ 0.80	1.1×10 ²⁰	2.5×10 ¹⁷
1.0	0.8 < E ≤ 1.0	4.5×10 ¹⁹	9.5×10 ¹⁶
1.33	1.0 < E ≤ 1.33	2.2×10 ¹⁹	9.3×10 ¹⁶
1.34	1.33 < E ≤ 1.34	4.8×10 ¹⁶	4.8×10 ¹⁴
1.5	1.34 < E ≤ 1.5	1.5×10 ¹⁹	1.8×10 ¹⁶
1.66	1.5 < E ≤ 1.66	5.5×10 ¹⁸	3.0×10 ¹⁶
2.0	1.66 < E ≤ 2.0	4.5×10 ¹⁸	2.8×10 ¹⁶
2.5	2.0 < E ≤ 2.5	2.6×10 ¹⁹	1.2×10 ¹⁷
3.0	2.5 < E ≤ 3.0	1.1×10 ¹⁸	8.9×10 ¹⁵
3.5	3.0 < E ≤ 3.5	2.9×10 ¹⁵	3.7×10 ¹⁴
4.0	3.5 < E ≤ 4.0	0	8.2×10 ¹³
4.5	4.0 < E ≤ 4.5	0	3.1×10 ¹²
5.0	4.5 < E ≤ 5.0	0	0
5.5	5.0 < E ≤ 5.5	0	0
6.0	5.5 < E ≤ 6.0	0	0
6.5	6.0 < E ≤ 6.5	0	0
7.0	6.5 < E ≤ 7.0	0	0
7.5	7.0 < E ≤ 7.5	0	0
8.0	7.5 < E ≤ 8.0	0	0
10.0	8.0 < E ≤ 10.0	0	0
12.0	10.0 < E ≤ 12.0	0	0
14.0	12.0 < E ≤ 14.0	0	0
20.0	14.0 < E ≤ 20.0	0	0
30.0	20.0 < E ≤ 30.0	0	0
50.0	30.0 < E ≤ 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ップについ 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
中央制御室非常循環設備による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(0.45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	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 (ICRP Publication 71 に基づく)	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。 $H_1 = \int_0^T RH_{\infty} C_1(t) dt$ R : 呼吸率 (成人活動時) 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) CI(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) T : 計算期間 (30 日間)

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、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。

※：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。

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 low 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)		比 (B/A)
	(2005年度) : A	(2015年度) : B	
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

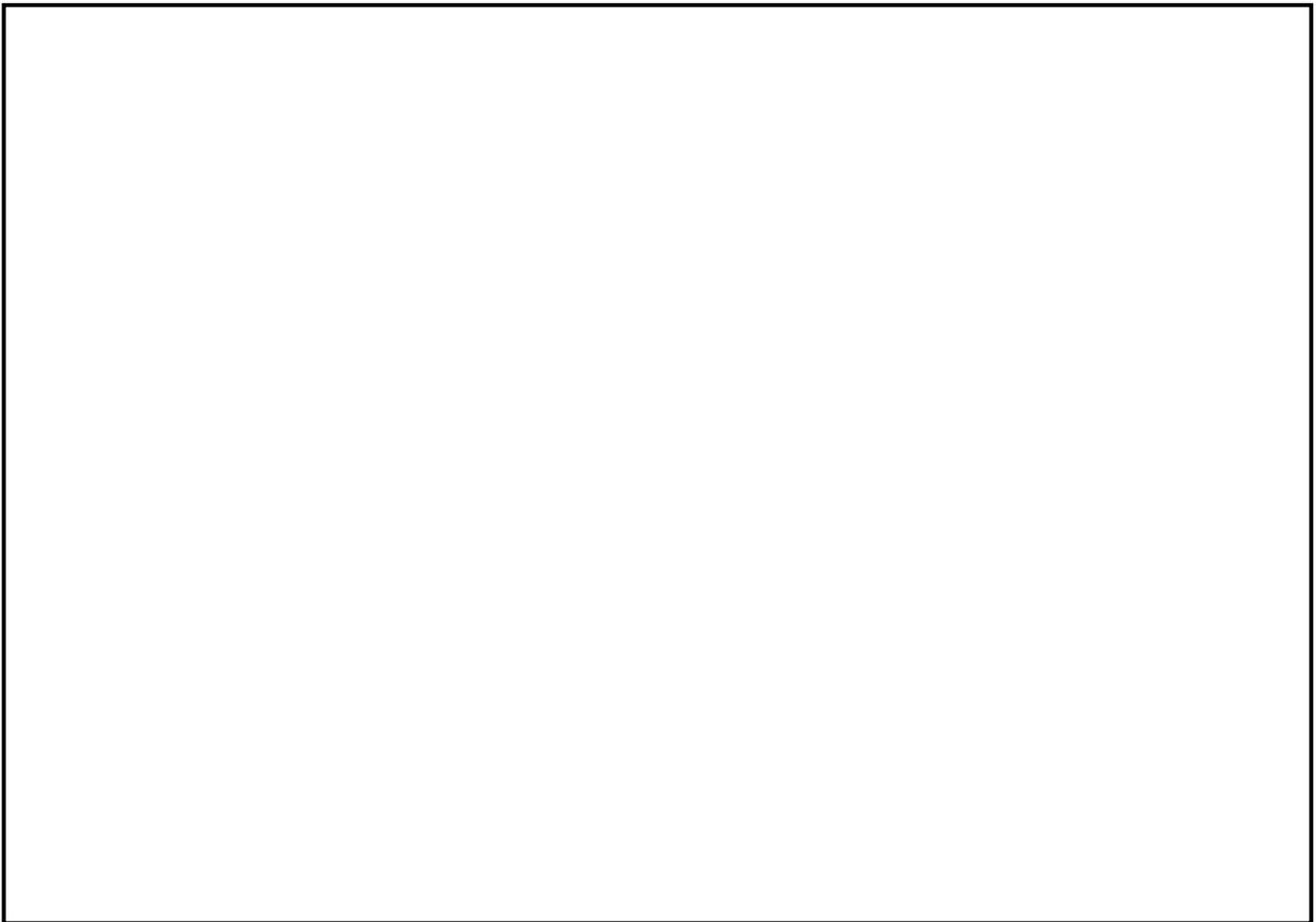
気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

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。

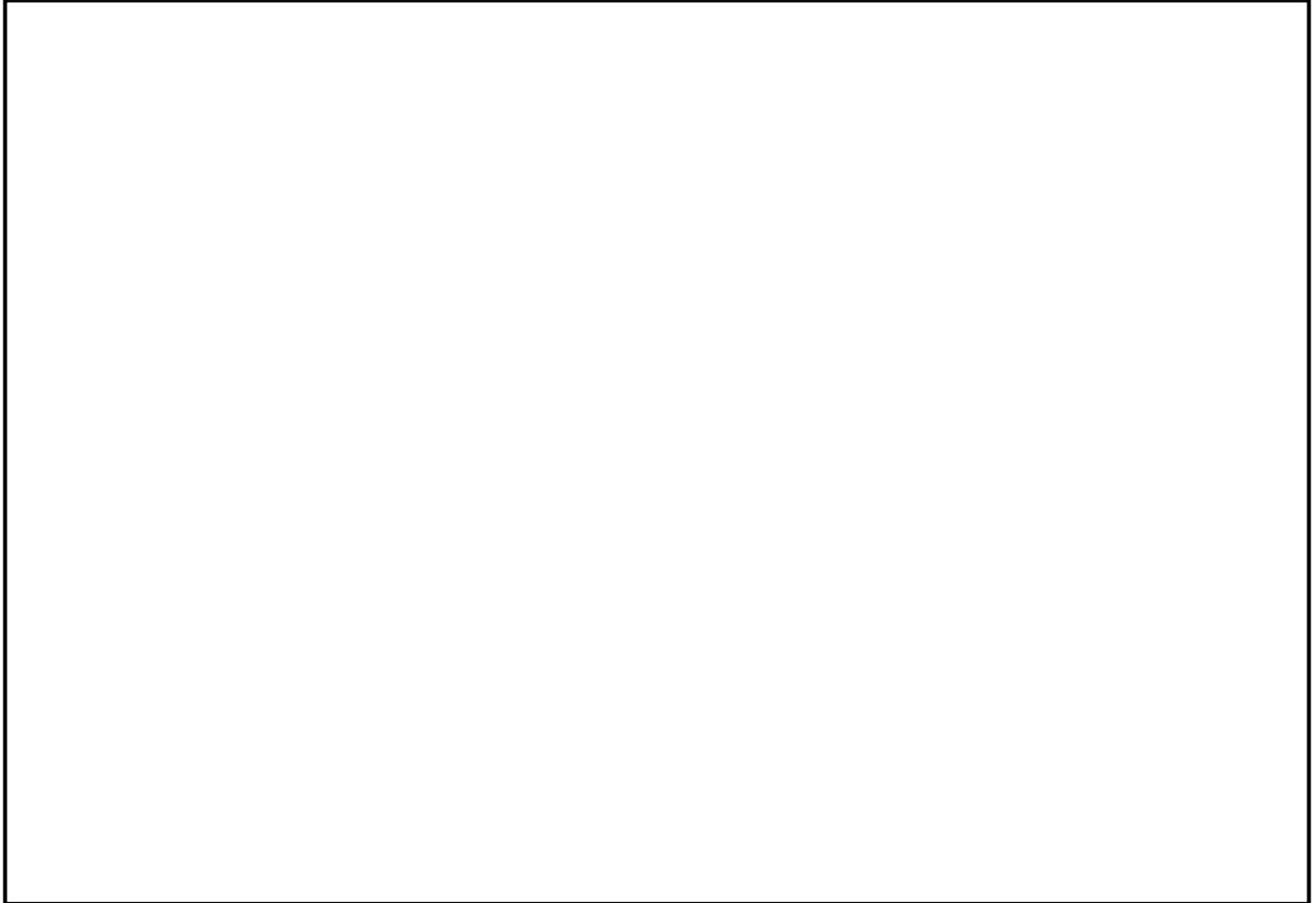
3 線量評価に用いる大気拡散の評価について

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：サービス建屋入口)

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	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 内規との適合性について

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 評価項目（評価の手順、判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故の種類</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 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 大気中へ放出された放射性物質によ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 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 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内で外部被ばくは、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>

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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</p> <p>評価の手順を図3.21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の用いて、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。（「7.1建屋内の放射性物質からのガンマ線、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」）</p> <p>1) 前項a)及びb)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。（「7.2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」）</p> <p>2) 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> <p>3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室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）による被ばくを計算する。（「7.4建屋内の放射性物質からガンマ線による入退域時の被ばく」）</p> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <p>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。（「7.5大気中へ放出された放射性物質による吸入摂取」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> <p>f) 文書化</p> <p>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>

<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）</p> <p>3.3 判断基準</p> <p>「3.1.想定事故」に対して、「3.2.評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <p>- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない(※1) 【解説3.2】。</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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>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）</p> <p>3.3 判断基準</p> <p>「3.1.想定事故」に対して、「3.2.評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <p>- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない(※1) 【解説3.2】。</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>

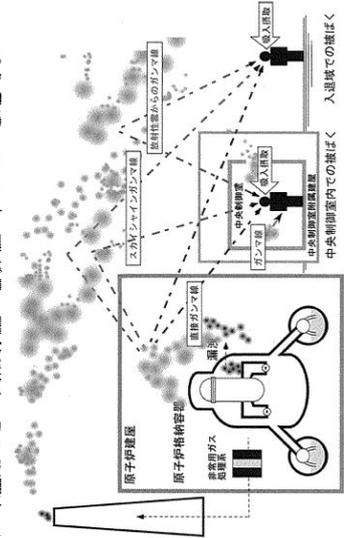


図 3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

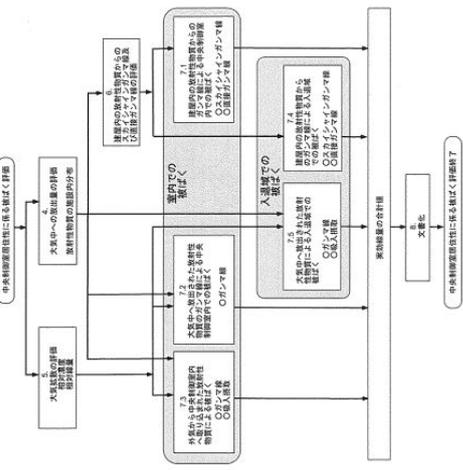
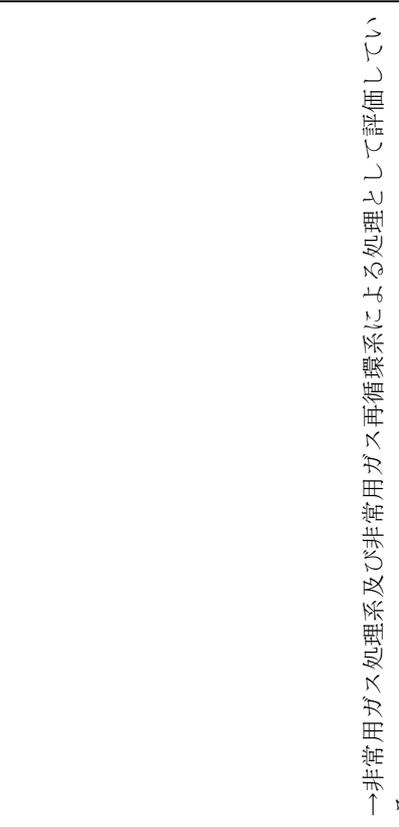
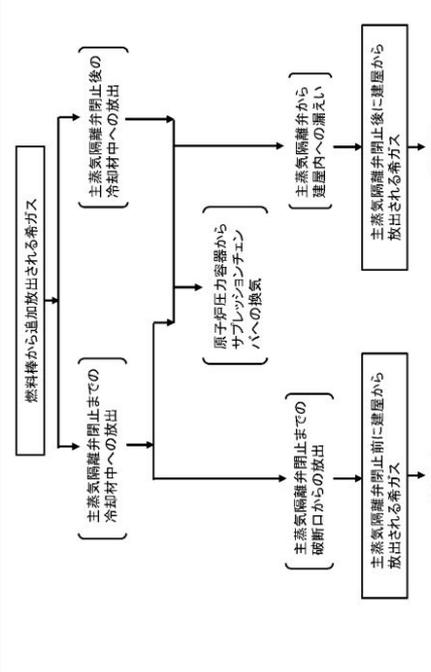
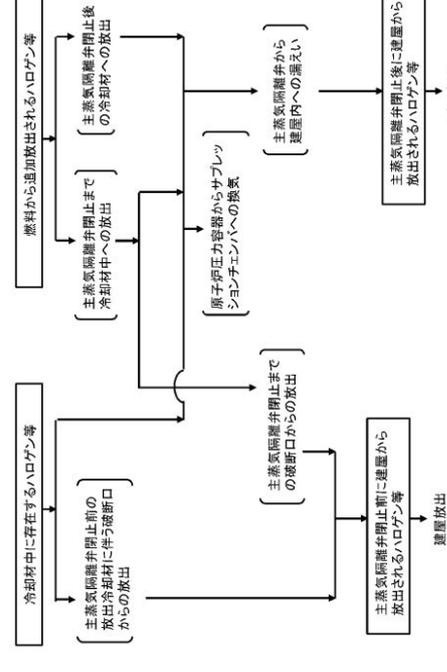
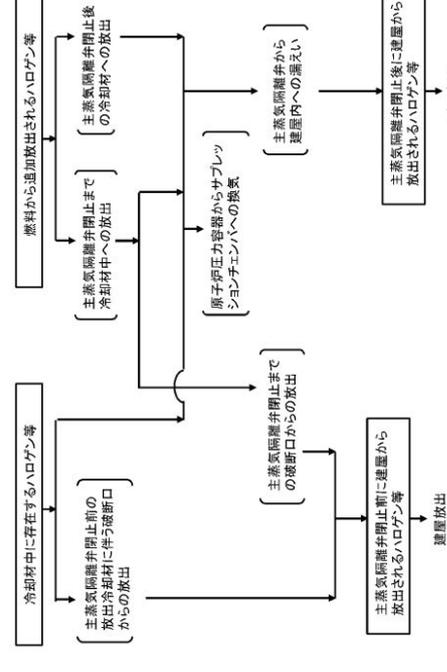


図 3.2 評価の手順

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るとする。</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。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。</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、この効果を無視する。</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るとする。</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を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るとして評価している。</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、この効果を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、この効果を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るとして評価している。</p>

<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）</p>  <p>希ガス炉心内蓄積量 ↓ 燃料から原子炉格納容器内への放出 放出割合: 100% ↓ 原子炉格納容器内気相中の希ガス 〔 原子炉格納容器からの漏えい 〕 ↓ 原子炉建屋原子炉区域域内の希ガス 〔 非常用ガス処理系 〕 ↓ 希ガス放出 ↓ 排気筒を経由して環境に放出</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p> <p>→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</p>
<p>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>  <p>よう素炉心内蓄積量 ↓ 燃料棒から原子炉格納容器への放出 放出割合: 50% ↓ 有機よう素 / 無機よう素 〔 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 〕 ↓ 原子炉格納容器内気相中のよう素 〔 原子炉格納容器からの漏えい 〕 ↓ 原子炉建屋原子炉区域域内のよう素 〔 非常用ガス処理系 フィルタによる除去 〕 ↓ よう素放出 ↓ 排気筒を経由して環境に放出</p>	<p>→図4.2の放出経路のよう素の放出経路 (BWR型原子炉施設)</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>4.1.2 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【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たとする。</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、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素のうち、有機よ素は10%とし、残りの90%は無機よ素とす。有機よ素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよ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。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、サブレー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を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、追加放出された放射性物質の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>4.1.2(7) f) 燃料棒から放出されたよ素のうち、有機よ素は10%とし、残りの90%は無機よ素としている。有機よ素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよ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>

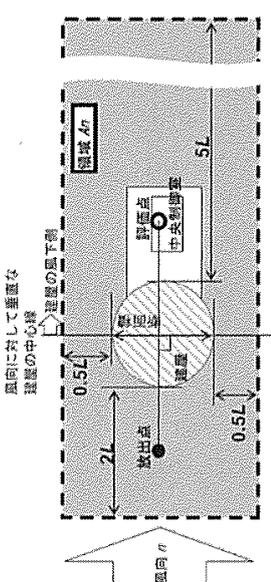
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 <p>燃料棒から追加放出される希ガス</p> <p>主蒸気隔離弁閉止までの冷却材中の放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後の冷却材中の放出</p> <p>原子炉圧力容器からサブプレッジョンチェンバへの換気</p> <p>主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後に建屋から放出される希ガス</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後に建屋から放出される希ガス</p> <p>建屋放出</p>	<p>するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に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。</p> <p>4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとし、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。</p> <p>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、サブプレッジョン・プールに移行するものとして評価している。</p>
<p>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)</p>  <p>冷却材中に存在するハロゲン等</p> <p>燃料棒から追加放出されるハロゲン等</p> <p>主蒸気隔離弁閉止前の放出冷却材に伴う破断口からの放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止までの冷却材中の放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後の冷却材中の放出</p> <p>原子炉圧力容器からサブプレッジョンチェンバへの換気</p> <p>主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後に建屋から放出されるハロゲン等</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後に建屋から放出されるハロゲン等</p> <p>建屋放出</p>	<p>図 4.3 の放出経路で希ガスを評価している。</p>
<p>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)</p>  <p>燃料棒から追加放出されるハロゲン等</p> <p>主蒸気隔離弁閉止前の放出冷却材に伴う破断口からの放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止までの冷却材中の放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後の冷却材中の放出</p> <p>原子炉圧力容器からサブプレッジョンチェンバへの換気</p> <p>主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後に建屋から放出されるハロゲン等</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後に建屋から放出されるハロゲン等</p> <p>建屋放出</p>	<p>図 4.4 の放出経路でハロゲン等を評価している。</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. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</p> <p>a) ガウスプラームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプラームモデル</p> <p>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ラームモデル^(※3)を適用して計算する。</p> $ \chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1) $ <p> $\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) 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) </p> <p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $ \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2) $ <p>b) 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离にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。</p>	<p>5.1.1 → 内規のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1 (1) 原子炉炉冷却材喪失、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。</p>

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c) 気象データ 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】 a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである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> $X(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \times \left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z}\right) \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\sum_y = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2, \quad \sum_z = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p>$X(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) 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 (m²) c : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻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>

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、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物から近距離にあるため、拡散パラメータの値はσ_{yx}、σ_{yz}が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、$\sigma_x=0$及び$\sigma_z=0$として、σ_{yx}、σ_{yz}の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ</p> <p>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た、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> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right] \cdot \dots\dots (5.4)$ <p>$\chi(x,y,z)$: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) 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) 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)</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>

<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）</p> <p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説 5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 ($z=0, H=0$)、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> $z(x, y, 0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \sum_x U} \exp\left(-\frac{y^2}{2 \sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p>$z(x, y, 0)$: 評価点 $(x, y, 0)$ の放射性物質の濃度 (Bq/m³) 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_x : 建屋の影響を加算した濃度の x 方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>5.1.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散 (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件 a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。 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> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 An)の中にある場合 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>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^(*)。 ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。 建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合 ($z=0, H=0$)、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>
--	---

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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>注：Lは建屋又は操縦員の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方</p>	<p>5. 1. 2(1)b) 5. 1. 2(1)a)に従って評価している。</p>
<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>

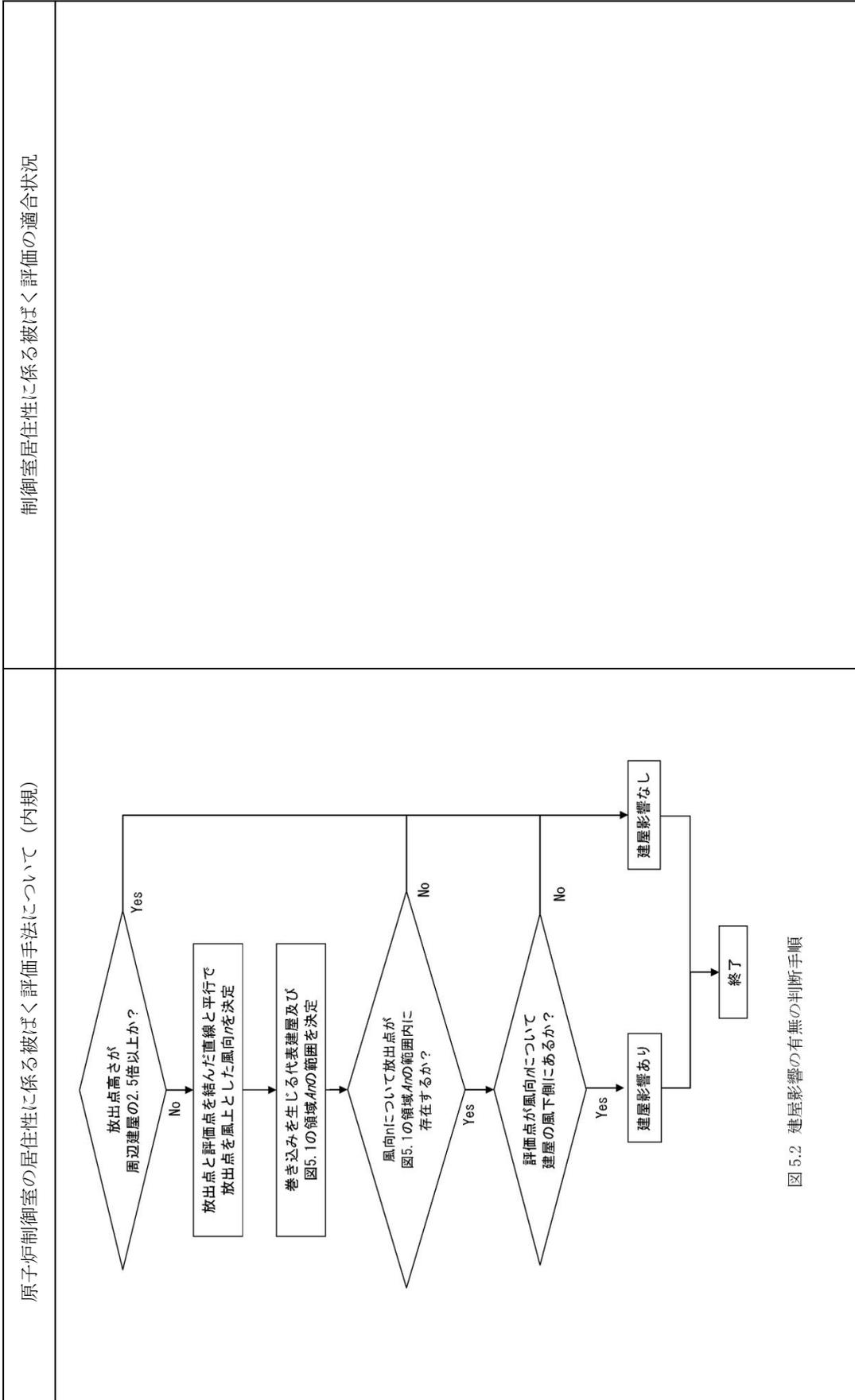


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方</p> <p>a) 5.1.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散(10a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、ブルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。</p> <p>このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。</p> <p>b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中の濃度分布は正規分布と仮定する。</p> <p>建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図 5.3)</p>	<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、その中の濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>
<p>(a) 水平方向</p> <p>(b) 鉛直方向</p>	<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>

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 border="1" data-bbox="619 1211 855 1861"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が蔽い方で代表)</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)、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)、及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </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 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。</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於いて、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(結果が蔽い方で代表)	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)、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)、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蔽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、同時に外気取入を行うため、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(結果が蔽い方で代表)												
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)、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)、及び原子炉建屋												

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$として、σ_{ym}、σ_{zm}の値を適用してもよい。</p> <p>c) 着目方位</p> <p>1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及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び可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</p>	<p>5.1.2(3)b) 3) 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び可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

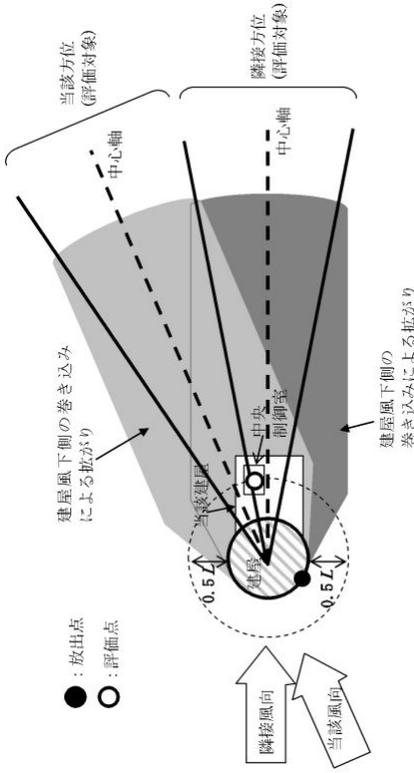
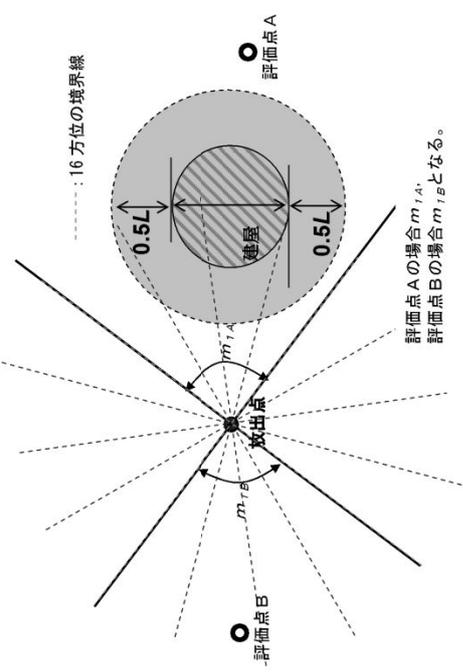
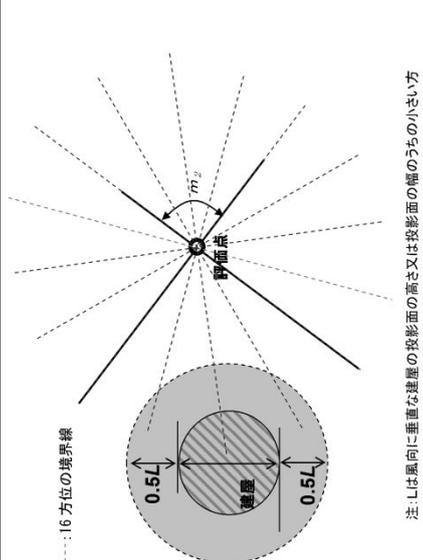
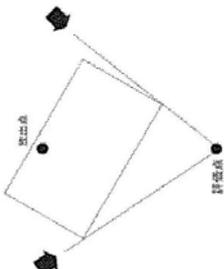
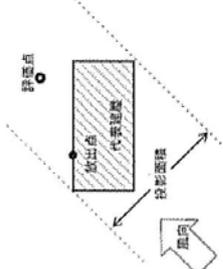


図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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>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>
 <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。</p> <p>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>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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;">  <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小さい方向の方位m_2の選定方法(水平断面での位置関係)</p> <p>図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位m_2の選定方法(水平断面での位置関係)</p> <p>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。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)</p> </div> <div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>5.1.2 (3)c) i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>5.1.2 (3)c) i) ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、放出点が評価点の風上となる180°が対象)</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>5.1.2 (3)c) i) iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、放出点が評価点の風上となる180°が対象)</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>i) ~ iii)の重なる方位を選定</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>方位選定終了</p> </div> </div> <p>図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</p> </div>	<p>→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順に従って、建屋の巻き込み評価をしている。</p>

<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）</p> <p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とすれによって、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"> 1) 図5.9に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説5.11】。 2) 建屋の影響がある場合は複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。 3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説5.12】。  <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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) 放射線物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射線物質の拡がりのパラメータはσ_x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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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 ② 放出点との高度差が最小となる建屋面 <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_x、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_x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^(B3)。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_x + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p style="text-align: right;"> x : 風下距離 (km) σ_x : 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_x、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_x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 θ_{01} : 0.1kmにおける角度因子の値(deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
θ_{01}	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3, \sigma_4, \sigma_5$ の値

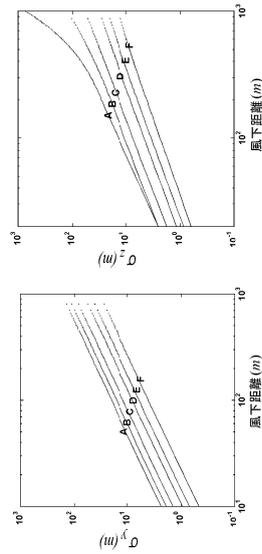
(a) 風下距離が0.2km未満
(σ_2, σ_3 は 0 とする)

大気安定度	σ_1	σ_4
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3, \sigma_4, \sigma_5$ の値

(b) 風下距離が0.2km以上

大気安定度	σ_1	σ_2	σ_3
A	768.1	3.9077	3.898
B	122.0	1.4132	0.49523
C	58.1	0.8916	-0.001649
D	37.1	0.7626	-0.095108
E	22.2	0.7117	-0.12697
F	13.8	0.6582	-0.1227



(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-Gaume 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^(※3)。</p> $h = 2.15\sigma_z \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{\theta} = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \dots\dots\dots (5.9)$ <p>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」といふ)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^(※3)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <p>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慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって (χ/Q) 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」といふ)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) $(\chi/Q)_i$ 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慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p>

<p>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)</p> <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^(5.3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_i} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³) 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^(5.3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_y\sigma_z U_i x} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³) 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>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>5.2.2(2)a) 原子炉炉冷却材喪失、主蒸気管破断と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 項の考え方に基つき、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被ばく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よる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> $(x/Q)_i = \frac{1}{2\pi} \sum_{jy} \sum_{zj} U_j \left\{ \exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zj}^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zj}^2}\right] \right\} \dots\dots (5.13)$ $\sum_{jy} = \sqrt{\sigma_{jy}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zj} = \sqrt{\sigma_{zj}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <p>$(x/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 <i>H</i> : 放出源の高さ <i>z</i> : 評価点の高さ <i>U_j</i> : 時刻<i>j</i>の風速 <i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積 <i>c</i> : 形状係数 \sum_{jy} : 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 \sum_{zj} : 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 σ_{jy} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ σ_{zj} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</p> </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <p>(s/m³) (m) (m) (m/s) (m²) (-) (m) (m) (m) (m) (m)</p> </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よい。</p>	<p>$(x/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 <i>H</i> : 放出源の高さ <i>z</i> : 評価点の高さ <i>U_j</i> : 時刻<i>j</i>の風速 <i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積 <i>c</i> : 形状係数 \sum_{jy} : 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 \sum_{zj} : 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 σ_{jy} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ σ_{zj} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</p>	<p>(s/m³) (m) (m) (m/s) (m²) (-) (m) (m) (m) (m) (m)</p>	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方に基つき、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被ばくをもつ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv)に基つき、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よる相当する被ばくの中で、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>
<p>$(x/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 <i>H</i> : 放出源の高さ <i>z</i> : 評価点の高さ <i>U_j</i> : 時刻<i>j</i>の風速 <i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積 <i>c</i> : 形状係数 \sum_{jy} : 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 \sum_{zj} : 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 σ_{jy} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ σ_{zj} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</p>	<p>(s/m³) (m) (m) (m/s) (m²) (-) (m) (m) (m) (m) (m)</p>		

<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)</p> <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/Gy)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対する相対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する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^(*)によって計算する。</p> $D = K_1 E \mu_0 \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu) \chi(x, y, z) dx dy dz \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu) = 1 + \alpha(\mu) + \beta(\mu)^2 + \gamma(\mu)^3$ <p>D : 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率 (μGy/s)</p> <p>K₁ : 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>μ₀ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/m)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (l/m)</p> <p>r : (x, y, z) から(x, y, 0)までの距離 (m)</p> <p>B(μ) : 空気に対するガンマ線の再生係数</p> <p>χ(x, y, z) : (x, y, z)の濃度 (Bq/m³)</p> <p>μ₀, μ, α, β, γ 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、χ(x, y, z)の計算において、建屋影響の効果を代入してもよい。 (15.2.2(h)建屋の影響を受ける場合の計算式)参照</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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するの線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2)空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、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、建屋影響の効果を代入している。</p>
--	--

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（図下軸上）に設定し、$x(x, y, z)$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气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、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及び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(6) 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線量線源の計算、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>

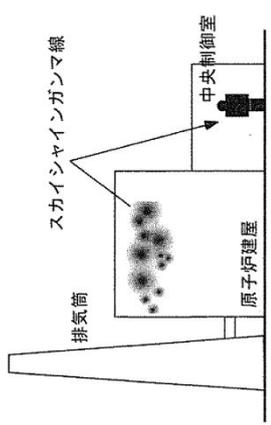
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏れ、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布することとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短い核種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、「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。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する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れ、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布することとしている。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極めて短い核種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する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て、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>

<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)</p> $H_s = \int D_s dt$ $D_s = \sum_E \sum_V \left[\Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E, b) \exp\left(-\sum_m \mu_k X_m\right) \right] dV \dots\dots\dots (6.1)$ <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_k : 散乱エネルギー E に於ける物質 k 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 ($Gy/(y/m^2)$) $B(E, b)$: 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 (6.2)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_j \mu_k X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$ $b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$ <p> μ_k : 線源エネルギー E の物質 k の線減衰係数 (1/m) $S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (y/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>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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>
--	--

<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)</p> <p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 ^(註6, 註7)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi r^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_i \cos\theta$ <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/m²・s・weight) weight = $\frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_i : 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は、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 ^(註6, 註7, 註9) とする。</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>6.3→内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する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)式としてしている。</p>
---	---

<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）</p> $H_d = \sum_{E_i} K(E_i) \int_V \frac{S(E_i, x, y, z) e^{-\mu(E_i, r)} B(E_i, b)}{4\pi r^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <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)) $S(E, x, y, z)$: 線源強度 (γ/m²) $B(E, b)$: 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>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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. 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的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(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>

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div data-bbox="389 1411 590 1713" data-label="Diagram"> <p>(a) BWR型原子炉施設</p> </div> <p>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>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 (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、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.2)。</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>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>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>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>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>^{*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>7.1.1 →内規のとおり</p> <p>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>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>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>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>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>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>

<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）</p>	<div style="text-align: center;">  <p>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> </div> <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、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.4)。</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>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>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>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="text-align: right;">外部被ばく線量 = 室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="text-align: right;">*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>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>7.1.1(3) → 内規のとおり</p> <p>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>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>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>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>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>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>

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく (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)。</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>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と評価点としてもよい。</p> <p>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>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 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</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と評価点としている。</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>

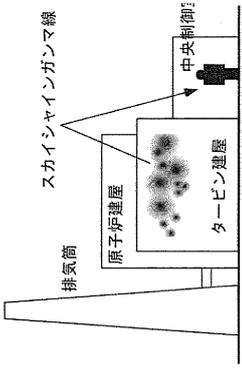
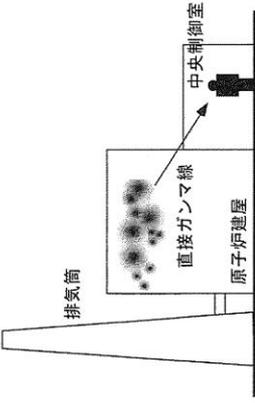


図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計(BWR型原子炉施設)

<p>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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div style="text-align: center;">  <p>図7.5 原子炉燃料材料喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <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、中央制御室内における積算線量を計算する(図7.7)。</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>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>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>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: right;">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: right;">*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>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>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>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>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>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>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>

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する(図7.8)。</p> <p>(2) 建物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を、次の(2)から(5)によって計算している。</p>	<p>7.2 →内規のとおり</p> <p>7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p> <p>7.2(2) 建物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>

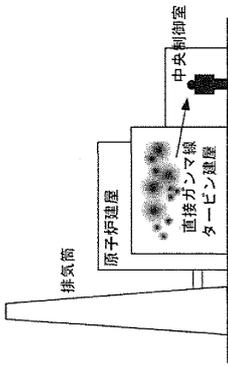
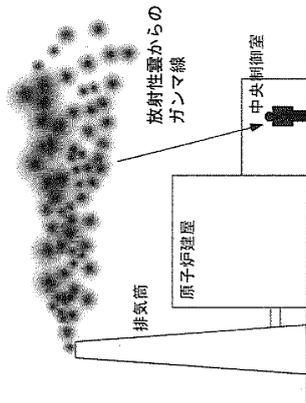


図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)

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

(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)。



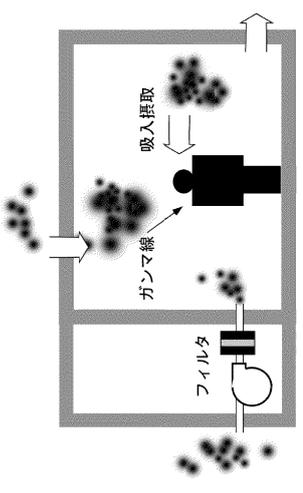
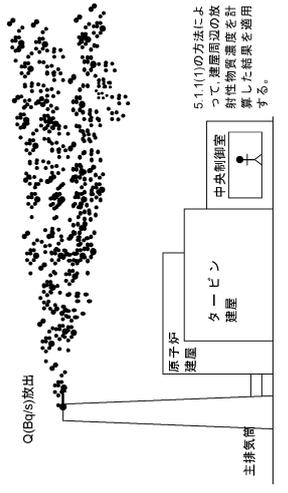
(a) BWR型原子炉施設

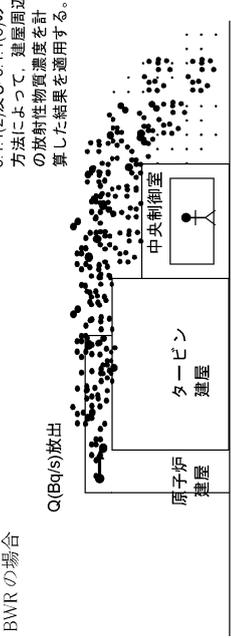
図7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく経路

(2) 建物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。

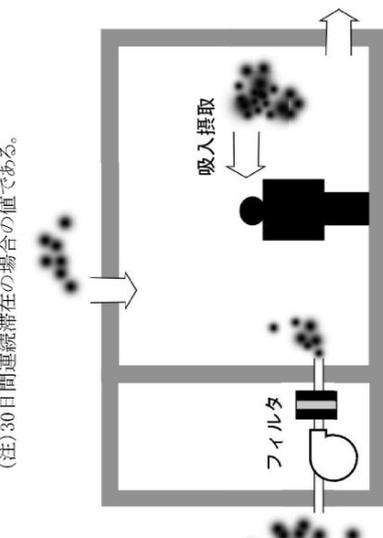
<p>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_{\gamma} \geq 1.5\text{MeV}$以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等 (BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) のガンマ線による実効線量 ×直交角による滞在時間割合*1 *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。</p> <p>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 ×直交角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在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_{\gamma} = \int K(D/Q)Q_{\gamma}(t)B \exp(-\mu'X')dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <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 : 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) $Q_{\gamma}(t)$: 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) 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) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu'X')$ は、テーパー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>
---	--

<p>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)</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 主蒸気管破断時 <small>(表3)</small></p> <p>i) 半球雲通過時の線量</p> $H_T = 6.2 \times 10^{-4} \frac{Q}{V} E_T \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu X) \dots\dots\dots (7.2)$ <p>H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線0.5MeV換算) (Bq) V : 半球雲体積 (m^3) E_T : 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 (l/m) R : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (m/s) B : ビルトアップ係数 (-) X : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (l/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> $H_T = \int_0^T K(D) Q_i(t) B \exp(-\mu X) dt \dots\dots\dots (7.3)$ <p>H_T : 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) (Gy/Bq) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_i(t)$: 時刻<i>t</i>における核種の環境放出率 (γ線0.5MeV換算) (Bq/s) B : ビルトアップ係数 (-) μ : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (l/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日間連続潜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 (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。 a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度 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 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。 (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) 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 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>

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;">  <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> <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 (1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.1.1(1)の放射性物質の濃度を計算する。 a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。</p> </div> <div style="width: 45%;">  <p>図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。</p> </div> </div>	<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>

<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）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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λ/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は、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 λ/Q の評価点は、外気の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質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>

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> $\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^N (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_i S_i^k(t)$ </p> <p> $S_i^k(t) = (\chi/Q)_i Q^k(t)$ $S_j^k(t) = (\chi/Q)_j Q^k(t)$ </p> <p> (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) $S_i^k(t)$: 時刻 t における外気取入口 i での核種 k の濃度 (Bq/m^3) α_i : 外気取入口 i からの外気取入量 (m^3/s) $(\chi/Q)_i$: 評価点 i 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_i : 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) $S_i^k(t)$: 空気流入を計算する核種 k の濃度 (Bq/m^3) $(\chi/Q)_i$: 空気流入に対する評価点 i 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>

<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）</p> <p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</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より素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*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> $H_I = \int RH_o C_I(t) dt \quad (7.5)$ <p>H_I : より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_o : より素(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能濃度 (Bq/m^3) 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>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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とおお計算し、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>
<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）</p> <p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</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より素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*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> $H_I = \int RH_o C_I(t) dt \quad (7.5)$ <p>H_I : より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_o : より素(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能濃度 (Bq/m^3) 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>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>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）</p> <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。 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> $H_I = \int RH_o C_{p'}(t) dt \dots\dots\dots (7.6)$ <p>H_I : 乗員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_o : 乗員(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{p'}(t)$: 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/m^3) 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計算する(図7.13)。</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による乗員の被ばく線量を、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し、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、中央制御室パウダリ内体積(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だけに立入る場合には、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ため、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、乗員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在時間を計算し、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>*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乗員の実効線量は、(7.7)式によって計算する。</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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>半球状雲に伴う乗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乗員の被ばく線量を、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、半球の中心に乗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、中央制御室パウダリ内体積(容積)として計算している。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算に当たっては、乗員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在時間を計算し、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) ガンマ線による乗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>
--	--

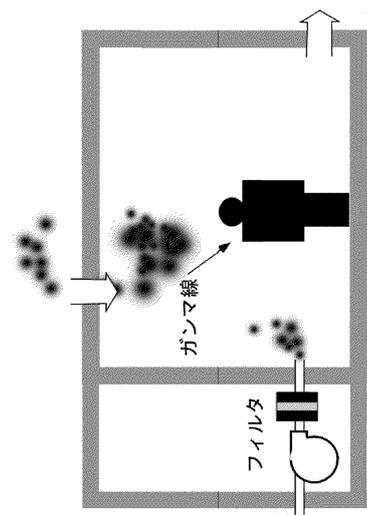
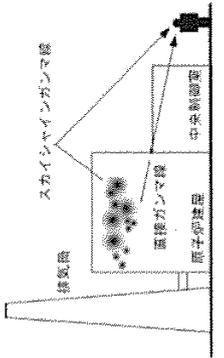
<p>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p> <p>$H_T = \int_0^T 6.2 \times 10^{-11} E_T (1 - e^{-\lambda T}) C_T(t) dt$ (7.7)</p> <p>H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_T : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_T(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³) 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> $H_T = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu R)\} \right] \frac{E_T C_T(t) dt}{0.5} \quad (7.8)$ <p>H_T : 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/(y/m²)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中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> 	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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 style="text-align: center;">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）</p> <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線物質の室内取込による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射線物質の外部ガンマ線による実効線量×直交する滞在時間割合 + (半球状雲による線量) ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(註5)によって計算する。</p> $H_T = \int 6.2 \times 10^{-11} E_p (1 - e^{-\mu R}) C_p(t) dt \dots\dots\dots (7.9)$ <p>H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_p : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/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線物質に基づく時刻における中央制御室内の放射線濃度 (Bq/m³) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間 (30日) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>7.4 建屋内の放射線物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (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)。 a) 建屋内の放射線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 b) 建屋内の放射線物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p>	<p style="text-align: center;">制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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線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。 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 7.4(1) 建屋内の放射線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>
<p>(a) BWR型原子炉施設</p> 	<p>図7.14 建屋内の放射線物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p>

<p style="text-align: center;">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）</p> <p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(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の線源強度」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フラットごとに計算し、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: 2em;">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 $0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p style="text-align: center;">制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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マンビル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>
--	--

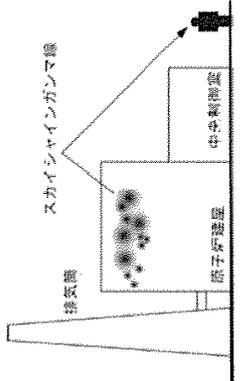


図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく (BWR型原子炉施設)

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の線源強度は、[6.1 スカイシャインガンマ線の線源強度]で解析した結果を用いている。</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フ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: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線による積算線量 ×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>	<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マン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>

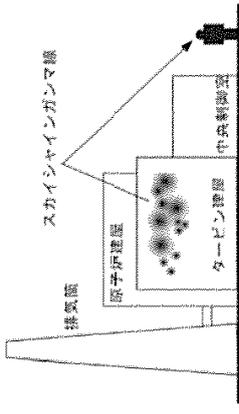


図7.17 主蒸気管破断時の線源内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)

<p>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）</p> <p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく (1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR型原子炉施設) 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、入退域時の評価点を計算する(図7.18)。 b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算する。 d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。 e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を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】。 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。 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 *1) 例: 4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25h/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 \times 30日) / (24h \times 30日)$</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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。 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。 7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算している。 7.4.2(2)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.4.2(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。 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マン入口として評価している。 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>
---	---

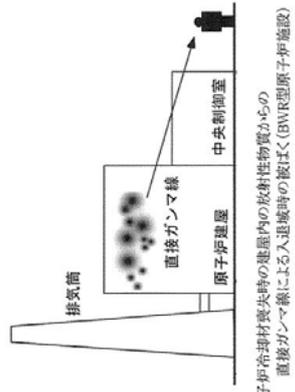
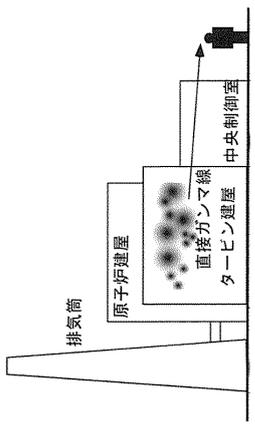


図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)

<p>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）</p> <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。 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。 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>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>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25h/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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>
 <p>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 style="text-align: center;">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）</p> <p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1から7.5.2までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>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>	<p style="text-align: center;">制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.5→内規のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1から7.5.2までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響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>
---	--

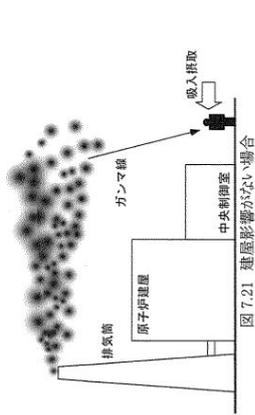


図 7.21 建屋影響がない場合

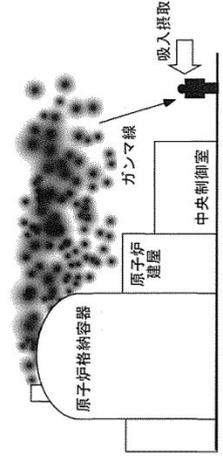


図 7.22 建屋影響がある場合

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分間滞在するとする。</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="margin-left: 2em;">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="margin-left: 4em;">*1) 例: 直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25h/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</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> $H_T = \int K(D/Q)Q_T(t)dt \dots\dots\dots (7.10)$ <p style="margin-left: 2em;">H_T : 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) $Q_T(t)$: 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) (注)30日連続滞在の場合の値である。</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放射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(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マン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>

<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）</p>	<div data-bbox="351 1388 590 1702" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="654 1321 702 1769">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="734 1142 1276 1948"> 7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。 (2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 λ/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。 (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。 (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要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。 (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。 a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。 </p>
<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p data-bbox="734 246 1197 1075"> 7.5.2→内規のとおり 7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(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。 7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 λ/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。 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。 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ズ建屋入口として評価している。 </p>

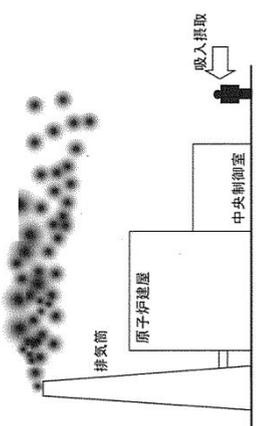
<p>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4)/(24h×30日)</p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_i = \int RH_o(\chi/Q)Q_i(t)dt \dots\dots\dots (7.11)$ <p>H_i : 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_o : 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<i>t</i>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)</p> <p>(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>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</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>
--	--

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城時の被ばく

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。

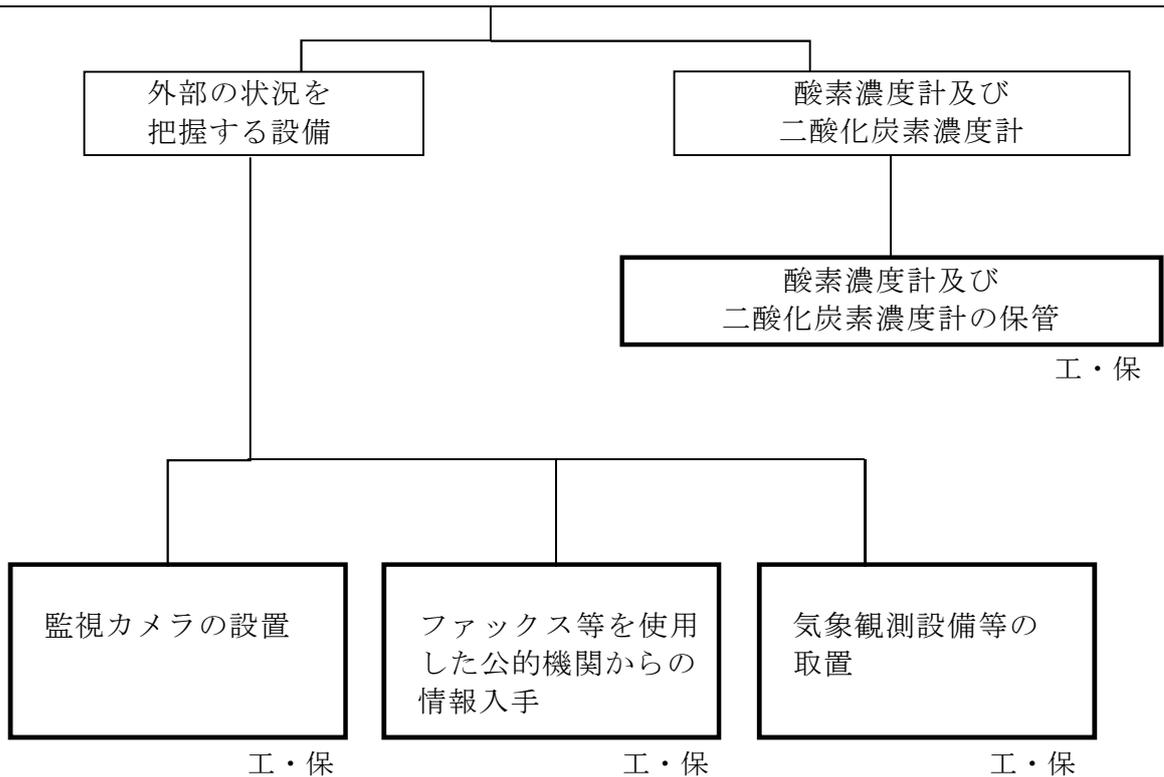
二 発電用原子炉施設の状況を把握する設備を有するものとする。

【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】

【添付六， 八への反映事項】

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

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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 適合のための基本方針
 - 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條及び技術基準規則三十四條

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の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）</p> <p>5 第31条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、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ことができる。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>	<p>追加要求事項 設置許可基準規則（解釈5）</p>
<p>—</p>	<p>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限っては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、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。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>—</p>	<p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならぬ。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもつて、これに代えることができる。</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, 非常用電源に接続する設計とする。さらに, モニタリング・ポストは, 無停電電源装置を有し, 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設備は, 建屋間において有線と衛星回線又は無線回線と多様性を有しており, 伝送データは, 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。

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。

【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(東海発電所と共用), 周辺監視区域境界付近の固定モニタ(東海発電所と共用), 環境試料の分析装置及び放射能測定装置(東海発電所と共用)及び放射能観測車(東海発電所と共用)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(モニタリング・ポスト)(東海発電所と共用)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, 非常用電源に接続する設計とする。また, モニタリング・ポストは, 専用の無停電電源装置からも電源を供給できる設計とする。代替電源設備としては, 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設備は, 建屋間において有線と衛星回線又は無線回線と多様性を有しており, 指示値は, 中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。また, 緊急時対策所でも監視することができる。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・ポストは、非常用ディーゼル発電機に加えて、電源喪失時においても代替電源設備である常設代替交流電源設備又は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又は可搬型代替交流電源設備については、「ヌ.(2) (iv)代替電源設備」にて記載する。

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設備（可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定、可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定、可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング）を設ける。

可搬型モニタリング設備（可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定）として、可搬型モニタリング・ポストは、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とともに、重大事故等が発生した場合に、原子炉施設から放出される放射線量を、

原子炉施設周囲において、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、測定が可能な十分な個数を保管する。

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

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、ダストモニタ又はよう素モニタが機能喪失した場合にその機能を代替する可搬型モニタリング設備（可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）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、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、放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬型モニタリング設備（可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）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（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とともに、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度及び放射線量の測定が可能な個数を保管する設計とする。さらに、周辺海域においては、電離箱サーベイ・メータ及び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、以下の重大事故等対処設備（可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定）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（可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定）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とともに、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型気象観測設備の指示値は、衛星回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備については、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

排気筒モニタ	一式
排水モニタ	一式
気象観測設備（東海発電所と共用）	一式
周辺監視区域境界付近固定モニタ（東海発電所と共用）	一式
環境試料の分析装置及び放射能測定装置（東海発電所と共用）	一式
放射能観測車（東海発電所と共用）	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

個 数 10（予備2）

（「その他発電用原子炉施設」と兼用）

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

個 数 1（予備 1）

小型船舶

個 数 1（予備 1）

可搬型気象観測設備

個 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） 発電用原子炉施設内放射能の連続監視は、原子炉補機冷却水放射線モニ

タ、主蒸気管放射線モニタ、主復水器空気抽出器排ガス放射線モニタ等のプロセスモニタリング設備にて行い、中央制御室で監視し、規定値を超えた場合、直ちに警報を発信し、発電用原子炉施設からの放射性物質の放出を制限するための適切な措置が行える設計とする。

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. 主排気筒、非常用ガス処理系出口配管、廃棄物処理建屋排気筒
- 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ライン
- 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うことができる設計とする。

モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続する設計とする。また、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置からも電源を供給できる設計とする。

また、モニタリング・ポストで測定したデータの伝送設備は、建屋間において有線と衛星回線又は無線回線と多様性を有し、指示値は、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）

- (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、非常用電源に接続する設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、無停電電源装置を有し、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・ポストで測定したデータの伝送設備は、モニタリング・ポストから中央制御室及び緊急時対策所までの建屋外において有線と衛星系回線又は無線系回線と多様性を有しており、伝送データは、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。

(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（東海発電所と共用）

(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、非常用所内電源に接続する設計とする。また、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置からも電源を供給できる設計とする。また、モニタリング・ポストで測定したデータの伝送設備は、建屋間において有線と衛星回線又は無線回線と多様性を有し、指示値は、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 放射線管理用設備の主要機器仕様

(1) 出入管理室	1 式
(2) 試料分析関係施設	1 式
(3) 発電所内の放射線監視設備及び測定機器	1 式
(4) 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
(5) 発電所外の放射線監視設備	1 式
(6) 個人管理用測定設備及び測定機器	1 式
(7) 放射線計測器の校正設備	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

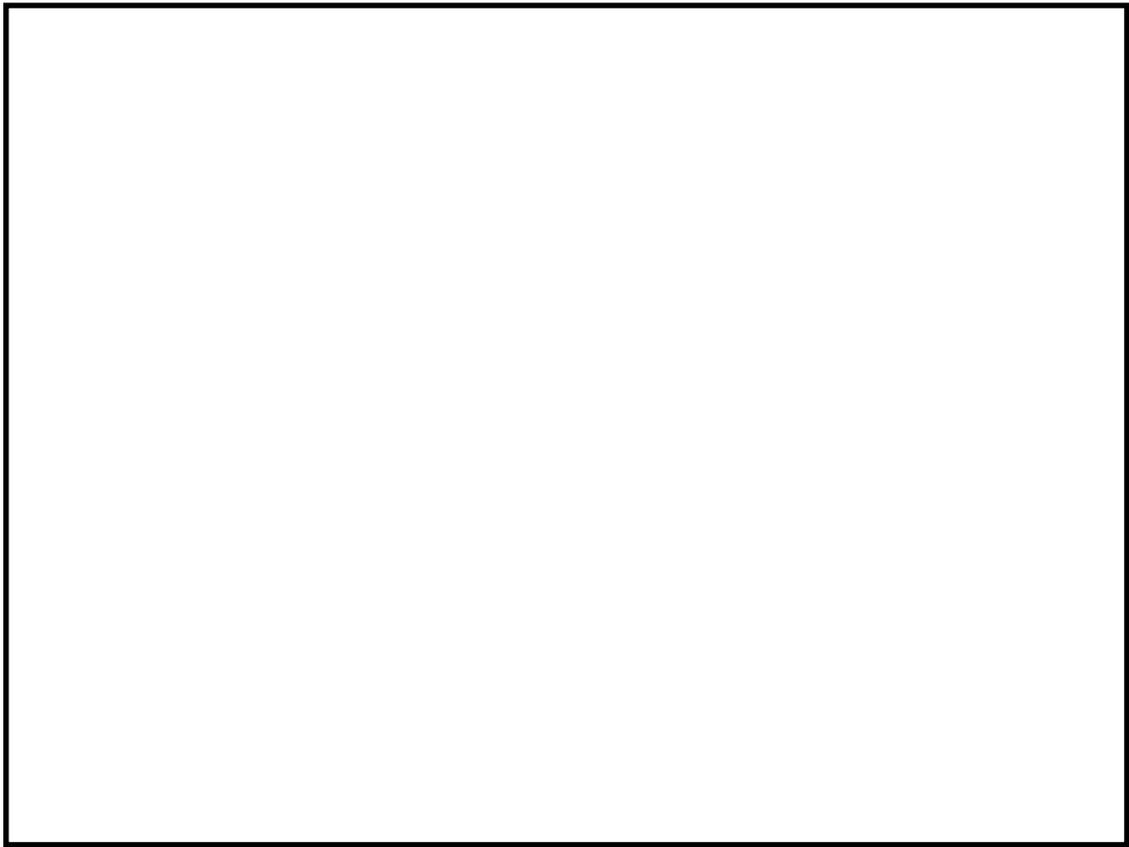
2.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に発電所周辺監視区域境界付近の外部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，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を行うことができる設計とする。なお，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できる設計とする。

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	$10^1 \sim 10^5$ 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	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ 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

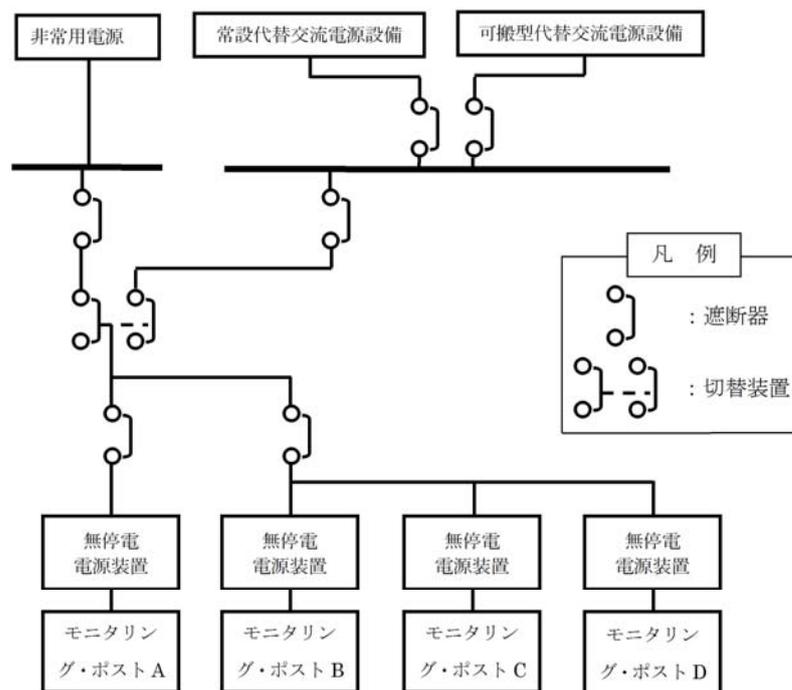
モニタリング・ポストは、非常用電源に接続する設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、無停電電源装置を有し、停電時に電源を供給できる設計とする。代替交流電源設備としては、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

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	局舎毎に 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



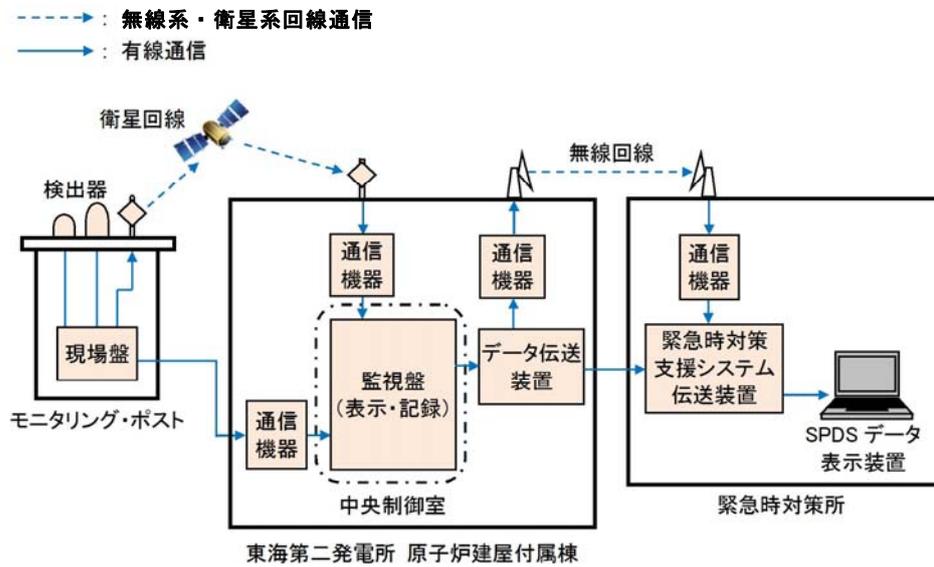
可搬型代替低圧電源車

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設備は、建屋間において有線と衛星系回線又は無線系回線と多様性を有しており、伝送データは、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、記録することができる。

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。



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。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できる。

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。

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	N a I (T 1) 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
Z n S (A g) シンチレーション					
	よう素測定装置	N a I (T 1) シンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1

<p>(その他主な搭載機器) 個数：各1台</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>
--	---



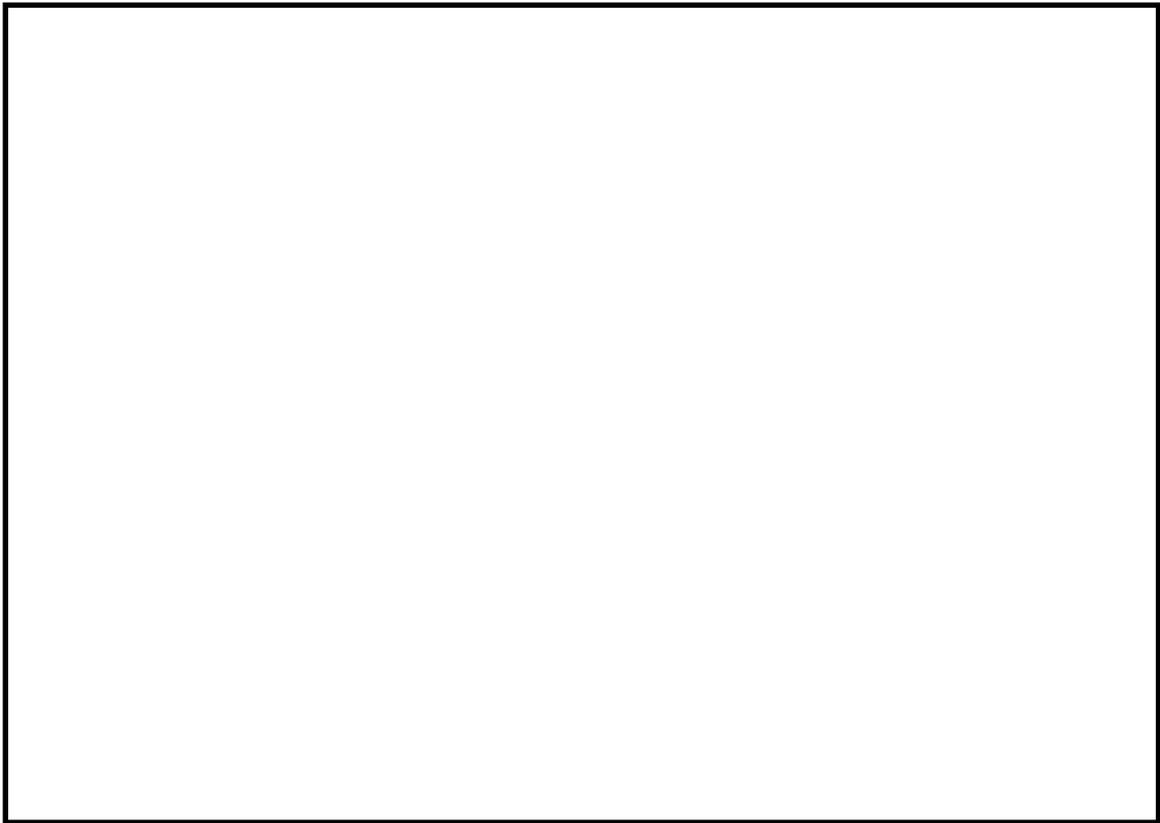
第 2. 2-1 図 放射能観測車の保管場所

2.3 気象観測設備

気象観測設備は、気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、その他の気象条件を測定し、中央制御室及び緊急時対策所に表示するよう設計する。また、そのデータを記録し、保存することができるよう設計する。

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}に設置する設計とする。

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、伝送概略図を第2.3-2図に示す。



第2.3-1図 気象観測設備配置図

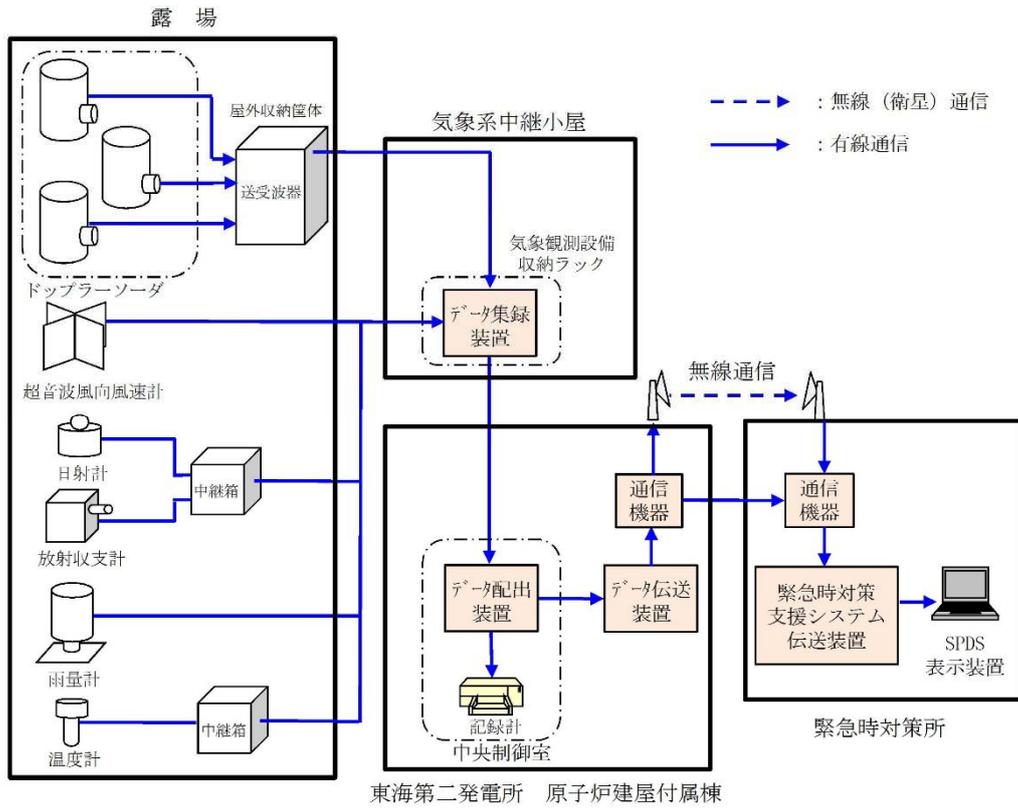
※1 「露場から建物までの距離は建物の高さから1.5mを引いた値の3倍以上、または露場から10m以上。」 「露場中心部における地上1.5mの高さから周囲の建物に対する平均仰角は18度以下。」 (地上気象観測指針(2002気象庁))

※2「(ドップラーソーダの) 各アンテナの送信方向の中心軸±45度に反射体のないこと」(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

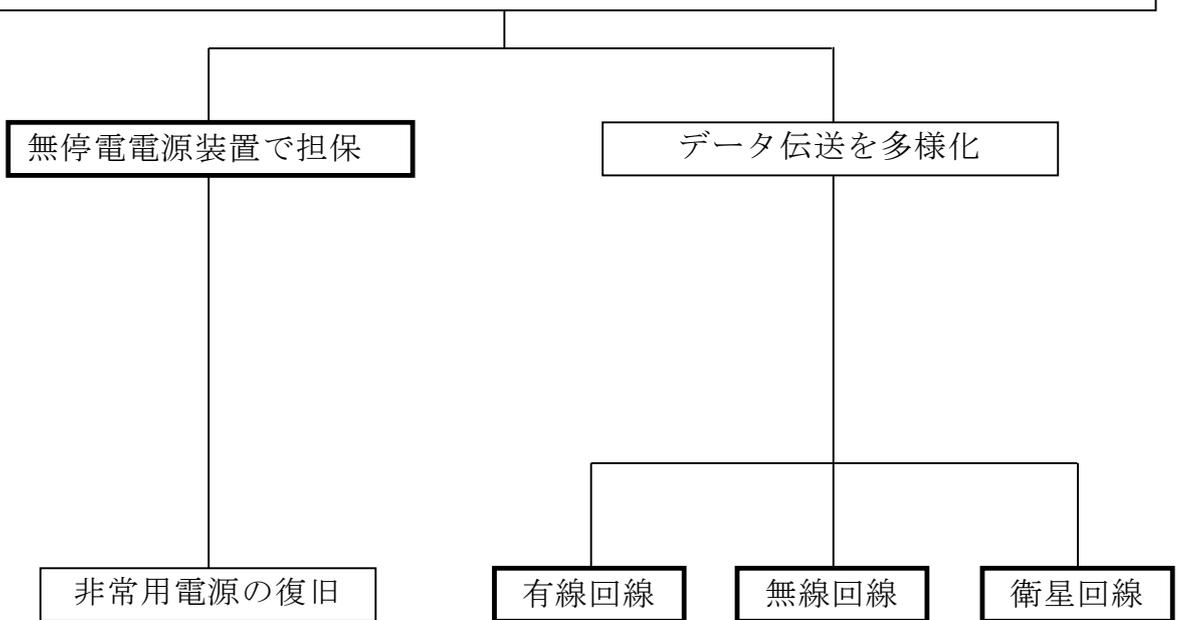
第 31 条 監視設備

【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】

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 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	—