

女川原子力発電所 2 号炉

原子炉制御室について

平成 30 年 6 月

東北電力株式会社

第26条 原子炉制御室等

<目次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針
 - 1.2.1 設置許可基準規則第26条第1項第2号及び第3項第1号に対する基本方針
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
 - 2.3 有毒ガス防護
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 有毒ガス影響評価について
 - 別添4 運用，手順説明資料

下線部：今回説明範囲

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>

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
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。	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。	追加要求事項
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。	第2項と同じ	変更なし

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>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>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>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>変更なし (ただし、規則の解釈にて、「当該措置をとるための操作を行うことができる」の範囲に有毒ガスを追加)</p> <p>追加要求事項</p> <p>変更なし</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。	追加要求事項

1.2 適合のための設計方針

1.2.1 設置許可基準規則第26条第1項第2号及び第3項第1号に対する基本方針

中央制御室においては、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や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するために、2号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視可能な設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。

また、気象庁からの警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の社内ネットワークシステムに接続されたパソコン等にて受信可能な設計とする。

中央制御室には酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管することで、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することが可能な設計とする。

中央制御室の運転員の対処能力が損なわれるおそれがある有毒ガスの発生が想定される場合には、中央制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍に、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中央制御室において自動的に警報するための装置を設置する設計とする。

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

(1) 想定される自然現象等の抽出

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

なお、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等を別添1に示す。

(2) 外の状況を把握するための設備の設置

a. 監視カメラの設置

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下）、近隣工場等の火災及び船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）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。

監視カメラは、津波監視カメラ及び自然現象監視カメラで構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置及び方向に設置するとともに、2号炉放水口及び取水口における津波の来襲状況を適切に監視できる位置及び方向に設置する。

自然現象監視カメラは、自然現象等の監視のため、原子炉施設周辺の高台及び海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。

b. 気象観測設備等の設置

風(台風)、竜巻、降水、積雪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、津波監視設備として取水ピット水位計を設置する。

(3) 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震、津波、竜巻、落雷等の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、中央制御室内の運転員が使用するパソコンにより、社内ネットワークシステム、インターネットの気象庁等のホームページや電話等を介して情報を入手することが可能な設備を設置する。

2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

2.3 有毒ガス防護

(1) 有毒ガスの発生を検出するための装置及び警報装置

中央制御室の運転員の対処能力が損なわれるおそれがある有毒ガスの発生源は存在しないことから、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中央制御室において自動的に警報するための装置は設置しない。有毒ガス影響評価については別添3に示す。

(2) 予期せず発生する有毒ガスに関する対策

中央制御室の運転員の対処能力が損なわれるおそれがある有毒ガスの発生源は存在しないが、予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、中央制御室には、自給式呼吸器等の防護具を配備し、防護のための手順及び実施体制を整備することで、予期せぬ有毒ガスの発生が及ぼす影響により、中央制御室の運転員の対処能力が損なわれることのない設計とする。また、予期せず発生する有毒ガスに対し、継続的な対応が可能となるよう、バックアップの供給体制を整備する。

敷地内外において有毒ガスの発生に係る連絡等があった場合に、通信連絡設備により、発電所構内の従事者等に知らせるための手順及び実施体制を整備する。

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 有毒ガス影響評価について

別添4 運用，手順説明資料

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 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像イメージ
 - 2.1.4 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 炉心の著しい損傷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 中央制御室待避所の加圧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 中央制御室待避所の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室待避所へ待避する際の対応について
 - 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 中央制御室待避所のデータ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ
 - 3.6 中央制御室の共用取止めに伴う中央制御室居住性への影響について
 - 3.7 2号炉重大事故等の申請前号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

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表1.1-1, 1.1-2のとおりである。

表1.1-1 「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」 第二十六条（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><u>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。</u></p> <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があるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p><u>2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></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>(追加要求事項への適合方針は以下の通り)</p> <p>・中央制御室には、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、2号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。そのほかにも、公的機関からの地震・津波等の情報を中央制御室内の社内ネットワークシステムに接続されたパソコン等にて受信可能な設計とする。</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 <u>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</u></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>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。 <u>「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。</u></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>・中央制御室の運転員の対処能力が損なわれるおそれがある有毒ガスの発生源は存在しないことから、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中央制御室において自動的に警報するための装置は設置しない。</p>
---	--	---

表1.1-2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第三十八条（原子炉制御室）

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)</p> <p>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><u>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。</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>第38条（原子炉制御室等）</p> <p><u>8 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>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>

<p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に入出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に入出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、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>12 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「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」第7条第1項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>・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以下となる設計とする。</p> <p>また、チャコールエア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、被ばく評価により想定した空気量を下回る設計とする。</p>
--	--	--

<p>一 <u>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</u> <u>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</u></p> <p>二 <u>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入出入りするための区域</u> <u>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</u></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>13 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>14 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>15 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>16 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。</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>・中央制御室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。</p>
--	--	--

(2) 重大事故等への対処

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、表1.1-3のとおりである。

表1.1-3 「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（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p><u>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u></p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><u>第59条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u></p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>1 第59条に規定する「運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」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</p>	<p><u>（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。）</u></p> <p>・中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（中央換気空調設備及び非常用照明）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（中央換気空調設備及び非常用照明）は、代替交流電源設備から給電可能となる設計とする。</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>・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シーケンスとして、炉心損傷が発生する、大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能の喪失並びに全交流動力電源が喪</p>

	<p><u>し装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p> <p>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>d) <u>上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等(BWRの場合は、アニュラス空気再循環設備等(PWRの場合)を設置すること。</u></p> <p>e) <u>BWRにあつては、上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</u></p>	<p><u>失したシーケンスを選定し設計する。</u></p> <p>・<u>運転員は、中央制御室滞在時及び交替のための入退域時ともにマスクの着用を考慮する設計とする。</u></p> <p>・<u>運転員は5直3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のうえ設計する。</u></p> <p>・<u>中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を、中央制御室出入口近傍に設ける設計とする。</u></p> <p>・<u>中央制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するため、非常用ガス処理系を設置する設計とする。</u></p> <p>・<u>原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持、又は開放時に原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、現場において、人力により操作可能な設計とする。</u></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」第七十四条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）も同様の記載のため、省略する。

中央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表1.1-4に示す。

表1.1-4 重大事故対処設備に関する概要（59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）（1/2）

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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}	—
	中央制御室送風機	(中央制御室換気空調系) —	(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}	—
	中央制御室排風機			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}	—
	中央制御室再循環送風機			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}	—
	中央制御室再循環フィルタ装置			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}	—
	中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ [流路]			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}	SA-2
	中央制御室待避所			—	—	常設
	中央制御室待避所遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	中央制御室待避所加圧設備（配管・弁）[流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

※1 常設耐震重要重大事故防止設備又は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

表 1.1-4 重大事故対処設備に関する概要 (59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備) (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	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)	—
	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)	—
	トランシーバ(固定)	62 条に記載				
	衛星電話(固定)					
	トランシーバ(屋外アンテナ) [伝送路]					
	衛星電話(屋外アンテナ) [伝送路]					
	有線(建屋内) [伝送路]	62 条に記載				
	データ表示装置(待避所)					
照明の確保	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)	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	非常用ガス処理系空気乾燥装置 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系フィルタ装置 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	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	SA-2
	排気筒[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建屋原子炉棟[流路]			その他の設備に記載		
	原子炉建屋ブローアウト閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※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

中央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。

1.2.1 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」）の解釈第38条12に記載の通り、「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。

1.2.2 重大事故時の想定シナリオ

女川原子力発電所2号炉においては、「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」）の解釈第59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」）に基づき想定する「設置許可基準規則第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）」として、炉心損傷が発生する大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失シナリオを選定する。

なお、女川原子力発電所2号炉においては、重大事故等が発生したと想定する場合、第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては代替循環冷却に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサブプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

(1) 事象の概要

- a. 大破断LOCAが発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- b. 更に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失（SB0）を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- c. その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約53時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

(2) 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

- a. 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）および設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波、及び、地震・津波以外の自然現象の約 55 事象から、地域性等を考慮して 11 事象（洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地すべり、火山、生物学的事象、森林火災）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有するシステムの動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表1.2-1のとおりグループ別に分類する。

表1.2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失）に加えて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計5つを想定している^{※1}。

これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA時注水機能喪失とDCHに集約されているため、LOCA時注水機能喪失とDCHのうち、運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果、LOCA時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった。

以上より、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。

なお、前述のとおり、重大事故が発生したと想定する場合、第一には代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては代替循環冷却に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。

※1 格納容器破損モード「DCH」、 「FCI」及び「MCCI」は、重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが、「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37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。

2. 設計方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計としている。概略を図2.1-1に、配置を図2.1-2に示す。

(1) 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下）、近隣工場等の火災及び船舶の衝突）及び発電所構内の状況を、2号炉原子炉建屋屋上に設置する津波監視カメラ、2号炉タービン建屋屋上、1号炉排気筒および第3物品倉庫屋上に設置する自然現象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

津波襲来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、周辺監視区域境界付近の空間放射線量率を把握できる設計とする。

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

気象情報・注意報等について、中央制御室内の運転員が使用するパソコンにより、社内ネットワークシステムやインターネットの公的機関等のホームページを介して情報を入手することが可能である。

注意報等が発表された場合は、社内ネットワークシステムより自動通知が行われ、リアルタイムで発表された気象情報の内容を確認することができる。

自動通知による主な情報として、地震情報については、東北地区で震度1以上の地震が発生した場合、地震の発生日時・震源地・震源の深さ・地震の規模を、津波情報については、東北地区沿岸に津波注意報等が発令された場合、発表時刻・予報区名・第1波の到達予想時刻・予想される波の高さを入手することが可能である。

 : DB 範囲

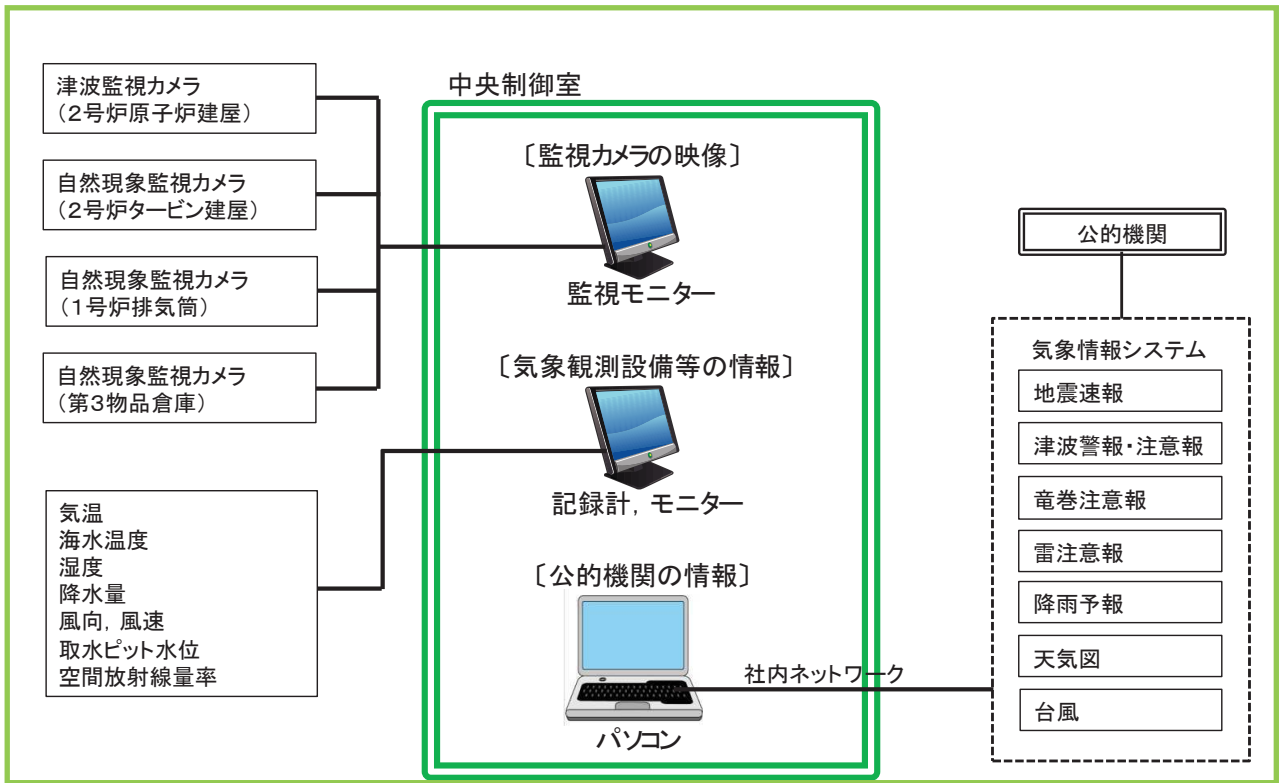


図 2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図（取水ピット水位計及び気象観測設備）

 : DB 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

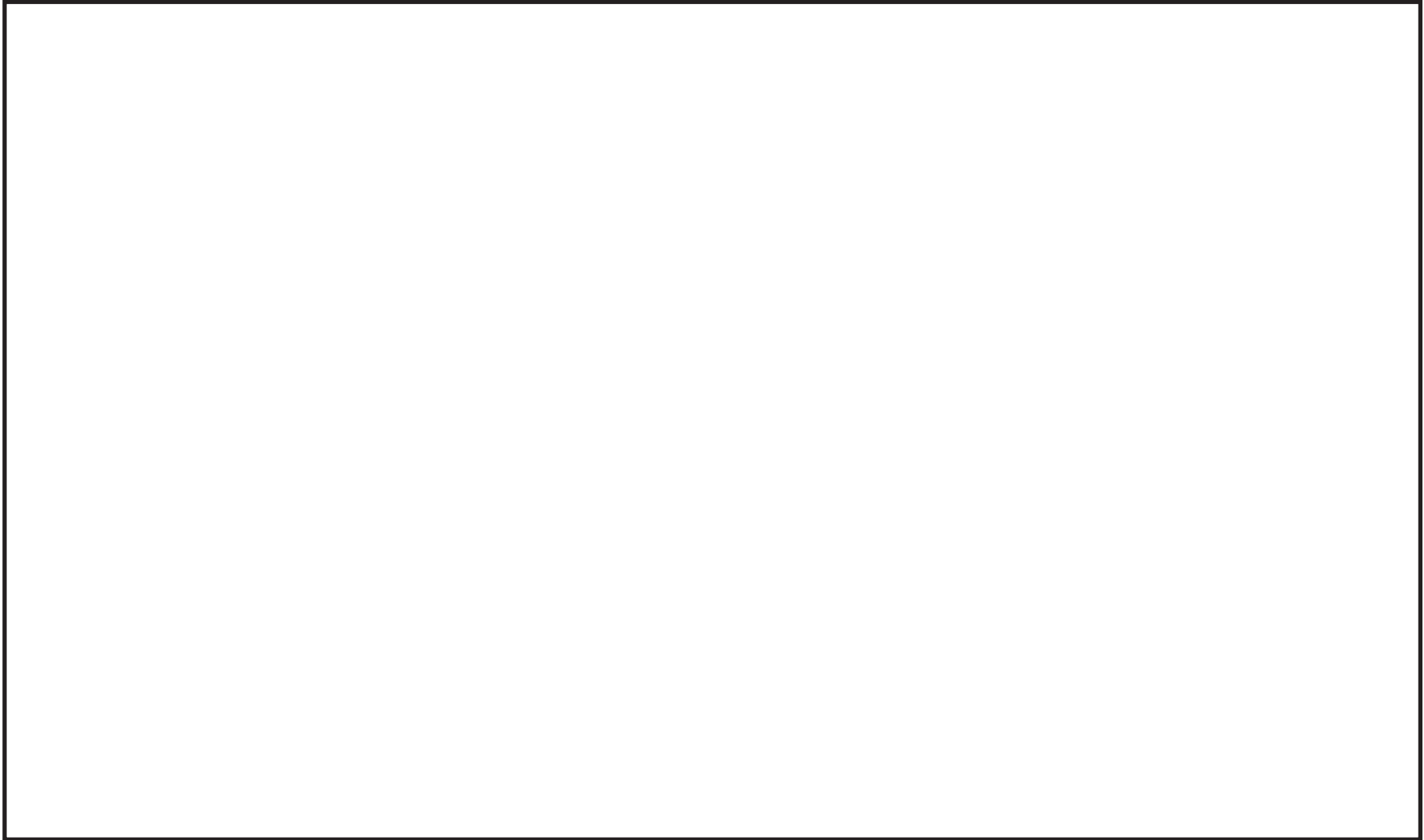


図 2.1-3 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図（監視カメラ）

 : D B 範囲

2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び自然現象監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、2号炉原子炉建屋屋上に2台設置し、水平360°、垂直90°の旋回が可能な設備とすることで、津波の襲来及び津波挙動の察知と、その影響の俯瞰的な把握が可能な設計とする。また、赤外線撮像機能を有したカメラを用い、かつ中央制御室から監視可能な設備とすることで、昼夜を問わない継続した監視を可能とする。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また、自然現象監視カメラは、自然現象等の監視強化のため2号炉タービン建屋屋上、1号炉排気筒及び第3物品倉庫屋上に6台設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。自然現象監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に自然現象監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び自然現象監視カメラは、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配慮し配置している。

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こととする。

 : DB範囲

表2.1-1 津波監視カメラの概要


	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平 360°)
暗視機能	あり (赤外線カメラ)
耐震性	S クラス
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速 100m/sec による荷重を考慮
積雪荷重	積雪 43cm による荷重を考慮
台数	2 号炉原子炉建屋屋上 2 台

表 2.1-2 自然現象監視カメラの概要

	自然現象監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平 360°)
暗視機能	あり (赤外線カメラ)
耐震性	C クラス
電源供給	常用電源から給電可能
台数	2 号炉タービン建屋屋上 1 台 1 号炉排気筒 4 台 第 3 物品倉庫屋上 1 台

 : D B 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

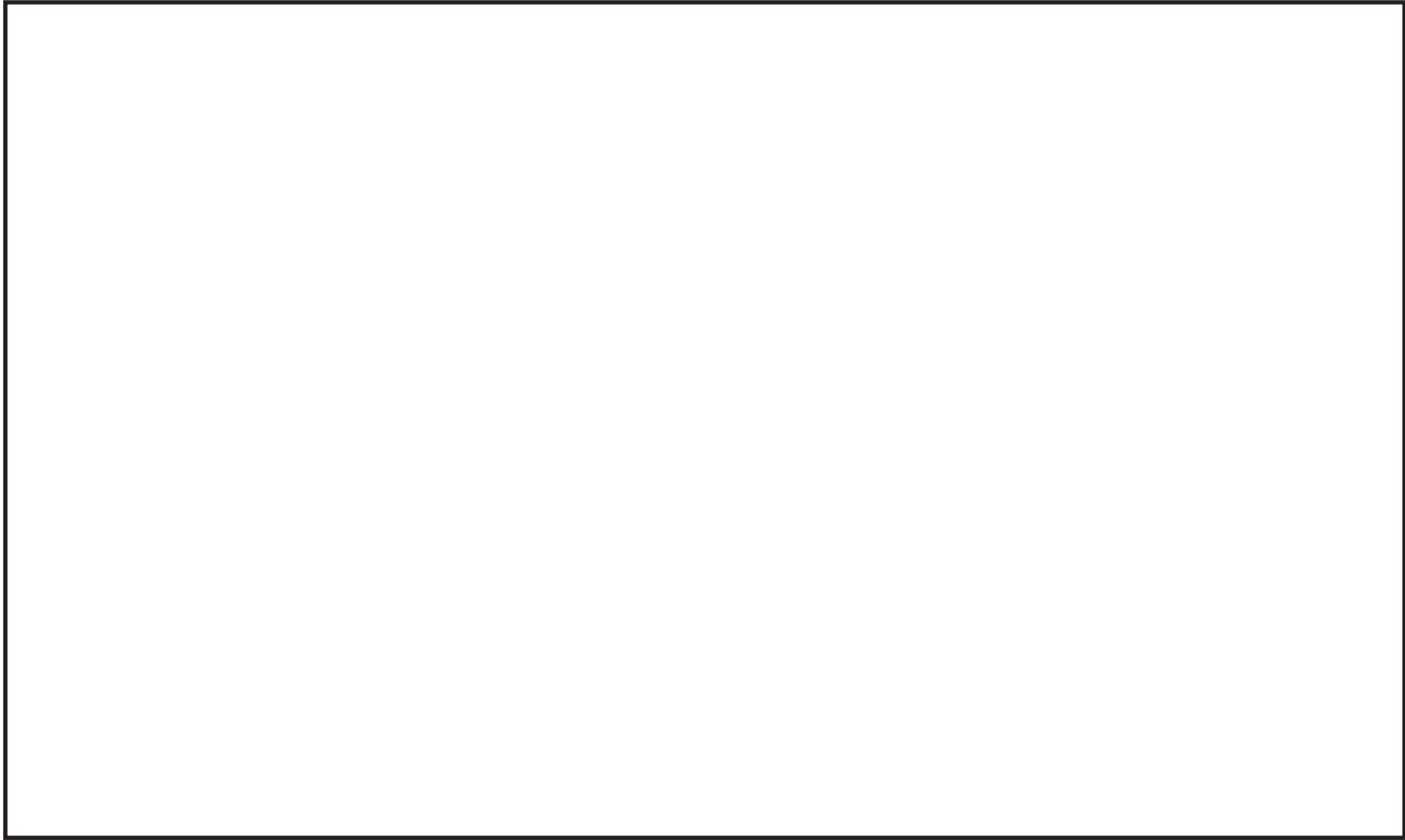


図2.1-4 2号炉原子炉施設と津波監視カメラの監視可能な画角範囲

 : DB範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図2.1-5 2号炉原子炉施設と自然現象監視カメラの監視可能な画角範囲

 : DB範囲

2.1.3 監視カメラ映像イメージ

中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のイメージを図2.1-6に示す。

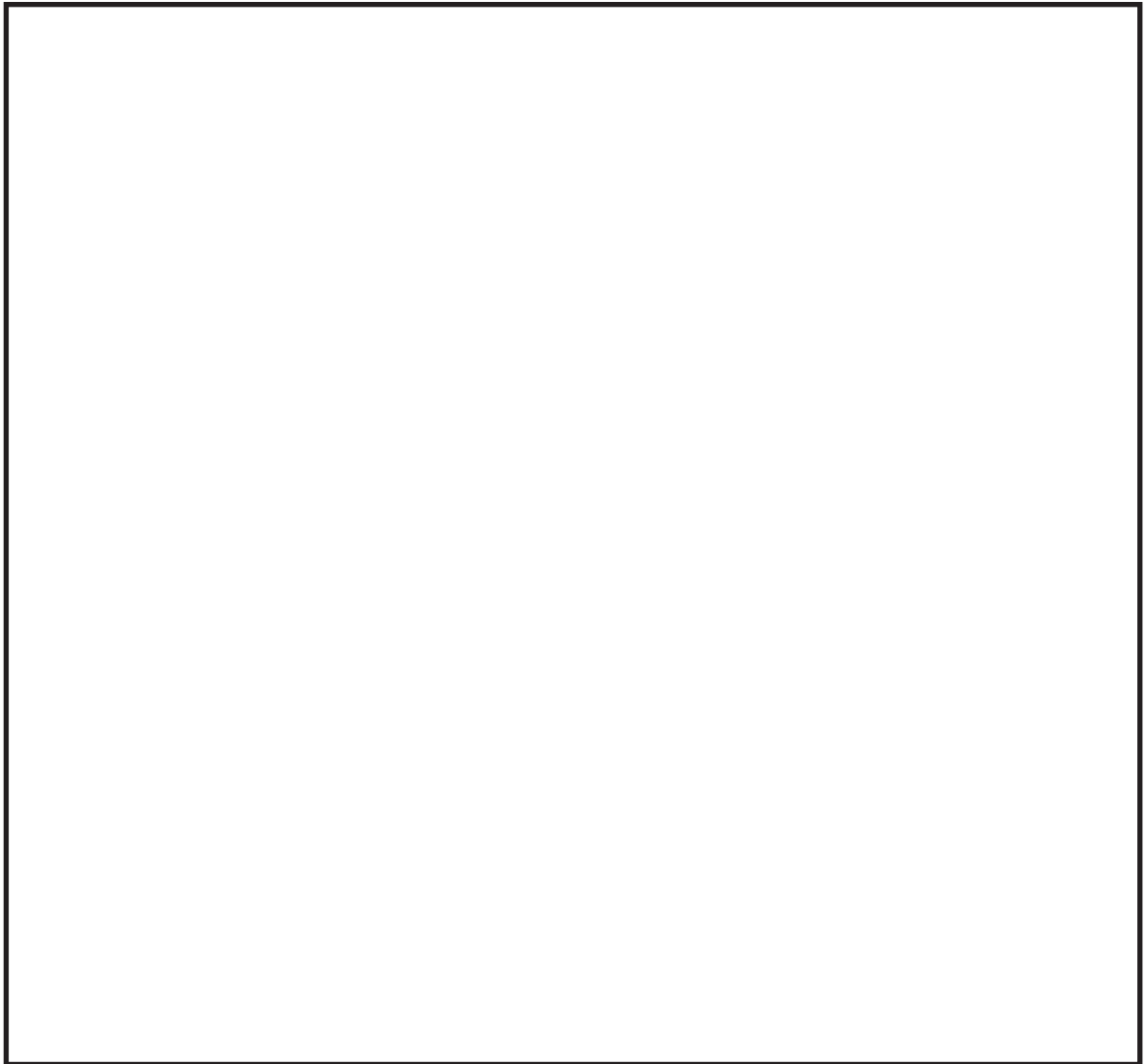


図 2.1-6 中央制御室からの外部の状況把握イメージ

 : DB 範囲

2.1.4 監視カメラにより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、監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

表 2.1-3 監視カメラにより把握可能な自然現象等

自然現象等	監視カメラにより把握できる 発電用原子炉施設の外の状況	監視カメラ以外の 設備等による把握手段
地震	地震による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	公的機関（地震速報）
津波	津波の襲来状況や発電所構内の浸水状況	取水ピット水位計 公的機関（津波警報・注意報）
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所 構内及び原子炉施設の損壊状況	気象観測設備（風向、風速） 公的機関（台風、竜巻注意報）
竜巻		
降水	発電所構内の浸水状況	気象観測設備（降水量）
積雪	発電所構内及び原子炉施設の積雪状況	気象観測設備（降水量）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷状況	公的機関（雷注意報）
火山の影響	発電所構内及び原子炉施設の降下火砕物堆積 状況	目視確認※ ¹
生物学的 事象	発電所前方の海面における海生生物（クラゲ 等）の襲来状況	取水ピット水位計※ ²
森林火災	火災状況、ばい煙の方向確認	目視確認※ ¹
飛来物 （航空機落下）	飛来物による発電所構内及び原子炉施設の損 壊状況	目視確認※ ¹
近隣工場等 の火災	火災状況、ばい煙の方向確認	目視確認※ ¹
船舶の衝突	船舶の衝突による原子炉施設の損壊状況	目視確認※ ¹

※¹ 建屋外で状況確認

※² 取水口が閉塞した場合、取水ピットの水位が低下するため把握可能

: D B 範囲

2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表2.1-4に示す。

表 2.1-4 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

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
気温	-20.0~40.0℃	設計基準温度（低外気温）である-15.0℃が把握できる設計としている。
海水温度	0.0~40.0℃	設計海水温度である26℃が把握できる設計としている。
湿度	0~100%	—
降水量	0~99.5mm（10分間値）	設計基準降水量である91.0mm（1時間値）を把握できる設計とする。
風向 （標高 70m, 175m）	全方位	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 （標高 70m, 175m）	0~60.0m/s（70m） （10分間平均値）	設計基準風速である30m/s（地上高10m, 10分間平均風速）を把握できるものとする。
	0~30.0m/s（175m） （10分間平均値）	最寄の気象観測所における一般気象観測結果の最大値である44.2m/s（最大瞬間風速）を考慮した設計としている。
取水ピット水位	0. P. -11.25m~+19.00m	水位計設置位置における津波による水位変動の上昇側および下降側を測定するため、0. P. -11.25m~+19.00m*を把握可能な設計としている。 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（表2.1-3）。
空間放射線量率 （モニタリングポスト No. 1~6）	（低レンジ） 0~2×10 ⁴ 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)を満足する設計とする。
	（高レンジ） 10 ⁴ ~10 ⁸ nGy/h	

※ 平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、牡鹿半島全体で約 1m の沈降が発生していることを考慮した設計

 : 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、2号炉中央制御室には酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を各1台配備している。

表 2.2-1 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	ガルバニ電池式
	検知範囲	0～100%
	表示精度	±0.5% (0.0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上)
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：連続約8,000時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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	0.04%～5.00%
	表示精度	±10%rdg
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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。）

 : DB範囲
 : SA範囲

2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法に基づき，酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれがある場合には，中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）は，外気を500m³/hの風量にて中央制御室内に取り込むとともに，室内の空気を500m³/hの風量にて排気することにより，中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度を改善することを目的としている。この場合において，室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確実に改善できることについては，事故時運転モード（少量外気取入）による酸素の供給量及び中央制御室内の運転員による酸素の消費量，並びに事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素の排気量及び中央制御室内の運転員による二酸化炭素の吐出量を比較することにより，以下のとおり確認している。

なお，中央制御室は，中央制御室換気空調系によりバウンダリ内全域が換気されており，室内の酸素及び二酸化炭素濃度は概ね一様であることから，運転員の監視性を考慮した場所において酸素及び二酸化炭素濃度を測定する。

(1) 評価条件

- ・ 換気風量 500 m³/h
- ・ 外気の酸素濃度 20.95%
- ・ 室内の二酸化炭素濃度 1.0% （二酸化炭素濃度の管理値）
- ・ 酸素消費量 0.066 m³/h/人
（「空調調和・衛生工学便覧」における歩行時の呼吸量 24L/min に基づき算出）
- ・ 二酸化炭素吐出量 0.046 m³/h/人
（「空調調和・衛生工学便覧」における中等作業時の二酸化炭素吐出量）
- ・ 在室人員 7名
- ・ 空気流入はないものとする

(2) 評価

a. 酸素濃度

事故時運転モード（少量外気取入）による酸素供給量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.2095 = 104.75 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

 : DB 範囲

 : SA 範囲

中央制御室内の運転員による酸素の消費量

$$0.066[\text{m}^3/\text{h}] \times 7[\text{名}] = 0.462[\text{m}^3/\text{h}]$$

酸素供給量 > 酸素消費量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により、室内の酸素濃度を改善することが可能。

b. 二酸化炭素濃度

事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素排気量

$$500 [\text{m}^3/\text{h}] \times 0.01 = 5 [\text{m}^3/\text{h}]$$

中央制御室内の運転員による二酸化炭素吐出货量

$$0.046[\text{m}^3/\text{h}] \times 7[\text{名}] = 0.322 [\text{m}^3/\text{h}]$$

二酸化炭素排気量 > 二酸化炭素吐出货量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により、室内の二酸化炭素濃度を改善することが可能。

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。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気
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

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

労働安全衛生規則（一部抜粋）

（坑内の炭酸ガス濃度の基準）

第五百八十三条 事業者は、坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。ただし、空気呼吸器、酸素呼吸器又はホースマスクを使用して、人命救助又は危害防止に関する作業をさせるときは、この限りでない。

 : DB 範囲

 : SA 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，モニタリング及び作業服の着替え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，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度，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制御建屋内，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，乾電池内蔵型照明を配備する。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図2.3-1に示す。

また，チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員2名で約90分を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャート図を図2.3-2に示す。

 : SA 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

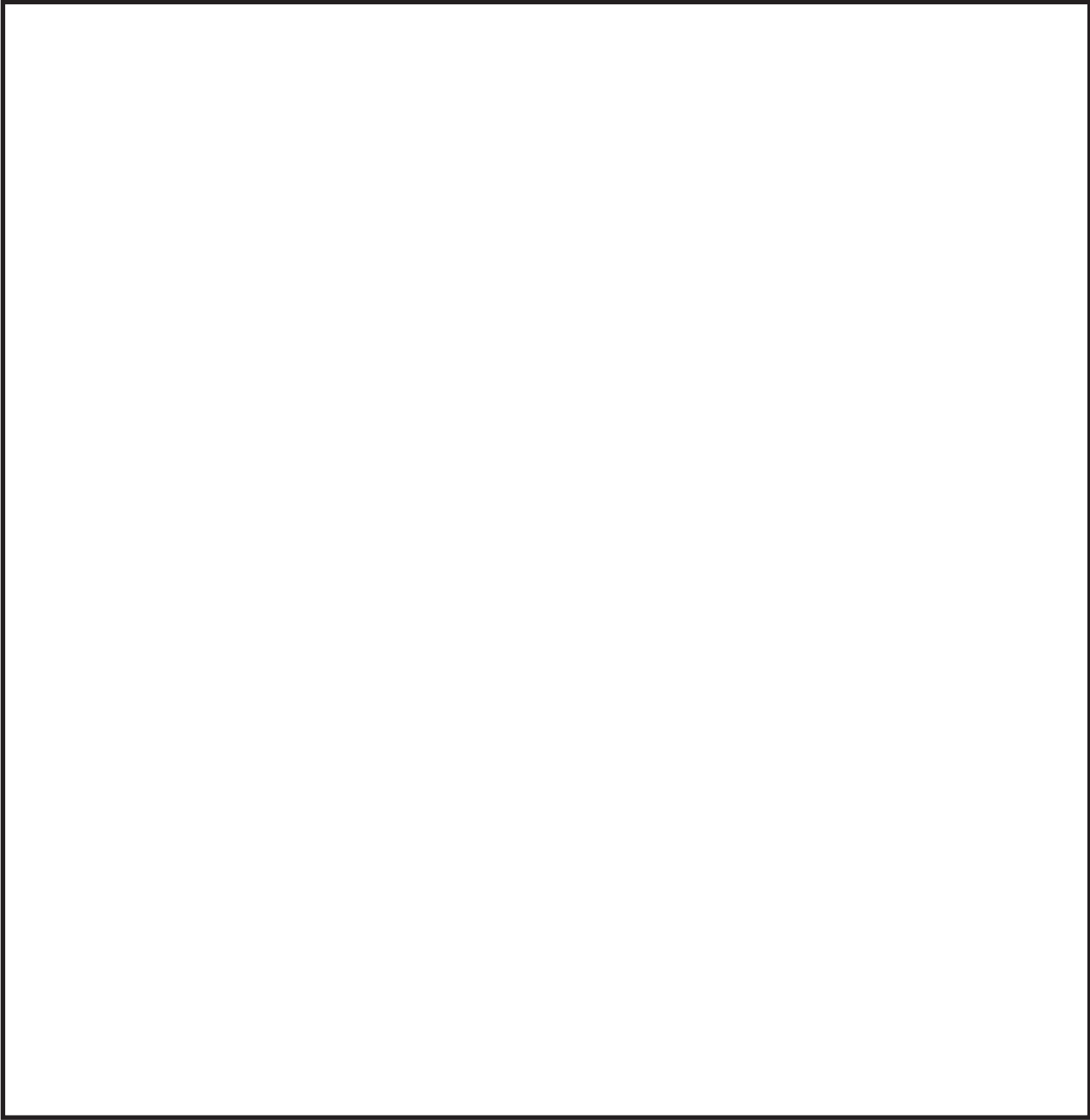


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

 : S A 範囲

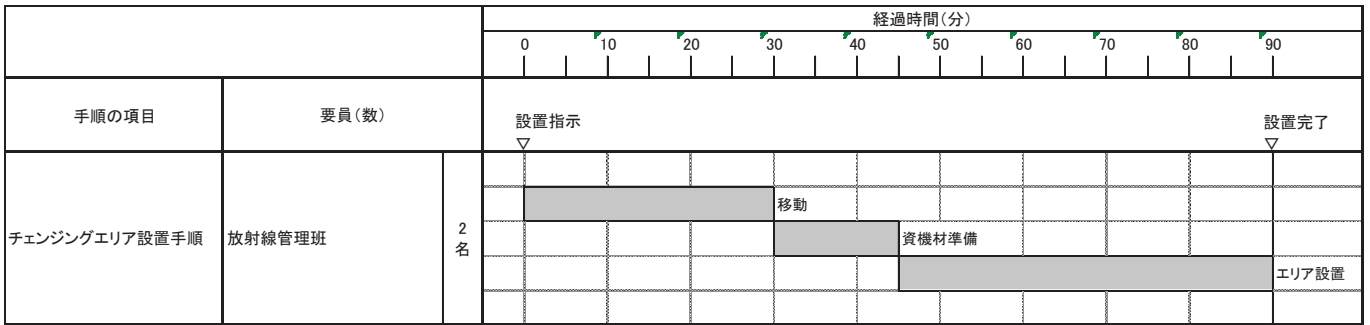


図 2.3-2 チェンジングエリアの設営のタイムチャート

 : SA 範囲

2.4 炉心の著しい損傷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

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる居住性を確保するため、遮蔽設備及び正圧化装置を備えた中央制御室及び中央制御室待避所を設置する。

中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室換気空調系給排気隔離弁により外気を遮断し、中央制御室再循環送風機により高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通した事故時運転モードとし、放射線被ばくから防護する設計とする。

非常用ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避所は、中央制御室待避所加圧設備により中央制御室換気空調系バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を加圧し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、炉心の著しい損傷発生後の原子炉格納容器フィルタベント系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。

中央制御室待避所は、炉心の著しい損傷発生後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる際の中央制御室内執務の運転員及び現場操作対応の運転員を合わせた2号炉運転員7名に加え、予備要員の余裕を持たせた合計12名を収容可能な設計とする。

また、中央制御室待避所には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを配備することで、居住性確保ができていることを常時確認できる設計とする。可搬型照明、データ表示装置（待避所）、通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避所においても継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じて中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図2.4-1に、中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避所加圧設備の加圧バウンダリを図2.4-2に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

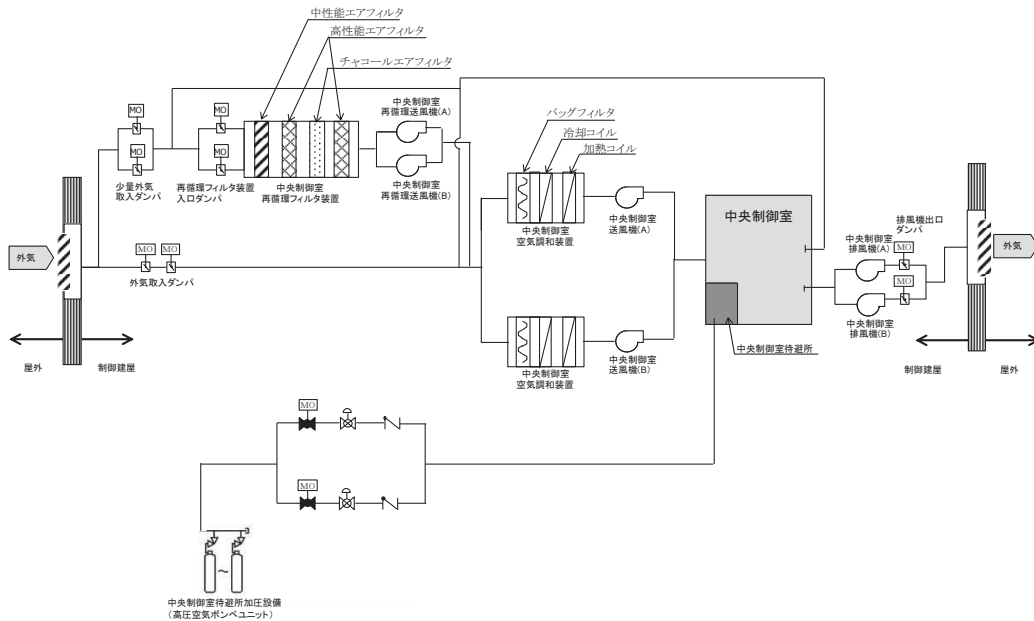


図2. 4-1中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備 系統概要図



図 2. 4-2 中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避所加圧設備の加圧バウンダリ図

： S A 範囲

2.4.2 中央制御室待避所の加圧バウンダリの設計差圧

中央制御室待避所加圧バウンダリは、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。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室待避所内の温度を中央制御室のある制御建屋の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計外気温度（冬季）-4.9℃と仮定すると、中央制御室待避所の階層高さは約 3.3m であるため、以下のとおり約 7Pa 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{ (-4.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.316 - 1.128) \times 3.3 \\ &= 0.6204 (\text{kg/m}^3) \\ &\rightarrow 0.6204 \times 9.8 = 6.07992 \approx 7 (\text{Pa})\end{aligned}$$

このため、中央制御室待避所加圧バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画+20Pa とする。

また、中央制御室待避所は、周囲に対し+20Paに加圧した際のリーク量が部屋容積比0.1回/h未満となるよう間仕切り壁/床等の気密処理を行い、加圧を模擬した加圧試験にて、気密処理基準を達成していることを検証する。



2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

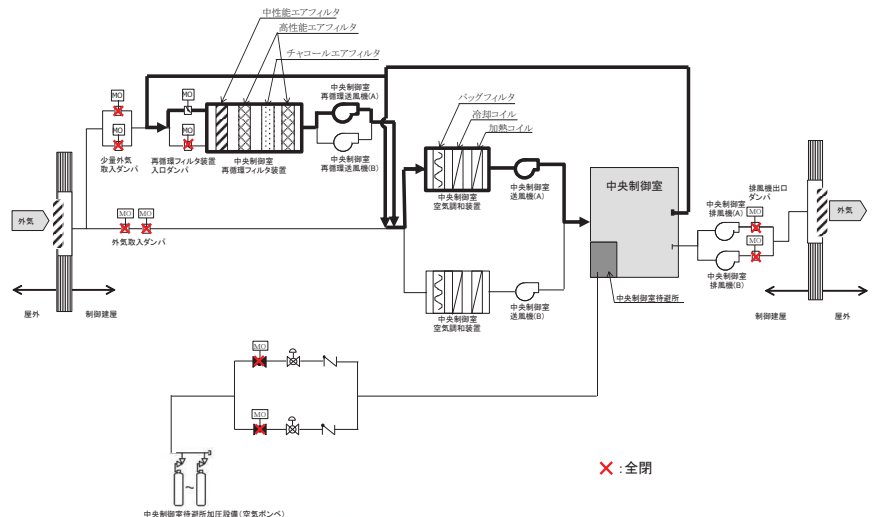
中央制御室は、放射性物質による中央制御室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。重大事故等時には外気を遮断し、中央制御室再循環送風機により高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通した事故時運転モードとすることで、中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

なお、室内の居住環境が悪くなった場合には、中央制御室再循環フィルタ装置により外気を浄化して取り入れることもできる。

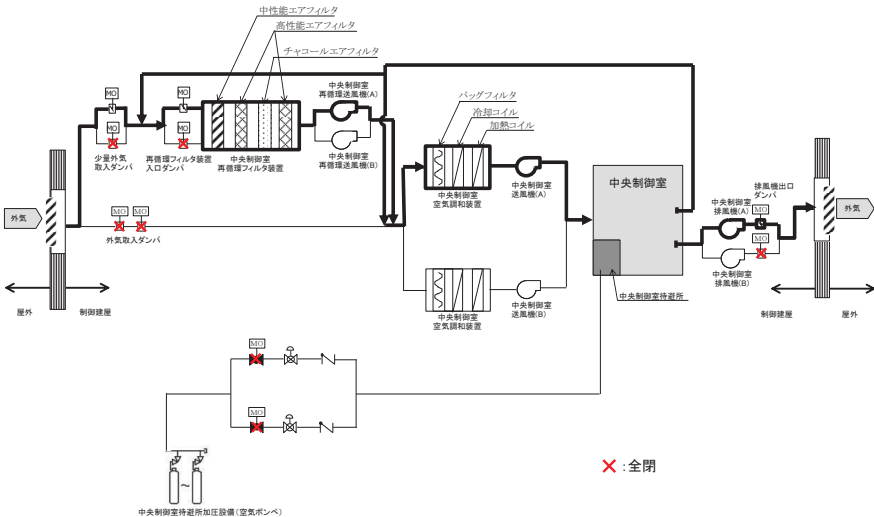
また、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図2.4-3に示す。

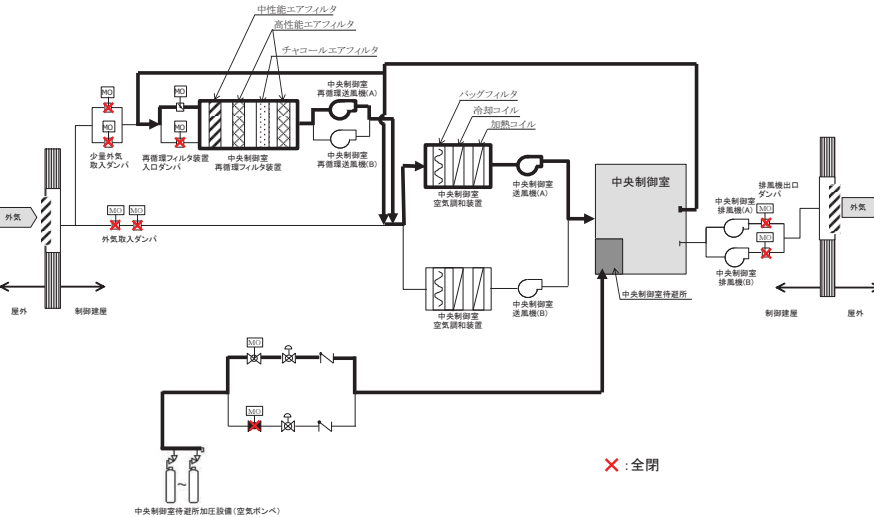




プルーム通過前後 (事故時運転モード)



プルーム通過前後 (少量外気取入モード)



プルーム通過中 (事故時運転モード+ポンベ加圧)

図 2.4-3 中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ 以上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している。図 2.4-4 に中央制御室遮蔽の概要を，また図 2.4-5 に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



図 2.4-4 中央制御室遮蔽の概要

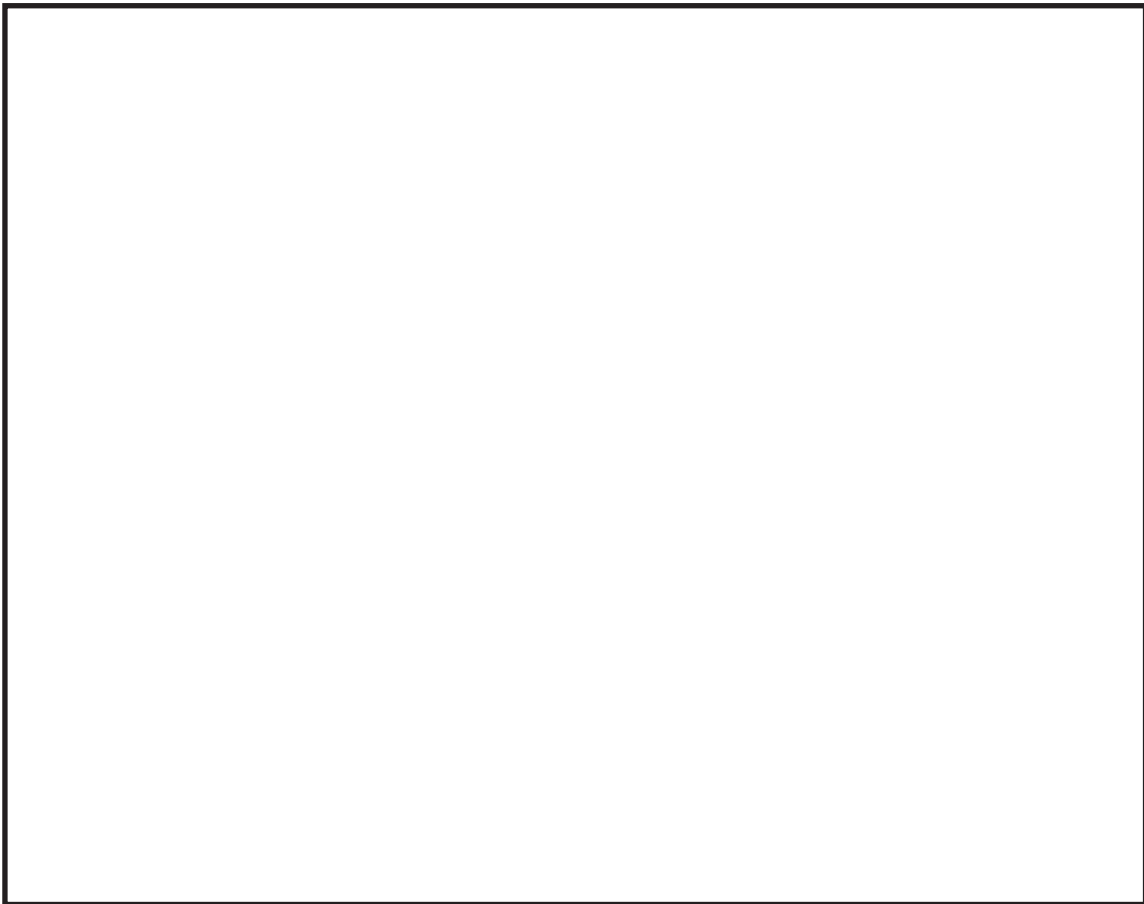


図 2.4-5 中央制御室遮蔽 配置図

(3) 中央制御室換気空調系

通常時は、中央制御室送風機及び中央制御室排風機により、外気を一部取り入れる通常運転モードにより中央制御室の空気調節を行う。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、外気取入口を遮断して、中央制御室再循環送風機によりフィルタ（高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタ）を通した事故時運転モードとし、運転員を過度の被ばくから防護する。なお、外気との遮断は、中央制御室換気空調系の給気隔離弁4弁、排気隔離弁2弁の合計6弁により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電により、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。

外気との遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、少量外気取入モードにより、チャコールエア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、中央制御室換気空調系については、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電するまでの間は起動しないが、居住性の被ばく評価においては、全交流動力電源喪失発生後、30分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。

中央制御室換気空調系の配置を図2.4-6に示す。

【設備仕様】

- ・中央制御室送風機
台数：2（うち予備1）
容量：80,000 m³/h/台

- ・中央制御室排風機
台数：2（うち予備1）
容量：5,000 m³/h/台

- ・中央制御室再循環送風機
台数：2（うち予備1）
容量：8,000 m³/h/台

・中央制御室再循環フィルタ装置

捕集効率 : 高性能エアフィルタ 99.9%以上 (直径0.5 μ m以上の粒子)

: チャコールエアフィルタ 90%以上

台数 : 1

容量 : 8,000 m³/h/台



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

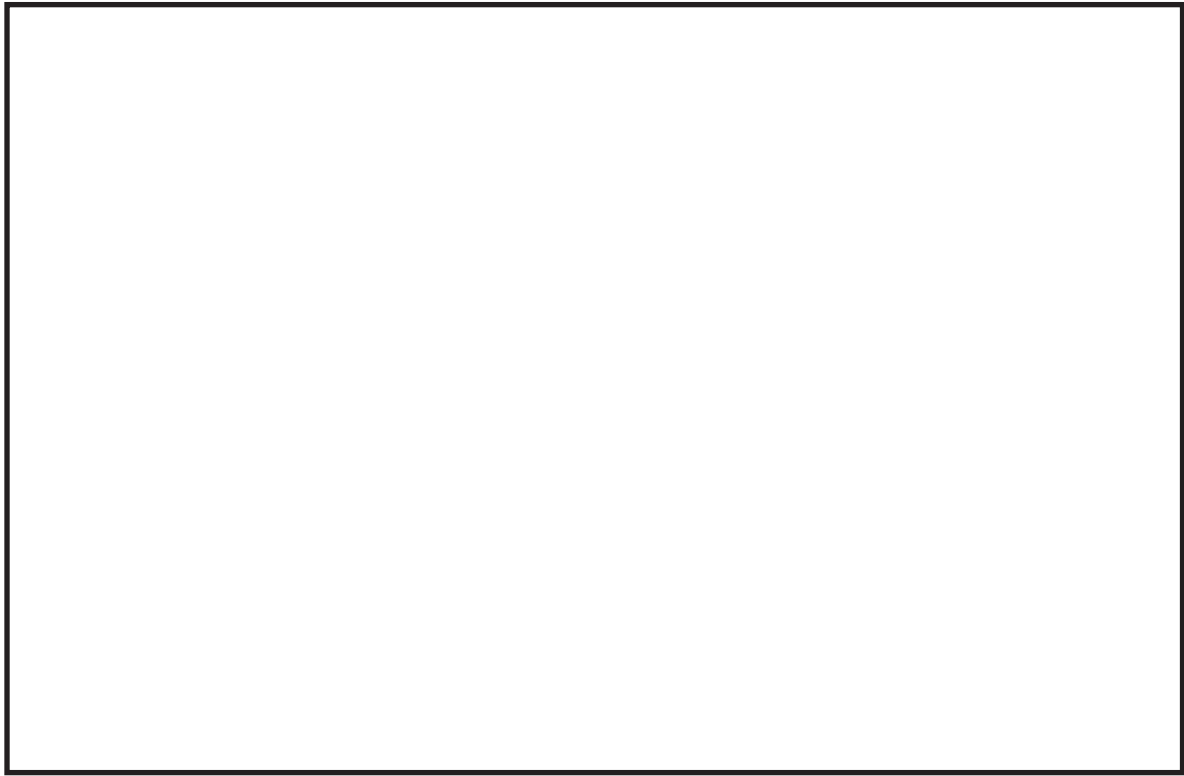


図2.4-6 中央制御室換気空調系の設置エリア

(4) 中央制御室換気空調系ダンパ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室を隔離するために閉操作する中央制御室換気空調系ダンパの系統概要図を図2.4-7に示す。操作対象のダンパは、2号炉に給気側2弁、排気側2弁の合計4弁あり、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ガスタービン発電機からの給電により、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である。なお、ダンパの閉操作は、現場においてハンドルを閉側に回すことにより、手動での操作も可能な設計としている。

中央制御室換気空調系ダンパの配置図を図2.4-8に示す。

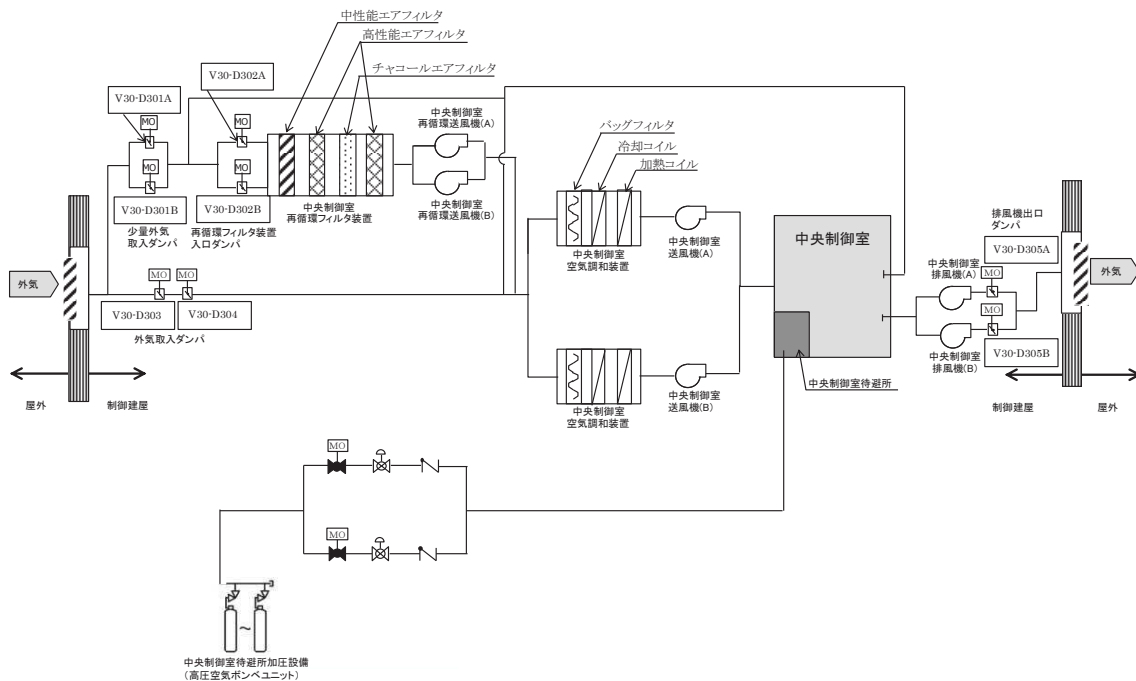


図 2.4-7 中央制御室換気空調系ダンパ 系統概略図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図2.4-8 中央制御室換気空調系ダンパ 配置図

(5) 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器から漏えいする放射性物質による運転員の被ばくを低減するために設置している。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系フィルタ装置、配管・弁類、計測制御装置等で構成する。

非常用ガス処理系の系統概要を図2.4-9に示す。

非常用ガス処理系は、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排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減する設計とする。

非常用ガス処理系は、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ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。非常用ガス処理系の系統概要を図2.4-9に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で非常用ガス処理系の機能を期待する場合には、原子炉建屋ブローアウト閉止装置により原子炉建屋の気密性を確保することが可能な設計とする。原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルから蒸気を放出する際の流路に設置し、気密ダンパの組合せにより構成する設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、開閉状態を中央制御室にて確認可能な設計とし、中央制御室から遠隔操作可能な設計とする。また、遠隔手動ダンパ操作設備を設けることで、現場において人力による操作が可能な設計とする。

【設備仕様】

- ・非常用ガス処理系排風機

台数：2（うち予備1）

容量：2,500 m³/h/台

- ・原子炉建屋ブローアウト閉止装置

個数：1個

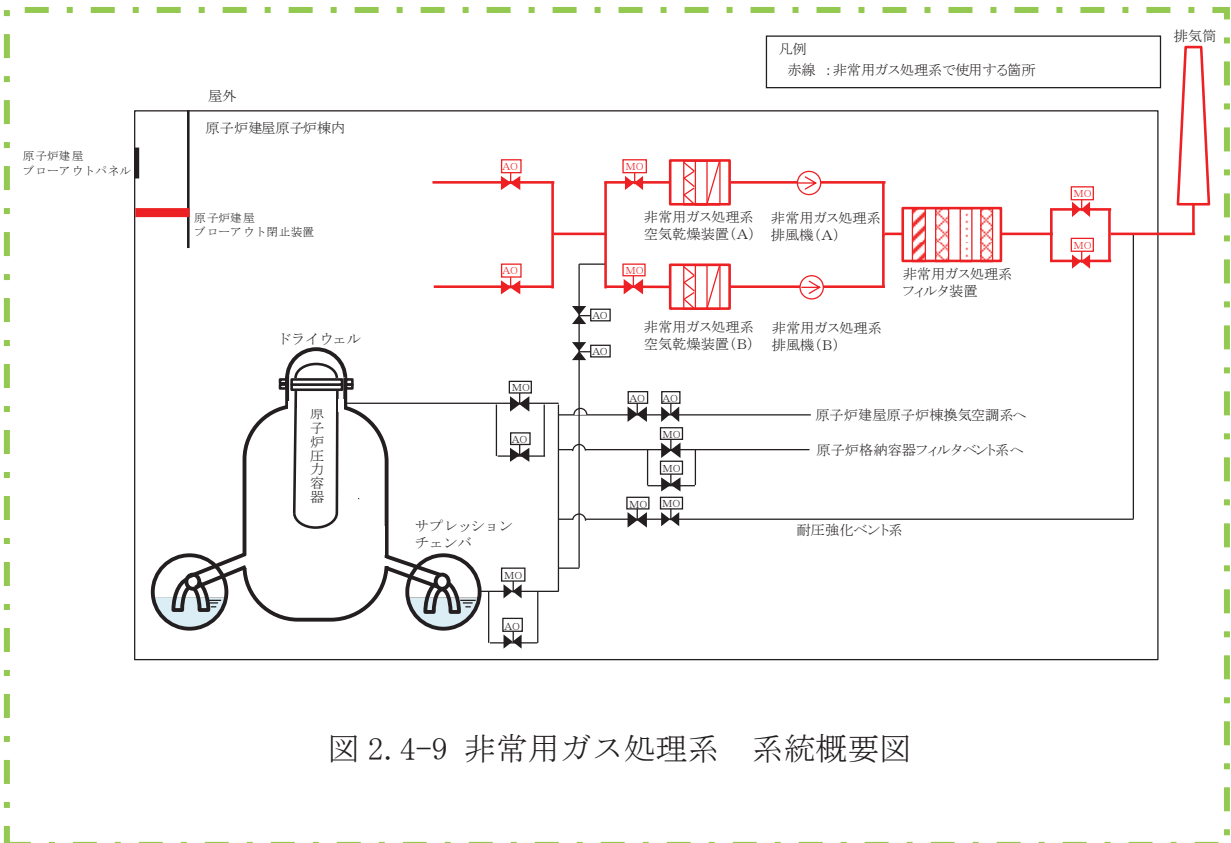


図 2.4-9 非常用ガス処理系 系統概要図

2.4.4 中央制御室待避所の居住性確保

(1) 設計方針

炉心の著しい損傷の発生時に原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合においては、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備により正圧化する設計とする。これにより、中央制御室待避所にとどまる間、中央制御室内に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減が可能な設計とする。

中央制御室待避所は、コンクリート壁により遮蔽性能を高めた設計とする。また、中央制御室待避所は、気密性を高めた設計とするとともに、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により中央制御室待避所を正圧に維持し、中央制御室待避所内への外気流入を一定時間完全に遮断することで居住性を高めた設計とする。

ここで、正圧維持の差圧は、中央制御室と中央制御室待避所の差圧を差圧計により、2.4.2 項に示す正圧維持設計圧力値を監視することとし、中央制御室と中央制御室待避所との差圧は中央制御室待避所の気密扉を閉めることにより確保する設計とする。

中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図 2.4-10 に示す。

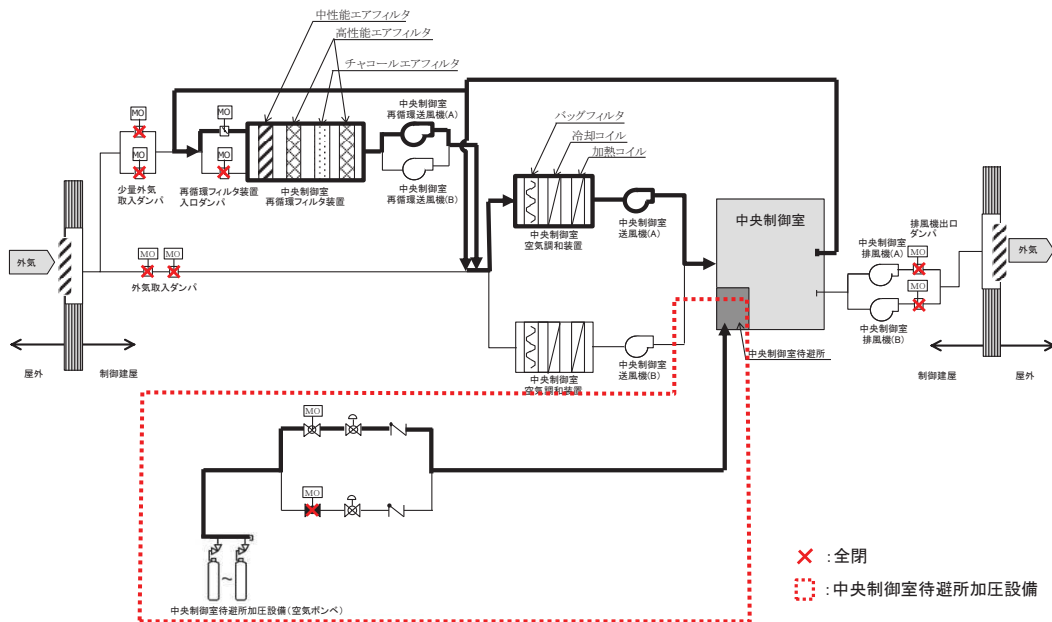


図 2.4-10 中央制御室待避所加圧設備の系統概要図
(炉心の著しい損傷発生時、プルーム通過中)

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避所の収容人数は、2号炉運転員7名（運転操作の統括を行う発電課長1名、運転操作の指揮、監視及び指示を行う発電副長1名、運転操作対応を行う運転員5名）に余裕を考慮した合計12名が収容可能な設計とする。中央制御室待避所のレイアウトを図2.4-11に示す。

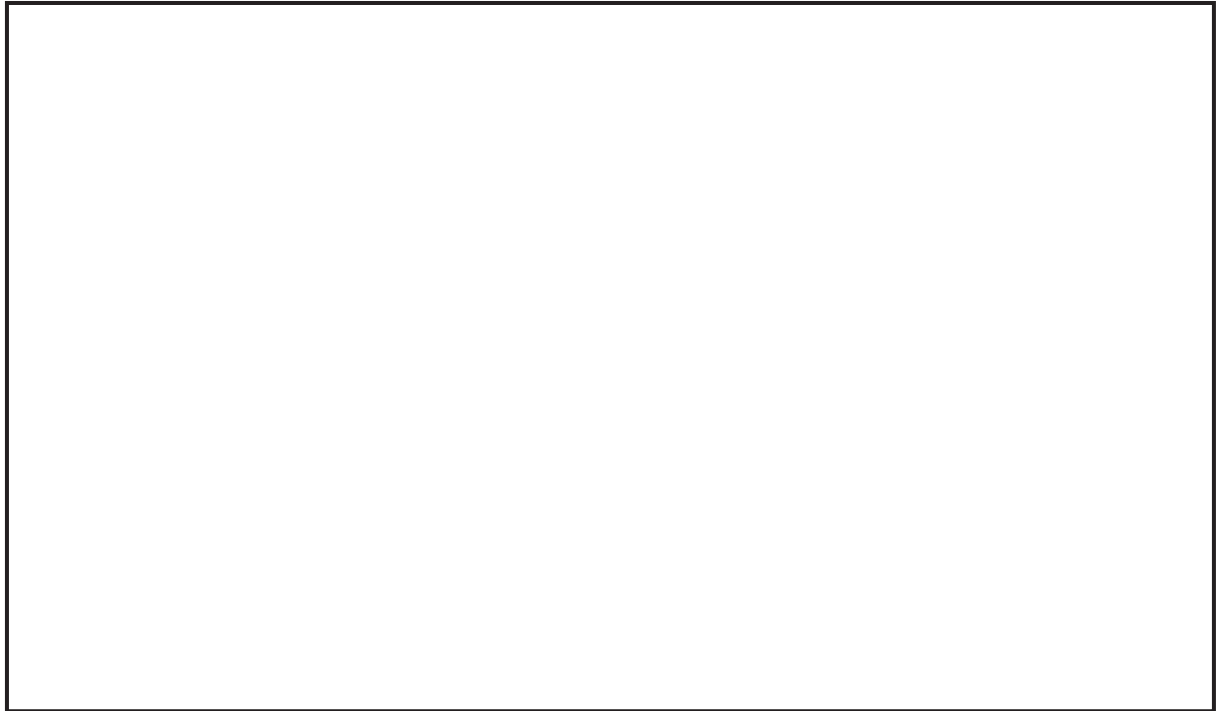


図 2.4-11 中央制御室待避所 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避所の壁は、コンクリート厚さ 以上とし、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。概要は図2.4-11に示すとおり。

(4) 中央制御室待避所加圧設備

a. 系統構成

中央制御室待避所の加圧設備の系統概要図を図2.4-12に示す。

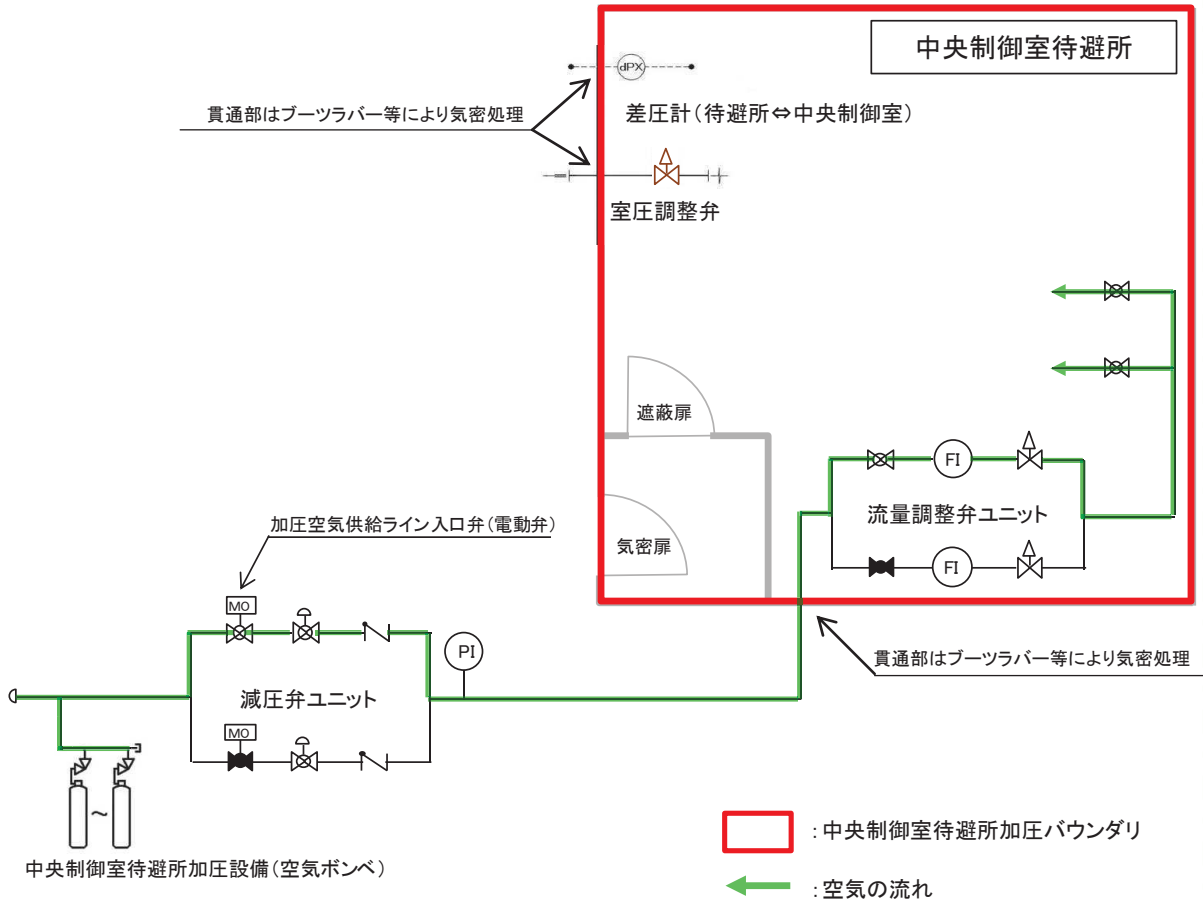


図 2.4-12 中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

b. 必要ポンペ本数

評価の結果、正圧維持又は酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持を考慮した必要なポンペ本数は 40 本となるが、今後、加圧試験を実施し、その結果を踏まえて適切な空気ポンペ本数を確保する。

評価の概要については、以下のとおり。

(a) 正圧維持に必要な空気ポンペ本数

中央制御室待避所を 10 時間正圧化するために必要な空気量は、中央制御室待避所の設計漏えい量 162m^3 (中央制御室待避所の容積 162m^3 に対し部屋容積比 0.1 回/hの設計漏えい量×10 時間分) に余裕分を考慮した 300m^3 とす

る。ポンベ使用可能量を $7.5\text{m}^3/\text{本}$ とした場合（実容量約 $9\text{m}^3/\text{本}$ に対し、外気温度 -4.9°C での容量を保守的に評価した値）、必要ポンベ本数は下記のとおり 40 本となる。

表 2.4-1 正圧維持に必要な空気ポンベ配備数の設定根拠

①空気ポンベの容量	$\text{m}^3/\text{本}$	7.5
②隣接区画より正圧に保つために必要な流量	m^3/h	30
③1 時間正圧に保つために必要なポンベ本数	本/h	4
④10 時間正圧に保つために必要なポンベ本数（③×10）	本/10h	40

(b) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンベ本数

中央制御室待避所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンベ本数について評価を行った。中央制御室待避所への空気の流入はないものとし、プルーム通過中に収容する人数 12 名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は、許容酸素濃度 18%以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0%以下を満足する結果となった、したがって、許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ポンベ本数は、正圧維持に必要な 40 本となる。

(a) 評価条件

- ・ 在室人員：12 名
- ・ 中央制御室待避所内体積： 162m^3
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
- ・ 許容二酸化炭素濃度：1.0%以下
（労働安全衛生規則の許容二酸化炭素濃度 1.5%に余裕を見た値）
- ・ 酸素消費量： $0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$
（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量）
- ・ 呼吸による炭酸ガス排出量： $0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
- ・ 加圧開始時酸素濃度：20.65%（中央制御室内酸素濃度）

- ・加圧開始時二酸化炭素濃度：0.166%（中央制御室内二酸化炭素濃度）
- ・空気ポンベ加圧時間：10時間

(b) 評価結果

10時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図2.4-13に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は表2.4-2のとおりであり、いずれも許容値を満足している。

表2.4-2 10時間加圧後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

	酸素濃度 (%)	二酸化炭素濃度 (%)
加圧10時間後	20.16	0.793

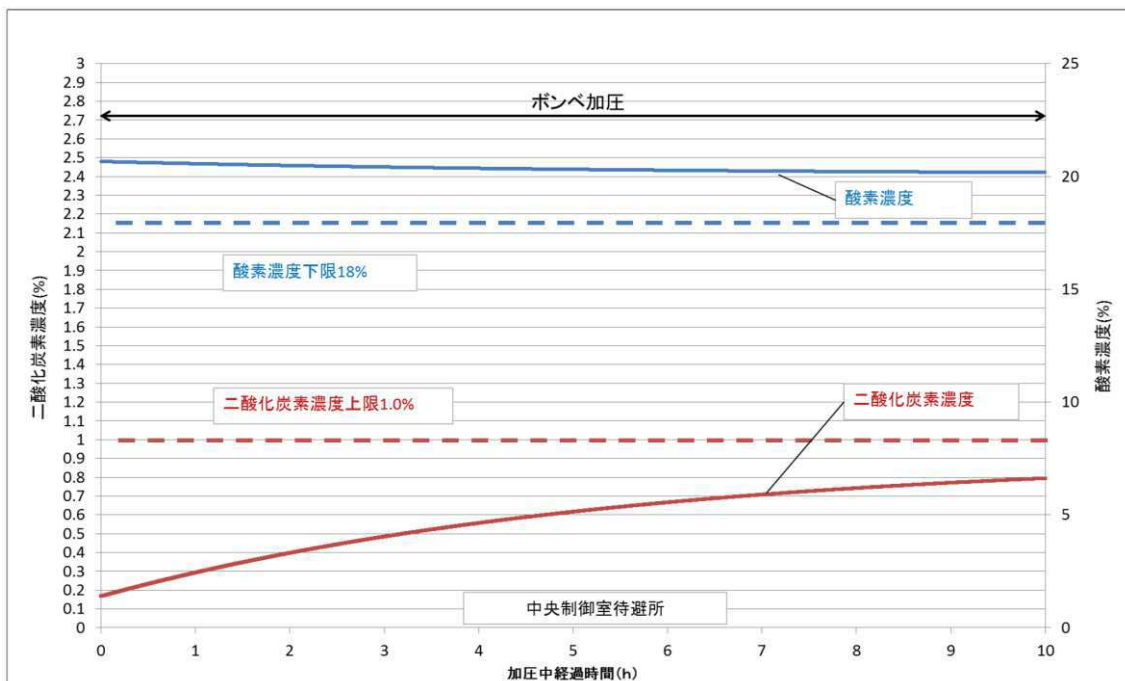


図2.4-13 中央制御室待避所待避期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

d. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避所を加圧した際に隣接区画に比べて+20Paの正圧達成までに要する時間を評価した結果、約6.3秒となった。

なお、本評価においては、間仕切り壁/床等の気密処理基準(周囲に対し+20Paに加圧した際のリーク量が部屋容積比0.1回/h未満)より想定したリーク面積を用いた。

(a) 評価モデル

中央制御室待避所への空気の加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。

(a) 評価モデル

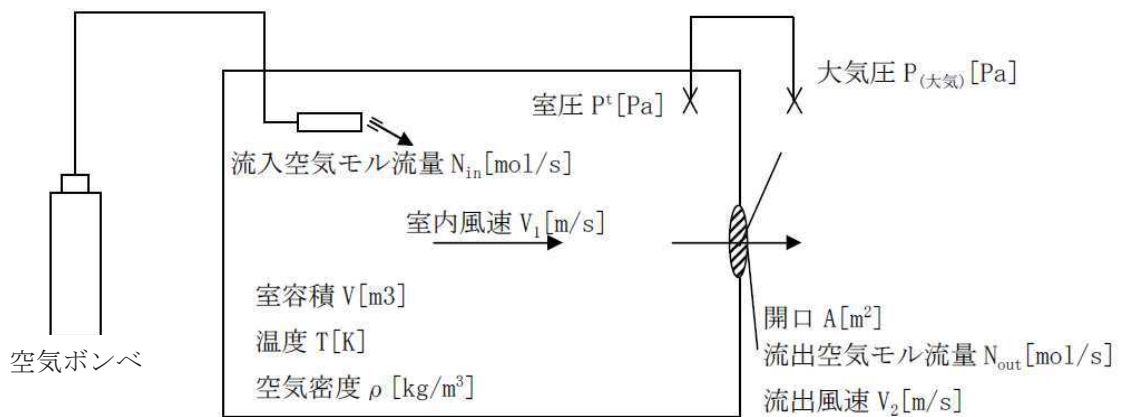


図2.4-14 中央制御室待避所加圧設備加圧バウンダリ正圧化モデル

中央制御室待避所加圧設備(空気ポンベ)により供給した空気が N_{in} [mol/s] のモル流量にて供給され、リーク面積 A [m²] の開口から N_{out} [mol/s] のモル流量にて流出し、空気の流入量と流出量のモル数差により中央制御室待避所加圧設備加圧バウンダリ(以下「加圧バウンダリ」という。)圧力 P^t が変化するモデルを考える。

なお、加圧バウンダリからのリーク量は、加圧バウンダリ圧力+20[Pa]において加圧バウンダリ容積比0.1[回/h]とする。

<その他評価条件>

- ・ 給気空気温度 T : 20 [°C]
- ・ 空気密度 ρ : 1.204786 [kg/m³]
- ・ 空気のモル質量 m : 28.964 [g/mol]
- ・ 加圧空気量 : 30 [m³/h]
- ・ 気体定数 R : 8.3144621 [J/K/mol]
- ・ 室容積 V : 162 [m³] (加圧バウンダリ内容積)
- ・ 大気圧 $P_{(大気)}$: 101,325 [Pa] (標準大気圧)
- ・ リーク面積 A : 7.81×10^{-4} [m²]
(20Paで0.1回/hとなる面積)

- ・室内風速 V_1 : $0[\text{m}^3/\text{s}]$
(加圧バウンダリ内の空気の流れは十分遅いものとする。)

(b) 評価式

評価式は、気体の状態方程式及びベルヌーイの定理から微小時間後の加圧バウンダリ圧力を求める式を、以下のとおり導出した。

$$P^{t+\Delta t} = P^t + \Delta t \times \frac{RT}{V} \times (N_{in} - N_{out}) [Pa]$$

なお、上式における N_{in} , N_{out} は以下に表される。

$$N_{in} = \frac{30[\text{m}^3/\text{h}] \times \rho[\text{kg}/\text{m}^3]}{m[\text{g}/\text{mol}]} = 0.3466 \text{ mol/s}$$

$$N_{out} = A \times \frac{\rho}{m} \times V_2 = A \times \frac{\rho}{m} \times \sqrt{\frac{2(P^t - P_{\text{大気}})}{\rho}} [\text{mol/s}]$$

(c) 評価結果

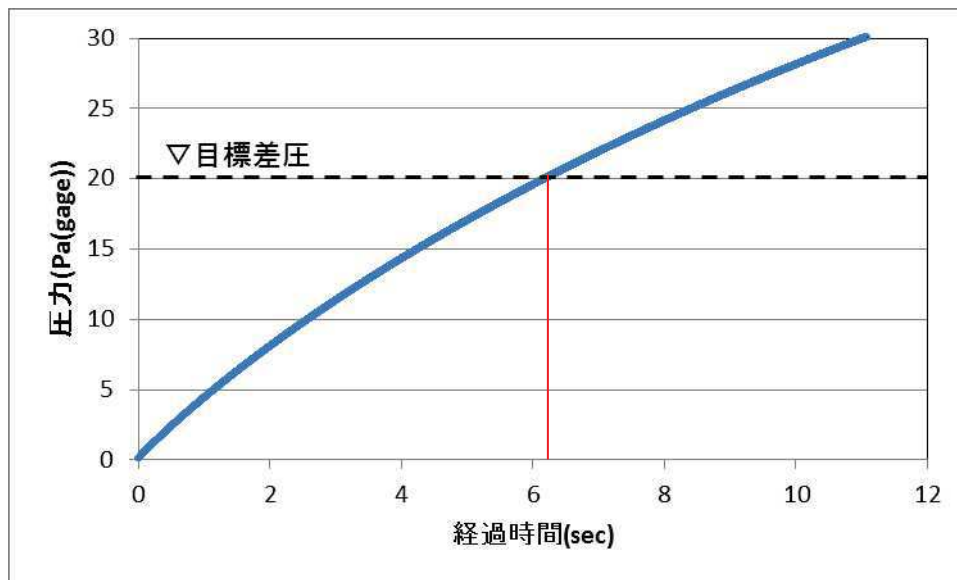


図 2.4-15 中央制御室待避所内圧力の時間変化

e. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図 2.4-16 に示す。空気ポンベは、制御建屋 及び に配置し、制御建屋 の中央制御室待避所に空気を供給する。

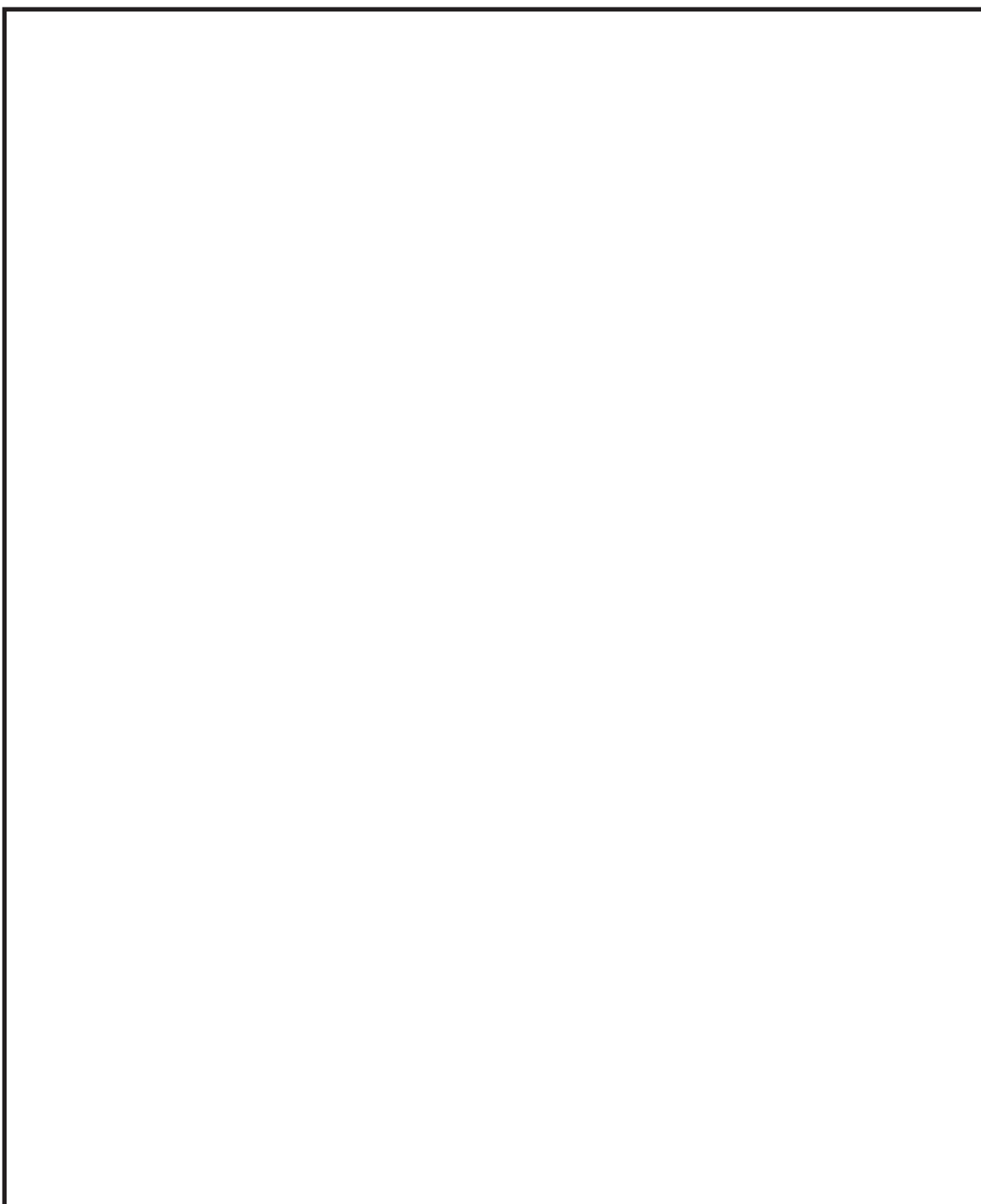


図 2.4-16 空気ポンベ設置 配置図

(5) 中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の運転状態比較

中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の運転状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時の炉心の著しい損傷が発生した場合を比較、図示すると以下の通りとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを、図 2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図(1/2)に示す。

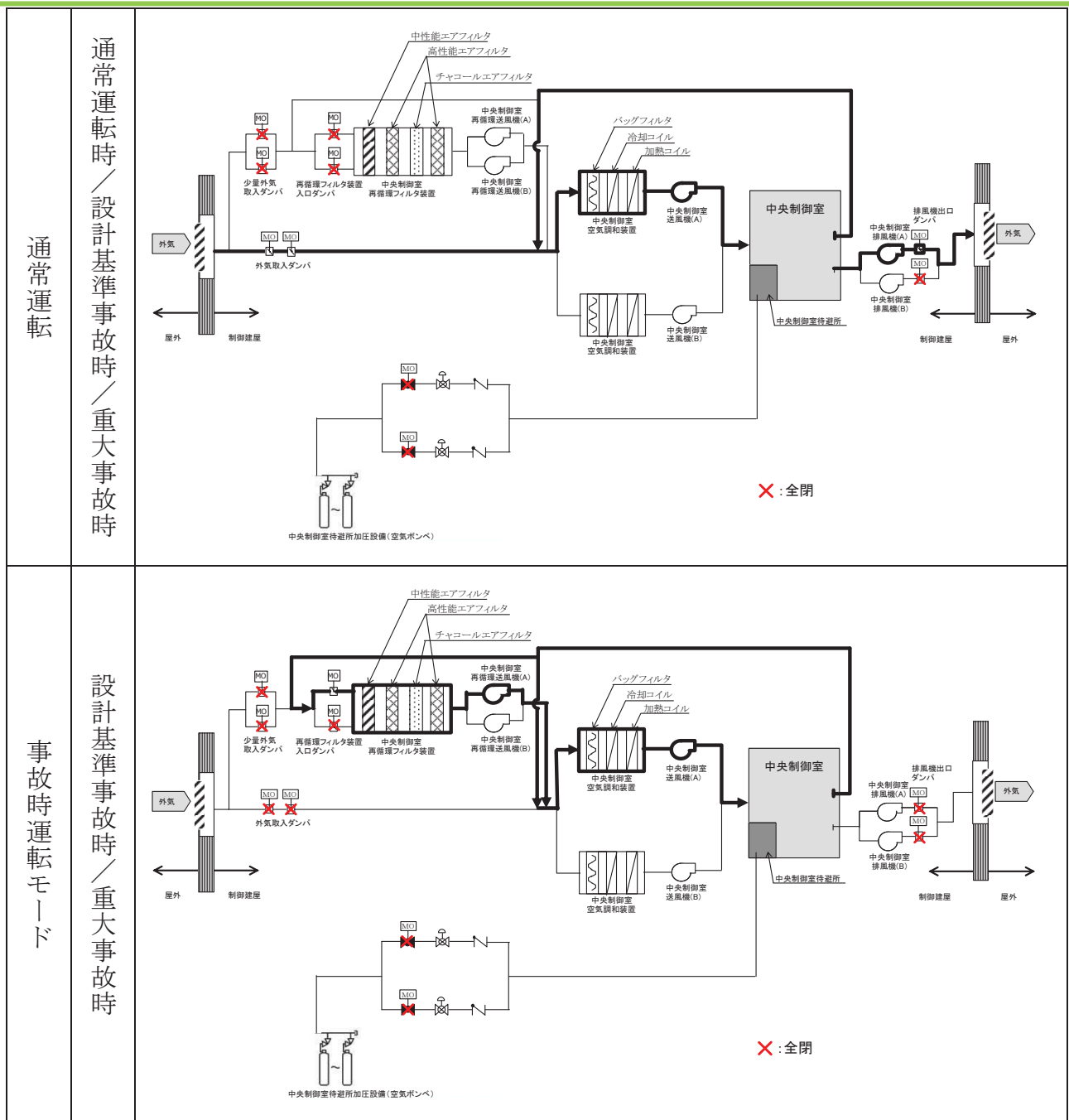


図 2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図 (1/2)

26 条-別添 1-2-39

: DB 範囲
 : SA 範囲

炉心の著しい損傷発生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，図 2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概要図(2/2)に示す。

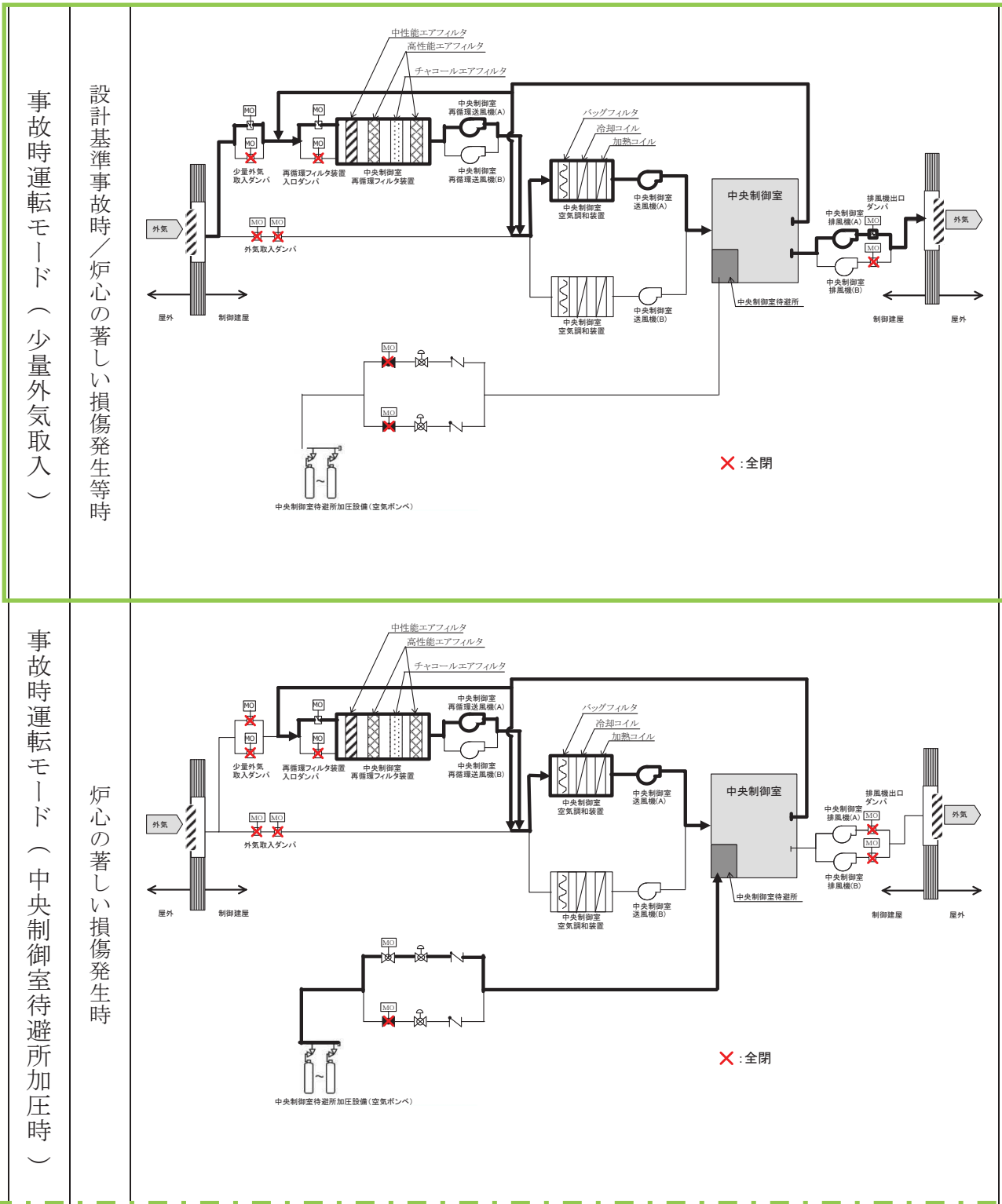


図2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図 (2/2)

26 条-別添 1-2-40

□ : DB 範囲
 □ : SA 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避所には、運転員が炉心の著しい損傷発生時の原子炉格納容器フィルタベント系の作動に際して、水素爆発による格納容器の破損防止（原子炉格納容器フィルタベント系に関するパラメータ）の確認に加え、原子炉格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉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（待避所）を設置する設計とする。

なお、データ表示装置（待避所）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（待避所）で確認できる主なパラメータを表2.4-4、データ表示装置（待避所）に関するデータ伝送の概要を図2.4-18に示す。

また、中央制御室待避所において、運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるよう、中央制御室待避所には、トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）を設置する設計とする。

中央制御室待避所における通信連絡設備の概要を図2.4-19に示す。

表2.4-4 データ表示装置（待避所）で確認できる主なパラメータ

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の状態確認	原子炉水位（広帯域）（燃料域）
	原子炉圧力
	原子炉圧力容器温度
	低压炉心スプレイ系系統流量
	高压炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	残留熱除去系洗浄ライン流量
	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
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サブプレッションプール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	格納容器下部注水流量
放射能隔離の状態確認	格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
環境への影響確認	モニタリングポスト線量率
	気象情報
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位
	使用済燃料プール水温度
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線レベル
水素爆発による原子炉建屋の破損防止確認	原子炉建屋内水素濃度

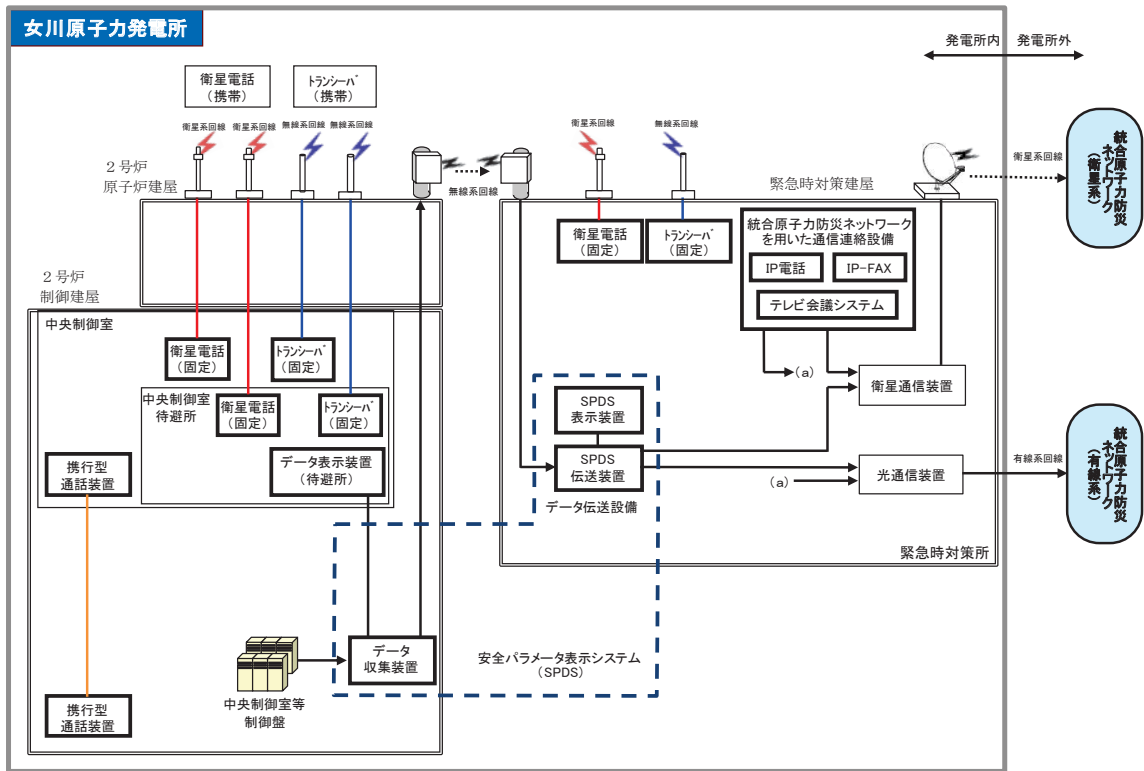


図 2.4-18 データ表示装置（待避所）に関するデータ伝送の概要

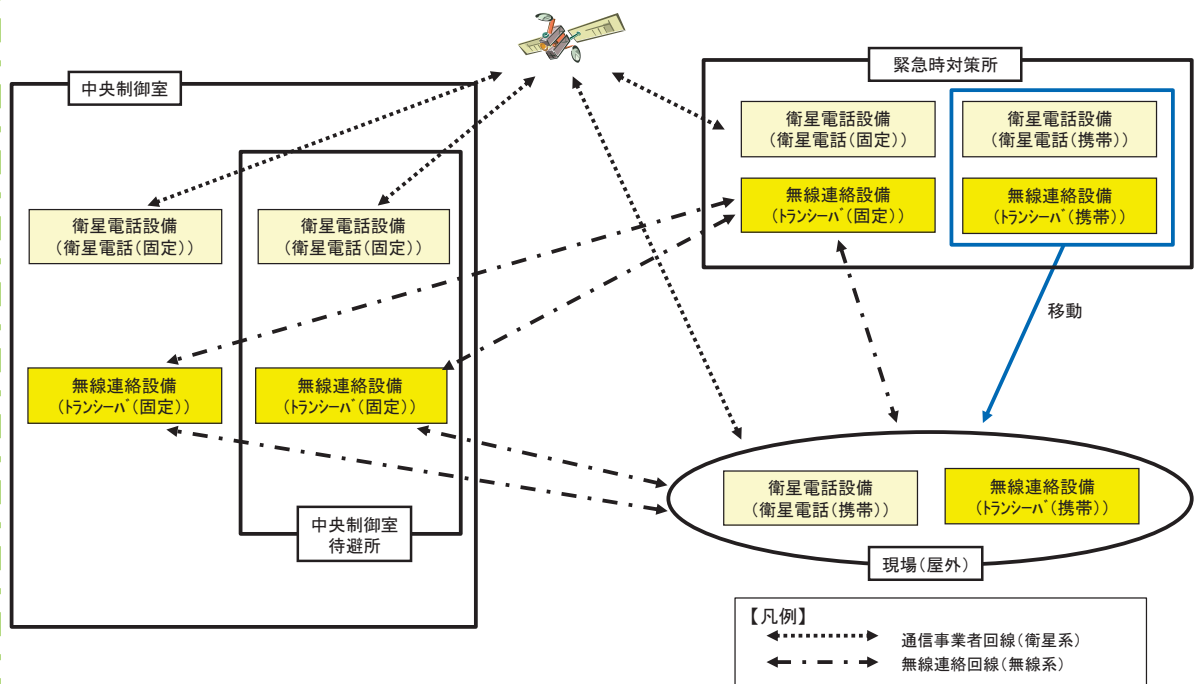


図2.4-19中央制御室待避所における通信連絡設備の概要

(7) 中央制御室待避所のその他設備・資機材

中央制御室待避所には、炉心の著しい損傷発生時の原子炉格納容器フィルタベント系作動時において運転員がとどまれるようにするため、可搬型照明、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを配備する。

可搬型照明は、中央制御室待避所にとどまり必要な監視等を行うのに必要な照度を有するものを、ヘッドライトを3個、ランタンを2台配備する。表2.4-5に中央制御室待避所に配備する可搬型照明を示す。

表2.4-5 中央制御室待避所に配備する可搬型照明

名称	保管場所	数量	仕様
ヘッドライト 	中央制御室待避所	3 個（予備 1 個）	電源：単三形電池 3 本 点灯時間： High モード 12 時間 Low モード 120 時間
ランタン 	中央制御室待避所	2 台 （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は中央制御室の予備 3 台と共用する。）	電源：乾電池（単一×4） 点灯時間：45 時間

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は中央制御室待避所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。表2.4-6 に中央制御室待避所に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。


表 2.4-6 中央制御室待避所に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
<p>酸素濃度計</p> 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0～100%
	表示精度	±0.5% (0.0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上)
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：連続約8,000時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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台※を保有する。）
<p>二酸化炭素濃度計</p> 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.04%～5.00%
	表示精度	±10%rdg
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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台※を保有する。）

※予備1台は中央制御室と共用

可搬型エリアモニタは中央制御室待避所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。表2.4-7に中央制御室待避所に配備する可搬型エリアモニタを示す。

表 2.4-7 中央制御室待避所に配備する可搬型エリアモニタ

機器名称及び外観	仕 様 等	
	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	測定範囲：0.001～99.99mSv/h
	電源	電 源：AC100V 単一型乾電池 8本 [連続 200 時間以上] (予備：単一型乾電池 32 本)
	台数	1 台 (予備 1 台)

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（図2.5-1 に示す空調及び図2.5-2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、図2.5-3に示すとおり常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

ガスタービン発電機の容量は、重大事故等対策の有効性評価で考慮している事象のうち、最大負荷を要求される事象（全交流動力電源喪失及び崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））に対して、表2.5-1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ガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、図2.5-2に示す直流照明兼非常用照明及び直流照明に加え、乾電池により点灯可能な可搬型照明(SA)を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（全交流動力電源喪失後15分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機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。なお、中央制御室の全照明が消灯した場合には、可搬型照明(SA)により、必要な照度を確保可能な設計とする。

また、運転員のシミュレータ訓練において全交流動力電源喪失を想定した訓練により、全照明消灯下でも対応操作ができることを確認しているとともに、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(SA)を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタン等の可搬型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

空調については、ガスタービン発電機が起動するまでの間は起動しないが、被ばく評価において、必要な居住性が確保されていることを確認している。

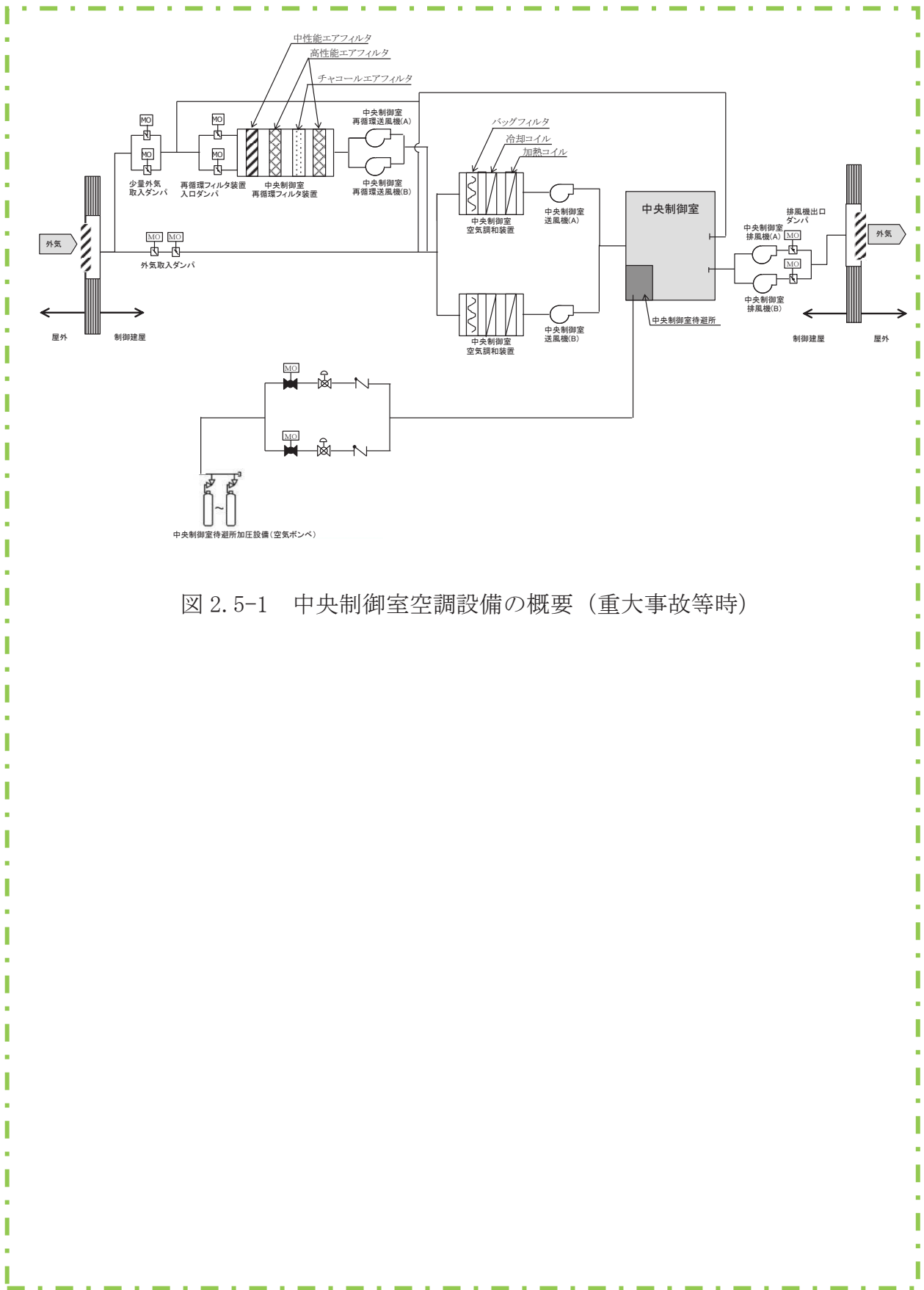


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要 (重大事故等時)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

 : S A 範囲

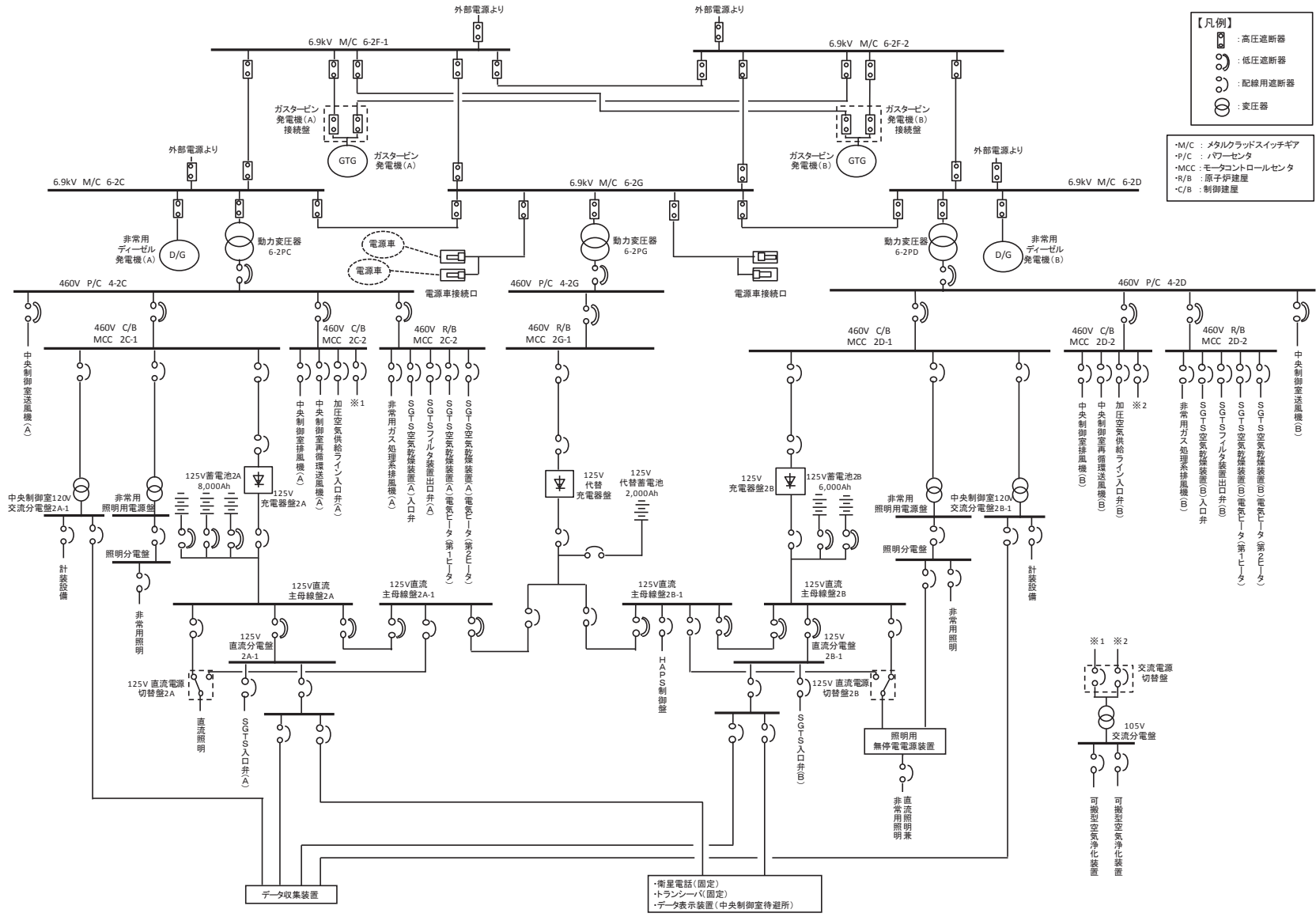


図 2.5-3 2号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

： SA 範囲

表 2.5-1 ガスタービン発電機(連続定格容量 約 6,000kW (約 3,000kW 2 個)) の最大所要負荷

負荷名称	負荷容量 (kW)
緊急用電気品建屋	502.3
緊急時対策建屋	340.0
125V 充電器盤 2A	105.0
125V 充電器盤 2B	105.0
中央制御室 120V 交流分電盤 2A, 2A-1	52.5
中央制御室 120V 交流分電盤 2B, 2B-1	52.5
復水移送ポンプ	90.0
中央制御室送風機	110.0
中央制御室再循環送風機	15.0
残留熱除去系ポンプ (起動時)	511.6 (1,080.0)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0
非常用照明	360.0
非常用ガス処理系排風機等	70.0
代替循環冷却ポンプ	90.0
その他の負荷	762.1
合計 (連続負荷)	3,241.0
(最大負荷)	(4,605.0)



(通常点灯時)



(全照明消灯時)

図 2.5-4 非常灯照明下での中央制御室の状況

(1) 可搬型照明(SA)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(SA)は、10個（うち予備3）使用する設計とする。数量はシミュレータ施設を用いて、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。

仮に可搬型照明(SA)が活用できない場合のため、可搬型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

表2.5-2 に中央制御室に配備する可搬型照明(SA)及び可搬型照明の概要を示す。

表2.5-2 中央制御室に配備する可搬型照明(SA)

名称	保管場所	数量	仕様
ヘッドライト 	中央制御室	10 (運転員7名分 +予備3)	電源：乾電池（単三×3） 点灯時間： Highモード 12時間 Lowモード 120時間

<参考> 表2.5-3 その他中央制御室に配備する可搬型照明

名称	保管場所	数量	仕様
懐中電灯 	中央制御室	10個 (運転員7名分 +予備3個)	電源：乾電池（単三×4） 点灯時間：155時間
ヘッドライト 	中央制御室	10個 (運転員7名分 +予備3個)	電源：乾電池（単三×3） 点灯時間： Highモード 12時間 Lowモード 120時間
ランタン 	中央制御室	4個 (発電課長1個 +発電副長1個 +運転員1個 +予備1個)	電源：乾電池（単一×4） 点灯時間：45時間

可搬型照明(SA)の照度は、図2.5-5に示すとおり盤から約2mの位置に運転員を配置した場合に、直流照明兼非常用照明の設計値である照度(200ルクス)に対し、操作を行う盤面で約300ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。

また、ランタンも配備し、更に照度を確保できるようにしている。

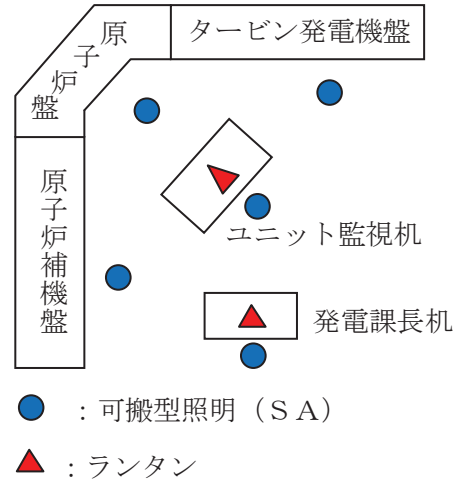


図2.5-5 シミュレータ施設における可搬型照明(SA)確認状況

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避所へ待避する際の対応について

原子炉格納容器フィルタベント系作動前から作動後にわたっての、運転員の対応を以下にまとめる。

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系作動前（待避前）

有効性評価において炉心損傷後に格納容器ベントを実施する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において中央制御室待避所への待避前に行う運転員の対応を表3.1-1に示す。

想定するシナリオにおいて、原子炉水位は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により維持され、運転員は適宜流量調整を実施する。原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施判断後、中央制御室待避所への待避前に運転員が行う必要のあるプラント操作は、原子炉への注水流量を調整することであるが、待避前に原子炉の崩壊熱相当の注水流量を確保するよう調整を行うことで、待避期間中のプラント操作を不要とすることが可能である。

なお、原子炉への注水流量は待避期間中においてもデータ表示装置（待避所）にて監視可能な設計としており、万一、待避期間中に操作が必要となった場合には、必要な放射線管理用資機材（防護具）を装備した上で、中央制御室待避所から退室し、操作を行うことも可能な設計としている。

その他、中央制御室待避所への待避前の準備として、表3.1-1に示す設備、資機材の操作又は確認を行う。

表3.1-1 中央制御室待避所への待避前に行う運転員の対応

プラント操作	・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉への注水流量調整
居住性対策設備	・中央制御室換気空調系の事故時運転モードへの切替え（事故時運転モード（少量外気取入）で運転中の場合） ・中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタの設置，電源入
監視設備	・データ表示装置（待避所）電源入
通信連絡設備	・現場要員や緊急時対策所との通信連絡のための，トランシーバ（固定），衛星電話（固定）の準備（通話確認）

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系作動中（待避中）

運転員は、原子炉格納容器フィルタベント系作動開始後、速やかに中央制御室待避所に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避所に施設する差圧計を確認し、中央制御室待避所へ適切に空気が供給され、中央制御室待避所が加圧されていることを確認する。また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が18%以上であること、二酸化炭素濃度が1.0%以下であること）を確認するとともに、中央制御室待避所の放射線量率を可搬型エリアモニタにて監視する。

中央制御室待避所にとどまっている間にも、データ表示装置（待避所）を用いることで、原子炉格納容器フィルタベント系作動状況はじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また、中央制御室待避所に通信連絡設備を設置し、緊急時対策所との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避所にこれら設備を設置することで、中央制御室内に居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお、万一、中央制御室待避所にとどまっている間に中央制御室に出る必要がある場合には、必要な放射線管理用資機材（防護具）を装備した上で、中央制御室待避所から退室する。必要な操作等の完了後には、前室において放射線管理用資機材（防護具）を脱衣した上で、中央制御室待避所へ再入室することで、中央制御室待避所内への放射性物質の持込み防止に配慮した設計とする。また、そのために必要な資機材等を中央制御室待避所に備える設計とする。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系作動後（待避解除）

運転員は、原子炉格納容器フィルタベント系作動に伴うプルーム放出から10時間経過後は、中央制御室内の放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、緊急時対策所との協議の上、中央制御室内での対応を再開する。

中央制御室待避所に待避する際の運転員の対応及び換気設備の概要を図 3.1-1 に示す。

対応操作		0h	51h	61h	168h
ベント開始				▼ 待避所へ待避	
プラント操作	原子炉への注水量調整		◀ 適宜実施 ▶	▼ 待避所へ待避	◀ 適宜実施 ▶
	中央制御室換気空調系の事故時運転モードへの切替え (事故時運転モード(少量外気取入)で運転中の場合)		◀ 事故時運転モード※ ▶	▼ 待避所へ待避	◀ 事故時運転モード※ ▶
居住性対策設備	中央制御室待避所加圧設備による加圧			▼ 待避所加圧	
	酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エアモニタの設置、電源入			▼ 監視	
	監視設備			▼ 監視	
通信連絡設備	トランシーバ(固定)、衛星電話(固定)の通話確認			▼ 必要に応じ使用	

▼: 対応操作実施

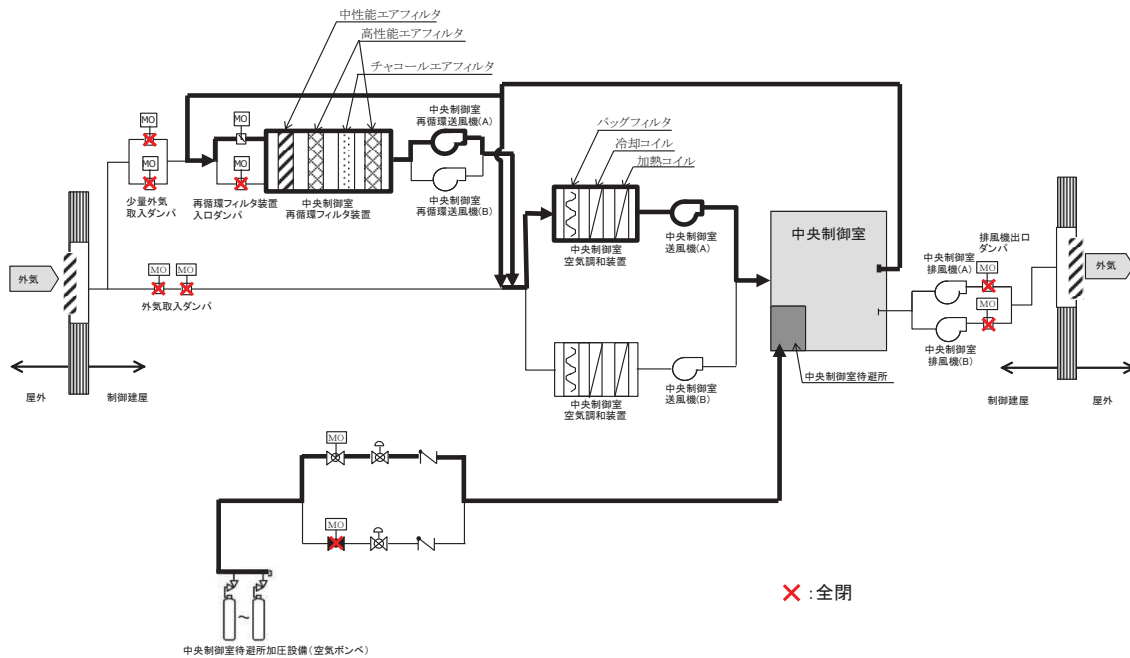


図 3.1-1 中央制御室待避所に待避する際の運転員の対応及び換気設備の概要

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線管理用資機材

中央制御室に配備する放射線管理用資機材の内訳を表3.2-1及び表3.2-2に示す。なお、放射線管理用資機材は、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。

表 3.2-1 防護具

品名	配備数 ^{※16} ／保管場所					
タイバック	2,100 着 ^{※1}	資機材保管エリア、地下1階廊下、緊急時対策所	147 着 ^{※8}	中央制御室	約 20,000 着	構内(参考)
下着 (上下セット)	2,100 着 ^{※1}		147 着 ^{※8}		約 6,000 着	
帽子	2,100 個 ^{※1}		147 個 ^{※8}		約 20,000 個	
靴下	2,100 足 ^{※1}		147 足 ^{※8}		約 30,000 足	
綿手袋	2,100 双 ^{※1}		147 双 ^{※8}		約 40,000 双	
ゴム手袋	4,200 双 ^{※2}		294 双 ^{※9}		約 150,000 双	
全面マスク	900 個 ^{※3}		49 個 ^{※10}		約 1,800 個	
マスク用チャコールフィルタ (2 個/セット)	2,100 セット ^{※1}		147 セット ^{※8}		約 8,000 セット	
EVA スーツ (上下セット)	1,050 セット ^{※4}		74 セット ^{※11}		約 3,000 セット	
汚染区域用靴	40 足 ^{※5}		8 足 ^{※12}		約 500 足	
自給式呼吸器	6 セット ^{※6}		7 セット ^{※13}		10 セット	
耐熱服	—		3 セット ^{※14}		3 セット	
タングステンベスト	20 着 ^{※7}		4 着 ^{※15}		10 着	

※1：60名（本部要員38名＋余裕）×7日及び現場要員40名×6回／日×7日

※2：※1×2

※3：60名（本部要員38名＋余裕）×3日及び現場要員40名×6回／日×3日（除染による再使用を考慮）

※4：（60名（本部要員38名＋余裕）×7日及び現場要員40名×6回／日×7日）×50%（年間降水日数を考慮）

※5：現場要員20名（プルーム通過直後の現場要員）×2

※6：発電所対策本部要員（初期対応者）6名

※7：現場要員20名（プルーム通過直後の現場要員）

※8：2号炉運転員7名×3回／日×7日

※9：※8×2

※10：2号炉運転員7名×7日

※11：2号炉運転員7名×3回／日×7日×50%

※12：2号炉運転員のうち現場要員2名×2班×2

※13：2号炉運転員7名

※14：インターフェイスシステムLOCA対応者2名＋予備1

※15：2号炉運転員のうち現場要員2名×2班

※16：防護具類が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する

表 3.2-2 計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 ^{※9} ／保管場所			
個人線量計	電子式線量計	200台 ^{※1}	出入管理室	14台 ^{※5}	中央 制御室
	ガラスバッジ	200台 ^{※1}		14台 ^{※5}	
表面汚染密度測定用 サーベイメータ		8台 ^{※2}		4台 ^{※6}	
ガンマ線測定用 サーベイメータ		8台 ^{※3}		4台 ^{※7}	
可搬型エリアモニタ		4台 ^{※4}		緊急時対策所	

- ※1：100名（本部要員38名＋現場要員40名＋余裕）×2
- ※2：チェンジングエリア用4台（身体サーベイを行う放射線管理班員2名分＋余裕）＋緊急時対策建屋内及び屋外用4台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員2名分＋余裕）
- ※3：チェンジングエリア用4台（チェンジングエリアのモニタリングを行う放射線管理班員2名分＋余裕）＋緊急時対策建屋内及び屋外用4台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員2名分＋余裕）
- ※4：緊急時対策所内2台（1台＋余裕）＋緊急時対策建屋内2台（1台＋余裕）
- ※5：2号炉運転員7名×2
- ※6：チェンジングエリア用2台（身体サーベイを行う放射線管理班員1名分＋余裕）＋中央制御室内外用2台（モニタリングを行う放射線管理班員1名分＋余裕）
- ※7：チェンジングエリア用2台（モニタリングを行う放射線管理班員1名分＋余裕）＋中央制御室内外用2台（モニタリングを行う放射線管理班員1名分＋余裕）
- ※8：中央制御室内2台（1台＋余裕）＋待避所内2台（1台＋余裕）
- ※9：予備含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を表3.2-3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。

表3.2-3 飲食料等

品名		配備数 ^{※5}
		中央制御室
飲食料等	・食料	147食 ^{※1}
	・飲料水（1.5リットル）	98本 ^{※2}
簡易トイレ		30個 ^{※3}
ヨウ素剤		56錠 ^{※4}

- ※1：7名（2号炉運転員）×7日×3食
- ※2：7名（2号炉運転員）×7日×2本
- ※3：7名（2号炉運転員）×（3回／10時間（プルーム通過中））＋余裕＝30個
- ※4：7名（2号炉運転員）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）＝56錠
- ※5：今後，訓練等で見直しを行う

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、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を基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第74条第1項（原子炉制御室）抜粋）

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。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、下足エリア、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、中央制御室バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点から制御建屋内に設営する。概要は表3.3-1のとおり。

表 3.3-1 チェンジングエリアの概要

項目		概要
設 営 場 所	制御建屋 中央制御室 北東側通路	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、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。
設 営 形 式	通路区画化	中央制御室出入口通路を活用し、通路を区画化する。 なお、平常時から養生シートにより予め養生しておくことにより、速やかな設置作業を可能とする。
判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、放射線管理班長が、事象進展の状況（格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	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。
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が設営を行う。

(3) チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、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屋内のアクセスルートは、図 3.3-1 のとおり。

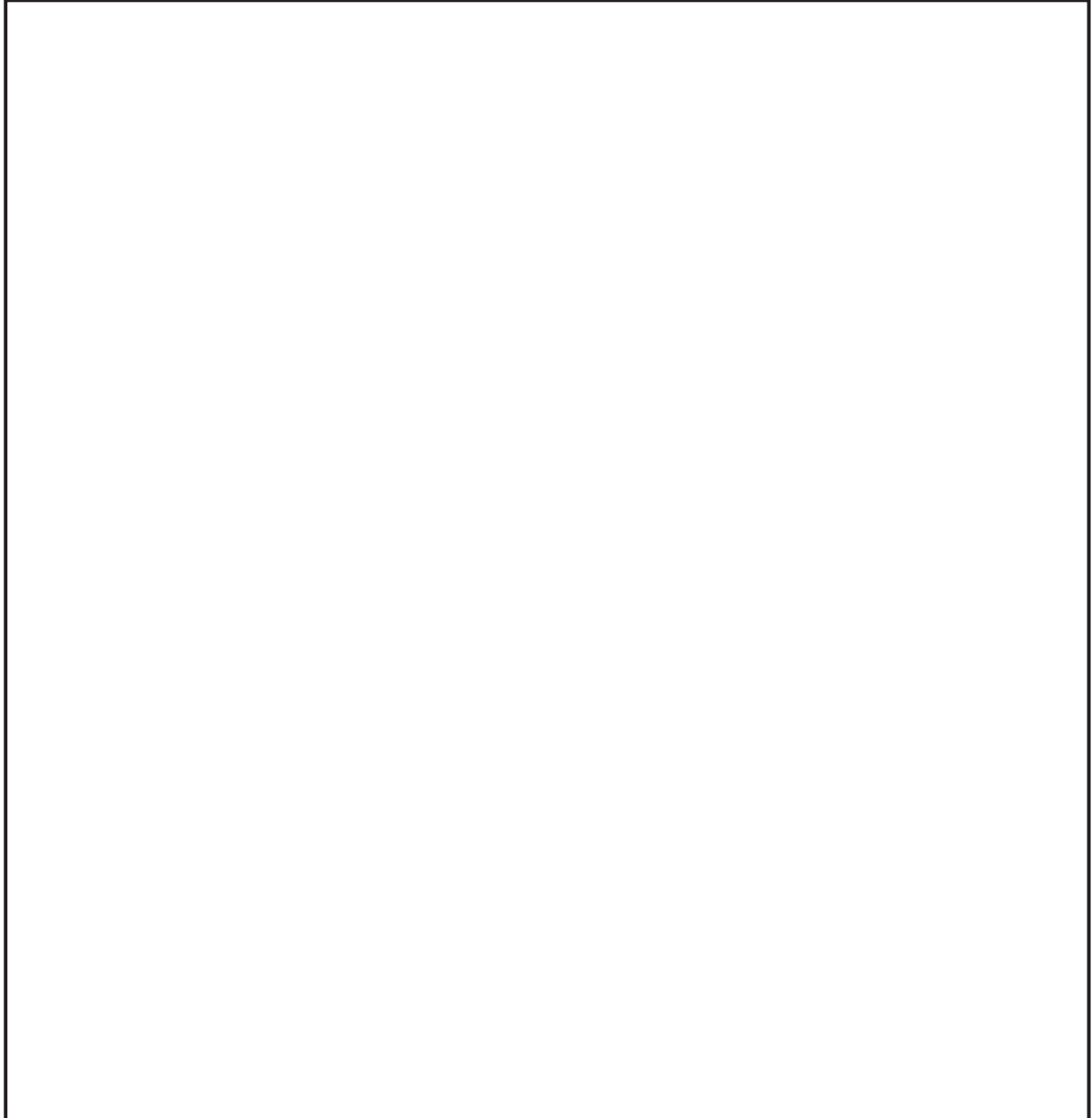


図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及び屋内のアクセスルート

(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，図 3.3-2 の設営フローに従い，図 3.3-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で，約 90 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。

チェンジングエリアの設営は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合は，参集要員（12 時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，放射線管理班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況（格納容器雰囲気モニタ等により炉心損傷を判断した場合等），参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

① チェンジングエリア用資機材の移動・設置（乾電池内蔵型照明の設置）

② ゴミ箱，棚，積層シート等の設置

③ 除染用資機材，可搬型空気浄化設備，表面汚染密度測定用サーベイメータの配備

図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

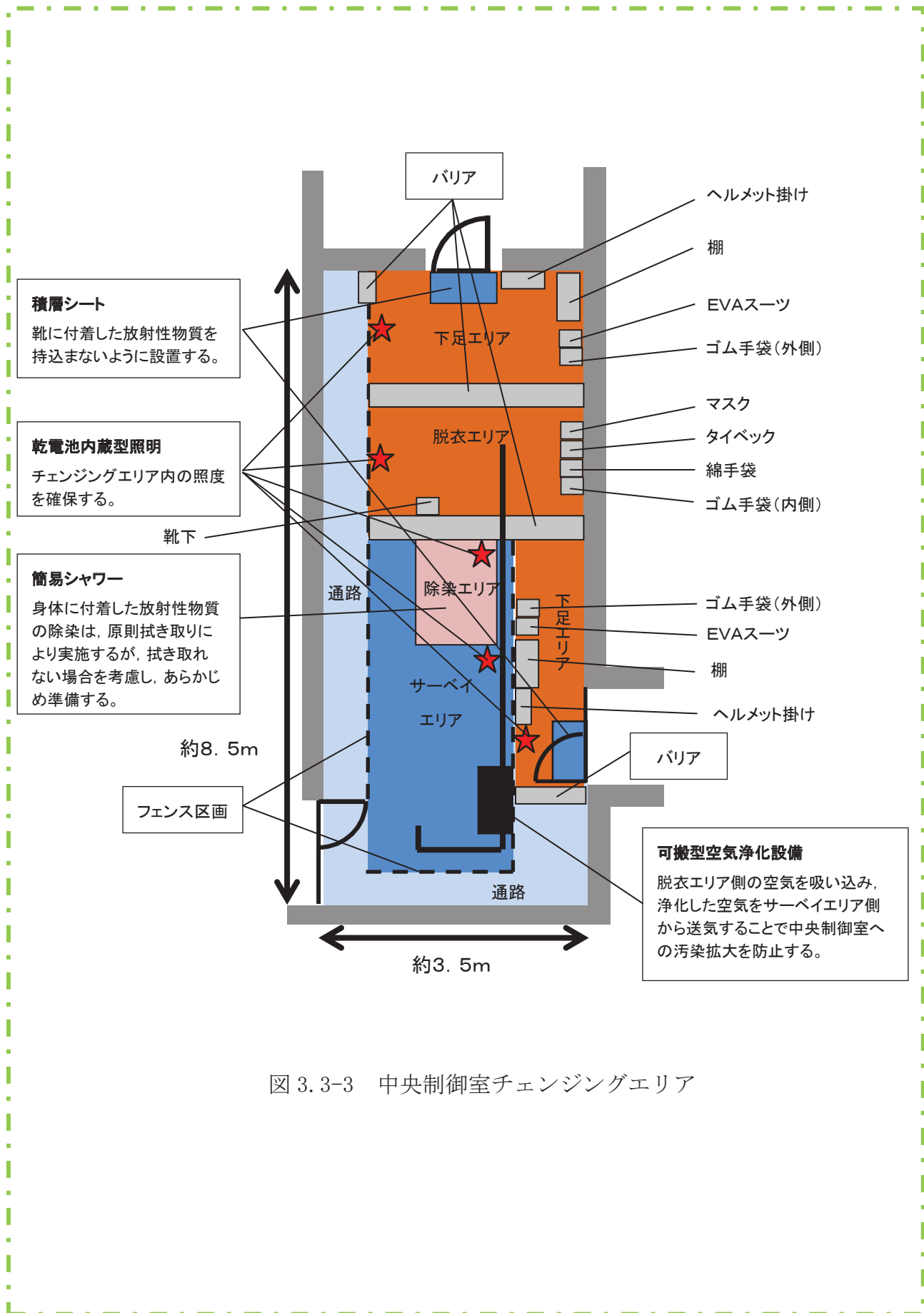


図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染による養生シートの張替え等も考慮して、表 3.3-2、図 3.3-4 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。

表 3.3-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量	根拠
養生シート（床用）	2 巻 ^{※1}	チェンジング エリア設営及 び補修に必要 な数量
養生シート（壁用）	12 巻 ^{※2}	
テープ	20 巻	
積層シート	6 枚	
ゴミ箱	7 個	
ポリ袋	100 枚	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	50 個	
はさみ	3 丁	
カッター	3 本	
マジック	3 本	
バリア	8 個 ^{※3}	
フェンス	12 枚 ^{※4}	
ヘルメット掛け	2 台	
棚	2 台	
除染エリア用ハウス	1 式 ^{※5}	
簡易シャワー	1 台 ^{※6}	
ポリタンク	1 台 ^{※7}	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化設備	1 台（予備 1 台）	
可搬型空気浄化設備用ダクト	1 式	
乾電池内蔵型照明	5 台（予備 1 台）	

※1：仕様 1,800mm×50m／巻

※2：仕様 2,100mm×25m／巻

※3：仕様 900mm×240mm×235mm／個（アルミ製）

※4：仕様 1,200mm×900mm×25mm／個（アルミ製）

※5：仕様 1,100mm×1,100mm×1,950mm／式（折りたたみ式，布製）

※6：仕様 タンク容量 7.5 リットル（手動ポンプ式）

※7：仕様 タンク容量 20 リットル（ポリタンク）



養生シート（床用）

<仕様>

1,800mm×50m/巻



養生シート（壁用）

<仕様>

2,100mm×25m/巻



バリア

<仕様>

900mm×240mm×235mm/個
(アルミ製)



フェンス

<仕様>

1,200mm×900mm×25mm/個
(アルミ製)



除染エリア用ハウス

<仕様>

1,100mm×1,100mm×1,950mm
(折りたたみ式, ポリエステル製)



簡易シャワー

<仕様>

容量 7.5 リットル
(手動ポンプ式)



ポリタンク

<仕様>

容量 20 リットル
(ポリタンク)

図 3.3-4 中央制御室チェン징ングエリア用資機材

26 条-別添 1-3-12

: SA 範囲

(5) チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 身体サーベイ, 除染, 着衣, 汚染管理, 廃棄物管理, 環境管理)

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, 中央制御室に待機していた要員が, 中央制御室外で作業を行った後, 再度, 中央制御室に入室する際等に利用する。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類を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは, 図 3.3-3 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 下足エリア

靴及びヘルメット等を着脱するエリア。

② 脱衣エリア

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア。

③ サーベイエリア

防護具類を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。
汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

④ 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。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具類の脱衣手順は以下のとおり。

- ① 下足エリアで, 靴, ヘルメット, ゴム手袋外側, E V A スーツ等を脱衣する。
- ② 脱衣エリアで, タイベック, マスク, ゴム手袋内側, 帽子, 靴下, 綿手袋を脱衣する
- ③ 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, 防護具類の脱衣の補助を行う。

c. 身体サーベイ

チェンジングエリアにおける身体サーベイ手順は以下のとおり。

- ① 脱衣後, サーベイエリアに移動する。
- ② サーベイエリアにおいて身体サーベイを受ける。
- ③ 汚染基準を満足する場合は中央制御室へ入室する。汚染基準を超える場合は, 除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても身体サーベイができるように身体サーベイの手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は身体サーベイの状況について、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。

- ① 身体サーベイにて汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。
- ② 汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ③ 再度汚染箇所について身体サーベイする。
- ④ 汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、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

防護具類の着衣手順は以下のとおり。

- ① 中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、ゴム手袋内側、マスク、ゴム手袋外側を着衣する。
- ② 下足エリアで、ヘルメット、靴を着用する。

放射線管理班員は、要員の作業に応じて、EVAスーツ等の着用を指示する。

f. 汚染管理

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗による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、図 3.3-5 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

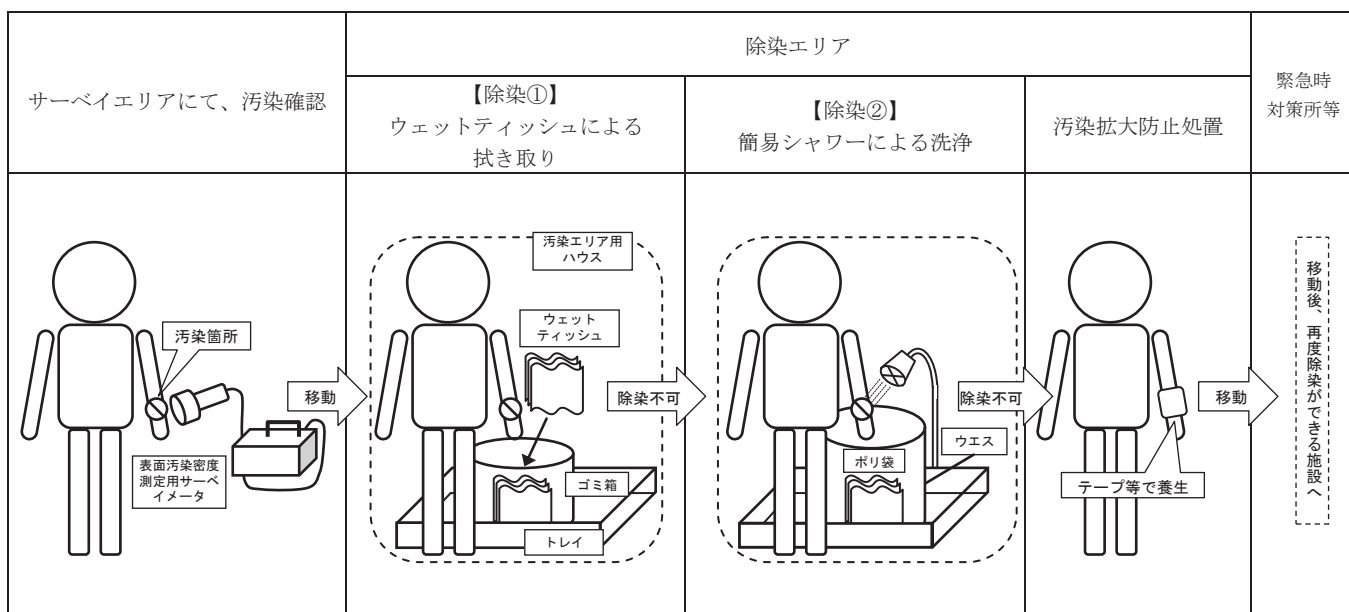


図 3.3-5 除染及び汚染水処理イメージ図

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類については、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率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. 環境管理

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。

ブルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化設備

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化設備を1台設置する。可搬型空気浄化設備は、汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化設備による換気ができていることの確認は、可搬型空気浄化設備の吸込口と吐出口において、吹き流し等を設置し、吹き流しの動きで空気の流れがあることを目視する等により確認する。可搬型空気浄化設備は、脱衣エリア等を換気できる風量とし、仕様等を図 3.3-6 に示す。

なお、中央制御室はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、プルーム通過時は、原則利用しないこととする。

従って、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化設備についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化設備のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化設備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。

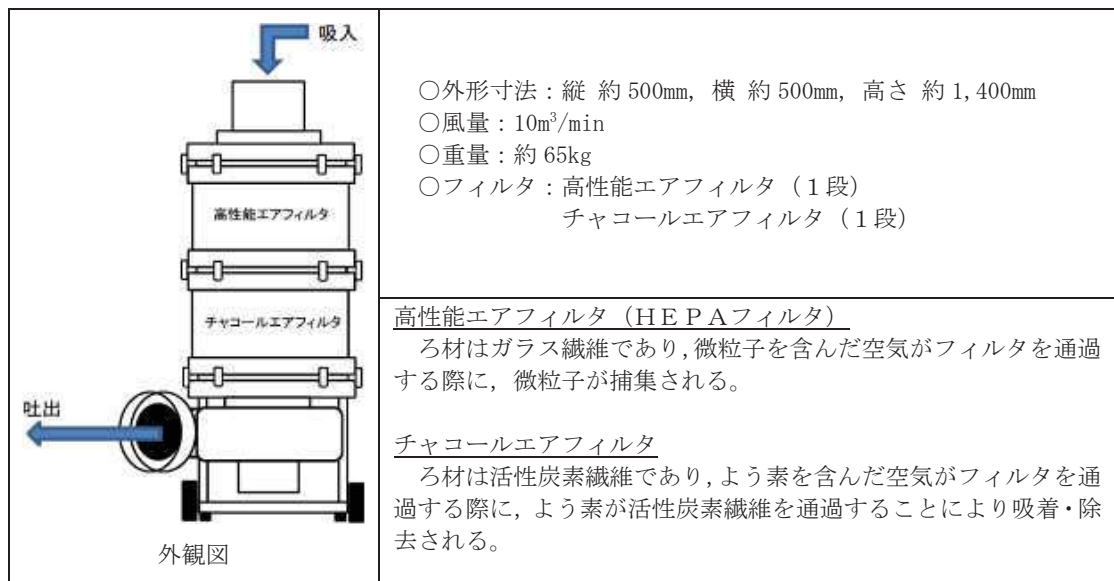


図 3.3-6 可搬型空気浄化設備の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、下足エリア、脱衣エリアおよびサーベイエリアの境界をバリア等により区画する。チェンジングエリアの設営状況は図 3.3-7 のとおりである。チェンジングエリア内面は、汚染の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している。

また、養生シート等に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

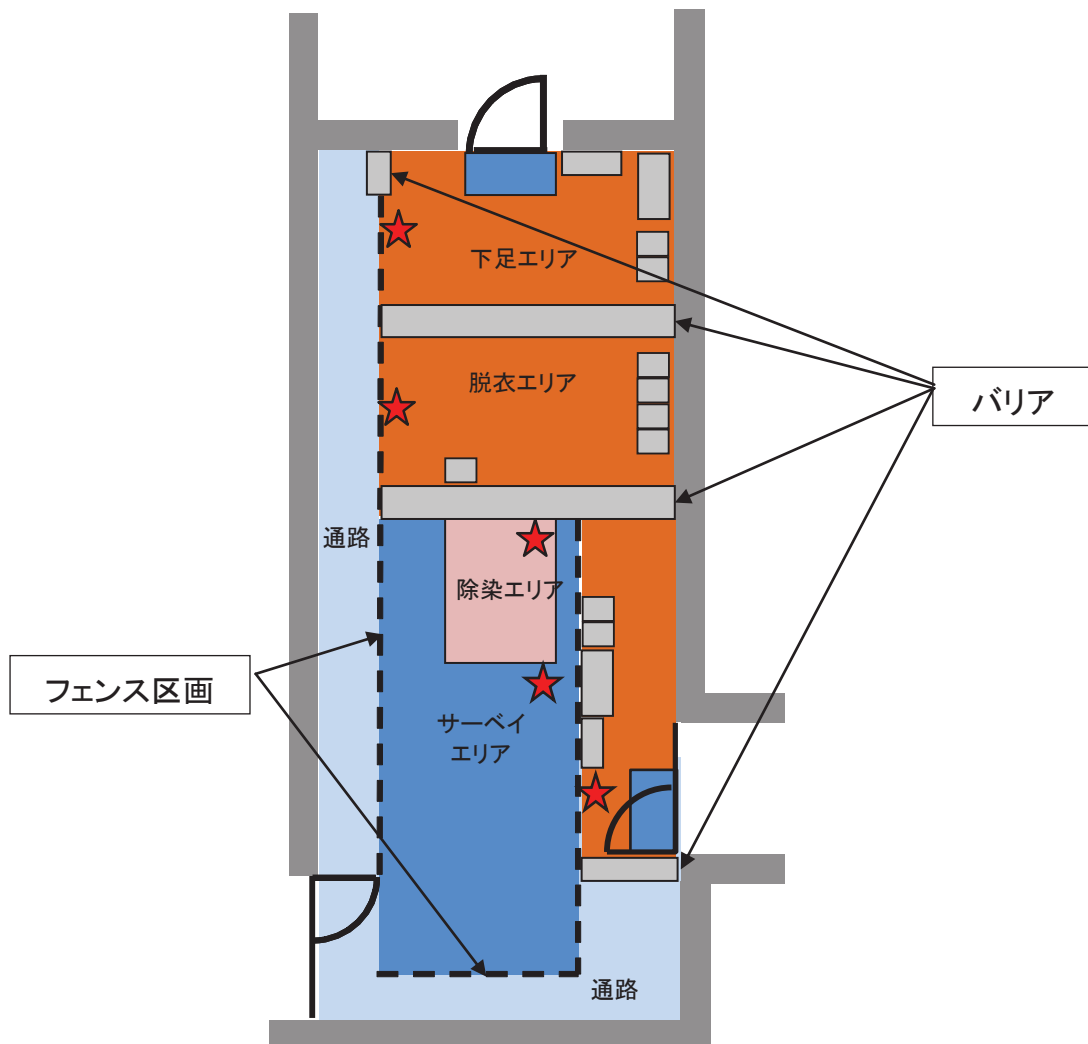


図 3.3-7 チェンジングエリア設営状況

c. 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、一定の気密性が確保された制御建屋内に設置し、図 3.3-8 のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化設備を 1 台設置する。可搬型空気浄化設備は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア内を循環運転することによりチェンジングエリア内の放射性物質を低減する。

図 3.3-8 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

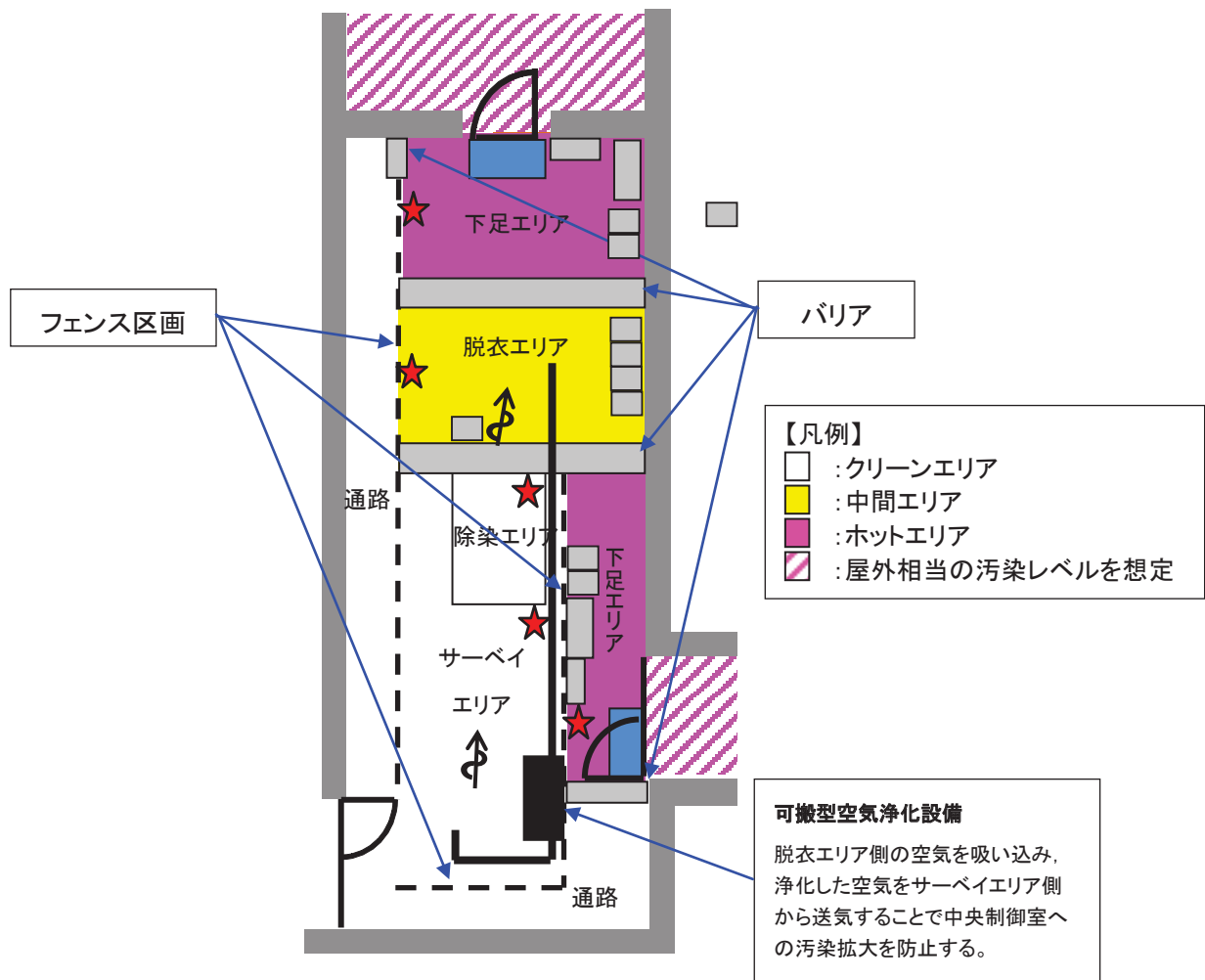


図 3.3-8 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

d. 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移行していないことを確認する。

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

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具類を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-3 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 3.3-3 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 3.3-3 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準 ^{※1}	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 ^{※2}	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 ^{※3}	原子力災害対策指針におけるO I L 4に準拠
		13,000cpm ^{※4}	原子力災害対策指針におけるO I L 4【1ヶ月後の値】に準拠

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

また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※2：4Bq/cm²相当。

※3：120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×3≒40,000cpm）。

※4：40Bq/cm²相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）。

(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室におけるマスクの着用の判断基準は表 3.3-4 のとおりとする。

事故直後の運転員操作の輻輳を鑑みるとマスク着用の判断に迷わないことが最優先であることから、炉心損傷の判断後に運転員の中央制御室滞在時及び現場作業を実施する場合において、全面マスク等を着用する。


表 3.3-4 マスクの着用の判断基準

判断情報	判断方法	判断主体
炉心損傷を判断した場合	格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合	中央制御室 発電課長

(9) 乾電池内蔵型照明

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乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は、脱衣、身体サーベイ、除染時に必要な照度を確保するために表 3.3-5 に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-5 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	5台（予備1台）	電源：乾電池（単一×4） 点灯可能時間：約11時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約15分であり、全ての要員が汚染している場合（局所的に汚染し、拭き取りによる除染を行う者を3名、広範囲に汚染し、簡易シャワーによる除染を行う者を1名と想定）でも約34分であることを確認している。

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

(11) 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、可搬型代替モニタリングポストの設置（最大380分）、可搬型モニタリングポストの設置（最大90分）、代替気象観測設備の設置（210分）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

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

・ケース①（平日の勤務時間帯の場合）

		経過時間[時間]																					
対応項目	要員	参集前	参集後	0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12																			
		0	6	事象発生 ▼ 要員参集 ▼ 10条 ▼																			
状況把握(モニタリングポストなど)	放射線管理班		2(A)																				
可搬型代替モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(A)																				
可搬型モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(B)																				
代替気象観測設備の設置	放射線管理班		2(C)																				
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(B)																				
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(C)																				

・ケース②（夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合）

		経過時間[時間]																						
対応項目	要員	参集前	参集後	0 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22																				
		0	6	事象発生 ▼ 要員参集 ▼ 10条 ▼																				
状況把握(モニタリングポストなど)	放射線管理班		2(A)																					
可搬型代替モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(A)																					
可搬型モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(B)																					
代替気象観測設備の設置	放射線管理班		2(C)																					
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(B)																					
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(C)																					

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，表3.4-1に示す起因事象（内部火災，内部溢水，地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが，いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○地震

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

○火災

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

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

○溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。万が一，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。

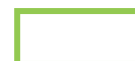
また，中央制御室外で発生した溢水に対しても，中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

表 3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応(1/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での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、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内文書に定めることとしているため、中央制御室の機能は維持される。 (詳細については、設置許可基準規則第8条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照)
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がないことを確認している。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内文書に定めることとしているため、内部溢水による影響がないことを確認している。 制御建屋内の蒸気配管については、溢水ガイドに基づき想定破損の除外が適応されることを確認している。 (詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	地震時の誤接触等による誤操作	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体の安全確保に努める」ことを社内文書に定めることとしている。
風(台風) 竜巻	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、非常用ディーゼル発電機から給電され [*] 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備えており、機能が喪失することはない。また、乾電池式の可搬型照明を備えており、機能が喪失することはない。 (詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照)
凍結		※非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して、外部電源喪失の有無によらず健全性が確保されることを確認している。 地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保される。 風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。
降水		凍結(低温)：制御建屋換気空調設備により温度制御されているため、本体設備への影響はない。屋外の軽油タンクは外気温の影響を受けにくい地下式としており、凍結等が発生しない設計としている。 降水：設計基準の降水に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
積雪		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が確保されることを確認。
落雷		落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性が確保されることを確認。
地すべり		地すべり：女川原子力発電所には地すべり、土石流並びにがけ崩れを起こすような地形は存在しない。

表 3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応(2/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
火山	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>火山：設計基準の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が確保されることを確認。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性が確保されることを確認。</p> <p>生物学的事象：海生生物に対して、除塵装置その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、小動物の侵入に対して、外郭となる貫通部等へシールを行うことにより健全性が確保されることを確認。</p> <p>森林火災：防火帯の内側にあるため延焼せず、熱影響を評価して健全性が確保されることを確認。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性が確保されることを確認。</p> <p>有毒ガス：設備への影響を与える事象ではないため、健全性が確保されることを確認。</p> <p>船舶の衝突：船舶の侵入に対して、カーテンウォールその他による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>電磁的障害：電磁的障害による擾乱に対して、健全性が確保されることを確認。</p>
生物学的事象		
外部火災 (森林火災)		
凍結	低温による中央制御室内設備が凍結することによる機能喪失	中央制御室換気空調系により温度制御されているため、中央制御室への影響はない。 (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)」に関する適合状況説明資料を参照)
火山	降下火砕物による中央制御室内換気空調系への影響	<p>外部の状況を監視カメラ等で確認し、中央制御室内の有毒ガス・降下火砕物等が流入する可能性がある場合、及び中央制御室内において有毒ガスが流入したことを煙や異臭で確認した場合は、中央制御室換気空調系を手動で事故時運転モードへ切り替えることで外気を遮断できることから、中央制御室への影響はない。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。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気する。</p> <p>図 3.4-1 に運転モード毎の中央制御室換気空調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、2号炉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度値))以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことはなく、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。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(外部火災)」、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(有毒ガス)」、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(火山)」に関する適合状況説明資料を参照)</p>
外部火災 (森林火災) 有毒ガス	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	



【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
(設計基準事故及び重大事故時)

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条、第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室換気空調設備は、隔離ダンパを閉操作することにより外気から遮断し事故時運転モードとすることができる。

設計基準事故及び重大事故が発生時において、隔離ダンパを閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、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

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備編」に基づき、酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・ 在室人員 7名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 8,800m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 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とする。
- ・ 許容酸素濃度 18%以上（酸素欠乏症等防止規則から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は、表1のとおりであり566時間外気取入を遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表1 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故及び重大事故時）

時間	6時間	12時間	24時間	566時間
酸素濃度	20.9%	20.8%	20.8%	18.0%

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

- ・ 在室人員 7名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 8,800m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 1人あたりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して、0.046m³/min とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度 1.0%以下（労働安全衛生規則の許容炭酸ガス濃度 1.5%に余裕を見た数値）

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

また、消防庁が発行している通知文書「二酸化炭素消火設備の安全対策 について(通知)」(平成8年9月20日)には、2%未満において、はっきりした影響は認められないとされている。(表2参照)

表2 二酸化炭素の濃度と人体への影響
 (「二酸化炭素消火設備の安全対策について(通知)」より抜粋)

二酸化炭素の濃度 (%)	症状発現までの暴露時間	人体への影響
2%未満		はっきりした影響は認められない
2~3%	5~10分	呼吸深度の増加, 呼吸数の増加
3~4%	10~30分	頭痛, めまい, 悪心, 知覚低下
4~6%	5~10分	上記症状, 過呼吸による不快感
6~8%	10~60分	意識レベルの低下, その後意識喪失へ進む, ふるえ, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある
8~10%	1~10分	同上
10%以上	数分以内	意識喪失, その後短時間で生命の危機あり
30%	8~12呼吸	同上

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は, 表3のとおりであり, 265時間外気取入を遮断したままでも, 中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表3 外気隔離時の二酸化炭素濃度 (設計基準事故及び重大事故時)

時間	6時間	12時間	24時間	265時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.08%	0.12%	1.00%

3.5 中央制御室待避所のデータ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ

表3.5-1 データ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ（1/10）

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の 状態確認	A P R Mレベル（平均）
	A P R M（A）レベル
	A P R M（B）レベル
	A P R M（C）レベル
	A P R M（D）レベル
	A P R M（E）レベル
	A P R M（F）レベル
	S R N M（A）対数計数率
	S R N M（B）対数計数率
	S R N M（C）対数計数率
	S R N M（D）対数計数率
	S R N M（E）対数計数率
	S R N M（F）対数計数率
	S R N M（G）対数計数率
	S R N M（H）対数計数率
	S R N M（A）計数率高高
	S R N M（B）計数率高高
	S R N M（C）計数率高高
	S R N M（D）計数率高高
	S R N M（E）計数率高高
	S R N M（F）計数率高高
	S R N M（G）計数率高高
	S R N M（H）計数率高高
	S R N M（A）線形%出力
	S R N M（B）線形%出力
	S R N M（C）線形%出力
	S R N M（D）線形%出力
	S R N M（E）線形%出力
	S R N M（F）線形%出力
	S R N M（G）線形%出力
	S R N M（H）線形%出力
全制御棒全挿入	

目 的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力(広帯域) B V
	原子炉圧力(広帯域) A
	原子炉圧力(広帯域) B
	原子炉水位(広帯域) P B V
	原子炉水位(広帯域) A
	原子炉水位(広帯域) B
	原子炉水位(燃料域) P B V
	原子炉水位(燃料域) A
	原子炉水位(燃料域) B
	P L R ポンプ (A) 入口温度
	P L R ポンプ (B) 入口温度
	S R V 開
	R H R ポンプ (A) 出口流量
	R H R ポンプ (B) 出口流量
	R H R ポンプ (C) 出口流量
	L P C S ポンプ出口流量
	H P C S ポンプ出口流量
	R C I C ポンプ出口流量
	H P A C ポンプ出口流量
	R H R ヘッドスプレイライン洗浄流量
	R H R B系格納容器冷却ライン洗浄流量
	R H R 熱交換器 (A) 冷却水入口流量
	R H R 熱交換器 (B) 冷却水入口流量
	R C W A系 系統流量
	R C W B系 系統流量

目 的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	6.9kV母線6-2A電圧
	6.9kV母線6-2B電圧
	6.9kV母線6-E電圧
	6.9kV母線6-2SA1電圧
	6.9kV母線6-2SA2電圧
	6.9kV母線6-2SB1電圧
	6.9kV母線6-2SB2電圧
	6.9kV母線6-2C電圧
	6.9kV母線6-2D電圧
	6.9kV母線6-2H電圧
	D/G 2A しゃ断器投入
	D/G 2B しゃ断器投入
	HPCS D/G しゃ断機投入
	復水貯蔵タンク水位
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器胴フランジ下部温度)
	原子炉圧力容器温度 (給水ノズルN4B温度)
	原子炉圧力容器温度 (給水ノズルN4D温度)
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)
原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡下部温度)	

目 的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	ドライウェル圧力（広帯域）（最大）
	ドライウェル圧力
	圧力抑制室圧力（最大）
	圧力抑制室圧力
	R P Vベローシール部周辺温度（最大）
	圧力抑制室水位（B V）
	圧力抑制室水位 A
	圧力抑制室水位 B
	圧力抑制室内空気温度 A
	圧力抑制室内空気温度 B
	圧力抑制室内空気温度 C
	圧力抑制室内空気温度 D
	サブプレッションプール水温（最大）
	サブプレッションプール水温度（11°）
	サブプレッションプール水温度（34°）
	サブプレッションプール水温度（56°）
	サブプレッションプール水温度（79°）
	サブプレッションプール水温度（101°）
	サブプレッションプール水温度（124°）
	サブプレッションプール水温度（146°）
サブプレッションプール水温度（169°）	

目 的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	サブレーションプール水温度 (191°)
	サブレーションプール水温度 (214°)
	サブレーションプール水温度 (236°)
	サブレーションプール水温度 (259°)
	サブレーションプール水温度 (281°)
	サブレーションプール水温度 (304°)
	サブレーションプール水温度 (326°)
	サブレーションプール水温度 (349°)
	CAMS水素濃度A (0~30%)
	CAMS水素濃度B (0~30%)
	CAMS水素濃度A (0~100%)
	CAMS水素濃度B (0~100%)
	格納容器内水素濃度A (D/W)
	格納容器内水素濃度A (S/C)
	格納容器内水素濃度B (D/W)
	格納容器内水素濃度B (S/C)
	CAMS酸素濃度A
	CAMS酸素濃度B
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)
	D/W放射線モニタA
	D/W放射線モニタB
	S/C放射線モニタA
	S/C放射線モニタB
	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁開
	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁開
	RHRポンプ (A) 出口圧力
	RHRポンプ (B) 出口圧力
	RHRポンプ (C) 出口圧力
	HPCSポンプ出口圧力
	LPCSポンプ出口圧力
	RCCポンプ出口圧力
	RCCポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
	HPACポンプ出口圧力
HPACタービン入口蒸気圧力	

目 的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	ドライウエル雰囲気温度（ドライウエルフランジ部（0℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ドライウエルフランジ部（180℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（S R V搬出入口上部周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（所員用エアロック上部周囲温度）
	ドライウエル雰囲気温度（電気ペネ部（45℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（電気ペネ部（225℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（315℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（135℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（90℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（270℃）周辺温度）
	復水移送ポンプ出口圧力
	ドライウエル水位A（2cm）
	ドライウエル水位B（2cm）
	ドライウエル水位A（23cm）
	ドライウエル水位B（23cm）
	ドライウエル水位A（44cm）
	ドライウエル水位B（44cm）
	原子炉格納容器下部水位A（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位B（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位A（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.8m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.8m）
	原子炉格納容器下部注水流量
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（A）
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（B）

目 的	対象パラメータ
放射能隔離の 状態確認	スタック放射線モニタ (I C) A
	スタック放射線モニタ (I C) B
	スタック放射線モニタ (S C I N) A
	スタック放射線モニタ (S C I N) B
	主蒸気管放射能高高 A 1
	主蒸気管放射能高高 A 2
	主蒸気管放射能高高 B 1
	主蒸気管放射能高高 B 2
	P C I S 内側隔離
	P C I S 外側隔離
	M S I V (第 1) 全弁開
	主蒸気第 1 隔離弁 (A) 開
	主蒸気第 1 隔離弁 (B) 開
	主蒸気第 1 隔離弁 (C) 開
	主蒸気第 1 隔離弁 (D) 開
	M S I V (第 2) 全弁開
	主蒸気第 2 隔離弁 (A) 開
	主蒸気第 2 隔離弁 (B) 開
	主蒸気第 2 隔離弁 (C) 開
	主蒸気第 2 隔離弁 (D) 開
環境の情報確 認	S G T S A 系動作
	S G T S B 系動作
	S G T S 放射線モニタ (I C) A
	S G T S 放射線モニタ (I C) B
	放水口モニタ (2 号機) モニタリングポスト I C 線量率 H 1

目的	対象パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポスト I C線量率H 2
	モニタリングポスト I C線量率H 3
	モニタリングポスト I C線量率H 4
	モニタリングポスト I C線量率H 5
	モニタリングポスト I C線量率H 6
	モニタリングポスト N a I線量率 L 1
	モニタリングポスト N a I線量率 L 2
	モニタリングポスト N a I線量率 L 3
	モニタリングポスト N a I線量率 L 4
	モニタリングポスト N a I線量率 L 5
	モニタリングポスト N a I線量率 L 6
	風向 (観測鉄塔)
	風向 (露場観測)
	風速 (観測鉄塔)
	風速 (露場観測)
	大気安定度
非常用炉心冷却系 (ECC S) の状態等	ADS A系作動
	ADS B系作動
	R C I Cタービン止め弁開
	L P C Sポンプ 運転中
	H P C Sポンプ 運転中
	R H Rポンプ (A) 運転中
	R H Rポンプ (B) 運転中
	R H Rポンプ (C) 運転中
	R H R A系 L P C I 注入隔離弁開
	R H R B系 L P C I 注入隔離弁開
	R H R C系 L P C I 注入隔離弁開
	総給水流量
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 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度]
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+7, 010mm)]
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+6, 810mm)]
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+6, 000mm)]
	使用済燃料プール水位・温度 (ヒートサーモ式) [使用済燃料プール温度 (燃料ラック上端+5, 000mm)]

目 的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+4,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+3,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+2,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+1,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-1,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-2,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-3,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-4,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（プール底部付近）]
	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（ガイドパルス式） [使用済燃料プール上部温度]	
使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式） [使用済燃料プール下部温度]	
燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）	
燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）	

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度 (0～30%)
	フィルタ装置出口水素濃度 (0～100%)
	フィルタ装置水位 (A) (広帯域)
	フィルタ装置水位 (B) (広帯域)
	フィルタ装置水位 (C) (広帯域)
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)
	フィルタ装置水温度 (A)
	フィルタ装置水温度 (B)
	フィルタ装置水温度 (C)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度 (原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度A)
	原子炉建屋内水素濃度 (原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度B)
	原子炉建屋内水素濃度 (バルブラッピング室)
	原子炉建屋内水素濃度 (所員用エアロック前室)
	原子炉建屋内水素濃度 (CRD補修室)
	原子炉建屋内水素濃度 (計装ベネトレーション室)
	原子炉建屋内水素濃度 (トールス室)
	静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置用入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置出口温度

3.6 中央制御室の共用取止めに伴う中央制御室居住性への影響について

1. はじめに

女川原子力発電所 2 号炉中央制御室については、申請時の計画において、隣接する 1 号炉と共用する設計としていたが、その後、中央制御室の共用を取り止め、1,2 号炉中央制御室間に、扉を有する分離壁を設置することとした旨、平成 30 年 4 月の審査会合において説明している。

上記、中央制御室の共用取止めに伴い、2 号炉中央制御室居住性に関して変更となる箇所と、その影響等について、以下に示す。

2. 中央制御室の共用取止めに伴い変更となる事項

中央制御室の共用取止めに伴い、2 号炉中央制御室居住性に関して変更となる箇所は以下のとおり。また、中央制御室の共用取止めの概要を図 3.6-1 に示す。

- ・ 1,2 号炉中央制御室間への分離壁，扉の設置
- ・ 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数の変更
- ・ 中央制御室換気空調系バウンダリの縮小（14,000m³⇒8,900m³）
- ・ 被ばく評価上考慮する中央制御室遮蔽位置の変更



図 3.6-1 中央制御室共用取止めの概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 分離壁及び扉の運用等について

(1) 分離壁及び扉の機能

1, 2 号炉中央制御室間に設置する分離壁及び扉は、中央制御室遮蔽として、基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とするほか、厚さ 400mm以上の普通コンクリートと同等以上の遮蔽性を有する設計とする。また、扉は、機器の搬出入時及び人の通行（緊急時）を可能とするため、機器搬入扉とマンドアの 2 種類の扉を設置し、内部溢水、内部火災、有毒ガス及び被ばく評価の観点から、水密性（4m水頭）、耐火性（3 時間）、気密性及び遮蔽性（厚さ 400mmの普通コンクリートと同等以上）を有する設計とする。なお、扉の開閉状態については、中央制御室の運転員にて表示等により認知可能な設計とする。

(2) 扉の運用

扉は、内部溢水、内部火災、有毒ガス及び被ばく評価の観点から、事象発生時には閉止要求があるため、事象発生時の開操作は行わない運用とする。通常時においては、機器の搬出入及び人の通行（緊急時）に使用する。

4. 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数の変更について

中央制御室の共用取止めに伴い、プルーム通過時において 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数を 1, 2 号炉運転員の合計 10 名から、2 号炉運転員の 7 名へ変更し、1 号炉運転員 4 名は、緊急時対策所に待避する運用へ変更する。（表 3.6-1 参照）変更の経緯を以下に示す。

なお、2 号炉中央制御室待避所の設計は、従来のまま 12 名が収容可能な設計とすることで、設計上の影響はない。

(1) 変更前（中央制御室共用）

変更前（中央制御室共用）においては、1 名の発電課長のもと、1, 2 号炉それぞれの運転員が監視又は操作を行う体制としており、プルーム通過時には、1, 2 号炉運転員が 2 号炉中央制御室待避所へ待避することとしていた。

(2) 変更後（中央制御室共用取止め）

中央制御室の共用取止めに伴い、中央制御室を物理的に分離することとしたこと、また発電課長を各号炉に 1 名配置することで、指揮系統としても号炉ごとに独立させることとしたことから、プルーム通過時には、1 号炉運転員は、3 号炉運転員と同様に、緊急時対策所に待避することとした。なお、緊急時対策所に待避することは、被ばくの観点からも優位性がある。

表 3.6-1 プルーフ通過時における 1, 2 号炉運転員^{※1}の待避先

	変更前 (共用)		変更後 (共用取止め)	
	待避先 (カッコ内は人数)		待避先 (カッコ内は人数)	
	1 号炉運転員	2 号炉運転員	1 号炉運転員	2 号炉運転員
発電課長 ^{※2}	2 号炉中央制御室待避所 (1)		緊急時対策所 (1)	2 号炉中央制御室待避所 (1)
発電副長	2 号炉中央制御室待避所 (1)	2 号炉中央制御室待避所 (1)	緊急時対策所 (1)	2 号炉中央制御室待避所 (1)
運転員	2 号炉中央制御室待避所 (2)	2 号炉中央制御室待避所 (5)	緊急時対策所 (2)	2 号炉中央制御室待避所 (5)

※1 運転員の人数は 1 号炉停止時, 2 号炉運転時の人数を示す。

※2 当初 1, 2 号炉合わせて 1 名配置していたが, 共用取止めに伴い, 1, 2 号炉それぞれに配置する。

5. 空調バウンダリの縮小及び中央制御室遮蔽位置の変更について

図 3.6-1 に示すとおり, 中央制御室換気空調系バウンダリの縮小及び被ばく評価上考慮する中央制御室遮蔽位置が変更となる。これについては, 中央制御室居住性に係る被ばく評価の評価条件を変更のうえ再評価を実施し, 運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認している。

評価の詳細については「女川原子力発電所 2 号炉 原子炉制御室について 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」及び「重大事故等対処設備について (補足説明資料) 59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に示す。

3.7 2号炉重大事故等時の1,3号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

女川2号炉重大事故等時の他号炉の対応において、2号炉におけるベント実施の際は、プルームによる屋外環境の悪化等が懸念されるため、1号炉及び3号炉運転員は緊急時対策所へ一旦待避することとしている。それら対応について以下にまとめた。図3.7-1に女川原子力発電所2号炉中央制御室と他号炉中央制御室の配置図を示す。

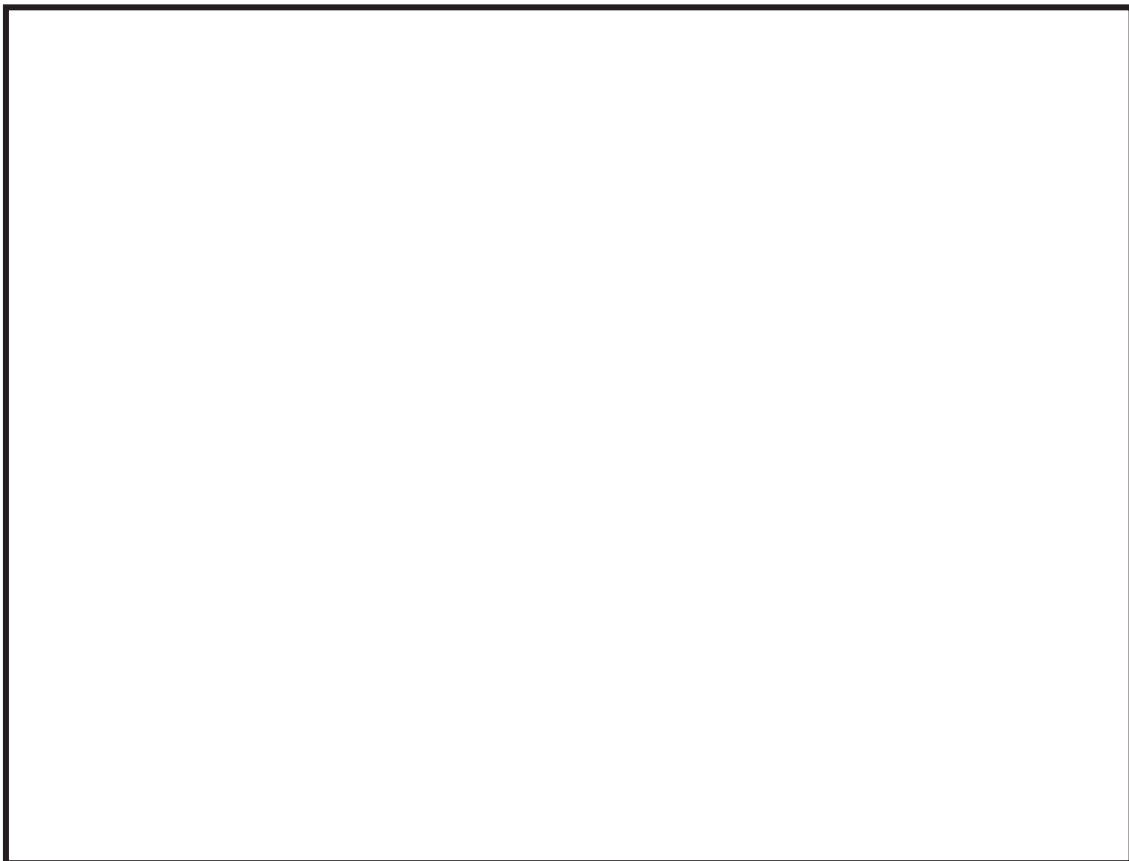


図 3.7-1 女川原子力発電所 1～3 号炉中央制御室配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1. 1号炉及び3号炉の対応と要員

1号炉及び3号炉の運転員は、女川2号炉において重大事故等が発生した場合、必要に応じて各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施する。具体的には、燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや崩壊熱による燃料プール水の蒸発に伴う水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。

これらの対応は、時間的余裕がある中で実施されることから、2号炉におけるベント実施の際は、1号炉及び3号炉運転員は緊急時対策所へ一旦待避し、プルームの影響が少なくなったことを確認した上で各中央制御室に戻り、監視及び必要な対応を再開する。

【参考】1, 3号炉の使用済燃料プールの水位変動評価について

1. 申請前号炉の使用済燃料プールの水位変動評価について

参考表1 申請前号炉の必要な水量

	1号炉	3号炉
	停止中 ^{※1}	停止中 ^{※1}
	SFP	SFP
炉心燃料	全燃料取り出し	全燃料取り出し
原子炉圧力容器／プールゲート状態 ^{※2}	プールゲート閉	プールゲート閉
水位	通常運転水位 (オーバーフロー水位)	通常運転水位 (オーバーフロー水位)
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏えい＋全交流動力電源喪失	スロッシングによる漏えい＋全交流動力電源喪失
事象初期に喪失を想定する水量 [m ³] ^{※3}	41	41
65℃到達までの時間 [h]	127	161
100℃到達までの時間 [h]	301 (約 12 日)	382 (約 15 日)
必要な注水量① [m ³ @168h] ^{※4}	不要	不要
必要な注水量② [m ³ @168h] ^{※4}	41	41
通常運転水位 (オーバーフロー水位) から必要な遮蔽水位 ^{※5} までの水位差 [m]	1.3	1.3
事故発生から必要な遮蔽水位まで水位が低下する時間 [h]	659 (約 27 日)	877 (約 36 日)
事故発生から TAF 到達までの時間 [h]	2033 (約 84 日)	2855 (約 118 日)

※1 1号炉及び3号炉については、平成29年4月1日時点の崩壊熱により評価。2号炉については、燃料交換等を考慮した燃料取出スキームにより崩壊熱を算出し評価。

※2 保有水量を厳しく評価するために「プールゲート閉」を想定する。

※3 1号炉及び3号炉は、2号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定（1号炉の燃料プールは2号炉に比べて保有水量やプール表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる。また、3号炉の燃料プールは保有水量やプール表面積が2号炉と同程度であり、溢水量は2号炉と同程度と考えられる）。2号炉はサイフォン現象による漏えい量を想定。

※4 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後の水位維持に必要な注水量。

※5 2号炉の燃料プールの必要な遮蔽水位については、燃料有効長頂部より約6.1m以上水位を有していれば、燃料取替床高さの線量率が緊急時作業被ばく限度（100mSv）から十分余裕のある10mSv/h未満となるため、通常水位からの許容水位低下量は約1.3mとする。必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、原子炉建屋最上階での操作時間から設定している。原子炉建屋最上階での運転員及び重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作時間は3.5時間（保管場所と原子炉建屋最上階の移動時間を含む）以内であることを考慮すると、被ばく量は最大でも35mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。なお、1号炉及び3号炉の燃料プールの必要な遮蔽水位については、保守的に2号炉の評価結果を採用。（2号炉の必要な遮蔽水位の評価は、使用済制御棒ハンガ及びラックに使用済制御棒が全て満たされた状態及び燃料貯蔵ラックに燃料が全て満たされた状態を設定していることなどから、1号及び3号炉の許容水位低下量は2号炉よりも大きくなると考えられる。）

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価について・	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価・	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価・	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価・	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価・	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく・	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）・	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく・	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）	26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ	26 条-別添 2-1-5
2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-9-2-1
2.1 評価事象	59-9-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-9-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-9-2-3
2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価	59-9-2-4
2.4.1 中央制御室内での被ばく	59-9-2-5
2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	59-9-2-5
2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）	59-9-2-5
2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）	59-9-2-5
2.4.1.4 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④）	59-9-2-5

2.4.2 入退域時の被ばく	59-9-2-6
2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）	59-9-2-6
2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）	59-9-2-6
2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）	59-9-2-6
2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）	59-9-2-6
2.5 評価結果のまとめ	59-9-2-7

添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 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 1-2-1
1-3 運転員の交替について	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 内規 ^{*1} との整合性について	26 条-別添 2-添 1-4-1

添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-9-添 2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表	59-9-添 2-1-1
2-2 事象選定の考え方について	59-9-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の放出割合について	59-9-添 2-3-1
2-4 放射性物質の大気放出過程について	59-9-添 2-4-1
2-5 原子炉格納容器への無機よう素の沈着効果について	59-9-添 2-5-1
2-6 原子炉建屋の負圧達成時間について	59-9-添 2-6-1
2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	59-9-添 2-7-1
2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	59-9-添 2-8-1
2-9 地表面への沈着速度の設定について	59-9-添 2-9-1
2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	59-9-添 2-10-1
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について	59-9-添 2-11-1
2-12 マスクによる防護係数について	59-9-添 2-12-1
2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-9-添 2-13-1

2-14	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの 評価方法について	59-9-添 2-14-1
2-15	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ば くの評価方法について	59-9-添 2-15-1
2-16	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの 評価方法について	59-9-添 2-16-1
2-17	大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取に よる被ばくの評価方法について	59-9-添 2-17-1
2-18	原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質 からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-9-添 2-18-1
2-19	原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出 力とした場合の影響について	59-9-添 2-19-1
2-20	格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について	59-9-添 2-20-1
2-21	格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる 影響について	59-9-添 2-21-1
2-22	格納容器漏えい率の設定について	59-9-添 2-22-1
2-23	制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの 影響について	59-9-添 2-23-1
2-24	審査ガイド ^{※2} への適合状況	59-9-添 2-24-1

(※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)

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

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価に当たっては、「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、評価を行った。

1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び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。

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97% に当たる値を用いた。評価においては，2012 年 1 月～2012 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は，施設の位置，建屋の配置，形状等から評価した。直接ガンマ線は QAD-CGGP2R コードを用い，スカイシャインガンマ線については，ANISN 及び G33-GP2R コードを用いて評価した。

1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を図 1-1 に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後 30 日間とした。運転員の勤務形態は 5 直 3 交替とし，30 日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し，実効線量を評価した。

1. 4. 1 中央制御室内での被ばく

1. 4. 1. 1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述 1. 3 の方法で実効線量を評価した。

1. 4. 1. 2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）

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

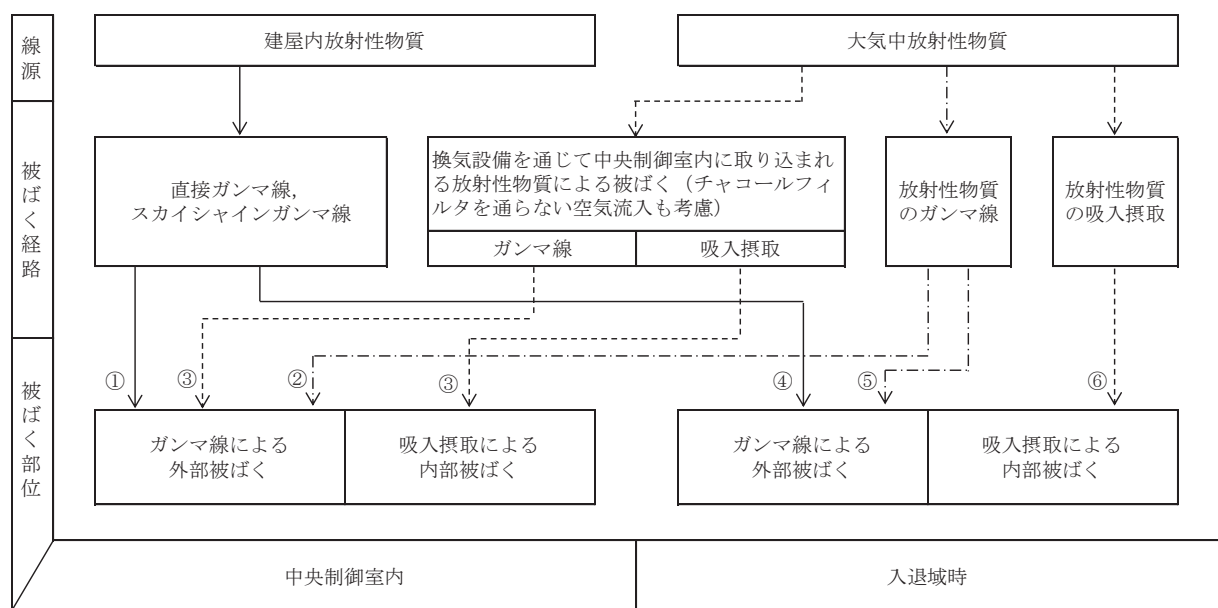


図 1-1 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

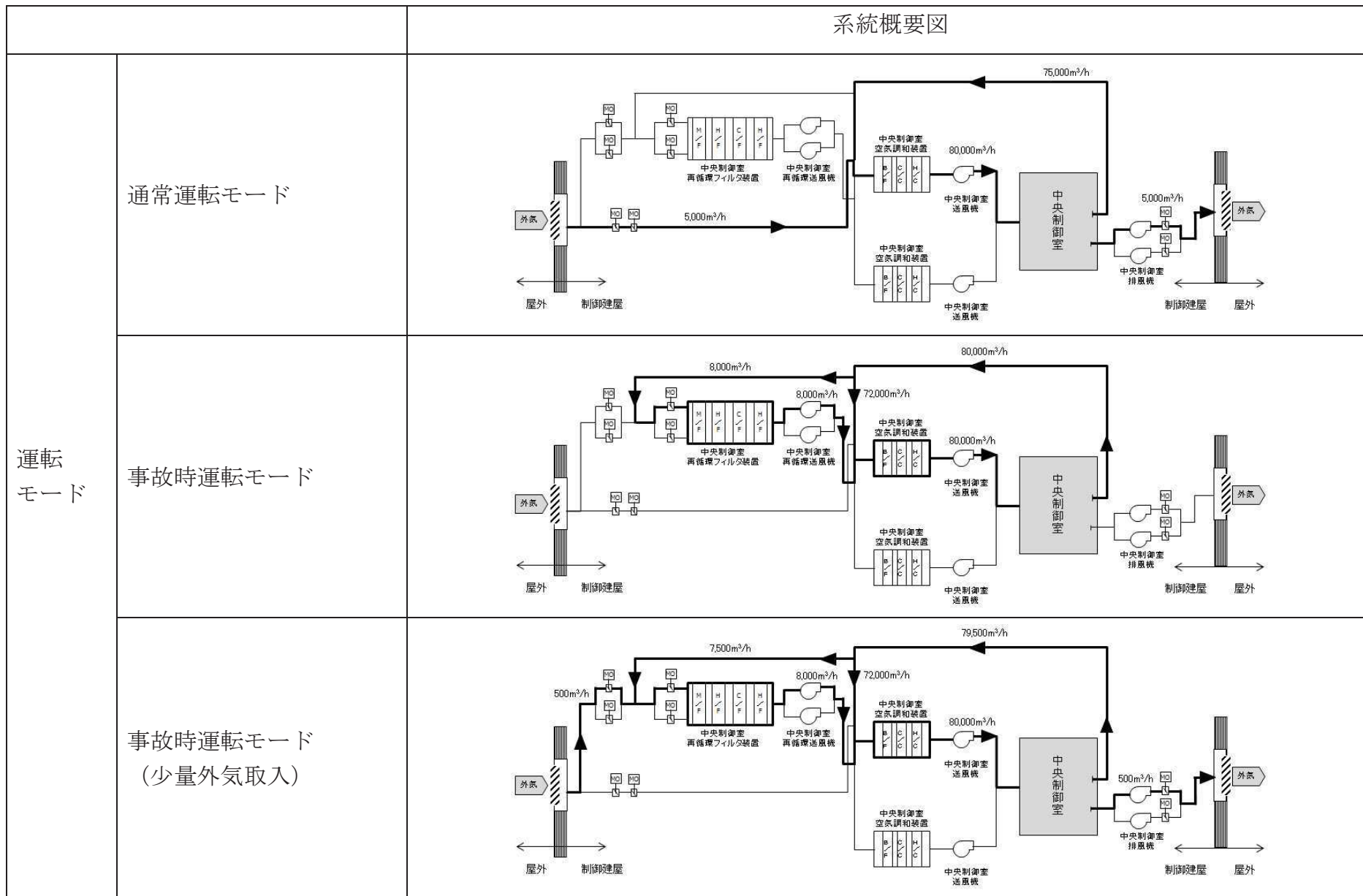


図 1-2 中央制御室換気空調系の概要図

1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

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

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

(1) 事故時運転モード

中央制御室換気空調系の事故時運転モードは、通常開いている外気取り入れダンパを閉止し、再循環させてよう素をチャコールフィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は図 1-2 に示すとおりである。

(2) チャコールフィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気流入量は換気率換算で 1.0 回/h を仮定して評価した。

1.4.2 入退域時の被ばく

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

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

入退域時の運転員の実効線量の評価にあたっては、入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を基に評価した。具体的には、周辺監視区域境界から出入管理所までの移動については出入管理所を代表評価点とし 7 分間滞在するとして、出入管理所から中央制御室までは制御建屋出入口を代表評価点とし 5 分間滞在するとして評価した。

1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

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

1.5 評価結果のまとめ

女川原子力発電所2号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価結果を実施した結果、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断において被ばく評価手法（内規）の判断基準 100mSv を超えないことを確認した。なお、評価結果を表 1-1 に、評価内訳を表 1-2 に示す。また、被ばく経路を表 1-3、被ばく評価の条件を表 1-4 及び表 1-5 に示す。

表 1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果

(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	約 6.6×10^{-2}	約 6.7×10^{-3}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.2×10^{-2}	約 1.8×10^{-2}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.6×10^{-1}	約 1.1
	小計 (①+②+③)	約 6.2×10^{-1}	約 1.2
入 退 域 時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 5.8×10^{-4}
	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 4.5×10^{-2}	約 4.2×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 5.3×10^{-1}	約 4.3×10^{-2}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.2	約 1.2

表 1-2 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内訳

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 6.6×10^{-2}	約 6.6×10^{-2}	—	約 6.7×10^{-3}	約 6.7×10^{-3}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 9.2×10^{-2}	約 9.2×10^{-2}	—	約 1.8×10^{-2}	約 1.8×10^{-2}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}	約 4.6×10^{-1}	約 1.1	約 1.9×10^{-2}	約 1.1
	小計（①+②+③）	約 4.5×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	約 1.1	約 4.4×10^{-2}	約 1.2
入退域時	④ 建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 4.8×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	—	約 5.8×10^{-4}	約 5.8×10^{-4}
	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 3.3×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	約 4.5×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}	約 1.2×10^{-3}	約 4.2×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-2}	約 5.0×10^{-1}	約 5.3×10^{-1}	約 4.1×10^{-2}	約 1.7×10^{-3}	約 4.3×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 4.8×10^{-1}	約 6.7×10^{-1}	約 1.2	約 1.2	約 4.5×10^{-2}	約 1.2

表 1-3 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 (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のガンマ線による中央制御室内での被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく)
	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 (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からのガンマ線による外部被ばく)
入退域での被ばく	④建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (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入退域時の被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく, 吸入摂取による内部被ばく)

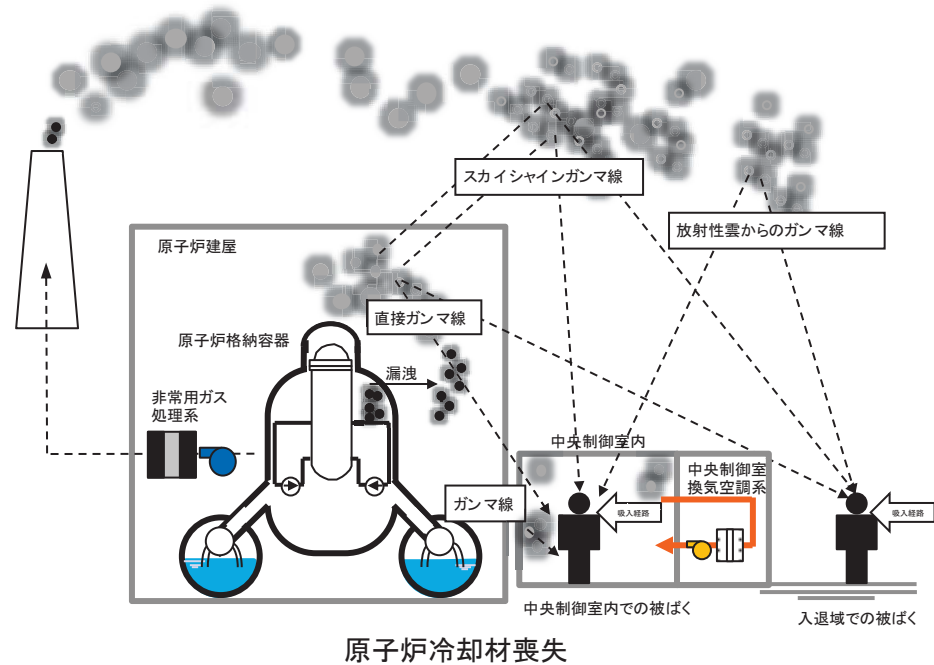
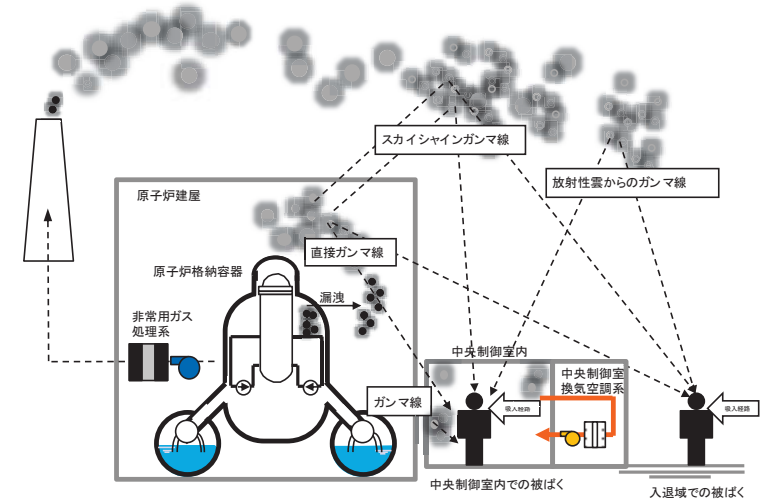


表 1-4 中央制御室の居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

主要な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	2,540MWt (定格熱出力 2,436MWt の約 105%)
	原子炉運転時間	2,000 日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%
	サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の気液分配係数	100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
大気拡散	気象資料	2012年1月～2012年12月（1年間）
	実効放出継続時間	24時間
	累積出現頻度	小さいほうから 97%
	着目方位（滞在時）	1方位
運転員の被ばく評価	非常用ガス処理系よう素除去効率	95%
	非常用ガス処理系換気率	0.5回/day
	交代要員体制の考慮	5直3交替
	直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線 評価コード	直接ガンマ線：QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線：ANISN 及び G33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（原子炉冷却材喪失）

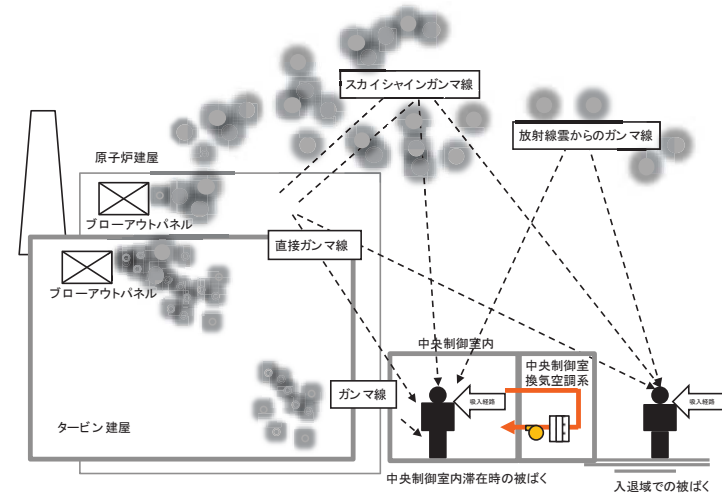
被ばく評価結果（原子炉冷却材喪失）

30日間の実効線量
約 1.2mSv

表 1-5 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

主要な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	2,540MWt (定格熱出力 2,436MWt の約 105%)
	原子炉運転時間	2,000 日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $1.8 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じほかのハロゲン等の組成を拡散組成として考慮
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じほかのハロゲン及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはよう素の 2 倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	放出冷却材に含まれる量
	追加放出される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出	1 %
	主蒸気隔離弁から建屋内への漏えい	120%/日
大気拡散	気象資料	2012 年 1 月～2012 年 12 月 (1 年間)
	実効放出継続時間	1 時間
	累積出現頻度	小さいほうから 97%
	着目方位 (滞在時)	5～7 方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制の考慮	5 直 3 交替
	直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線 評価コード	直接ガンマ線: QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線: ANISN 及び G33-GP2R
	評価期間	30 日間



評価イメージ (主蒸気管破断)

被ばく評価結果 (主蒸気管破断)

30 日間の実効線量
約 1.2mSv

添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

表 1-1-1 大気中への放出量評価条件（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
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（2,436MWt）の 約 105%	同上	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。
運転時間	2,000 日	同上	解説 4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	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%	同上	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	粒子状よう素：0% 無機よう素：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 等への無機よう 素の沈着効果	50%が瞬時に沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。
サプレッション プール水の無機 よう素に対する 除去効果	分配係数：100	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。

表 1-1-1 大気中への放出量評価条件（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
原子炉格納容器内での放射性物質の自然減衰	考慮する	漏えいまでの自然減衰を考慮	—
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/日	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系	換気率	0.5回/日	同上
	よう素用チャコール・フィルタ除去効率	95%	同上
	起動遅れ時間	瞬時に起動	原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋原子炉区域放射能高の信号により瞬時に切り替えられるものとする。
原子炉建屋内での放射性物質の自然減衰	考慮する	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 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。
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。

表 1-1-2 大気中への放出量評価条件（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
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（2,436MWt）の 約 105%	同上	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
運転時間	2,000 日	同上	解説 4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
冷却材流出量	蒸気：11 ton 水：20 ton	内規に示されたと おりの条件による 事故解析結果	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する。 (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。 (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。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。
事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を 1.8×10^3 Bq/g とし、それに 応じほかのハロゲン等の 組成を拡散組成として 考慮	同上	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。

表 1-1-2 大気中への放出量評価条件（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
燃料棒から追加放出される放射性物質質量	I-131 を 7.4×10^{13} Bq とし、それに応じ他のハロゲン及び希ガスの組成を平衡組成として考慮。 希ガスについてはよう素の2倍とする。	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7) c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出の放射性物質質量	追加放出された放射性物質の1%	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1%が破断口から放出する。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.2(7) f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が気相部に移行する割合	10%	同上	
有機よう素が分解したよう素、無機よう素、その他のハロゲンのキャリーオーバー割合	2%	同上	
主蒸気隔離弁隔離弁漏えい率	120%/日	同上	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。
主蒸気隔離弁漏えい期間	無限期間	同上	
原子炉圧力容器からサブプレッションチェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の100倍/日	同上	4.1.2(7) i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。
タービン建屋内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	—
事故の評価期間	30日間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	【解説 3.2】評価期間は、事故発生後30日間とする。

表 1-1-3 放射性物質の大気中への放出量 (30 日間積算値)

評価項目		評価結果
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 1.7×10^{16} Bq
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))	約 3.1×10^{14} Bq
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)	約 3.5×10^{13} Bq
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))	約 7.5×10^{11} Bq

表 1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件(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
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。
気象条件	女川原子力発電所の 2012.1～2012.12 1年間の気象データ	同上	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。
放出源及び 放出高さ	(原子炉冷却材喪失) 放出源：排気筒 放出源高さ：80m ^{※1} (主蒸気管破断) 放出源：原子炉建屋ブローアウトパネル 又はタービン建屋ブローアウトパネル 放出源高さ：0m	同上	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。 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。
実効放出継続時間	(原子炉冷却材喪失) 24時間 (主蒸気管破断) 1時間	同上	【解説 5.13】(3)実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。

※1 排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用

表 1-1-4 大気拡散条件(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
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。
建屋巻き込み	(原子炉冷却材喪失) 考慮しない (主蒸気管破断) 考慮する	同上	5.1.2(1)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。
巻き込みを生じる代表建屋	(主蒸気管破断) 原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出：原子炉建屋 タービン建屋ブローアウトパネルからの放出：タービン建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法（内規）に示された選定例に基づき選定	5.1.2(3)a)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。 3)巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。

表 1-1-4 大気拡散条件 (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
大気拡散 評価地点	<p>(原子炉冷却材喪失)</p> <p>相対濃度 χ/Q :</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系の給気口 ・出入管理所 ・制御建屋出入口 <p>相対線量 D/Q :</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室中心 ・出入管理所 ・制御建屋出入口 <p>(主蒸気管破断)</p> <p>相対濃度 χ/Q :</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系の給気口 ・出入管理所 ・制御建屋出入口 <p>相対線量 D/Q :</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室中心 ・出入管理所 ・制御建屋出入口 	被ばく評価手法 (内規) に示されたとおり設定	<p>【中央制御室内】</p> <p>5. 1. 2(3)b)3) 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>7. 2(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>7. 3. 2(5)相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7. 5. 1(5)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。</p>
着目方位	<p>(原子炉冷却材喪失)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系の給気口：1 方位 ・中央制御室中心：1 方位 ・出入管理所：1 方位 ・制御建屋出入口：1 方位 <p>(主蒸気管破断)</p> <p>[原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系の給気口：5 方位 ・中央制御室中心：6 方位 ・出入管理所：4 方位 ・制御建屋出入口：6 方位 <p>[タービン建屋ブローアウトパネルからの放出]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系の給気口：7 方位 ・中央制御室中心：7 方位 ・出入管理所：2 方位 ・制御建屋出入口：4 方位 	被ばく評価手法 (内規) に示されたとおり設定	<p>5. 1. 2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5. 4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表 1-1-4 大気拡散条件(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
建屋の投影面積	(原子炉冷却材喪失) 2,050m ² (原子炉建屋, 短手方向) (主蒸気管破断) [原子炉建屋ブローアウトパネルからの放出] 2,050m ² (原子炉建屋, 短手方向) [タービン建屋ブローアウトパネルからの放出] 1,630m ² (タービン建屋, 短手方向)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
巻き込みを生じる代表建屋の形状係数	1/2	同上	5.1.1(2)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。

表 1-1-5 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

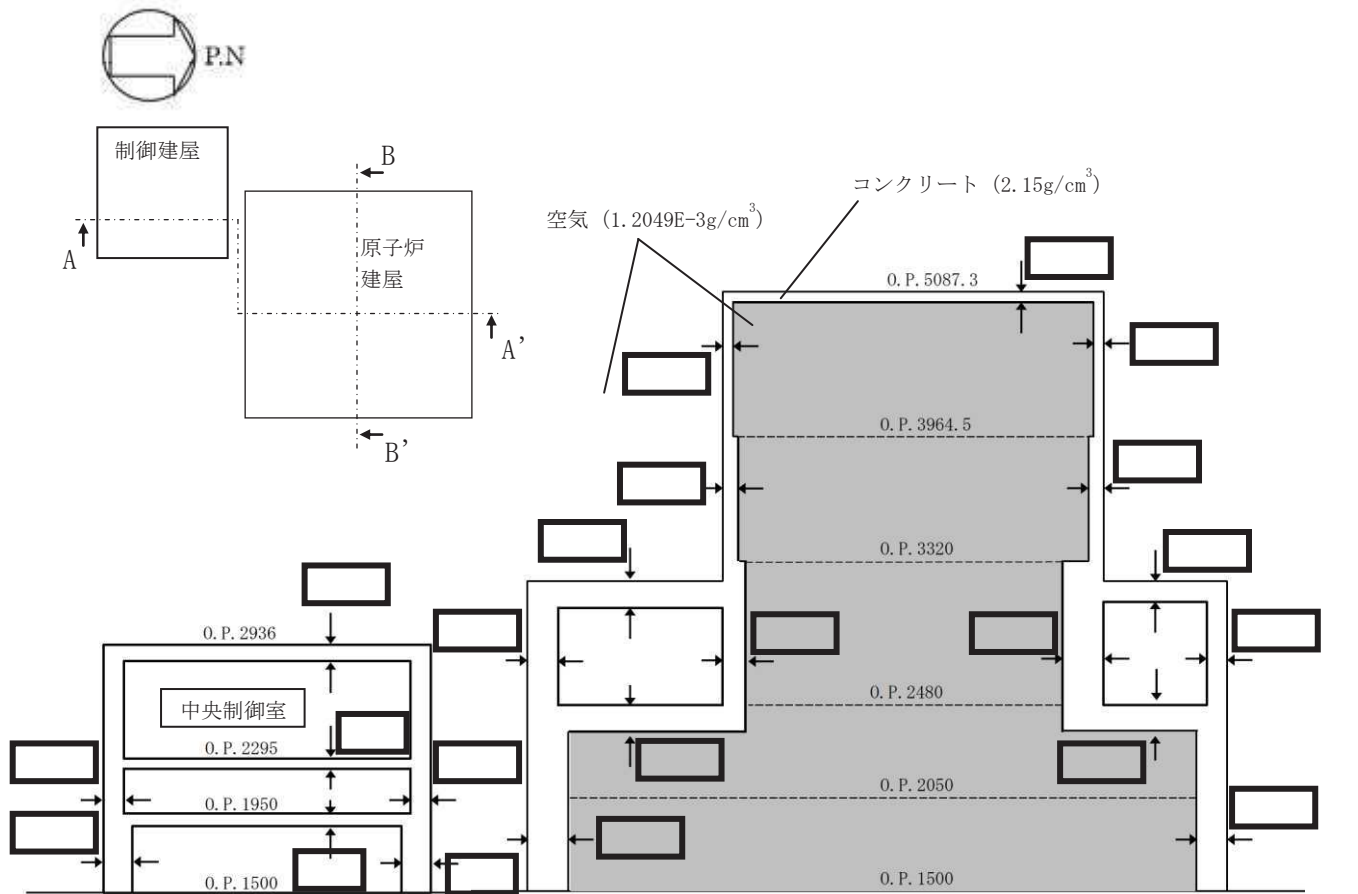
		評価点	評価距離	評価方位	相対濃度 /相対線量※	
原子炉冷却材喪失	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 換気空調系給気口	256m	E S E	1.4×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	中央制御室中心	244m	E S E	5.7×10^{-20}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	出入管理所	120m	S E	1.4×10^{-6}
			制御建屋出入口	198m	E S E	1.4×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	出入管理所	120m	S E	7.5×10^{-20}
			制御建屋出入口	198m	E S E	5.7×10^{-20}
「原子炉建屋ブローアウトパネル放出」 主蒸気管破断	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 換気空調系給気口	92m	S E, S S E, S, S S W, S W	1.3×10^{-3}
		D/Q (Gy/Bq)	中央制御室中心	64m	E S E, S E, S S E, S, S S W, S W	6.3×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	出入管理所	181m	S S W, S W, W S W, W	9.9×10^{-4}
			制御建屋出入口	87m	S S E, S, S S W, S W, W S W, W	1.5×10^{-3}
		D/Q (Gy/Bq)	出入管理所	181m	S S W, S W, W S W, W	4.4×10^{-18}
			制御建屋出入口	87m	S S E, S, S S W, S W, W S W, W	6.0×10^{-18}
「タービン建屋ブローアウトパネル放出」 主蒸気管破断	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 換気空調系給気口	89m	S S E, S, S S W, S W, W S W, W, W N W	2.0×10^{-3}
		D/Q (Gy/Bq)	中央制御室中心	64m	S S E, S, S S W, S W, W S W, W, W N W	7.0×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	出入管理所	200m	W S W, W	8.7×10^{-4}
			制御建屋出入口	101m	S W, W S W, W, W N W	1.5×10^{-3}
		D/Q (Gy/Bq)	出入管理所	200m	W S W, W	4.0×10^{-18}
			制御建屋出入口	101m	S W, W S W, W, W N W	5.9×10^{-18}

※ 主蒸気管破断は2通りの放出経路があるため、評価結果が保守的になるように相対濃度及び相対線量は数値の大きい方を使用した。

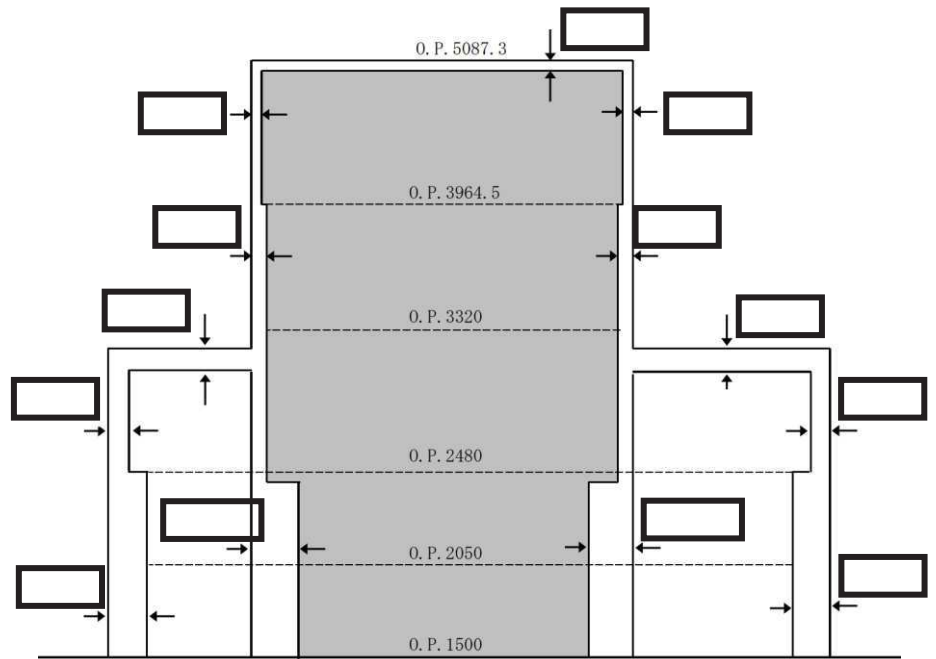
表1-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(原子炉冷却材喪失)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載	
表 1-6 に基づき、以下のとおり評価する。				
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	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する。
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ		同上	7.1.1(1)c) 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。
	中央制御室遮蔽厚さ		同上	
	評価点	(中央制御室内) 原子炉建屋側壁際 (入退域時) 出入管理所 制御建屋出入口	同上	7.1.1(1)d) 7.1.2(1)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。
	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2R コード (スカイシャインガンマ線) ANISN 及び G33-GP2R コード	許認可評価で使用実績あり	6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



A-A' 断面図



B-B' 断面図

※ 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

単位：cm

図 1-1-1 原子炉建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

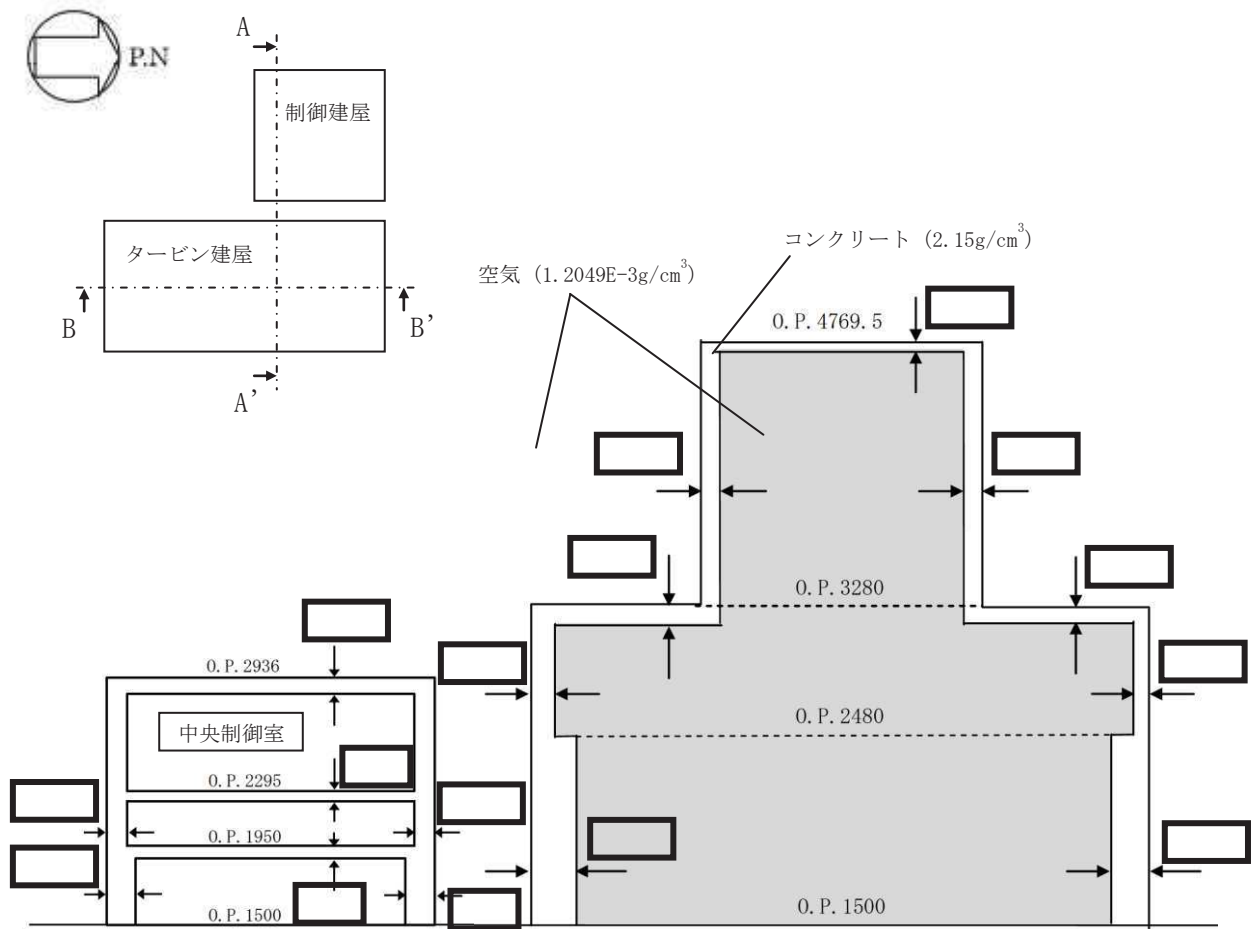
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

26 条-別添 2-添 1-1-12

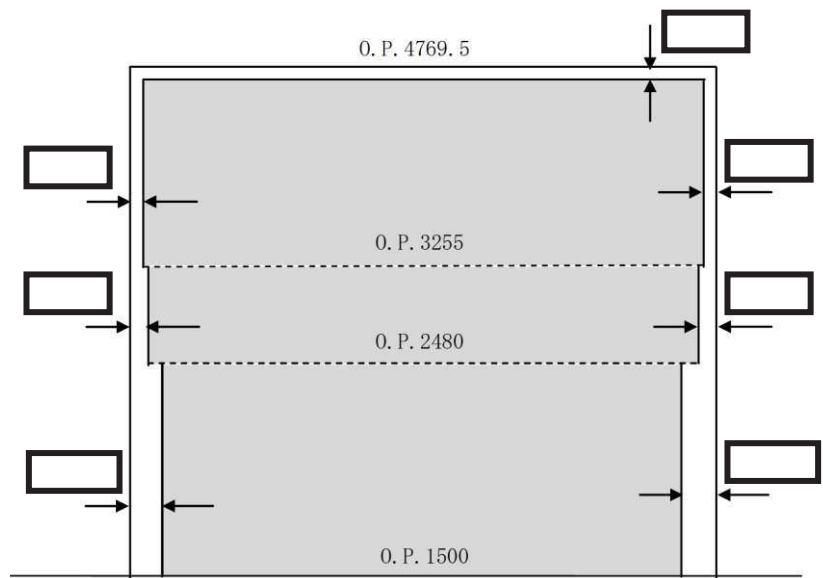
表 1-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（主蒸気管破断）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
表 1-7 に基づき、以下のとおり評価する。			
線源強度	タービン建屋内線源強度分布	タービン建屋内に放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
計算モデル	タービン建屋遮蔽厚さ		同上
	中央制御室遮蔽厚さ		同上
	評価点	(中央制御室内) タービン建屋側壁際 (入退域時) 出入管理所 制御建屋出入口	同上
	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2R コード (スカイシャインガンマ線) ANISN 及び G33-GP2R コード	許認可評価で使用実績あり
			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。 7.1.1(1)c), 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。 7.1.1(1)d), 7.1.2(1)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。 6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせさせて用いる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



A-A' 断面図



B-B' 断面図

※ 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

単位：cm

図 1-1-2 タービン建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1-1-8 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の積算線源強度（原子炉冷却材喪失）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	線源強度 (photons)
0.01	$E \leq 0.01$	9.67E+16
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	1.72E+15
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	5.72E+17
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	7.78E+14
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.00E+00
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.00E+00
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.00E+00
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	8.21E+21
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	1.48E+18
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	4.92E+19
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	5.02E+20
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	7.93E+20
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	1.50E+19
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	3.54E+19
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	2.03E+18
0.60	$0.512 < E \leq 0.60$	2.05E+20
0.70	$0.60 < E \leq 0.70$	7.86E+20
0.80	$0.70 < E \leq 0.80$	4.91E+20
1.0	$0.80 < E \leq 1.0$	1.74E+20
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	7.22E+19
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	4.02E+16

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	線源強度 (photons)
1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	6.43E+19
1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	4.60E+18
2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	1.25E+19
2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	2.77E+19
3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	8.24E+17
3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	2.23E+16
4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	0.00E+00
4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	0.00E+00
5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.00E+00
5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.00E+00
6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.00E+00
6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.00E+00
7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.00E+00
7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.00E+00
8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.00E+00
10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.00E+00
12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.00E+00
14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.00E+00
20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.00E+00
30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.00E+00
50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.00E+00

表 1-1-9 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の積算線源強度（主蒸気管破断）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	線源強度 (photons)
0.01	$E \leq 0.01$	1.50E+14
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	1.33E+13
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	5.99E+14
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	1.42E+16
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.00E+00
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.00E+00
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.00E+00
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	9.27E+17
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	2.36E+17
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	2.46E+17
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	1.94E+17
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	3.76E+17
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	8.34E+15
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	2.40E+15
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	1.15E+15
0.60	$0.512 < E \leq 0.60$	6.65E+16
0.70	$0.60 < E \leq 0.70$	4.70E+16
0.80	$0.70 < E \leq 0.80$	4.73E+16
1.0	$0.80 < E \leq 1.0$	2.08E+16
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	2.11E+16
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	8.54E+13

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	線源強度 (photons)
1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	3.99E+15
1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.20E+15
2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	6.33E+15
2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	2.10E+16
3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.49E+15
3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	7.08E+13
4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	2.31E+13
4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	8.63E+11
5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.00E+00
5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.00E+00
6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.00E+00
6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.00E+00
7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.00E+00
7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.00E+00
8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.00E+00
10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.00E+00
12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.00E+00
14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.00E+00
20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.00E+00
30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.00E+00
50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.00E+00

表 1-1-10 防護措置の条件(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
中央制御室 換気空調系	(0~20分) 通常運転 (20分~30分) 事故時運転モード (少量外気取入) ※	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。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。
中央制御室換気空調系処理空間容積	8,900m ³	設計値を基に設定	7.3.4(3)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。
中央制御室バウンダリへの空気流入量	8,900m ³ /h (空気流入率 1.0回/h)	「被ばく評価手法（内規）」に基づき、1,2号炉の中央制御室（空間容積：14,000m ³ ）について空気流入率試験を実施した結果、最大で0.21回/hであり、空気流入量換算では2,940m ³ /hであった。仮に2号炉中央制御室（空間容積：8,900m ³ ）のみへの空気流入量を2,940m ³ /hと仮定すると、換気率換算で0.33回/hとなるため、被ばく評価においては保守的に1.0回/hとして設定した。	2.定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積（容積）を乗じたものである。

※ 事故時運転モード（少量外気取入）時には排風機を使用するが、排風機は定格風量でのみ運転可能な設備であり、風量バランスはあらかじめ設定しているダンパ開度によって調整することから、排風機によって過剰な空気流入を発生させることはない。
なお、風量バランス、ダンパ開度については試験によって確認を行っている。

表 1-1-10 防護措置の条件(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
チャコールフィルタの除去効率	90%	設計値を基に設定	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。
マスクによる防護係数	考慮しない	—	7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
交代要員の考慮	5直3交替	被ばく評価手法 (内規) に示されたとおり設定	7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。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。

1-2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

女川原子力発電所敷地内において観測した 2012 年 1 月から 2012 年 12 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うにあたり、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た。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するにあたっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測データに加え、参考として地上高 10m の観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2002 年 1 月～2011 年 12 月

検定年：2012 年 1 月～2012 年 12 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測データについては、有意水準 5%で棄却された項目が 0 項目であり、地上高 10m の観測データについては 1 項目であったことから、棄却数が少なく検定年が長期間の気象状態を代表していると判断した。

検定結果を表 1-2-1 から表 1-2-4 に示す。

表 1-2-1 棄却検定表（風向）（地上高 71m）

検定年：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.68	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.03	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	7.41	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	6.66	8.16	4.95	○
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	5.99	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	3.32	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	2.99	3.87	1.57	○
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	4.28	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	3.83	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	5.65	6.49	3.64	○
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	7.46	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	4.34	6.92	3.77	○
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.21	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	14.76	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	15.14	17.59	12.58	○
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	3.66	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○

表 1-2-2 棄却検定表（風速）（地上高 71m）

検定年：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	9.22	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	13.84	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.48	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	12.56	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.28	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	8.39	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	7.07	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.89	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.23	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.43	16.22	10.13	○

表 1-2-3 棄却検定表（風向）（地上高 10m）

検定年：敷地内 A 点（標高 70m, 地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点（標高 70m, 地上高 10m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
											上限		下限		
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	6.73	9.19	3.58	○
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	2.50	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	3.24	5.29	1.84	○
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	6.13	7.67	3.81	○
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	6.23	7.67	3.98	○
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	2.41	3.56	1.59	○
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	6.49	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	2.19	2.41	1.46	○
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	5.18	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	7.45	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	10.95	17.60	9.14	○
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.00	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	11.42	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	9.27	17.44	6.52	○
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	7.52	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	2.43	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○

表 1-2-4 棄却検定表（風速）（地上高 10m）

検定年：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	38.52	43.16	29.25	○
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	30.05	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	15.76	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	6.46	9.89	5.95	○
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	2.30	5.23	1.47	○
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	0.71	2.31	0.41	○
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	0.21	0.97	-0.05	○
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	0.10	0.43	-0.11	○
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.03	0.17	-0.07	○
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.00	0.07	-0.03	○

(補足) 線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、着目方位は、図 1-2-1～図 1-2-12 に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。



図 1-2-1 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

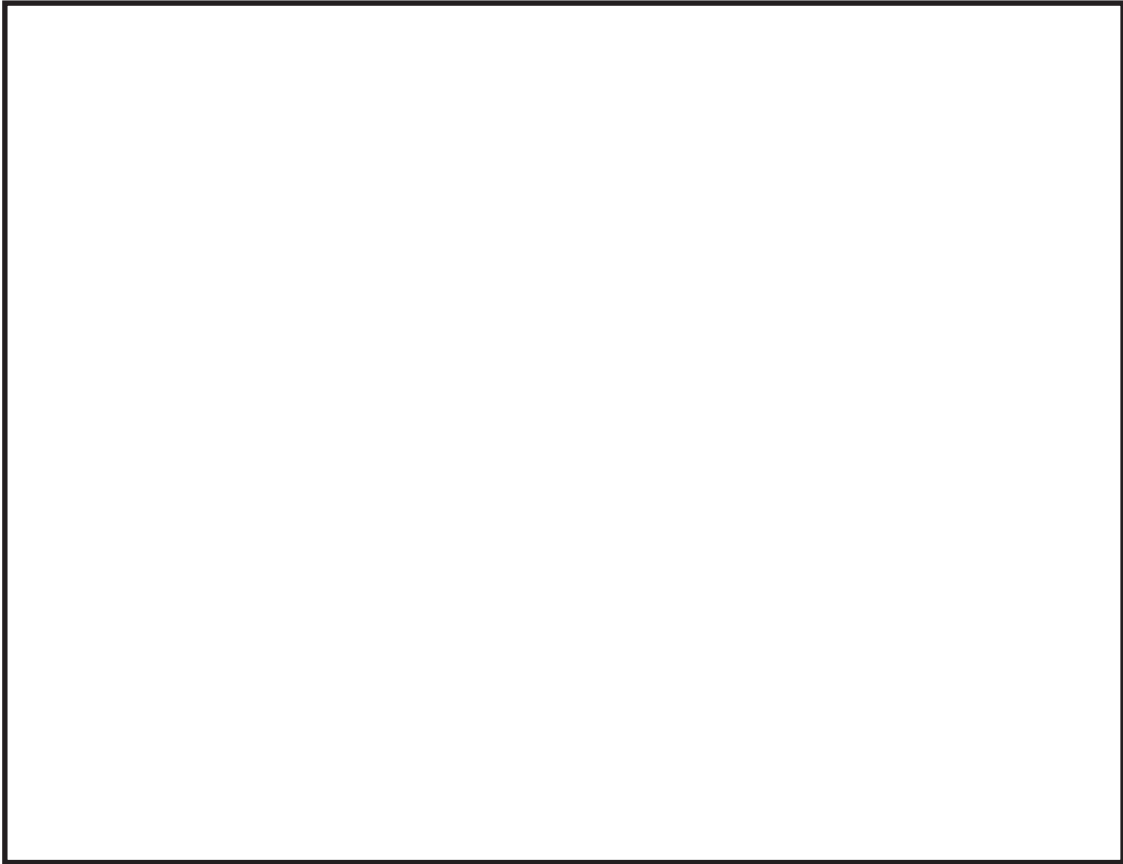


図 1-2-2 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室給気口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

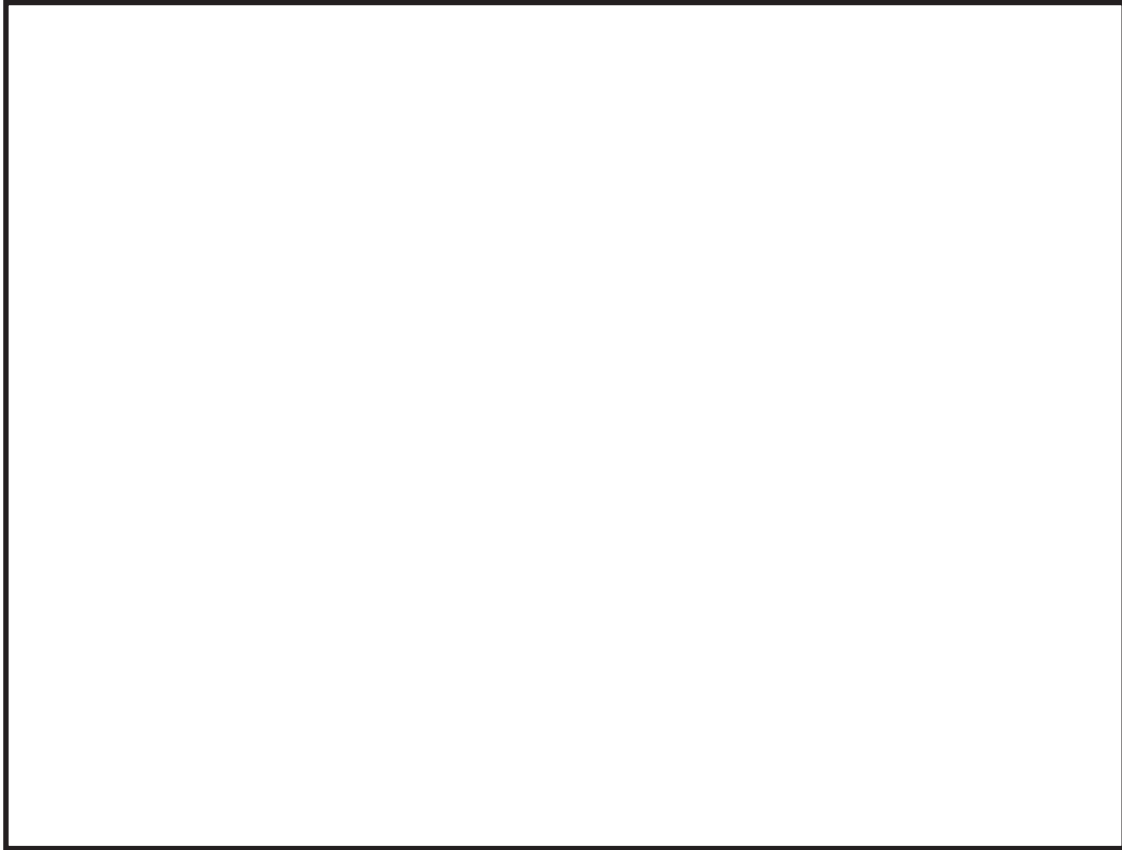


図 1-2-3 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

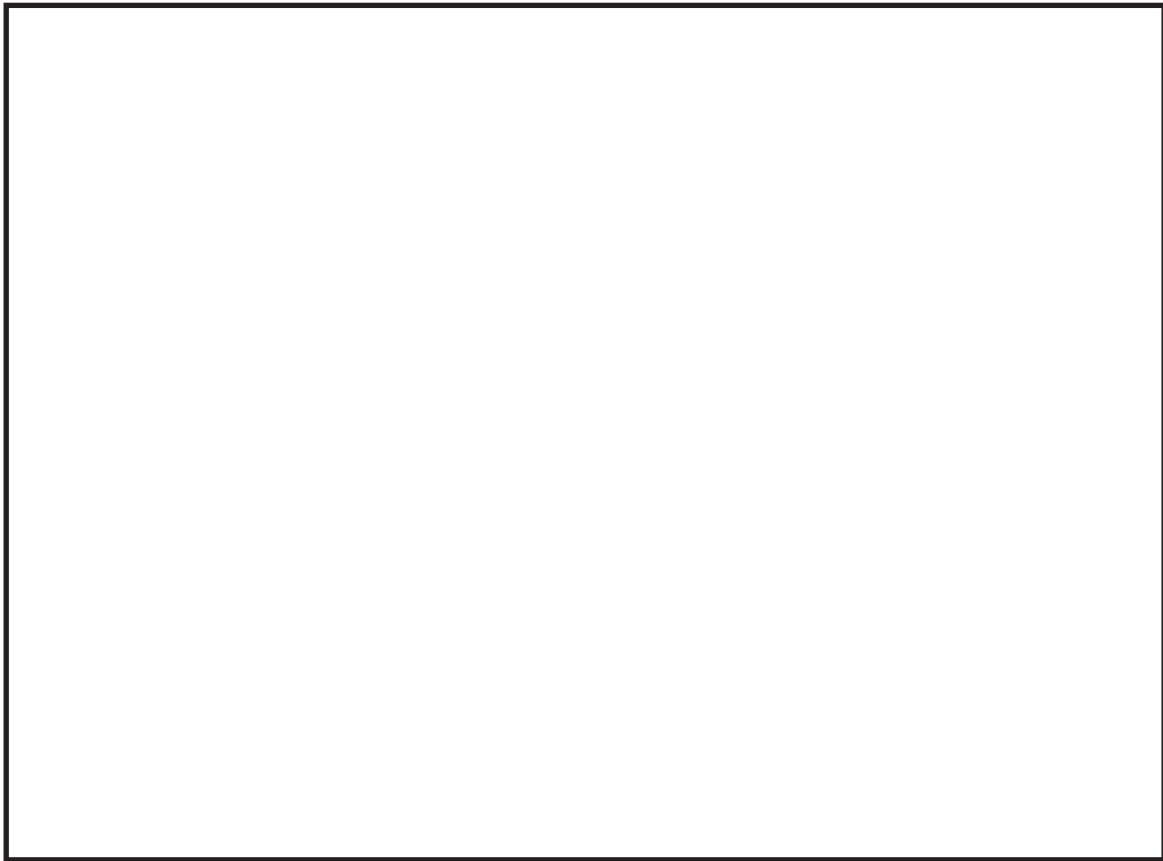


図 1-2-4 原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：排気筒，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

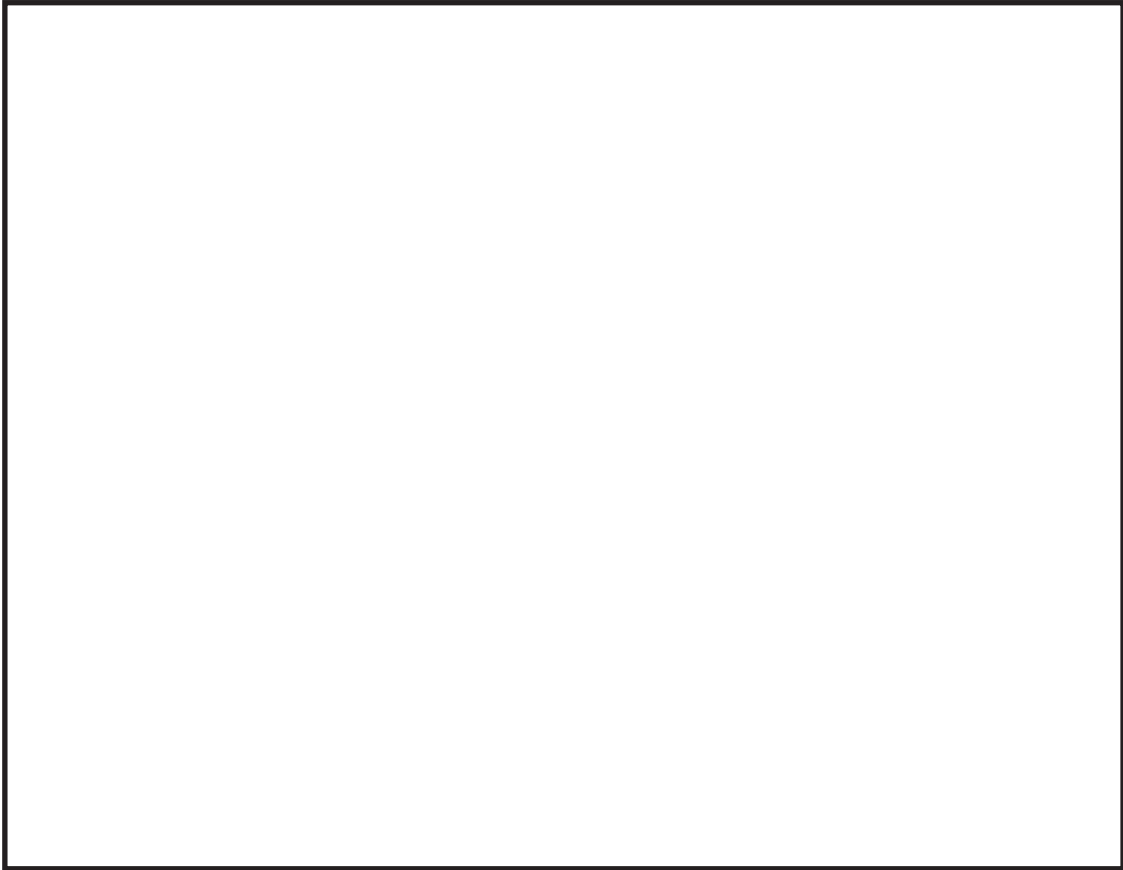


図 1-2-5 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

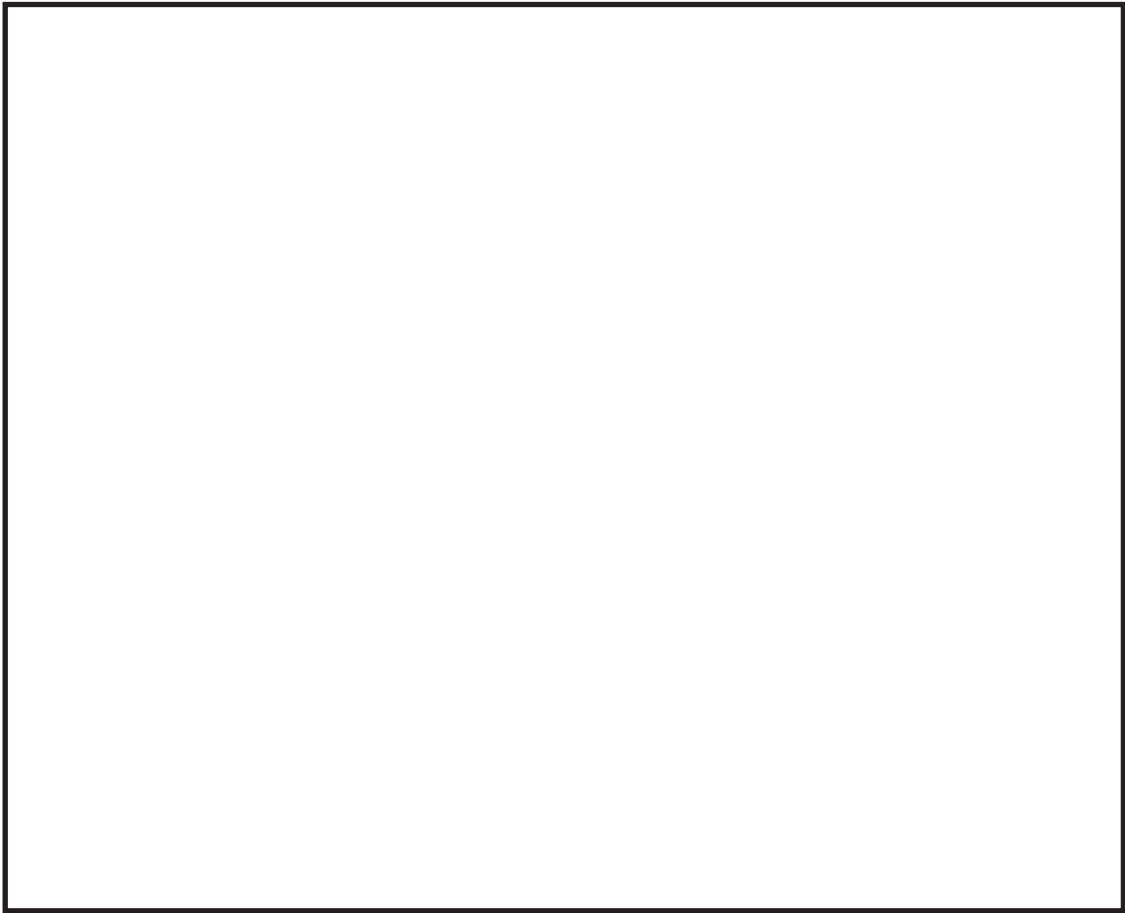


図 1-2-6 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室給気口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

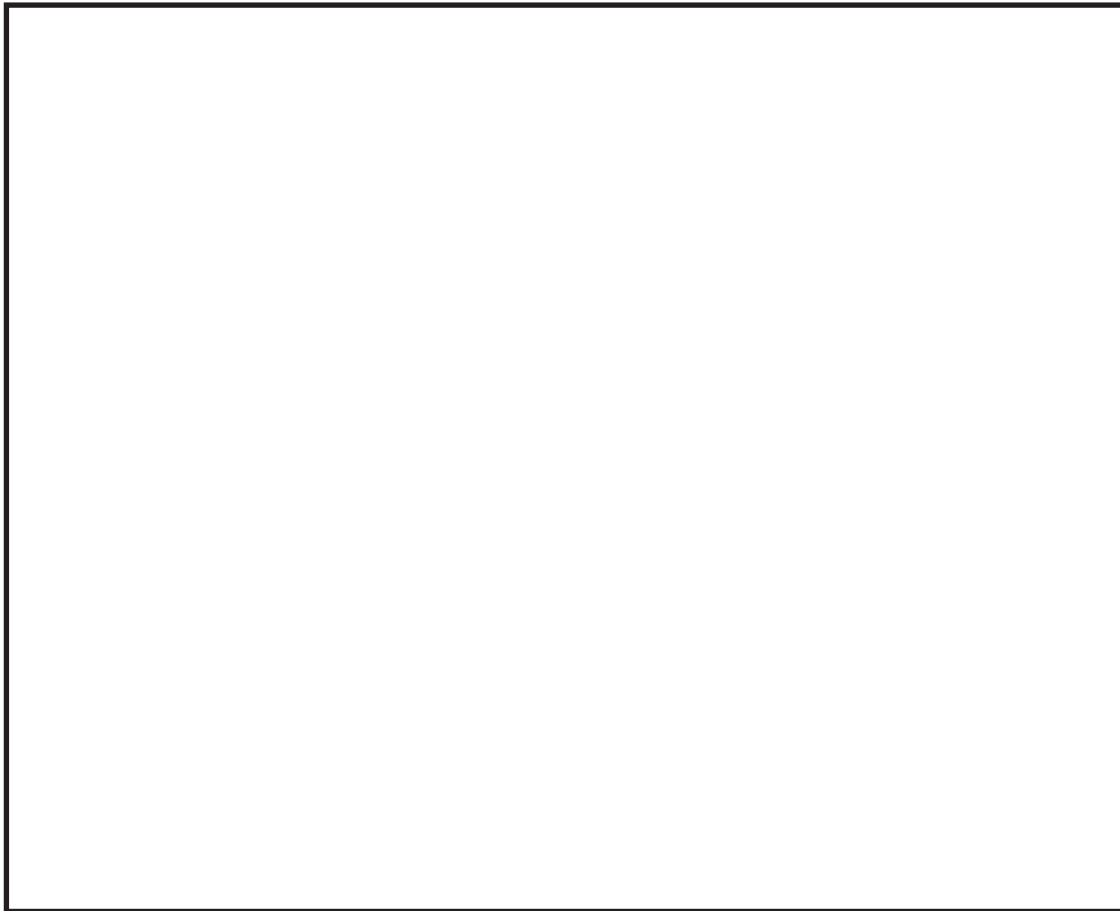


図 1-2-7 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

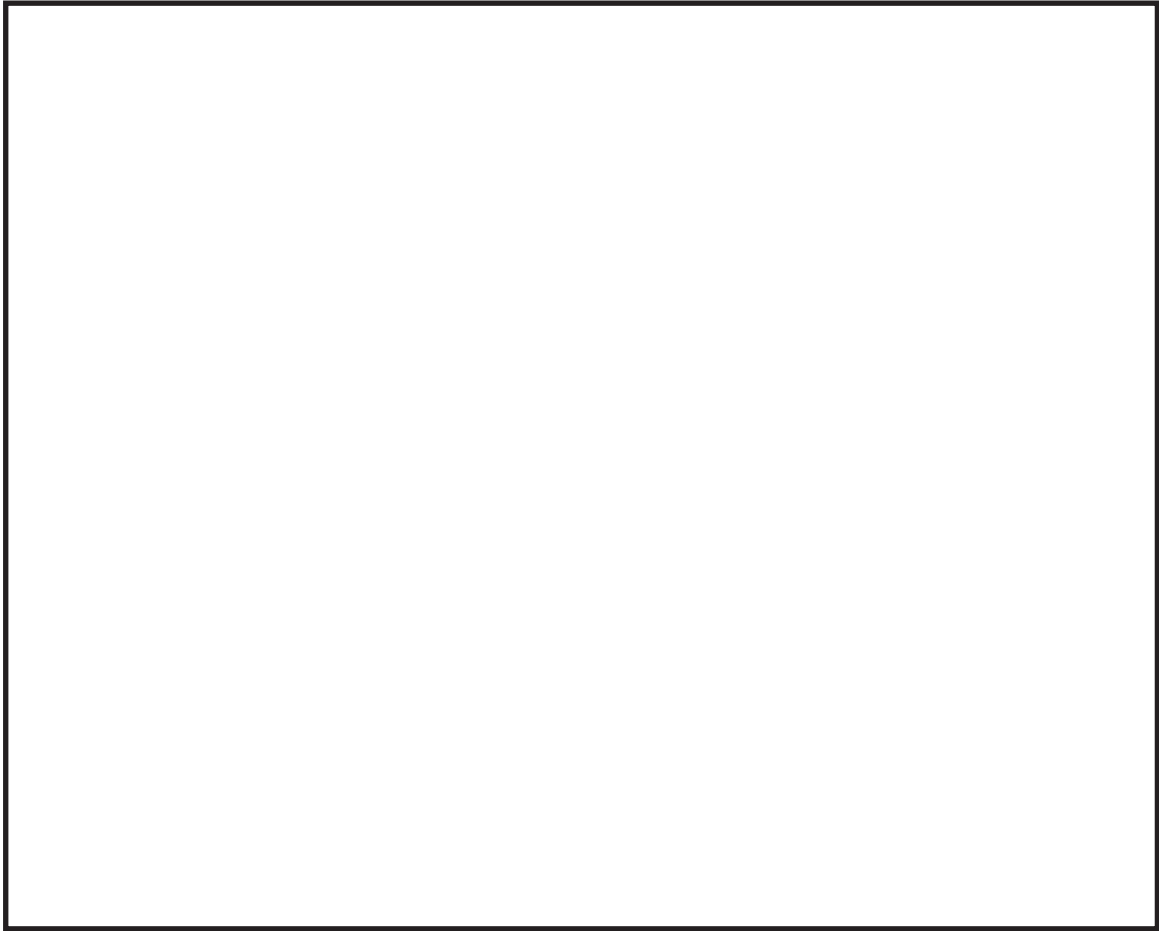


図 1-2-8 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

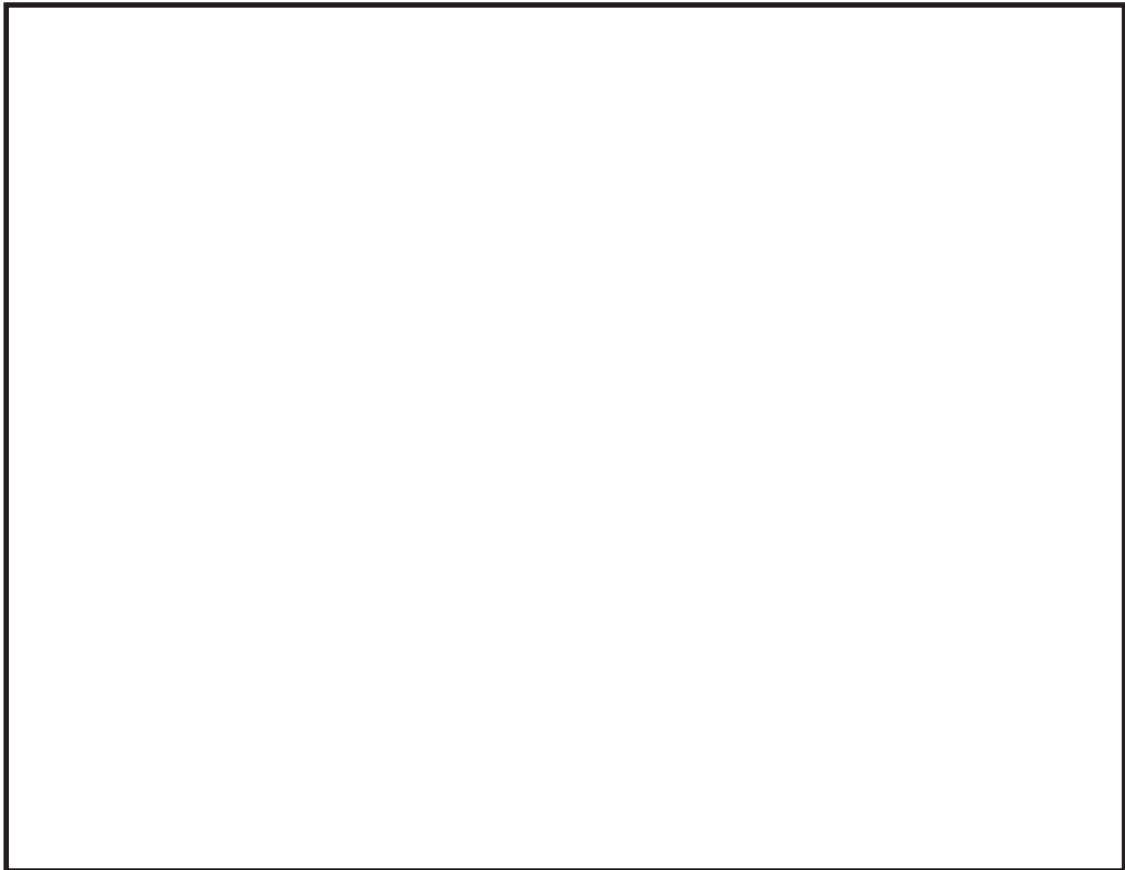


図 1-2-9 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

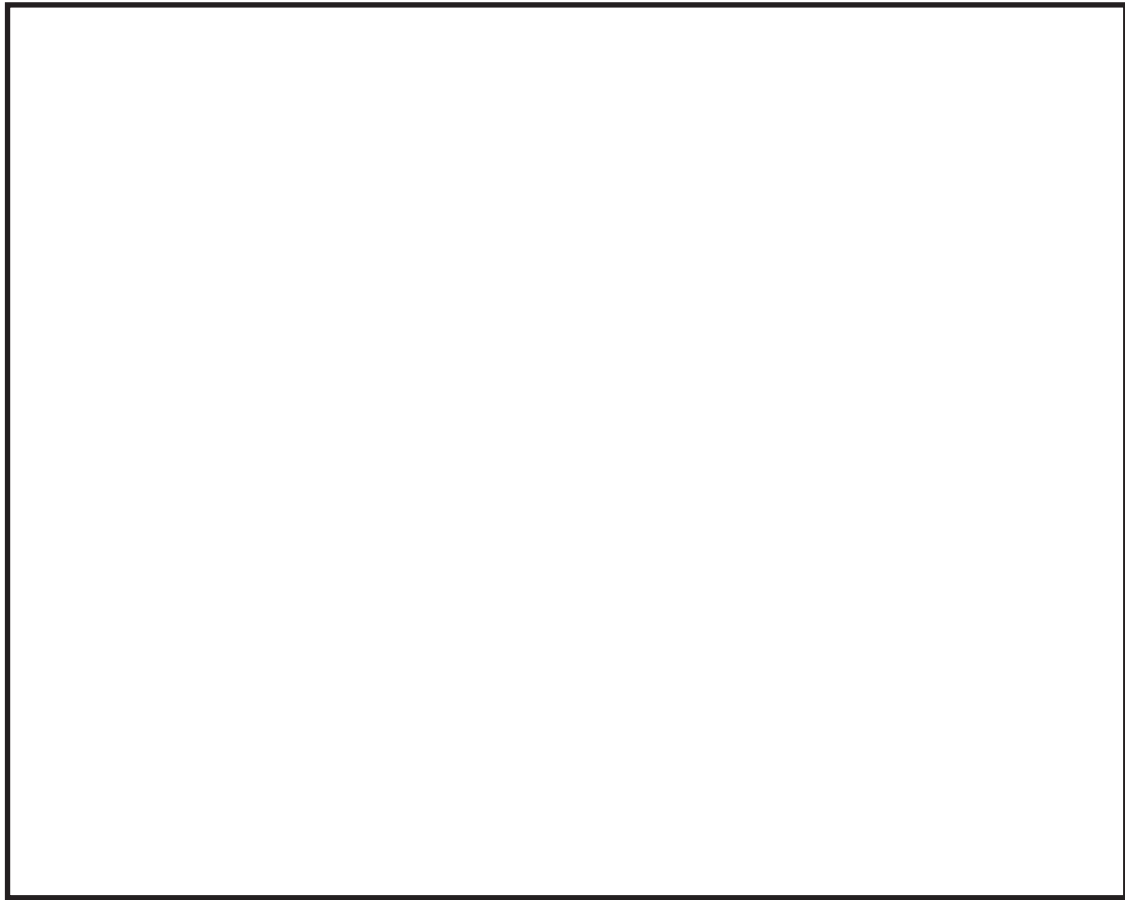


図 1-2-10 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室給気口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

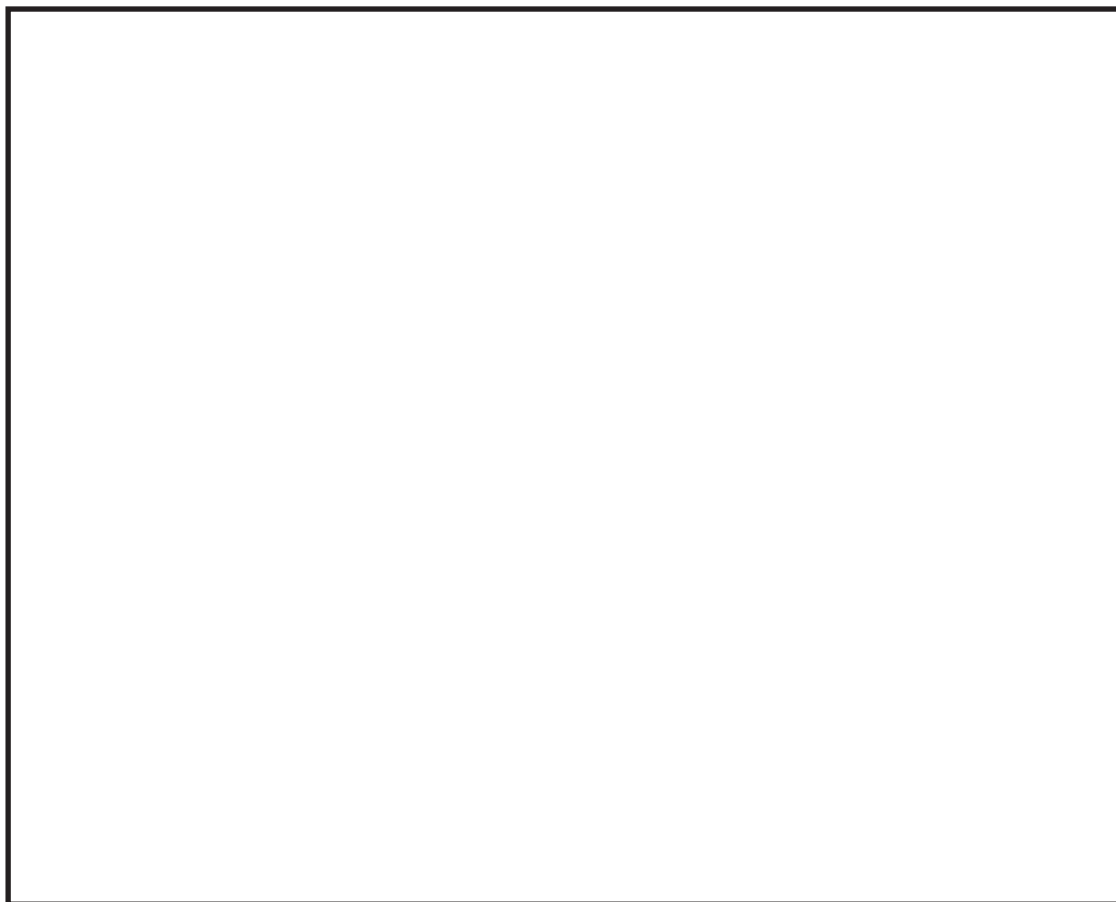


図 1-2-11 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

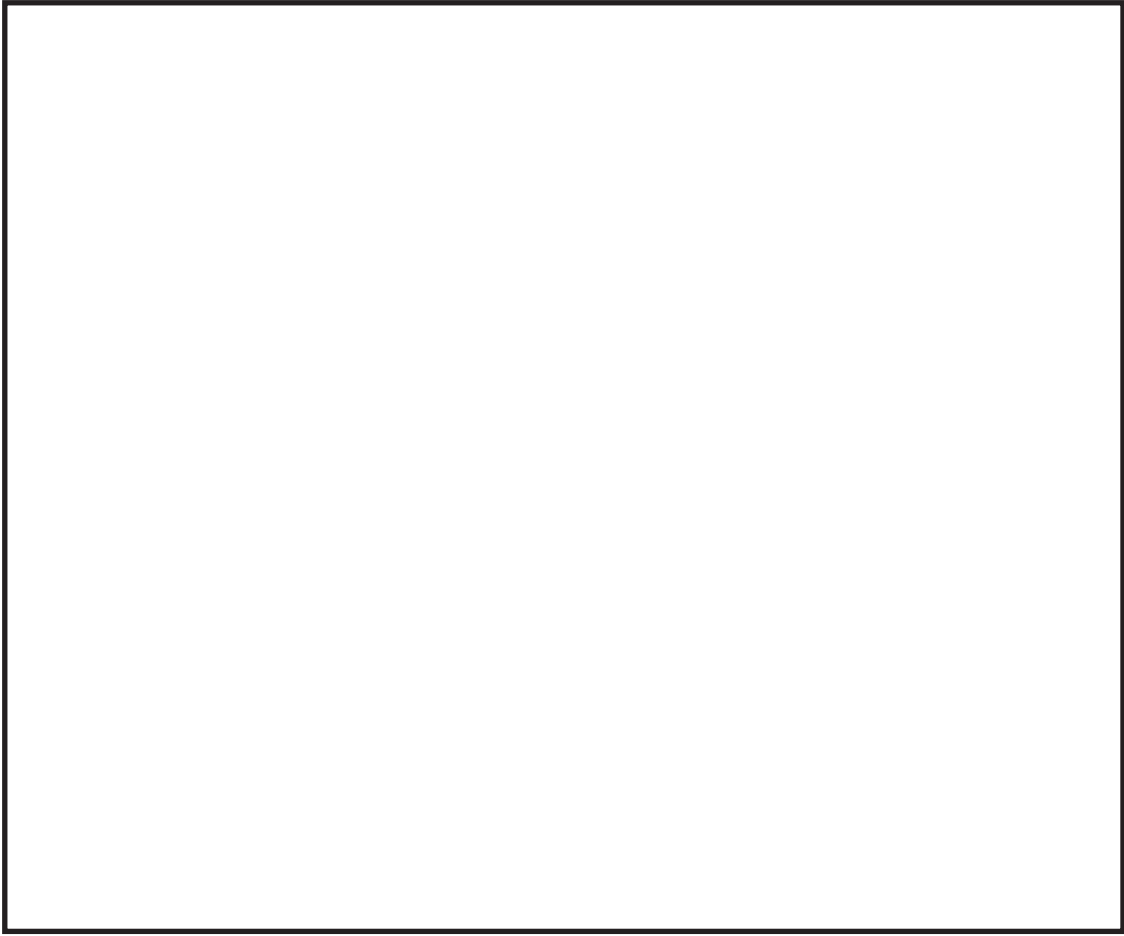


図 1-2-12 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定
(放出点：タービン建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1-3 運転員の交替について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性(設計基準)を評価するにあたり、平常時の直交代である5直3交代を考慮した。直交替サイクルを表1-3-1に、評価期間30日間の直交替スケジュールを表1-4-2に示す。

表 1-3-1 直交替サイクル

勤務	中央制御室の滞在時間	
1直	21時30分～9時00分	11時間30分
2直	8時40分～16時50分	8時間10分
3直	16時30分～21時50分	5時間20分
2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分

表 1-3-2 直交代スケジュール

	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	滞在時間	入退域回数
A班	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	200:40	40回
B班	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	178:50	36回
C班	日勤											休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	114:20	24回
D班	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	日勤											休	2	23	3	/	100:20	20回			
E班	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	休	2	23	3	/	1	1	休	日勤				150:30	30回	

※1:1直, 2:2直, 3:3直, 23:2・3直, 休:休日, 日勤:事務所勤務日

A班の最初の入退域もカウントし、30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の最大値を評価すると、A班の滞在時間が最大となる。

中央制御室滞在時間：200時間40分（1直8回+2直4回+3直4回+2・3直4回）

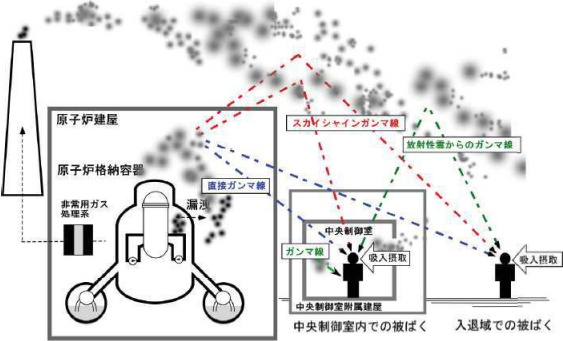
入退域滞在時間：出入管理所280分、制御建屋出入口200分（入退域回数40回、1回あたり出入管理所7分、制御建屋出入口5分）

1-4 内規との整合性について

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p>	<p>3.1(1) →内規のとおり</p> <p>3.1(1)a) 女川発電所2号炉はBWR型原子炉施設であることから，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</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 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>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図 3.2 に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布</p>	<p>での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばくを評価している。</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>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</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4. 大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5. 大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内で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、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>3) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</p> <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。（「7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」）</p> <p>2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</p> <p>f) 文書化</p>	<p>量分布を評価している。</p> <p>3.2(2) b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2) c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2) d) 1) 前項 c) の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2) d) 2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2) d) 3) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2) e) 1) 前項 c) の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質からの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>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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>3.3 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^(参1)【解説 3.2】。</p>  <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路</p>	<p>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>3.3 →内規のとおり</p> <p>「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSv を超えない」ことを満足していることを確認している。</p> <p>→図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。</p>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

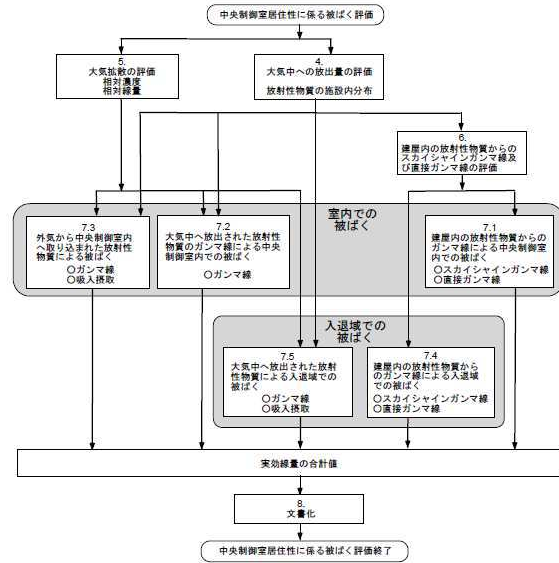


図 3.2 評価の手順

→図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

4. 大気中への放出量の評価

4.1 BWR 型原子炉施設

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。

4.1.1 原子炉冷却材喪失

(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】。

(2) 大気中への放出量の計算

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

4.1 →内規のとおり

4.1.1 →内規のとおり

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。

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

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>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、この効果は無視する。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 とす。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説 4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、ECCS の再循環系か</p>	<p>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す。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2) e) サプレッションプールチェンバの水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 とすとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2) f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.1.1(2) g) 原子炉建屋の非常用ガス処理系は、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。非常用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チェンバの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>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>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> <div data-bbox="344 491 658 1023" data-label="Diagram"> <pre> graph TD A[希ガス炉心内蓄積量] --> B[燃料から原子炉格納容器内への放出 放出割合:100%] B --> C[原子炉格納容器内気相中の希ガス] C --> D[原子炉格納容器からの漏えい] D --> E[原子炉建屋原子炉区域内の希ガス] E --> F[非常用ガス処理系] F --> G[希ガス放出] G --> H[排気筒を経由して環境に放出] </pre> </div> <p>図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)</p>	<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、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</p> <p>として評価している。</p> <p>→図 4.1 の放出経路で希ガスを評価している。</p>

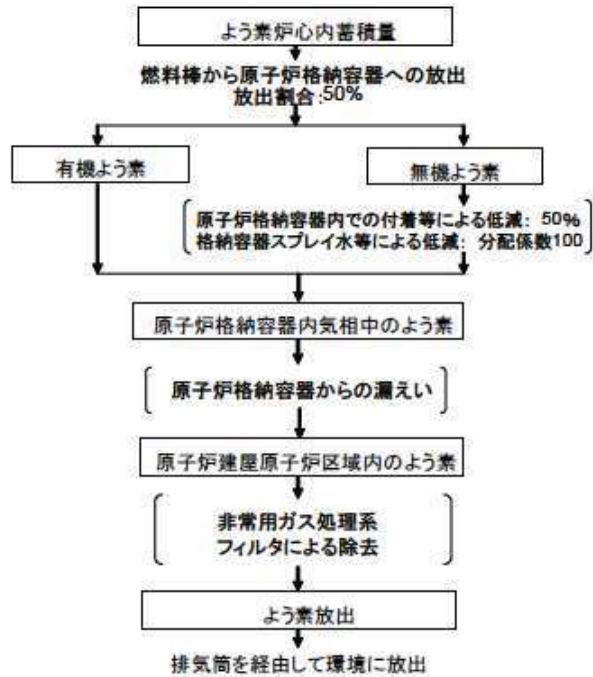


図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路(BWR 型原子炉施設)

→図 4.2 の放出経路でよう素を評価している。

4.1.2 主蒸気管破断

- (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】。
- (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。
- (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。

4.1.2 →内規のとおり

- 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。
- 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。
- 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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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るとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。</p> <p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の 1% が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素とする。有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、</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、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれ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している。</p> <p>4.1.2(7) b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7) c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の 2 倍の放出量として評価している。</p> <p>4.1.2(7) d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の 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。有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオ</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。</p>	<p>一バーされる割合は、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、逃がし安全弁等とおして、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションチェンバに移行するものとして評価している。</p>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

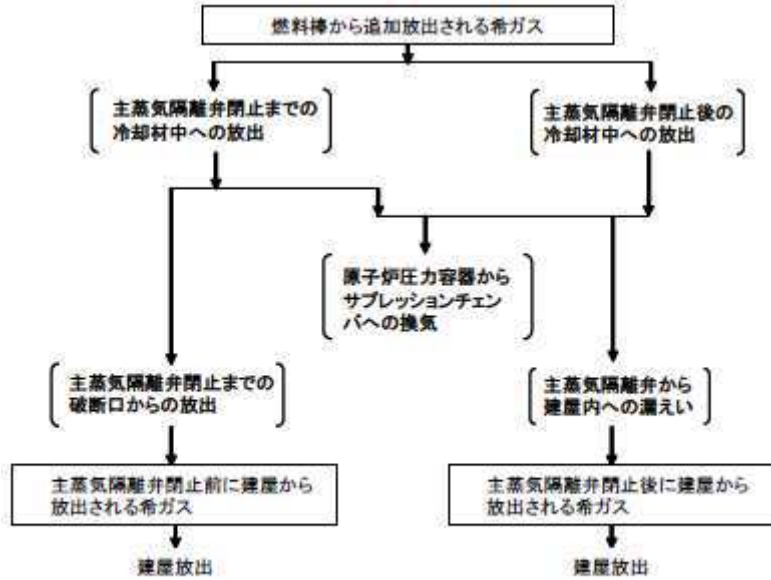


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路(BWR型原子炉施設)

→図 4.3 の放出経路で希ガスを評価している。

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

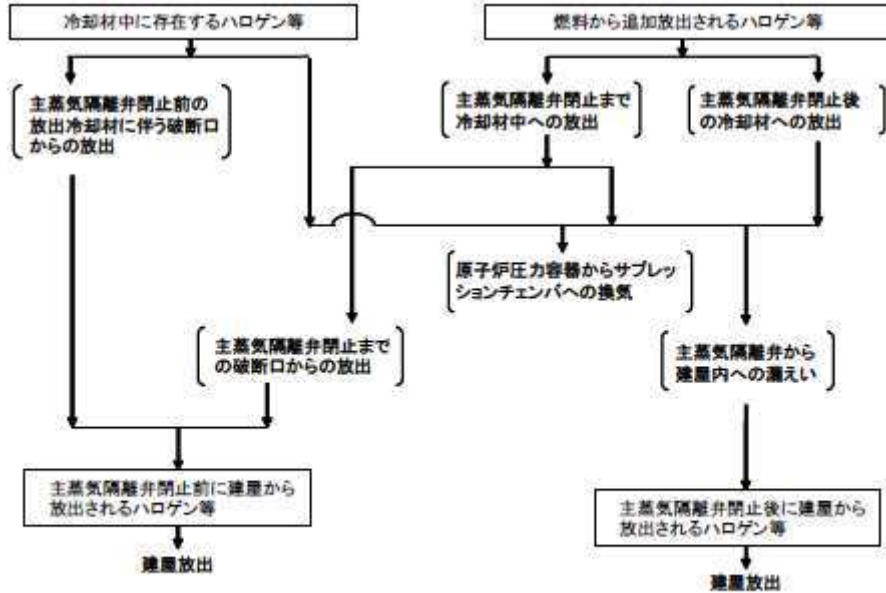


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路(BWR型原子炉施設)

→図 4.4 の放出経路でハロゲン等を評価している。

5. 大気拡散の評価

5.1 放射性物質の大気拡散

5.1.1 大気拡散の計算式

大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。

(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】

a) ガウスプルームモデルの適用

5.1.1 →内規のとおり

中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用している。

5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失は建屋の影響を受けないため、5.1.1(1)に示された方法で評価している。なお、主蒸気管破断は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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>1) ガウスプルームモデル</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ルームモデル^(※3)を適用して計算する。</p> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x,y,z)$</td> <td>: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>λ</td> <td>: 放射性物質の崩壊定数</td> <td>(1/s)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_y</td> <td>: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_z</td> <td>: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <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>c) 気象データ</p>	$\chi(x,y,z)$: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)	z	: 評価点の高さ	(m)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	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>5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、示されたガウスプルームモデルにて評価している。</p> <p>5.1.1(1)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(1)b) 5.1.3 項に示された方法で評価している。</p> <p>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</p>
$\chi(x,y,z)$: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)																							
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																							
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																							
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)																							
z	: 評価点の高さ	(m)																							
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																							
σ_y	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																							
σ_z	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																							

原子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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には，(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに，建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}，σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータΣ_y，Σ_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>	<p>1年間観測して得られた気象データを拡散式に用いて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻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場合には，(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z} \frac{\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right)}{\left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right) \right]} \dots\dots\dots (5.3)$$

$$\sum_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \sum_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$$

$$\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$$

$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)
z	: 評価点の高さ	(m)
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)
\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_y	: 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_{y0}	: 建屋による巻込み現象による y 方向の初期拡散パラメータ	(m)
σ_{z0}	: 建屋による巻込み現象による z 方向の初期拡散パラメータ	(m)
A	: 建屋などの風向方向の投影面積	(m ²)
c	: 形状係数	(-)

2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。こ

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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として $1/2$ を用いる。これは、Gifford により示された範囲 ($1/2 < c < 2$) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は σ_{y0}, σ_{z0} が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、$\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}, σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1), a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次の b) 又は c)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$)、(5.4)式で濃度を求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p>	<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」に従って評価している。</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) 放出源と評価点で高度差が有る場合には、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>

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left[-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right] \left[1 + \exp\left[-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right]\right] \dots\dots (5.4)$$

- $\chi(x, y, z)$: 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)

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】。

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】。

5.1.1(3)b)2) 右辺の指数減衰項は無視せずに、示された評価式に基づき計算している。

5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面に有る場合 (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。

$$\lambda(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$$

- $\lambda(x,y,0)$: 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_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)

5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散

(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件

a) 中央制御室のように、事故時の放射性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。

- 1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

5.1.2 →内規のとおり

5.1.2(1)a) 主蒸気管破断時の中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性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。なお、原子炉冷却材喪失については、放出点高さが建屋高さの2.5倍以上のため、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を実施している。

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）

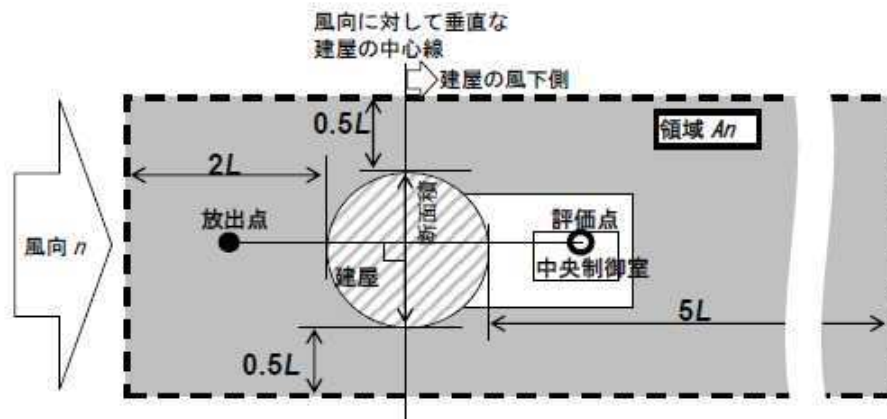
中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 A_n)の中にある場合

3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

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(参4)。

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。



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図 5.1 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

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

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。

ではない。

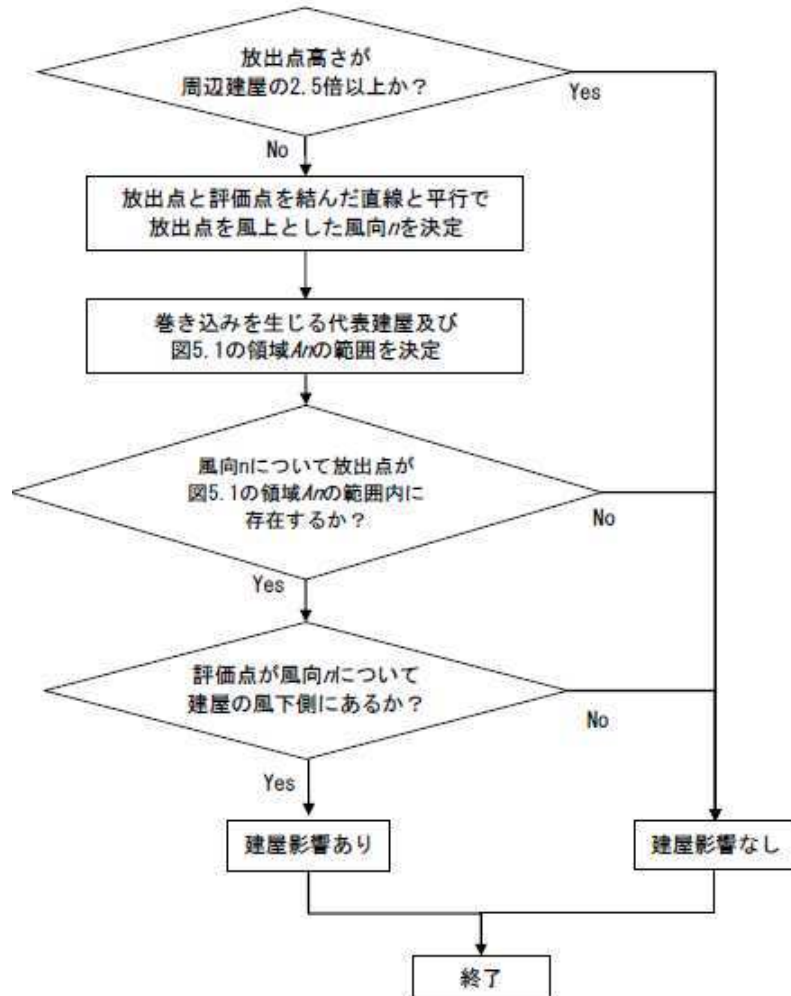


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(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

a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、プルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。

このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。

b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。

建屋影響を受けない通常の大気拡散の基本式(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)

5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、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。

5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。

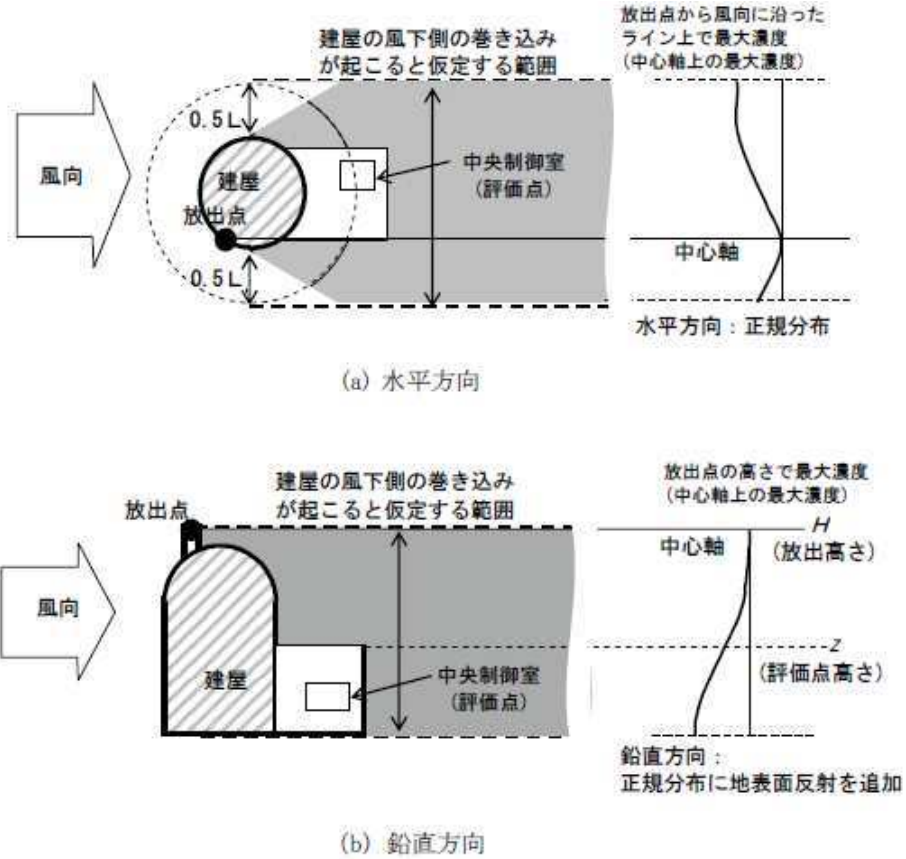


図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

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 style="text-align: center;">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="152 820 1016 1134"> <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(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </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</p> <p>中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気の</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表 5.1 に示されているとおり、原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい方で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b)1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に少量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。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

原子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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>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ると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <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_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>c) 着目方位</p>	<p>5.1.2(3)b)2) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提としているため、給気口が設置されている制御建屋の表面の濃度を評価している。</p> <p>5.1.2(3)b)3) 外気を取入れるため、給気口が設置されている制御建屋の表面を評価点としてる。</p>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。

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、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。

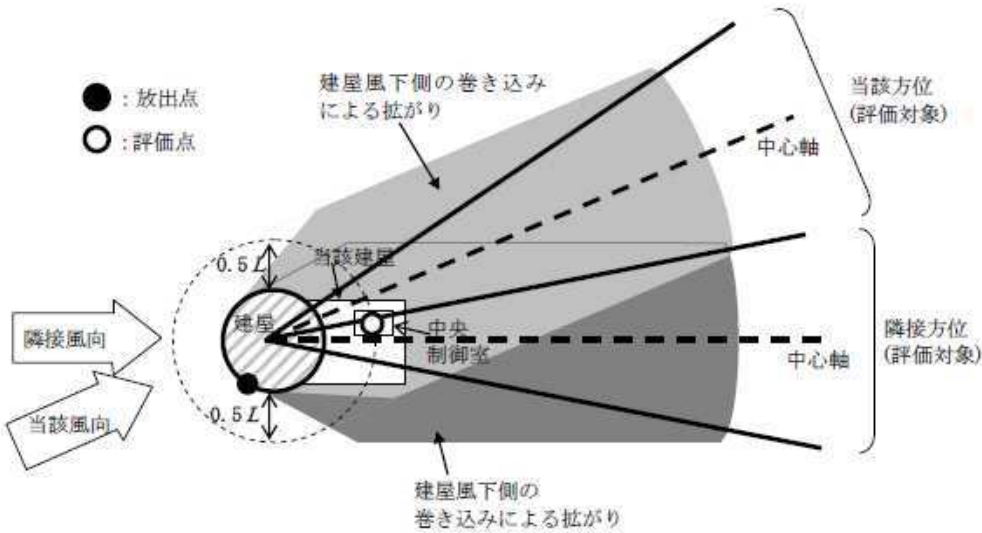


図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>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> <ul style="list-style-type: none">i) 放出点が評価点の風上にあることii) 放出点から放出された放射性物質が,建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に,放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には,図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}, m_{1B}のうち,放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。 <p>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 方位について次の三つの条件に該当する方位を選定し,すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。</p>

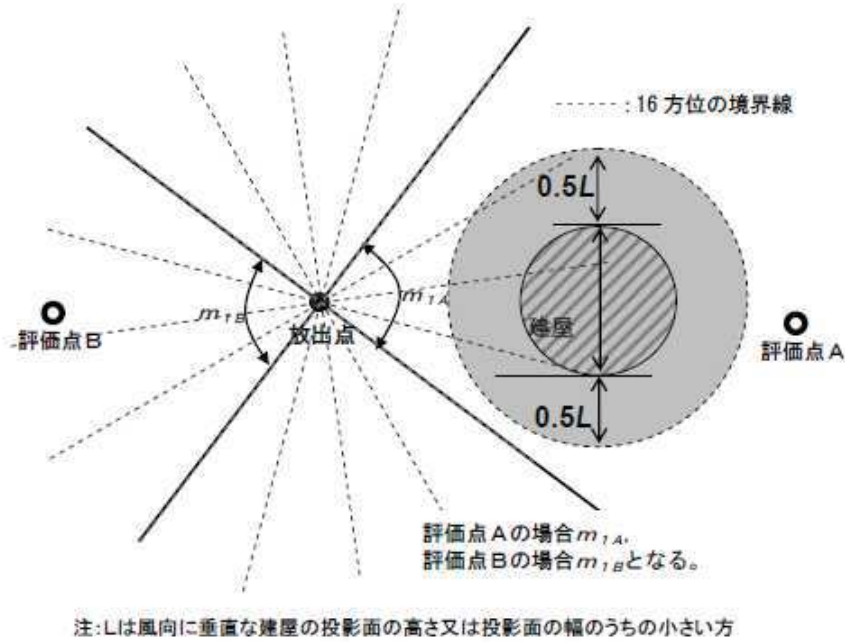
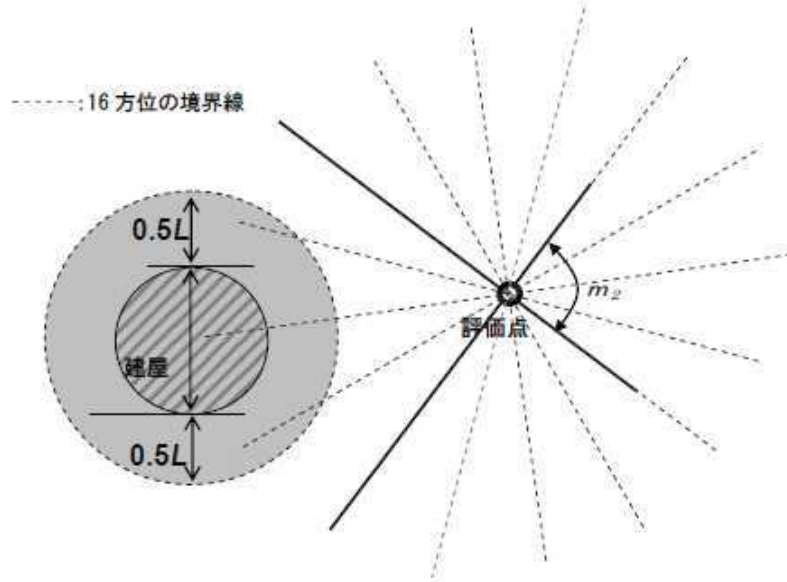


図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図 5.6 に示す方法を用いることができる。

評価点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。



注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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

図 5.5 及び図 5.6 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説 5.9】。

建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 5.7 に示す。

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

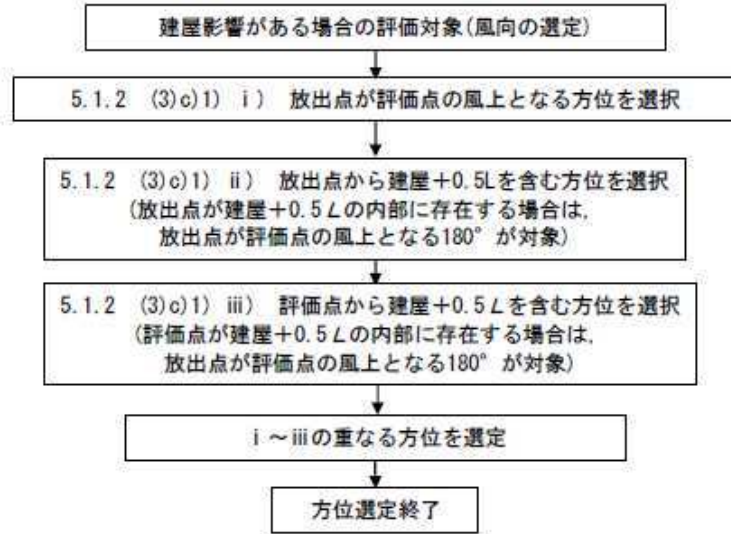


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

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

2) 具体的には、図 5.8 のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。

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。

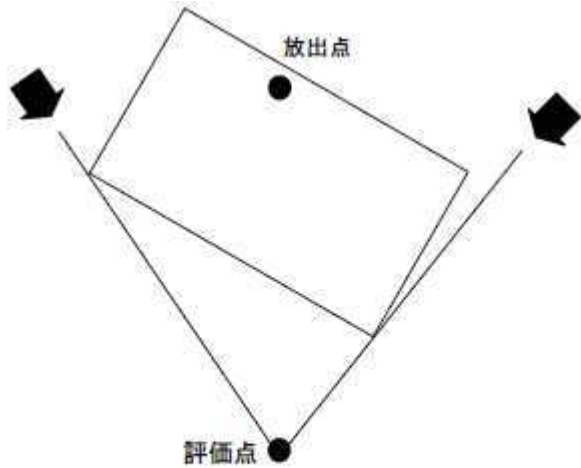


図 5.8 評価対象方位の設定

d) 建屋投影面積

- 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の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし，対象となる複数の方位の投影面積の中で，最小面積を，すべての方位の計算の入力として共通

- 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の入力としている。
- 5.1.2(3)d)2) すべての方位に対して最小面積である，地表面から上の原子炉建屋又はタービン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。

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】。

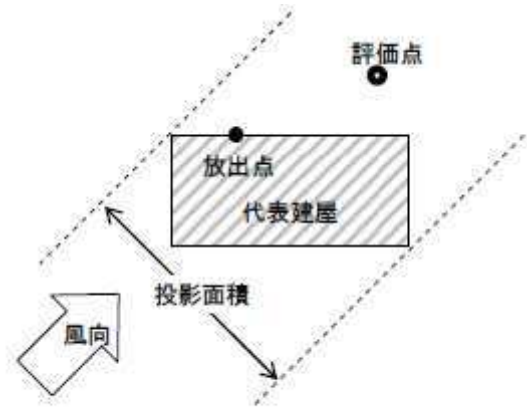


図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

- (4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件

- a) 放射性物質濃度の評価点の選定

建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは σ_y 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。

- 1) 非常時に外気を取入れを行う場合

外気取入口の設置されている点を評価点とする。

- 2) 非常時に外気を取入れを遮断する場合

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

- 5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉建屋又はタービン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。

- 5.1.2(4) →建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは σ_y 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、1)のとおり、外気取入口の設置されている点を評価点とし、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している。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況												
<p>当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位</p> <p>建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y, σ_z</p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z は、風下距離及び大気安定度に応じて、図 5.10 又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする^(参3)。</p> $\log \sigma_x = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots\dots\dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots\dots\dots (5.7)$ <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td style="padding-right: 10px;">x</td> <td style="padding-right: 20px;">: 風下距離</td> <td style="padding-right: 20px;">(km)</td> </tr> <tr> <td>σ_y</td> <td>: 濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_z</td> <td>: 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>$\theta_{0.1}$</td> <td>: 0.1kmにおける角度因子の値</td> <td>(deg)</td> </tr> </table> <p>a) 角度因子 θ は、$\theta(0.1km) / \theta(100km) = 2$ とし、図 5.10 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。$\theta(0.1km)$ の値を表 5.2 に示す。</p> <p>b) (5.6) 式の σ_1, a_1, a_2, a_3 の値を、表 5.3 に示す。</p>	x	: 風下距離	(km)	σ_y	: 濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_z	: 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	$\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値	(deg)	<p>5.1.3 →内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>
x	: 風下距離	(km)											
σ_y	: 濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)											
σ_z	: 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)											
$\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値	(deg)											

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

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

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

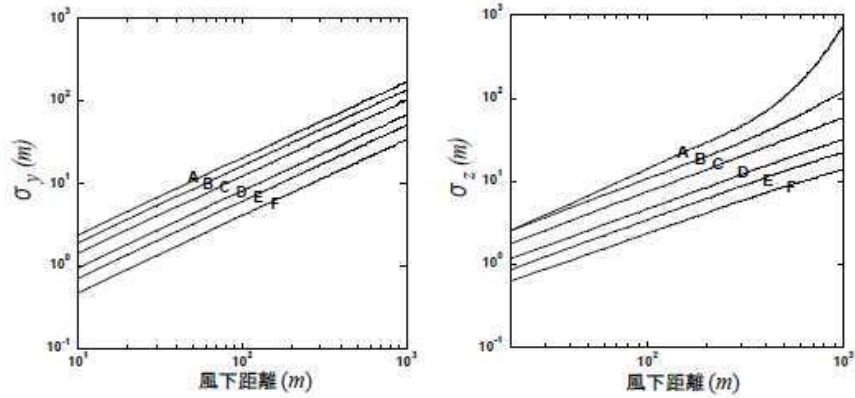
(a) 風下距離が0.2km未満
(a_2, a_3 は0とする)

大気安定度	σ_1	a_1
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

(b) 風下距離が0.2km以遠

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0



(a) y 方向の拡がりのパラメータ(σ_y) (b) z 方向の拡がりのパラメータ(σ_z)

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

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

h 及び θ は、次のとおりである (参³)。

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

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

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

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<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</p> <p>事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という）をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする【解説 5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 χ/Q は、(5.10)式^(参3)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>χ/Q</td> <td>: 実効放出継続時間中の相対濃度</td> <td>(g/m^3)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 実効放出継続時間</td> <td>(h)</td> </tr> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>: 時刻 i の相対濃度</td> <td>(g/m^3)</td> </tr> <tr> <td>δ_i^d</td> <td>: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合</td> <td>$\delta_i^d = 1$</td> </tr> <tr> <td></td> <td>時刻 i で、風向が評価対象外の場合</td> <td>$\delta_i^d = 0$</td> </tr> </table> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を</p>	χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(g/m^3)	T	: 実効放出継続時間	(h)	$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(g/m^3)	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>5.2.1 →内規のとおり</p> <p>5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。）をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度として評価している。</p> <p>5.2.2 →内規のとおり</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 χ/Q は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) $(\chi/Q)_i$ は時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p>
χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(g/m^3)														
T	: 実効放出継続時間	(h)														
$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(g/m^3)														
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	$\delta_i^d = 0$														

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

行う。

(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式

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。

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^(参3)によって計算する。

5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失の場合は、建屋の巻き込みによる影響を受けないため、相対濃度は次の 2) の長時間放出に応じて計算している。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$$

$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)
z	:評価点の高さ	(m)
H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)
U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)
σ_y	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)
σ_z	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)

原子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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況										
<p>2) 長時間放出の場合</p> <p>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一様に分布すると仮定して(5.12)式^(参 3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_z U_i x} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度</td> <td>(S/m^3)</td> </tr> <tr> <td>H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>x : 放出源から評価点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i : 時刻 i の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>σ_z : 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1) 又は 2) によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。</p> <p>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^(参 3)によって計算する。</p>	$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(S/m^3)	H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)	x : 放出源から評価点までの距離	(m)	U_i : 時刻 i の風速	(m/s)	σ_z : 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 主蒸気管破断の場合は、5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1) によって、相対濃度を計算して評価している。</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の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(S/m^3)										
H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)										
x : 放出源から評価点までの距離	(m)										
U_i : 時刻 i の風速	(m/s)										
σ_z : 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)										

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{y'} \sum_{z'} U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{z'}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{z'}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$$

$$\sum_{y'} = \sqrt{\sigma_{y'}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{z'} = \sqrt{\sigma_{z'}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

$(\chi/Q)_i$: 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)
H	: 放出源の高さ	(m)
z	: 評価点の高さ	(m)
U_i	: 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)
A	: 建屋等の風向方向の投影面積	(m^2)
c	: 形状係数	(-)
$\sum_{y'}$: 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)
$\sum_{z'}$: 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)
$\sigma_{y'}$: 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)
$\sigma_{z'}$: 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)

2) 長時間放出の場合

- i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。
- ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放

5.2.2(2)b)2) 建屋の影響を受け、長時間放出となるケースはない。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説 5.14】。</p> <p>iii) ii) の場合, 1 方位内に分布する放射性物質の量を求め, 1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii) の場合, 平均化処理を行うかわりに, 長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり, かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために, 空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は, 1Sv /Gy とする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は, (5.14)式^(参5)によって計算する。</p>	<p>5.3 →内規のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために, 空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は, 1Sv/Gy として評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は, (5.14)式によって計算している。</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $D = K_i E \mu_a \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ </p> <p> $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ </p> <p> D : 評価点 $(x, y, 0)$ における空気吸収線量率 $(\mu\text{Gy}/\text{s})$ K_i : 空気吸収線量率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$ E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis) μ_a : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 $(1/\text{m})$ μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 $(1/\text{m})$ r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m) $B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 $\chi(x', y', z')$: (x', y', z') の濃度 (Bq/m^3) </p> <p> $\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は、0.5MeV のガンマ線に対する値を用いる。 </p> <p> (4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$ の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照) </p> <p> (5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x', y', z')$ を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照） </p> <p> 6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線 </p>	<p> 5.3(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$ の計算において、建屋影響の効果を取入れて計算している。 </p> <p> 5.3(5) (4) のとおり建屋影響の効果を取入れて計算している。 </p> <p> 6 →内規のとおり </p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(1) 次の a), b) 及び c) を, 6.1 から 6.3 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって, スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大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よう素とし, 核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは, 計算の対象としなくてもよい【解説 6.2】。</p>	<p>6(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算, スカイシャインガンマ線の計算, 直接ガンマ線の計算において, 6.1 から 6.3 に示す方法によって評価している。</p> <p>6(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており, 省略はしていない。</p> <p>6.1(1) →内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は, 「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は, 原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋 (二次格納施設) に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は, 原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし, 核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは, 計算の対象としない。計算対象は, 解説 6.2 に示された核種としている。</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%，よう素 50%とする。</p> <p>h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p> <p>(2) 主蒸気管破断（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説 6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p>	<p>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%として評価している。</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> <p>6.1(2) →内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p> <p>6.1(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>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																																							
<p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv /Gy とする。</p>	<p>6.2 (2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数を用いて評価している。</p>																																							
<p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p>																																								
<p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p>	<p>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>b) 基本計算式を(6.1)式(参6, 参7, 参8)とする。</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>																																							
$H_s = \int_0^T D_s dt$ $D_s = \sum_E \sum_V \int \Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E, b) \exp\left(-\sum_m \mu_l X_m\right) dV$ <p style="text-align: right;">..... (6.1)</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 15%;">H_s</td> <td style="width: 60%;">: 実効線量</td> <td style="width: 25%;">(Sv)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 計算期間</td> <td>(s)</td> </tr> <tr> <td>D_s</td> <td>: ガンマ線の空気カーマ率</td> <td>(Gy/s)</td> </tr> <tr> <td>$\Phi(E, x)$</td> <td>: 散乱点に於けるガンマ線束</td> <td>($\gamma/(m^2s)$)</td> </tr> <tr> <td>μ_l</td> <td>: 散乱エネルギー E に於ける物質 l の線減衰係数</td> <td>(1/m)</td> </tr> <tr> <td>$K(E)$</td> <td>: 散乱エネルギー E の線量率換算係数</td> <td>(Gy/(γ/m^2))</td> </tr> <tr> <td>$B(E, b)$</td> <td>: 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</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>X_m</td> <td>: 領域 m の透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: 散乱点から計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>: 散乱体積</td> <td>(m^3)</td> </tr> <tr> <td>N</td> <td>: 空気中の電子数密度</td> <td>(electrons/m^3)</td> </tr> <tr> <td>$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$</td> <td>: Klein-Nishina の微分散乱断面積</td> <td>($m^2 / steradian$)</td> </tr> <tr> <td>θ</td> <td>: 散乱角</td> <td>(radian)</td> </tr> </table>	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	($\gamma/(m^2s)$)	μ_l	: 散乱エネルギー E に於ける物質 l の線減衰係数	(1/m)	$K(E)$: 散乱エネルギー E の線量率換算係数	(Gy/(γ/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>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>
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	($\gamma/(m^2s)$)																																						
μ_l	: 散乱エネルギー E に於ける物質 l の線減衰係数	(1/m)																																						
$K(E)$: 散乱エネルギー E の線量率換算係数	(Gy/(γ/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>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>																																								

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 (参8)

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \mu_i X_i\right) \dots\dots\dots (6.2)$$

$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

- μ_i : 線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 (1/m)
- $S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s)
- $B(E, b^0)$: 線源エネルギー E のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に対するビルドアップ係数 (-)
- X_j : 領域 j の透過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- μ_k : 線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m)
- X_n : 空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m)

ii) 遮へいの影響を，輸送計算で求める場合 (参6, 参7)

$$\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$$

$$S_p(E) = \Phi(\theta) A_s \cos\theta$$

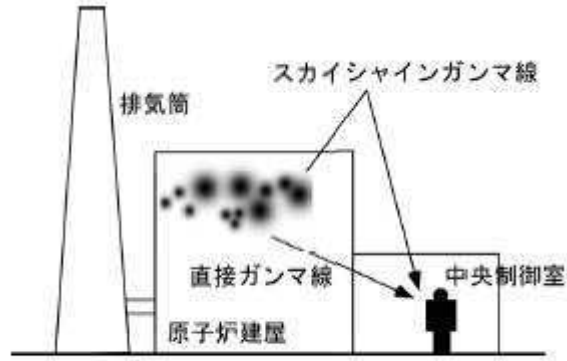
- μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 (1/m)
- x_i : 領域 i の透過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s)
- θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian)
- $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 ($\gamma/m^2s \cdot weight$)
- $weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$
- Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian)
- A_s : 天井面積 (m²)

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv /Gy とする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式(参6, 参7, 参9)とする。</p> $H_d = \sum_K K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;">H_d</td> <td style="width: 70%;">: 実効線量</td> <td style="width: 20%; text-align: right;">(Sv)</td> </tr> <tr> <td>$K(E)$</td> <td>: 線源エネルギー E に対する線量換算係数</td> <td style="text-align: right;">(Sv/(γ/m^2))</td> </tr> <tr> <td>$S(E, x, y, z)$</td> <td>: 積算線源強度</td> <td style="text-align: right;">(γ/m^3)</td> </tr> <tr> <td>$B(E, b)$</td> <td>: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td>μ_i</td> <td>: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数</td> <td style="text-align: right;">(1/m)</td> </tr> <tr> <td>l_i</td> <td>: 物質 i の透過距離</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>R</td> <td>: 微小体積 dV から計算点までの距離</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>: 線源体積</td> <td style="text-align: right;">(m^3)</td> </tr> </table>	H_d	: 実効線量	(Sv)	$K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数	(Sv/(γ/m^2))	$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度	(γ/m^3)	$B(E, b)$: 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	(m^3)	<p>6.3 →内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>
H_d	: 実効線量	(Sv)																							
$K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数	(Sv/(γ/m^2))																							
$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度	(γ/m^3)																							
$B(E, b)$: 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	(m^3)																							

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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>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損時の二次系への漏えい停止までの放出など, 事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては, 入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定する。ただし, 直交替の設定を平常時のものから変更する場合, 事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路について, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する (図 7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価は考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定している。</p> <p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>

原子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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR型原子炉施設

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

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）

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）。

b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。

c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，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。

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。

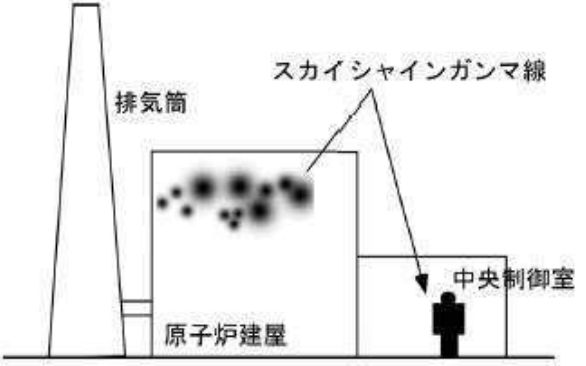
7.1.1 →内規のとおり

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。

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。

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。

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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p>  <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> <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>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(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>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>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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="padding-left: 2em;">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 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <div data-bbox="271 842 896 1236" data-label="Diagram"> </div> <p>図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</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>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <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="padding-left: 40px;">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>*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>7.1.2 →内規のとおり</p> <p>7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。</p>

原子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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

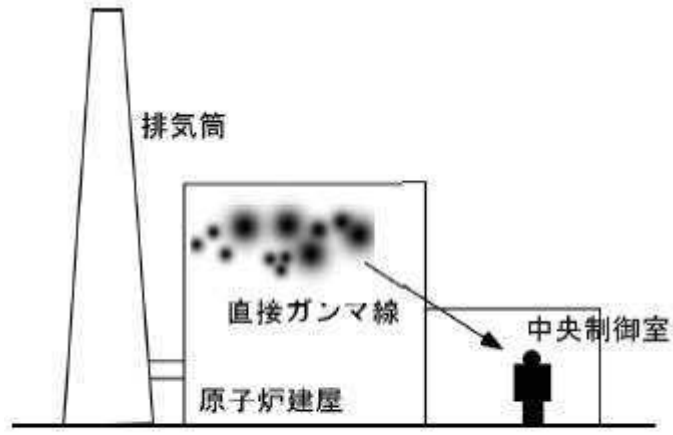


図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）

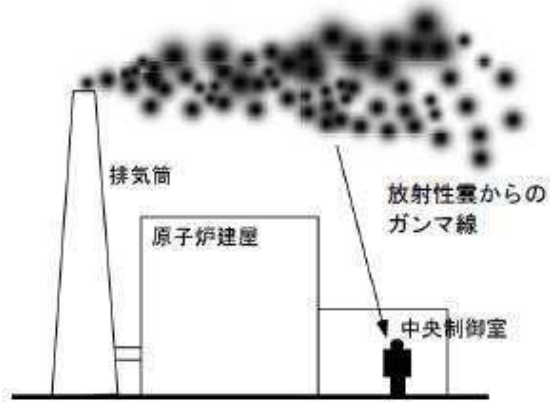
- a) 主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.7）。
- b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。

- 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。
- 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。
- 7.1.2(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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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="padding-left: 40px;">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>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <div data-bbox="347 651 817 957" data-label="Diagram"> </div> <p style="text-align: center;">図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> <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>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>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>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(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) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。
- (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。
- (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。
- (5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWR プラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量×直交替による滞在時間割合*1

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日) / (24\text{h} \times 30日)$

- 7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。
- 7.2 (3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室の中心を代表点としている。
- 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。
- 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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<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 style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 +（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、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> $H_y = \int_0^T K(D/Q)Q_r(t)B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>H_y</td> <td>: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td>K</td> <td>: 空気カーマから実効線量への換算係数</td> <td>(Sv/Gy, K=1)</td> </tr> <tr> <td>D/Q</td> <td>: 相対線量</td> <td>(Gy/Bq)</td> </tr> <tr> <td>$Q_r(t)$</td> <td>: 時刻tにおける核種の環境放出率 (ガンマ線0.5MeV換算)</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>: ビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>μ'</td> <td>: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数</td> <td>(1/m)</td> </tr> <tr> <td>X'</td> <td>: 中央制御室コンクリート厚さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 計算対象期間(30日間)</td> <td>(s)</td> </tr> </table> <p style="margin-left: 40px;">(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、テーラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p> <p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p>	H_y	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)	K	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv/Gy, K=1)	D/Q	: 相対線量	(Gy/Bq)	$Q_r(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (ガンマ線0.5MeV換算)	(Bq/s)	B	: ビルドアップ係数	(-)	μ'	: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数	(1/m)	X'	: 中央制御室コンクリート厚さ	(m)	T	: 計算対象期間(30日間)	(s)	<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>
H_y	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)																							
K	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv/Gy, K=1)																							
D/Q	: 相対線量	(Gy/Bq)																							
$Q_r(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (ガンマ線0.5MeV換算)	(Bq/s)																							
B	: ビルドアップ係数	(-)																							
μ'	: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数	(1/m)																							
X'	: 中央制御室コンクリート厚さ	(m)																							
T	: 計算対象期間(30日間)	(s)																							

$$H_y = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_y}{V} E_\gamma \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X) \quad \dots\dots (7.2)$$

- H_y : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- Q_y : 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_γ : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
- μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
- R : 半球雲直径 (m)
- U : 半球雲の移動速度 (m/s)
- B : ビルドアップ係数 (-)
- μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)
- X : 中央制御室コンクリート厚さ (m)

ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量

$$H_y = \int_0^T K(D/Q) Q_y(t) B \exp(-\mu' X) dt \quad \dots\dots (7.3)$$

- H_y : 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)
- $Q_y(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s)
(γ 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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) について、7.3.1 から 7.3.2 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次の a) 及び b) の被ばく経路による運転員の被ばくを、7.3.3 から 7.3.4 までに示す方法によって計算する。(図 7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3 →内規のとおり</p> <p>7.3(1) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度及び室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては、7.3.1 から 7.3.2 までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては、7.3.3 から 7.3.4 までに示す方法によって評価している。</p>

原子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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

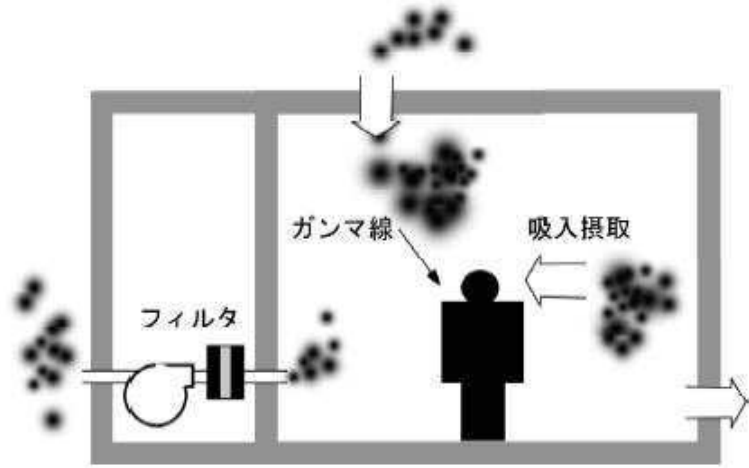


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度

(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5. 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。

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）。

7.3.1 →内規のとおり

7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける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。

7.3.1(1)a) 原子炉冷却材喪失の場合は建屋の影響を考慮しないため、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て評価している。

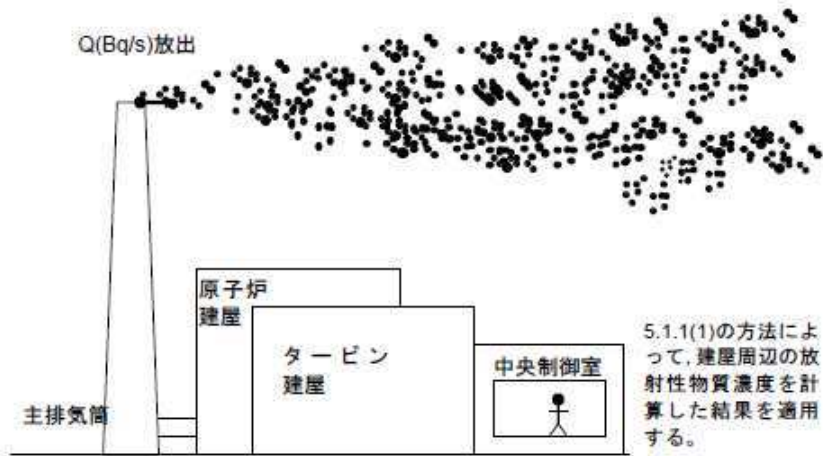


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

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）。

1) BWRの場合

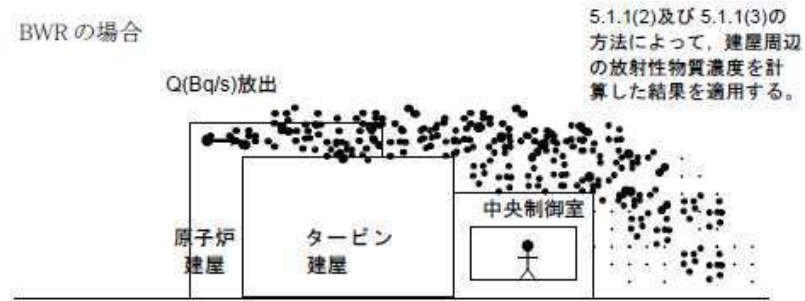


図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

7.3.1(1)b) 主蒸気管破断の場合は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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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、放射性物質は一様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は、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における核種 i の外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。((7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。)</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説 7.2】。</p>	<p>7.3.2 →内規のとおり</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室の非常用換気空調及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様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 χ/Q の評価点は、外気取入れを行うため中央制御室の外気取入口としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^n (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_i S_i^k(t)$$

$$S_i^k(t) = (\chi/Q)_i Q^k(t)$$

$$S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$$

..... (7.4)

- $M_i^k(t)$: 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)
- 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)

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。

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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図 7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*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>ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_{\Sigma} C_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <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_{Σ} :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) $C_i(t)$:時刻<i>t</i>における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量) T :計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.3.3 →内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

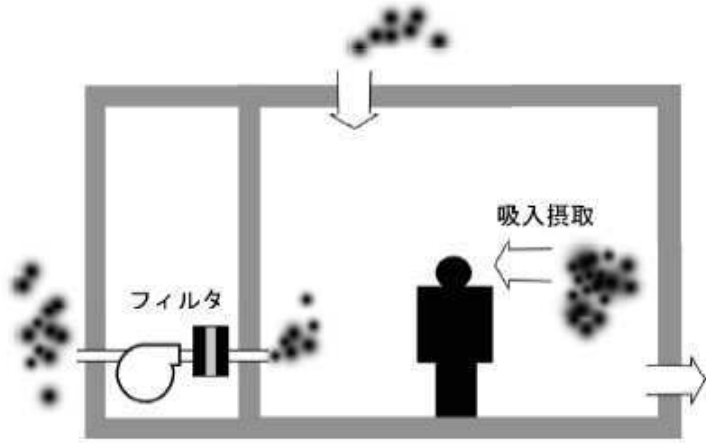


図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

(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。

$$\begin{aligned} \text{内部被ばく線量} &= \text{室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量} \\ &\quad \times \text{直交替による滞在時間割合} \\ &\quad + (\text{半球状雲による線量}) \end{aligned}$$

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。

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。

半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>$H_I = \int_0^T RH_{\Sigma} C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$</p> <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_{Σ} : 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) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (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</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する (図 7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに入立る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p>	<p>7.3.4 →内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価して</p>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

- (5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。
 外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量
 ×直交替による滞在時間割合*1

*1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日/4）／（24h×30日）

- a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式(参5)によって計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー(0.5MeV) (MeV/dis)
- μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
- R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
- $C_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)
(ガンマ線0.5MeV換算)
- T : 計算期間(30日) (s)
(注)30日間連続滞在の場合の値である。

- b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式(参5)によって計算することも妥当である。

$$H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1)\mu R)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2)\mu R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- K : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m²))
- A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数(空气中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)

いる。

- 7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。

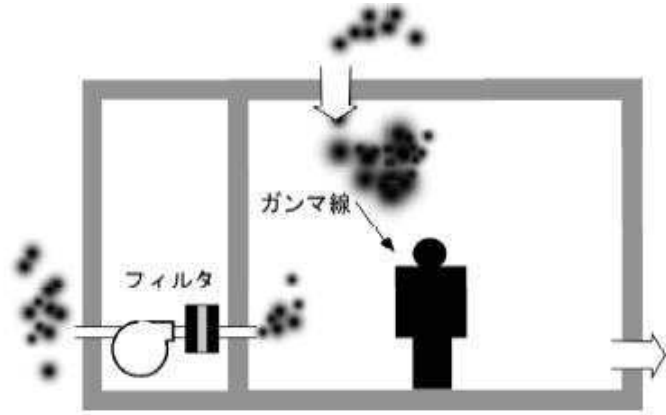


図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量} \times \text{直交替による滞在時間割合} + (\text{半球状雲による線量})$$

ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(参5)によって計算する。

$$H_y = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_y (1 - e^{-\mu R}) C_{sp}(t) dt \quad \dots \dots \dots (7.9)$$

- H_y : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - E_y : 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)
 - $C_{sp}(t)$: 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 (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。

7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。

半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算している。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを, 7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算する (図 7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <div data-bbox="331 582 862 909" data-label="Diagram"> </div> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p>	<p>7.4 →内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは, 7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算している。</p>
<p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間, 原子炉建屋 (二次格納施設) 内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 入退域時の評価点における積算線量を計算する (図 7.15)。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び</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(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</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説 7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p style="padding-left: 40px;">*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合</p> <p style="padding-left: 80px;">$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>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、2) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の 2 箇所として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

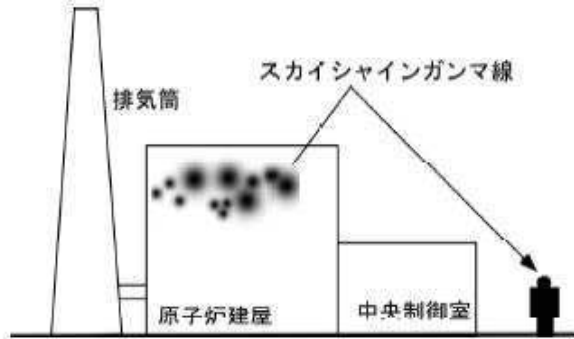
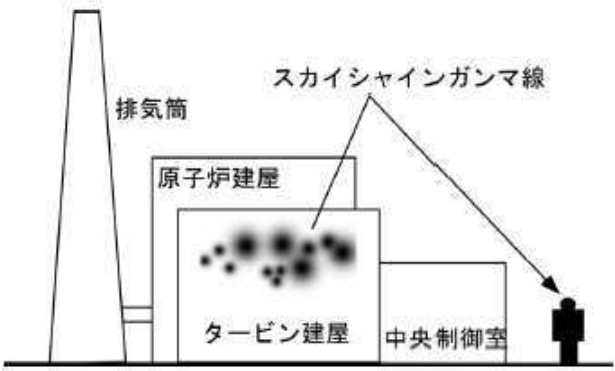


図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退城時の被ばく(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR 型原子炉施設）

- 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、入退城時の評価点における積算線量を計算する（図 7.17）。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。
- d) 入退城での所要時間を、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、入退城ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。

- 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、入退城時の評価点における積算線量を計算している。
- 7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。
- 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。
- 7.4.1(3)d) 入退城での所要時間を、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。
- 7.4.1(3)e) 計算に当たっては、2) の仮定を用いて評価している。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 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</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p> <p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋 (二次格納施設) 内に存在す</p>	<p>7.4.1(3)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所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> <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</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>る放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図 7.18）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$	<p>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(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いる。</p> <p>7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(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>7.4.2(1)e) 計算に当たっては、2) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(1)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の 2 箇所として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

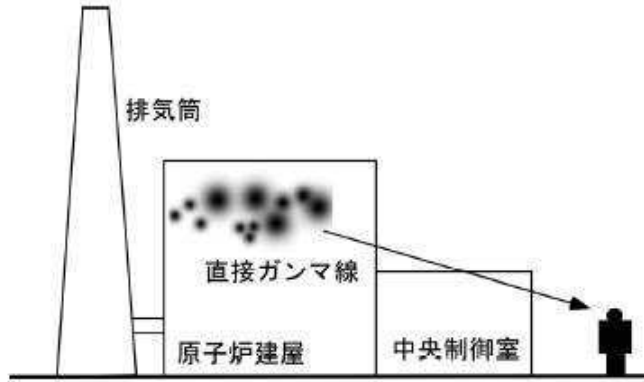
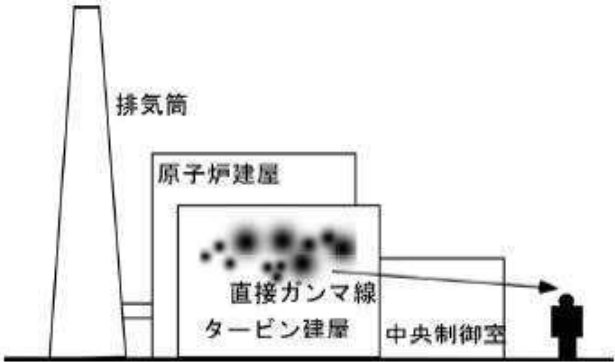


図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退城時の被ばく(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR 型原子炉施設）

- 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、入退城時の評価点における積算線量を計算する（図 7.20）。
- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。
- d) 入退城での所要時間を、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、入退城ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。

- 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、入退城時の評価点における積算線量を計算している。
- 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。
- 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。
- 7.4.2(3)d) 入退城での所要時間を、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(3)e) 計算に当たっては、2) の仮定を用いて評価している。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">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</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <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>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>7.4.2(3)e)2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所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>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</p>

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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</p> <p>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</p> <p>建屋の影響を考慮する場合は、5. 1. 1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図 7. 22）。</p> <div data-bbox="250 790 909 1204" data-label="Diagram"> </div> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p>	<p>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している。</p> <p>7. 5(2) a) 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て評価している。</p> <p>7. 5(2) b) 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て評価している。</p>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

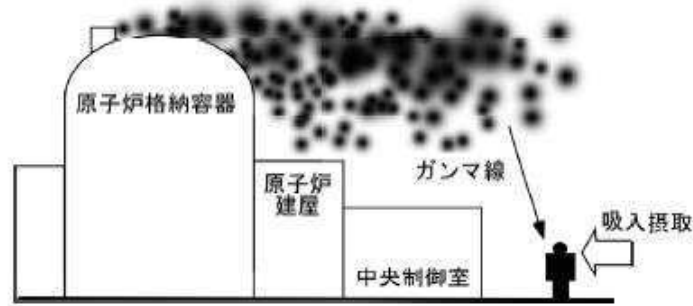


図 7.22 建屋影響がある場合

7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく

(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する（図 7.23）。

ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。

(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。

(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。

(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。

(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。

a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在す

7.5.1 →内規のとおり

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。

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。

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。

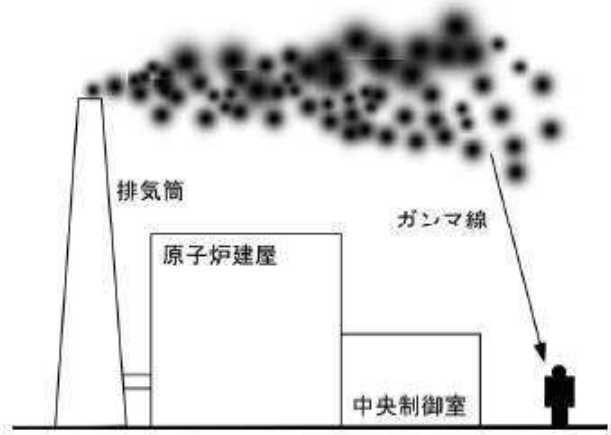
7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。

7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、b)の仮定を用いて評価している。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>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="padding-left: 40px;">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>*1) 例：4直3交替勤務・片道 15 分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ <p>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> $H_y = \int_0^T K(D/Q)Q_y(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p>H_y : 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) $Q_y(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線 0.5MeV 換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.5.1(5) b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所として評価している。</p> <p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR型原子炉施設

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

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】。

(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め，これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数，呼吸率を乗じて求める。

(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。

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。

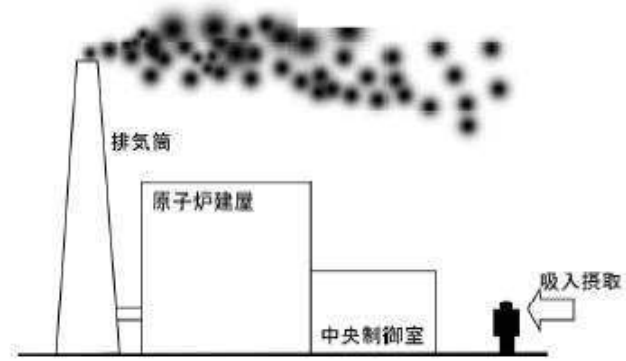
7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め，これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数，呼吸率を乗じて評価している。

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。

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）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(5) 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) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">内部被ばく線量＝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</p> $0.015625 = (0.25\text{h/直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_{\infty} (\chi/Q) Q_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p>H_i :よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R :呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_{∞} :よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) χ/Q :相対濃度 (s/m^3) $Q_i(t)$:時刻<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) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.5.2(5)入退域時の計算に当たっては、b)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.2(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間を計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定している。また、入退域時の評価点は出入管理所及び制御建屋出入口の2箇所として評価している。</p> <p>7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR型原子炉施設
図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による
入退域時の被ばく

運用，手順説明資料

第 26 条 原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則第26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。

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。

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

【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。

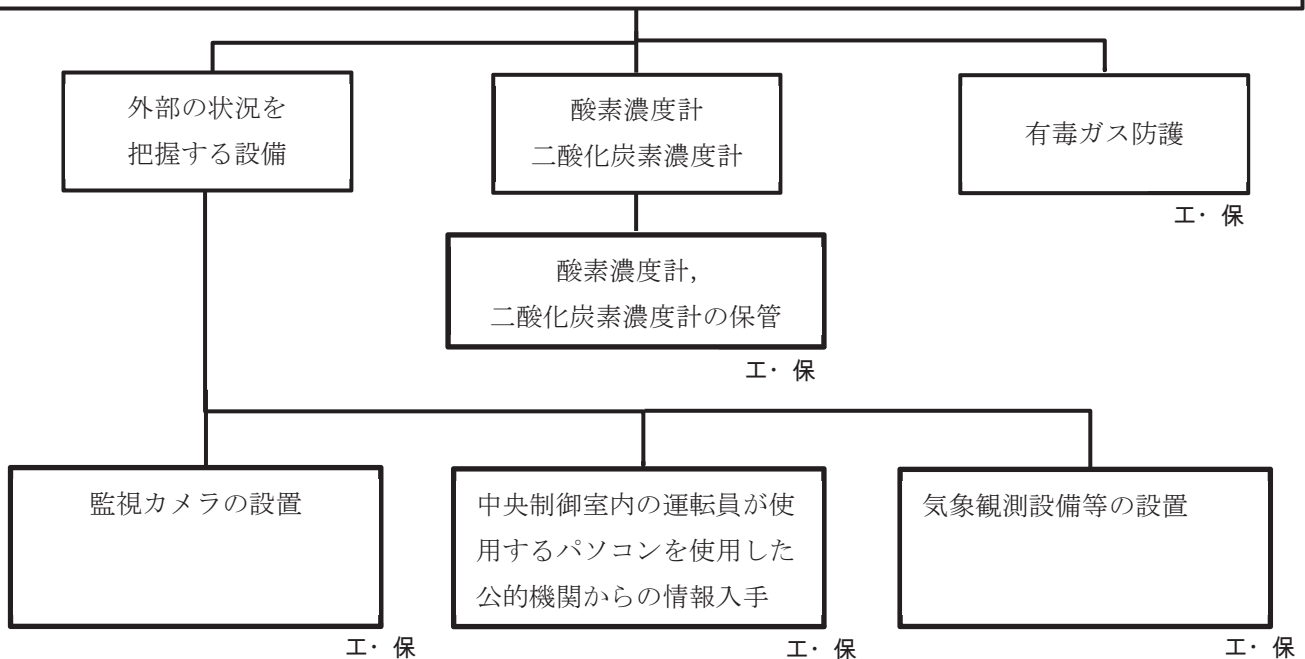
3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。

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。

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

6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。



【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針、添付書類）
保：保安規定（運用手順に係る事項、
下位文書含む）
核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

□：添付六、八へ反映
□（点線）：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 原子炉制御室等 (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, 二酸化炭素濃度計	運用・手順	・手順に基づき、酸素濃度計, 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	—
	有毒ガス防護	運用・手順	・予期せぬ有毒ガスの発生時 に、手順に基づき、自給式呼 吸器を着用する。 ・予期せぬ有毒ガスの発生時 に、手順に基づき、従事者等 に知らせる。
		体制	・予期せぬ有毒ガスの発生を 考慮し、有毒ガス防護に係る 実施体制を整備する。 ・予期せぬ有毒ガスの発生を 考慮し、従事者等に知らせる ための実施体制を整備する。
		保守・点検	—
		教育・訓練	・自給式呼吸器の着用に関す る教育を定期的に行う。

表1 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

設計基準事故対象設備		点検項目	点検頻度
送受話器（ページング）（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	固定電話機	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
	PHS 端末		
	FAX		
社内テレビ会議システム		外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
携行型通話装置		外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
衛星電話設備	衛星電話（固定）	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	衛星電話（携帯）		
無線連絡設備	無線連絡装置（固定）	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	無線連絡装置（携帯）		
	トランシーバ（固定）		
	トランシーバ（携帯）		
安全パラメータ 表示システム （SPDS）	データ収集装置	外観点検 機能確認	1回/年
	SPDS 伝送装置		
	SPDS 表示装置		
局線加入電話設備	加入電話機	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
	加入 FAX		
専用電話設備	専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）	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	テレビ会議システム	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	IP 電話		
	IP-FAX		
データ伝送設備	SPDS 伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年