

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-040 改 10
提出年月日	令和 2 年 10 月 14 日

島根原子力発電所 2 号炉

原子炉制御室等

令和 2 年 10 月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※：本改訂（改 10）による変更箇所の見番号に r1 を付しています。

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（設計基準事故）に係る被ばく評価について
 - 別添 3 運用，手順説明資料

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条を第 1.1-1 表に示す。また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

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

設置許可基準規則第26条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第38条 (原子炉制御室等)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる ところにより、原子炉制御室（安全 施設に属するものに限る。以下この 条において同じ。）を設けなければ ならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を 確保するために必要なパラメー タを監視できるものとする。</p>	<p>発電用原子炉施設には、原子炉制御 室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系 統及び原子炉停止系統に係る設 備を操作する装置、非常用炉心冷 却設備その他の非常時に発電用 原子炉の安全を確保するための 設備を操作する装置、発電用原子 炉及び一次冷却系統に係る主要 な機械又は器具の動作状態を表 示する装置、主要計測装置の計測 結果を表示する装置その他の発 電用原子炉を安全に運転するた めの主要な装置（第四十七条第一 項に規定する装置を含む。）を 集中し、かつ、誤操作すること なく適切に運転操作することが できるよう施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 発電用原子炉施設の外の状況 を把握する設備を有するもの とすること。</p>	<p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉 施設の外部の状況を把握するた めの装置を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を 確保するために必要な操作を 手動により行うことができる ものとする。</p>	<p>第2 項と同じ</p>	<p>変更なし</p>

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>
<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</p>	<p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。</p> <p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</p> <p>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</p>	<p>変更なし</p> <p>追加要求事項</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>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>るための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p>	
<p>—</p>	<p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 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号炉原子炉建物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。

さらに、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のテレビ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。

中央制御室は、有毒ガスが中央制御室内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ないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができる設計とする。

想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが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設計とする。そのために、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることににより、運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては、中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により、運転員を防護できる設計とする。

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、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、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、

地滑り，火山の影響，森林火災，飛来物（航空機落下等），近隣工場等の火災，船舶の衝突）の影響について，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，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構内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，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。

構内監視カメラは，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，凍結，降水等による発電所構内の状況を把握するため，風向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波監視設備として取水槽水位計を設置する。

(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，中央制御室に電話，FAX 及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

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

島根原子力発電所の固定源及び可動源から有毒ガスが発生した場合に，中央制御室内の運転員に対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施した。

固定源に対しては漏えい時の評価を実施し，運転員の対処能力が著しく損なわれるおそれのある有毒ガスの発生源は存在しないことを確認した。

可動源に対しては，立会人等の確保，連絡体制の確保及び中央制御室への全面マスクの配備・着用手順の整備による防護措置を実施することで，中央制御室内の運転員の対処能力が著しく損なわれないことを確認した。

その他対応として，予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため酸素呼吸器の配備，着用の手順及び体制を整備し，酸素呼吸器の補給に係るバックアップ体制を整備する。また，有毒ガスの確認時の通信連絡設備の手順についても整備する。

有毒ガス防護に係る影響評価については，「島根原子力発電所 2 号炉中央制御室，緊急時対策所及び重大事故等対処上特に重要な操作を行う地点の有毒ガス防護について」に示す。

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（設計基準事故）に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料

原子炉制御室について
(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 監視カメラ映像サンプル
 - 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 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について
 - 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 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 中央制御室及び中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室待避室の運用について
 - 3.2 配備する資機材の数量について
 - 3.3 チェンジングエリアについて
 - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
 - 3.5 中央制御室待避室のプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ
 - 3.6 中央制御室待避室の収容性
 - 3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

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、表 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（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等) 第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 <u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p> <p>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のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「<u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する</u>」とは、<u>原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p> <p>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とおり)</p> <p>・中央制御室は、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、2号炉排気筒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、公的機関の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のテレビ等にて受信可能な設計とする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</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</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</u>」には、<u>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「<u>有毒ガスの発生源</u>」とは、<u>有毒ガスの発生時におい</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・万一事故が発生した際には、中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により対処能力が著しく低下しないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。</p> <p>・想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが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</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>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><u>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、<u>有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。</u></u></p>	<p>がない設計とする。そのために、固定源及び可動源それぞれに対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては、中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により、運転員を防護できる設計とする。</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」第三十八條（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八條 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（第四十七條第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p>	<p>第38條（原子炉制御室等）</p> <p>8 <u>第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・設置許可基準規則第二十六條第1項第2号に同じ。</p>

<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</p>	<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の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。</p>	<p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、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</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p>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「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。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</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し、運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し、実効線量が100mSv以下であることを確認している。</p> <p>また、チャコール・フィルタを通らない空気の中央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>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</p>	<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の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>た空気量を下回っていることを確認すること。</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、隔離時の酸素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><u>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</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・中央制御室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。</p>

<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</p>	<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の解釈</p>	<p>適合方針</p>
	<p><u>停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	

(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> <u>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。</u></p>	<p><u>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u> <u>1 第五十九条に規定する「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、第四十九条、第五十条、第五十一条又は第五十二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。</u> <u>2 第五十九条に規定する「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。</u> <u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p>	<p><u>（重大事故等に対処するため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（中央制御室換気系及びLEDライト（三脚タイプ））を設置する設計とする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
	<p><u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p><u>①本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p> <p><u>②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p><u>③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p><u>④判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p><u>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止す</u></p>	<p><u>重大事故発生時において運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系及びLEDライト（三脚タイプ）は、代替交流電源設備から給電可能となる設計とする。</u></p> <p><u>・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。</u></p> <p><u>・中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンスを選定する。</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、4直2交替勤務を前提に評価を行うが、積算被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</u></p> <p><u>・中央制御室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</u></p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
	<p><u>るため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p> <p><u>d) 上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</u></p> <p><u>e) BWRにあつては、上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において、人力による操作が可能なものとすること。</u></p>	<p><u>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>・中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合において、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を容易かつ確実に閉止できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又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。

原子炉制御室に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を表 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		分類	機器クラス	
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設	(重大事故等対処施設)	-	
	中央制御室待避室	-	-	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	-	
	中央制御室待避室遮蔽	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-	
	再循環用ファン	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-	
	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-	
	非常用チャコール・フィルタ・ユニット	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-	
	中央制御室待避室 正圧化装置 (空気ボンバ)	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	無線通信設備 (固定型)	62 条に記載					
	衛星電話設備 (固定型)	62 条に記載					
	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)	-	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	
	差圧計※2	-	-	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※2	-	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	
	二酸化炭素濃度計※2	-	-	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-	

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

※2：計測器本体を示すため計器名を記載

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		分類	機器クラス
居住性の確保	中央制御室換気系ダクト [流路]	(中央制御室換気系)	(S)	常設 可搬型	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
	中央制御室待避室正圧化装置 (配管・弁) [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	中央制御室換気系弁 [流路]	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	SA-2
	無線通信設備 (屋外アンテナ) [伝送路] 衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	—	—	—	—	—
照明の確保	LED ライト (三脚タイプ)	非常灯	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	非常用ガス処理系排気ファン	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減	前置ガス処理装置 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	後置ガス処理装置 [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
	排気管 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建物原子炉棟 [流路]	—	—	—	—	—
その他の設備に記載						
	原子炉建物燃料取替階プロオーアウトパネル閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

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

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

(1) 設計基準事故時の想定シナリオ

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下、「技術基準規則」）の解釈第38条12に記載のとおり、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく手法について（内規）」（平成21・07・27 原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

島根原子力発電所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）及び技術基準規則の解釈第74条1b），並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下、「審査ガイド」）に基づき想定する「設置許可基準規則の解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）」である『冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失』シーケンスにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。従って、重大事故等が発生した場合、第一に残留熱代替除去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、残留熱代替除去系に失敗することも考慮し、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する。

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（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林・近隣工場等の火災、飛来物（航空機落下等）、船舶の衝突、地震及び津波）及び発電所構内の状況を、2号炉排気筒に設置する津波監視カメラ並びに2号炉原子炉建物屋上、3号炉原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上及び一矢谷に設置する構内監視カメラの映像により、昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水槽水位計

津波の襲来及び津波挙動の把握が可能な設計とする。

(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している。

(4) 周辺モニタリング設備

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

(5) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室にテレビ、電話、FAX等を設置している。また、社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで、気象庁発信電文と連携したメールシステムにより、地震、津波、竜巻、大雨、大雪、噴火情報等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計としている。

 : D B 範囲

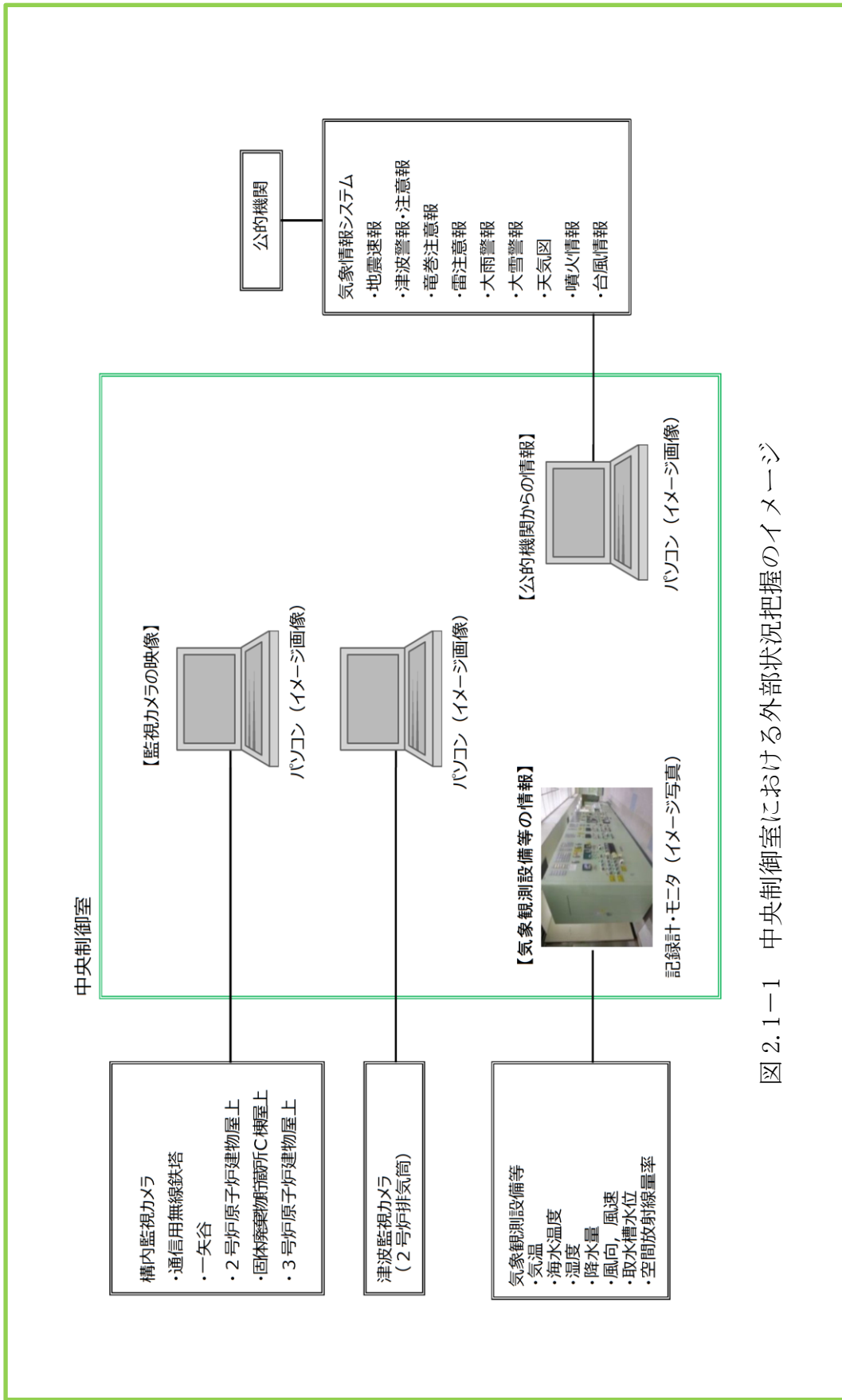
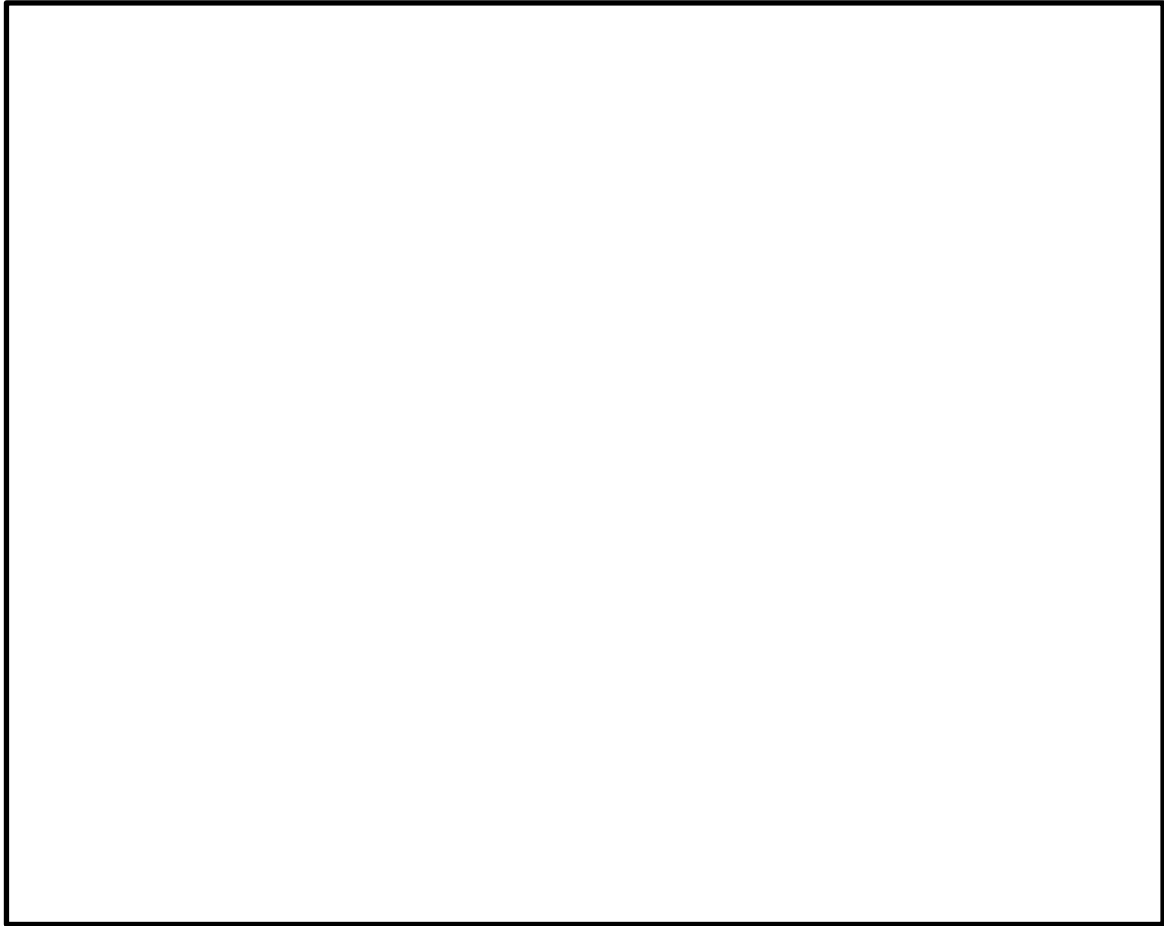



図 2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲



※今後の設計進捗によりカメラの設置位置等に変更となる可能性がある。

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

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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構内監視カメラにて構成する。

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・方向に設置するとともに、取水口を設置する輪谷湾における津波の襲来状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また、津波監視カメラは基準津波の影響を受けない高所（2号炉排気筒）に1台設置しており、監視に必要な要件を満足する仕様としている。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また、構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため2号炉原子炉建物屋上、3号炉原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上及び一矢谷に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。構内監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に構内監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることが出来るよう配慮し、配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。各々のカメラにて監視可能な発電用原子炉施設及び周辺の構内範囲について、図2.1-4に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は、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のある自然現象等を把握することとする。

 : D B 範囲

表 2.1-1 津波監視カメラの概要

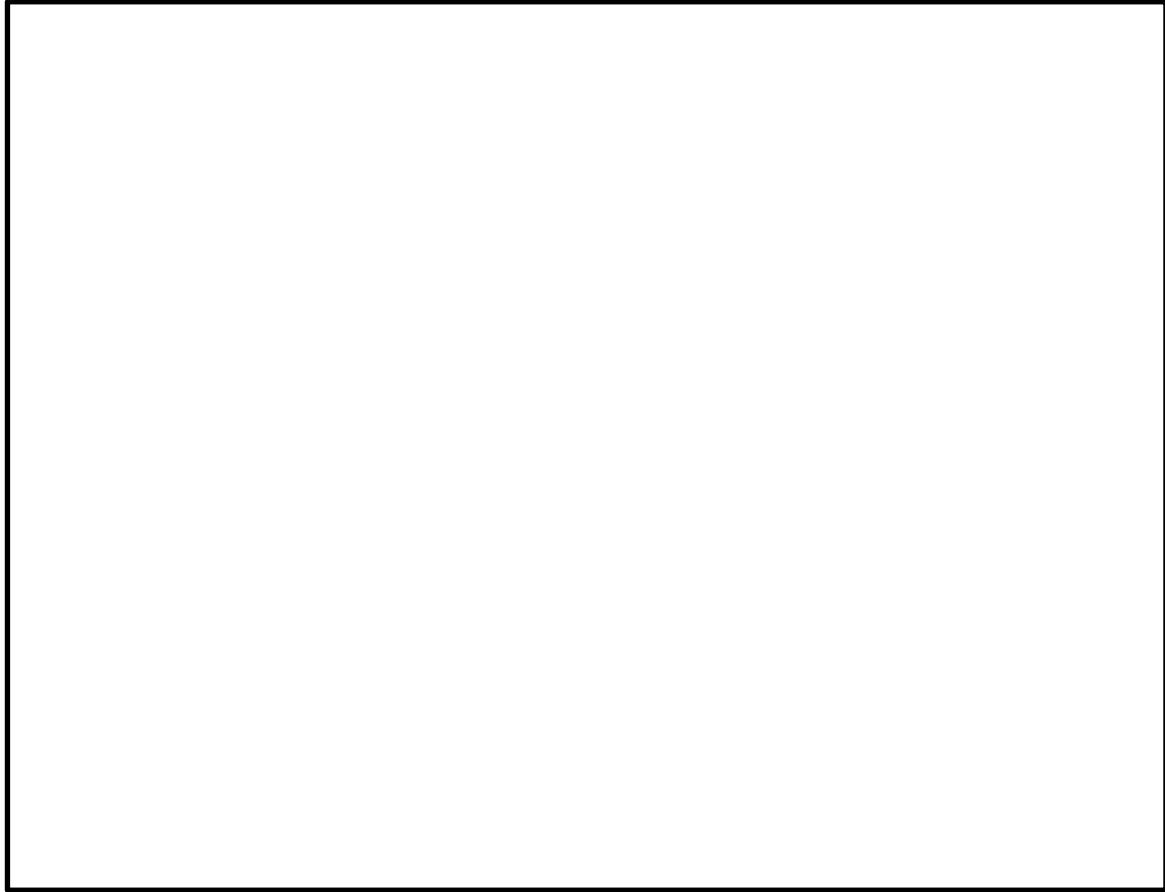
	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	赤外線カメラ：デジタルズーム2, 4倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Sクラス
供給電源	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	2号炉排気筒 1台

 : DB範囲

表 2.1-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ
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 36 倍ズーム 電子ズーム 12 倍ズーム 赤外線カメラ：デジタルズーム 2, 4 倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Cクラス
供給電源	常用電源及び非常用電源
台数	通信用無線鉄塔 1 台 2号炉原子炉建物屋上 1 台 3号炉原子炉建物屋上 1 台 固体廃棄物貯蔵所C棟屋上 1 台 一矢谷 1 台

 : D B 範囲



※今後の設計進捗によりカメラの設置位置等に変更となる可能性がある。

図 2.1-3 監視カメラ配置図

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

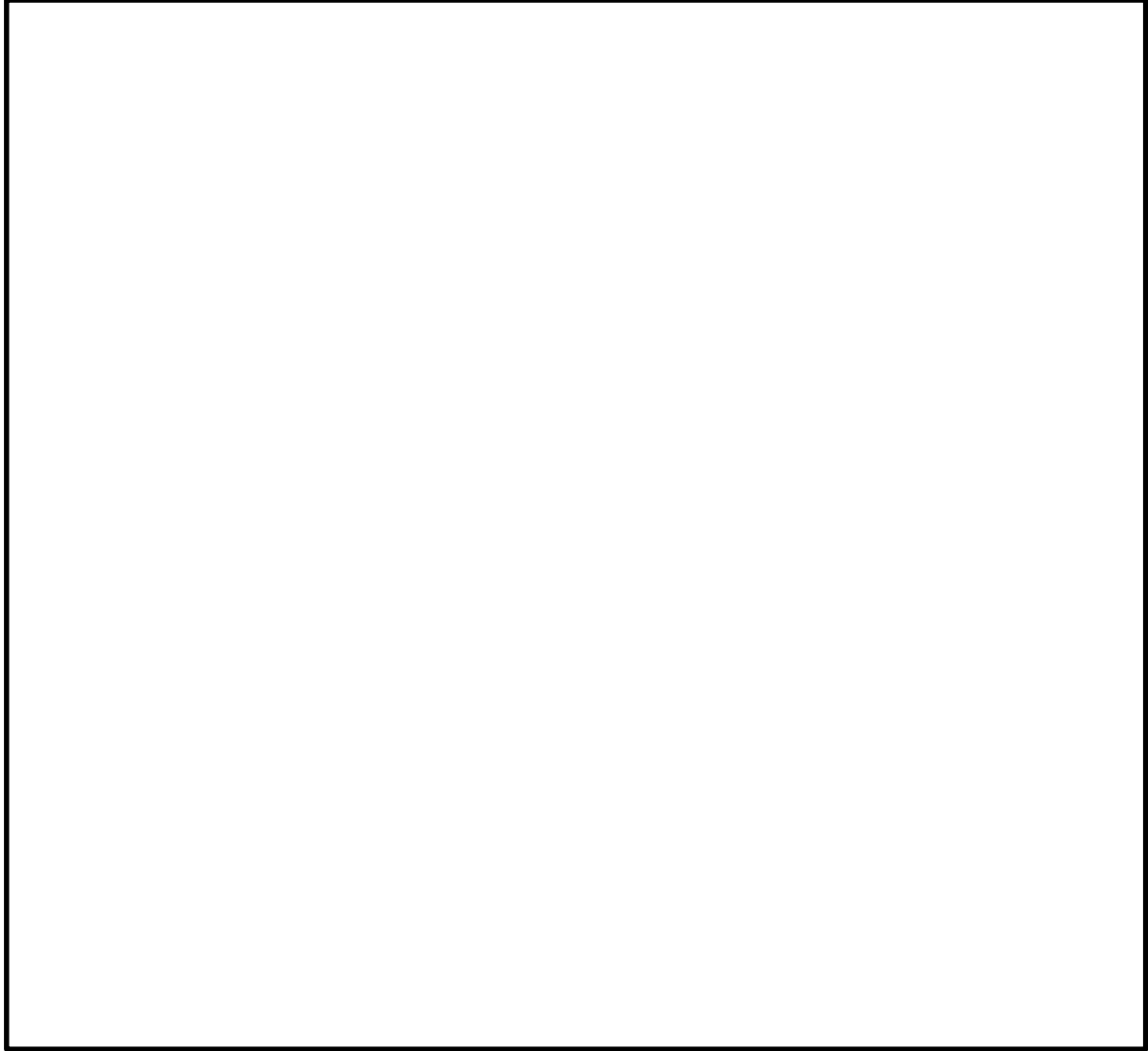



図 2.1-4 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

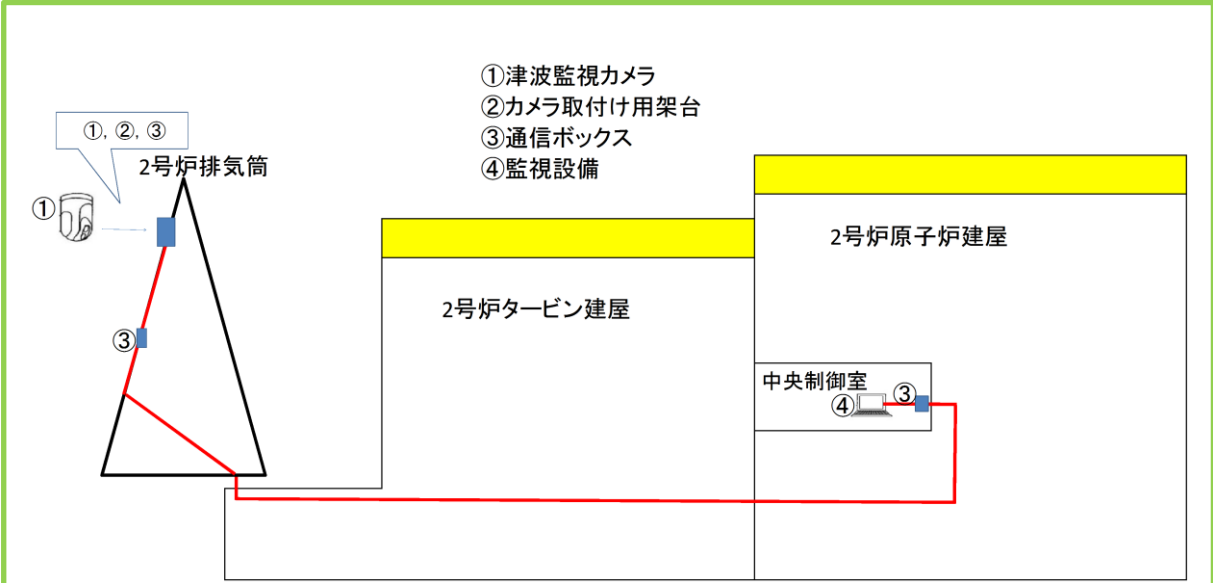


図 2.1-5 津波監視カメラ取付け概略図

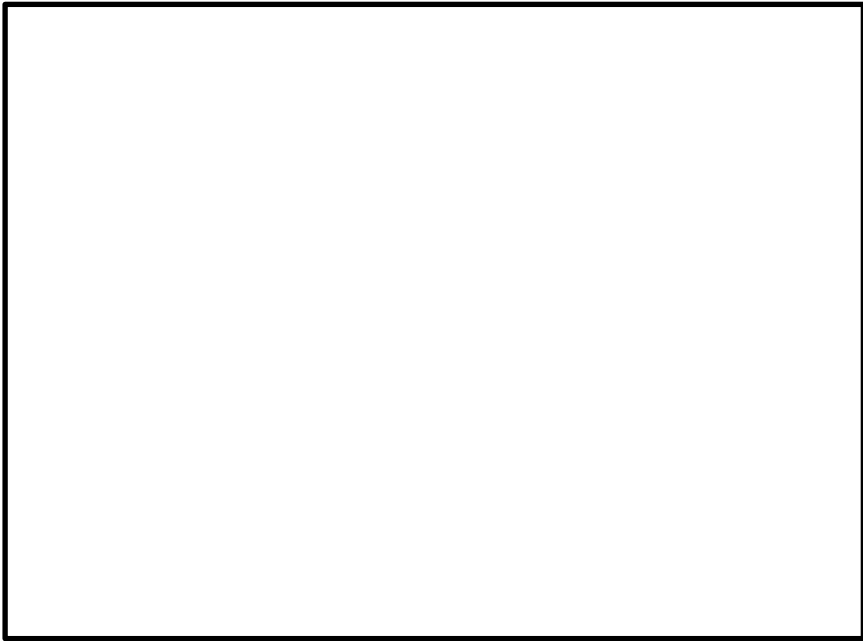


図 2.1-6 構内監視カメラ取付け概要図

: D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.3 監視カメラ映像サンプル

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サンプルを図2.1-7, 8に示す。



図 2.1-7 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (2号炉原子炉建物屋上) にて2号炉取水口方向

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

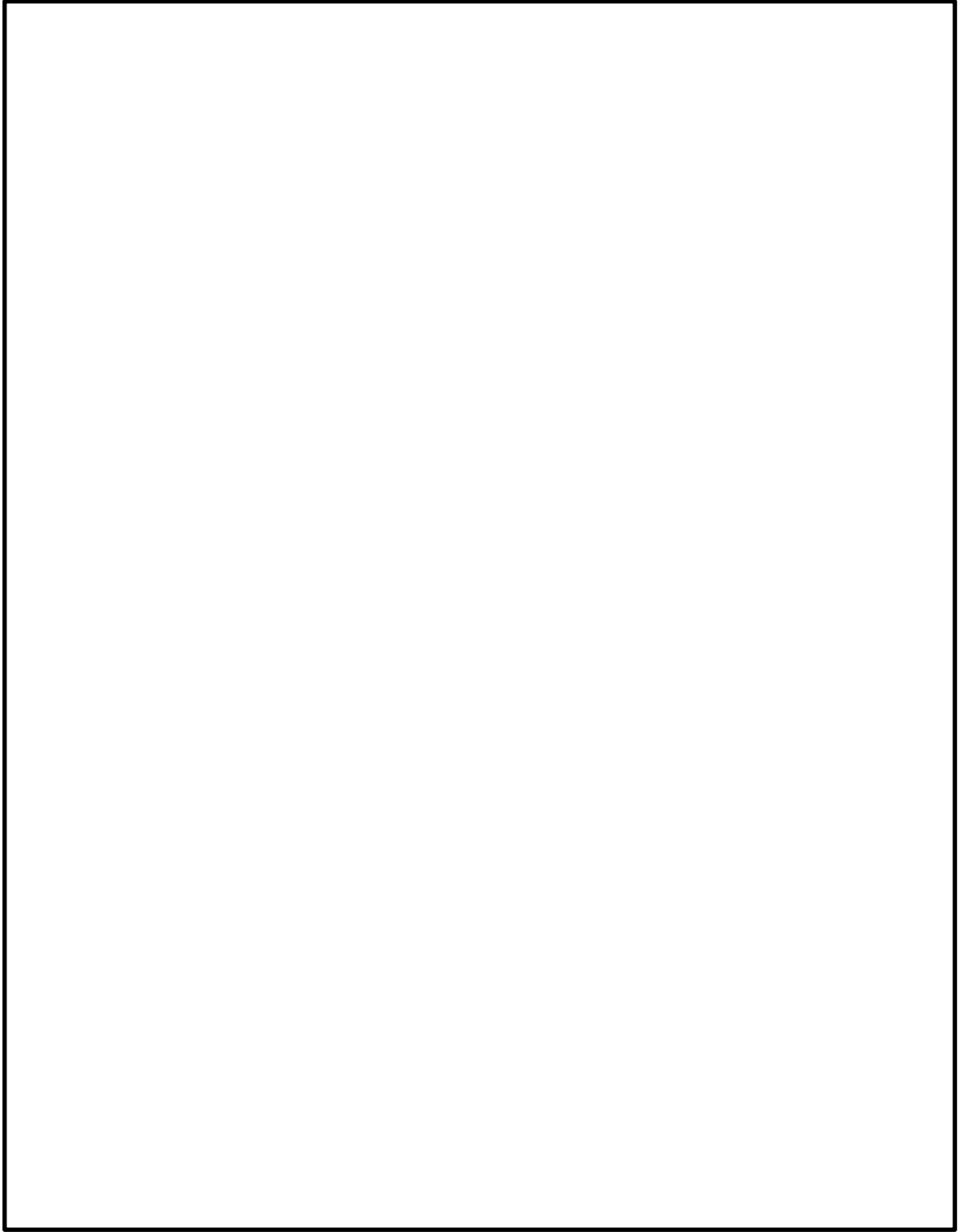


図 2.1-8 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(構内監視カメラの映像サンプル) (1 / 2)

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

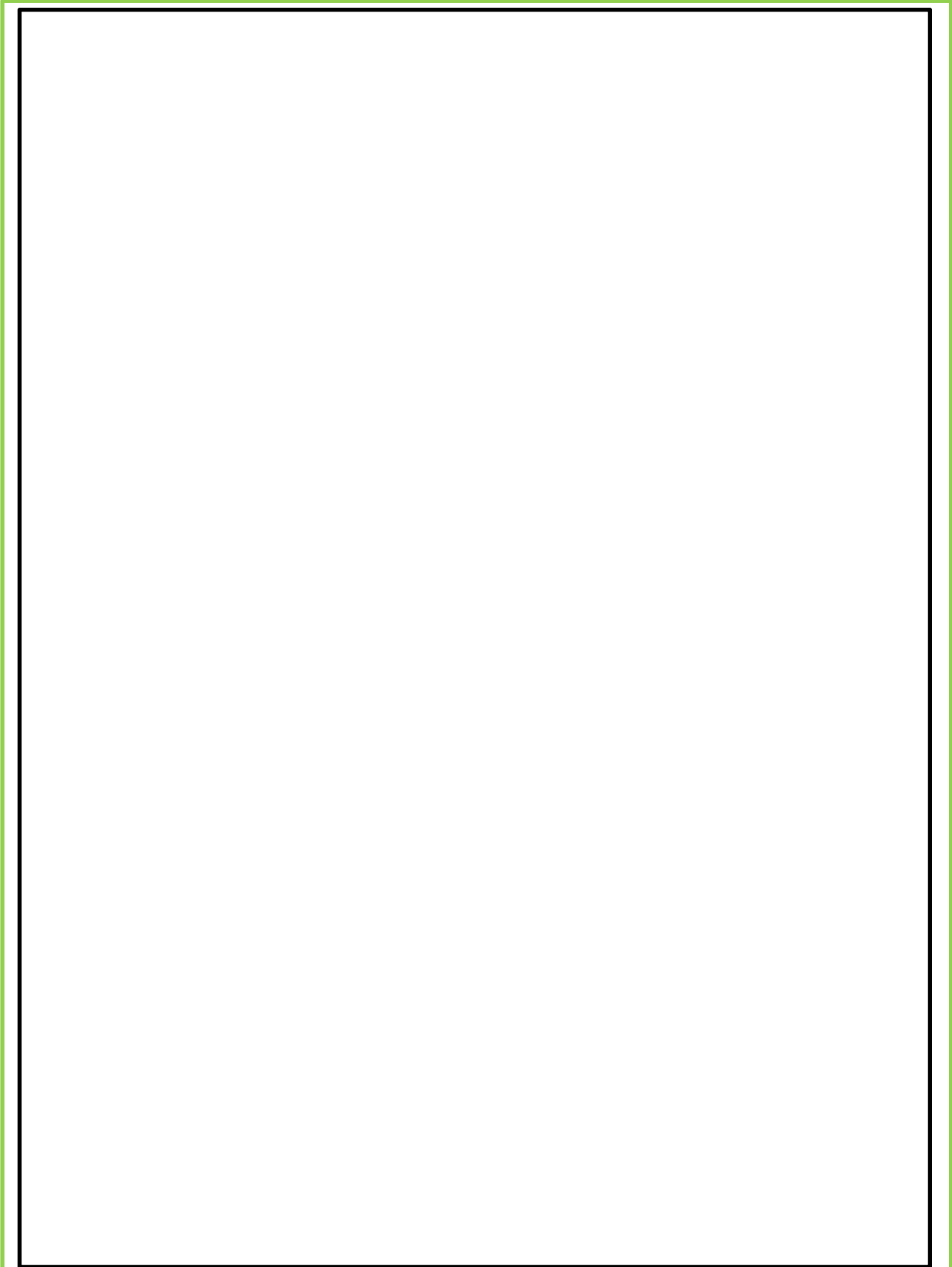



図 2.1-8 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(構内監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震，津波並びに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」及び「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 監視カメラにより中央制御室で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	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	公的機関（地震速報）
津波	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	取水槽水位計 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 発電所及び原子炉施設への被害状況や 設備周辺における影響の有無	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	発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雨警報）
積雪	積雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雪警報）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無	公的機関（雷注意報）
地滑り	豪雨や地下水の浸透に伴う地滑り及び土石流の有無や原子炉施設への影響の有無	目視確認※ ¹
火山	降下火砕物の有無や堆積状況	公的機関（噴火警報）
生物学的 事象	海生生物（クラゲ等）の来襲による原子炉施設への影響	取水槽水位計※ ²
飛来物 （航空機落下）	飛来物の有無や構内及び原子炉施設への影響の有無	目視確認※ ¹
外部火災	火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響	目視確認※ ¹
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無	目視確認※ ¹

※¹ 建物外での状況確認

※² 取水口が閉塞した場合，取水槽水位が下がるため把握可能

: 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 構内監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ	測定レンジ	測定レンジの考え方
大気圧	85～110kPa (絶対圧)	台風等による原子炉施設への風影響を把握できる設計としている。
気温	-10～40℃	設計基準温度 (低外気温) である -8.7℃ が把握できる設計としている。
海水温	0～50℃	設計基準温度 (海水温高) である 30℃ が把握できる設計としている。
湿度	0～100%	—
雨量	0～80 mm	設計基準降水量である 77.9 mm (1 時間値) を把握できる設計としている。
風向 (EL28.5m, EL65m, EL130m)	全方位 (0～540°)	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 (水平) (EL28.5m, EL65m, EL130m)	0～60m/s (EL28.5m) (10 分間平均値) 0～30m/s (EL65m, EL130m) (10 分間平均値)	設計基準風速である 30m/s (10 分間平均値) を把握できるものとする。
風速 (鉛直) (EL65m, EL130m)	-10～10m/s (10 分間平均値)	
取水槽水位	EL-9.3～10.7m	基準津波による津波高さ (下降側) である EL-7.2m 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)
空間線量率 (モニタリングポスト No. 1～6)	10 ¹ ～10 ⁸ 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。

 : D B 範囲


2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

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

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	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～25.0vol%
	表示精度	±0.5vol%
	電源	電源：乾電池（単三×2本） 測定可能時間：約15,000時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0～10,000ppm
	表示精度	±500ppm
	電源	電源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約7時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

 : DB範囲

 : SA範囲

2.2.2 酸素濃度及び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及び二酸化炭素濃度管理は、「労働安全衛生法」、JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」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0.5%を上回るおそれがある場合に、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。

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」）

 : DB範囲

 : SA範囲


JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

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

(1) 許容CO₂濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO₂濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO₂濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

 : 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タービン建物内、かつ中央制御室正圧化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、チェンジングエリア用照明を配備する。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、緊急時対策要員 2 名で、2 時間以内を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャートを図 2.3-2 に示す。

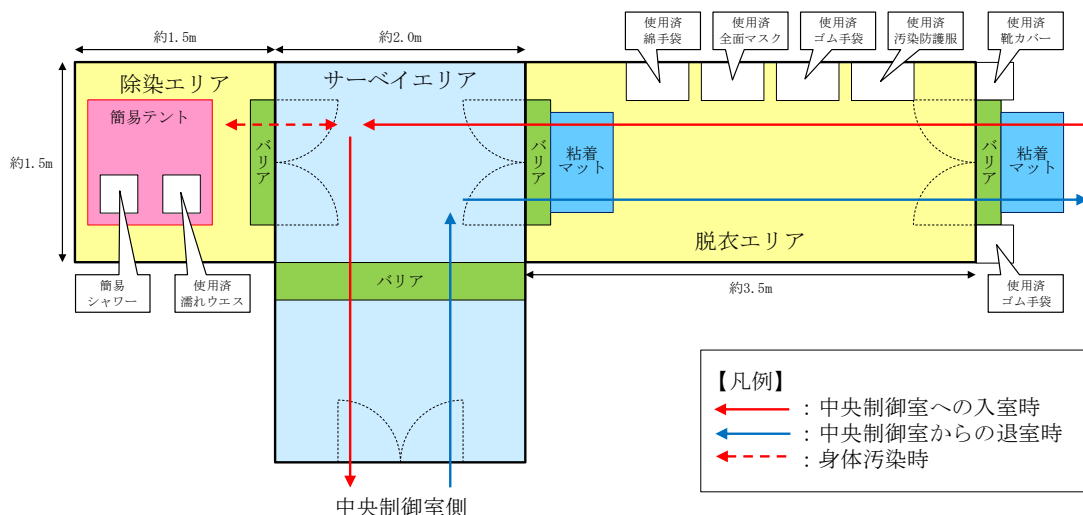


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

⬡ : SA 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

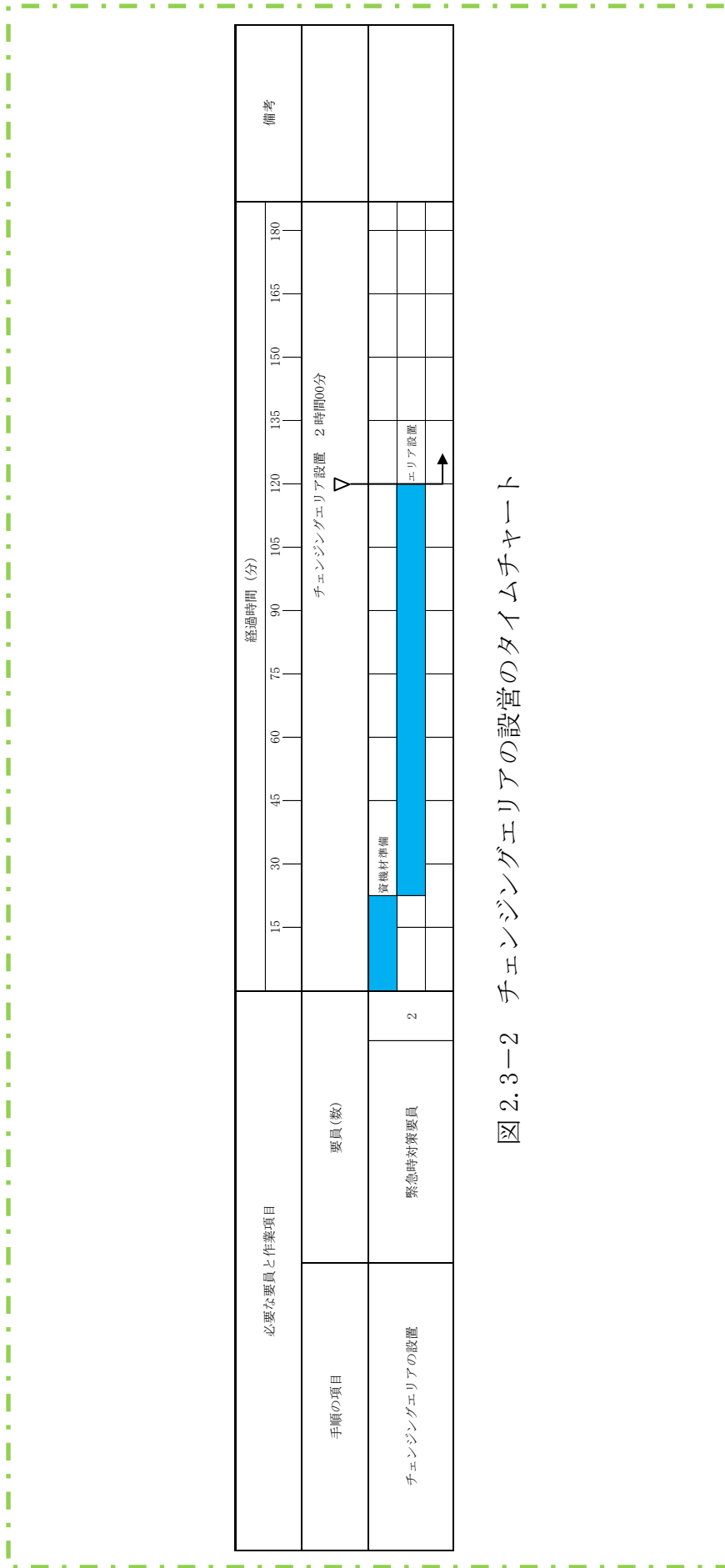


図 2.3-2 チェン징ングエリアの設置のタイムチャート

 : 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ために必要な設備として、遮蔽設備、換気系設備、通信連絡設備、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、照明設備、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設置又は保管する。

中央制御室は、周囲に遮蔽が設置されており、炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室換気系給排気隔離弁又は中央制御室外気取入調節弁により外気との連絡口を遮断し、再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンによるチャコール・フィルタ・ユニットを通した系統隔離運転若しくは、チャコール・フィルタ・ユニットにより放射性物質を浄化した外気を供給することで中央制御室バウンダリを正圧化する加圧運転を行う事により、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

非常用ガス処理系は、原子炉建物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物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に沿わせて設ける排気管から排気することで、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避室は、中央制御室内に設置し、中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後の格納容器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。

中央制御室待避室は、炉心の著しい損傷が発生した場合の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合計5名を収容可能な設計とし、かつ十分な資機材類を配備する設計としている。（各事故シーケンスにおける運転員の対応要員数については、「3.6 中央制御室待避室の収容性」に示す。）

また、中央制御室及び中央制御室待避室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備することで、居住性が確保できていることを常時確認できる設計とする。LEDライト（ランタンタイプ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）及び通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避室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する。中央制御室待避室への待避期間中における運転操作は不要であるが、万一、運転操作が必要となった場合には、必要な防護具類を着用した上で、中央制御室待避室から退出、制御盤での操作を行い、操作終了後、速やかに中央制御室待避室へ移動する。

: S A 範囲

中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の系統概要を図 2.4-1 に、正圧化バウンダリを図 2.4-2 に示す。

 : S A 範囲

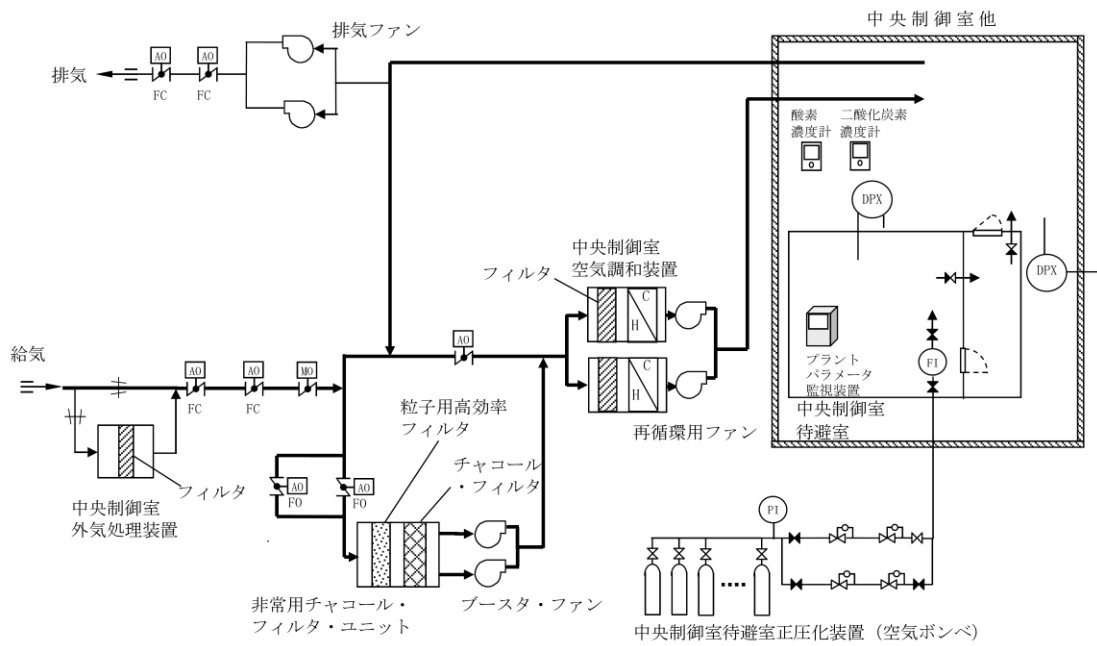


図 2.4-1 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置 系統概要図

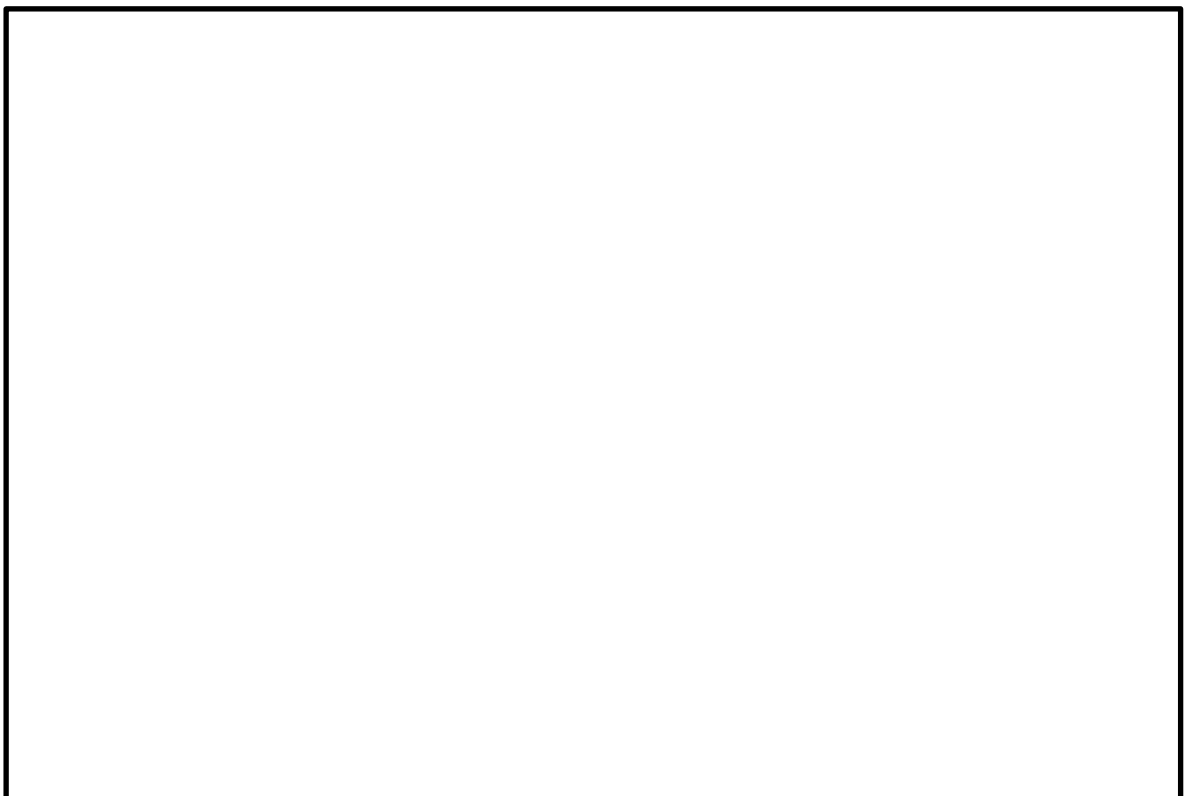


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の正圧化バウンダリ図

： S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室及び中央制御室待避室正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室のある制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室の階層高さは最大約 5.2m であるため、以下のとおり約 11Pa 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-8.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (40^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{重力加速度} [\text{m}/\text{s}^2] \times \text{階層高さ} [\text{m}] \\ &= (1.335 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.127 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 9.8 [\text{m}/\text{s}^2] \times 5.2 [\text{m}] \\ &= 10.6 [\text{N}/\text{m}^2] \quad \doteq 11 [\text{Pa}]\end{aligned}$$

このため、中央制御室正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 2.4-3 のように、外気に対して +20Pa 以上とする。

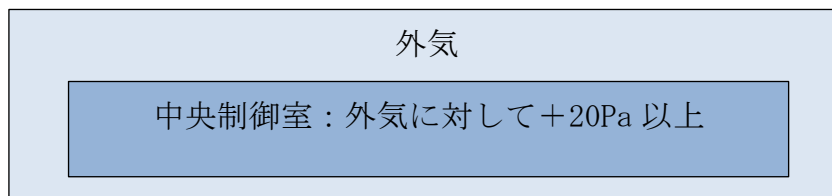


図 2.4-3 中央制御室 正圧化圧力

また、重大事故等発生時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室のある制御建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃、中央制御室待避室の階層高さを約 2.5m と仮定すると、以下のとおり約 6 Pa 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-8.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (40^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{重力加速度} [\text{m}/\text{s}^2] \times \text{階層高さ} [\text{m}] \\ &= (1.335 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.127 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 9.8 [\text{m}/\text{s}^2] \times 2.5 [\text{m}] \\ &= 5.1 [\text{N}/\text{m}^2] \quad \doteq 6 [\text{Pa}]\end{aligned}$$

このため、中央制御室待避室の正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 2.4-4 のように中央制御室に対して +10Pa 以上とする。

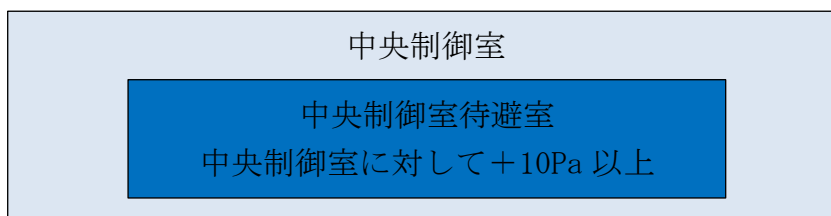


図 2.4-4 中央制御室待避室 正圧化圧力

: S A 範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による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。炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室換気系により希ガス以外の放射性物質を浄化した空気にて中央制御室バウンダリ全体を正圧化する加圧運転を行うことで、炉心の著しい損傷発生時に中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能とするとともに、希ガスの大量放出が想定される格納容器フィルタベント実施時には外気取入のための中央制御室換気系給排気隔離弁を全閉とし、中央制御室を系統隔離運転とすることで、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。

また、非常用ガス処理系により原子炉建物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物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に沿わせて設ける排気管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系及び中央制御室待避室正圧化装置の系統概要を図 2.4-5 に示す。

: S A 範囲

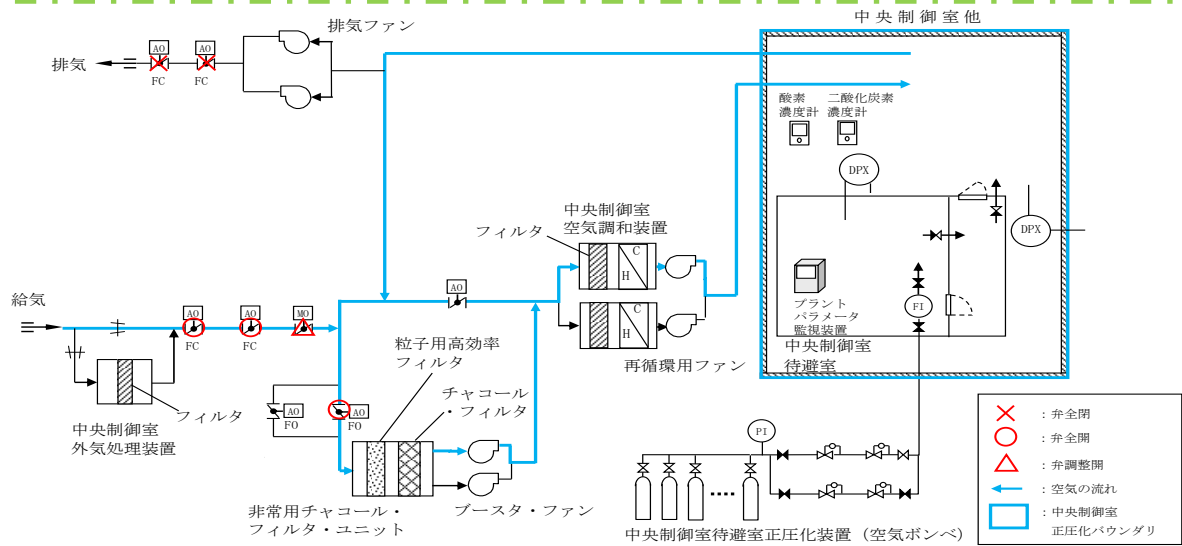


図 2.4-5 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置系統概要図 (1 / 2)
(炉心の著しい損傷の発生時, プルーム通過前及びプルーム通過後)

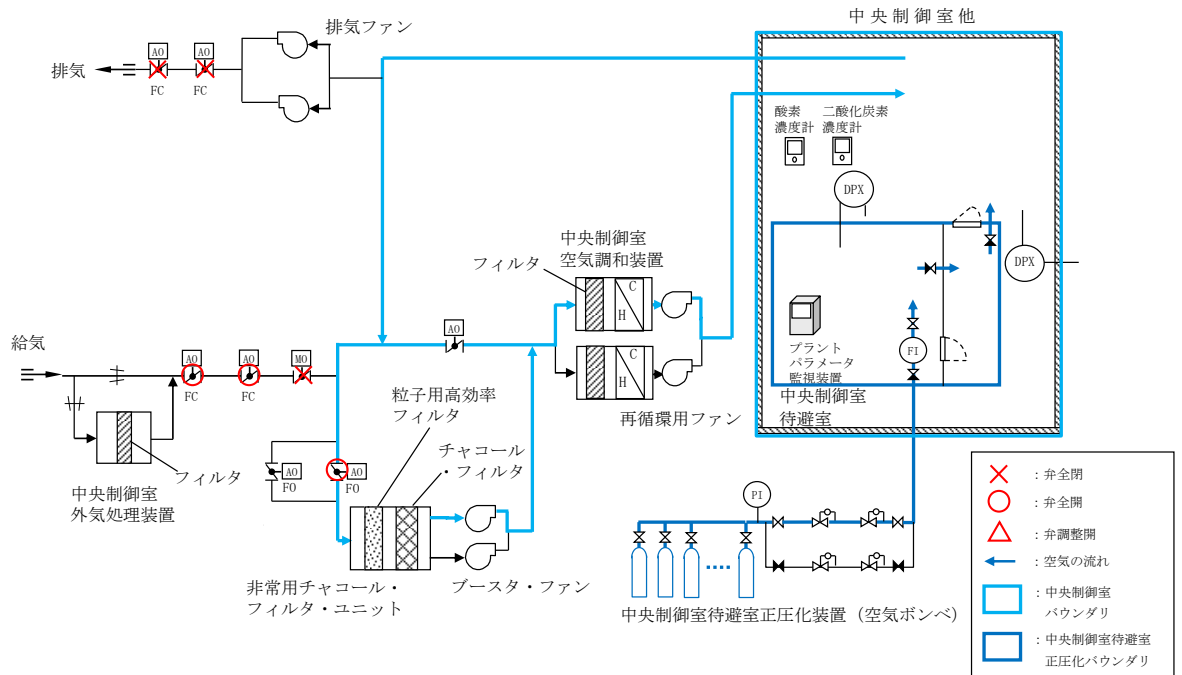


図 2.4-5 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置系統概要図 (2 / 2)
(炉心の著しい損傷の発生時, プルーム通過中)

: S A 範囲

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備は建物躯体と一体となった、コンクリート厚さ [] の壁，コンクリート厚さ [] の天井及びコンクリート厚さ [] の床であり，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 2.4-6 に中央制御室遮蔽位置を，また，図 2.4-7 に中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の配置図を示す。

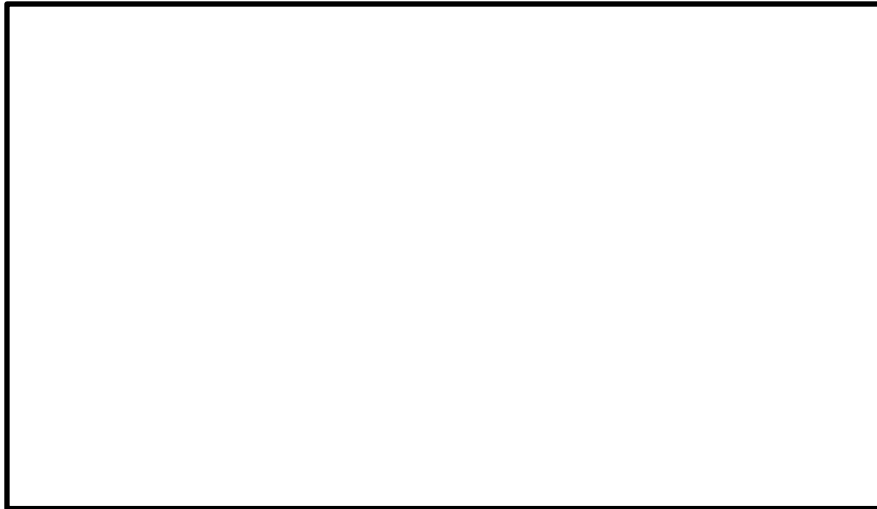


図 2.4-6 中央制御室遮蔽の概要（E W断面）

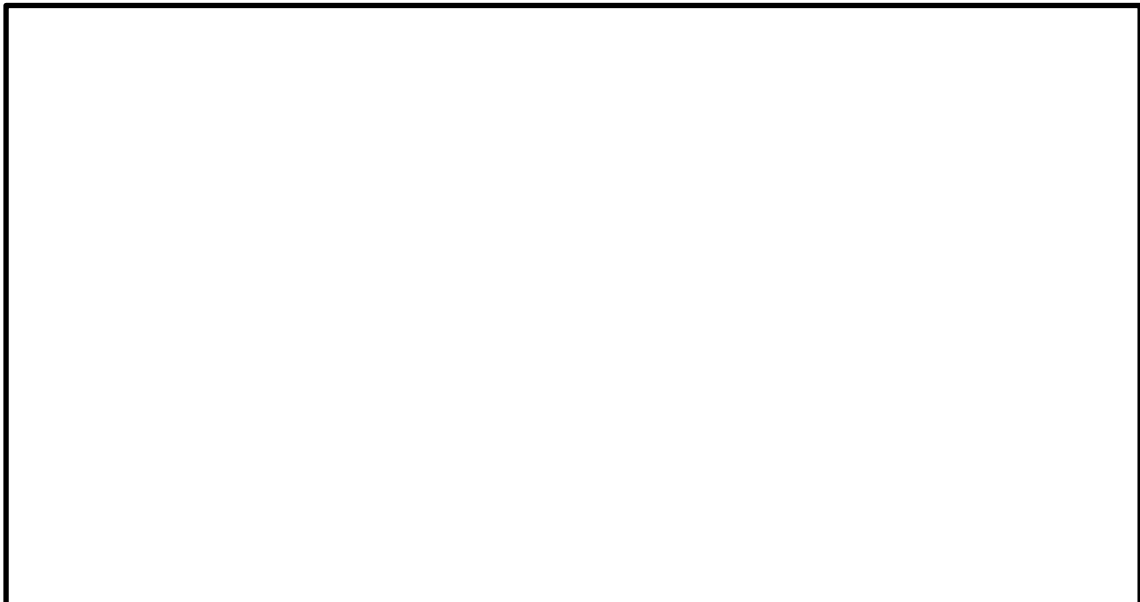


図 2.4-7 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽 配置図

[] : S A 範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 中央制御室換気系

a. 設計風量

中央制御室バウンダリ全体を正圧化するために必要となる空気供給量は、中央制御室換気系差圧試験にて測定し決定する。また大気間差圧は、大気基準点と中央制御室バウンダリ内各測定点での気圧を気圧計にて同時測定を行った。計測値は、大気圧基準点高さに補正算出した。

試験結果を図 2.4-8 に示す。中央制御室内を外気より +20Pa 以上で正圧化する必要風量は m³/h 以上となる。よって、必要な空気供給量は上記風量に設計裕度をもった 17,500m³/h とする。

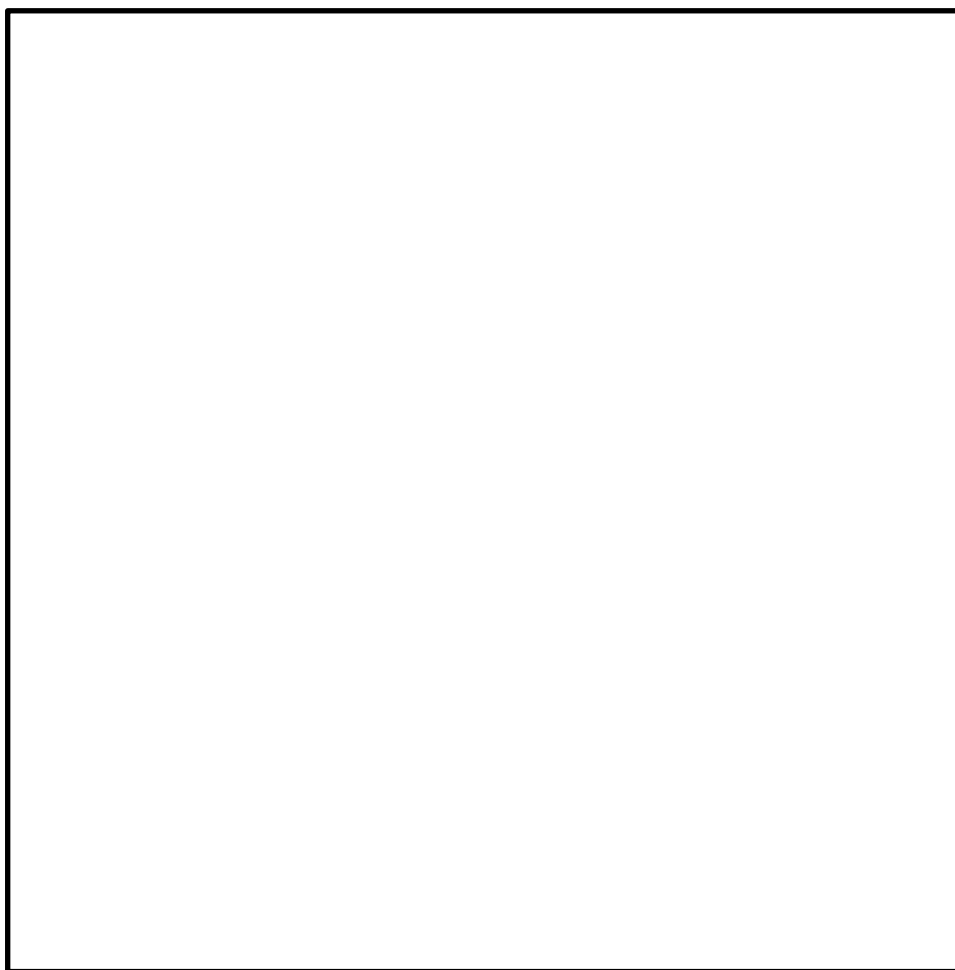


図 2.4-8 中央制御室の気密性能試験結果

 : S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

中央制御室換気系の容量，設置台数及び設置場所について表 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 中央制御室換気系の仕様及び台数

設備	項目	仕様等
再循環ファン	容量及び設置台数	120,000m ³ /h/台×1台（予備1台）
	設置場所	廃棄物処理建物2階
チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	容量及び設置台数	32,000m ³ /h/台×1台（予備1台）
	設置場所	廃棄物処理建物2階

b. 中央制御室換気系のフィルタ性能

中央制御室換気系の粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタの除去効率を表 2.4-2 に示す。

表 2.4-2 中央制御室換気系のフィルタ除去効率

種類	総合除去効率 (%)
粒子用高効率フィルタ	99.9 (0.3μm 粒子 ^{※1})
チャコール・フィルタ	95 (相対湿度 70%以下 ^{※2})

※1：日本工業規格 JIS Z 4812-1975「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ HEPA Filters for Radioactive Aerosols」に基づき設定

※2：非常用チャコール・フィルタ・ユニット入口の空気条件に基づき設定

c. 機器構成

中央制御室換気系の機器概要図を図 2.4-9 に，中央制御室換気系の設置エリアを図 2.4-10 に示す。中央制御室換気系は再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット（粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタ）等から構成し，中央制御室にフィルタにより浄化された空気を供給することで中央制御室バウンダリ全体を正圧化可能な設計とする。

： S A 範囲

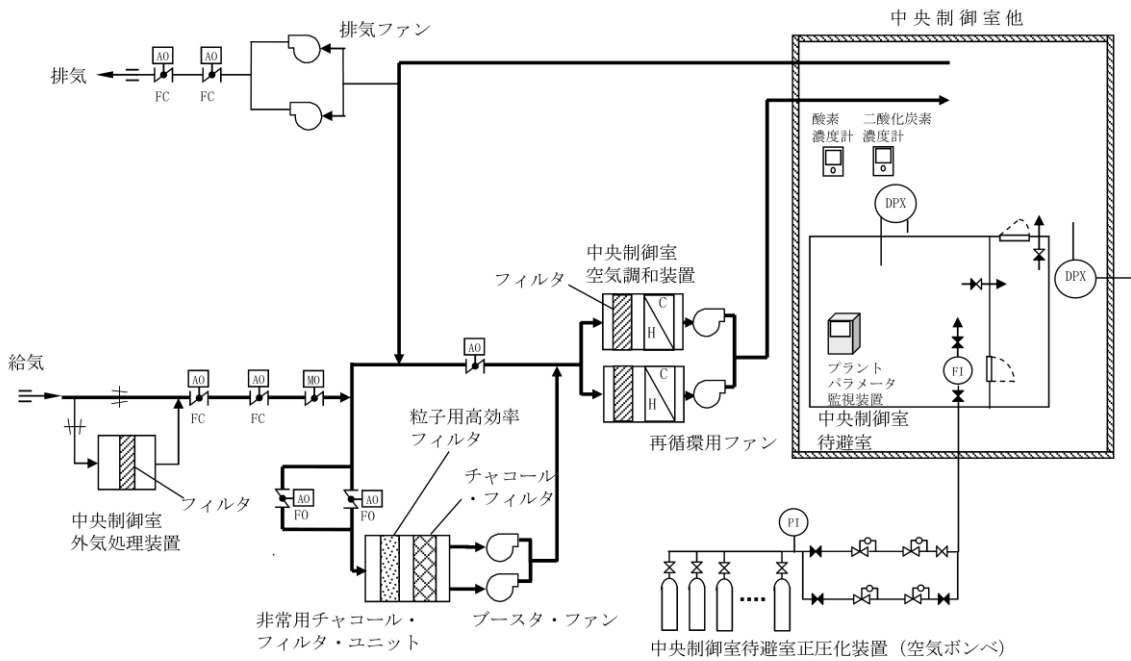


図 2.4-9 中央制御室換気系 機器概要図

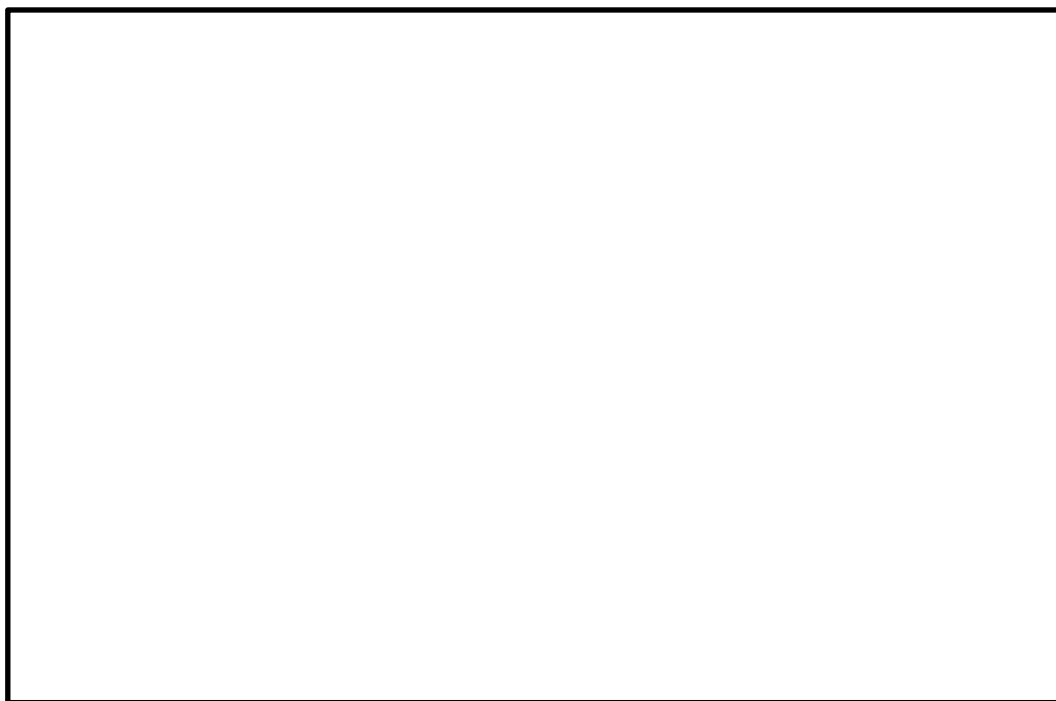


図 2.4-10 中央制御室換気系の設置エリア

: S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

d. 中央制御室換気系加圧運転操作に係る弁

炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室バウンダリ全体を正圧化するために操作する弁の系統概要図を図 2.4-11 に示す。操作対象の弁は、中央制御室外気取入調節弁 1 弁、中央制御室給気隔離弁 2 弁あり、全交流動力電源喪失時においても、手動で弁操作可能な構造となっている。

中央制御室換気系弁の配置図を図 2.4-12 に示す。中央制御室給気隔離弁操作は、廃棄物処理建物 2 階の非常用チャコール・フィルタ・ユニット室で実施するためアクセス性に問題はなく、開操作もハンドルを開側に回す作業のみであり、現場運転員 2 名により実施可能な見込みである。また中央制御室外気取入調節弁の操作は、中央制御室制御盤で実施するためアクセス性に問題はなく、中央制御室運転員 1 名により実施可能な見込みである。

したがって上記の操作は、現場運転員 2 名及び中央制御室運転員 1 名にて 40 分程度で実施可能な見込みである。

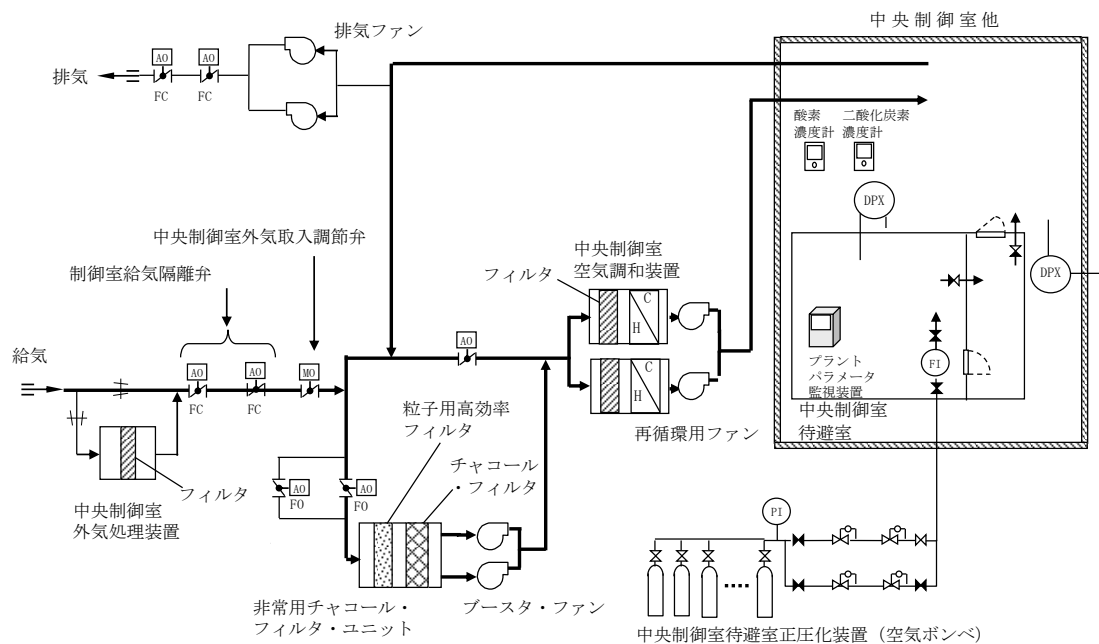


図 2.4-11 中央制御室換気系弁 系統概要図

: S A 範囲

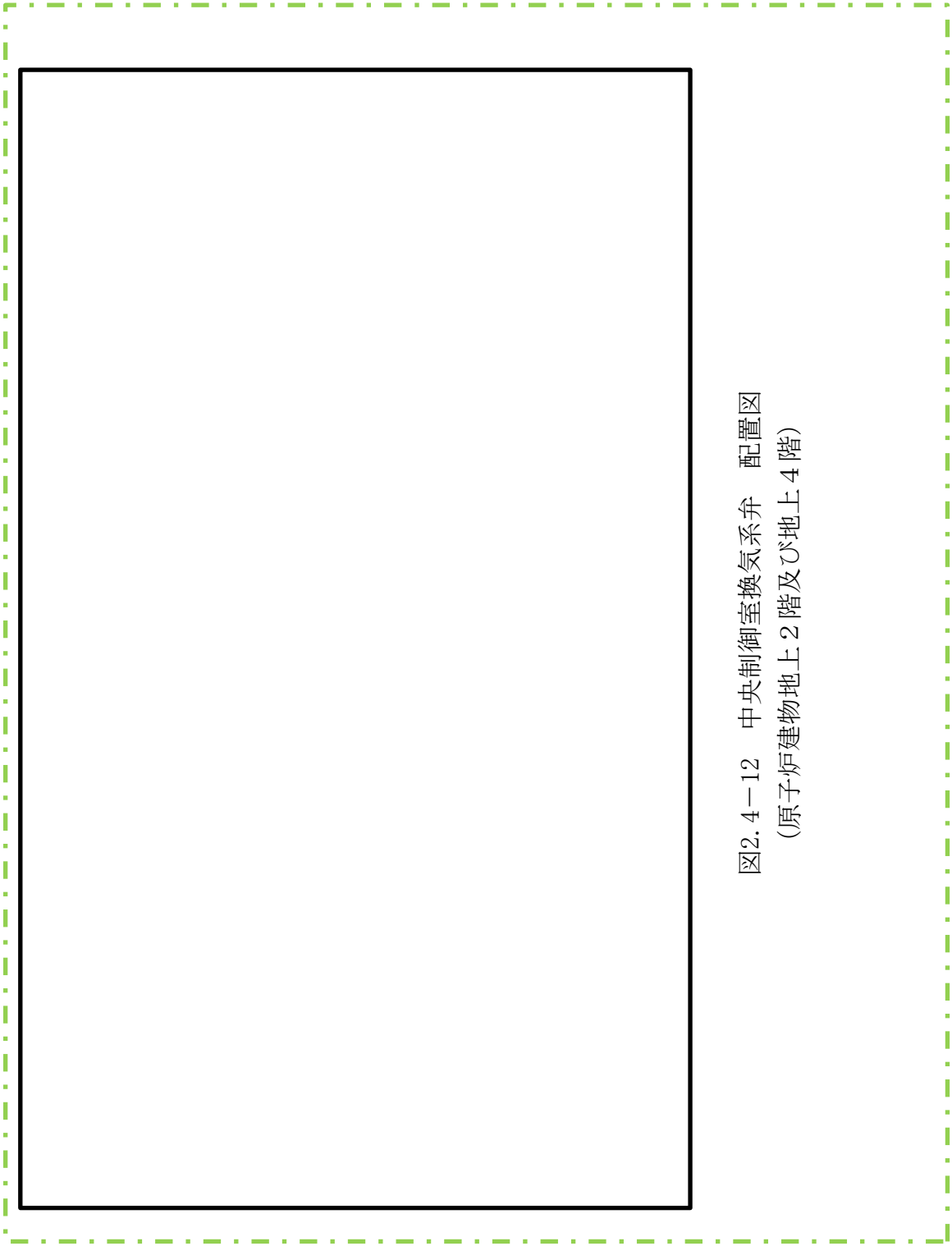


図2.4-12 中央制御室換気系弁 配置図
(原子炉建物地上2階及び地上4階)

 : SA範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 非常用ガス処理系及び原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置

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気ファン、前置ガス処理装置、後置ガス処理装置、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概要図を図2.4-13に示す。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物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物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に沿わせて設ける排気管から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減する設計とする。

非常用ガス処理系排気ファンは、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

また、重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下、「ブローアウトパネル閉止装置」という。）を電動で閉操作することで、原子炉建物原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお、ブローアウトパネル閉止装置は、人力での閉操作も可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電が可能な設計とする。

【設備仕様】

- ・非常用ガス処理系排気ファン

種類	遠心型
容量	4,400m ³ /h/台
台数	1（予備1）

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

個数	2
----	---

 : S A 範囲

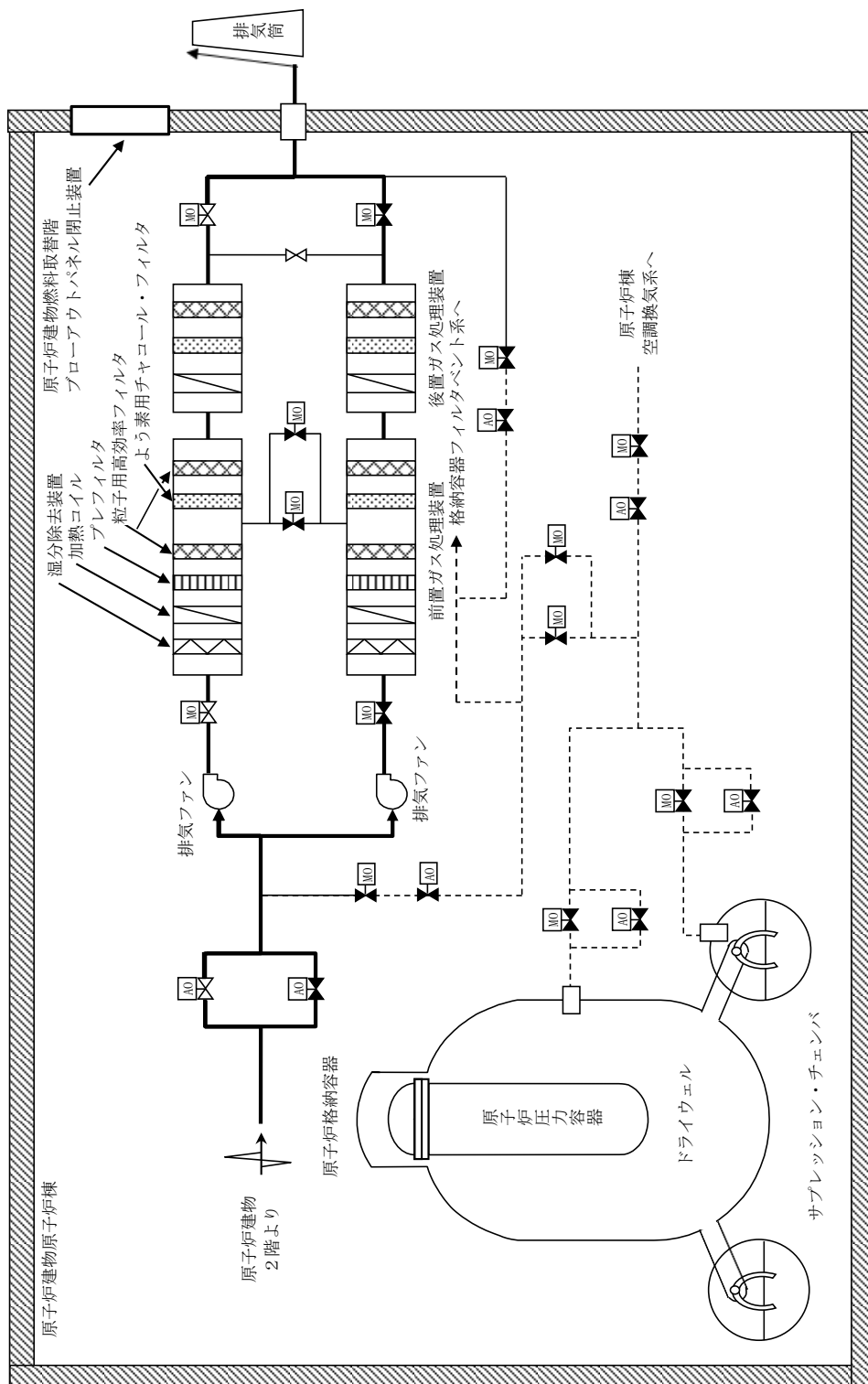


図 2.4-13 非常用ガス処理系 系統概要図

: SA 範囲

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

炉心の著しい損傷発生時に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、中央制御室待避室を空気ボンベにより正圧化するとともに、中央制御室を中央制御室換気系により正圧化することで、中央制御室の遮蔽内への希ガスを除く放射性物質を低減し、中央制御室待避室での滞在中に中央制御室に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減、及び放射性物質の体内への取り込みを低減可能な設計とする。

中央制御室待避室は鉛等により遮蔽性能を高めた設計とする。また、中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室待避室を正圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。

ここで、正圧化の差圧は、中央制御室と外気、中央制御室待避室と中央制御室の差圧を差圧計により、2.4.2項に示す正圧化設計圧力値を監視することとし、外気と中央制御室との間、及び中央制御室と中央制御室待避室との間の差圧は扉を閉めることにより確保する。

なお、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の概要を図2.4-14に示す。

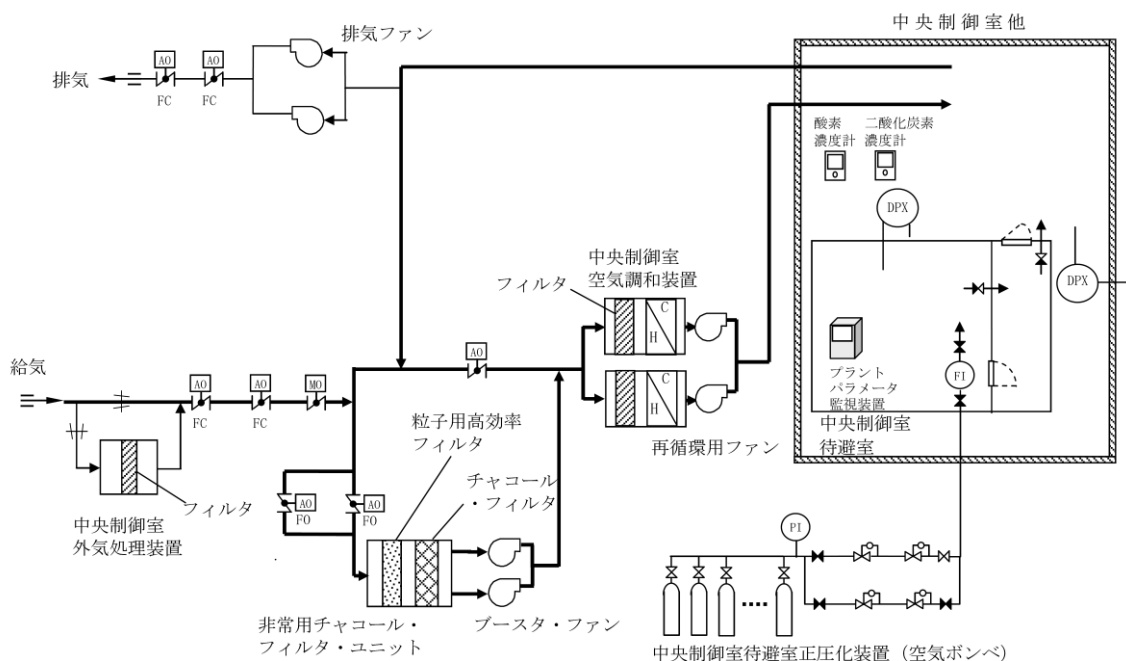
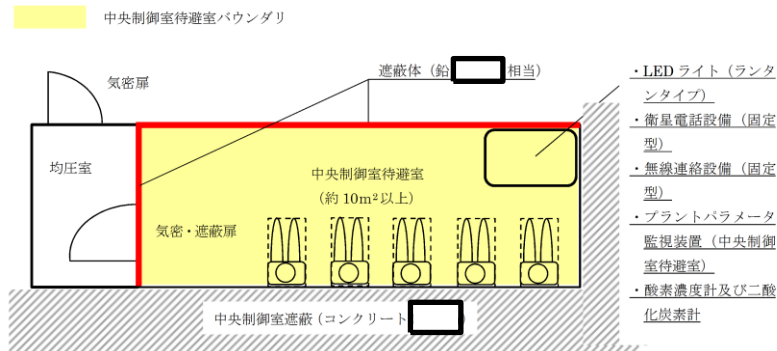


図2.4-14 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の概要図

： S A 範囲

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避室の収容人数は、中央制御室運転員数5名が収容可能な設計とする。中央制御室待避室のレイアウトを図2.4-15に示す。



注：レイアウトについては、訓練等で有効性を確認し、適宜見直していく。

図2.4-15 中央制御室待避室レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、鉛 \square と同等以上の遮蔽能力を期待できる金属壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。また、運転員が出入りする扉については気密性を持った遮蔽扉を設置する。概要は図2.4-15に示すとおり。

(4) 中央制御室待避室正圧化装置

a. 系統構成

中央制御室待避室正圧化装置の系統概要図を図2.4-16に示す。

空気ボンベから減圧弁を介し、流量調整弁により一定流量の空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は、予め開度調整した排気隔離弁により正圧を維持する。また、中央制御室待避室内が微正圧であることを確認するため、中央制御室待避室差圧計を設置する。

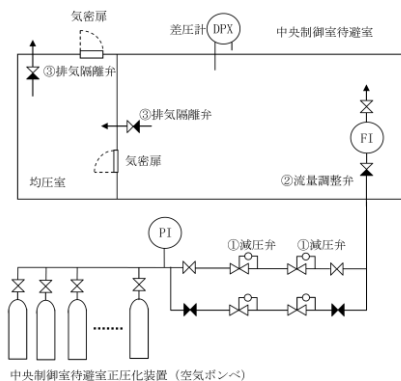


図2.4-16 中央制御室待避室正圧化装置 系統概要図

： S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 必要空気供給量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数 $n = 5$ 名

・許容二酸化炭素濃度

$C = 1.0\%$ ※ (鉱山保安法施行規則)

・空気ボンベ二酸化炭素濃度

$C_0 = 0.03\%$ (空気調和・衛生工学便覧)

・呼吸による二酸化炭素発生量

$M = 0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)

・必要換気量

$Q_1 = 100 \times M \times n \div (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$= 100 \times 0.022 \times 5 \div (1.0 - 0.03)$

$= 11.4 \div 11.4 \text{ m}^3/\text{h}$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数 $n = 5$ 名

・吸気酸素濃度 $a = 20.95\%$ (標準大気の酸素濃度)

・許容酸素濃度 $b = 19\%$ ※ (鉱山保安法施行規則)

・成人の呼吸量 $c = 0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (空気調和・衛生工学便覧)

・乾燥空気換算呼気酸素濃度

$d = 16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)

・必要換気量

$Q_1 = c \times (a - d) \times n \div (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

$= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 5 \div (20.95 - 19.0)$

$= 5.6\text{m}^3/\text{h}$

以上より、空気ボンベ正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ とする。

※ 許容二酸化炭素濃度, 許容酸素濃度

空気ボンベを使用する場合は、希ガス等の放射性物質を含む外気が侵入しないようにするための防護措置であり、中央制御室待避室が密閉された限られた環境であるため、同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める許容二酸化炭素濃度 1.0% 以下, 許容酸素濃度 19% 以上とする。

: S A 範囲

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間^{※1}正圧化する必要最低限のポンベ本数は、二酸化炭素濃度基準換気量の 11.4m³/h 及びポンベ供給可能空気量 8.0m³/本から下記のとおり 15 本となる。なお、中央制御室待避室においては、正圧化試験を実施し、必要ポンベ本数が 10 時間^{※1}正圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力 19.6MPa (at35℃)
- ・ポンベ内容積 50.0L
- ・圧力調整弁最低制御圧力 1.0MPa
- ・ポンベ供給可能空気量 8.0m³/本 (at 0℃)
- ・待避中ポンベ使用時間：10 時間
- ・待避前ポンベ使用時間：20 分^{※2}

以上より、必要ポンベ本数は下記のとおり 15 本以上となる。

$$11.4\text{m}^3/\text{h} \div 8.0\text{m}^3/\text{本} \times 10\text{時間} 20\text{分} = 14.7\text{本} \\ \approx 15\text{本}$$

※1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（数時間）に余裕を持たせ、空気ポンベによる正圧化時間を 10時間と設定

※2 格納容器ベント実施予測時刻の20分前にポンベ使用を開始する。

d. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図 2.4-17 に示す。空気ポンベは、廃棄物処理建物地上 1 階及び地上 2 階に配置し、制御室建物地上 4 階の中央制御室待避室に空気を供給する。



図 2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

： S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

e. 操作開始から正圧化完了までの時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて+10Pa [gage] の正圧達成までに要する時間を評価した結果、約2秒となった。

(a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室加圧における圧力時間変化の式を以下に示す。

$$\frac{dP}{dt} = \frac{RT}{V} \cdot \frac{dn}{dt} = \frac{RT}{V} \left(\frac{P_{atm}}{RT} (Q_{in} - Q_{out}) \right) = \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$

上記式から、単位時間当たりの待避室圧力上昇量を求め、微小時間 Δt 後の待避室圧力 $P(t + \Delta t)$ を繰り返し計算することで、待避室圧力 $P(t)$ の経時変化を求める。

待避室からの空気流出量 Q_{out} については、ベルヌーイ式により求めることができ、漏えい面積 A は、待避室の設計値に基づき、設定ポンベ流量及び、正圧基準値により求める。

$$\begin{aligned} P(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out}) \\ &= P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot \left(Q_{in} - A \sqrt{\frac{2(P(t) - P_{atm})}{\rho}} \right) \end{aligned}$$

: S A範囲

(b) 評価条件

表 2.4-3 中央制御室待避室への加圧の評価条件

項目	記号	単位	値	備考
大気圧力	Patm	Pa	101325	標準大気圧力
大気密度	ρ	kg/m ³	1.185	25°Cのときの空気密度
容積	V	m ³	30	設計値より
ポンベ流量	Qin	Nm ³ /h	11.4	設計値より
等価漏えい面積	A	m ²		流入量と正圧基準値から算出
正圧基準値	P _∞	Pa		評価用暫定値

(c) 正圧化達成時間

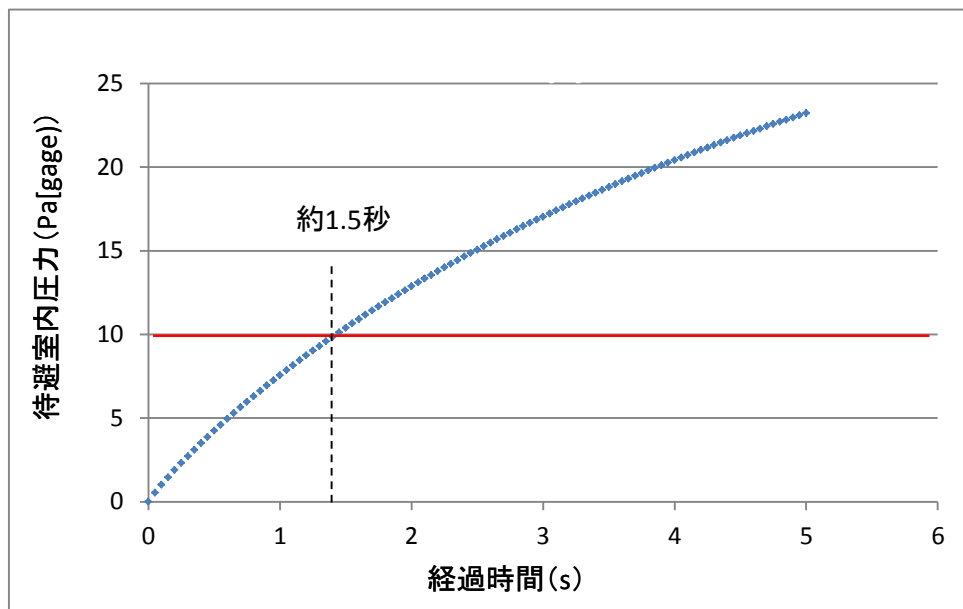


図 2.4-18 待避室内圧力変化

: S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5) 中央制御室換気系の運転状態比較

中央制御室換気系の状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時を比較、図示すると以下のとおりとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系系統概要図 (1/2) に示す。

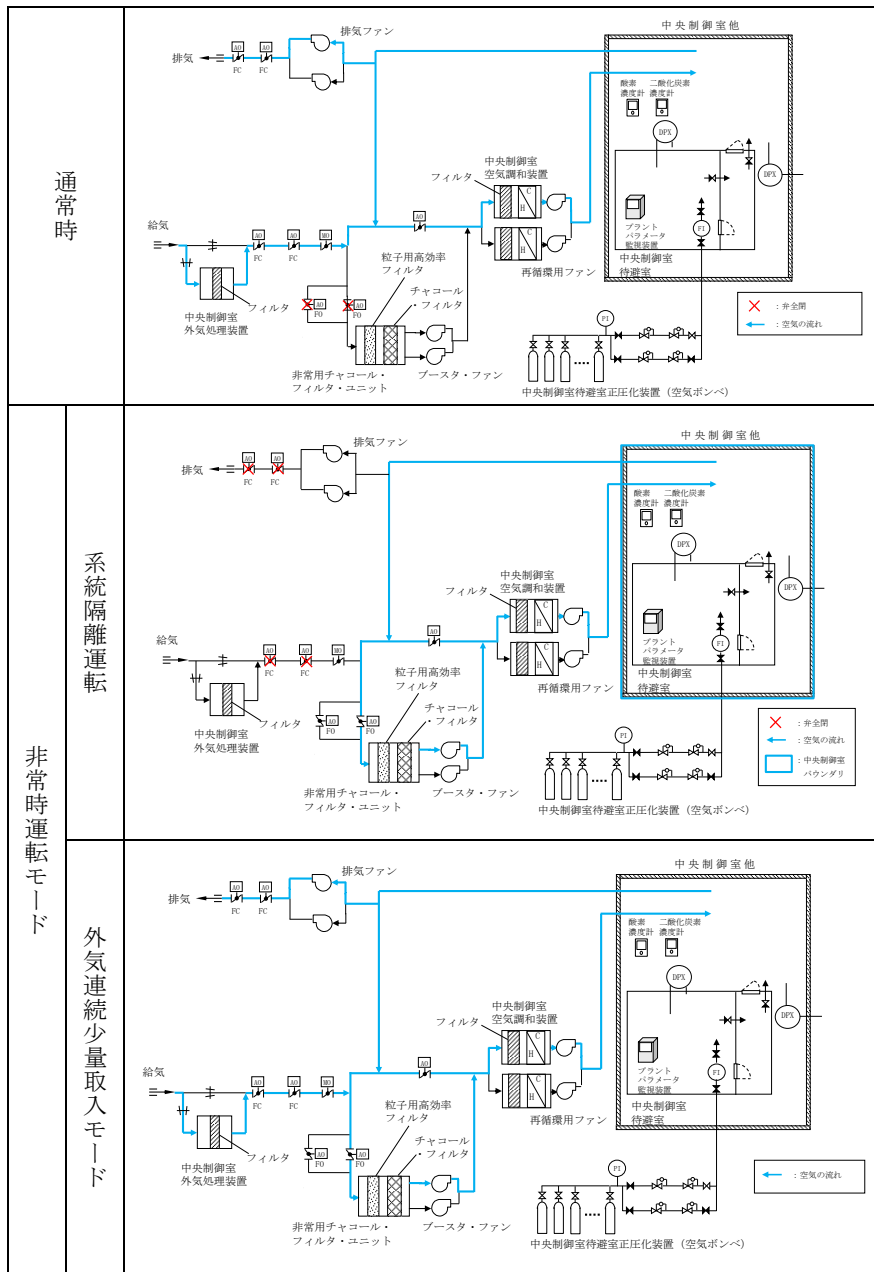


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図 (1/2)

□ : DB 範囲

□ : SA 範囲

重大事故時のプルーム通過前・後、及びプルーム通過中の運転モードを
 図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図 (2/2) に
 示す。

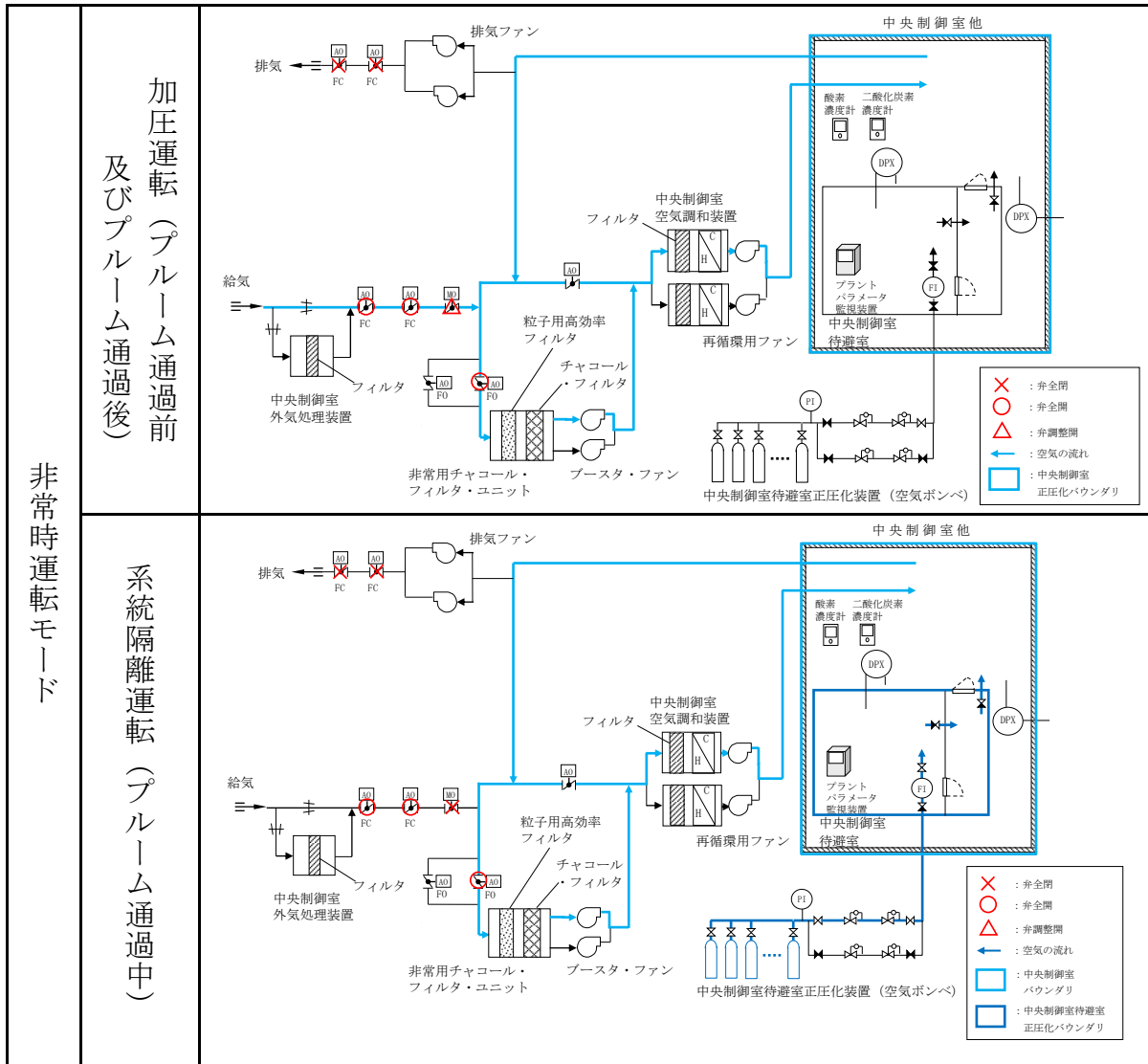


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図 (2/2)

: S A 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、運転員が炉心の著しい損傷発生時の格納容器フィルタベント系作動に際して、水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器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、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建物の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようにプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室にはプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を1台設置する。

なお、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できる主なパラメータを表 2.4-4 に、プラントパラメータ監視装置に関するデータ伝送の概要を図 2.4-20 に示す。

また、衛星電話設備及び無線通信設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線連絡設備（固定型）は、中央制御室及び中央制御室待避室用に設け使用できる設計とする。

中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : S A 範囲

表 2.4-4 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できる主なパラメータ

目的	主なパラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の確認	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（S A）
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	残留熱除去ポンプ出口流量
	代替注水流量
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
格納容器内の状態確認	ドライウエル圧力（S A）
	ドライウエル温度（S A）
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線モニタ
	サブプレッション・プール水位（S A）
	ペDESTAL水位
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	代替注水流量
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
環境の状態確認	モニタリング・ポストの指示
	気象情報
使用済燃料プールの状態確認	燃料プール水位（S A）
	燃料プール水位・温度（S A）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	第1ベントフィルタ出口水素濃度
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	原子炉建物水素濃度

 : S A範囲

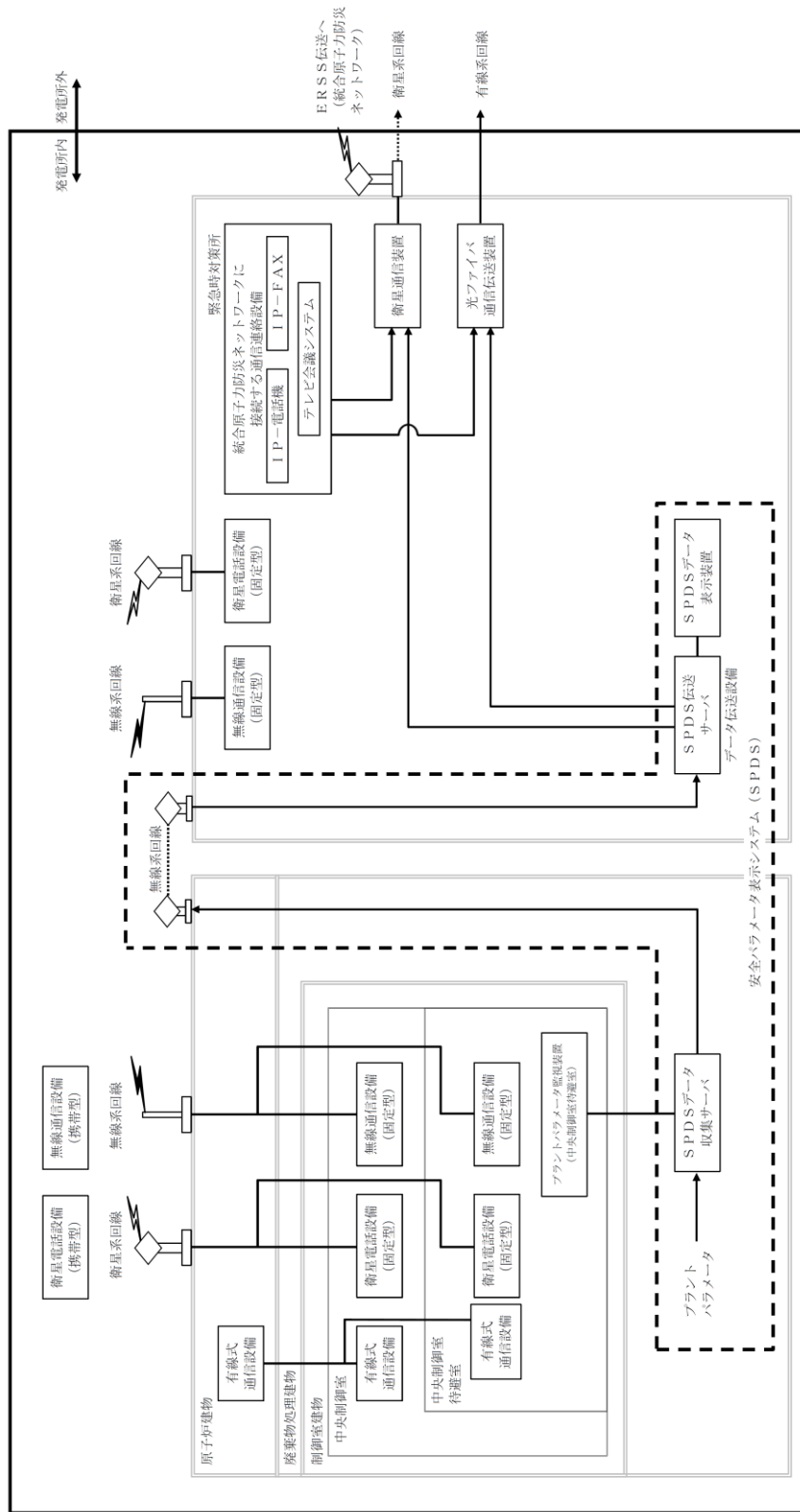


図 2.4-20 プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) のデータ伝送 概要図

: SA範囲

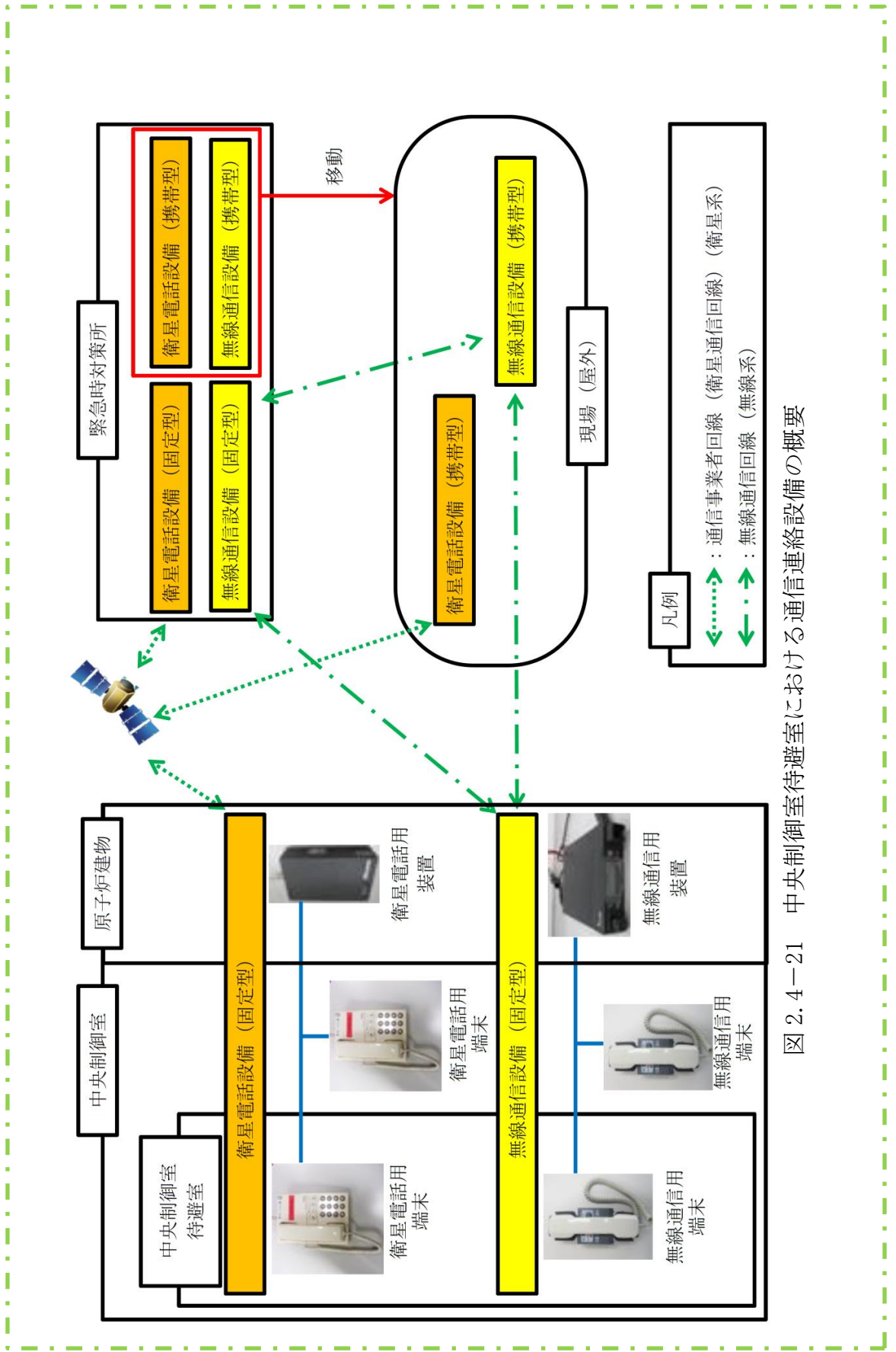


図 2.4-21 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要


: SA範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷発生時の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、LEDライト（ランタンタイプ）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備する。

中央制御室待避室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照明として、LEDライト（ランタンタイプ）を2個配備する。表2.4-5に中央制御室待避室に配備しているLEDライト（ランタンタイプ）を示す。

表 2.4-5 中央制御室待避室に配備するLEDライト（ランタンタイプ）

機器名称及び外観	保管場所	数量	仕様
[LEDライト（ランタンタイプ）] 	中央制御室	2個	電源：乾電池（単三） 点灯可能時間：約29時間

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを1個配備する。表2.4-6に中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。


: SA範囲

表 2.4-6 中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～25.0vol%
	表示精度	±0.5vol%
	電源	乾電池（単三×2本） 測定可能時間：約15,000時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0～10,000ppm
	表示精度	±500ppm
	電源	乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約7時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

電離箱サーベイメータは、中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを1台配備する。表 2.4-7 に中央制御室に配備する電離箱サーベイメータを示す。

表 2.4-7 中央制御室に配備する電離箱サーベイメータ

機器名称及び外観	仕様等	
[電離箱サーベイメータ] 	検出器の種類	電離箱
	検知範囲	0.001～300mSv/h
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約80時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する）
	台数	1台（予備1台）

: S A 範囲

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、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を可能とする。

ガスタービン発電機の容量は、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」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 2.5-4 に示す直流非常灯に加え、満充電から 4.5 時間無充電で点灯する L E D ライト（三脚タイプ）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（事故発生後 70 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、非常灯にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、ガスタービン発電機から給電する L E D ライト（三脚タイプ）により必要な照度を確保する。

また、中央制御室内の非常灯及び直流非常灯が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、L E D ライト（三脚タイプ）を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、L E D ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト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。

換気設備は、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、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室換気系の起動時間を考慮し、全交流動力電源喪失後 2 時間後に起動することを条件として評価しており、居住性を確保できることを確認している。

: S A 範囲

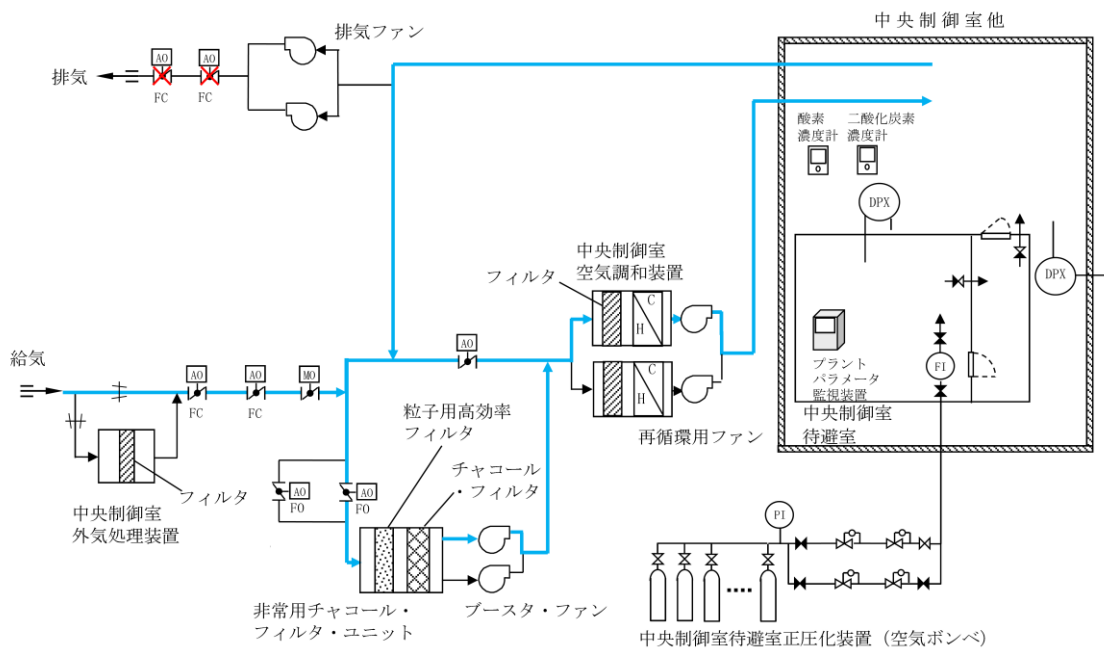


図 2.5-1 中央制御室換気系の概要（重大事故発生時，プルーム通過前後）

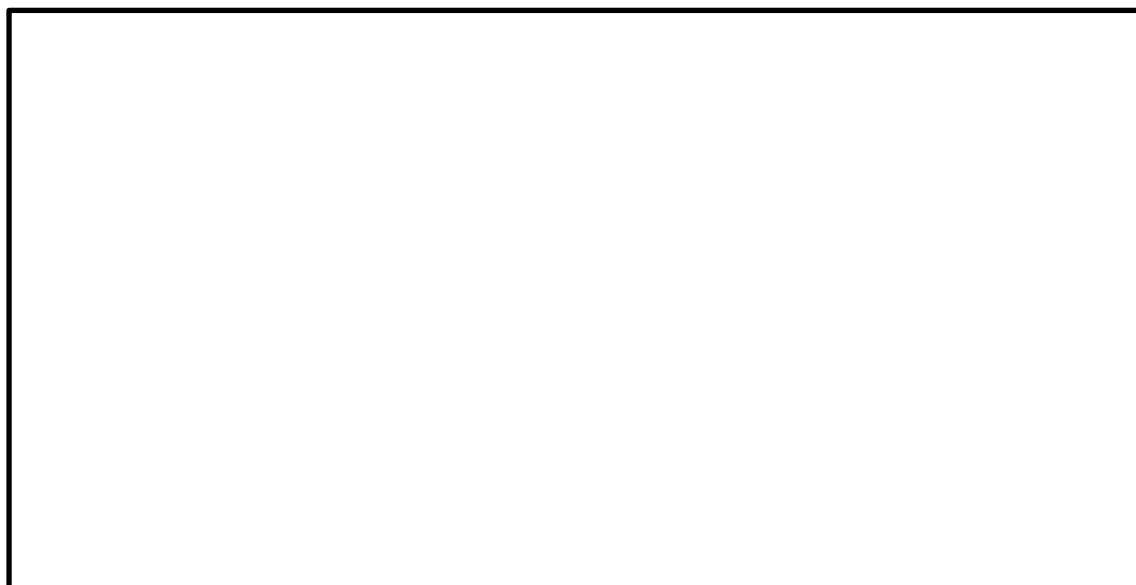


図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

: SA 範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2.5-1 ガスタービン発電機 (4,800kW (6,000kVA)) の最大所要負荷

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 512
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約 20
⑦	A-中央制御室送風機	約 180
⑧	A-中央制御室非常用再循環送風機	約 30
⑨	A-中央制御室冷凍機	約 300
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 329
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110
⑬	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110
計		約 2,055



(通常点灯状態)



(直流非常灯点灯状態)

図 2.5-4 直流非常灯照明下での中央制御室のイメージ (シミュレータの点灯例)

○ : SA範囲

(1) LEDライト（三脚タイプ）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LEDライト（三脚タイプ）は、2個使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。LEDライト（三脚タイプ）を操作箇所に応じて向きを変更することにより、さらに照度を確保できることを確認している。

仮にLEDライト（三脚タイプ）が活用できない場合のため、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト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しているLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトの概要を示す。

表 2.5-2 中央制御室に配備しているLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト

機器名称及び外観	保管場所	数量	仕様
LEDライト（三脚タイプ） 	中央制御室 前通路	3個 (中央制御室主盤エリア2個+予備1個)	電源：蓄電池 点灯可能時間： 4.5時間以上
LEDライト (ランタンタイプ) 	中央制御室	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)	電源：乾電池 (単三×3) 点灯可能時間： 約29時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。
ヘッドライト 	中央制御室	11個 (当直運転員分7個+予備4個)	電源：乾電池 (単四×3) 点灯可能時間： 約20時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。

：S A範囲

LEDライト（三脚タイプ）の照度は、図 2.5-5 に示すとおり、制御盤から約 2 m の位置に設置した場合で、直流非常灯の設計値である照度（ベンチ盤操作部エリア：50 ルクス）に対し、室内照明全消灯状態にて操作を行う盤面で 50 ルクス以上の照度を確保し、監視操作が可能なことを確認している。

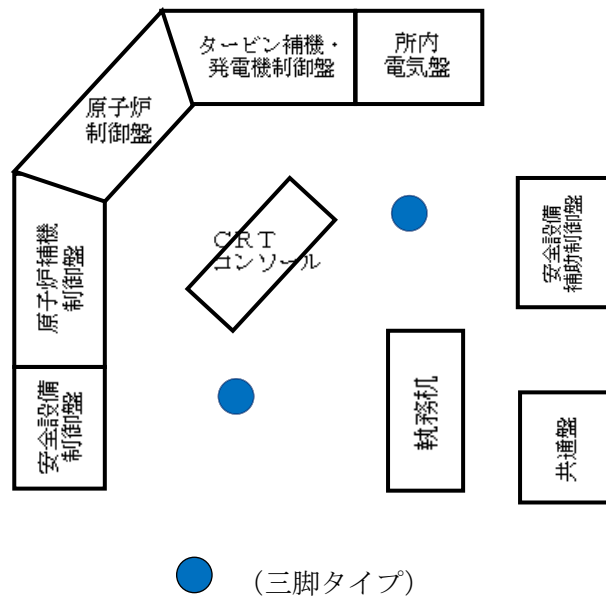


図 2.5-5 シミュレーション施設における LED ライト（三脚タイプ）確認状況

: SA 範囲

重大事故等対処のための追加安全対策設備の制御盤は、中央制御室内の制御盤エリアに配置されており、制御盤と同程度の照度が確保される。図 2.5-6 に示すとおり LED ライト（三脚タイプ）の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で盤表面で 330 ルクスの照度を確保し監視操作が可能なことを確認している。



（LED ライト（三脚タイプ）使用状況）

図 2.5-6 LED ライト（三脚タイプ）使用イメージ

： S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

格納容器フィルタベント系作動前から作動後にわたっての中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。図 3.1-1 に格納容器フィルタベント系作動と中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の運用の概要を示す。

(1) 格納容器フィルタベント系作動前（待避前）

運転員等は炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器フィルタベント系を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、表 3.1-1 に示す設備、資機材の運用準備を行う。

表 3.1-1 中央制御室換気系運転モード切替操作及び中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	<ul style="list-style-type: none">・中央制御室換気系運転モードの加圧運転から系統隔離運転への切替・中央制御室待避室の酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，電離箱サーベイメータの配置，準備・中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧
監視設備	<ul style="list-style-type: none">・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の電源入
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none">・現場運転員や緊急時対策要員との通信連絡のための無線通信設備（固定型）の準備（通話確認）

(2) 格納容器フィルタベント系作動中（待避中）

運転員等は、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室に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避室に施設する差圧計を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、中央制御室待避室内が正圧化されていることを確認する。また、酸素濃度計，二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が 19%以上であること，二酸化炭素濃度が 1.0%以下であること）を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を電離箱サーベイメータにて監視する。

中央制御室待避室にとどまっている間にも、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を用いることで、格納容器フィルタベント系作動状況をはじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また、中央制御室待避室内に通信連絡設備を設置し、緊急時対策本部等との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避室にこれら設備を設置することで、中央

: S A 範囲

制御室制御盤エリアに居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお、中央制御室待避室にとどまっている間に中央制御室制御盤エリアに出る際には、必要な放射線防護装備、個人線量管理措置を施した上で、中央制御室制御盤エリアに出ることになる。そのために必要な資機材等を中央制御室待避室に備える設計とする。

(3) 格納容器フィルタベント系作動後（待避解除）

運転員等は、格納容器フィルタベント系作動に伴うプルーム放出後は、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、緊急時対策本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

 : S A範囲

事故発生からの経過時間[h]	0	70min	2	ベント15分前	約32	約42	168
原子炉建物からの漏えい	■						
非常用ガス処理系放出		■					
格納容器フィルタベント放出					■		
中央制御室	中央制御室換気系	→ (停止)	← (加圧運転)		← (系統隔離運転)	← (加圧運転)	
	換気系				←		
運転等		■			■		
中央制御室待避室に滞在					←		

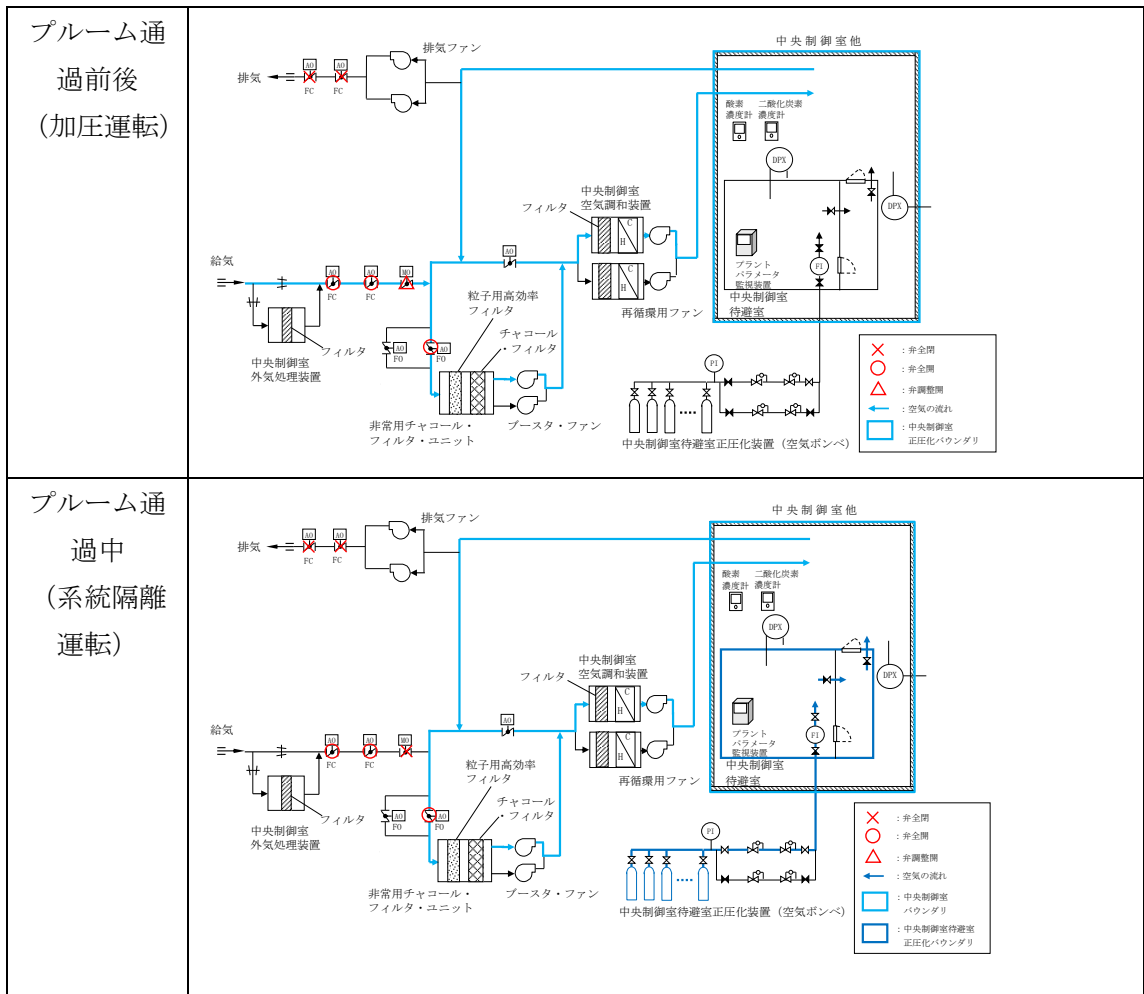


図 3.1-1 格納容器フィルタベント系作動と中央制御室及び中央制御室待避室正圧化装置の運用の概要

： S A 範囲

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を表 3.2-1 及び表 3.2-2 に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-1 放射線防護資機材

品名	保管数*	考え方
汚染防護服	210 着	10 名 (1, 2 号炉運転員 9 名 + 余裕, 以下同様) × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
靴下	210 足	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
帽子	210 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
綿手袋	210 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
ゴム手袋	420 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 2 = 420
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	90 個	10 名 × 2 交替 × 3 日 (除染による再使用を考慮) × 1.5 (余裕) = 90
電動ファン付き 全面マスク	10 個	10 名
全面マスク	80 個	90 - 10 = 80
チャコールフィルタ (以下内訳)	210 個	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
電動ファン付き 全面マスク用	70 個	10 名 × 7 日 = 70
全面マスク用	140 個	210 - 70 = 140
被水防護服	105 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 50% (年間降水日数を考慮) = 105
作業用長靴	10 足	10 名
セルフエアーセット	4 台	初期対応用 3 台 + 予備 1 台
酸素呼吸器	3 台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用 2 台 + 予備 1 台

※予備を含む (今後, 訓練等で見直しを行う。)

: S A 範囲

- ・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数 9 名は、運転員（中央制御室） 5 名と運転員（現場） 4 名で構成されている。このうち、運転員（中央制御室）は、中央制御室内を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし、運転員は 2 交替を考慮し、交替時の 1 回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1 回現場に行くことを想定している。

$$9 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 4 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} \\ = 182 \text{ 着} < 210 \text{ 着}$$

上記想定により、重大事故等発生時に、交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても、初動対応として十分な数量を確保している。

なお、いずれの場合も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。

 : S A 範囲

表 3.2-2 放射線計測器

品名		配備台数 ^{※6}
		中央制御室
個人線量計	電子式線量計	10 台 ^{※1}
	ガラスバッジ	10 個 ^{※1}
GM汚染サーベイメータ		3 台 ^{※2}
電離箱サーベイメータ		2 台 ^{※3}
可搬式エリア放射線モニタ		3 台 ^{※4}
ダストサンプラ		2 台 ^{※5}
<p>※1：10名（1，2号炉運転員9名＋余裕）</p> <p>※2：中央制御室内外モニタリング用1台＋チェンジングエリア用1台＋予備1台</p> <p>※3：中央制御室内外モニタリング用1台＋予備1台</p> <p>※4：中央制御室内用1台＋チェンジングエリア用1台＋予備1台（設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第10条特定事象））</p> <p>※5：室内のモニタリング用1台＋予備1台</p> <p>※6：今後，訓練等で見直しを行う。</p>		

(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 ^{※4}
	中央制御室
飲食料	
・食料	210 食 ^{※1}
・飲料水（1.5 リットル）	140 本 ^{※2}
簡易トイレ	1 式
安定よう素剤	160 錠 ^{※3}
<p>※1：10名（1，2号炉運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×3食</p> <p>※2：10名×7日×2本</p> <p>※3：10名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠／日×6日）</p> <p>※4：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）</p>	

： S A 範囲

3.3 チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、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とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第74条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）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。

 : S A範囲

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点からタービン建物内、かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。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		理由
設営場所	タービン建物 運転員控室前通路	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	パネル取付ユニット方式	設営の容易さ及び迅速化の観点から、パネル取付ユニット方式を採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、緊急時対策本部が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、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	緊急時対策要員	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緊急時対策要員が設営を行う。

 : S A 範囲

(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、図 3.3-1 のとおり。

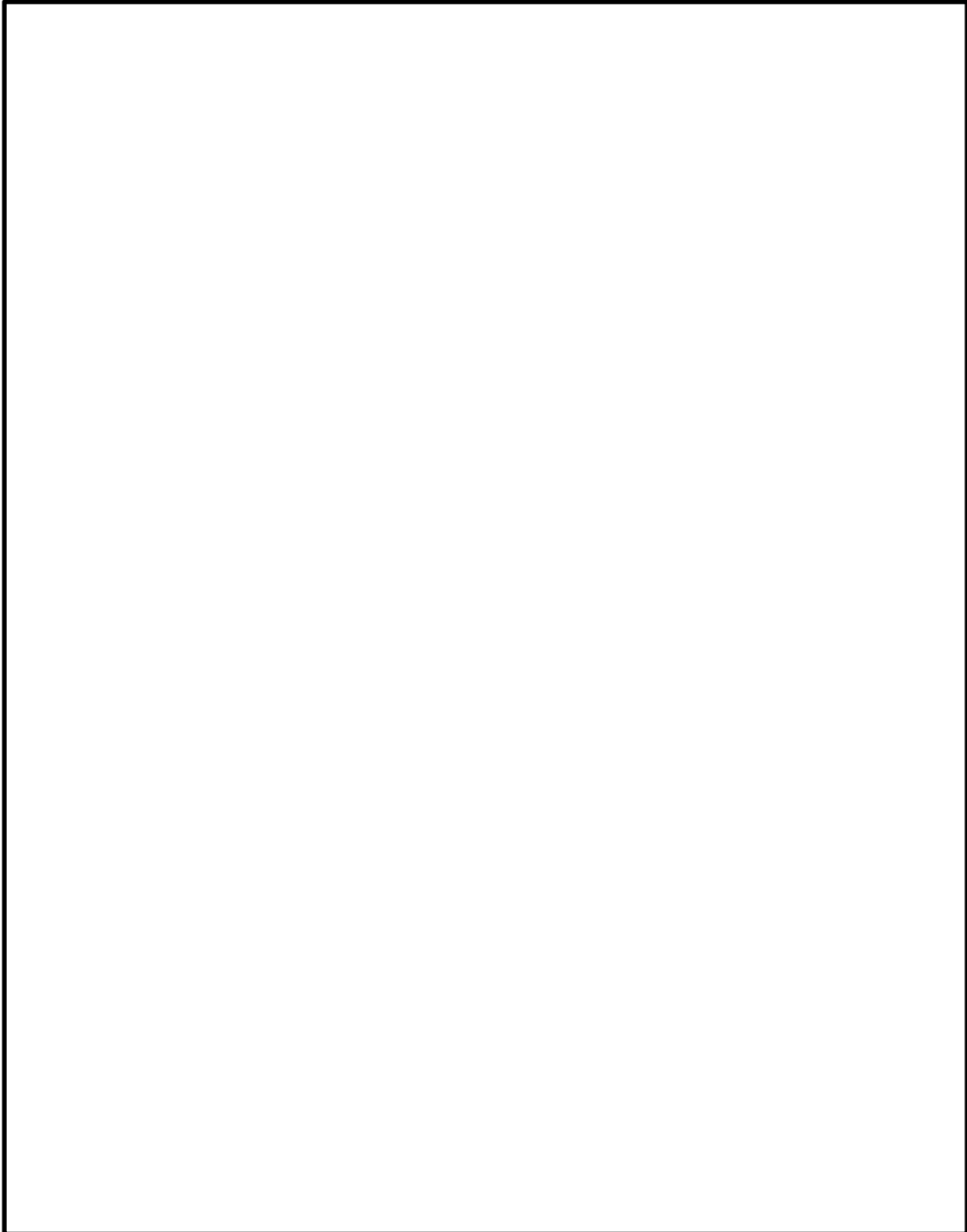


図 3.3-1 チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

: S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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，2 時間以内を想定する。チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班員 2 名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，当直長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した後，事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線モニタ（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。

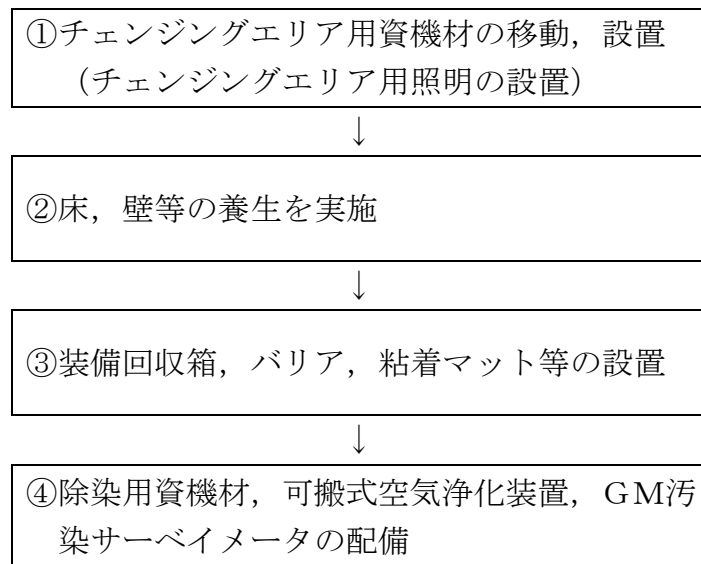
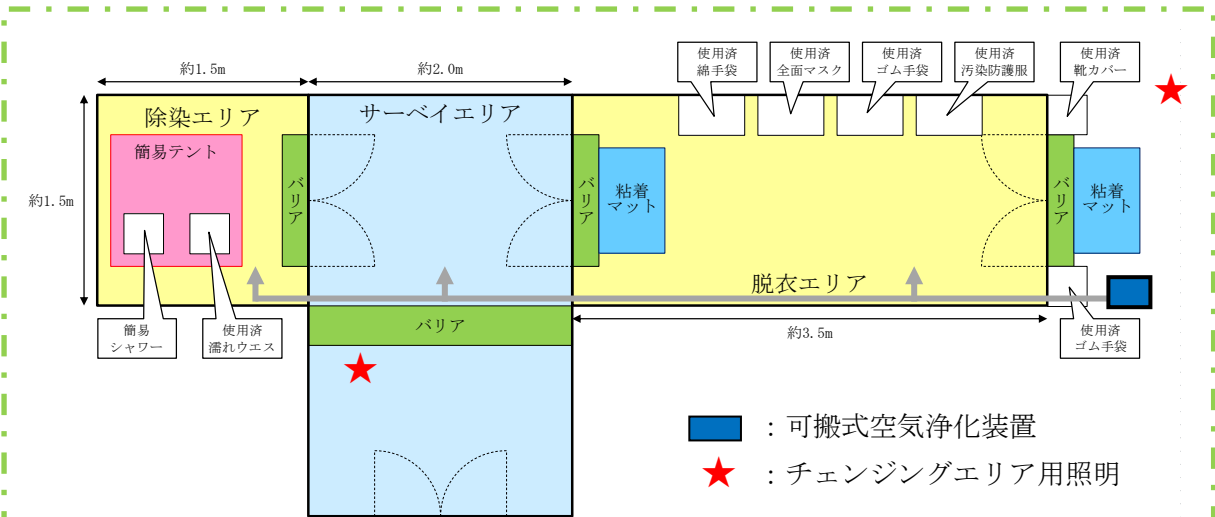


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

： S A 範囲



中央制御室側

図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

： S A 範囲

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表3.3-2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 ^{※1}	根拠
チェンジングエリア区画資材	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻 ^{※2}	
バリア	4個 ^{※3}	
粘着マット	4枚 ^{※4}	
装備回収箱	6個 ^{※5}	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	200枚 ^{※6}	
テープ	12巻 ^{※7}	
ウエス	1箱 ^{※8}	
ウェットティッシュ	5個 ^{※9}	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易テント	1台 ^{※10}	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬式空気浄化装置	1式	
チェンジングエリア用照明	2個	

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 約 35m² (床、壁の養生面積) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 90m²/巻 × 1.5 倍 = 2 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)

※3 4 個 (各エリア間設置箇所数)

※4 2 枚 (設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4 枚

※5 6 個 (設置箇所数)

※6 6 枚 (設置箇所) × 3 枚/日 (1 日交換回数) × 7 日 × 1.5 倍 = 189 枚 → 200 枚

※7 約 80m (養生エリアの外周距離) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 30m/巻 × 1.5 倍 = 12 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)

※8 1,200 枚/箱 (除染等)

※9 120 枚/個 (除染等)

※10 960mm × 960mm × 1,600mm (除染エリア設置)

: S A 範囲

(5) チェンジングエリアの運用（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

a. 出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室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3.3-4のとおりであり，チェンジングエリアには，下記①から③のエリアを設けることで，中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の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。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリア入口で，安全靴，ヘルメット，被水防護服及びゴム手袋外側を脱衣する。
- ・脱衣エリアで汚染防護服，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下及び綿手袋を脱衣する。なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後，サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は，中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

なお，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

: S A 範囲

d. 除染

チェン징エリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、汚染防護服、全面マスク、ゴム手袋内側及びゴム手袋外側等を着衣する。
- ・脱衣エリア出口でヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で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って除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図3.3-4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。

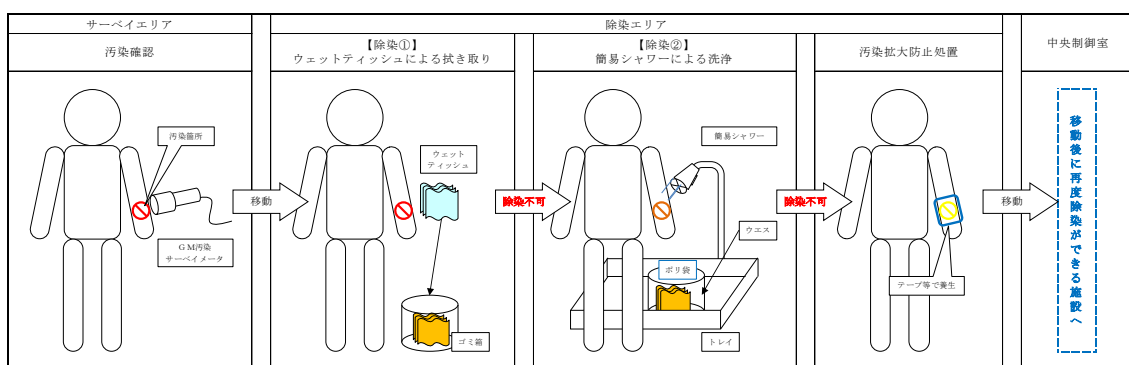


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

: S A 範囲

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内にとどめておくこととチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出し、チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、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. 可搬式空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置の仕様等を図3.3-5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。したがって、チェンジングエリア用の可搬式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬式空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

: S A 範囲


	<p>○外形寸法：約 500 (D) × 約 360 (W) × 約 1,350 (H) mm</p> <p>○最大風量：13m³/min</p> <p>○重 量：約 60kg (フィルタ除く)</p> <p>○フィルタ：微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p><u>微粒子フィルタ</u></p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u></p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 3.3-5 可搬式空気浄化装置の仕様等

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、区画資材により区画する。チェンジングエリアの外観は、図3.3-6のとおりであり、チェンジングエリア区画資材の仕様は表3.3-3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、必要に応じて養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

更に、チェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

また、チェンジングエリア区画資材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 3.3-6 チェンジングエリアの外観

： S A 範囲

表 3.3-3 チェンジングエリア区画資材の仕様

サイズ（設営時）	幅 1.5m×奥行 3.5m×高さ 2.0m 程度（脱衣エリア）
	幅 2.0m×奥行 3.0m×高さ 2.0m 程度（サーベイエリア）
	幅 1.5m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度（除染エリア）
サイズ（保管時）	幅 1.0m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度
本体重量	約 200kg（総重量）
材質	軽量アルミフレーム，中空ポリカーボネートボード

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タービン建物内に設置し，図3.3-7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，可搬式空気浄化装置を1台設置する。

可搬式空気浄化装置は，放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し，放射性物質の流入を防止する。

図3.3-7のように脱衣エリア及び除染エリアの空気がサーベイエリアへ流入しないよう，可搬式空気浄化装置から各エリアに供給する風量を調整し，チェンジングエリア内に空気の流れをつくることで，中央制御室内に汚染を持ち込まないよう管理する。

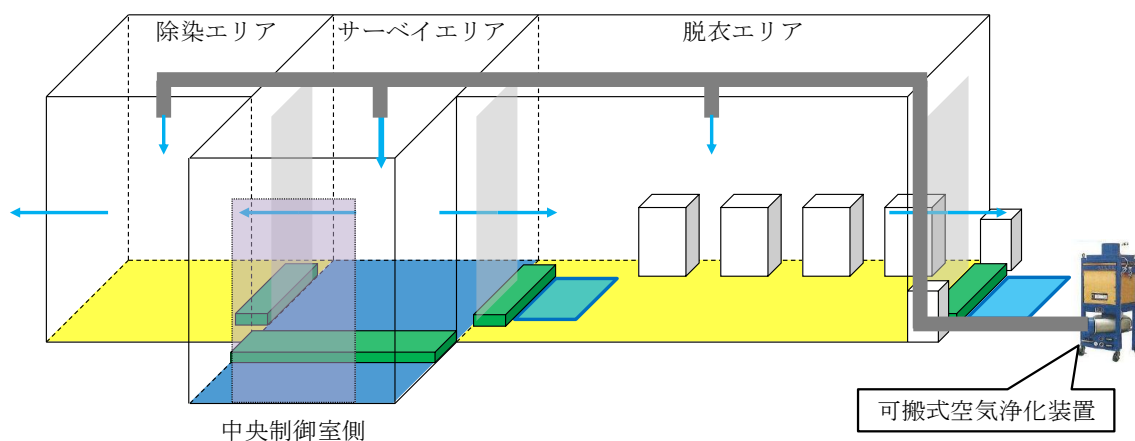



図 3.3-7 チェンジングエリアの空気の流れ

: S A 範囲

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を与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

 : S A範囲

(7) 汚染の管理基準

表3.3-4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3.3-4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 3.3-4 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OIL4に準拠
		13,000cpm ^{※4}	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

※1：計測器の仕様や構成により係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。

※2：4 Bq/cm²相当。

※3：120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。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）。

： S A 範囲

(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室換気系により正圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策は行っているが、表3.3-5のとおりよう素の一部を除去しきれないため、全面マスク等の着用が必要となる。

表3.3-5 中央制御室換気系のフィルタ除去効率

種類	総合除去効率 (%)
粒子用高効率フィルタ	99.9 (0.3 μm 粒子 ^{※1})
チャコール・フィルタ	95 (相対湿度 70%以下 ^{※2})


※1：日本工業規格 JIS Z 4812-1975「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ HEPA Filters for Radioactive Aerosols」に基づき設定

※2：非常用チャコール・フィルタ・ユニット入口の空気条件に基づき設定

(9) チェンジングエリア用照明

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使用するチェンジングエリア用照明は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために表3.3-6に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-6 チェンジングエリア用照明

外観図	保管場所	数量	仕様
<p>チェンジングエリア用照明</p> 	中央制御室 前通路	2個 (予備1個)	電源：蓄電池 点灯可能時間：満充電 から4.5時間

：S A範囲

(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16分（脱衣2分、汚染検査2分×4人）であり、全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで36分（脱衣2分、汚染検査2分、除染3分、汚染検査2分×4人）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物内に設置しており、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、中央制御室チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所の可搬式エリア放射線モニタの設置（20分以内）、可搬式モニタリング・ポストの設置（最大6時間30分以内）、可搬式気象観測装置の設置（3時間10分以内）、緊急時対策所チェンジングエリアの設営（20分以内）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、全ての対応を並行して実施することになる。また、夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は、原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班2名で、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬式モニタリング・ポスト等の設置を行うことになる。

対応項目	要員	要員数	時間																		
			0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13					
		4	事故発生 ▼ 参集済 10条 ↓																		
状況把握(モニタリング・ポストなど)	放射線管理班(現場)	1																			
可搬式エリア放射線モニタの設置	放射線管理班(現場)	1																			
緊急時対策所への移動	放射線管理班(現場)	2																			
可搬式モニタリング・ポストの設置	放射線管理班(現場)	2																			
可搬式気象観測装置の設置	放射線管理班(現場)	2																			
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班(現場)	1																			
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班(現場)	2																			

図 3.3-8 平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）

： S A 範囲

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	13	
				事故発生 ▼ 10条 ▼ 参集完了 ▼														
状況把握(モニタリング・ポストなど)	放射線管理班(現場)	1																
可搬式エリア放射線モニタの設置	放射線管理班(現場)	1																
緊急時対策所への移動	放射線管理班(現場)	2																
可搬式モニタリング・ポストの設置	放射線管理班(現場)	2																
可搬式気象観測装置の設置	放射線管理班(現場)	2																
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班(現場)	1																
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班(現場)	2																

※可搬式モニタリング・ポストの設置の前に、放射線管理班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先する。

図 3.3-9 夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合（ケース②）

(12) チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

チェンジングエリアの運用開始までに、事象発生から2時間程度要するため、チェンジングエリアの運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

- ▶ 運転員は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（ウェットティッシュによる拭取り）を行った上で、中央制御室に入室する。
- ▶ 放射線管理班員は、チェンジングエリアの運用開始に必要な脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員の再検査を実施し、必要に応じ除染（ウェットティッシュでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、中央制御室内の環境測定を行う。
- ▶ なお、仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は「(5) チェンジングエリアの運用」に従う。

○ : S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

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

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○地震

中央制御室の制御盤エリア付近で被災した場合、運転員は制御盤への誤接触、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、中央制御室は耐震Sクラスの制御室建物4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している。

○津波

中央制御室を設置する敷地に対して基準津波の最高水位はEL11.8m程度である。中央制御室を設置している制御室建物は敷地高さ EL15mに施設されており、また、中央制御室は制御室建物4階（EL16.9m）に設置している。このことにより、中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計としている。

○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している。

○溢水

中央制御室には溢水原は存在しないことを確認している。

万一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

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

 : DB 範囲

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)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
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、ハロン消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類で定めることとし、中央制御室の機能を維持する。(詳細については、設置許可基準規則第8条「火災による損傷の防止」に関する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設計とする。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、ハロン消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。(詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて操作器への誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体的安全確保に努める」ことを社内規定類に定める。
竜巻・風(台風)	外部電源喪失(全交流動力電源喪失含む)	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され ^{※1} 、蓄電池からの給電により点灯する非常用直流照明も備え、機能が喪失しない設計とする。(詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照) ※1 ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。
積雪		地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計とする。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃荷重）に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
落雷		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を確保する。 積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)		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を確保する。 森林火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対して健全性を確保する。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気系の系統概要図を示す。
火山		火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)		ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	

: DB範囲

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	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	
低温	低温による中央制御室内への影響	中央制御室の空調換気設備により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。 (詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（低温）」に関する適合状況説明資料を参照)

 : DB 範囲

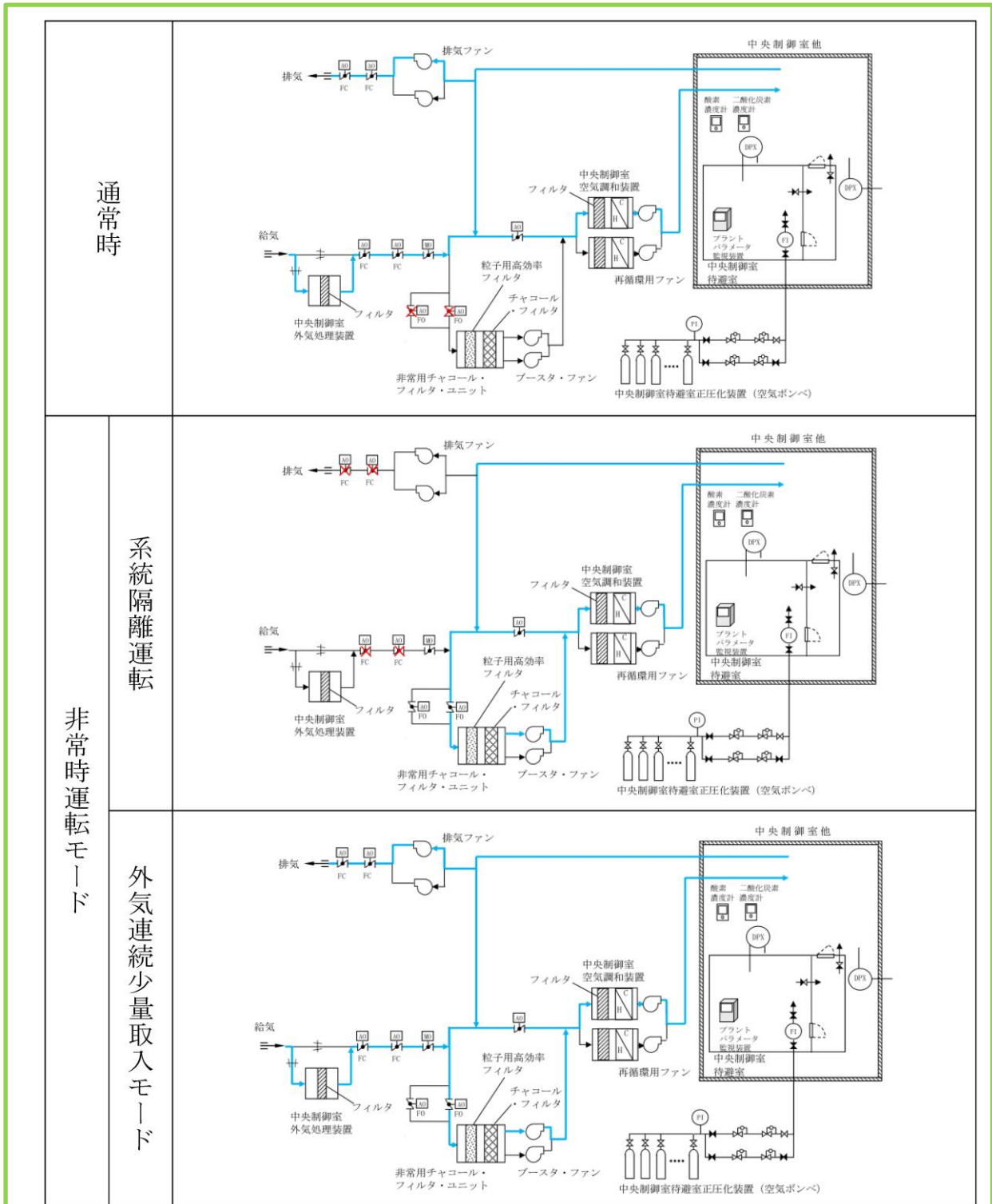


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図

: DB 範囲

【補足1】系統隔離運転時の中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価について（設計基準事故時）

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室換気系は、中央制御室給排気隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し、系統隔離運転とすることができる。

設計基準事故の発生時において、中央制御室給排気隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、以下のとおり評価した。

2. 評価

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

(1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 9名
- ・中央制御室バウンダリ容積 17,150m³
- ・空気流入率 0.01回/h
(2017年8月2日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 0.082+0.003回/hを基に保守的に設定)
- ・初期酸素濃度 20.95% (標準大気の酸素濃度)
- ・1人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用し、24L/minとする。
- ・1人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度を16.4%として65.52L/hとする。
- ・許容酸素濃度は18%以上(労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規定から)

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、720時間外気隔離した場合においても、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 系統隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間	720時間
酸素濃度	20.91%	20.87%	20.84%	20.73%	20.67%	20.60%

: DB範囲

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 9名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 17,150m³
- ・ 空気流入率 0.01回/h
(2017年8月2日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 0.082+0.003回/hを基に保守的に設定)
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03% (標準大気 of 二酸化炭素濃度)
- ・ 1人当たりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して0.046m³/hとする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度は0.5%以下 (JEAC4622-2009から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表2のとおりであり、720時間系統隔離した場合においても、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2 系統隔離時の二酸化炭素濃度 (設計基準事故時)

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間	720時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.09%	0.11%	0.18%	0.23%	0.28%

 : DB範囲

【補足2】加圧運転時の中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価について（重大事故時）

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条、第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、重大事故発生時において、中央制御室換気系の中央制御室排気隔離弁を閉操作及び中央制御室給気隔離弁を開操作し、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び再循環用ファンにより外気を浄化した空気によって中央制御室バウンダリを正圧化する設計としている。

重大事故が発生時において、加圧運転を実施し中央制御室バウンダリを正圧化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

加圧運転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 空気設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 9名
- ・中央制御室バウンダリ容積：17,150m³
- ・換気量：□ m³/h
(中央制御室換気系の設計風量 17,500m³より保守的に、中央制御室内を外気より+20Pa以上で正圧化する必要風量□ m³/hと設定)
- ・初期酸素濃度：20.95%（空気調和・衛生工学便覧から）
- ・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、24L/minとする。
- ・1人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を16.4%として、65.52L/hとする。
- ・許容酸素濃度は18%（労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規定から）

□ : SA範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表1の通りであり、168時間加圧運転した場合においても、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 隔離運転時の酸素（加圧運転時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
酸素濃度	20.94%	20.94%	20.94%	20.94%	20.94%

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

- ・滞在人員 9名
- ・中央制御室バウンダリ容積 :17,150m³
- ・換気量： m³/h
(中央制御室換気系の設計風量 17,500m³より保守的に、中央制御室内を外気より+20Pa以上で正圧化する必要風量 m³/hと設定)
- ・初期二酸化炭素濃度：0.03%（空気調和・衛生工学便覧から）
- ・1人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して0.046m³/hとする。
- ・許容二酸化炭素濃度は0.5%以下（JEAC4622-2009から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表2の通りであり、168時間加圧運転した場合においても、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2 隔離運転時の二酸化炭素濃度（加圧運転時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
二酸化炭素濃度	0.033%	0.033%	0.033%	0.033%	0.033%

: SA範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【補足3】系統隔離運転から加圧運転への切替え操作のうち、中央制御室給気隔離弁を現場にて全開操作する必要性について（重大事故時）

1. 概要

SA時の中央制御室換気系の運用にあたっては、給気隔離弁を全開状態に維持する必要があるが、換気系隔離信号の発生により給気隔離弁が自動で全閉し系統構成を阻害することがないように、現場にて手動ハンドルにより中央制御室給気隔離弁を強制的に全開状態にとしたうえで、中央制御室外気取入調節弁を中央制御室から手動操作し、調整開にして加圧運転へ、また、全閉にして系統隔離運転へ切り替えることが可能な設計としている。

2. 中央制御室給気隔離弁及び中央制御室外気取入調節弁の設計及び運用について

(1) 中央制御室給気隔離弁（図1の①）

中央制御室給気隔離弁は空気作動式で通常時全開（フェイルクローズ設計）としており、放射線異常高等の換気系隔離信号が発生した場合、自動で全閉し、通常運転（外気取入運転）から系統隔離運転に切り替わる設計としている。

駆動源喪失が想定されるSA時は、フェイルクローズ設計のため給気隔離弁は全閉となっており、中央制御室からの開操作ができず、系統構成を系統隔離運転から加圧運転へ切り替えるためには、現場にて給気隔離弁を全開操作する必要がある。駆動部に設けている手動ハンドルによる給気隔離弁の強制開操作は、アクチュエータによる動作より優先されるため、確実に当該弁の全開状態を維持し、加圧運転を継続することが可能である。

(2) 中央制御室外気取入調節弁（図1の②）

中央制御室外気取入調節弁は、電気作動式で通常時全開としており、中央制御室からの手動操作により開閉可能な設計としている。

中央制御室外気取入調節弁は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計としているため、SA時に、中央制御室からの手動操作により、流量調整のため調整開にして加圧運転へ、又は、全閉にして系統隔離運転へ切り替えることが可能である。

: SA範囲

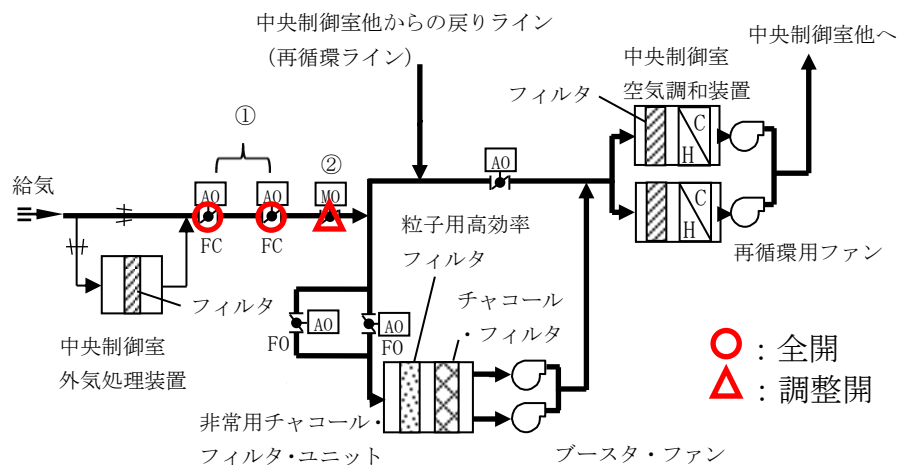


図1 中央制御室換気系（給気ライン）加圧運転時の系統概要図

○ : S A 範囲

3.5 中央制御室待避室のプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（1/6）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A PRM (平均値)
	平均出力領域計装 CH 1
	平均出力領域計装 CH 2
	平均出力領域計装 CH 3
	平均出力領域計装 CH 4
	平均出力領域計装 CH 5
	平均出力領域計装 CH 6
	中性子源領域計装 CH21
	中性子源領域計装 CH22
	中性子源領域計装 CH23
	中性子源領域計装 CH24
	I RMレベル CH11
	I RMレベル CH12
	I RMレベル CH13
	I RMレベル CH14
	I RMレベル CH15
	I RMレベル CH16
	I RMレベル CH17
I RMレベル CH18	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力
	A-原子炉圧力
	B-原子炉圧力
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (広帯域)
	A-原子炉水位 (広帯域)
	B-原子炉水位 (広帯域)
	原子炉水位 (燃料域)
	A-原子炉水位 (燃料域)
	B-原子炉水位 (燃料域)
	原子炉水位 (狭帯域)
	原子炉水位 (S A)
	A SR弁 開
	B SR弁 開
	C SR弁 開
	D SR弁 開
	E SR弁 開
	F SR弁 開
	G SR弁 開
	H SR弁 開
J SR弁 開	
K SR弁 開	
L SR弁 開	
M SR弁 開	

: S A範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（2/6）

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
	高圧原子炉代替注水流量
	A-残留熱除去ポンプ出口流量
	B-残留熱除去ポンプ出口流量
	C-残留熱除去ポンプ出口流量
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力
	残留熱代替除去系原子炉注水流量
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	6.9KV 系統電圧 (A)
	6.9KV 系統電圧 (B)
	6.9KV 系統電圧 (C)
	6.9KV 系統電圧 (D)
	6.9KV 系統電圧 (H P C S)
	A-D/G 受電しゃ断器閉
	B-D/G 受電しゃ断器閉
	A-原子炉圧力容器温度 (S A)
	B-原子炉圧力容器温度 (S A)
	A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	A-低圧原子炉代替注水流量
	B-低圧原子炉代替注水流量
	A-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
	B-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
	低圧原子炉代替注水槽水位
	H P C S-D/G 受電しゃ断器閉
	緊急用M/C 電圧
	S A-L/C 電圧
	A-再循環ポンプ入口温度
	B-再循環ポンプ入口温度
原子炉格納容器内の状態確認	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)

○ : S A 範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（3/6）

目的	対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態 確認	ドライウエル圧力（広域）
	A-ドライウエル圧力（SA）
	B-ドライウエル圧力（SA）
	A-サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
	B-サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
	サブプレッション・プール水位
	サブプレッション・プール水位（SA）
	A-サブプレッション・チェンバ温度（SA）
	B-サブプレッション・チェンバ温度（SA）
	サブプレッション・プール水温度（MAX）
	A-サブプレッション・プール水温度（SA）
	B-サブプレッション・プール水温度（SA）
	A-格納容器水素濃度
	B-格納容器水素濃度
	格納容器水素濃度（SA）
	A-格納容器酸素濃度
	B-格納容器酸素濃度
	格納容器酸素濃度（SA）
	A-CAMSドライウエル選択
	B-CAMSドライウエル選択
	ドライウエル温度（トップヘッド部）
	A-ドライウエル温度（SA）（上部）
	B-ドライウエル温度（SA）（上部）
	A-ドライウエル温度（SA）（中部）
	B-ドライウエル温度（SA）（中部）
	A-ドライウエル温度（SA）（下部）
	B-ドライウエル温度（SA）（下部）
	ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +0.1m）
	ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +1.2m）
	A-ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +2.4m）
	B-ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +2.4m）
	代替注水流量（常設）
	A-格納容器代替スプレイ流量
	B-格納容器代替スプレイ流量
	A-ペDESTAL代替注水流量
	B-ペDESTAL代替注水流量
	A-ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
	B-ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	A-ペDESTAL温度（SA）
	B-ペDESTAL温度（SA）
	A-ペDESTAL水温度（SA）
	B-ペDESTAL水温度（SA）
	A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	ドライウエル水位（格納容器底面 -3m）
ドライウエル水位（格納容器底面 -1m）	
ドライウエル水位（格納容器底面 +1m）	

○ : SA範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（4/6）

目的	対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ
	排気筒低レンジモニタ (A c h)
	排気筒低レンジモニタ (B c h)
	主蒸気管放射線異常高トリップA 1
	主蒸気管放射線異常高トリップB 1
	主蒸気管放射線異常高トリップA 2
	主蒸気管放射線異常高トリップB 2
	格納容器内側隔離
	格納容器外側隔離
	A-主蒸気内側隔離弁全閉
	B-主蒸気内側隔離弁全閉
	C-主蒸気内側隔離弁全閉
	D-主蒸気内側隔離弁全閉
	A-主蒸気外側隔離弁全閉
	B-主蒸気外側隔離弁全閉
	C-主蒸気外側隔離弁全閉
	D-主蒸気外側隔離弁全閉
環境の状態確認	A-SGT自動起動
	B-SGT自動起動
	SGTS高レンジモニタ
	SGTS低レンジモニタ (A c h)
	SGTS低レンジモニタ (B c h)
	A-原子炉建物外気差圧
	B-原子炉建物外気差圧
	C-原子炉建物外気差圧
	D-原子炉建物外気差圧
	中央制御室外気差圧
	放水路水モニタ
	モニタリング・ポスト# 1 H
	モニタリング・ポスト# 2 H
	モニタリング・ポスト# 3 H
	モニタリング・ポスト# 4 H
	モニタリング・ポスト# 5 H
	モニタリング・ポスト# 6 H
	モニタリング・ポスト# 1 L (10 分間平均)
	モニタリング・ポスト# 2 L (10 分間平均)
	モニタリング・ポスト# 3 L (10 分間平均)
	モニタリング・ポスト# 4 L (10 分間平均)
	モニタリング・ポスト# 5 L (10 分間平均)
	モニタリング・ポスト# 6 L (10 分間平均)
	風向 (28.5m-U)
	風向 (130M-D, 10 分間平均風向)
	風速 (28.5m-U)
風速 (130M-D, 10 分間平均風速)	
大気安定度 (10 分間平均)	

○ : S A 範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（5/6）

目的	対象パラメータ
環境の状態確認	可搬式モニタリング・ポストNo.1
	可搬式モニタリング・ポストNo.2
	可搬型モニタリング・ポストNo.3
	可搬式モニタリング・ポストNo.4
	可搬式モニタリング・ポストNo.5
	可搬式モニタリング・ポストNo.6
	可搬式モニタリング・ポストNo.7
	可搬式モニタリング・ポストNo.8
	可搬式モニタリング・ポストNo.9
	可搬式モニタリング・ポストNo.10
	可搬式モニタリング・ポストNo.11
	可搬式モニタリング・ポストNo.12
	風向（可搬）
	風速（可搬）
大気安定度（可搬）	
非常用炉心冷却系（ECS）の状態等確認	A-ADS作動
	B-ADS作動
	R C I Cポンプ作動
	H P C Sポンプ作動
	A-RHRポンプ作動
	B-RHRポンプ作動
	C-RHRポンプ作動
	RHR MV 2 2 2 - 4 A 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 4 B 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 A 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 B 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 C 全閉
	全制御棒全挿入
	A-給水流量
	B-給水流量
	L P C Sポンプ作動
モードSW運転	
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵ラック上端+6710 mm）
	燃料プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵ラック上端+5800 mm）
	燃料プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵ラック上端+4500 mm）
	燃料プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵ラック上端+2000 mm）
	燃料プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵ラック上端レベル）
	燃料プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵ラック上端-1000 mm）
	燃料プール水位・温度（SA）（燃料プール温度）
	燃料プール水位（SA）
	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）

○ : S A 範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（6/6）

目的	対象パラメータ
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	第1ベントフィルタ出口水素濃度
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
	A-スクラバ容器圧力
	B-スクラバ容器圧力
	C-スクラバ容器圧力
	D-スクラバ容器圧力
	A1-スクラバ容器水位
	A2-スクラバ容器水位
	B1-スクラバ容器水位
	B2-スクラバ容器水位
	C1-スクラバ容器水位
	C2-スクラバ容器水位
	D1-スクラバ容器水位
	D2-スクラバ容器水位
	A-スクラバ容器温度
	B-スクラバ容器温度
C-スクラバ容器温度	
D-スクラバ容器温度	
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	A-原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	B-原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	原子炉建物水素濃度（非常用ガス処理系吸込口）
	原子炉建物水素濃度（所員用エアロック室）
	原子炉建物水素濃度（SRV補修室）
	原子炉建物水素濃度（CRD補修室）
	原子炉建物水素濃度（トーラス室）
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度
	S-静的触媒式水素処理装置出口温度

 : S A範囲

3.6 中央制御室待避室の収容性

(1) 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる居住性を確保するため、中央制御室待避室を設置している。

中央制御室待避室は、重大事故等時の格納容器ベント実施時に、運転員がとどまることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「5名」としている。

内訳を表 3.6-1 に示す。

表 3.6-1 中央制御室待避室収容人数設計内訳

当直長	1名
当直副長	1名
運転員（中央制御室）	1名
運転員（現場）	2名
合計	5名

なお、運転員が中央制御室待避室に待避している間は、運転員による運転操作を実施する必要はなく、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）によるプラントパラメータの監視及び衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）又は有線式通信設備による連絡を行うこととしており表 3.6-1 の要員数に包含される。

また、重大事故等の事故シーケンス毎の運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」（以下、「大LOCA」とする）の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは4シナリオあるが、対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）」で代表する。「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）」で実施する残留熱代替除去系を使用した対応と同じであり、「停止中の反応度誤投入」シナリオは、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

事故シーケンス毎における運転員の対応要員数を表 3.6-2 に示す。また、図 3.6-1, 2 にて中央制御室待避室を使用する事故シーケンスの作業時間抜粋を示す。

: SA範囲

表 3.6-2 各事故シナシケンスにおける運転員の対応人数

事故シナシケンス	緊急時対策要員							合計
	対応要員数 (運転員)				小計	通報連絡等を行う 要員, 復旧班要員		
	当直長	当直副長	運転員	合計				
高圧・低圧注水機能喪失	1名	1名	3名	5名	23名	28名		
高圧注水・減圧機能喪失	1名	1名	1名	3名	5名	8名		
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)	1名	1名	5名	7名	24名	31名		
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	1名	1名	5名	7名	24名	31名		
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	1名	1名	3名	5名	23名	28名		
原子炉停止機能喪失	1名	1名	4名	6名	5名	11名		
LOCA 時注水機能喪失	1名	1名	4名	6名	23名	29名		
格納容器バイパス (インターフェイスLOCA)	1名	1名	3名	5名	5名	10名		
大 LOCA (残留熱代替除去系を使用する場合)	1名	1名	5名	7名	24名	31名		
大 LOCA (残留熱代替除去系を使用しない場合)	1名	1名	5名 (2名)**	7名 (2名)**	24名	31名 (2名)**		
想定事故 1	1名	1名	1名	3名	21名	24名		
想定事故 2	1名	1名	3名	5名	21名	26名		
停止中崩壊熱除去機能喪失	1名	1名	1名	3名	5名	8名		
停止中全交流動力電源喪失	1名	1名	3名	5名	24名	29名		
停止中原子炉冷却材の流出	1名	1名	3名	5名	5名	10名		

: SA 範囲

(2) 中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室内で行う作業は、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）によるプラントパラメータの監視、衛星電話設備（固定型）又は無線通信設備（固定型）による通信連絡のみであり、広い作業スペースは不要であることから、以下の条件を考慮して中央制御室待避室の必要寸法を検討する。

- ▶ 運転員5名が着席して待機するために必要なスペース
 - ▶ プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LED照明（ランタンタイプ）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び有線式通信設備の専用接続端子を配置するためのスペース
 - ▶ 待避室内圧力調整用の配管・バルブの設置及び操作スペース
- 運転員が椅子に座った姿勢で待機するために必要なスペースを1名当たり500mm×1,200mmとすると、中央制御室待避室の必要寸法は3,000mm×1,200mmとなる。

(3) 中央制御室待避室の居住性向上

中央制御室待避室の必要寸法として3,000mm×1,200mmを設定するが、中央制御室待避室の居住性を向上させるため、以下を実施する。

- ▶ 外部との通信手段の確保（衛星電話設備（固定型）／無線通信設備（固定型）／有線式通信設備）
- ▶ 十分な照度の確保（LED照明（ランタンタイプ））
- ▶ 天井高を高く設定することで、室内空間を広くする（2,000mm）

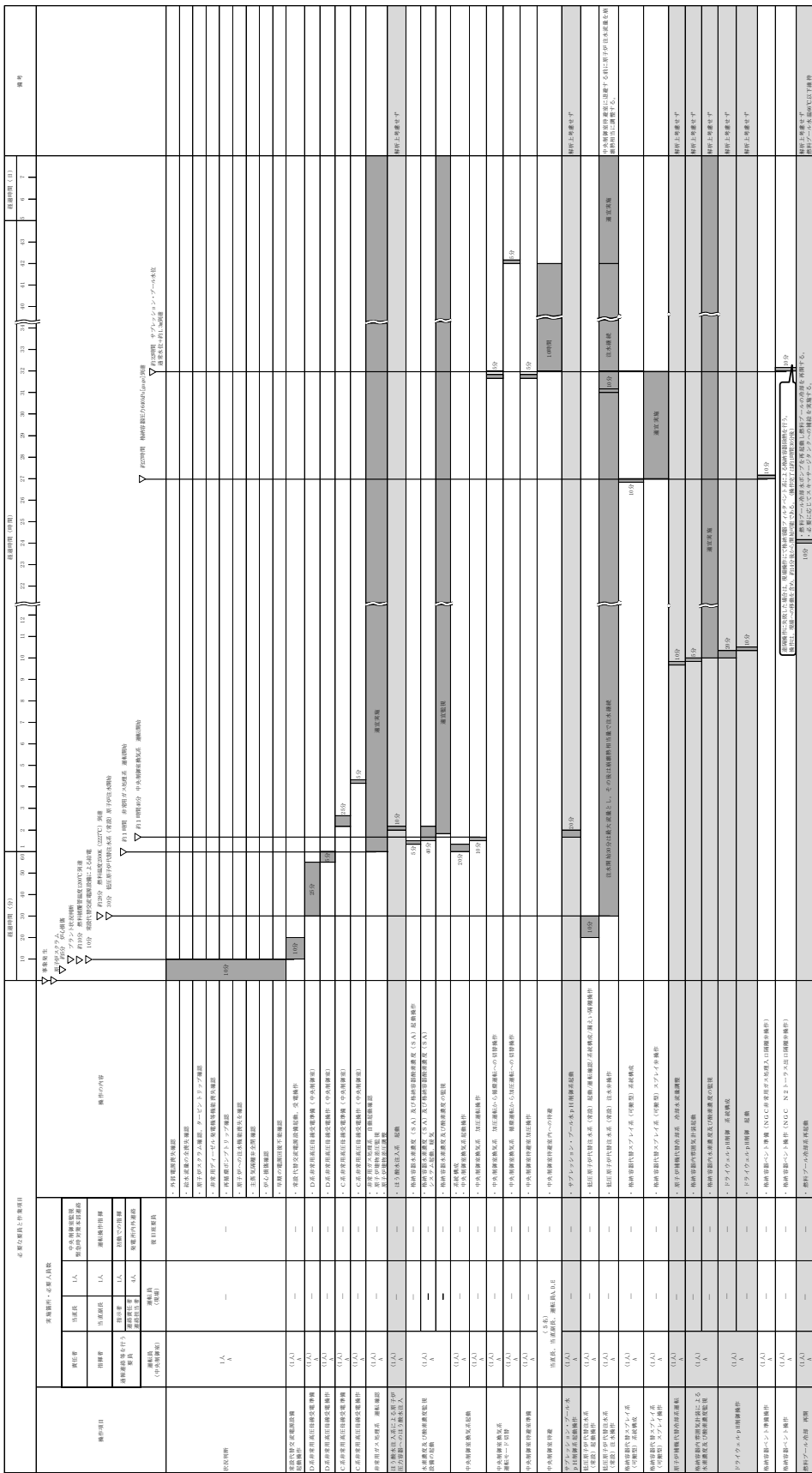
これに加えて、更なる居住性向上のため、中央制御室待避室の床面積を必要寸法における床面積の2倍以上に拡大する。

(4) 中央制御室待避室のレイアウト

これまでの検討結果を反映した中央制御室待避室のレイアウト図は図 2.4-15 に示している。また、中央制御室待避室の寸法は、6,000mm×2,000mm と必要十分なスペースを確保する設計とする。

 : S A 範囲

図 3.6-1 「大 L O C A + 高圧・低圧注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナケンス (中央制御室運転員)



(1) 図中の「○」は、運転員が確認するべき項目を示す。○の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。○の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。

(2) 図中の「△」は、運転員が確認するべき項目を示す。△の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。△の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。

(3) 図中の「◇」は、運転員が確認するべき項目を示す。◇の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。◇の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。

(4) 図中の「◇」は、運転員が確認するべき項目を示す。◇の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。◇の項目は、運転員が確認するべき項目を示す。

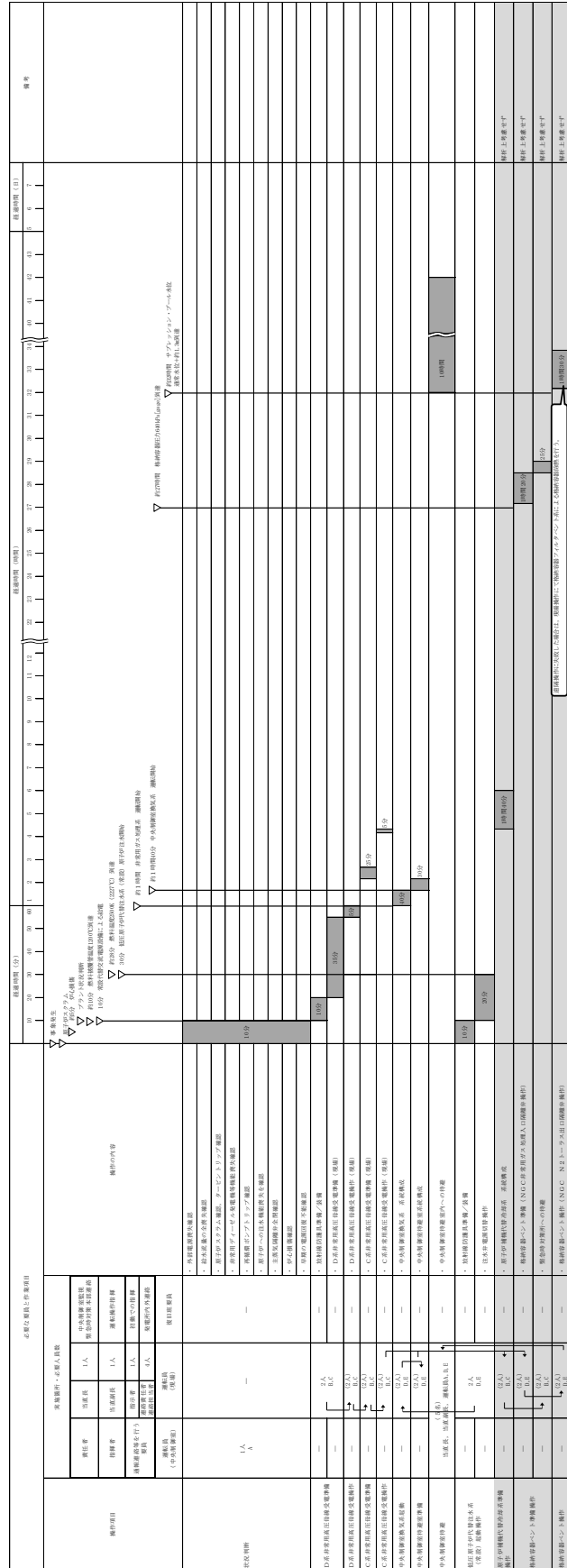


図 3.6-2 「大L O C A + 高圧 ・ 低圧注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」 シーンケース (現場運転員)

: S A 範囲

3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

島根原子力発電所2号炉において、炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器ベント実施時における運転終了号炉（1号炉）の運転員は、自号炉の中央制御室から緊急時対策所に移動し1号炉の監視業務等を行う設計としていることから、1号炉に関しては、2号炉の運転員の被ばく評価結果（補足説明資料 59-11 参照）に包絡されるため、申請前号炉の中央制御室の居住性評価の対象外とした。

原子炉制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

目次

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

添付資料 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく
評価について

1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件 表・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-11
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 2-20
3 空気流入率試験結果について・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-36
4 運転員の交替について・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-37
5 内規 ^{※1} との整合性について・・・・・・・・	26 条-別添 2-38

※1：原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室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. 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物内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

2. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した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、2009年1月～2009年12月の1年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

3. 建物内の放射性物質からのガンマ線の評価

建物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、建物の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線については、QADCGGP2R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。

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4-1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4直2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、運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価した。

4.1 中央制御室内での被ばく

4.1.1 建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（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

ヤインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述 3.の方法で実効線量を評価した。

4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被（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。

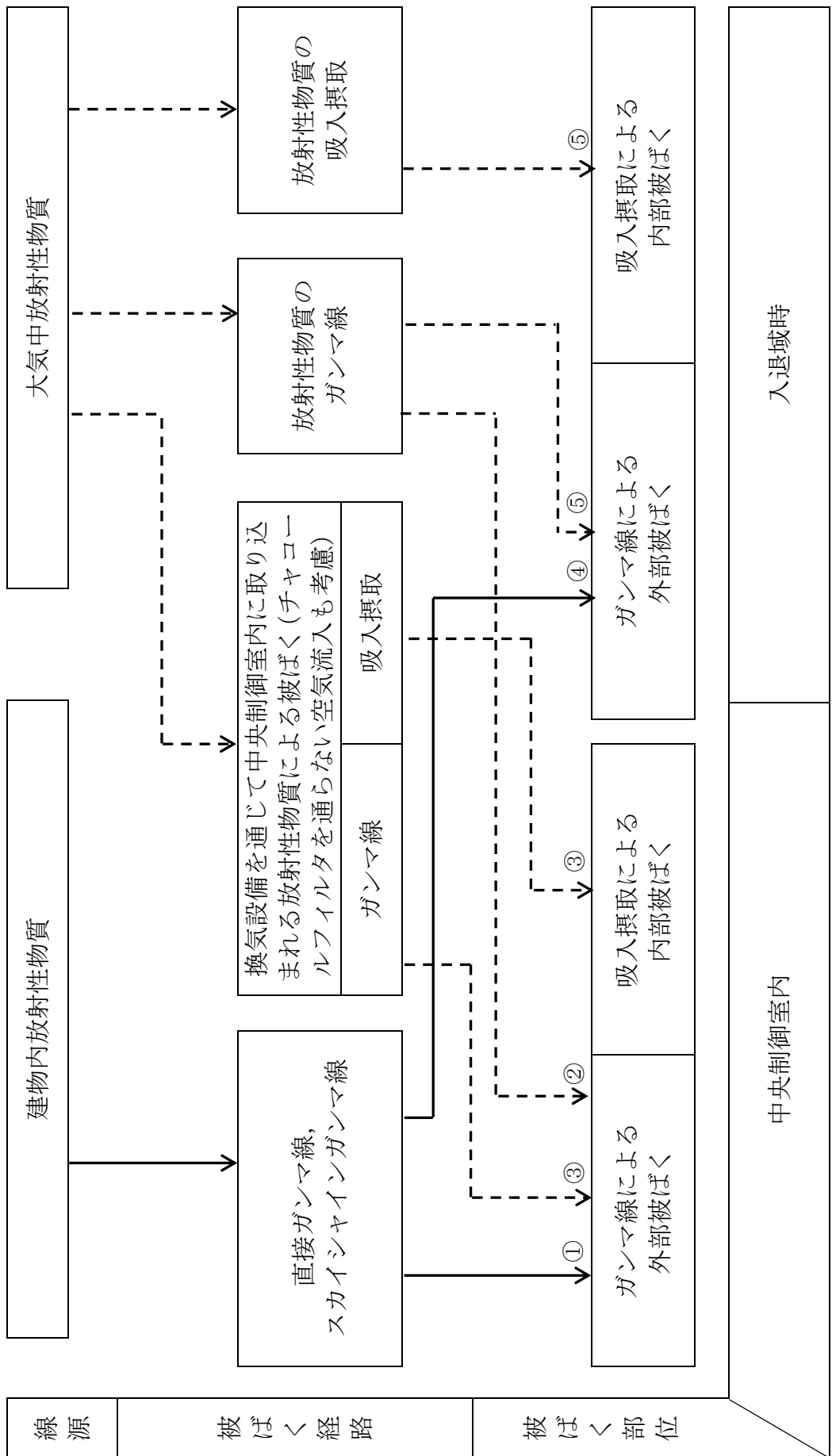


図 4-1 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

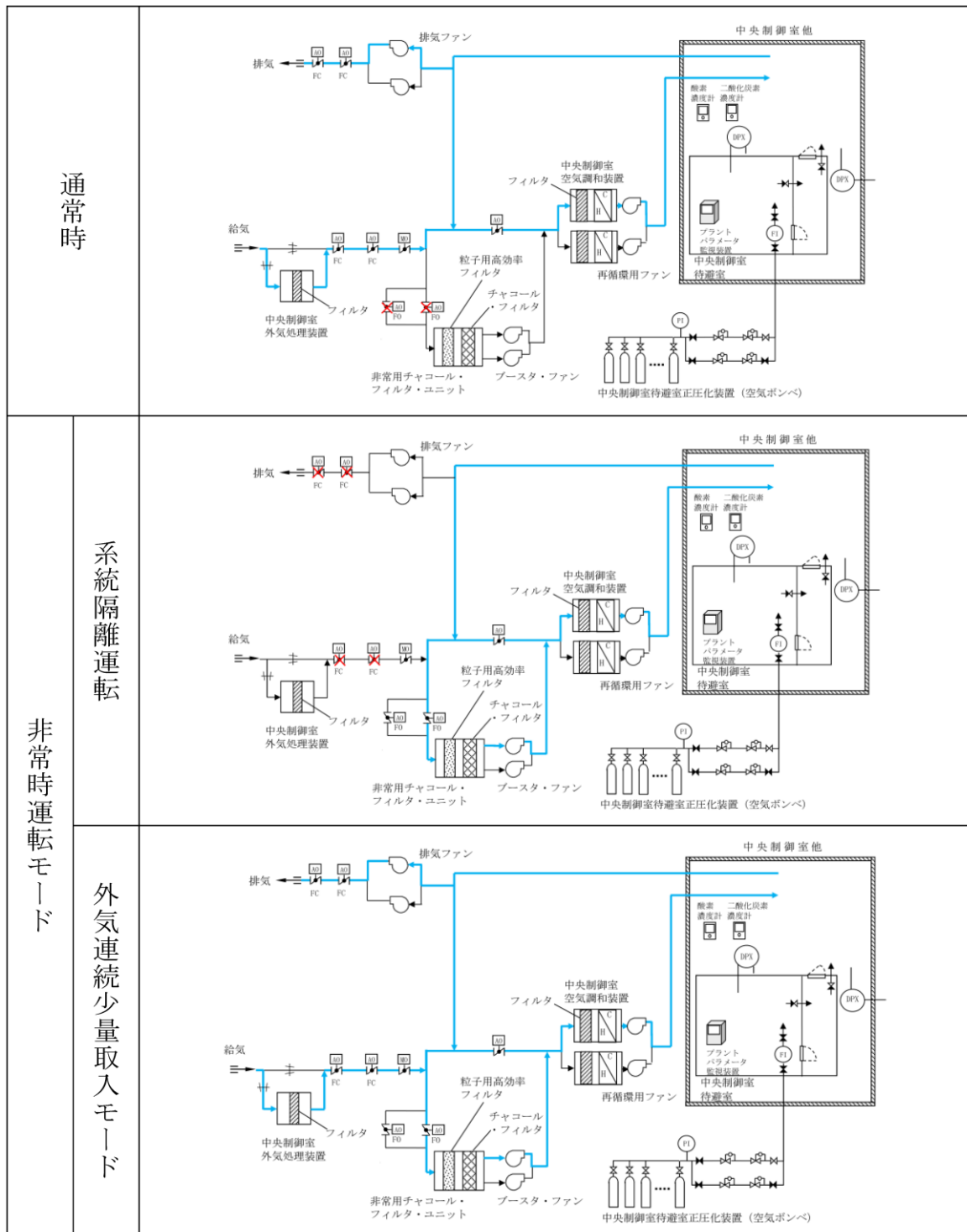


図 4-2 2号炉中央制御室換気系の概要図

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

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

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

(1) 系統隔離運転

中央制御室換気系の系統隔離運転は、通常開いている中央制御室給気隔離弁を閉止し、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であるが、本評価においては、保守的に事故期間中も外気を取込む運転を想定する。具体的な系統構成は図4-2に示すとおりである。なお、島根原子力発電所1号炉と2号炉の中央制御室は共用している。

(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、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

4.2 入退域時の被ばく

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

事故期間中に建物内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「4.1.1 建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、1号炉タービン建物入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。

4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記4.2.1の仮定に同じである。

5. 評価結果のまとめ

島根原子力発電所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5-1、評価内訳を表5-2に示す。

表5-1 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（2号炉）
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.3×10^{-4}	約 4.7×10^{-5}
	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 5.1×10^{-1}	約 1.5×10^{-3}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.7×10^0	約 4.0×10^{-1}
	小 計 (①+②+③)	約 1.0×10^1	約 4.0×10^{-1}
入 退 域 時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.5×10^{-2}	約 1.8×10^{-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 1.3×10^0	約 1.7×10^{-2}
	小 計 (④+⑤)	約 1.3×10^0	約 1.7×10^{-2}
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 12	約 0.42

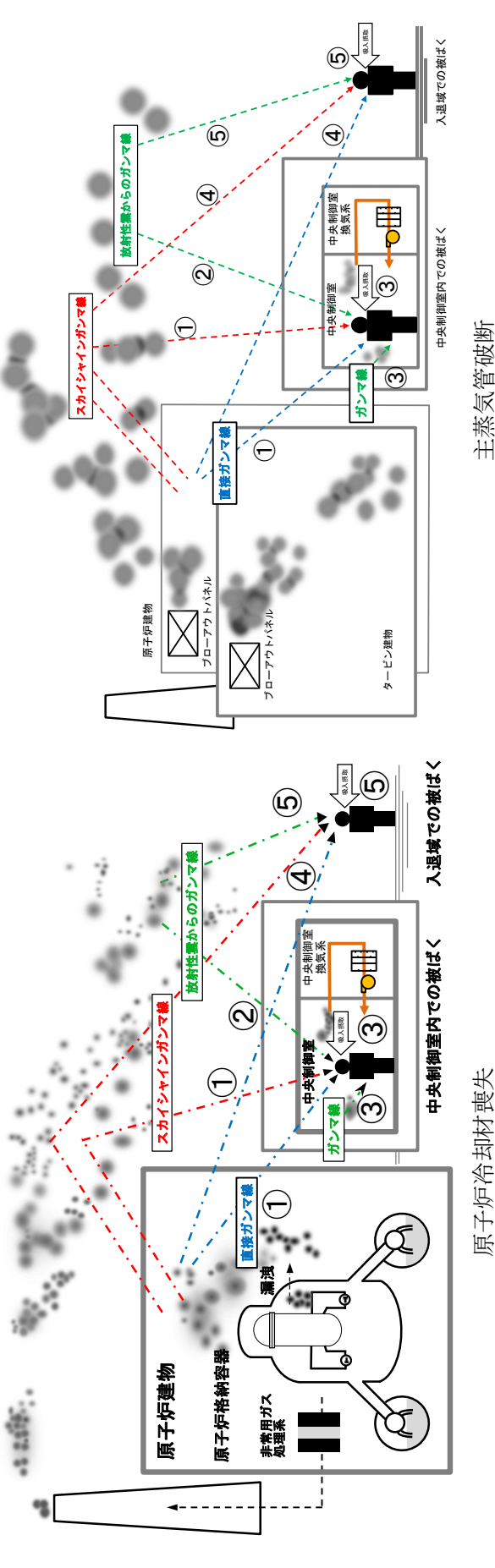
表 5-2 中央制御室の居住性 (設計基準事故) に係る被ばく評価結果内訳 (2号炉)

(単位: mSv)

	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建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.3×10^{-4}	約 8.3×10^{-4}	—	約 4.7×10^{-5}	約 4.7×10^{-5}
	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 5.1×10^{-1}	—	約 1.5×10^{-3}	約 1.5×10^{-3}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.9×10^0	約 1.8×10^0	約 9.7×10^0	約 3.9×10^{-1}	約 9.0×10^{-3}
	小計 (①+②+③)	約 7.9×10^0	約 1.0×10^1	約 3.9×10^{-1}	約 1.1×10^{-2}	約 4.0×10^{-1}
入退域時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 7.5×10^{-2}	—	約 1.8×10^{-4}	約 1.8×10^{-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 8.5×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 1.3×10^0	約 1.6×10^{-2}	約 1.7×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 8.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.3×10^0	約 7.0×10^{-4}	約 1.7×10^{-2}
	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 8.7×10^0	約 2.8×10^0	約 12	約 4.0×10^{-1}	約 0.42

表 5-3 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

	<p>①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)</p>
<p>中央制御室内での被ばく</p>	<p>②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による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)</p> <p>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)</p>
<p>入退域時の被ばく</p>	<p>④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)</p> <p>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)</p>

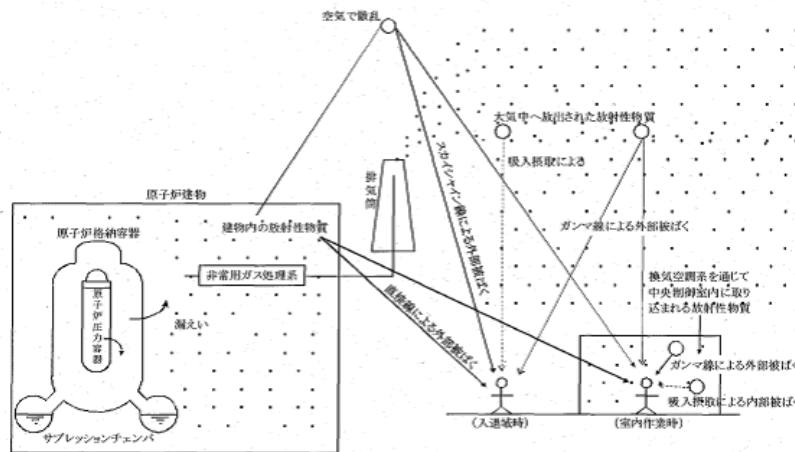


原子炉冷却材喪失

主蒸気管破断

表 5-4 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

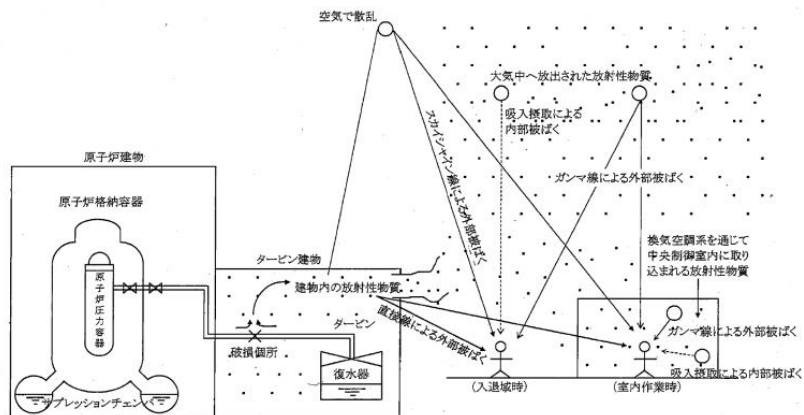
大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	2,540MW (定格出力 2,436MW の約 105%)
	原子炉運転時間	2,000 日
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の割合	希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%
	サプレッション・チェンバのプール水による無機よう素の気液分配係数	100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/日
大気拡散	気象資料	2009年1月1日～12月31日 (1年間)
	実効放出継続時間	24時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位 (滞在時)	9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	99%
	非常用ガス処理系換気率	1回/日
	交替要員体制の考慮	4直2交替をベースに滞在時間, 入退域回数を設定
	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)

表 5-5 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

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	2,540MW (定格出力 2,436MW 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 $1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに 応じ他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 応じ他のハロゲン等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物内への漏えい	120%/日
大気拡散	気象資料	2009 年 1 月 1 日～12 月 31 日 (1 年間)
	実効放出継続時間	1 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位（滞在時）	6 方位（制御室中心） 7 方位（取込口）
運転員の被ばく評価	交替要員体制の考慮	4 直 2 交替をベースに滞在時間、入退域回数を設定
	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）

添付資料 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

表 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。
原子炉熱出力	定格出力（2,436MW） 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。
原子炉 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 （元素状）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 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) 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。
非常用ガス処理系	換気率	1回/日	同上
	よう素用チャコール・フィルタ除去効率	99%	同上
	起動遅れ時間	瞬時に起動	原子炉水位低、格納容器圧力高又は原子炉建物原子炉棟排気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。
原子炉建物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 1-2 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。
原子炉熱出力	定格出力（2,436MW） 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。
原子炉運転時間	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：11ton 水：16ton	内規に示された 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。 (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。
事象発生前の 原子炉冷却材 中の放射性物質 濃度	I-131 を 1.4×10^3 Bq/g とし、それに 応じ他のハロゲン等の 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。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。

表 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の量	I-131 を 7.4×10^{13} Bq とし、それに応じ他のハロゲン等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された放射性物質の量	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。
有機よう素が気相部に移行する割合	10%	同上	4.1.2 (7)f) 有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が分解したよう素、無機よう素、その他ハロゲンのキャリアオーバー割合	2%	同上	4.1.2 (7)f) 残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリアオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
主蒸気隔離弁漏えい率	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。
主蒸気隔離弁からの漏えい期間	無限期間	同上	
原子炉圧力容器からサプレッション・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、サプレッションプールに移行する。
タービン建物内で床、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 1-3 放射性物質の大気中への放出量 (30 日間積算値)

評価事象	核分裂生成物	放出量 (Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算)	約 2.0×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)	約 6.8×10^{13}
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算)	約 2.0×10^{13}
	よう素 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)	約 4.6×10^{11}

表 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(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ σ_{y0} 、 σ_{z0} を加算した総合的な拡散パラメータ Σ_y 、 Σ_z を適用する。
気象資料	島根原子力発電所の 2009.1～2009.12 1年間の気象データ	同上	5.1.1(2)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。
放出源 及び 放出源高さ	(原子炉冷却材喪失) 排気筒 (主蒸気管破断) 原子炉建物 ブローアウトパネル	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。 実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。

表 1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件(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。
建物の影響	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離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。
巻き込みを生じる代表建物	(原子炉冷却材喪失) タービン建物 (主蒸気管破断) 原子炉建物	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として、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 1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件(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
<p>大気拡散 評価地点</p>	<p>(室内作業時) 中央制御室中心 及び 中央制御室 換気系外気取入口</p> <p>(入退域時) 1号炉タービン建物 入口</p>	<p>被ばく評価 手法(内規) に示された とおり設定</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>7.5.1(5) a), 7.5.2(5)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>着目方位</p>	<p>(原子炉冷却材喪失) 中央制御室 9方位 入退域 4方位</p> <p>(主蒸気管破断) 中央制御室中心 6方位 中央制御室換気系 外気取入口 7方位 入退域 3方位</p>	<p>同上</p>	<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 1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件(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
建物の 投影面積	(原子炉冷却材喪失) 2,100m ² (タービン建物, 短手方向) (主蒸気管破断) 2,600m ² (原子炉建物, 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ため、風向の 方位ごとに垂直な投影面積を求め る。ただし、対象となる複数の方 位の投影面積の中で、最小面積を、 すべての方位の計算の入力として 共通に適用することは、合理的で あり保守的である。
巻き込みを 生じる 代表建物の 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 1-5 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 中心	180m	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW (9方位)	—	
		D/Q (Gy/Bq)				2.6×10^{-18}	
		χ/Q (s/m ³)	中央制御室 空調換気系 外気取入口	160m		3.0×10^{-4}	
		D/Q (Gy/Bq)				—	
	入退域	χ/Q (s/m ³)	1号炉 タービン 建物入口	255m	ENE, E, ESE, SE (4方位)	1.8×10^{-4}	
		D/Q (Gy/Bq)				1.9×10^{-18}	
主蒸気管破断	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 中心	90m	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE (6方位)	—	
		D/Q (Gy/Bq)				5.2×10^{-18}	
		χ/Q (s/m ³)	中央制御室 空調換気系 外気取入口	75m		NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE (7方 位)	1.3×10^{-3}
		D/Q (Gy/Bq)					—
	入退域	χ/Q (s/m ³)	1号炉 タービン 建物入口	180m	ENE, E, ESE (3方位)	5.0×10^{-4}	
		D/Q (Gy/Bq)				2.5×10^{-18}	

表 1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件
(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 1-1 に基づき、以下のとおり評価する。				
線源強度	原子炉建物内線源強度分布	原子炉建物(二次格納施設)内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	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。
	原子炉建物遮蔽厚さ	 (図 1-1 参照)	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。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
計算モデル	中央制御室遮蔽厚さ	 (図 1-1 参照)	同上	同上
	評価点	(中央制御室内) 中央制御室内の線量が最大となる点 (入退域時) 1号炉タービン建物入口	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。 7.4.1(1)e)1), 7.4.2(1)e)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。
	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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

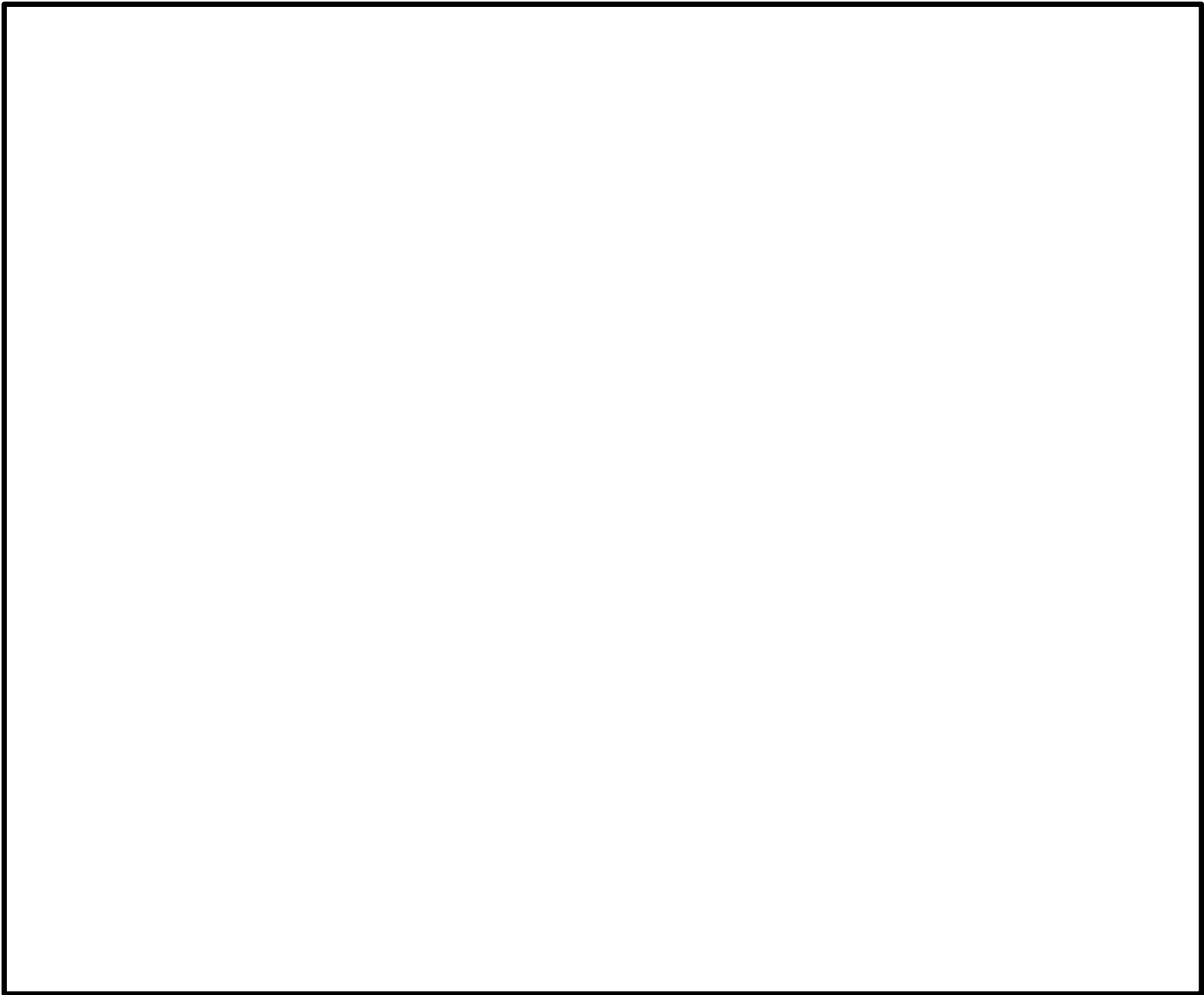




図 1-1 2号炉原子炉建物・中央制御室遮蔽厚さ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件
(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
表 1-2 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	タービン建物(管理区域)内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定
	タービン建物遮蔽厚さ	 (図 1-2 参照)	同上
計算モデル	中央制御室遮蔽厚さ	 (図 1-1 参照)	同上
	評価点	(中央制御室内) 中央制御室内の線量が最大となる点 (入退域時) 1号炉タービン建物入口	同上
			6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。 7.1.1(3)c), 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。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。 同上 7.1.1(3)d), 7.1.2(3)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。 7.4.1(3)e)1), 7.4.2(3)e)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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件
(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
表 1-2 に基づき，以下のとおり評価する。			
計算モデル	(直接ガンマ線) QAD—CGGP 2 Rコード (スカイシャインガンマ線) AN I S N 及び G33 —G P 2 R 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。

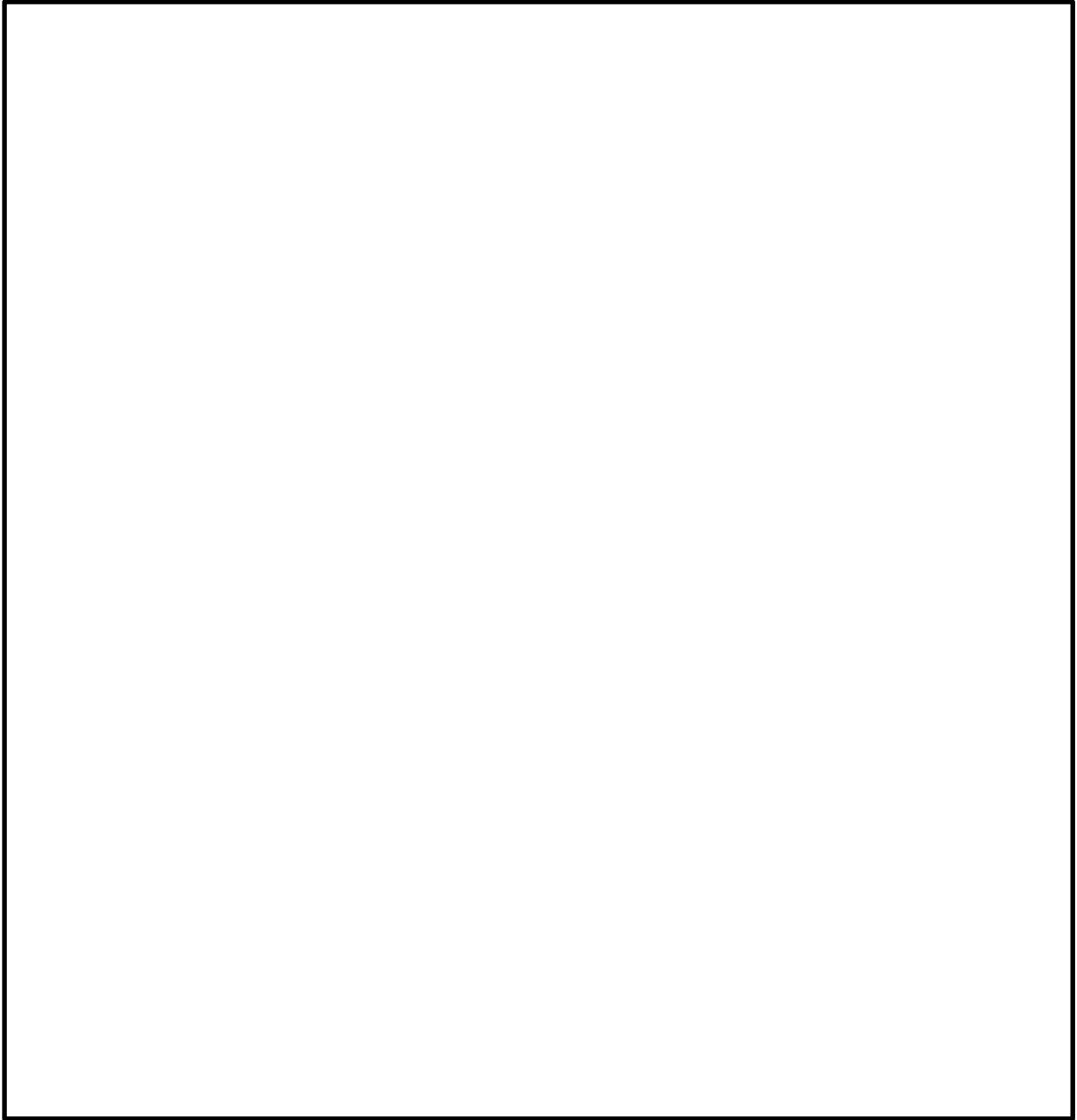


図1-2 2号炉タービン建物 遮蔽厚さ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 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物内の積算線源強度（原子炉冷却材喪失）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (photons)
1	0.01	9.2×10^{16}	22	1.5	3.8×10^{19}
2	0.02	1.7×10^{15}	23	1.66	4.2×10^{18}
3	0.03	5.3×10^{17}	24	2.0	8.4×10^{18}
4	0.045	7.4×10^{14}	25	2.5	2.3×10^{19}
5	0.06	0.0×10^0	26	3.0	7.9×10^{17}
6	0.07	0.0×10^0	27	3.5	2.2×10^{16}
7	0.075	0.0×10^0	28	4.0	0.0×10^0
8	0.1	4.6×10^{21}	29	4.5	0.0×10^0
9	0.15	9.2×10^{17}	30	5.0	0.0×10^0
10	0.2	3.7×10^{19}	31	5.5	0.0×10^0
11	0.3	3.9×10^{20}	32	6.0	0.0×10^0
12	0.4	4.3×10^{20}	33	6.5	0.0×10^0
13	0.45	1.0×10^{19}	34	7.0	0.0×10^0
14	0.51	2.1×10^{19}	35	7.5	0.0×10^0
15	0.512	1.5×10^{18}	36	8.0	0.0×10^0
16	0.6	1.4×10^{20}	37	10.0	0.0×10^0
17	0.7	4.6×10^{20}	38	12.0	0.0×10^0
18	0.8	2.9×10^{20}	39	14.0	0.0×10^0
19	1.0	1.1×10^{20}	40	20.0	0.0×10^0
20	1.33	4.7×10^{19}	41	30.0	0.0×10^0
21	1.34	3.8×10^{16}	42	50.0	0.0×10^0

表 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物内の積算線源強度（主蒸気管破断）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (photons)
1	0.01	1.5×10^{14}	22	1.5	3.6×10^{15}
2	0.02	1.4×10^{13}	23	1.66	5.2×10^{15}
3	0.03	6.1×10^{14}	24	2.0	5.7×10^{15}
4	0.045	1.5×10^{16}	25	2.5	2.1×10^{16}
5	0.06	0.0×10^0	26	3.0	1.5×10^{15}
6	0.07	0.0×10^0	27	3.5	6.8×10^{13}
7	0.075	0.0×10^0	28	4.0	2.0×10^{13}
8	0.1	9.4×10^{17}	29	4.5	7.4×10^{11}
9	0.15	1.2×10^{16}	30	5.0	0.0×10^0
10	0.2	2.6×10^{17}	31	5.5	0.0×10^0
11	0.3	2.0×10^{17}	32	6.0	0.0×10^0
12	0.4	3.9×10^{17}	33	6.5	0.0×10^0
13	0.45	8.2×10^{15}	34	7.0	0.0×10^0
14	0.51	2.4×10^{15}	35	7.5	0.0×10^0
15	0.512	1.1×10^{15}	36	8.0	0.0×10^0
16	0.6	6.3×10^{16}	37	10.0	0.0×10^0
17	0.7	4.6×10^{16}	38	12.0	0.0×10^0
18	0.8	4.8×10^{16}	39	14.0	0.0×10^0
19	1.0	1.9×10^{16}	40	20.0	0.0×10^0
20	1.33	1.9×10^{16}	41	30.0	0.0×10^0
21	1.34	8.5×10^{13}	42	50.0	0.0×10^0

表 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
	1号炉	2号炉		
中央制御室空調換気系	隔離	(0~15分) 通常運転 (15分~) 外気取入運転※	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。
中央制御室空調換気系処理空間容積	18,000m ³		設計値を基に設定	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)とする。
中央制御室空調換気系バウンダリへの空気流入量	9,000m ³ /h (空気流入率 0.5回/h)		試験結果 (0.082回/h)を基に余裕を見込んだ値として設定	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。

※ 外気取入運転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 1-10 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
	1号炉	2号炉		
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	2,440m ³		居住スペース容積	(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。 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立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。
チャコールフィルタの除去効率	—	(0~15分) 0% (15分~) 95%	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。
外気取込量	0 m ³ /h	(0~15分) 21,000m ³ /h (15分~) 3,500m ³ /h	同上	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
中央制御室非常用再循環処理装置流量	0 m ³ /h	(0~15分) 0 m ³ /h (15分~) 32,000m ³ /h	同上	
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。
交替要員の考慮	4直2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。

2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月から2009年12月までの1年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該1年間の気象データが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定結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高所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標高130mの観測データに加え、参考として標高28.5mの観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2008年1月～2008年12月，2010年1月～2018年12月

検定年：2009年1月～2009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

検定結果は表2-1のとおりである。検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高130m及び標高28.5mの観測データについて、有意水準5%で棄却された項目は無かった（0項目）ことから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

検定結果を表2-2から表2-5に示す。

表2-1 検定結果

検定年	統計年	棄却数	
		標高28.5m	標高130m
2009年	2008年1月～ 2008年12月， 2010年1月～ 2018年12月	0個	0個

表 2-2 標高 28.5m の棄却検定表 (風向)

観測場所 : 露場 (標高 28.5m, 地上高 20m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	2019年	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	平均値	上限	下限												
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

表 2-3 標高 28.5m の棄却検定表 (風速分布)

観測場所 : 露場 (標高 28.5m, 地上高 20m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値 2009年	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5~1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5~2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5~3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5~4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5~5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5~6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5~7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5~8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5~9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5~	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○

表2-4 標高130mの棄却検定表（風向）

観測場所：管理事務所屋上（標高130m，地上高115m）（％）

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
											上限		下限		
N	3.71	3.67	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.69	3.06	5.09	2.29	○
NNE	5.23	5.26	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.16	4.43	7.36	2.95	○
NE	8.33	7.79	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.61	7.07	7.80	10.14	10.47	5.13	○
ENE	7.06	5.85	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	6.13	7.58	8.18	4.08	○
E	3.70	2.90	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.20	3.86	6.13	2.28	○
ESE	3.66	3.56	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	4.23	3.68	5.86	2.59	○
SE	6.79	7.68	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.05	6.06	8.74	5.36	○
SSE	5.94	6.16	6.22	6.46	6.16	6.38	5.79	7.07	5.75	6.59	6.25	5.42	7.20	5.31	○
S	7.70	8.58	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	7.26	7.84	8.84	5.67	○
SSW	8.80	8.14	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.89	8.79	9.95	5.83	○
SW	8.52	8.40	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.97	8.21	10.16	5.78	○
WSW	5.16	5.87	5.86	4.58	6.71	4.99	5.19	4.84	5.43	4.96	5.36	5.95	6.86	3.86	○
W	5.67	6.59	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	6.65	6.27	8.00	5.31	○
WNW	7.42	8.39	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.38	8.56	7.47	6.67	10.24	4.69	○
NW	5.64	5.25	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	5.73	5.61	7.63	3.83	○
NNW	4.40	3.51	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.68	4.45	6.34	3.02	○
静穏	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○

表 2-5 標高 130m の棄却検定表 (風速分布)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m, 地上高 115m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	上限	下限													
0.0~0.4	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○
0.5~1.4	10.14	10.25	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	10.58	11.05	13.93	7.23	○
1.5~2.4	15.09	15.55	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	15.44	15.38	18.50	12.38	○
2.5~3.4	18.98	16.78	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	17.24	17.85	19.58	14.90	○
3.5~4.4	17.35	16.72	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.70	17.08	18.45	14.96	○
4.5~5.4	13.28	12.72	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	13.16	13.62	15.58	10.75	○
5.5~6.4	9.22	9.44	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	8.86	9.01	10.13	7.60	○
6.5~7.4	5.51	5.74	5.44	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	5.62	5.24	6.60	4.63	○
7.5~8.4	3.23	4.21	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	3.59	3.03	4.62	2.56	○
8.5~9.4	1.49	2.95	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.94	2.72	2.39	2.18	3.43	1.34	○
9.5~	3.41	3.21	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	3.90	3.59	6.20	1.60	○

(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 2-1、図 2-2 に示すとおり、建物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 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，中央制御室換気系外気取入口，1号炉タービン建物入口)

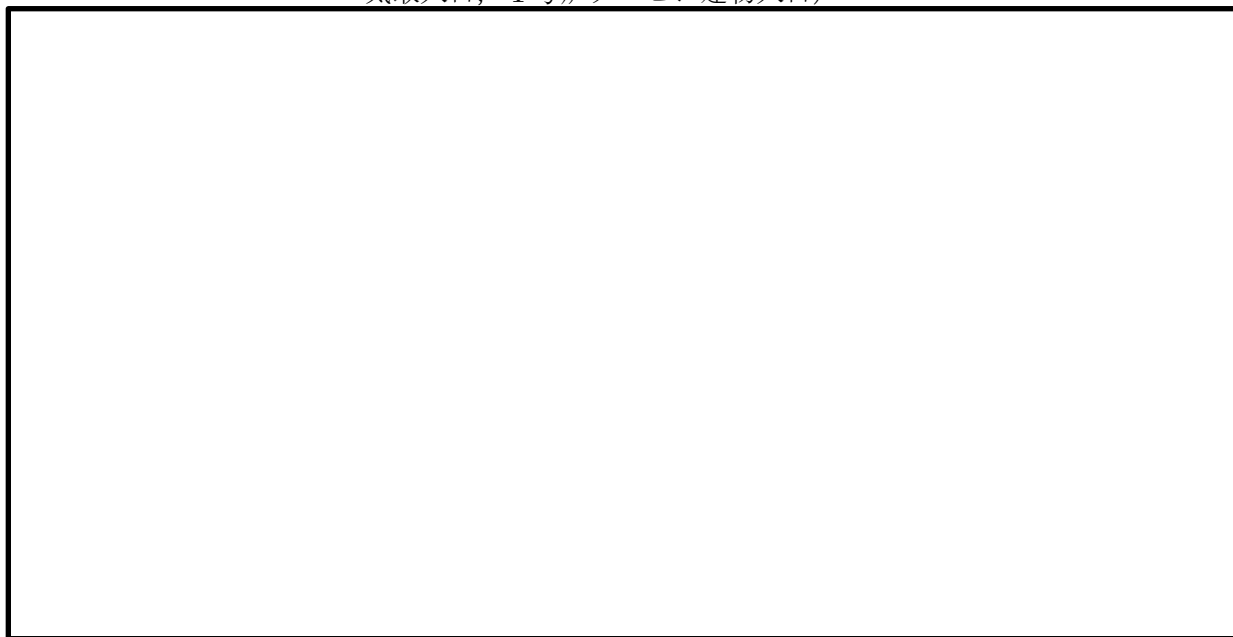


図 2-2 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建物ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心，中央制御室換気系外気取入口，1号炉タービン建物入口)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3 空気流入率試験結果について

被ばく評価手法（内規）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、島根原子力発電所1号及び2号炉中央制御室について2017年8月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.082回/h(+0.0030(95%信頼限界値))である。試験結果の詳細を表3-1に示す。

表3-1 空気流入率試験結果

項目	内容		
試験日程	2017年8月1日～2017年8月2日（1, 2号炉停止中）		
試験の特徴	島根原子力発電所1号及び2号炉中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ： (測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	B系	－6.4%～4.5%	
	A系	－6.4%～4.5%	
試験手法	全サンプリング点による試験手法		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。	○	均一化の目安を満足するが、全サンプリング点による試験手順を適用する
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%未満であること。	—	特異点の除外は無い
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	—	中央制御室エンベロープ内を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系統	空気流入率 (+以下は95%信頼限界値)	決定係数R ²
	B系	0.082回/h (+0.0030)	0.93
	A系	0.076回/h (+0.012)	0.93
特記事項	なし		

4 運転員の交替について

通常時の運転員の勤務形態は、5班以上編成した上で2交替勤務を行うよう保安規定で定めているが、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、仮に通常どおりに運転員を確保できない場合として4直2交替を仮定し、運転員1人当たりの30日間の平均的な実効線量を評価している。

直交替サイクルを表4-1に、評価で想定した30日間の直交替スケジュールを表4-2に示す。なお、表4-2においては、A班が訓練明けの1直に入った際に事故が発生したと仮定している。

運転員一人当たりの30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の平均値を評価^{*}すると、以下となる。

※：被ばく評価手法(内規)に示された計算方法

- ・ 運転員1人当たりの平均的な中央制御室滞在時間
 $30 \text{ 日} \times 24\text{h} \times (12\text{h}/\text{直} \times 2 \text{ 直}/\text{日} \times 30 \text{ 日}/4 \text{ 直}) / (24\text{h}/\text{日} \times 30 \text{ 日}) = 180\text{h}$
- ・ 入退域所要時間
 $30 \text{ 日} \times 24\text{h} \times (0.5\text{h}/\text{直} \times 2 \text{ 直}/\text{日} \times 30 \text{ 日}/4 \text{ 直}) / (24\text{h}/\text{日} \times 30 \text{ 日}) = 7.5\text{h}$

表4-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00~21:10 (13時間10分)
2直	21:00~8:10 (11時間10分)

表4-2 評価で想定した直交替スケジュール (①: 1直, ②: 2直)

日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	滞在時間(h)	入退域回数	入退域所要時間(h)		
A班	①	①		②	②				①	①			②	②			①	①		②	②				①	①		②	②			192	31	7.75	
B班			①	①		②	②				①	①		②	②				①	①		②	②				①	①		②	②	180	29	7.25	
C班	②				①	①		②	②				①	①		②	②				①	①		②	②				①	①			180	28	7
D班		②	②				①	①		②	②				①	①		②	②				①	①		②	②					168	28	7	
E班																																0	0	0	

5 内規との整合性について

5 内規との整合性について	中央制御室の居住性（設計基準）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断とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において、次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質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>3.1 →内規のとおり</p> <p>3.1(1)a) 島根原子力発電所2号炉はBWR型原子炉施設なので、原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は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) 建物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) 建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>6) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 -大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく -大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。(「4. 大気中への放出量の評価」)</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。(「5. 大気拡散の評価」)</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。(「6. 建屋からのスクリーンガンマ線及び直接ガンマ線の評価」)</p> <p>d) 中央制御室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <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 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順の a) から c) までのうち、b) は他の評価と並列に進めてもよい。また d) 及び e) は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による入退域時の内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から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、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線)による入退域時の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入退域時の被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を評価している。</p> <p>3.2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2)g) 評価手順の a) から c) までのうち、b) は他の評価と並列に進めている。また d) 及び e) は、並列に進めている。</p>

原子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）

3.3 判断基準

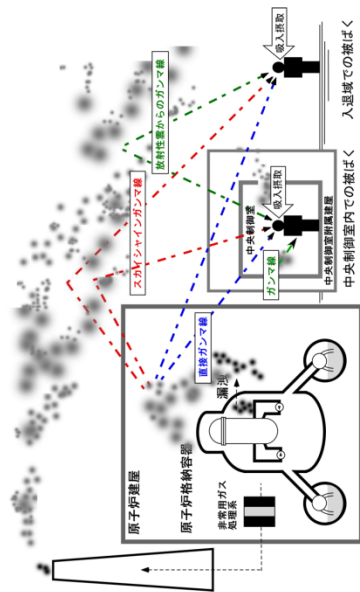
「3.1 想定事故」に対して、「3.2 評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

-1 人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない【解説3.2】。

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

3.3 →内規のとおり

「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。



(a) BVR型原子炉施設

図 3.1 中央制御室居住性に係る被ばく評価

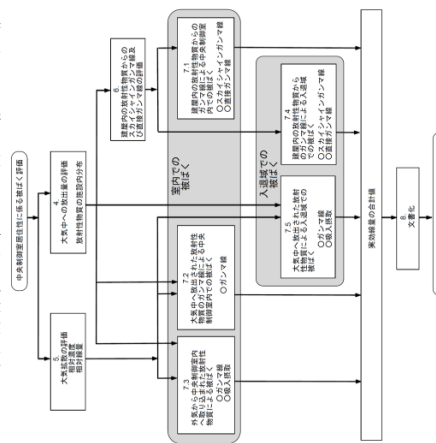


図 3.2 評価の手順

図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。

図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとす【解説 4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.1, よう素は図 4.2 に示す放出経路で大気中へ放出されたとす。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%, よう素 50% の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50% が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとす。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 とす。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説 4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50% が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は 50% と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されたとす。</p>	<p>4.1 → 内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としてしている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図 4.1, よう素は図 4.2 に示される放出経路で大気中へ放出されたとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%, よう素 50% の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50% が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッション・プール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率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。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッション・プール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されたとして評価している。</p>

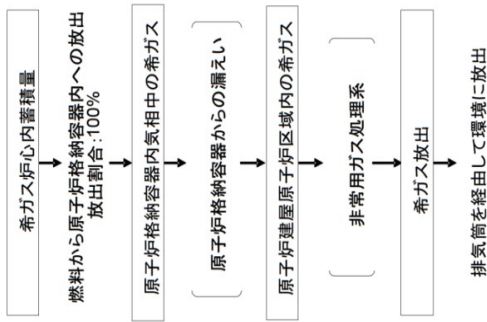


図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR 型原子炉施設）

図 4.1 の放出経路で希ガスを評価している。

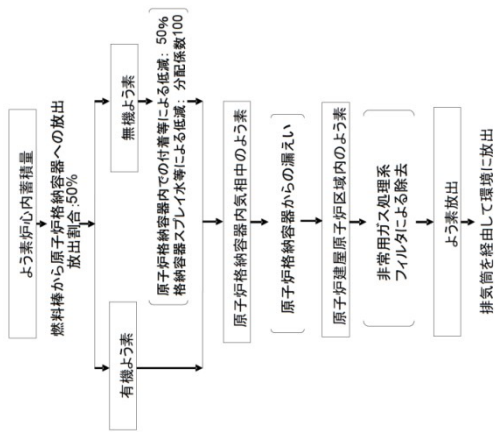


図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR 型原子炉施設）

図 4.2 の放出経路でよう素を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとすると【解説 4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しない。</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て求める。希ガスはより素の 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り素のうち、有機より素は 10% とし、残りの 90% は無機より素とする。有機より素のうち 10% は瞬時に気相部に移行する。残りのより素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2% とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、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する。</p> <p>4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはより素の 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り素のうち、有機より素は 10% とし、残りの 90% は無機より素としている。有機より素のうち 10% は瞬時に気相部に移行するとし、残りのより素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2% として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないとし、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。</p> <p>4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するとして評価している。</p>

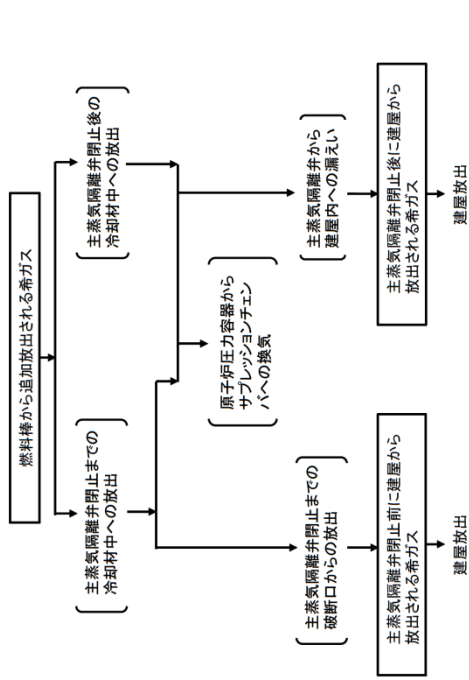


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）

図 4.3 の放出経路で希ガスを評価している。

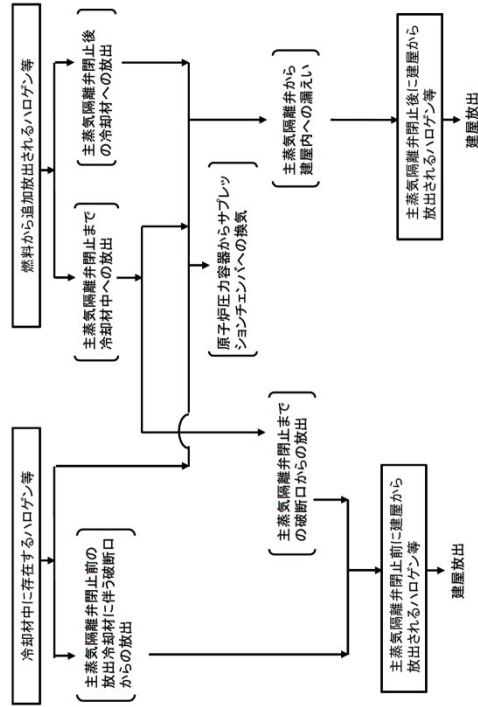


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR型原子炉施設）

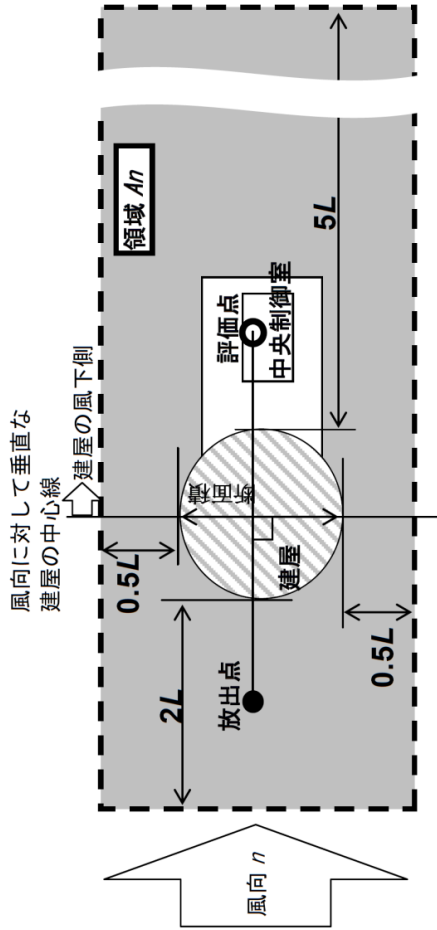
図 4.4 の放出経路でハロゲン等を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル(参 3) を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度 (Bq/m³)</p> <p>Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)</p> <p>U : 放出源を代表する風速 (m/s)</p> <p>λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)</p> <p>z : 評価点の高さ (m)</p> <p>H : 放射性物質の放出源の高さ (m)</p> <p>σ_y : 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>σ_z : 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) σ_y 及び σ_z は、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。</p>	<p>5.1.1 → 内規のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建物の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>

中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況	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)
<p>5. 1. 1 (2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建物の影響を受けるため、建物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) 建物の影響を受けるため、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>	<p>c) 気象データ 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】 a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}、σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータΣ_y、Σ_zを適用する。 1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left[-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right] \times \left[\exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2, \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p>$\chi(x,y,z)$: 評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s) z : 評価点の高さ (m) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) Σ_y : 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) Σ_z : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_y : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_{y0} : 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m) σ_{z0} : 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m) A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m²) c : 形状係数 (-)</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況																		
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかに原則として $1/2$ 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</p> <p>建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ (地上 10m 高さで測定) を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1), a)の放出源の条件に応じて、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 5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\} \right] \cdot \dots \dots (5.4)$ <table border="0" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <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>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、$1/2$ を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) $\sigma_y = 0$ 及び $\sigma_z = 0$ とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ (地上約 20m 高さで測定) で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次の b) 又は c)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点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)式で濃度を評価している。</p>
$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)																	
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																	
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																	
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)																	

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなくすることを確認できれば、無視してよい【解説5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 (z=0, H=0) , 地上面の濃度を適用して, (5.5) 式で求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $C(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \sum_x U} \exp\left(-\frac{y^2}{2 \sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p>$C(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) \sum_y : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_x : 建屋の影響を加算した濃度のx方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>5.1.2 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距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算を必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <p>1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 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於いて定まる一定の範囲(図5.1の領域An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 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。</p>	<p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなくことを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合 (z=0, H=0) , 地上面の濃度を適用して, (5.5)式で評価している。</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断とともに、放出点と巻き込みを生じる建物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。</p>



注：L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方
 図 5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

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

5. 1. 2 (1) b) 5. 1. 2 (1) a) にしたがって評価している。

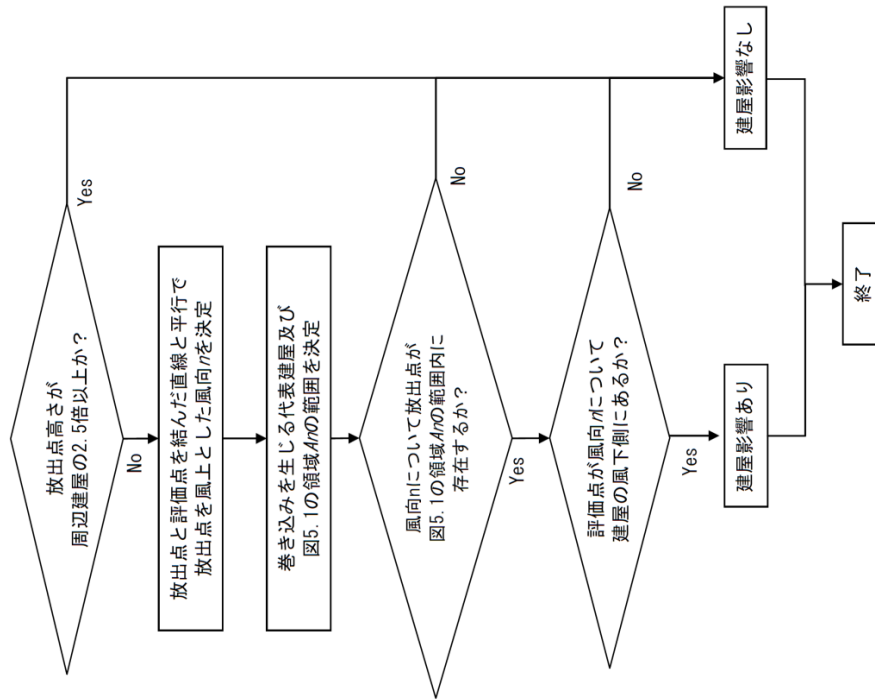


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

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

(3) 建屋による巻き込みの評価条件

a) 巻き込みを生じる代表建屋

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

表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例

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

b) 放射性物質濃度の評価点

1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定

中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合に主に給気口を介して、また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。

2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいと考えると、このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。

- i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。
- ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建物として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表 5.1 に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合はタービン建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋で代表している。

5.1.2(3)b)1) 事故時に外気取入を行う場合を想定しているため、中央制御室内には、流入及び外気取入口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。

5.1.2(3)b)2) 事故時に外気取入を行う場合を想定しているため、外気取入口が設置されている当該建屋の表面を選定して濃度を評価している。

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)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面における評価点</p> <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>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及び乱流混合域が顕著であることから、放射線物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の複数の方位を対象とする【解説5.7】。</p>	<p>5.1.2(3)b)3) 中央制御室が属する制御室建屋の屋上面を代表とし、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射線物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の複数の方位を対象に及び可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

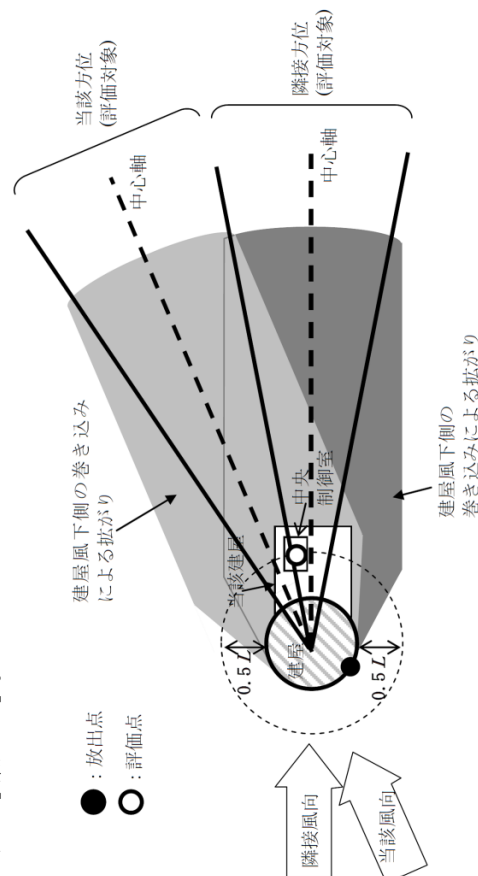
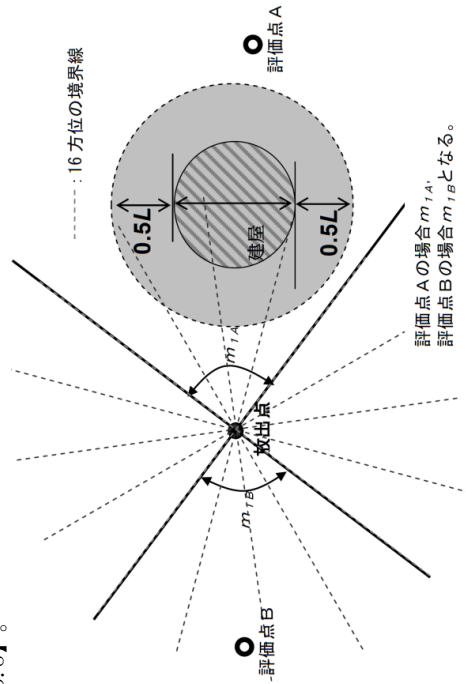


図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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

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

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図5.5のような方法を用いることができる。図5.5の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A} 、 m_{1B} のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域（図5.5のハッチング部分）の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説5.8】。

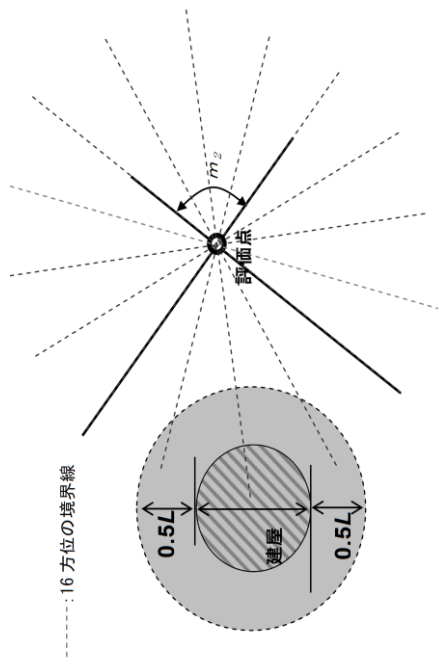


注：Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方

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】。

全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。



注：Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方
 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、同一要領で評価対象の方位を決定することができる【解説 5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 5.7 に示す。

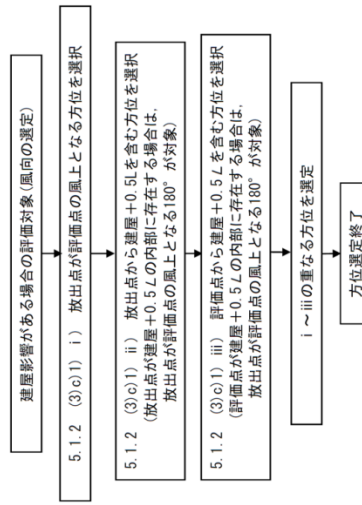


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

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

<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）</p>	<p>中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 具体的には、図 5.8 のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位の方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。</p>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該建物表面において定めた評価点から、代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位の方位を定めて評価している。</p>
<p>d) 建屋投影面積</p> <p>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】。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説 5.12】。</p>	<p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である、地表面から上の建屋の最小投影面積を、全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

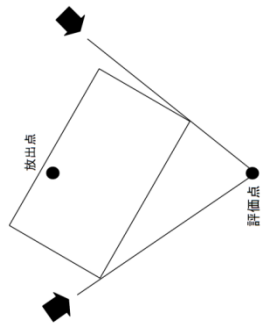


図 5.8 評価対象方位の選定

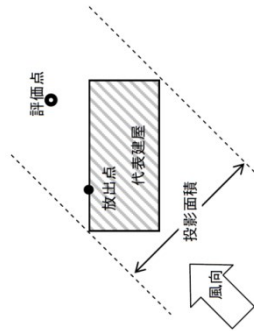


図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

<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)</p>	<p>中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>5.1.2(4) 建物の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3 →内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求められている。</p>	<p>(4) 建物の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建物の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは σ_y 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋表面</p> <p>b) 風向の方位 建物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> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + (a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2) \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p>x : 風下距離 (km) σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) $\theta_{0.1}$: 0.1km における角度因子の値 (deg)</p> <p>a) 角度因子 θ は、$\theta (0.1\text{km}) / \theta (100\text{km}) = 2$ とし、図 5.10 の風下距離を対数(ことごと片対数軸で直線内挿とした経験式)のパラメータである。$\theta (0.1\text{km})$ の値を表 5.2 に示す。</p> <p>b) (5.6) 式の σ_1、a_1、a_2、a_3 の値を、表 5.3 に示す。</p>

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

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

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

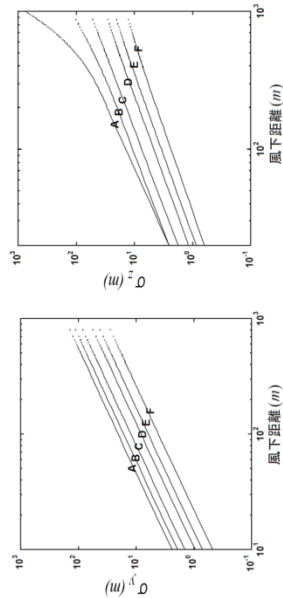
(a) 風下距離が0.2km未満
(a_2, a_3 は 0 とする)

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

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

(b) 風下距離が0.2km以上

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



(a) y 方向の拡散のパラメータ (σ_y) (b) z 方向の拡散のパラメータ (σ_z)

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況	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）
<p>5.2 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变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(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 x/Q は、(5.10)式によって計算している。</p>	<p>図 5.10 は、Pasquill-Gaillard の、いわゆる鉛直1/10 濃度幅の図及び水平1/10 濃度幅を見込む角の記述に係る忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。</p> <p>h 及び θ は、次のとおりである (参3)。</p> $h = 2.15\sigma_z \quad \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_x}{x} \quad \dots\dots\dots (5.9)$ <p>h : 濃度が 1/10 になる高さ (m) θ : 角度因子 (deg) x : 風下距離 (m)</p> <p>5.2 相対濃度 (x/Q)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方 事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的变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 (1) 相対濃度 x/Q は、(5.10)式 (参3) によって計算する【解説 5.13】。</p> $x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \delta_i^d \quad \dots\dots\dots (5.10)$ <p>x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3) T : 実効放出継続時間 (h) $(x/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/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> <p>a) この場合、$(x/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって $(x/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$ の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_i} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) z : 評価点の高さ (m) H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) U_i : 時刻<i>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)</p> <p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が8時間を超える場合には、$(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内のみに一様分布すると仮定して(5.12)式^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_y U_i x} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <p>$(\chi/Q)_i$: 時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) x : 放出源から評価点までの距離 (m) U_i : 時刻<i>i</i>の風速 (m/s) 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)</p>	<p>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建物の影響を受けるため、5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況		
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方に基づき、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。</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対応する拡がりの中で、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(参3)によって計算する。</p> $C(x, Q) = \frac{1}{2\pi \sum_{j=1}^N \sum_{i=1}^M U_j} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{j=1}^N \sigma_{zj}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{j=1}^N \sigma_{zj}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{j=1}^N \sigma_{yj}^2 = \sqrt{\sigma_{yj}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{j=1}^N \sigma_{zj}^2 = \sqrt{\sigma_{zj}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>(x/Q) : 時刻<i>i</i>の相対濃度</p> <p>H : 放出源の高さ</p> <p>z : 評価点の高さ</p> <p>U_{<i>i</i>} : 時刻<i>i</i>の風速</p> <p>A : 建屋等の風向方向の投影面積</p> <p>c : 形状係数</p> <p>∑_{<i>yt</i>} : 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</p> <p>∑_{<i>zj</i>} : 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</p> <p>σ_{<i>yt</i>} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</p> <p>σ_{<i>zj</i>} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>(s/m³)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m/s)</p> <p>(m²)</p> <p>(-)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> </td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>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。</p>	<p>(x/Q) : 時刻<i>i</i>の相対濃度</p> <p>H : 放出源の高さ</p> <p>z : 評価点の高さ</p> <p>U_{<i>i</i>} : 時刻<i>i</i>の風速</p> <p>A : 建屋等の風向方向の投影面積</p> <p>c : 形状係数</p> <p>∑_{<i>yt</i>} : 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</p> <p>∑_{<i>zj</i>} : 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</p> <p>σ_{<i>yt</i>} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</p> <p>σ_{<i>zj</i>} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</p>	<p>(s/m³)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m/s)</p> <p>(m²)</p> <p>(-)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p>	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2 項の考え方に基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv)に基づき、実効放出継続時間によらず 5.2.2(2)b)1) によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建物影響を受けられる場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに対応する拡がりの中で、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している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行うかわりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
<p>(x/Q) : 時刻<i>i</i>の相対濃度</p> <p>H : 放出源の高さ</p> <p>z : 評価点の高さ</p> <p>U_{<i>i</i>} : 時刻<i>i</i>の風速</p> <p>A : 建屋等の風向方向の投影面積</p> <p>c : 形状係数</p> <p>∑_{<i>yt</i>} : 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</p> <p>∑_{<i>zj</i>} : 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</p> <p>σ_{<i>yt</i>} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</p> <p>σ_{<i>zj</i>} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</p>	<p>(s/m³)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m/s)</p> <p>(m²)</p> <p>(-)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p> <p>(m)</p>		

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況	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）																								
<p>5.3 一内規のとおり</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、1 Sv/Gy として評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p>	<p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説 5.14】。</p> <p>iii) ii) の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii) の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は 1Sv/Gy とする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式^(参5)によって計算する。</p> $D = K_f E_f H_{e0} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table border="0"> <tr> <td>D</td> <td>: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td>($\mu\text{Gy/s}$)</td> </tr> <tr> <td>K_f</td> <td>: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td>$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td>(MeV/dis)</td> </tr> <tr> <td>H_e</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td> <td>(l/m)</td> </tr> <tr> <td>μ</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td> <td>(l/m)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: (x', y', z') から(x, y, 0)までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>B(μr)</td> <td>: 空気に対するガンマ線の再生係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td>$\chi(x', y', z')$</td> <td>: (x', y', z') の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> </table> <p>$H_e, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ 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なくてもよい。（「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照）</p>	D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy/s}$)	K_f	: 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)	H_e	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	(l/m)	μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	(l/m)	r	: (x', y', z') から(x, y, 0)までの距離	(m)	B(μr)	: 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)
D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy/s}$)																							
K_f	: 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)																							
H_e	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	(l/m)																							
μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	(l/m)																							
r	: (x', y', z') から(x, y, 0)までの距離	(m)																							
B(μr)	: 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>5.3(4) 建物影響を受けるため、建物影響の効果を取入れている。</p>																									

原子力発電所中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ (風下軸上) に設定し、$x(x', y', z')$ を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。</p> <p>ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。(「5.1.2(3)c) 着目方位」参照)</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次の a), b) 及び c) を、6.1 から 6.3 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに関連が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り素とし、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ともよい【解説 6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びより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%、より素 50% とする。</p> <p>h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建物の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6. 一→内規のとおり</p> <p>6(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1 から 6.3 に示す方法によって評価している。</p> <p>6(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、省略していない。</p> <p>6.1 一→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り素とし、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> <p>6.1(1)g) 希ガス及びより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%、より素 50% としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、「4.1.2 主蒸気管破断」と同じとす。</p> <p>f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適直組み合わせ用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式(参6.参7.参8)とする。</p>	<p>6.1(2) →内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋（管理区域）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) 建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせ、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>

$$H_s = \int_0^T D_s dt$$

$$D_s = \sum_E \sum_{E'} \left[\Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{V} B(E, b) \exp \left(- \sum_{i=1}^N \mu_i X_i \right) \right] dV \dots \dots \dots (6.1)$$

- H_s : 実効線量 (Sv)
- T : 計算期間 (s)
- D_s : ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s)
- $\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束 ($\gamma/(m^2 \cdot s)$)
- μ_i : 散乱エネルギー E' に於ける物質 i の線減衰係数 (1/m)
- $K(E)$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数 ($Gy/(\gamma/m^2)$)
- $B(E, b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数 (-)
- X_n : 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)

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。
 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)

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E, b^0) \exp \left(- \sum_{j=1}^N \mu_j X_j \right) \dots \dots \dots (6.2)$$

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

- 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)
- r : 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)

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。

ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 (参 6, 参 7)

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

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

- 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 (γ/m²・s・weight)

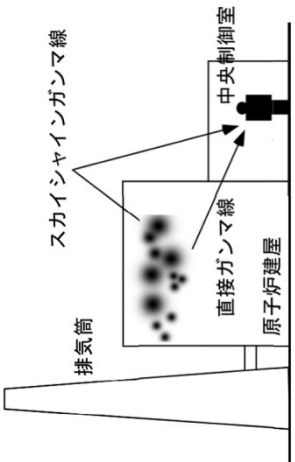
- weight = $\frac{\Delta\Omega}{4\pi}$
- Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian)
- A_c : 天井面積 (m²)

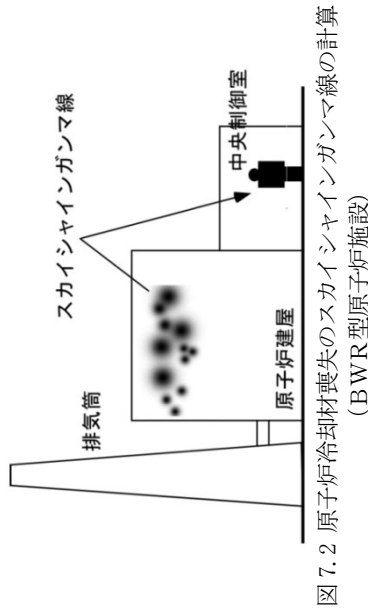
6.3 直接ガンマ線の計算

- (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、建物構造等から計算の体系モデルを構築する。
- (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 1 Sv / Gy とする。
- (3) 直接ガンマ線の計算方法
 - 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。
 - b) 基本計算式は(6.4)式 (参 6, 参 7, 参 9) とする。

- 6.3 →内規のとおり
- 6.3(1) 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、建物構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。
- 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又は 1 Sv/Gy として評価している。
- 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。
- 6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としてしている。

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)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p> $H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\lambda B(E, b)}}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ </p> <p> $b = \sum_i \mu_i l_i$ </p> <p> H_d : 実効線量 (Sv) $K(E)$: 線源エネルギーEに対する線量換算係数 (Sv/(γ/m²)) $S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m³) $B(E, b)$: 線源エネルギーEでガンマ線減衰距離bに対するビルドアップ係数 (-) μ_i : 線源エネルギーEに対する物質iの線減衰係数 (1/m) l_i : 物質iの透過距離 (m) R : 微小体積dVから計算点までの距離 (m) V : 線源体積 (m³) </p> <p> 7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価 (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。 (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】。 a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように, 建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については, 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。 b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及びPWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破断時の二次系への漏えい停止までの放出など, 事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては, 入退域時の線量の評価は不要である。 (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 (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)。 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 b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく </p>	<p>7.→内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7. (2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7. (3) 運転員の勤務状態については, 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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p>  <p>(a) BWR 型原子炉施設</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</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、中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.2）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心点、操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3 直 \times 30 日) / 4 / (24h \times 30 日)$</p>	<p>7.1.1 →内規のとおり</p> <p>7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(1)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間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>



(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、中央制御室内における積算線量を計算する (図 7.4)。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
- d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。
外部被ばく線量＝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}

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

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。

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。

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。

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。

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。

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。

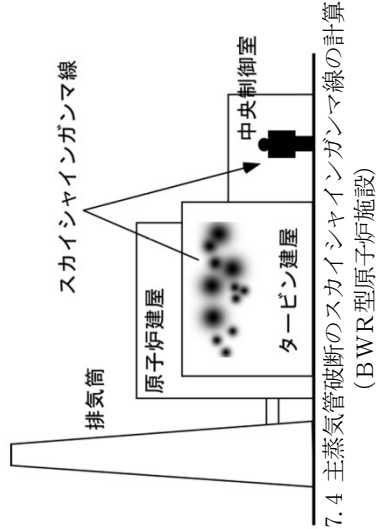


図 7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算
(BWR 型原子炉施設)

7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく

(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)

- 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）。
- 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解析した結果を用いる。
- d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。
外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量
×直交替による滞在時間割合*1

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

7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。

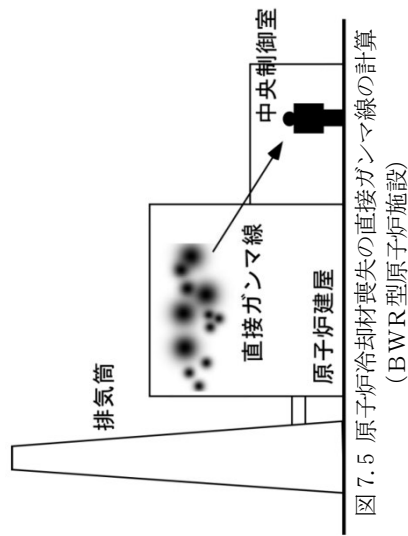
7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。

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。

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。

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。

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。



(3) 主蒸気管破断時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)

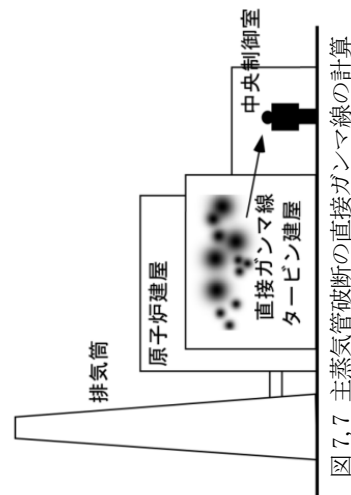
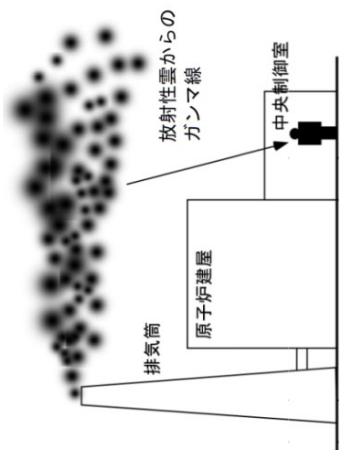
- a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する (図 7.7)
- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んで見込み。
- d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量

× 直交替による滞在時間割合 *1

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

- 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。
- 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。
- 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。
- 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。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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>7.2 (1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p>	<p>7.2 (2) 建物から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。</p>
<p>図 7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算（BWR型原子炉施設）</p>  <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>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p>(2) 建物から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。</p> 

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (E_γ≥1.5MeV以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 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＝(8h/直×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線 (BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 + (半球状雲による線量)</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、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> $H_j = \int_0^T K(D_i/Q_i)(t) B \exp(-\mu' X') dt \dots\dots\dots (7.1)$ <p>H_j : 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_i(t) : 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線0.5MeV換算) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 Bexp(-μ' 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>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 (E_γ≥1.5MeV以上) の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況	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）
	<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_T = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_T E_T R}{V} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \dots\dots\dots (7.2)$ <p> H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q_T : 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 (m³) E_T : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/m) R : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (m/s) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (l/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい、放出放射能による線量</p> $H_T = \int_0^T K(D/Q) Q_T(t) B \exp(-\mu' X') dt \dots\dots\dots (7.3)$ <p> H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, K=1) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_T(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (γ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 (l/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (1) 次のa)及びb)について、7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。 a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度 b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度 なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。 (2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9) a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>
	<p>7.3 →内規のとおり</p> <p>7.3(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては、7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>

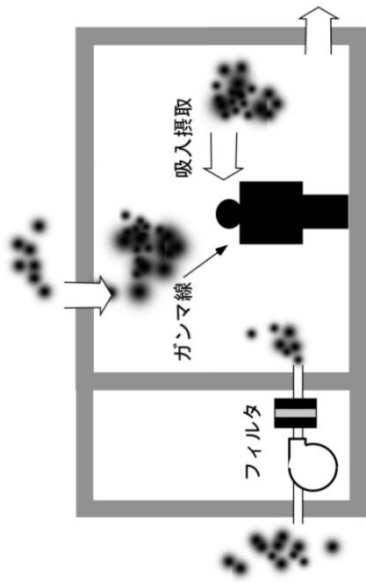


図 7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

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ながら、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。

a) 建屋影響を考慮しない場合

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

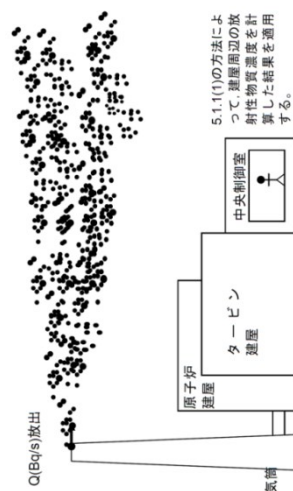


図 7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

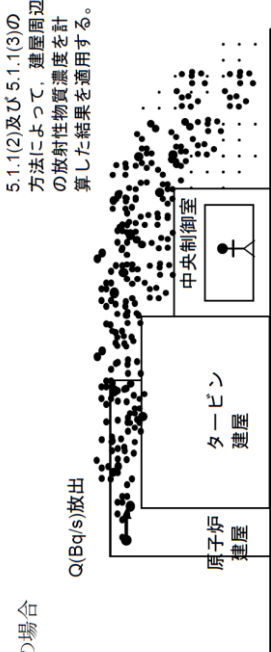
b) 建屋影響を考慮する場合

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）。

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ながら、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。

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。

7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p> <p>5.1.1(2)及び5.1.1(3)の方法によって、建屋周辺の放射性物質濃度を計算した結果を適用する。</p>  <p>図 7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り込まれること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における核種 i の外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 x/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。(7.4) 式の中央制御室の区画の濃度とする。)</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説 7.2】。</p>	<p>7.3.2 → 内規のとおり</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室空調換気系及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの効率は、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 x/Q の評価点は、外気取入れを行うため、中央制御室空調換気系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、空調換気系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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

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

$$+ \sum_{r=1}^N (1 - E_{ir}^k) \alpha_r S_r^k(t) + \alpha_I S_I^k(t)$$

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

$$S_I^k(t) = (\chi/Q)_I Q^k(t)$$

..... (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 (m^3/m^3)

$Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s)

α_i : 空気取入量 (m^3/s)

空気取入量 = 空気取入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積)

$S_i^k(t)$: 空気取入を計算する核種 k の濃度 (Bq/ m^3)

$(\chi/Q)_I$: 空気取入に対する評価点 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。

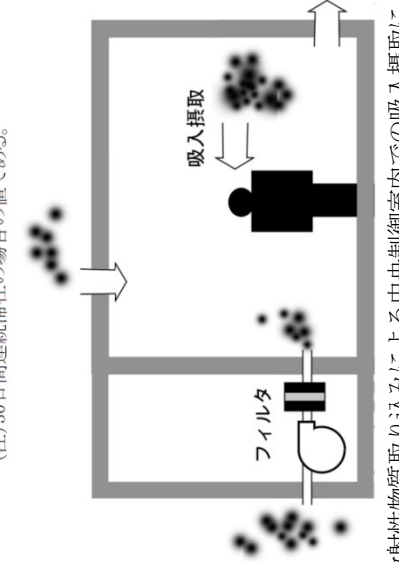
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図 7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>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 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$ ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_e C_i(t) dt \quad (7.5)$ <p>H_I : 元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_e : 元素(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_i(t)$: 時刻<i>t</i>における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) T : 計算期間(30日間) (s) (注) 30日間連続滞在の場合の値である。</p> 	<p>7.3.3 →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する。外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>

図 7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 × 直交替による滞在時間割合＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_{IP}(t) dt \quad (7.6)$ <p>H_I : 要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_{∞} : 要素(1-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) 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(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き躯体で区画され、運転員がその区画内のみに入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式(※5)によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4 → 内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

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

- 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。

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。

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

- 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)

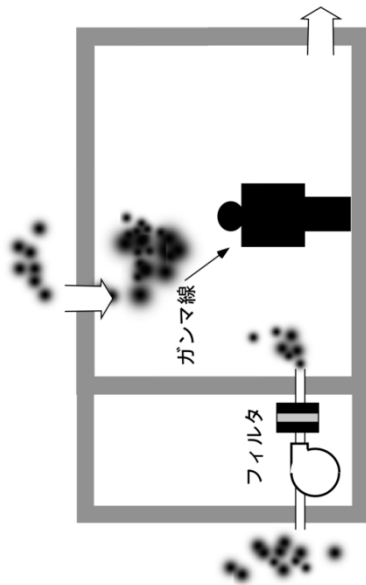
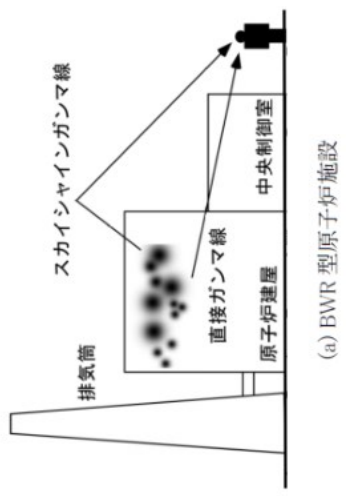



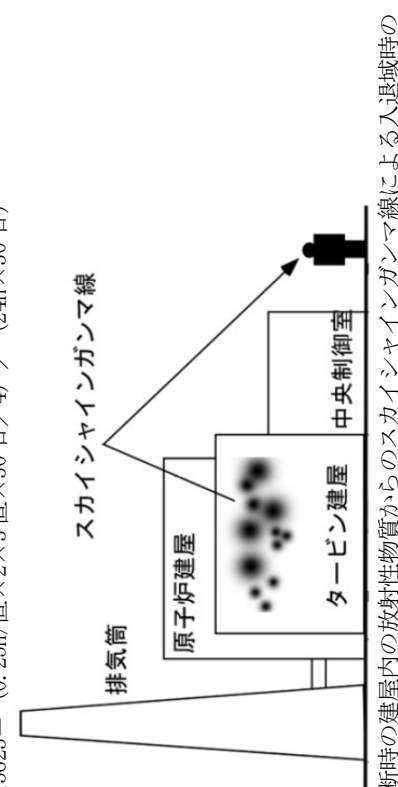
図 7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

<p>原子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）</p> <p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量×直交による滞在時間割合＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式(※5)によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{sp}(t) dt \dots\dots\dots (7.9)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV / dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/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 (Bq / m³) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間 (30日) (s) </p> <p>(注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算する(図7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 蒸気発生器伝熱管破損(PWR型原子炉施設)のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要である。</p>	<p>中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4 →内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算している。</p>
--	--



(a) BWR型原子炉施設
 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>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）</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>外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.4.1 → 内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋（二次格納施設）内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線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、1 号炉タービン建屋の入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>
<p>図 7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR 型原子炉施設）</p> 	<p>図 7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR 型原子炉施設）</p>

原子力発電所中央制御室の線量評価 (BWR 型原子炉施設)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後 30 日間, タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 入退域時の評価点における積算線量を計算する (図 7.17)。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の計算」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, 建造物の配置, 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> <ol style="list-style-type: none"> 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし, 入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し, 移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合, 移動に伴って, 複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。 <p>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 = 入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例: 4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h/直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間, タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を, 建造物の配置, 形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域での所要時間を, 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(3)e) 計算に当たっては, 1) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は, 1 号炉タービン建屋の入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 示されたとおり計算している。</p>
 <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>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）</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>外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.4.2 → 内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</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、1) の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1) 入退域時の評価点は、1 号炉タービン建屋の入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>
--	---

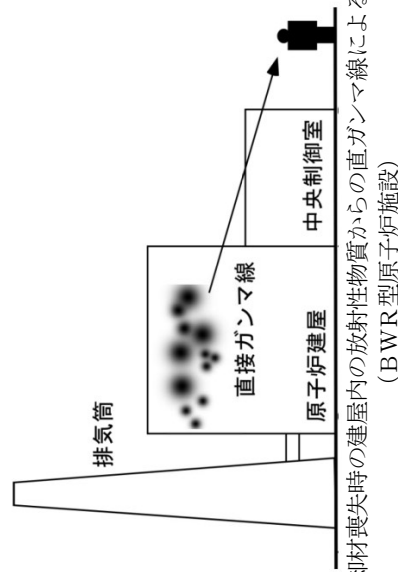


図 7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直ガンマ線による入退域時に被ばく (BWR 型原子炉施設)

<p>原子力発電所中央制御室の線量評価 (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直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する (図 7.20)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合 $0.015625 = (0.25h / 直 \times 2 \times 3 直 \times 30 日 / 4) / (24h \times 30 日)$</p>	<p>中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)1) 入退域時の評価点は、1 号炉タービン建屋の入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>
--	--

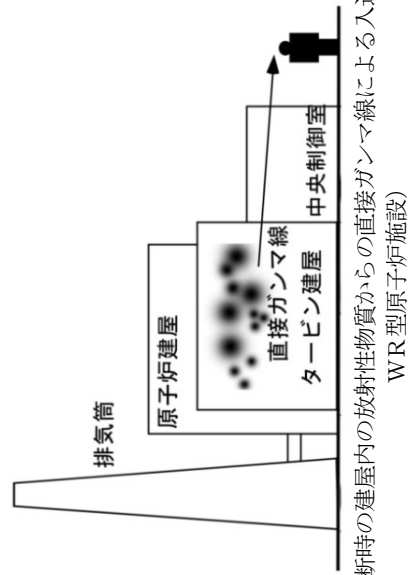
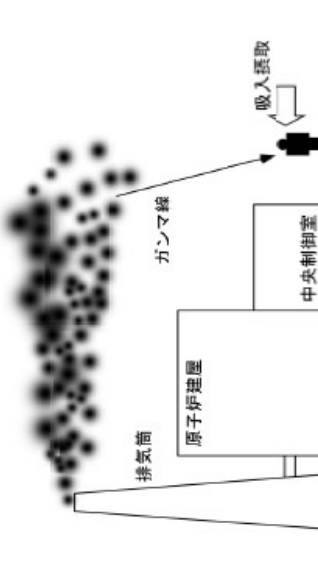
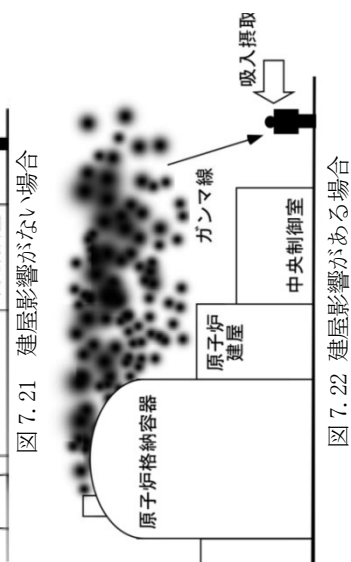
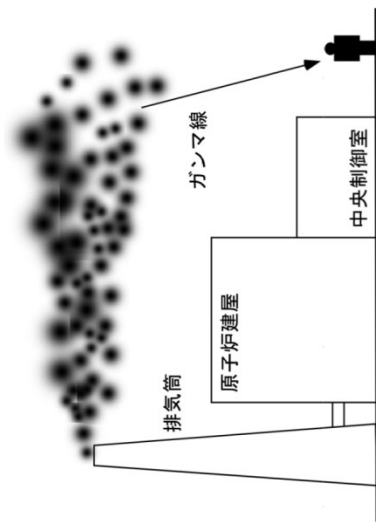


図 7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく (BWR 型原子炉施設)

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

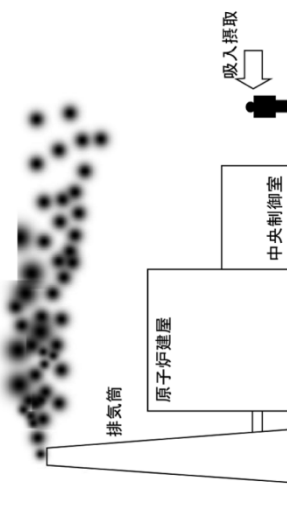
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する（図 7.23）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の 2 次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性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



(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 α/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。
- (3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
- (4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
- a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。
- b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。

- 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 α/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。
- 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。
- 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。
- 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a) の仮定を用いて評価している。
- 7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、1 号炉タービン建物の入口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)</p>	<p>中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。 内部被ばく線量 = 放出による素の吸入摂取による実効線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_s(\alpha/Q)Q_I(t)dt \dots\dots\dots (7.11)$ <p>H_I : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率 (成人活動時) (m^3/s) H_s : 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) α/Q : 相対濃度 (s/m^3) $Q_I(t)$: 時刻 t におけるよう素環境放出率 (Bq/s) T : 計算期間 (30日間) (s)</p> <p>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</p> 	<p>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>
<p>図 7.24 原子炉冷却材喪失時の放射状性雲の吸入摂取による入退域時の被ばく (a) BWR 型原子炉施設</p>	

運用，手順説明資料

第26条 原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則第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。

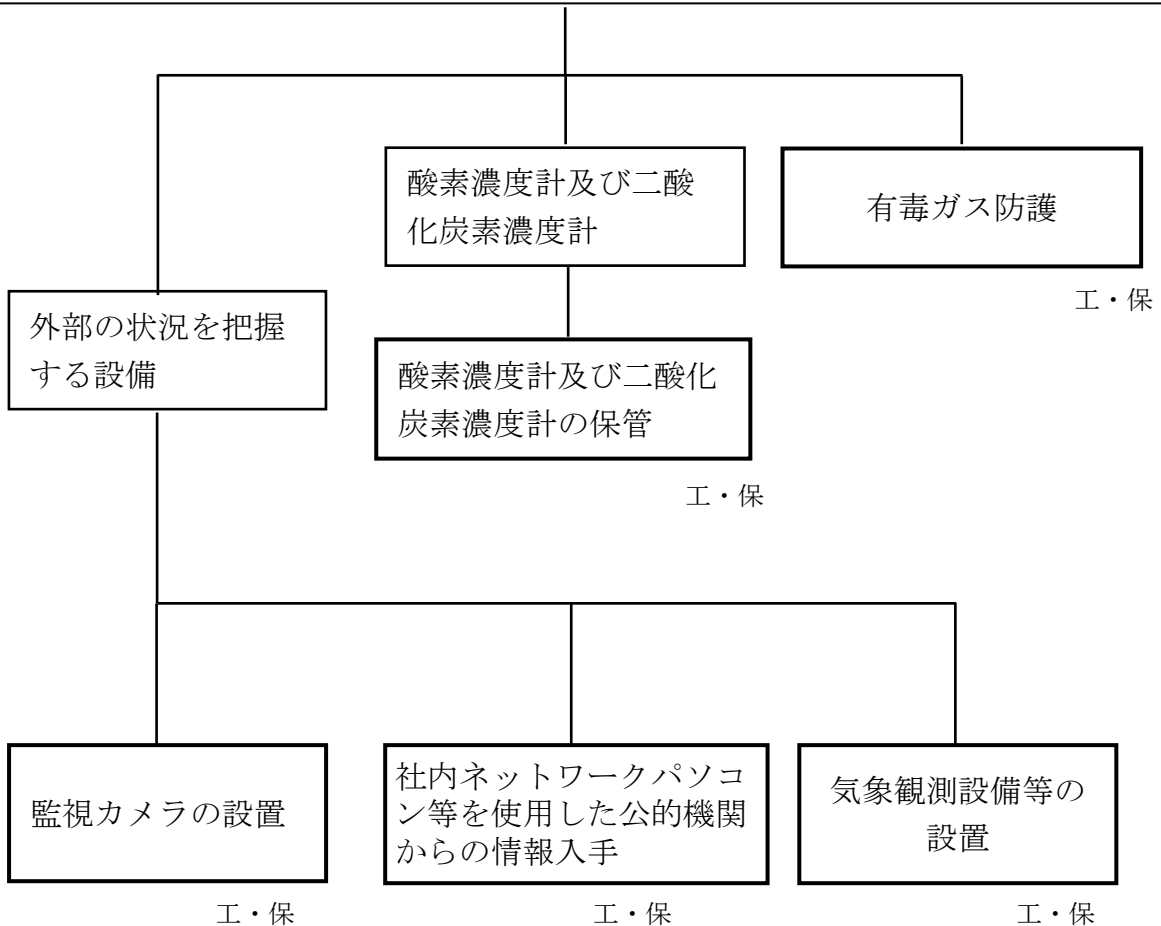
二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。

【条文要求】（技術基準規則第38条）

発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。

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

6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。



【後段規制との対応】

- 工：工認（基本方針，添付書類）
- 保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
- 核：核物質防護規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】

- ：添付六，八に反映
- ：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

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	—
	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	運用・手順	手順に基づき，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境の確認を行う。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	有毒ガス防護	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地内可動源からの有毒ガス発生に対応するため，全面マスクの配備，着用手順を整備する。 ・ 予期せぬ有毒ガスの発生時に対応するため，酸素呼吸器の配備，着用手順を整備する。 ・ 有毒ガスの発生による異常を検知したことを通信連絡設備により連絡する手順を整備する。
		体制	<ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地内可動源からの有毒ガス発生及び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。 ・ 敷地内可動源からの有毒ガス発生及び予期せぬ有毒ガスの発生を考慮し，指示要員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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 化学物質の取り扱い及び酸素呼吸器等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

設計基準対象施設		点検項目	点検頻度
所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)	ハンドセット ステーション, スピーカ	外観点検 機能・性能試験	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・性能試験	1回/6ヶ月
	P H S 端末		
	F A X		
局線加入電話設備	固定電話機	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
	F A X		
テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
有線式通信設備	有線式通信機	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
	衛星電話設備 (携帯型)	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
無線通信設備	無線通信設備 (固定型)	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
	無線通信設備 (携帯型)	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
安全パラメータ 表示システム (S P D S)	S P D S データ 収集サーバ	外観点検 機能・性能試験	1回/年
	S P D S 伝送サーバ	外観点検 機能・性能試験	1回/年
	S P D S データ表示装置	外観点検 機能・性能試験	1回/年
専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン)	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
	衛星社内電話機	外観点検 機能・性能試験	
統合原子力防災ネッ トワークに接続する 通信連絡設備	テレビ会議システム	外観点検 機能・性能試験	1回/6ヶ月
	I P - 電話機		
	I P - F A X		
データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	外観点検 機能・性能試験	1回/年