

東海第二発電所

中央制御室等について

第 26 条 原子炉制御室等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 適合のための設計方針

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

3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

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

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

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

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

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
二 発電用原子炉施設の外部の状況を把握する設備を有するものとする。	3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。	追加要求事項
三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。	第 2 項と同じ	変更なし

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

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

1.2 適合のための設計方針

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把握するために、原子炉建屋屋上他に設置する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、津波、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等にて測定し中央制御室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FAX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。

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、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、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、凍結、降水、

積雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突）の影響について，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，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，津波の襲来を適切に監視できる位置・方向に設置する。また，津波監視カメラは基準津波の影響をうけることがない高所に設置する。

構内監視カメラは，自然現象等の監視強化のため，原子炉建屋屋上及び使用済燃料乾式貯蔵建屋屋上に設置し，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ピット水位計及び潮位計を設置する。

(3) 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の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 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。

3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

原子炉制御室について

(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要

- 1.1 新規制基準への適合方針
- 1.2 設計における想定シナリオ

2. 設計方針

- 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 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 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理
- 2.3 汚染の持ち込み防止について
- 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室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 中央制御室内待避室の運用について
- 3.2 配備する資機材の数量について
- 3.3 チェンジングエリアについて
- 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
- 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

1. 概要

1.1 新規制基準への適合方針

(1) 設計基準事象への対処

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

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

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p><u>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p>	<p>第 26 条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第 1 項第 1 号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p>2 第 1 項第 2 号に規定する「<u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する</u>」とは、<u>原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p>	<p>（追加要求事項への適合方針は以下の通り）</p> <p>・ <u>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、原子炉建屋屋上に設置する監視カメラの映像により、津波等の外部事象を昼夜にわたり監視できる設計とする。</u></p> <p>・ <u>また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能である。</u></p> <p>・ <u>更に、公的機関の警報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて受信可能である。</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>二 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>三 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>三 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>四 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>五 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。</p>	
---	--	--

第 1.1-2 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第 38 条（原子炉制御室）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>二 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>第 3 8 条（原子炉制御室等）</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>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 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、<u>発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>12 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「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</u></p>	<p>・設置許可基準規則第二十六条第1項第2号に同じ。</p> <p>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し、運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し、実効線量が100mSv以下であることを確認している。また、フィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。</p>
--	--	---

	<p>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。</p> <p>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</p> <p>13 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒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は遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは、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。</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>14 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>・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する。</p>

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第五十九条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第七十四条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下第 1.1-3 表のとおりである。

第 1.1-3 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第五十九条（原子炉制御室等）

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><u>(原子炉制御室)</u></p> <p><u>第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</u></p>	<p><u>第 5 9 条（原子炉制御室）</u></p> <p><u>1 第 5 9 条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</u></p> <p><u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p><u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p><u>① 本規程第 3 7 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</u></p>	<p><u>(なお、重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。)</u></p> <p><u>・中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備(中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系、及び可搬型照明（S A）)を設置する設計とする。</u> <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、原子炉建屋ガス処理系、及び可搬型照明（S A）)は、常設代替交流電源設備から給電可能な設計する。</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>・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定する。</u></p> <p><u>・（マスクの着用は考慮しない）</u></p>

	<p><u>てもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>③ <u>交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>④ <u>判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p>c) <u>原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p>	<p>・<u>運転員は5直2交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</u></p> <p>・<u>中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を、中央制御室出入口近傍に設けることとしている。</u></p>
--	--	---

※なお「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」 第七十四条（原子炉制御室）も同様の記載のため、省略する。

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

第 1.1-4 表 重大事故対処設備に関する概要（59 条 原子炉制御室）

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室換気系 空気調和機ファン	(中央制御室換気系) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—
	中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—
	中央制御室換気系 チャコールフィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—
	中央制御室換気系 給排気隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—
	非常用ガス再循環系排風機	(原子炉建屋ガス処理系) —	(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	—
	非常用ガス処理系排風機			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—
	非常用ガス再循環系フィルタトレイン			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	—
	非常用ガス処理系フィルタトレイン			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	—
	原子炉建屋ガス処理系 配管・弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※ ¹	—

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保 (続き)	中央制御室待避室 空気ポンベユニット (空気ポンベ)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	
	中央制御室待避室 空気ポンベユニット (配管・弁)	—	—	常設	可搬型重大事故緩和設備	—
	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)	—
	データ表示装置 (待避室)	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
	可搬型照明 (S A)	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星用電話設備 (固定型) (待避室)	—	—	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	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	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
	常設代替交流電源設備	57条に記載				
汚染の持込みを防 止する設備	可搬型照明 (S A)	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	常設代替交流電源設備	57条に記載				

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

(1) 設計基準事故時の想定シナリオ

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

(2) 重大事故時の想定シナリオ

東海第二発電所においては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）の解釈第 59 条 1b) 及び技術基準の解釈第 74 条 1b)，並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）」である「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗に加えて全交流動力電源が喪失するシーケンス」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ができる代替循環冷却系を整備する。しかしながら、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代

替循環冷却系の機能喪失を仮定する。格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗に全交流動力電源喪失を加えた状態」を選定する。

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

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

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

2. 設計方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

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

(1) 監視カメラ

原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、及び地震、津波）及び発電所構内の状況を、原子炉建屋屋上に設置する津波監視カメラ、原子炉建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋屋上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) 取水ピット水位計／潮位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

(3) 気象観測設備

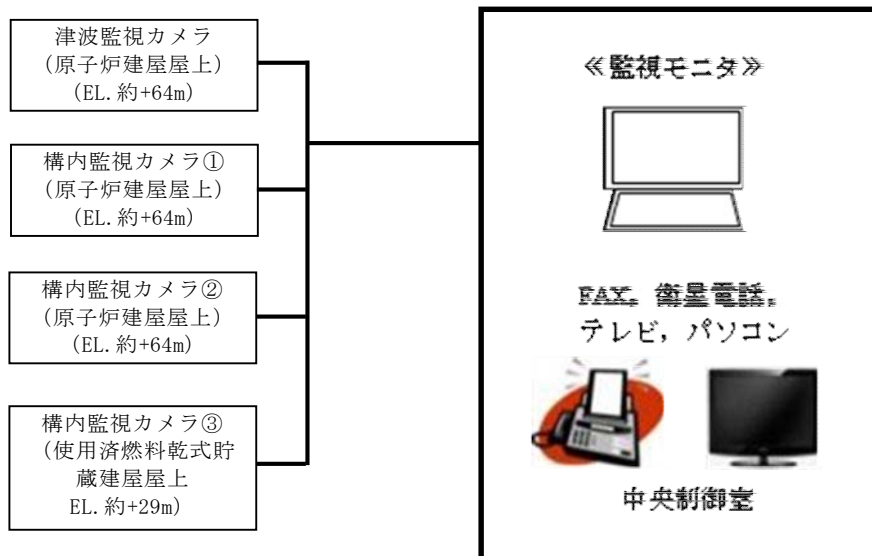
発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

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

 : D B 範囲

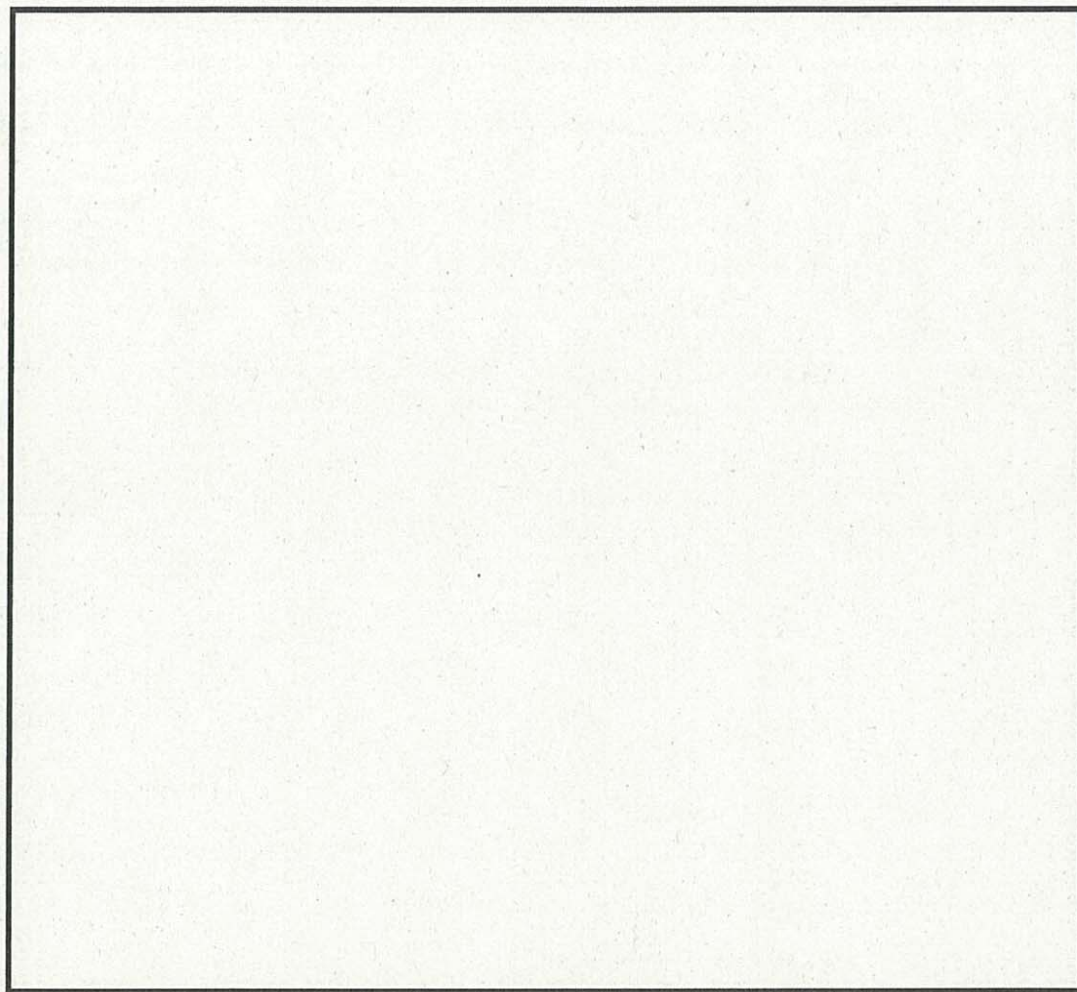
(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

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



第 2.1-1 図 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲



第 2.1-2 図 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

 : D B 範囲

2.1.2 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で構成する。

津波監視カメラは、津波の襲来を適切に監視できる位置・方向に設置する。

また、津波監視カメラは基準津波（T.P. +17.1m）の影響を受けることがない高所に設置する。第 2.1-1 表に津波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原子炉建屋屋上及び使用済燃料乾式貯蔵建屋屋上に設置し、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第 2.1-2 図に、第 2.1-2 表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できるように配慮して配置する。各々のカメラが監視可能な原子炉施設及び周辺の構内範囲を第 2.1-3, 4 図に示す。

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

 : D B 範囲

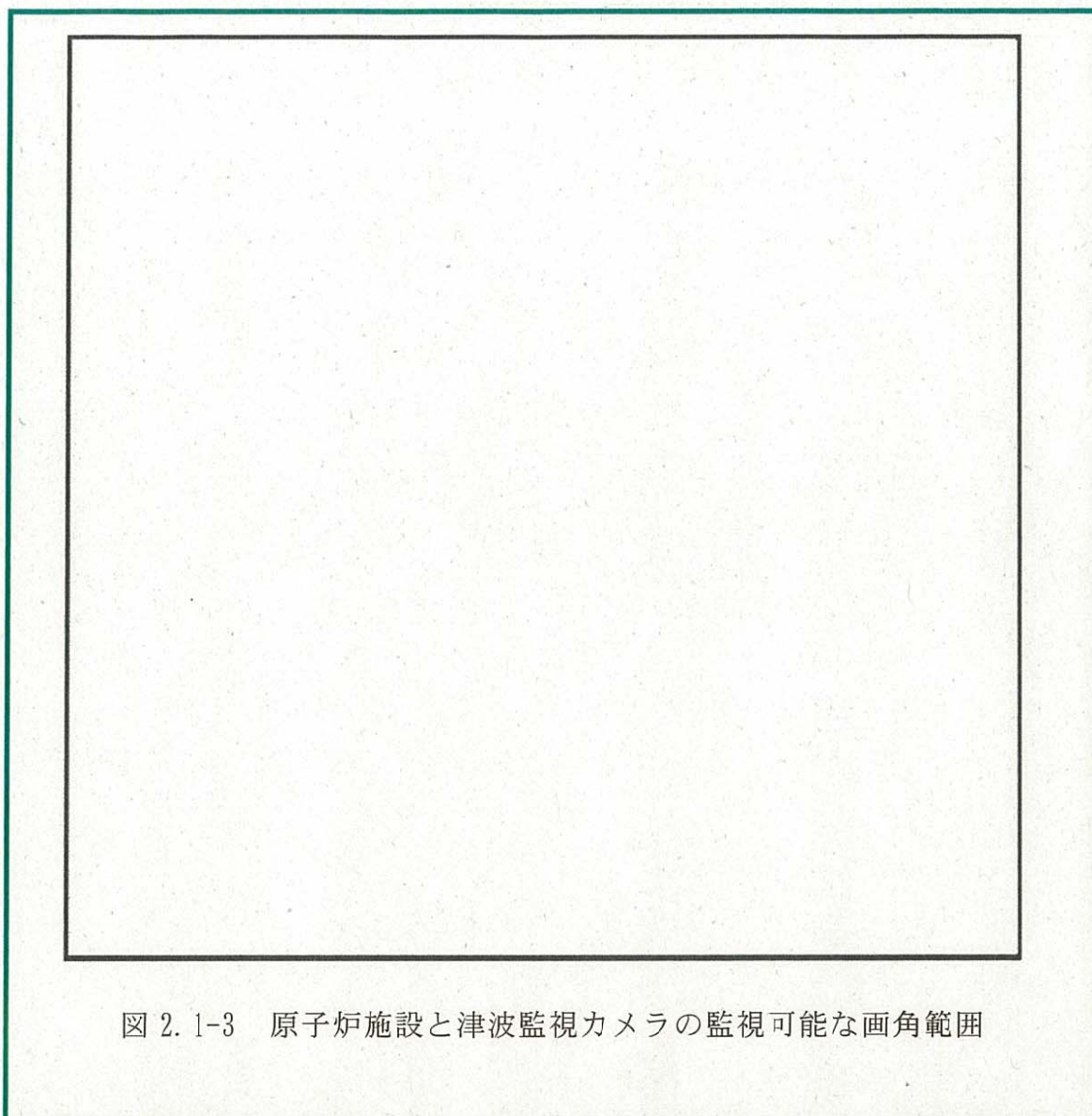
第 2.1-1 表 津波監視カメラの概要

	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続) 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	S クラス相当
供給電源	代替交流電源から給電可能
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重	積雪を考慮した荷重にて設計
台数	原子炉建屋屋上 1 台

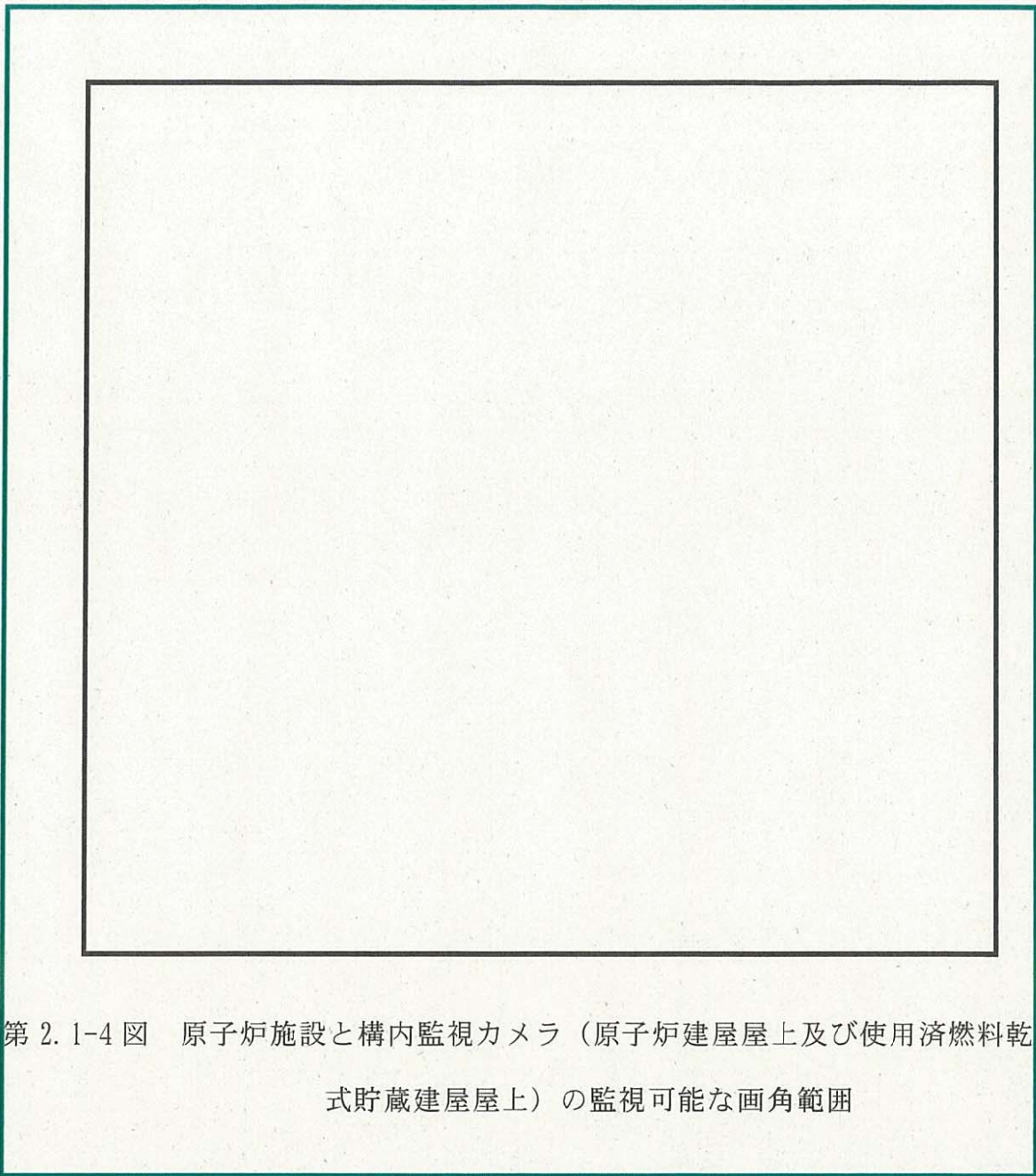
第 2.1-2 表 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ①～③
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続) 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	C クラス
供給電源	代替交流電源から給電可能
台数	原子炉建屋屋上 2 台 使用済燃料乾式貯蔵建屋屋上 1 台


 : D B 範囲



 : D B 範囲



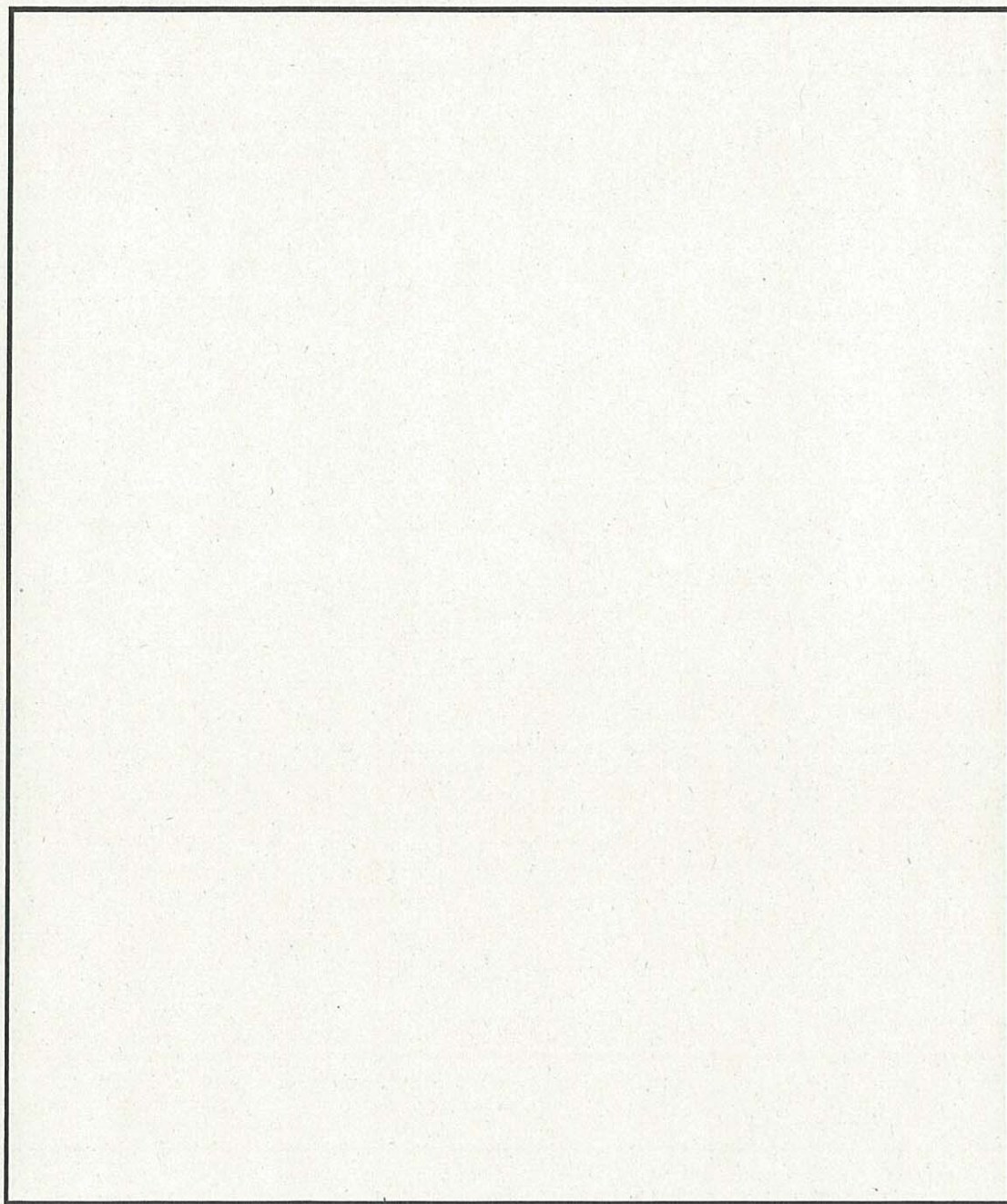
第 2. 1-4 図 原子炉施設と構内監視カメラ（原子炉建屋屋上及び使用済燃料乾式貯蔵建屋屋上）の監視可能な画角範囲

 : D B 範囲

2. 1. 3 監視カメラ映像サンプル

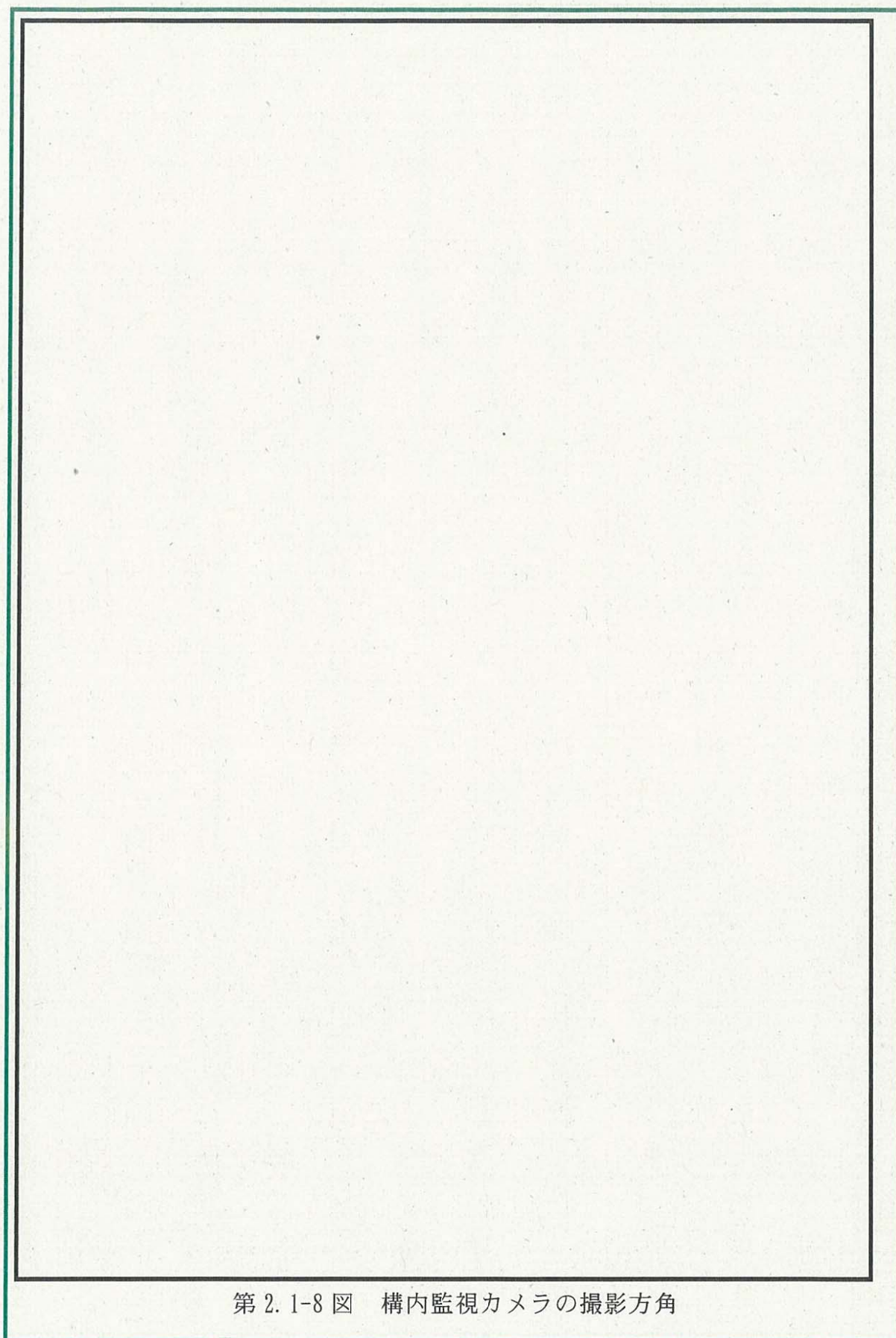
中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のサンプルを第 2. 1-5 図及び第 2. 1-7 図に示す。

また、津波監視カメラの撮影方向を第 2. 1-6 図に、構内監視カメラの撮影方向を第 2. 1-8 図に示す。



第 2. 1-6 図 津波監視カメラの撮影方角

 : D B 範囲



第 2. 1-8 図 構内監視カメラの撮影方角

 : D B 範囲

2.1.4 監視カメラで把握可能な自然現象等

地震，津波，及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」，「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち，監視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1-3表に示す。

第2.1-3表 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

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

※1：6条まとめ資料「東海第2発電所 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

※2：外部火災は「森林火災」，「近隣工場等の火災」を含む。

：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にて把握可能なパラメータを第 2.1-4 表に示す。

第 2.1-4 表 監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータ

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

: D B 範囲

2.2 酸素濃度計等について

2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

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

第 2.2-1 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び 外観	仕様等	
	検知原理	
 (酸素濃度計)	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
 (二酸化炭素濃度計)	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

 : D B 範囲

 : S A 範囲

2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素の管理

労働安全衛生法，J E A C 4622・2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び鉱山保安法施行規則を踏まえ，酸素濃度が19%を下回るおそれのある場合，又は二酸化炭素濃度が0.5%上回るおそれのある場合に，外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用とする。なお，法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は以下のとおりである。

(1) 酸素濃度

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

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

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

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

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

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

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

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



: D B 範囲



: S A 範囲

(2) 二酸化炭素濃度

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

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

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

【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み

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

(1) 許容 CO₂ 濃度

事務所衛生基準規則（昭和 47 年労働省令第 43 号、最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号）により、事務室内の CO₂ 濃度は 100 万分の 5000（0.5%）以下と定められており、中央制御室の CO₂ 濃度もこれに準拠する。

したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

第 2.2-3 表 二酸化炭素濃度の人体への影響について
（〔出典〕消防庁 二酸化炭素設備の安全対策
について（通知）H8.9.20）

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



: D B 範囲



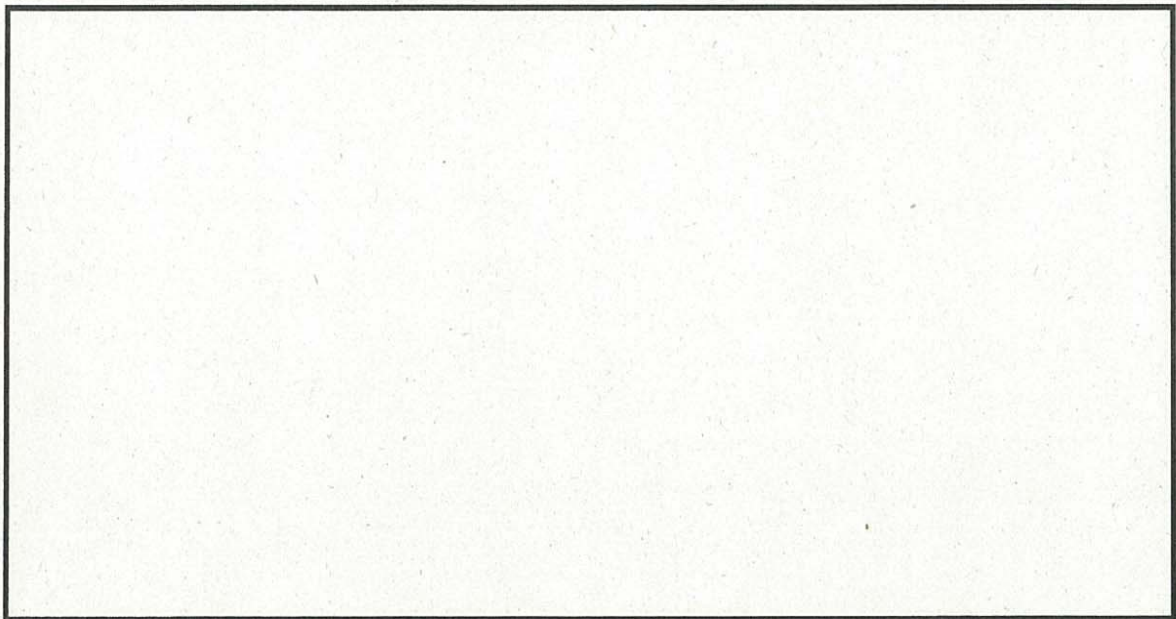
: S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは、中央制御室外で作業を行った要員が、中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは、要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。また、チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し、可搬型照明（S A）を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図 2.3-1 に示す。



第 2.3-1 図 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

 : S A 範囲

2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備として、遮蔽設備，換気系設備，通信連絡設備，データ表示装置（待避室），照明設備，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設置，又は保管する。

中央制御室は，周囲に遮蔽が設置されており，重大事故等が発生した場合に中央制御室換気系の給・排気隔離弁により外気との連絡口を遮断し，空気調和機ファン及びフィルタ系ファンによる高粒子フィルタ及びチャコールフィルタを通した閉回路循環方式とし，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

さらに，原子炉建屋ガス処理系により格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ原子炉建屋外に排出することで，運転員を過度の放射線の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避室は，中央制御室内に設置し，中央制御室待避室空気ポンプユニットにより中央制御室待避室内の遮蔽に囲まれた空間を正圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断することで，重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。また，重大事故時に格納容器圧力逃がし装置を作動させた場合においても，中央制御室にとどまる必要のある最低限の要員である３名を収容可能な設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室は，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータにより，居住性確保ができていることを確認可能な設計とする。また，中央制御室に保管している可搬型照明（S A）及びデータ表示装置（待避室）を中央制御室待避室に設置することで，継続的にプラン

トの監視を行うとともに，通信連絡設備により外部との連絡を可能とし，必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

： S A 範囲

2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

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

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 48.9℃、隣接区画を外気の設計最低温度-12.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは最大約 2m であるため、以下のとおり約 5.1Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

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

このため、正圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画+10Pa とする。

 : S A 範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

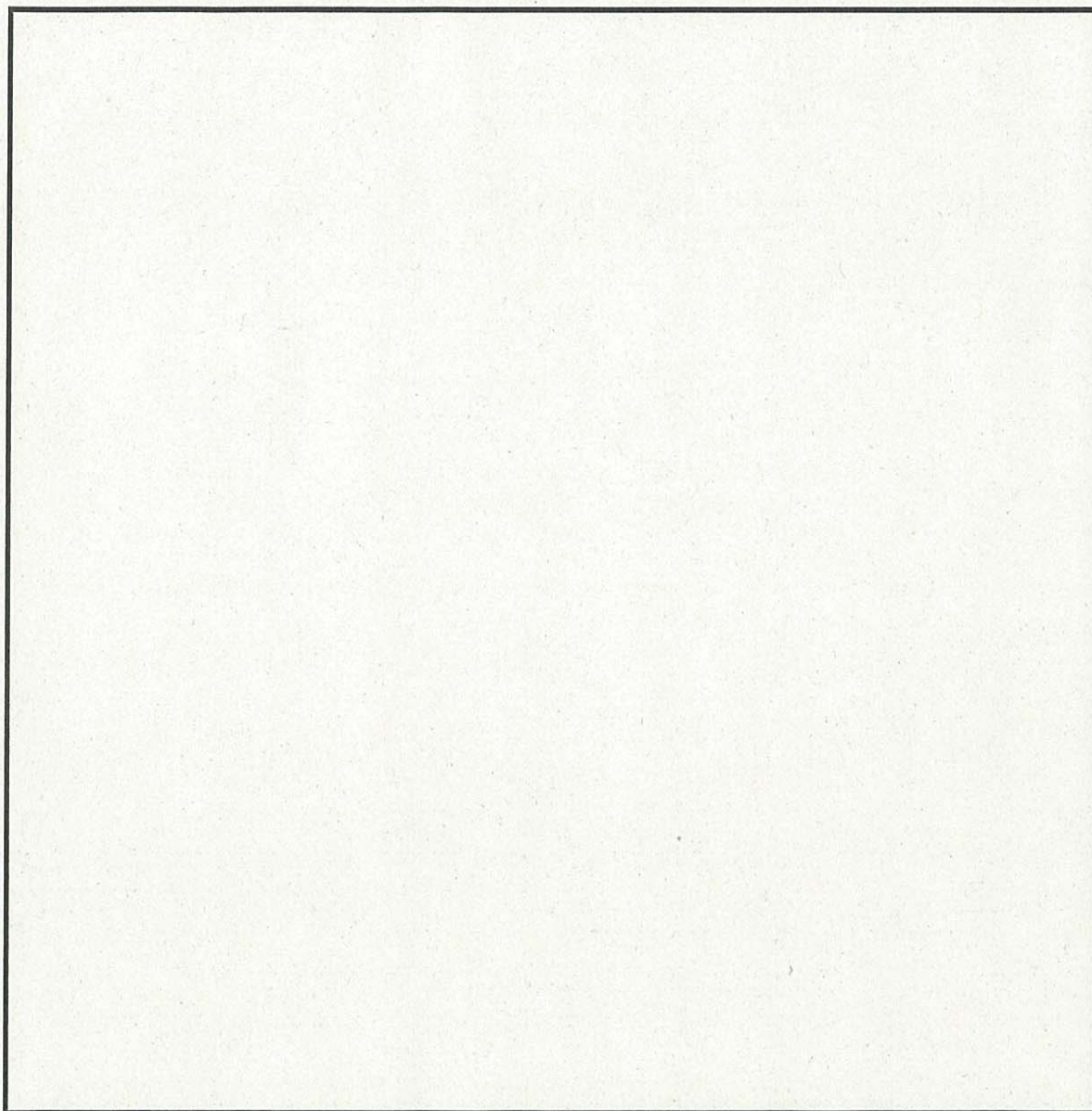
(1) 設計方針

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。通常時における中央制御室の換気系は、一部外気を取り入れる再循環方式により空気調整を行っているが、重大事故等発生時には外気取り入れのための給・排気隔離弁を全閉とし、中央制御室換気系を閉回路循環方式とすることにより、中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。また、原子炉建屋ガス処理系により格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ原子炉建屋外へ排出することで、運転員を過度の放射線被ばくから防護可能な設計とする。

 : S A範囲

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ の建屋躯体と一体となった壁であり、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。第 2.4-1 図に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



第 2.4-1 図 中央制御室の遮蔽 配置図

: S A 範囲

(3) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の概略図を、第 2.4-2 図に示す。

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

事故時は、外気取入口を遮断して、フィルタ系ファンによりフィルタ高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを通した閉回路循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する。なお、外気との遮断は、中央制御室換気系の給気隔離弁 4 弁、排気隔離弁 2 台の合計 6 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの操作スイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。

また、外気の遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることも可能な設計とする。。

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

【設備仕様】

- ・ 空気調和機ファン

台数：1 (予備1)

容量：約40,000 m³/h/台

- ・ フィルタ系ファン

台数：1 (予備1)

容量：約5,100 m³/h/台

・チャコールフィルタ

基数：1(予備1)

処理容量：5,100 m³/h/基

よう素除去効率：97%以上

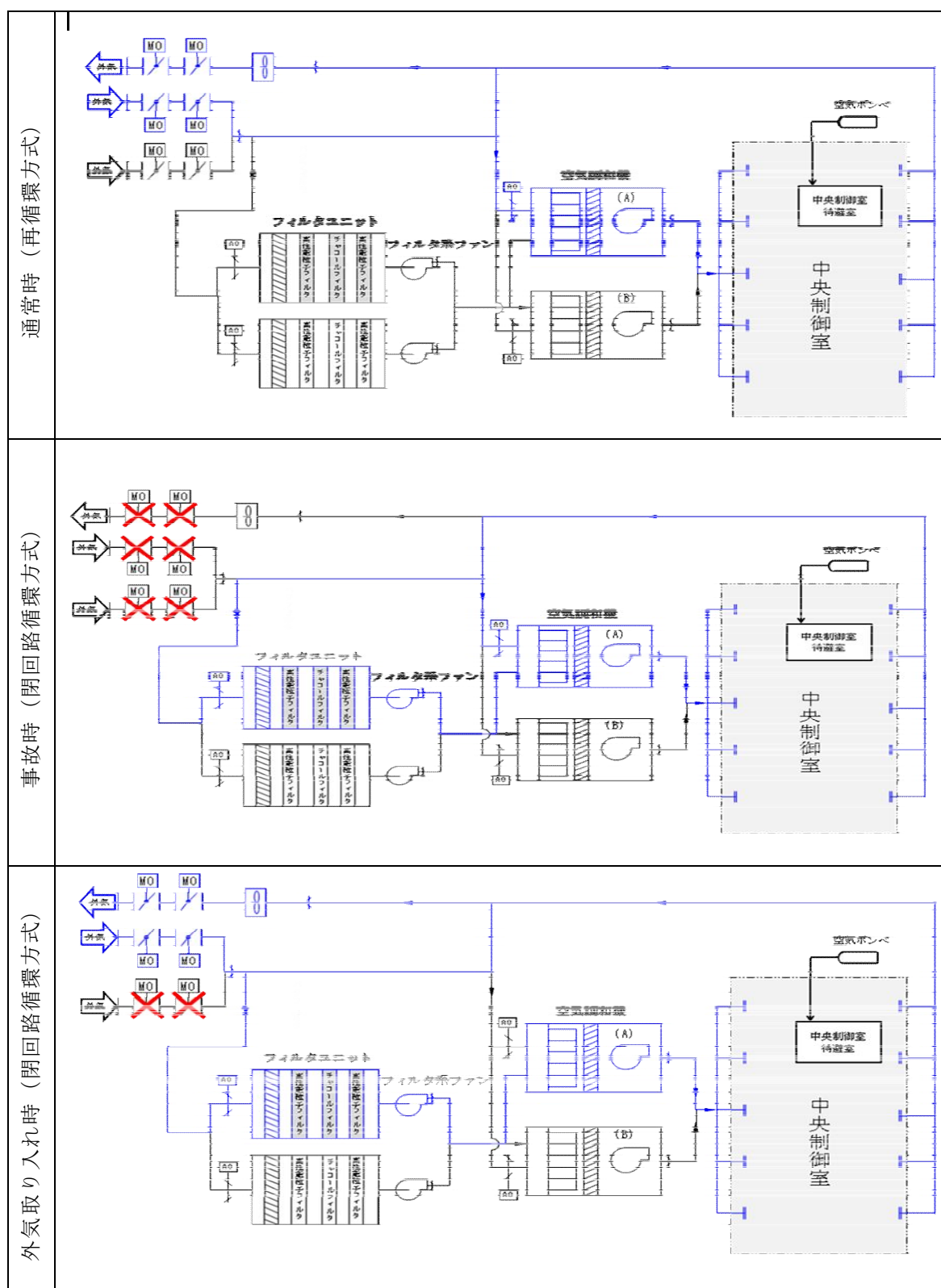
・高性能粒子フィルタ

基数：1(予備1)

処理容量：5,100 m³/h/基

粒子除去効率：99.97%以上（直径 0.5 μm 以上の粒子に対して）

 : S A 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系の概略図

： S A 範囲

(4) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス再循環系及び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、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し中央制御室にとどまるために設置している。これらの設備により、格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ原子炉建屋外に排出することで運転員を放射線被ばくから防護する。また、原子建屋内を負圧に保つことで、格納容器から漏えいした放射性物質の原子炉建屋外への直接放出を防止する。

非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の概略図を、第2.4-3図に示す。非常用ガス再循環系は排風機、フィルタトレインにより非常用ガス処理系は排風機及びフィルタトレインにより構成される。

非常用ガス処理系排風機は原子炉建屋内を約59Paの負圧に保ち、原子炉建屋内空気の100%を1日で処理する能力を有する設計とする。

非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタトレインはよう素用フィルタ及び粒子用高効率フィルタにより構成し、粒子用高効率フィルタにより粒子状の放射性物質を99.97%以上、非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタによりよう素を90%以上、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタによりよう素を97%以上除去する能力を有する設計とする。

これにより、炉心損傷が発生し、格納容器から放射性物質が漏えいした場合においても中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量は7日間で100mSvを超えない設計とする。

 : S A 範囲

【設備仕様】

・ 非常用ガス再循環系排風機

種類：遠心型

容量：17,000 m³／h r

個数：1（予備1）

・ 非常用ガス再循環系フィルタユニット

個数：1（予備1）

よう素用チャコールフィルタ：90%以上（系統効率）

粒子用高効率フィルタ：99.97%以上（直径0.5 μm以上の粒子に対して）

・ 非常用ガス処理系排風機

種類：遠心型

容量：3,570 m³／h r

個数：1（予備1）

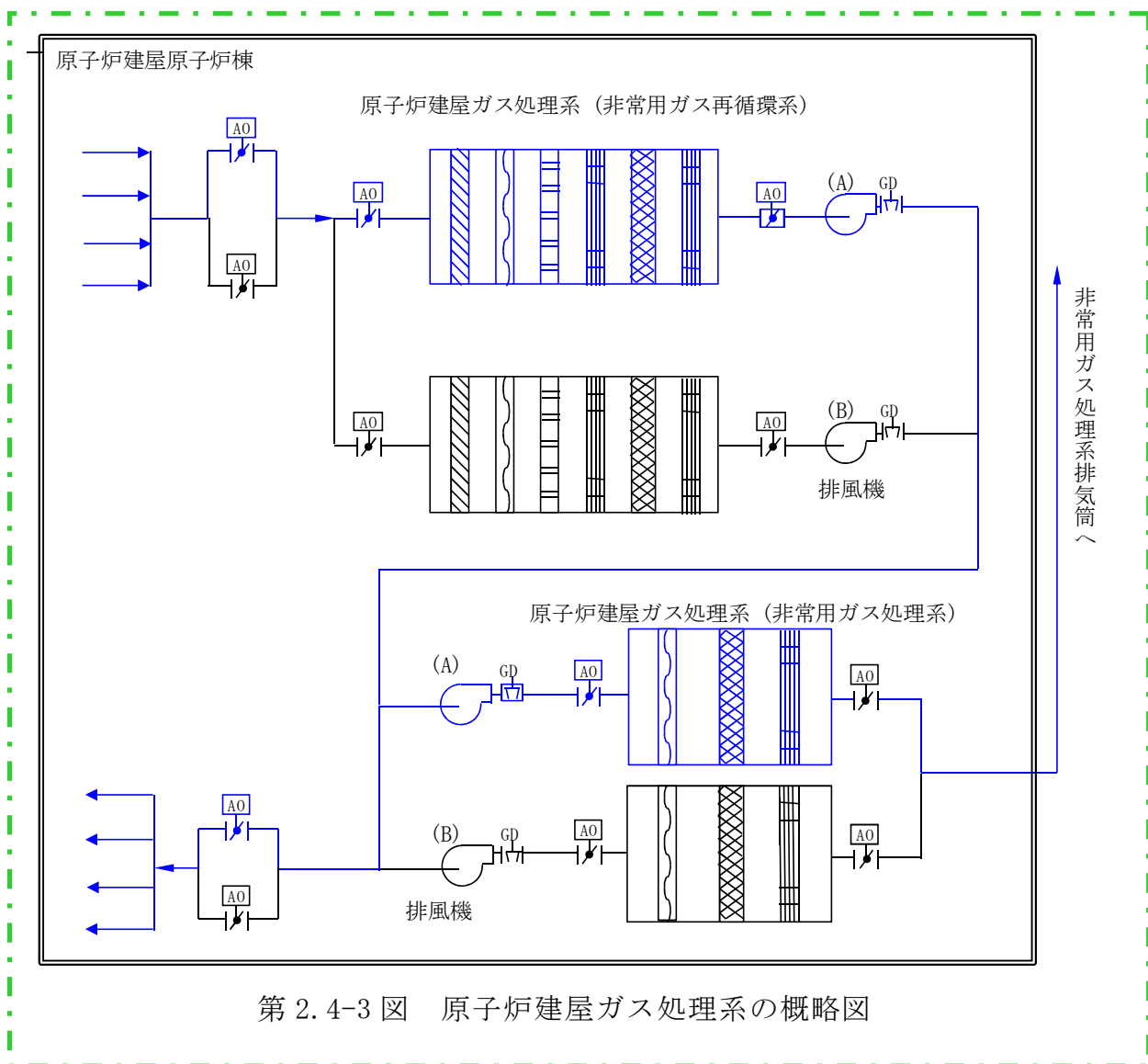
・ 非常用ガス処理系フィルタユニット

個数：1（予備1）

よう素用チャコールフィルタ：97%以上（系統効率）

粒子用高効率フィルタ：99.97%以上（直径0.5 μm以上の粒子に対して）

 : S A 範囲



： S A 範囲

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室待避室は、鉛又はコンクリート壁等により遮蔽性能を高めた設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、中央制御室待避室空気ポンプユニットにより中央制御室待避室を正圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。

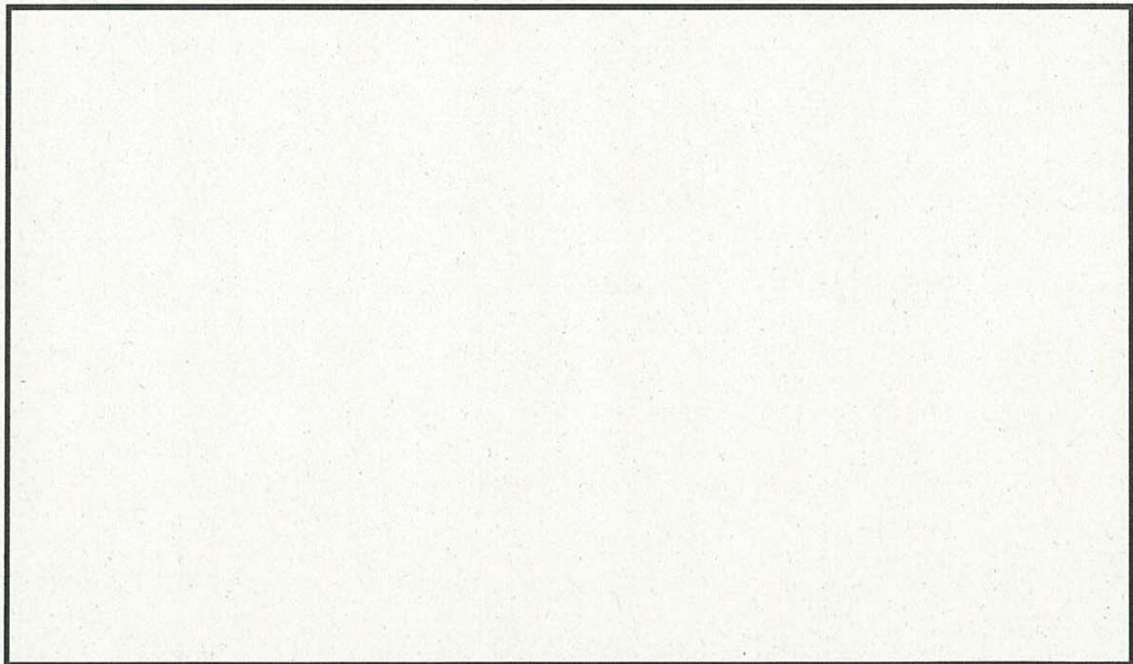
重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を空気ポンプにより正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる発電長等の被ばくを低減させることが可能な設計とする。また、2.4.2 項に示す正圧化の設計差圧であることを確認するため、差圧計を設置する。

：S A 範囲

(2) 収容人数及び設置場所

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

発電長等が中央制御室待避室に待避している間、プラントの運転操作は行わないことを基本とするが、操作が必要な事象が発生した場合に即座に対応できるよう、中央制御室内に設置する。中央制御室待避室の設置場所を、第2.4-4図に示す。



第2.4-4図 中央制御室待避室 設置場所

 : S A 範囲

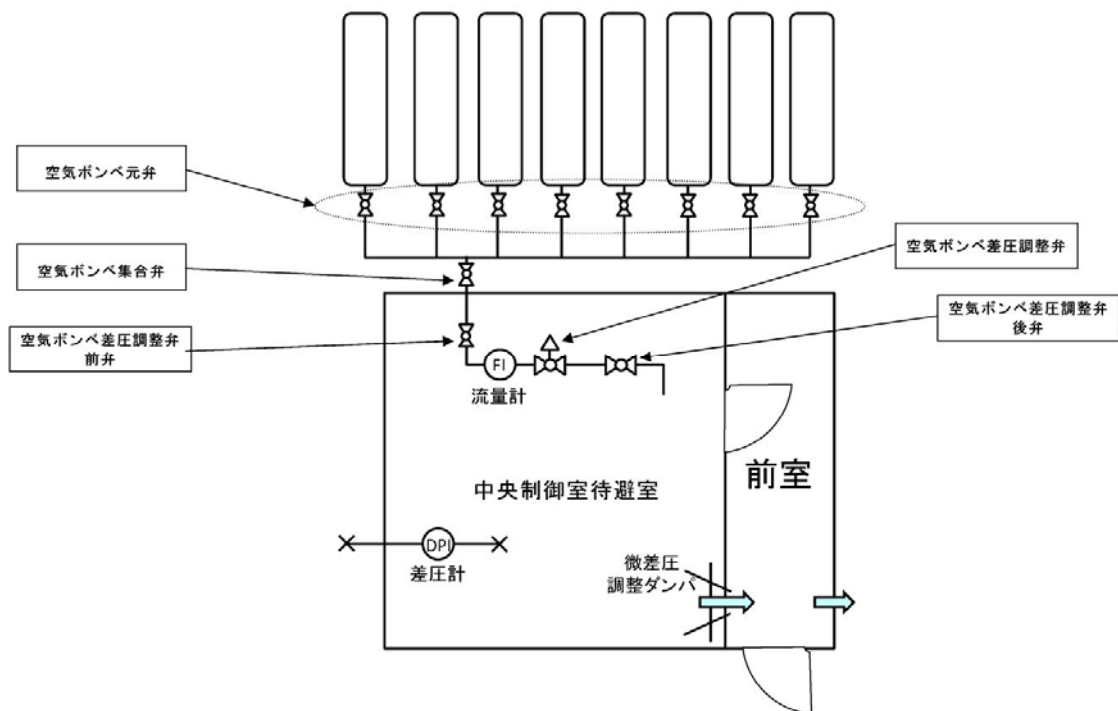
(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、鉛壁 20mm，若しくはそれと同等以上の遮蔽能力を期待できるコンクリート壁（一部，可搬遮蔽装置），若しくはコンクリート・鉛の複合壁とし，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。また，発電長等が出入りする扉については遮蔽扉を設置する。

(4) 中央制御室待避室空気ポンベユニット

a. 系統構成

中央制御室待避室空気ポンベユニットの概要図を，第 2.4-5 図に示す。空気ポンベから減圧ユニットを介し，流量計ユニットにより一定流量の空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は，微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また，中央制御室待避室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第 2.4-5 図 中央制御室待避室空気ポンベユニット 概要図

b. 必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n = 3$ （名）
- ・ 許容二酸化炭素濃度： $C = 0.5\%$ （J E A C 4622-2009）
- ・ 空気ボンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0 = 0.0336\%$
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量： $M = 0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量： $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$

（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

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

$$= 14.15$$

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

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n = 3$ 名
- ・ 吸気酸素濃度： $a = 20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b = 19\%$ （鉱山保安法施工規則）
- ・ 成人の呼吸量： $c = 0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度： $d = 16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$

（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

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

$$= 3.36$$

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

： S A 範囲

以上より、空気ポンベによる正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ とする。

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 5 時間正圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $6.00\text{m}^3/\text{本}$ から下記の通り 12 本となる。格納容器圧力逃がし装置作動時、中央制御室待避室内に滞在する発電長等（3 名）が 5 時間滞在するために必要な本数は 12 本である。なお、中央制御室待避室においては正圧化試験を実施し必要ポンベ本数が 5 時間の正圧化を維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・ポンベ供給可能空気量： $6\text{m}^3/\text{本}^*$

* 空気ポンベは標準圧力14.7MPaで $7\text{m}^3/\text{本}$ であるが、安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し $6\text{m}^3/\text{本}$ とする。

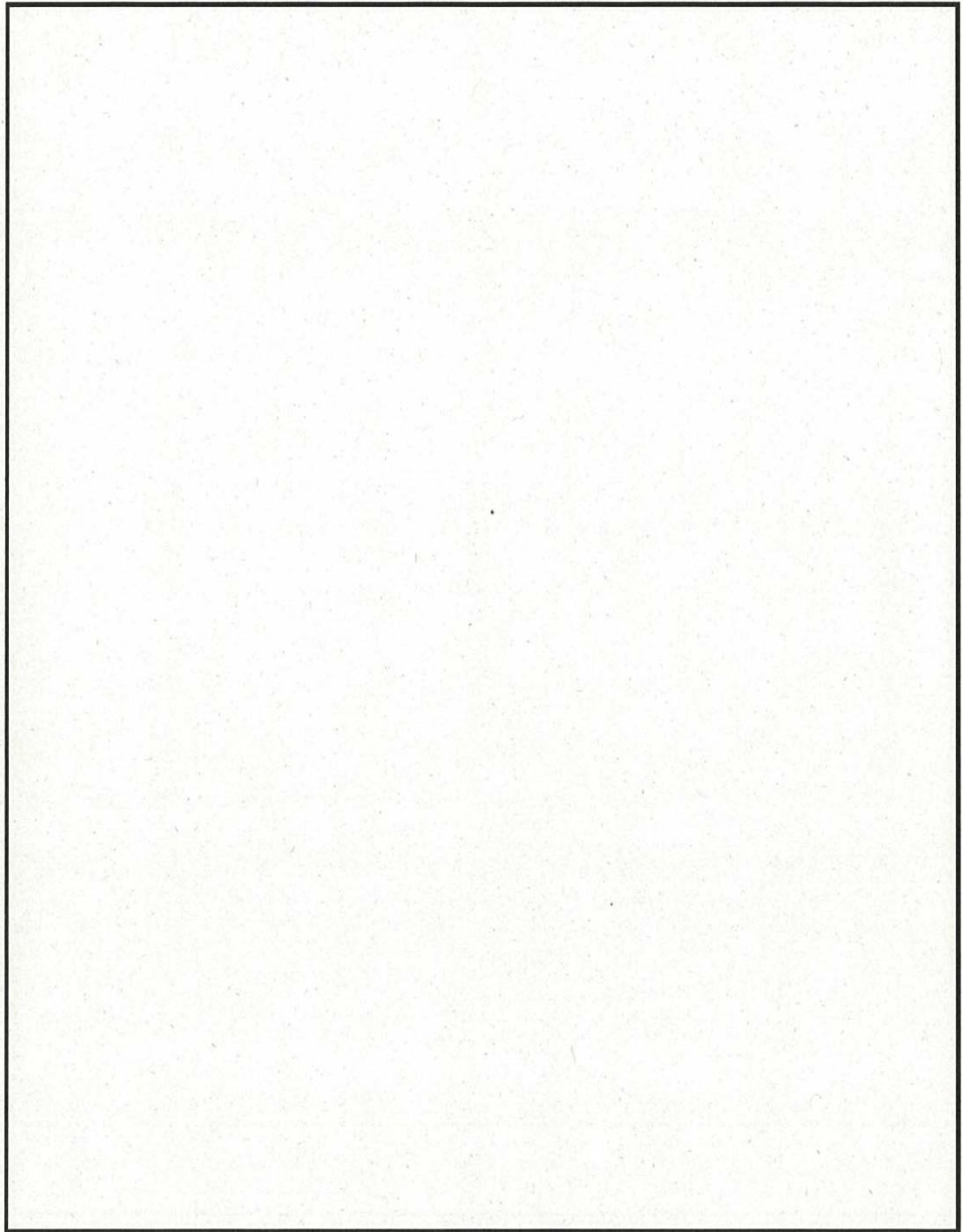
以上より、必要なポンベ本数は、下記の計算により12本となる。

$$\begin{aligned} & 14.2\text{m}^3/\text{h} \div 6\text{m}^3/\text{本} \times 5 \text{ 時間} \\ & = 11.9 \\ & \div 12 \text{ 本} \end{aligned}$$

： S A 範囲

d. 空気ポンベの設置エリア

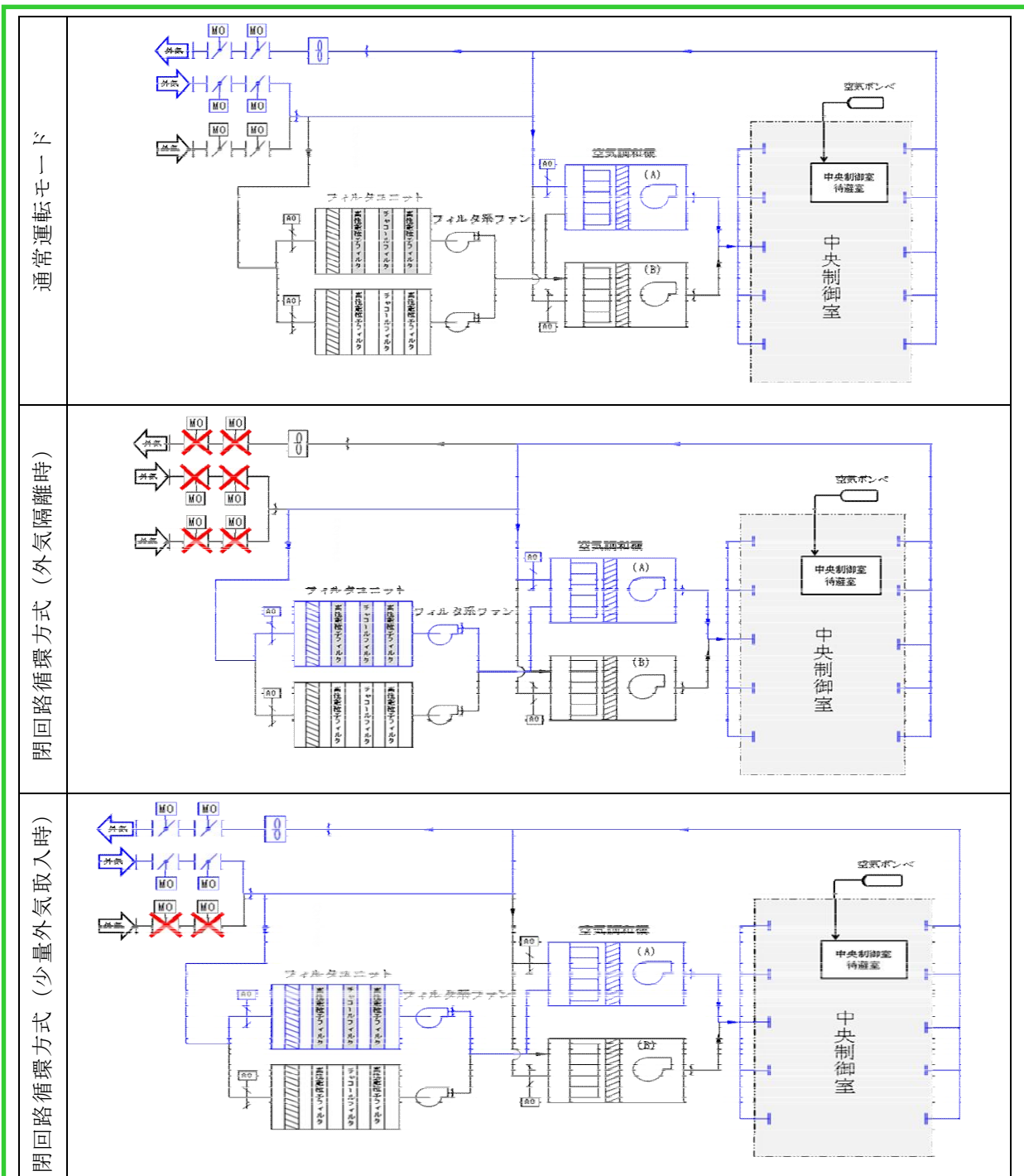
空気ポンベの配置を，第 2.4-6 図に示す。空気ポンベは中央制御室近傍の原子炉建屋附属棟 3 階に配置し，中央制御室待避室に空気を供給する。



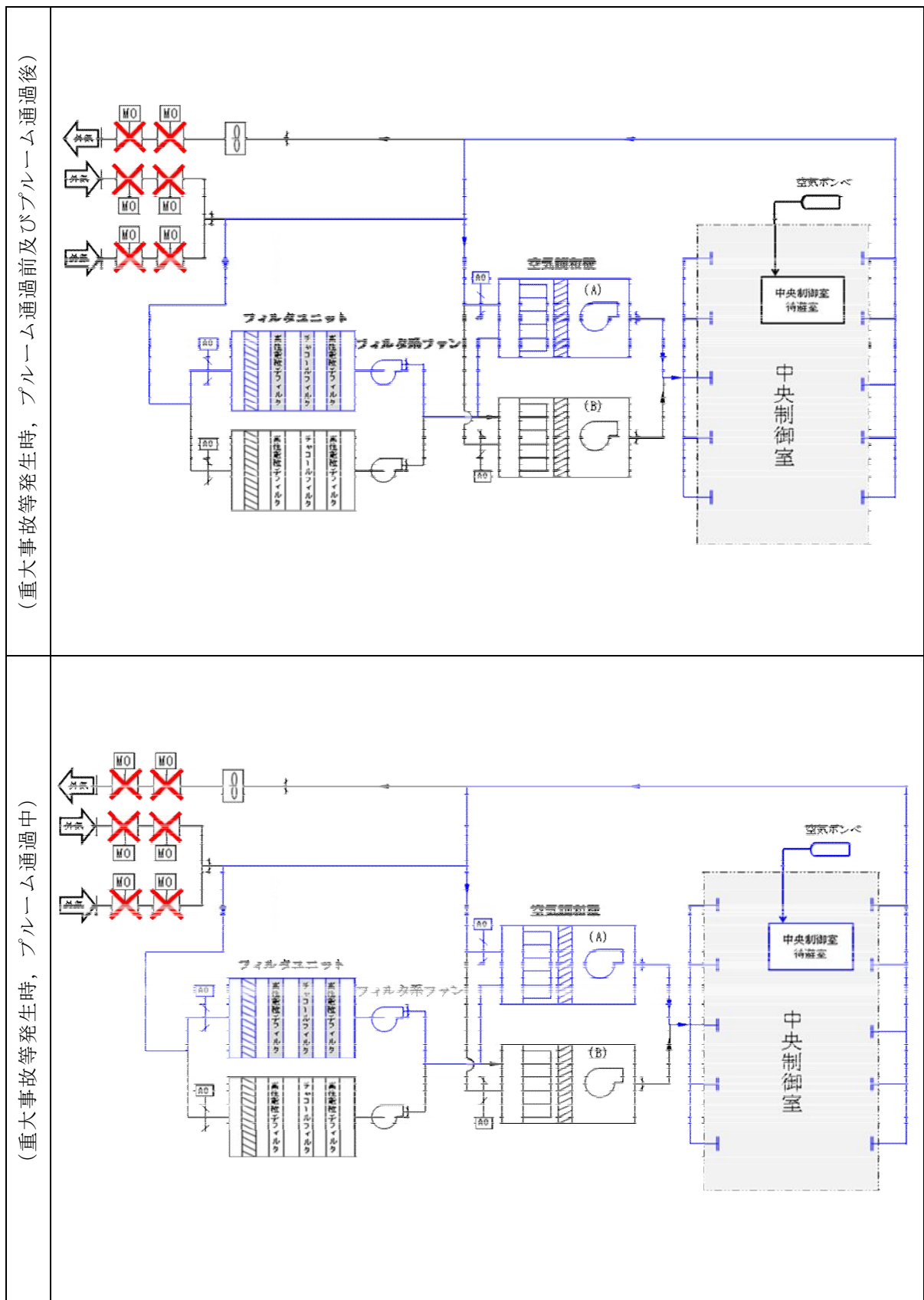
第 2.4-6 図 空気ポンベ配置図

(5) 中央制御室換気系の運転状態比較

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



第 2.4-7 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図 (1/2)



第 2.4-7 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図 (2/2)

： S A 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、発電長等が格納容器圧力逃がし装置作動に際して、水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え、格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようデータ表示装置（待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室に設置するデータ表示装置（待避室）は中央制御室に1台保管する。

なお、データ表示装置（待避室）は今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータを、第2.4-1表に、データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要を、第2.4-8図に示す。

また、中央制御室待避室において、発電長等が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるよう、中央制御室待避室には、衛星電話設備（固定型）（待避室）を1台設置する設計とする。

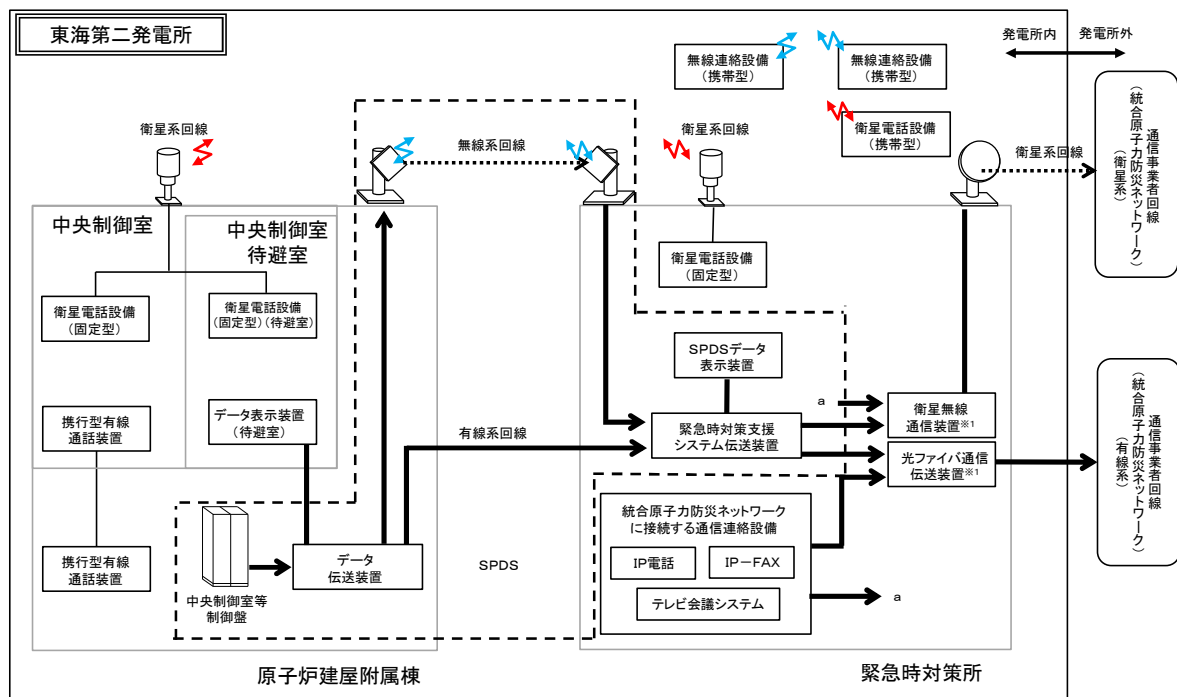
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第2.4-9図に示す。

 : S A 範囲

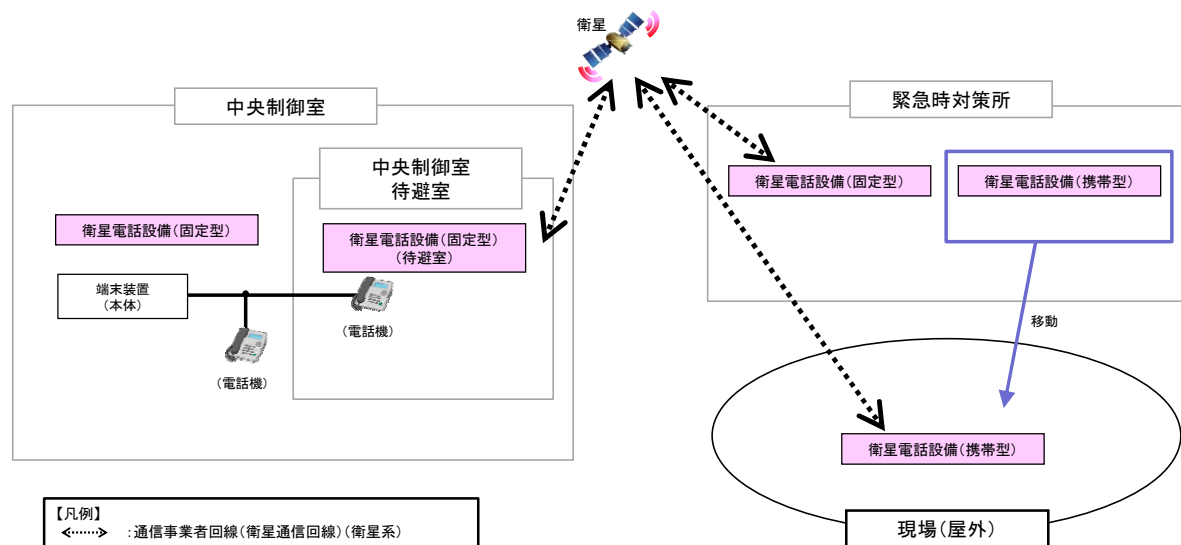
第 2.4-1 表 データ表示装置で確認できる主なパラメータ

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

： S A 範囲



第 2.4-8 図 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要



第 2.4-9 図 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要


 : S A範圍

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

格納容器圧力逃がし装置作動時において，発電長等が中央制御室待避室にとどまれるようにするため，中央制御室待避室用として可搬型照明（S A），酸素濃度濃度計，二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備する。

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

第 2.4-2 表 中央制御室待避室用可搬型照明

名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	1 台 （予備 1 台（中央制御室の予備 1 台と共用））	（AC）100V—240V 点灯時間 片面：24 時間 両面：12 時間

：S A範囲

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、それぞれ 1 個配備する。第 2.4-3 表に中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。


第 2.4-3 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び 外観	仕様等	
(酸素濃度計) 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
(二酸化炭素濃度計) 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

電離箱サーベイメータは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1 台配備する。第 2.4-4 表に中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータを示す。

 : S A 範囲

第 2.4-4 表 中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータ

名称	保管場所	数量	仕様
<p>電離箱サーベイメータ</p> 	中央制御室	1 台	<p>電離箱式検出器 0.001～1000mSv/h 電源：乾電池（単三×4 本） 測定時間：約 100 時間以上</p>

：S A 範囲

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（図 2.5-1 に示す換気設備及び図 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 に示すとおり代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電を可能としている。

常設代替高圧電源装置の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗に全交流動力電源喪失を加えた状態」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常設代替高圧電源装置による給電が開始されるまでの間、第 2.5-3 図に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（S A）を配備しており、常設代替高圧電源装置から給電を再開するまでの間（事故発生後 90 分以内）の照明は確保できる。

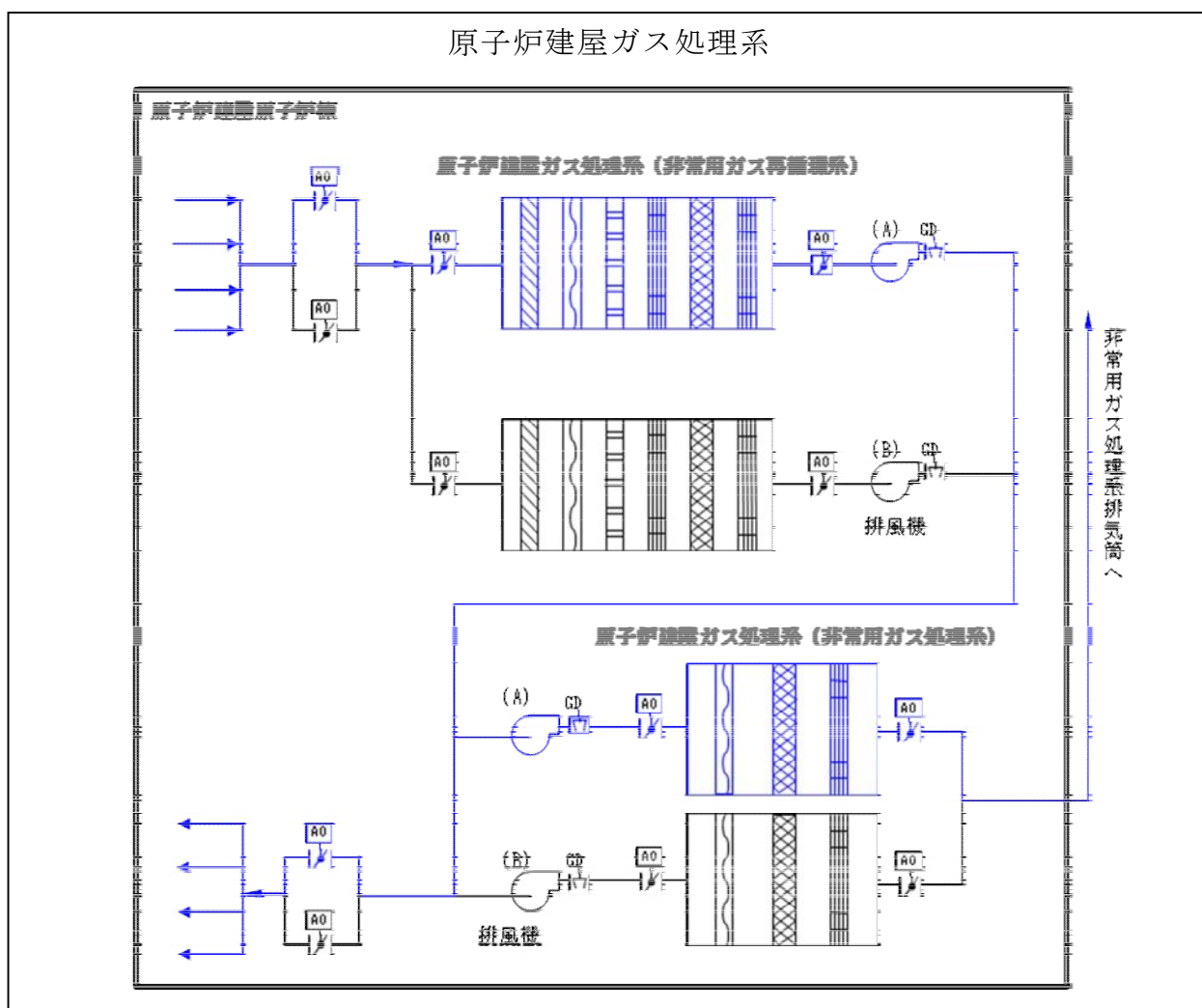
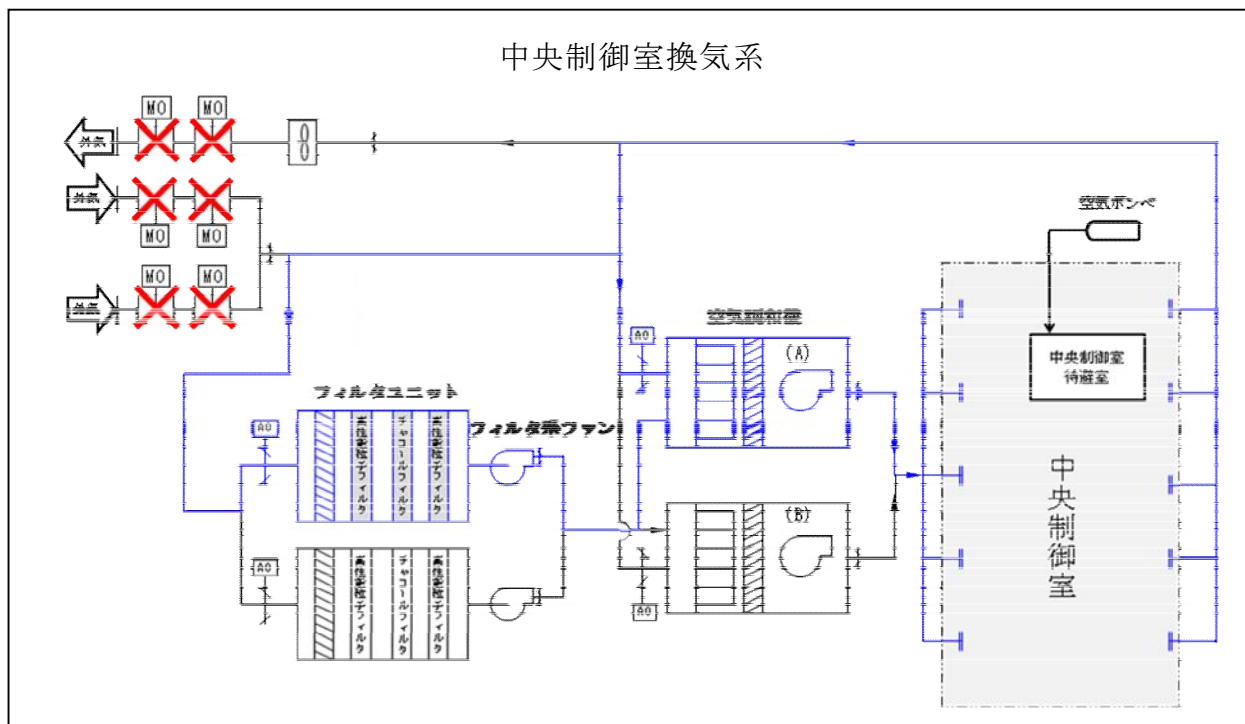
常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照明（S A）により、必要な照度を確保する。

また、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、可搬型照明（S A）を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタン、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えている。

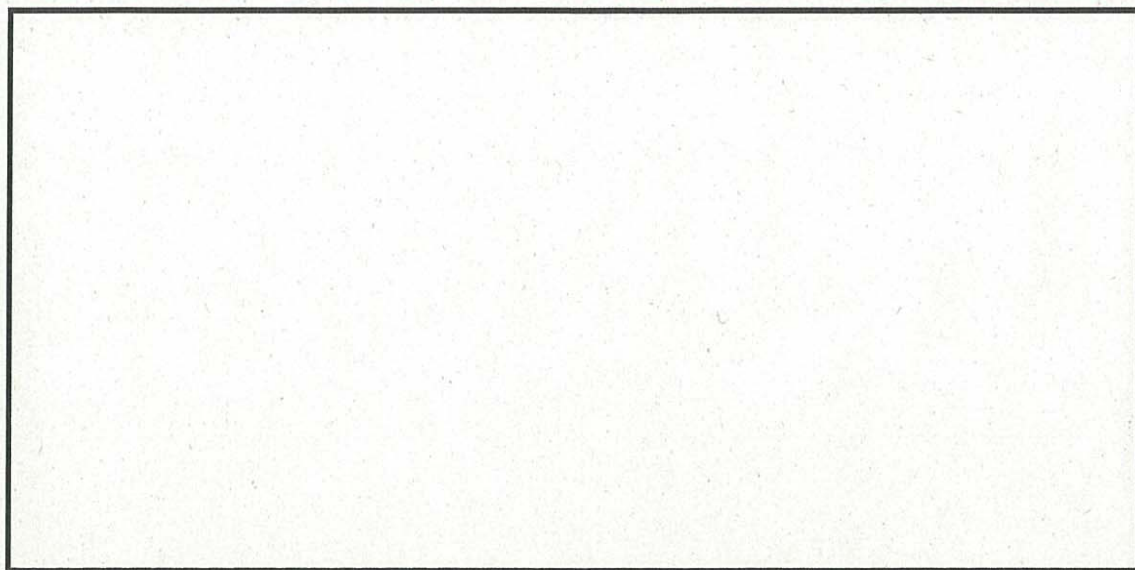
換気設備については、常設代替高圧電源装置が起動するまでの間は起動しな

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

 : S A 範囲



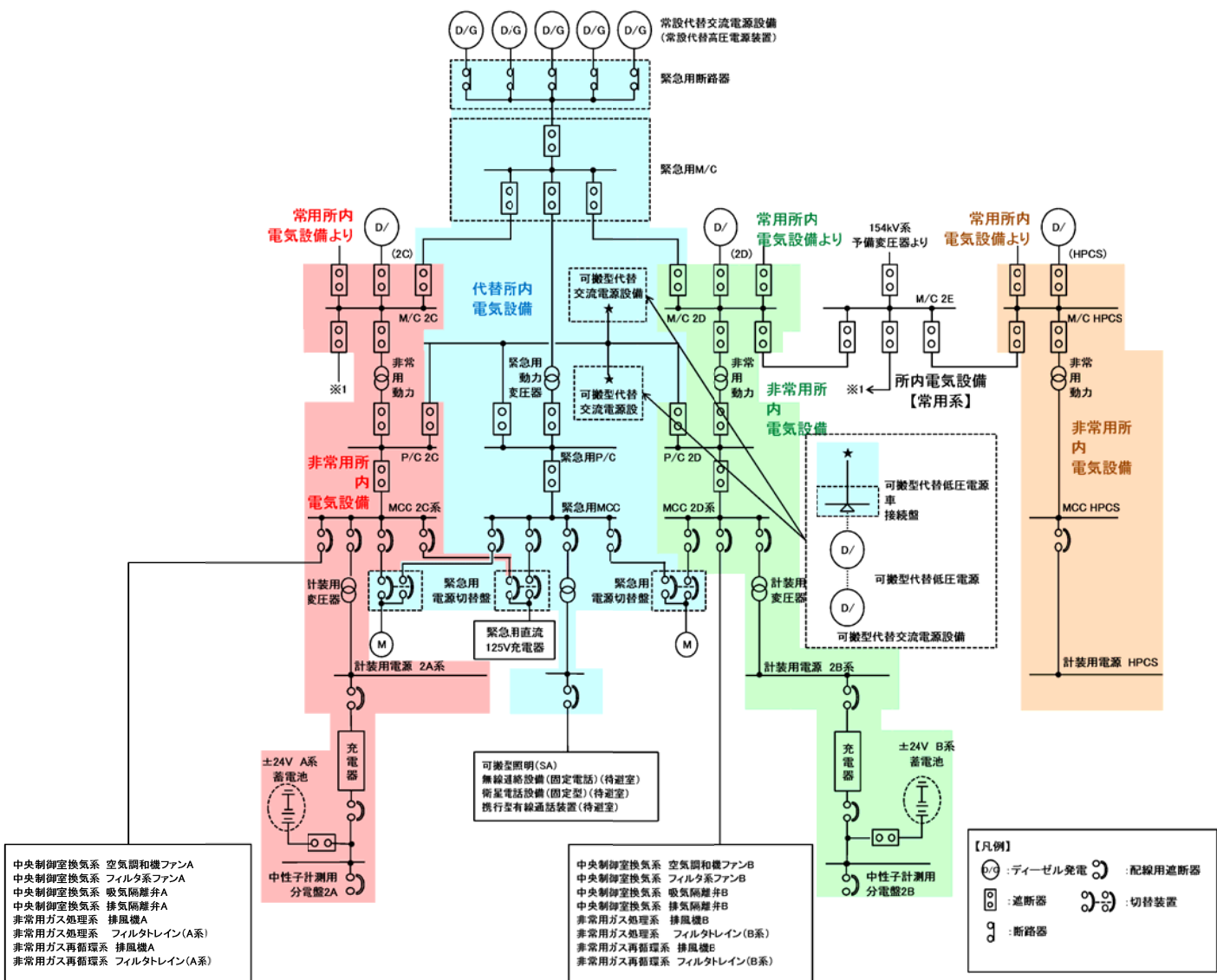
第 2.5-1 図 重大事故等時に運転員がとどまるために必要な換気設備



第 2. 5-2 図 中央制御室照明設備の概要

 : S A 範囲

第2.5-3 図 中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)



: S A 範囲

第 2.5-1 表 常設代替高圧電源装置（連続定格容量 5,520kW）の所要負荷

負荷		負荷容量
①	緊急用母線自動起動負荷 ・ 緊急用直流125V充電器盤 ・ その他負荷	59.6kW
②	常設低圧代替注水系ポンプ（2台）	380.0kW
③	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・ 直流125V充電器盤 2 A ・ 非常用照明 ・ 120V A C 計装用電源 2 A ・ その他負荷	389.2kW
④	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・ 直流125V充電器盤 2 B ・ 非常用照明 ・ 120V A C 計装用電源 2 B ・ その他負荷	313.1kW
⑤	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷	86.9kW
⑥	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	217.7kW
⑦	蓄電池室排気ファン その他負荷	160.5kW
⑧	緊急用海水ポンプ その他負荷	520.0kW
⑨	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0kW
計		2339.0kW



（通常点灯状態）



（直流非常灯点灯状態）

第 2.5-5 図 非常灯照明下での中央制御室の状況

 : S A 範囲

(1) 可搬型照明（S A）を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、3台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。可搬型照明（S A）を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型照明（S A）が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えている。

第 2.5-2 表に中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

第2.5-2表 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明

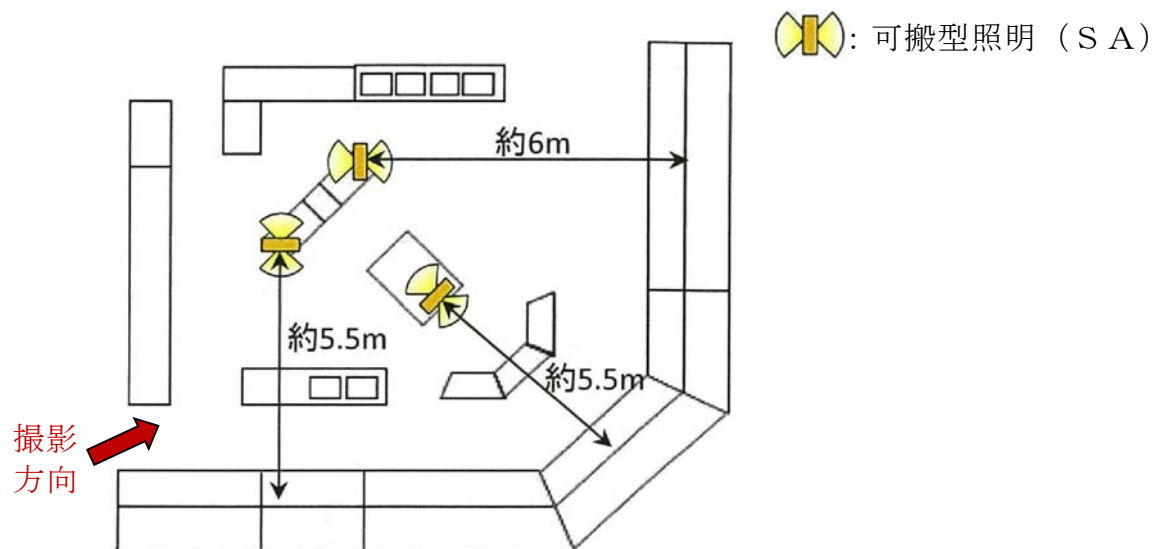
名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	3 台 (予備 1 台（中央制御室待避室の予備 1 台と共用）)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24 時間 両面：12 時間
ランタン 	中央制御室	16 個 (予備 4 個)	電池：単一電池 4 本 点灯時間：約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	7 個 (予備 7 個)	電池：単三電池 3 本 点灯時間：約 10 時間

 : S A 範囲

可搬型照明（S A）の照度は、第 2.5-5 図に示すとおり大型表示盤から約 6m の机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1 ルクス）に対し、2 ルクス以上の照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 2.5-6 図 シミュレーション施設における可搬型照明（S A）確認状況

 : S A 範囲

中央制御室の照明が全て消灯した場合，裏盤についての監視操作は，乾電池内蔵型照明を運転員が装着して行う。（第 2.5-6 図 参照）

乾電池内蔵型照明の照度は，運転員が装着した状態で，直流照明の設計値である照度（1 ルクス）に対し，監視計器及び操作部で 600 ルクス以上の照度を確保し，監視操作が可能なことを確認している。



（ヘッドライト使用時）

第2.5-7図 シミュレーション施設における乾電池内蔵型照明使用状況

 : S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたっての、中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。第3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要を示す。

(1) 格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

発電長等は重大事故等時において、格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、以下設備、資機材の運用準備を行う。

第3.1-1表 中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	・中央制御室待避室空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型照明（S A）及び電離箱サーベイメータの配置，電源入
監視設備	・データ表示装置（待避室）の配置，電源入
通信連絡設備	・通信連絡設備の切替及び通話確認

(2) 格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉める。

中央制御室待避室に施設する差圧計を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、正圧化されていることを確認する。また、酸素濃度計，二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が19%以上であること，二酸化炭素濃度が0.5%以下であること）を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を電離箱サーベイメータにて監視する。

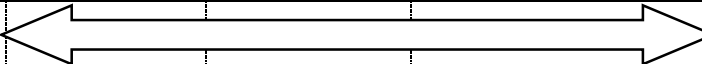
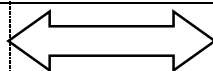
中央制御室待避室に待避している間にも、データ表示装置（待避室）を用いることで、格納容器圧力逃がし装置の作動状況等のプラント状態の監視を行う。また、中央制御室待避室には通信連絡設備を設置し、災害対策本部との連絡が常時可能とする。

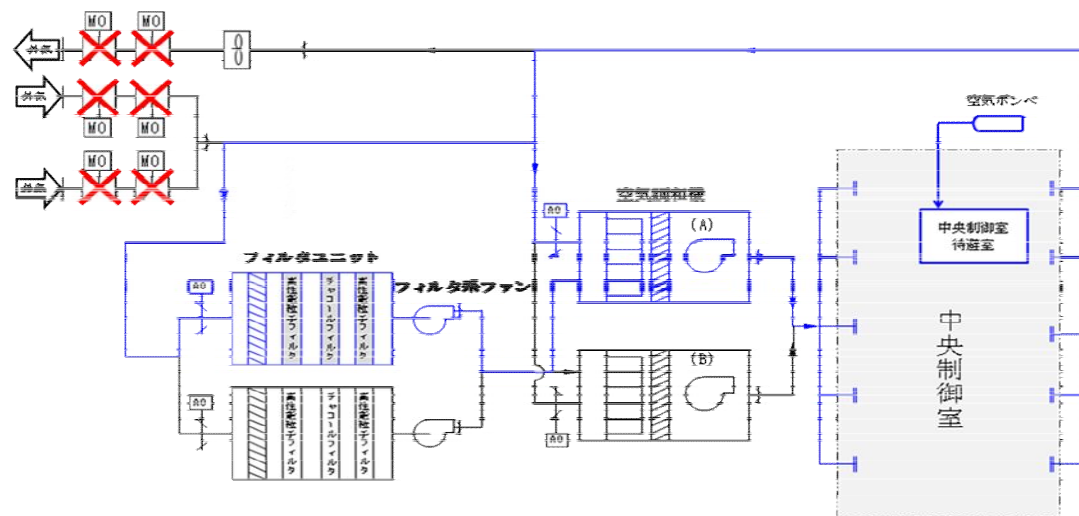
なお、中央制御室待避室に待避している間の運転操作は不要であるが、万一、中央制御室での運転操作が必要となった場合は、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部の指示の下、必要な放射線防護装備、個人線量計管理措置を施した上で、中央制御室に出て、運転操作を行い、速やかに中央制御室待避室に移動する。そのために必要な資機材は中央制御室待避室に配備する。

(3) 格納容器圧力逃がし装置作動後（待避解除）

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

 : S A 範囲

タイムチャート	0h	約 2h	約 23h	約 28h	168h
ベント放出			▽		
中央制御室換気系					
全交流動力電源喪失時に代替交流電源からの供給を期待できる 2 時間を起動遅れ時間として設定					
中央制御室待避室 への滞在			 ベント放出から 5 時間後まで待避する		



第 3.1-1 図 格納容器圧力逃がし弁装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要

 : S A 範囲

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

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

第3.2-1表 放射線防護具類の配備数

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1,155着 ^{※2}	17着 ^{※10}
靴下	1,155足 ^{※2}	17足 ^{※10}
帽子	1,155個 ^{※2}	17個 ^{※10}
綿手袋	1,155双 ^{※2}	17双 ^{※10}
ゴム手袋	2,310双 ^{※3}	34双 ^{※11}
全面マスク	330個 ^{※4}	17個 ^{※10}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※5}	34個 ^{※12}
アノラック	462着 ^{※6}	17着 ^{※11}
長靴	100足 ^{※7}	5足 ^{※13}
胴長靴	2足 ^{※8}	9足 ^{※13}
遮蔽ベスト	15着 ^{※9}	—
自給式呼吸用保護具	2式 ^{※8}	5式 ^{※14}

※1：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155

※3：110名（要員数）×7日×1.5倍×2重＝2,310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2,310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝462

※7：33名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員及び中央制御室要員を除いた数）×2（現場での交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝100

※8：1名（I S L O C A対応における作業要員）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝2

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝17

※11：綿手袋×2倍=34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍≒34（2個を1セットで使用するため）

※13：6名（現場作業を行う運転員数3名+重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍=9

※14：3名（I S L O C A対応における作業要員数）×1.5倍≒5

・配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数11名は、発電長等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名、情報班員1名、重大事故等対応要員（運転操作対応）3名で構成されている。このうち、発電長等（中央制御室）は中央制御室換気系による閉回路循環運転により空気が浄化されるため、防護具類を着用する必要はない。ただし、初動対応を行った発電長等は交代時の退室に伴う着用を考慮し、その後の交代要員は中央制御室に向かう際に、緊急時対策所より防護具類を持参する。

運転員等（現場）は、現場作業時に防護具類を着用する（1回現場に行くことを想定）。

よって以下の通り、タイベック等（靴下、帽子、綿手袋、及びアノラック）の第3.2-1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

11名×1回（交替時）+4名×1回（現場）=15着 < 17着

全面マスク、安全靴、長靴及び胴長靴は、再使用するため、必要数は11（要員数分）であり、第3.2-1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

チャコールフィルタは、全面マスクに2個装着して使用するため、必要数は22個（全面マスクの必要数11個×2）であり、第3.2-1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

ゴム手袋は、綿手袋の上に二重にして使用するため、必要数量は34双（綿手袋の必要数17双×2）であり、第3.2-1表に示す配備数は必要数量を上回っており妥当である。

第3.2.-2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）の配備数

品名	配備数※1	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	220台※3	22台※7
GM汚染サーベイメータ	5台※4	3台※8
電離箱サーベイメータ	5台※5	3台※8
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	—
可搬型モニタリングポスト※2	2台※6	—
ダストサンプラ※2	2台※4	2台※8

※1：予備含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：「監視測定設備」と兼用

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）=220

※4：チェンジングエリアで使用

※5：現場作業従事時に使用

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）=22

※8：中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアで使用

：S A範囲

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を第3.2-3表に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第 3.2-3 表 飲食料等

品 名	配備数 ^{※4}
飲食料等 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	231 食 ^{※1} 154 本 ^{※2}
簡易トイレ	一式
ヨウ素剤	176 錠 ^{※3}

※1：11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日
×3 食

※2：11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日
×2 本

※3：11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×（初
日 2 錠＋二日目以降 1 錠／1 日×2 交代

※4：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

 : 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（原子炉制御室）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（原子炉制御室）に基づき、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋附属棟内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は第3.3-1表のとおり。


 : S A 範囲

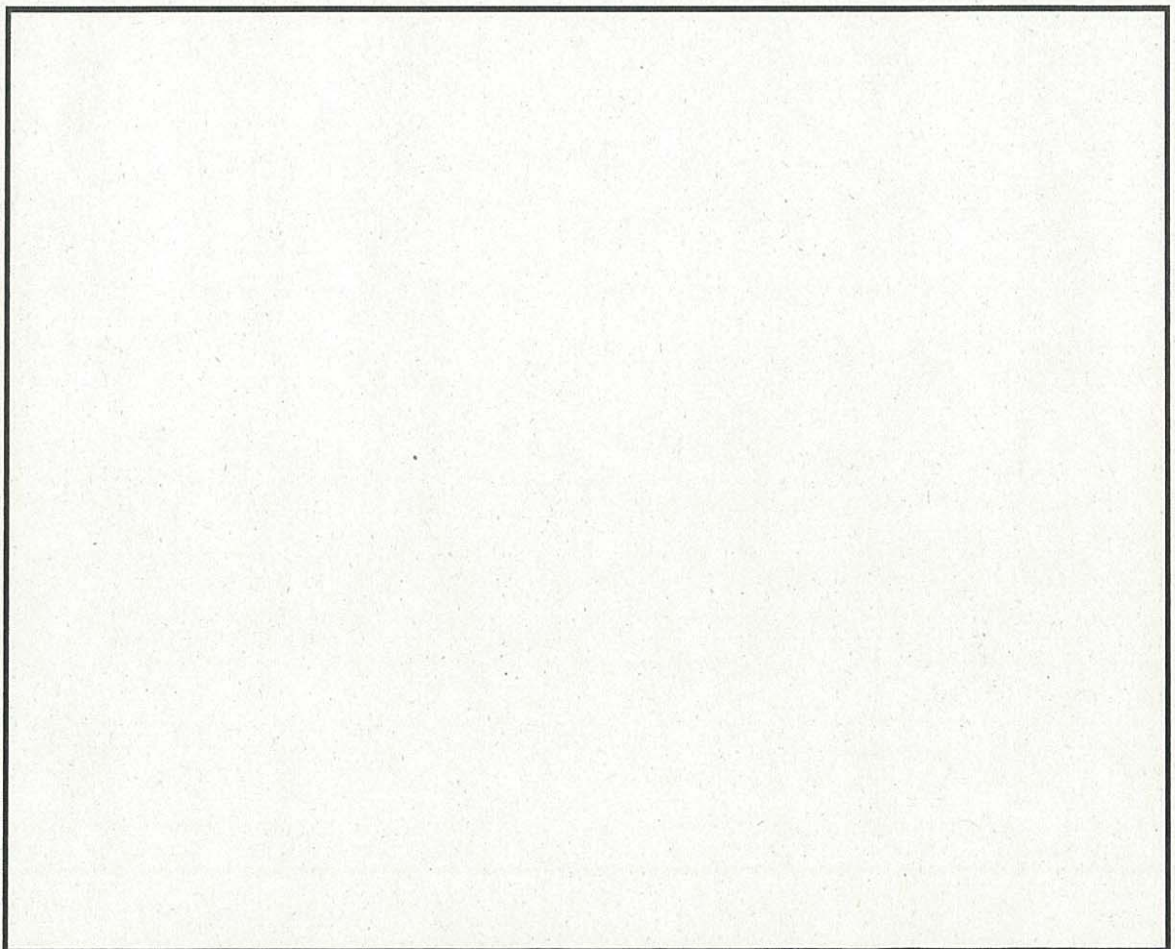
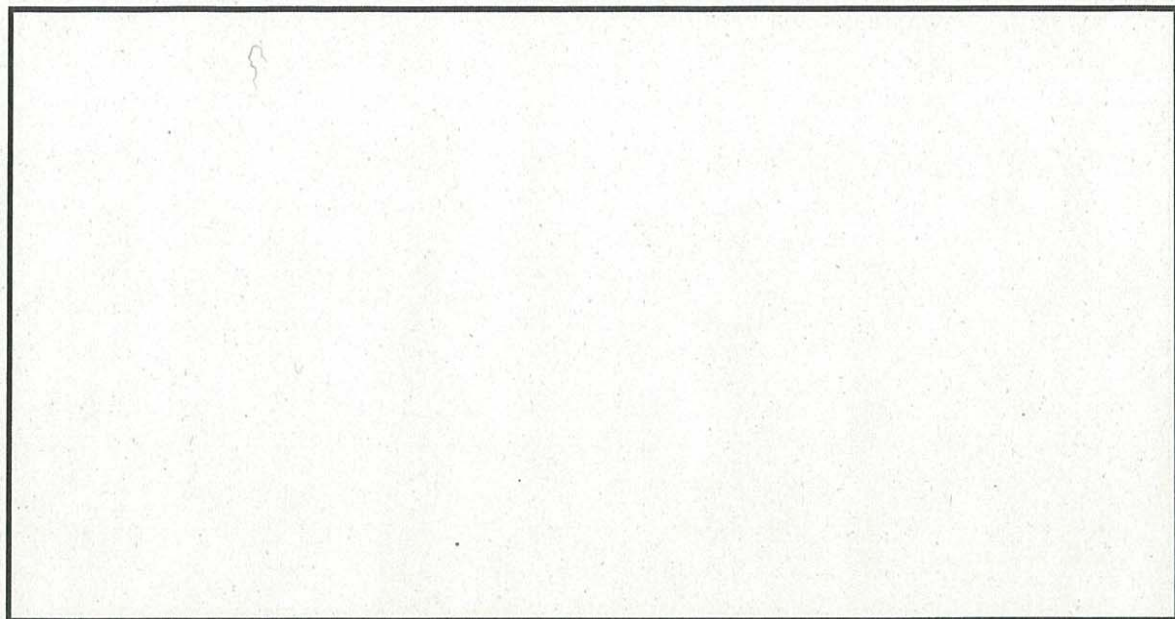
第 3.3-1 表 チェンジングエリアの概要

設 営 場 所	原子炉建屋附属棟 4 階 空調機械室	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。
設 営 形 式	テントハウス (一部，通路区画化) (原子炉建屋附属棟内)	テントハウス及びシート等で間仕切りすることにより通路を区画化する。
手 順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。なお，事故進展の状況，参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し，設営を行う。
実 施 者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。


(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

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

 : S A 範囲



第3.3-1図 中央制御室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

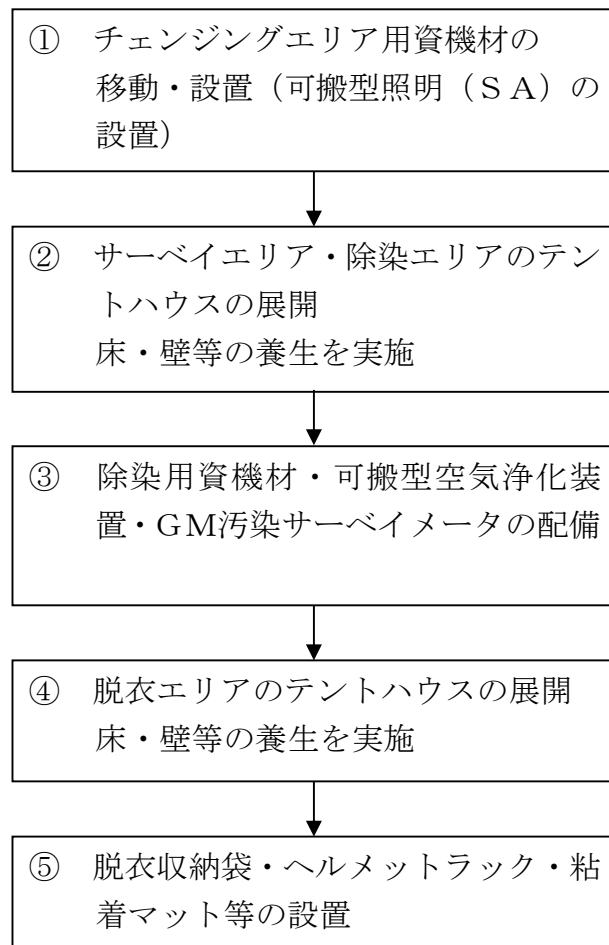
(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第3.3-2図の設営フローに従い，第3.3-3図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員2名で，初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアについて約60分，さらに脱衣エリアの設営について約80分の合計140分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

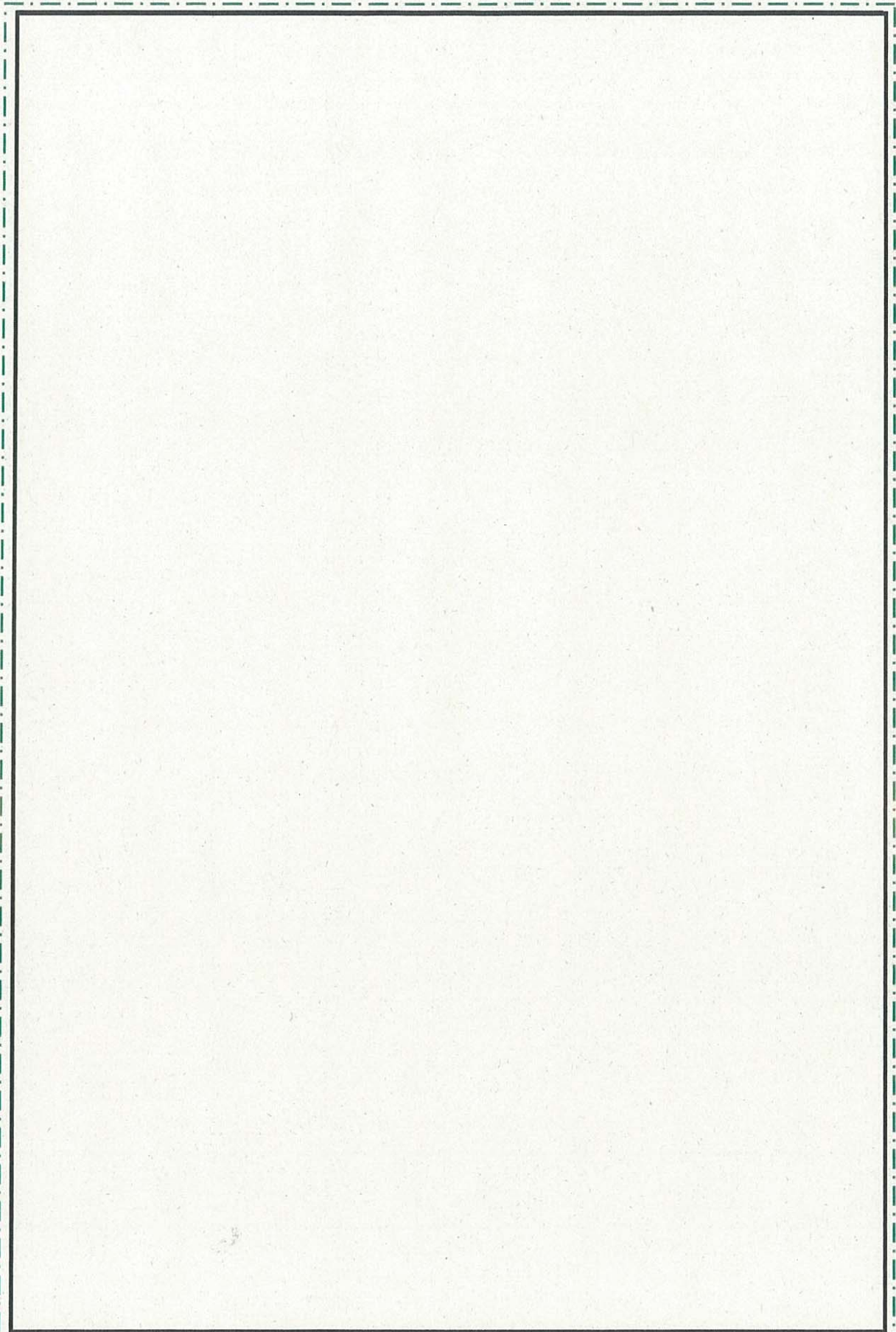
チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班員4名のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合に実施する。

 : S A範囲

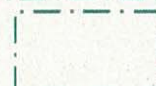


第 3.3-2 図 チェンジングエリアの設営フロー

 : S A 範囲



第 3.3-3 図 中央制御室チェンジングエリア



b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第3.3-2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第3.3-2表 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量※	根拠
テントハウス	1 式	チェンジングエリア 設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	3 個	
粘着マット	3 枚	
脱衣収納袋	7 個	
難燃袋	70 枚	
難燃テープ	10 巻	
クリーンウェス	2 缶	
はさみ, カッター	各 3 本	
筆記用具	2 式	
簡易シャワー	1 式	
簡易水槽	1 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	1 式	
可搬型空気浄化装置	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

(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に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第3.3-4図のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで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。

 : S A 範囲

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット、アノラックを脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側）、タイベック等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側）、綿手袋、靴下を脱衣する。
- ・マスク及び帽子を着用したまま、サーベイエリアへ移動する。


なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は以下のとおり。

- ①サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ②汚染基準を満足する場合は、マスク及び帽子を脱衣し、全身の汚染検査を受ける。
- ③汚染基準を満足する場合は、脱衣後のマスクを持参して中央制御室へ入室する。
- ④②又は③の汚染検査において汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

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

 : S A 範囲

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・ 汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・ 汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・ 再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・ 汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する（マスク及び帽子は除く）。
- ・ 簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

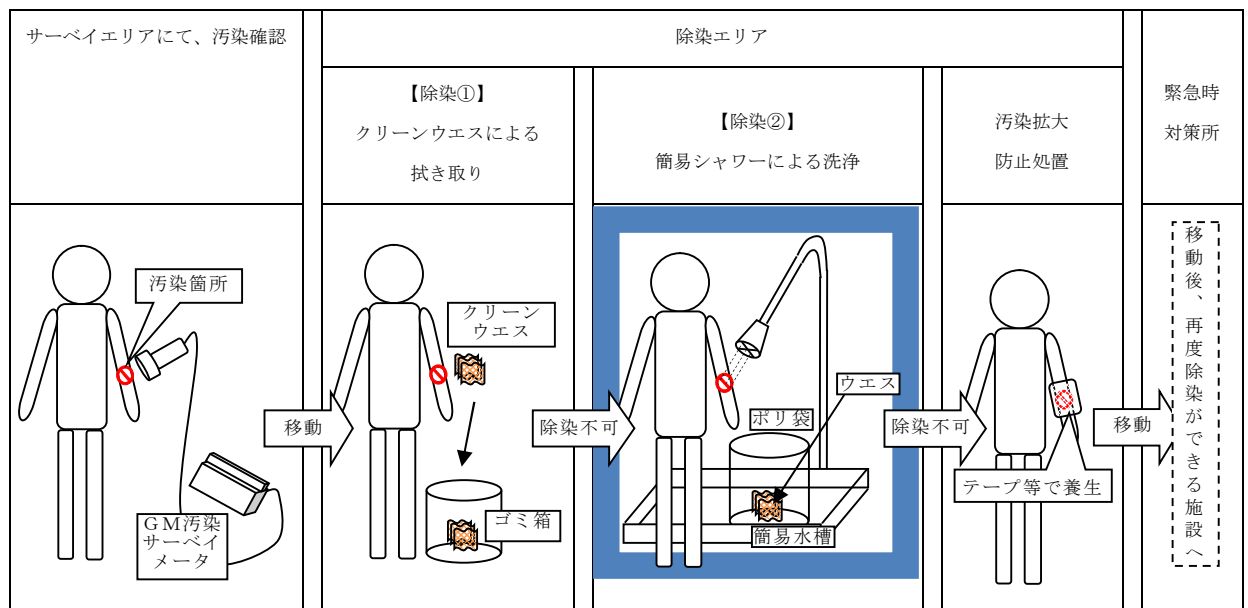
- ・ 中央制御室内で綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・ チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・ 放射線管理班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

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、第3.3-4図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。




第3.3-4図 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

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

h. チェンジングエリアの維持管理

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

 : S A 範囲

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化装置


チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置により脱衣エリアの後室から前室及び靴脱ぎ場の方向に送気することで、中央制御室外で活動した要員に付着した放射性物質が脱衣エリア内で飛散した場合でも、サーベイエリア及び除染エリアへ放射性物質が流入することを防止する。可搬型空気浄化装置の仕様等を第3.3-5図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお、中央制御室は格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、原則利用しない。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

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

 : S A 範囲

	<p>○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm</p> <p>○風 量：9m³/min (540m³/h)</p> <p>○重 量：約 45 kg</p> <p>○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）</p>
	<p>微粒子フィルタ 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 3. 3-5 図 可搬型空気浄化装置の使用等

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、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアの空間をテントハウスにより区画する。テントハウスの外観は第 3. 3-6 図のとおりであり、仕様は第 3. 3-3 表のとおり。チェンジングエリア内面には、必要に応じて汚染除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮する。



第 3. 3-6 図 テントハウスの外観

: S A 範囲

第 3.3-3 表 テントハウスの仕様

サイズ	幅 1.4～2.6m×奥行 1.3m～5.2m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg ^{※1} 程度
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm程度 ^{※1}
送風時間（専用ブロワ） ^{※2}	約 2 分 ^{※1}

※1：幅 2m×奥行 2m×高さ 2.3m のテントハウスでの数値


※2：手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

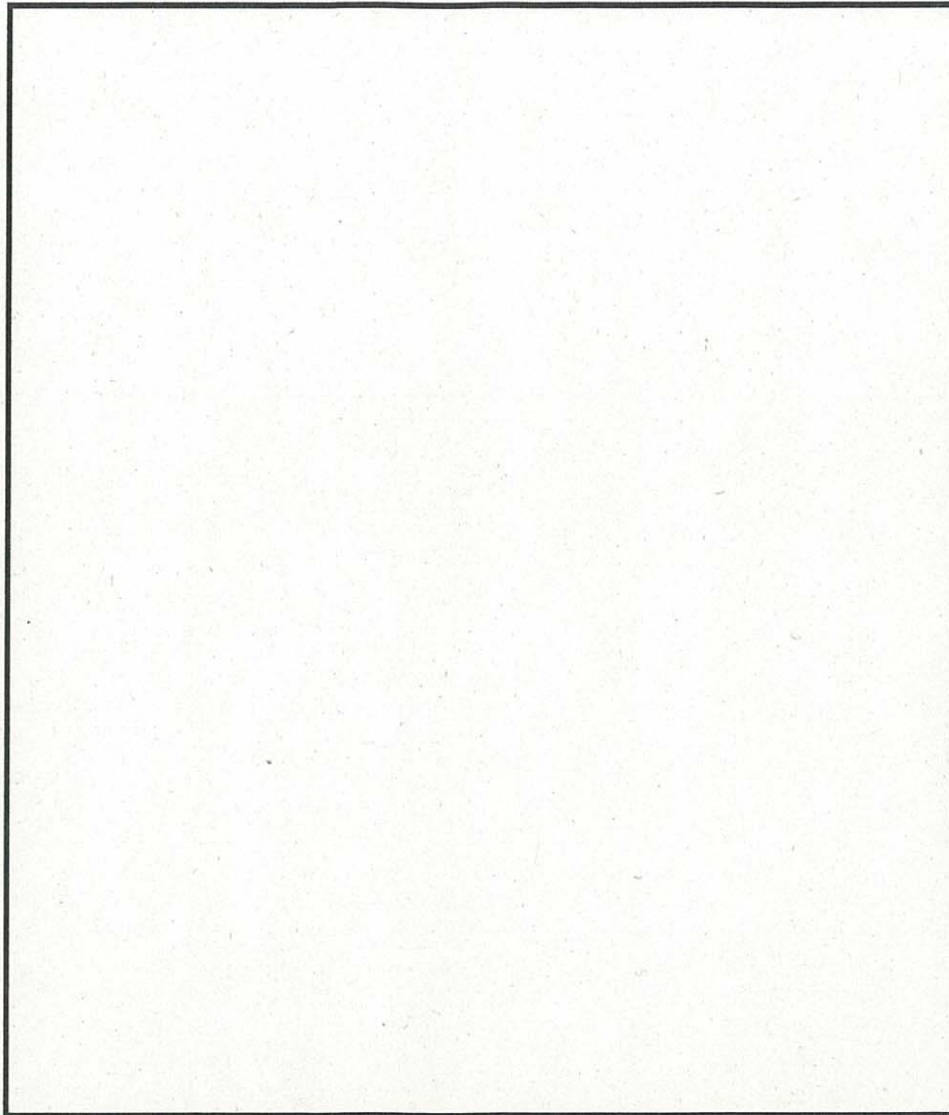
c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、第 3.3-7 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアとサーベイエリアの境界において、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアから靴脱ぎ場へ向かって排気することで、脱衣により飛散した放射性物質のサーベイエリアへの流入を防止する。

第 3.3-7 図のようにチェンジングエリア内に空気の流れを作ることで、中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。

 : S A 範囲



第3.3-7図 中央制御室チェンジングエリア空気の流れ

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線をカーテンで区画することで、脱衣時の接触を防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運

用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。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。

(7) 汚染の管理基準

第3.3-4表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第3.3-4表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第 3.3-4 表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度 (アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度： 40Bq/cm ² の1/10)
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠

 : 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る閉回路循環運転を行うことで、希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため、マスク着用は不要とする。

(9) 可搬型照明（S A）

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために4台（予備1台含む）を使用する。可搬型照明（S A）の仕様を第3.3-5表に示す。

第 3.3-5 表 チェンジングエリアの可搬型照明（S A）

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	原子炉建屋 附属棟 4 階 空調機械室	3 台 (予備 1 台)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24 時間 両面：12 時間

(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等は、2 名 1 組で 2 組を想定し、同時に 4 名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 4 名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約 14 分であり、全ての要員が汚染している場合でも約 22 分であることを確認している。

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


(11) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大490分）、可搬型気象観測設備の設置（100分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。チェンジングエリアの運用を開始するまでは運転員自ら汚染検査を行うことで中央制御室への汚染持ち込みを防止する。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。

要員参集後（発災から2時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで平日昼間のケースと同等の運用を行える。

 : S A 範囲

・ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員 ▽ 10 条 ▽	事象発生 ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員A, B								
緊急時対策所エリアモニタ設置									
可搬型モニタリング・ポストの配置	放射線管理 班員C, D								
状況把握（モニタリングポストなど）									
可搬型気象観測設備の配置									
中央制御室チェンジングエリアの設置									
緊急時対策所チェンジングエリア設置									

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員 ▽ 10 条 ▽	事象発生 ▽参集完了 ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員A, B								
緊急時対策所エリアモニタ設置									
可搬型モニタリング・ポストの配置*	放射線管理 班員C, D								
可搬型気象観測設備の配置									
中央制御室チェンジングエリアの設置									
緊急時対策所チェンジングエリア設置									

※可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

： S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

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

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

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○地震

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

○火災

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

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

○溢水

中央制御室内には溢水源がない設計とする。

万が一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

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

 : D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/3)

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災(地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、中央制御室の機能を維持する。(詳細については、設置許可基準則第8条「火災による損傷の防止」に関する審査資料を参照)
内部溢水(地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室内には溢水源がない設計とする。火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。(詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する審査資料を参照)
地震	余震	中央制御室は、原子炉建屋附属棟(耐震Sクラス)に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。 中央制御室の照明ルーバーに対し落下防止措置を講じている。 余震時には、運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し、指示計、記録計等による原子炉施設の監視を行うことができる。今後、余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し制御盤に手すりを設置する。

 : D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/3)

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
地震	外部電源喪失による照明 等の所内電源の喪失	<p>外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され*1、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機能が喪失することはない。また、蓄電池内蔵型照明を備え、機能が喪失しない設計とする。（詳細については、設置許可基準規則 11 条「安全避難通路等」に関する審査資料を参照）</p> <p>* 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。。</p> <p>地震：基準地震動に対して、耐震 S クラス設計であるため、健全性が確保する。</p> <p>竜巻：設計基準の竜巻による複合荷重（風圧、気圧差、飛来物衝撃力）に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>風：設計基準の風（台風）による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>落雷：設計基準の落撃電流値に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対しては隔離距離の確保によって健全性を確保する。また、ばい煙の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。</p> <p>火山：想定する降下火砕物の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。また、下火砕物の侵入に対しては、フィルタによる防護で健全性を確保する。</p>
竜巻・風（台風）		
積雪		
落雷		
外部火災（森林火災）		
火山		

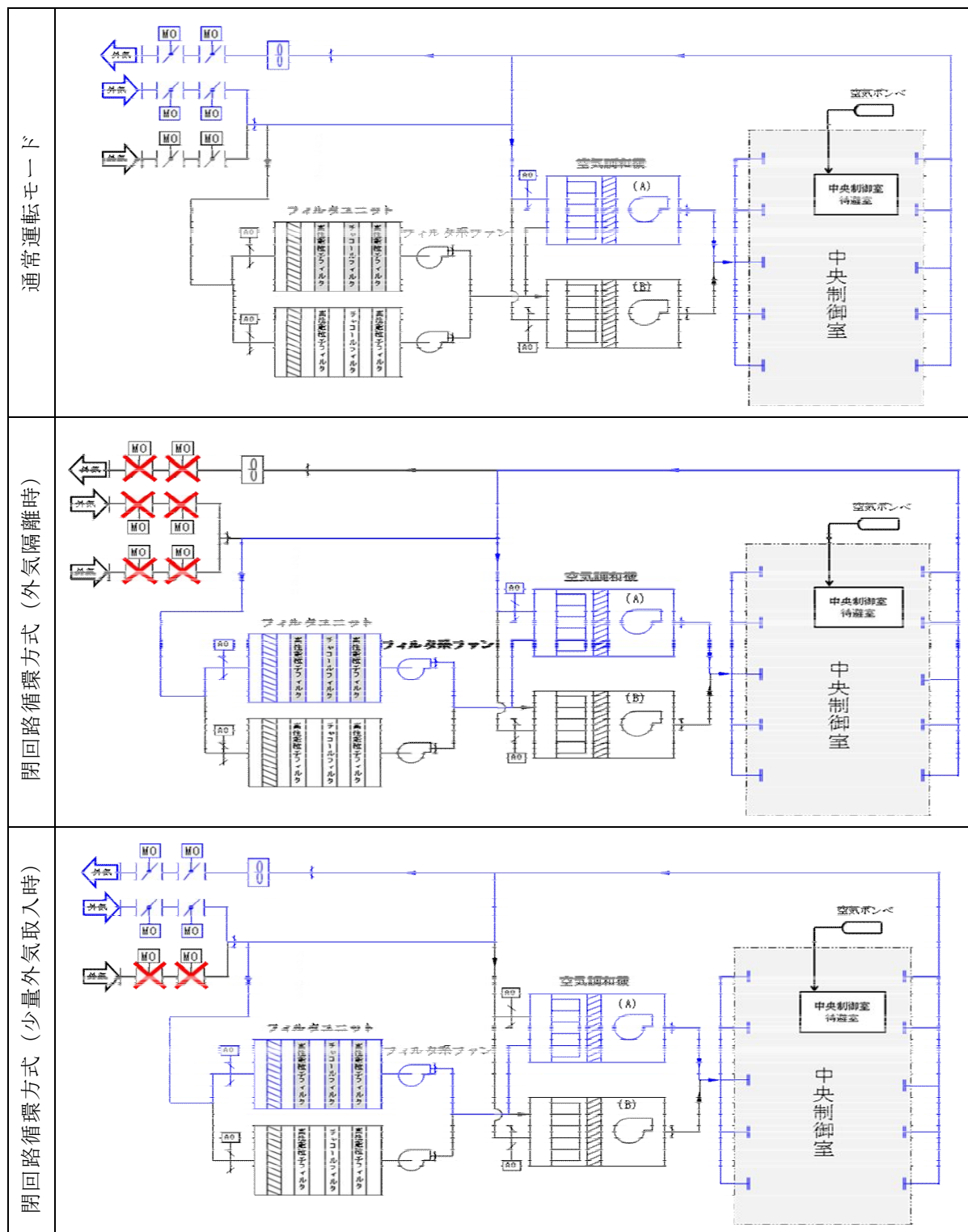


: D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (3/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室の換気系について、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路循環方式とすることにより外気を遮断することから、中央制御室内環境への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】，【補足2】に示す。但し、影響が長期化する場合は、必要に応じて一次的に外気を取り入れて換気する。第3.4-1図に運転モード毎の中央制御室換気系の系統概略図を示す。</p> <p>なお、外部火災時の有毒ガスについては、中央制御室外気取入口における濃度がIDLH（急性の毒性限界濃度（30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限界値））以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p>
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	<p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス、窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。（詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）」，外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する審査資料を参照）</p>
凍結	低温による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室の換気系により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。（詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」に関する審査資料を参照）</p>

: D B 範囲



第 3.4-1 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図

【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について
(設計基準事故時)

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 中央制御室換気設備は, 隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環方式とすることができる。

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

2. 評価

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

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第 14 版 3 空気調和設備編」, 「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (J E A C 4622-2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員 7 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 : $2,700\text{m}^3$
- ・ 初期酸素濃度 : 20.95%
- ・ 空気流入率 : 0.4 回/h (平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系 : 0.468 回/h (± 0.015), B 系 : 0.435 回/h (± 0.015) を基に設定)
- ・ 1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用して, $24\text{L}/\text{min}/\text{人}$ とする。
- ・ 1 人当りの酸素消費量は, 呼気酸素濃度を 16.40% とし, $1.092\text{L}/\text{min}$

／人（＝0.06552m³／h／人）

- ・ 1 時間当たりの酸素消費量は,

$$0.45864[\text{m}^3/\text{h}] = 0.06552[\text{m}^3/\text{h}/\text{人}] \times 7[\text{名}]$$

- ・ 許容酸素濃度：19%以上（鉱山保安法施行規則から）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内酸素消費量（m³／h）

V：中央制御室バウンダリ体積（m³）

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度（－）

C₀：外気の酸素濃度（－）

N：空気流入率（回／h）

c. 酸素濃度評価結果

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

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は 19%以上を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第 14 版 3 空気調和設備編」，「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4622-2009）」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：7 名

- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・ 空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h(±0.015), B系：0.435回/h(±0.015)を基に設定）
- ・ 1人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046[m³/h/人]とする。
- ・ 1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
0.322[m³/h]=0.046[m³/h/人]×7[名]
- ・ 許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内二酸化炭素発生量 (m³/h)

V：中央制御室バウンダリ体積 (m³)

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 (－)

C₀：外気の二酸化炭素濃度 (－)

N：空気流入率 (回/h)

c. 評価結果

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

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

【補足2】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について
(重大事故時)

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条、第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、重大事故発生時において中央制御室換気設備は、隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環方式とすることができる。

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

重大事故が発生時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、以下のとおり評価した。

2. 評価

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

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」, 「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (JEAC4622-2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員 11 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 : 2,700m³
- ・ 初期酸素濃度 : 20.95%
- ・ 空気流入率 : 0.4 回/h (平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系 : 0.468 回/h(±0.015), B 系 : 0.435 回/h(±0.015) を基に設定)
- ・ 1 人当りの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を

適

用して、24L/min/人とする。

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

・1時間当たりの酸素消費量は、

$$0.72072[\text{m}^3/\text{h}] = 0.06552[\text{m}^3/\text{h}/\text{人}] \times 11[\text{名}]$$

・許容酸素濃度：19%以上（鉱山保安法施行規則から）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内酸素消費量 (m³/h)

V：中央制御室バウンダリ体積 (m³)

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度 (—)

C₀：外気の酸素濃度 (—)

N：空気流入率 (回/h)

c. 酸素濃度評価結果

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

以上のとおり、閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は19%以上を満足しているため、中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」, 「原子力発

電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（JEAC4622-2009）」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：11 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・ 空気流入率：0.4 回／h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：0.468 回／h(±0.015), B 系：0.435 回／h(±0.015)を基に設定)
- ・ 1 人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046[m³／h／人]とする。
- ・ 1 時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
0.506[m³／h]=0.046[m³／h／人]×11[名]
- ・ 許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内二酸化炭素発生量（m³／h）

V：中央制御室バウンダリ体積（m³）

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度（－）

C₀：外気の二酸化炭素濃度（－）

N：空気流入率（回／h）

c. 評価結果

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

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ

(1/6)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	APRM レベル平均
	APRM レベル A
	APRM レベル B
	APRM レベル C
	APRM レベル D
	APRM レベル E
	APRM レベル F
	SRNM 計数率 CH. A
	SRNM 計数率 CH. B
	SRNM 計数率 CH. C
	SRNM 計数率 CH. D
	SRNM 計数率 CH. E
	SRNM 計数率 CH. F
	SRNM 計数率 CH. G
	SRNM 計数率 CH. H
炉心冷却の状態確認	原子炉水位 (狭帯域)
	原子炉水位 (広帯域)
	原子炉水位 (燃料域)
	原子炉水位 (SA 広帯域)
	原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉圧力
	原子炉圧力 (SA)
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量 A
	残留熱除去系系統流量 B
	残留熱除去系系統流量 C
	逃がし安全弁出口温度

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉再循環ポンプ入口温度
	原子炉給水流量
	原子炉圧力容器温度
	残留熱除去系熱交換器入口温度
	高圧代替注水系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	代替循環冷却系原子炉注水流量
	代替淡水貯槽水位
	6.9kV 母線 2A-1 電圧
	6.9kV 母線 2A-2 電圧
	6.9kV 母線 2B-1 電圧
	6.9kV 母線 2B-2 電圧
	6.9kV 母線 2C 電圧
	6.9kV 母線 2D 電圧
	6.9kV 母線 HPCS 電圧
	D/G 2C 遮断器 (660) 閉
	D/G 2D 遮断器 (670) 閉
	HPCS D/G 遮断器 (680) 閉
	圧力容器フランジ温度
	125VDC 2A 母線電圧
	125VDC 2A 母線電圧
	6.9kV 緊急用母線電圧
	480V 緊急用母線電圧

: S A 範囲

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (B)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (B)
	ドライウエル圧力 (広帯域)
	ドライウエル圧力 (狭帯域)
	ドライウエル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール圧力
	ドライウエル雰囲気温度
	サプレッション・プール水温度 (平均値)
	サプレッション・プール水温度
	サプレッション・プール雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	サプレッション・プール水位
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)
	格納容器内水素濃度 (SA)
	格納容器内酸素濃度 (SA)
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
	格納容器下部水位
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ入口温度
	残留熱除去系熱交換器出口温度
	残留熱除去系海水系系統流量
	残留熱除去系 A 注入弁全開
	残留熱除去系 B 注入弁全開
	残留熱除去系 C 注入弁全開
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)
	格納容器内スプレイ弁 B (全開)
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタ A
	主排気筒放射線モニタ B
	主排気筒モニタ (高レンジ)
	主蒸気管放射線モニタ A
	主蒸気管放射線モニタ B
	主蒸気管放射線モニタ C
	主蒸気管放射線モニタ D
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B
	NS4 内側隔離
	NS4 外側隔離
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉
環境の情報確認	SGTS A 作動
	SGTS B 作動

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
環境の情報確認	SGTS モニタ（高レンジ）A
	SGTS モニタ（高レンジ）B
	SGTS モニタ（低レンジ）A
	SGTS モニタ（低レンジ）B
	耐圧強化ベント系放射線モニタ
	放水口モニタ (T-2)
	モニタリングポスト (A)
	モニタリングポスト (B)
	モニタリングポスト (C)
	モニタリングポスト (D)
	モニタリングポスト (A) 広域レンジ
	モニタリングポスト (B) 広域レンジ
	大気安定度 10 分値
	18m ベクトル平均風向 10 分値
	71m ベクトル平均風向 10 分値
	140m ベクトル平均風向 10 分値
	18m ベクトル平均風速 10 分値
	71m ベクトル平均風速 10 分値
	140m ベクトル平均風速 10 分値
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）
	使用済燃料プール水位・温度（SA）
	使用済燃料プール温度
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置スクラビング水温度
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	自動減圧系 A 作動
	自動減圧系 B 作動
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開
	残留熱除去系ポンプ A 起動
	残留熱除去系ポンプ B 起動
	残留熱除去系ポンプ C 起動
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	全制御棒全挿入
津波監視	取水ピット水位
	潮位

: S A 範囲

東海第二発電所

原子炉制御室の居住性に係る

被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について.....	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価.....	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価.....	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価.....	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価.....	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく.....	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）.....	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）.....	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路③）.....	26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく.....	26 条-別添 2-1-6
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）.....	26 条-別添 2-1-6
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路⑤）.....	26 条-別添 2-1-6
1.5 評価結果のまとめ.....	26 条-別添 2-1-6
2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について...	59-10-2-1
2.1 評価事象.....	59-10-2-1
2.2 大気中への放出量の評価.....	59-10-2-2
2.3 大気拡散の評価.....	59-10-2-2
2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価.....	59-10-2-2
2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価.....	59-10-2-3
2.5.1 中央制御室内での被ばく.....	59-10-2-3
2.5.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）.....	59-10-2-3
2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）.....	59-10-2-3
2.5.1.3 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③）.....	59-10-2-4
2.5.2 入退域時の被ばく評価.....	59-10-2-5
2.5.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）.....	59-10-2-5
2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路⑤）.....	59-10-2-6
2.6 評価結果のまとめ.....	59-10-2-10

添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について

1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表.....	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について....	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 線量評価の用いる大気拡散評価について.....	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 空気流入率試験結果について.....	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 中央制御室居の住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について...	26 条-別添 2-添 1-5-1
1-6 内規 ^{※1} との整合について.....	26 条-別添 2-添 1-6-1

添付資料 2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件	59-10-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について.....	59-10-添 2-2-1
2-3 格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について..	59-10-添 2-3-1
2-4 格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について....	59-10-添 2-4-1
2-5 格納容器漏えい率の設定について.....	59-10-添 2-5-1
2-6 重大事故時の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について	59-10-添 2-6-1
2-7 地表面への沈着速度の設定について.....	59-10-添 2-7-1
2-8 エアロゾルの乾性沈着速度について.....	59-10-添 2-8-1
2-9 グランドシャイン線評価モデルについて.....	59-10-添 2-9-1
2-10 中央制御室換気系バイパスフィルター内放射性物質からの被ばくについて.....	59-10-添 2-10-1
2-11 運転員の勤務体系について.....	59-10-添 2-11-1
2-12 マスクによる防護係数について.....	59-10-添 2-12-1
2-13 原子炉建屋から大気への総放出率の設定について.....	59-10-添 2-13-1
2-14 フィルタの除去性能について.....	59-10-添 2-14-1
2-15 審査ガイド ^{※2} への適合状況.....	59-10-添 2-15-1

（※1）原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

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

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

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

1.1 大気への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とした。

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

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した結果を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

1.3 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等を考慮して評価した。直接ガンマ線については Q A D - C G G P 2 R コード、

スカイシャインガンマ線についてはA N I S Nコード及びG 3 3－G P 2 Rコードを用いて評価した。

1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を第1.4-1図に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。運転員の勤務体系は5直2交替とし、30日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く、入退域回数が多い者を対象として、30日間の積算線量を中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

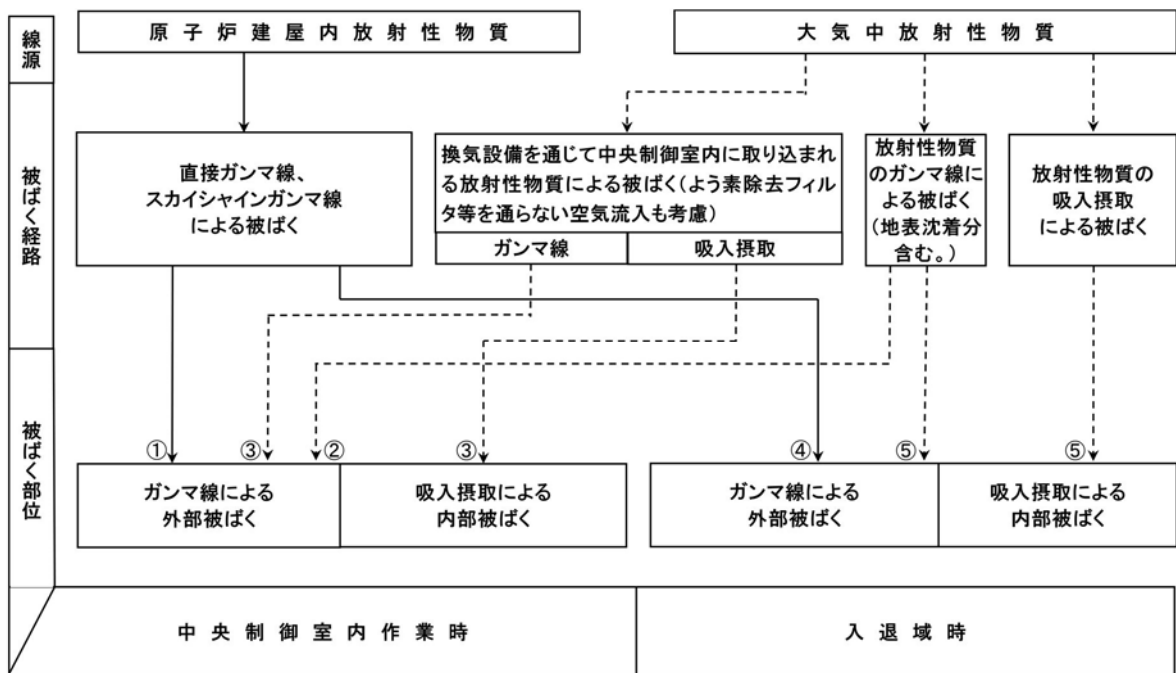
1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述1.3の方法で実効線量を評価した。

1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

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



第 1.4-1 図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

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

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

(1) 中央制御室換気運転モード

中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第1.4-2図に示すとおりである。

1) 通常時運転モード

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

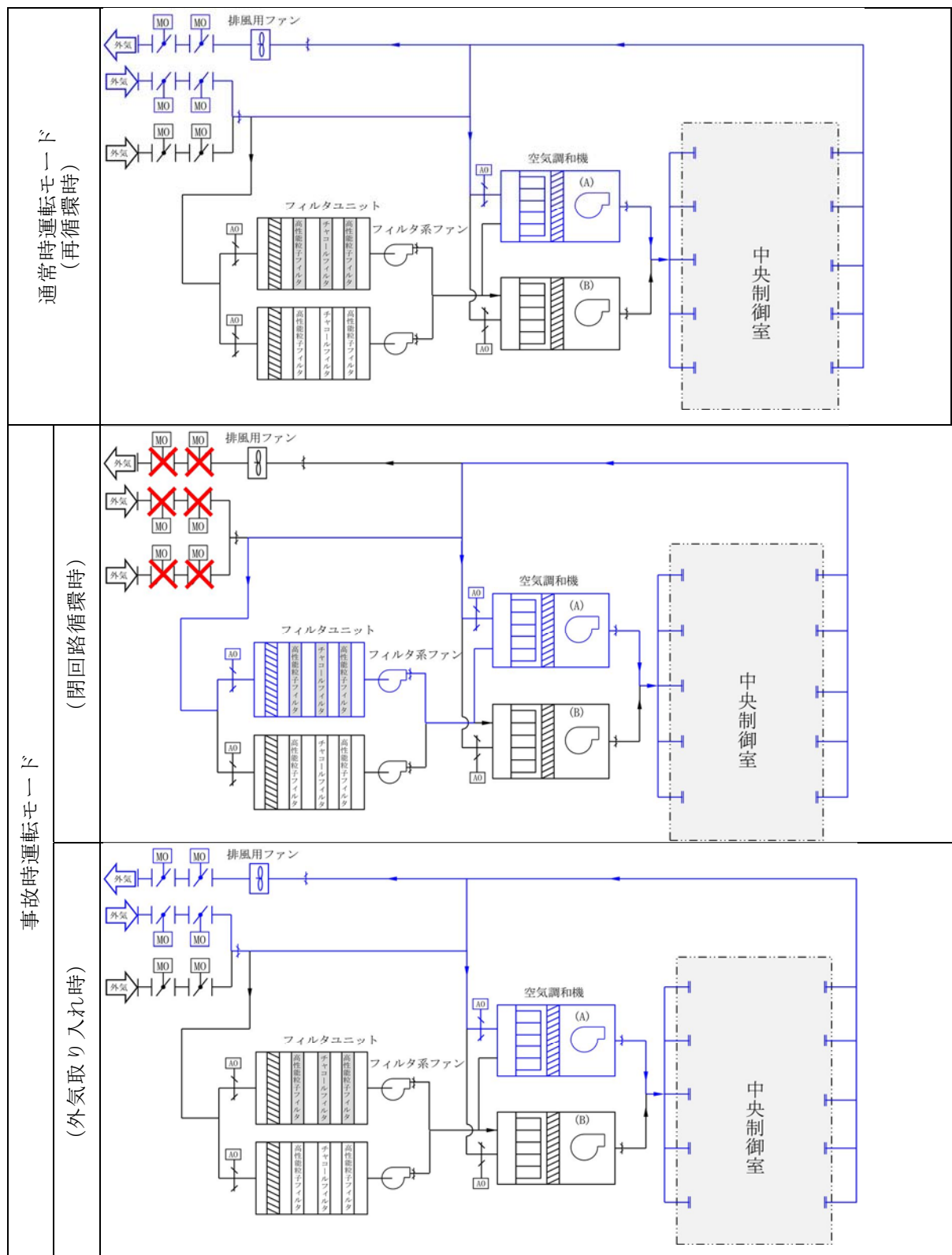
2) 事故時運転モード

事故時は、外気取入口を遮断して、中央制御室フィルタ系ファンによりフィルタユニット（高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ）を通した閉回路循環運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する。

なお、外気の遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。

(2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのよう素除去フィルタを通らない空気の流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で1.0回/hと仮定して評価した。



第1.4-2図 中央制御室換気系概略図

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路④）

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

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、サービス建屋出入口を代表点とし、入退域ごとに評価点に15分滞在するとして評価した。

1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に期待しないこと以外は「1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価は、上記1.4.2.1の仮定と同じとした。

1.5 評価結果のまとめ

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を第

1.5-1 表に、評価結果の内訳を第 1.5-2 表に示す。評価結果は、原子炉冷却材喪失において実効線量で約 1.8mSv、主蒸気管破断において実効線量で約 1.6mSv であり、法令における緊急時作業に係る線量限度 100mSv を下回っている。

なお、評価結果の内訳を第 1.5-2 表に示す。この評価に係る被ばく経路イメージを第 1.5-3 表に、被ばく評価の主要条件を第 1.5-4 表及び第 1.5-5 表に示す。

第 1.5-1 表 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果

（単位：mSv）

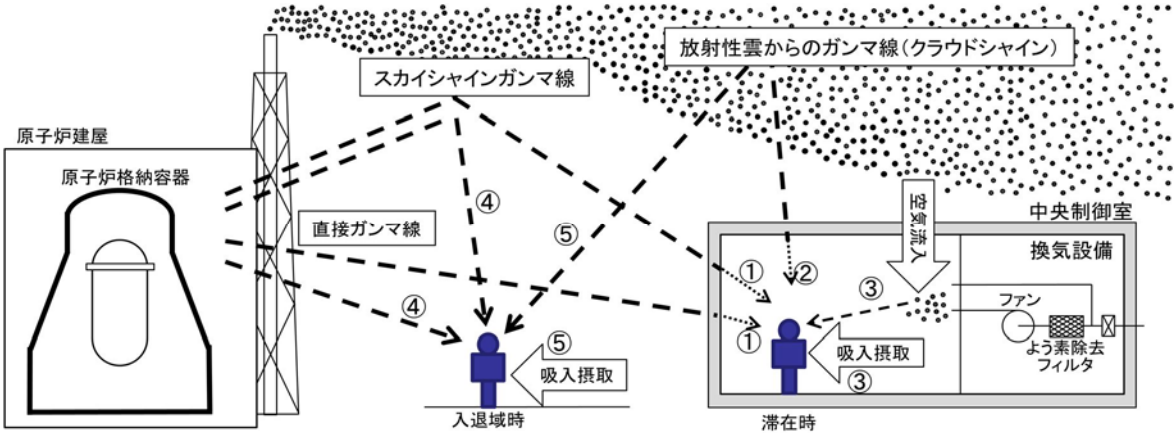
被ばく経路		原子炉冷却材喪失 （実効線量）	主蒸気管破断 （実効線量）
中央制御室内	①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.6×10^{-1}	約 1.3×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.4×10^{-2}	約 9.2×10^{-3}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 1.5×10^0
	小計（①＋②＋③）	約 8.9×10^{-1}	約 1.5×10^0
入退域時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.7×10^{-1}	約 2.1×10^{-3}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計（④＋⑤）	約 9.1×10^{-1}	約 9.6×10^{-2}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤）		約 1.8	約 1.6

第 1.5-2 表 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果の内訳

		実効線量（mSv）					
		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		外部被ばく	内部被ばく	実効線量の 合計値	外部被ばく	内部被ばく	実効線量の 合計値
室内作業時	①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.6×10^{-1}	—	約 6.6×10^{-1}	約 1.3×10^{-4}	—	約 1.3×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.4×10^{-2}	—	約 2.4×10^{-2}	約 9.2×10^{-3}	—	約 9.2×10^{-3}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-2}	約 1.9×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 3.9×10^{-2}	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0
	小計（①＋②＋③）	約 7.0×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 4.9×10^{-2}	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0
入退域時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.7×10^{-1}	—	約 8.7×10^{-1}	約 2.1×10^{-3}	—	約 2.1×10^{-3}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	約 3.8×10^{-3}	約 9.0×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計（④＋⑤）	約 8.9×10^{-1}	約 2.0×10^{-2}	約 9.1×10^{-1}	約 5.9×10^{-3}	約 9.0×10^{-2}	約 9.6×10^{-2}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤）		約 1.6×10^0	約 2.1×10^{-1}	約 1.8	約 5.5×10^{-2}	約 1.5×10^0	約 1.6

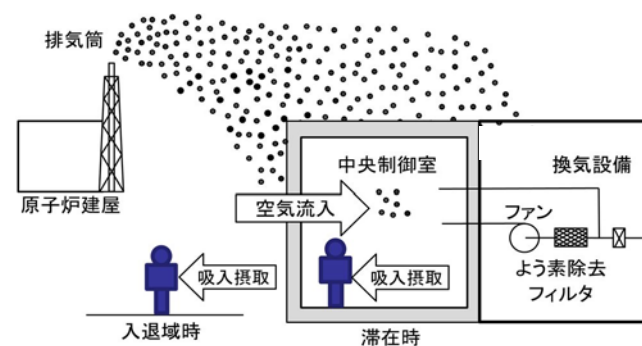
第 1.5-3 表 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく経路イメージ

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



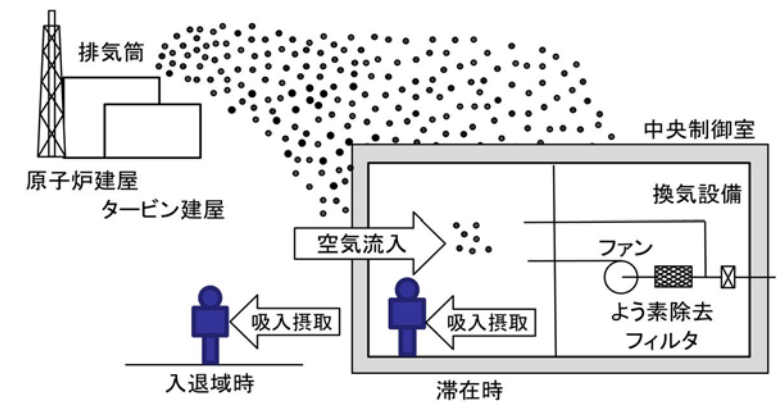
第 1.5-4 表 中央制御室の居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器への無機よう素の沈着割合	50%
	格納容器スプレィ等による無機よう素に対する除去効果	分配係数（気相濃度と液相濃度の比）：100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のよう素除去効果	再循環：80% 外部放出：90%
	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
大気拡散	実効放出継続時間	希ガス：24 時間 よう素：24 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	1 方位
運転員の被ばく評価	中央制御室換気設備	起動時間遅れ：15min 閉回路循環運転(27h)，外気取入運転(3h)の交互運転
	中央制御室非常時際循環処理装置よう素除去効率	90%
	中央制御室への空気流入量	1.0 回/h
	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間，入退域回数を設定
	直接線，スカイシャイン線評価コード	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



第 1.5-5 表 中央制御室の居住性（設計基準事故：主蒸気管破断）に係る被ばく評価の主要条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ としその組成を拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の $1/50$ とする
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 は $4.44 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める 希ガスについてはよう素の 2 倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の約 1% が破断口から放出される
	追加される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止後の破断口からの放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/d
大気拡散	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
	実効放出継続時間	希ガス：1 時間 よう素：20 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間、入退域回数を設定
	直接線，スカイシャイン線評価コード	QAD-CG2P2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



添付資料 1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価の評価条件について、
以下の第 1-1-1 表～第 1-1-12 表に示す。

第 1-1-1 表	大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】
第 1-1-2 表	大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】
第 1-1-3 表	大気中への放出放射能量評価結果（30 日積算）
第 1-1-4 表	大気拡散条件
第 1-1-5 表	相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】
第 1-1-6 表	相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】
第 1-1-7 表	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 【原子炉冷却材喪失】
第 1-1-8 表	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件 【主蒸気管破断】
第 1-1-9 表	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建 屋内の積算線源強度（30 日積算）
第 1-1-10 表	中央制御室換気設備条件
第 1-1-11 表	運転員交替考慮条件
第 1-1-12 表	線量換算係数および呼吸率の条件

第 1-1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% （熱出力 3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を 考慮した値を設定	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	5 サイクル運転を考慮し た最大運転期間を設定	同上
サイクル数（バ ッチ数）	5	運転サイクルを想定	同上
原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。
よう素の形態	無機（元素状）よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器 等への無機（元 素状）よう素の 沈着効果	50%が沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。

第 1-1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
サプレッション プール水に無機 よう素が溶解す る割合	分配係数：100	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう 素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有 機よう素及び希ガスは，この効果を見捨てる。
原子炉格納容器 からの漏えい率	0.5%／日	格納容器内の圧力に対 応した漏えい率に余裕 を見込んで設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは，原 子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容 器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込ん だ値とする。
非常用ガス処理 系等の起動時間	事故後瞬時に起動	L O C A 信号により瞬 時起動を想定しており， 通常運転中も原子炉建 屋原子炉棟は負圧を維 持しているため事故後 瞬時に起動すると設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィ ルタを含む）は，起動するまでの十分な時間的余 裕を見込む。
非常用ガス処理 系等の容量	非常用ガス再循環系： 4.8 回／日 非常用ガス処理系： 1 回／日	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は，設計で定 められた値とする。

第 1-1-1 表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(3/3)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス再循環系等のフィルタ除去効率	非常用ガス再循環系（再循環）：80% 非常用ガス処理系（外部放出）：90%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS 再循環系からの漏えい率	ECCS により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量の評価は省略する。	ECCS からの漏えいによる放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分に小さく、有意な寄与はないため	4.1.1(2)h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
放出経路	排気筒放出	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。
事故の評価期間	30 日間	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第 1-1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(1/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	主蒸気管破断 （仮想事故相当）	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% （熱出力 3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を考慮した値を設定	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	5 サイクル運転を考慮した最大運転期間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	5	運転サイクルを想定	同上
冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度	冷却材中の濃度（I-131）： $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の $1/50$ とする。	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の $1/50$ とする。

第 1-1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(2/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
燃料棒からの追加放出量	燃料棒からの追加放出量（I-131）： 4.44×10^{14} Bq その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を, I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし, その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの追加放出割合	原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の約 1%が破断口から放出される。	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は, 主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の約 1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される。	同上	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。

第 1-1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(3/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
よう素及び希ガスの気相部への移行割合	<p>燃料棒から放出されたよう素 有機よう素：10% 無機よう素：90%</p> <p>有機よう素は原子炉压力容器内で分解により 1/10 程度に減少するので、気相部へは 1%の有機よう素が瞬時に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲン等が気相部にキャリーオーバーする割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p>	同上	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。有機よう素のうち 10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
主蒸気隔離弁閉止前及び閉止後の大気中への放出想定	<p>隔離弁閉止前：放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。</p> <p>隔離弁閉止後：放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>	同上	4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。

第 1-1-2 表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(4/4)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
主蒸気管からの漏えい率	120%/日 (主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないものとして、設計値に余裕を見込んだ値とし、漏えい率は一定とする。)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
事故の評価期間	30 日間	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第 1-1-3 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（30 日積算）

評価項目			評価結果 (Bq)
原子炉 冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)		約 2.8×10^{16}
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))		約 2.5×10^{14}
主蒸気管 破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)	隔離弁 閉止前	約 6.1×10^{13}
		隔離弁 閉止後	約 1.2×10^{14}
	よう素 (I-131 等価量 (成人実 効線量係数換算))	隔離弁 閉止前	約 1.3×10^{12}
		隔離弁 閉止後	約 2.5×10^{12}

第 1-1-4 表 大気拡散条件 (1/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料 (2005 年 4 月～2006 年 3 月)	<p>【原子炉冷却材喪失】 建屋影響を受けない大気拡散評価を行うため排気筒風（標高約 148m（地上高約 140m））の気象データを使用</p> <p>【主蒸気管破断】 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（標高約 18m（地上高約 10m））の気象データを使用。</p> <p>被ばく評価手法（内規）に示されたとおり発電所において観測された 1 年間の気象資料を使用（補足説明資料 1-2 参照）</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>【主蒸気管破断】 5.1.1(1) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。</p> <p>5.1.1(2) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p>

第 1-1-4 表 大気拡散条件 (2/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス : 24 時間 よう素 : 24 時間 【主蒸気管破断】 希ガス等 : 1 時間 よう素 : 20 時間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。 ただし, 24 時間を超えた場合は保守的に 24 時間とする。	解説 5.13 (3) 実効放出継続時間 (T) は, 想定事故の種類によって放出率に変化があるので, 放出モードを考慮して適切に定めなければならないが, 事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
放出源及び放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 排気筒 : 95m (有効高さ) 【主蒸気管破断】 地上 : 0m	【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定した風洞実験結果から保守的に最小の有効高さを設定。 【主蒸気管破断】 地上放出と想定して設定。	【原子炉冷却材喪失】 4.1.1 (2) i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は, 原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後, 排気筒を経由して環境に放出されたとする。 【主蒸気管破断】 4.1.2 (7) g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は, 完全蒸発し, 同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は大気中に地上放散する。

第 1-1-4 表 大気拡散条件 (3/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
累積出現頻度	小さい方から 97%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる相対濃度とする。
建屋の影響	<p>【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 考慮する。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 地上放出を想定し、建屋の影響を受ける大気拡散評価を行うため、放出点から近距離の建屋（原子炉建屋）による巻き込み現象を考慮する。</p>	5.1.2(1) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

第 1-1-4 表 大気拡散条件 (4/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
巻き込みを生じる代表建屋	【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。 【主蒸気管破断】 原子炉建屋	【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。 【主蒸気管破断】 放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法（内規）に示された選定例に基づき選定	5.1.2(3)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(結果が厳しい方で代表)
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋

第 1-1-4 表 大気拡散条件 (5/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
放射性物質 濃度の評価 点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 建屋入口	【中央制御室内】 被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定 【入退域時】 被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定	【中央制御室内】 5.1.2(3)b)1) 中央制御室内には，中央制御室が属する建屋（以下，「当該建屋」）の表面から，事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して，また事故時に外気の入入れを遮断する場合には流入によって，放射性物質が侵入するとする。 5.1.2(3)b)3) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15 分間滞在するとする。

第 1-1-4 表 大気拡散条件 (6/6)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
着目方位	【原子炉冷却材喪失】 中央制御室内：1 方位 入退域時：1 方位 【主蒸気管破断】 中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位	被ばく評価手法（内規）に示された評価方法に基づき設定	5.1.2(3) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	$3.0 \times 10^3 \text{ m}^2$	原子炉建屋の投影断面積	5.1.2(3) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。

第 1-1-5 表 相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】

評価対象	評価点	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	1.2×10^{-6}	4.9×10^{-20}
入退域時	建屋入口	1.2×10^{-6}	5.0×10^{-20}

第 1-1-6 表 相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】

評価対象	評価点	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	8.3×10^{-4} (希ガス)	2.9×10^{-18}
		4.9×10^{-4} (よう素)	
入退域時	建屋入口	8.2×10^{-4} (希ガス)	2.9×10^{-18}
		4.9×10^{-4} (よう素)	

第 1-1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線 源 条 件	原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に示 されたとおり設定	6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容 器内に放出される放射性物質の量の炉心内 蓄積量に対する割合は，希ガス 100%，よう 素 50%とする。
	原子炉建屋内線 源強度分布	格納容器から原子炉 建屋原子炉棟内に漏 えいした核分裂生成 物が均一に分布	同上	6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容 器内に放出された放射性物質は，原子炉格納容 器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格 納施設）に放出される。この二次格納施設内 の放射性物質をスカイシャインガンマ線及 び直接ガンマ線の線源とする。 6.1(3)c) 二次格納施設内の放射性物質は自 由空間容積に均一に分布するものとする。
	事故の評価期間	30 日	同上	解説 3.2 評価期間は，事故発生後 30 日間 とする。

第 1-1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計 算 モ デ ル 条 件	原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮	6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。
	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床、天井、壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： Q A D - C G G P 2 R スカイシャイン線評価： A N I S N G 3 3 - G P 2 R	許認可等で使用実績があるコードを使用している	計算コードについて、記載なし。

第 1-1-8 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(1/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線 源 条 件	タービン建屋に 放出される核分 裂生成物	希ガス及びハロゲン 等	被ばく評価手法（内規）に示 されたとおり設定	6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及び ハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期 の極めて短いもの及びエネルギーの小さいも のは、計算対象としない。 6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン 建屋内への放出量の計算条件は、タービン建 屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ の放出量の計算条件と同じとする。
	タービン建屋内 線源強度分布	主蒸気隔離弁からター ビン建屋内に放出 した核分裂生成物の 全量が均一に分布	同上	6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からター ビン建屋内に放出された放射性物質は、全量 がタービン建屋から漏えいすることなく、ター ビン建屋の自由空間容積に均一に分布す るものとする。このタービン建屋内の放射性 物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガ ンマ線の線源とする。
	事故の評価期間	30 日	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間 とする。

第 1-1-8 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(2/2)

項 目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計 算 モ デ ル 条 件	タービン建屋のモデル	タービン建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮	6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。
	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床、天井、壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： Q A D - C G G P 2 R スカイシャイン線評価： A N I S N G 3 3 - G P 2 R	許認可等で使用実績があるコードを使用している	計算コードについて、記載なし。

第 1-1-9 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
建屋内の積算線源強度（30 日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	
		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
0.01	$0.01 < E \leq 0.01$	1.2×10^{17}	9.0×10^{14}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	2.3×10^{15}	8.0×10^{13}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	7.2×10^{17}	3.6×10^{15}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	1.0×10^{15}	7.7×10^{16}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0	0
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0	0
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0	0
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	6.2×10^{21}	5.6×10^{18}
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	4.6×10^{17}	6.3×10^{16}
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	4.8×10^{19}	1.3×10^{18}
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	4.9×10^{20}	1.1×10^{18}
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	1.5×10^{20}	2.0×10^{18}
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	7.7×10^{18}	4.6×10^{16}
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	7.8×10^{18}	1.2×10^{16}
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	7.0×10^{17}	5.4×10^{15}
0.60	$0.512 < E \leq 0.60$	6.2×10^{19}	3.1×10^{17}
0.70	$0.60 < E \leq 0.70$	1.8×10^{20}	2.4×10^{17}
0.80	$0.70 < E \leq 0.80$	1.1×10^{20}	2.5×10^{17}
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	4.5×10^{19}	9.5×10^{16}
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	2.2×10^{19}	9.3×10^{16}
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	4.8×10^{16}	4.8×10^{14}
1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	1.5×10^{19}	1.8×10^{16}
1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.5×10^{18}	3.0×10^{16}
2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	4.5×10^{18}	2.8×10^{16}
2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	2.6×10^{19}	1.2×10^{17}
3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.1×10^{18}	8.9×10^{15}
3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	2.9×10^{15}	3.7×10^{14}
4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	0	8.2×10^{13}
4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	0	3.1×10^{12}
5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0	0
5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0	0
6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0	0
6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0	0
7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0	0
7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0	0
8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0	0
10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0	0
12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0	0
14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0	0
20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0	0
30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0	0
50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0	0

第 1-1-10 表 中央制御室換気設備条件(1/2)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事故時における 外気取り込み	外気間欠取込循環運 転（循環運転と外気 取入を交互に行う。） 閉回路循環運転 ：27 時間 外気取入循環運転 ：3 時間	閉回路循環運転時に保守的 にインリークがないと想定 した場合の室内の二酸化炭 素濃度を考慮し設定	7.3.2 (1) 建屋の表面空気中から，次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれること を想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取 入れること b) 中央制御室内に直接，流入すること
中央制御室換気 設備処理空間容 積	$2.9 \times 10^3 \text{ m}^3$	設計値	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射 能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中 央制御室内の放射能濃度を求める。
外部 γ 線による 全身に対する線 量評価時の自由 体積	$2.9 \times 10^3 \text{ m}^3$	同上	7.3.4 (3) ガンマ線による被ばく計算では，中央 制御室と異なる階層部分のエンベロープについ て，階層間の天井等による遮へいがあるので，中 央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室換気 設備フィルタ流 量	通常時： $0 \text{ m}^3/\text{h}$ 事故時： $5, 100 \text{ m}^3/\text{h}$	同上	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射 能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中 央制御室内の放射能濃度を求める。

第 1-1-10 表 中央制御室換気設備条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（除去効率 97%）に余裕を考慮した値（設計上は 97%以上）	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
事故時運転モードへの切替時間	15 分	手動での隔離に要する時間と運転員が事故を検知し操作を開始するまでの値	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
空気流入率	1 回/h	空気流入率測定試験結果（0.45 回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定（補足説明資料 1-3 参照）	7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

第 1-1-11 表 運転員交替考慮条件

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室滞在期間	196 時間	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転直を想定し設定	7.1.1(1) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域回数	32 回 (15 分／回)	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転班を想定し設定	7.4.1(1) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし、入退域ごとに評価点に、15 分間滞在するとする。

第 1-1-12 表 線量換算係数及び呼吸率の条件

項 目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線量換算係数	<p>よう素の吸入摂取に対して,成人実効線量換算係数を使用</p> <p>I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq</p> <p>I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq</p> <p>I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq</p> <p>I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq</p> <p>I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq</p>	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について, 記載なし。
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	成人活動時の呼吸率を設定 (ICRP Publication 71 に基づく)	<p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は, 次のとおり計算する。</p> $H_1 = \int_0^T R H_\infty C_1(t) dt$ <p>R : 呼吸率 (成人活動時)</p> <p>H_∞ : よう素 (I-131) 吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)</p> <p>$C_1(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m^3)</p> <p>T : 計算期間 (30 日間)</p>

1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

中央制御室居住性評価に当たり、敷地内で観測した 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの 1 年間の気象資料を使用している。この 1 年間の気象資料が長期間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認するために、異常年検定（不良標本の棄却検定に関する F 分布検定）を行った。

F 分布検定の結果は以下のとおりとなり、評価に使用する気象資料について特に異常はなく代表性があると判断した。

(1) 検定方法

a. 検定に用いた観測記録

本居住性評価では、排気筒放出を想定する場合には排気筒付近を代表する風（排気筒風）として標高約 148m の気象データを使用し、地上放出を想定する場合には地上付近を代表する風（地上風）として標高約 18m の気象データを使用し、被ばく評価を実施している。評価に使用する上記の気象データについて検定を行った。

b. データ統計期間

統計年：1994 年 4 月～2005 年 3 月（10 年間（欠測率の高い 1999 年度を除く。））

検定年：2005 年 4 月～2006 年 3 月（1 年間）

c. 検定方法

異常年かどうか、F 分布検定により検定を行った。

(2) 検定結果

第 1-2-1 表に検定結果を示す。また、標高約 148m での棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を第 1-2-2 表及び第 1-2-3 表に、標高約 18m での棄却検定表を第 1-2-4 表及び第 1-2-5 表に示す。

標高約 148m での観測点では 27 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄

却された項目が 2 個であり，標高約 18m での観測点では 27 項目のうち 1 個であることから検定年の気象資料に特に異常はなく，長期間の気象状態を代表していると判断される。

第 1-2-1 表 異常年検定結果

観測点	観測項目	検定結果
観測点 A（標高 148m）	風向別出現頻度	棄却項目 1 項目
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1 項目
観測点 A（標高 18m）	風向別出現頻度	棄却項目 0 項目
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1 項目

第 1-2-2 表 棄却検定表（風向別出現頻度）（標高 148m）

観測場所：敷地内 A 地点（標高148m，地上高140m）（％）																	
統計年 風向	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界（5％）			判定 ○採択 ×棄却
														F _o	上限	下限	
N	4.72	3.55	3.40	3.27	3.35	4.74	3.96	5.85	3.78	3.40	4.00	0.80	3.52	0.30	6.01	2.00	○
NNE	9.16	5.98	7.32	5.93	6.74	8.76	8.89	8.15	6.91	6.22	7.41	1.18	6.67	0.32	10.36	4.45	○
NE	18.82	17.44	20.91	18.86	20.29	17.45	19.71	24.49	23.29	18.45	19.97	2.24	18.41	0.40	25.57	14.37	○
ENE	5.92	5.65	7.08	12.77	10.84	8.05	8.31	8.38	10.04	8.97	8.60	2.08	9.80	0.27	13.80	3.40	○
E	2.78	4.05	3.76	5.32	4.90	5.44	4.39	3.76	4.56	4.42	4.34	0.76	5.55	2.11	6.23	2.44	○
ESE	2.94	2.47	3.02	3.24	2.95	2.96	2.79	2.86	2.93	2.99	2.91	0.19	3.66	12.99	3.38	2.45	×
SE	4.04	3.95	2.63	3.10	3.10	2.64	2.90	2.61	2.95	2.66	3.06	0.50	3.09	0.00	4.31	1.81	○
SSE	6.43	6.00	3.41	3.93	2.99	3.48	3.35	3.34	3.74	3.54	4.02	1.13	3.32	0.31	6.84	1.20	○
S	6.58	5.81	5.74	4.43	4.01	5.27	5.00	4.13	5.02	6.63	5.26	0.88	4.99	0.08	7.47	3.05	○
SSW	2.26	2.77	2.64	3.24	3.35	4.30	3.79	3.56	4.35	5.02	3.53	0.82	3.13	0.20	5.57	1.49	○
SW	4.00	3.87	3.70	3.93	4.28	4.20	4.32	4.90	4.93	5.16	4.33	0.48	3.67	1.59	5.52	3.14	○
WSW	4.08	5.15	4.83	4.44	3.83	4.05	4.38	4.09	3.53	4.31	4.27	0.44	4.25	0.00	5.38	3.16	○
W	4.73	8.42	6.32	5.51	5.32	4.47	5.44	4.16	4.23	4.65	5.33	1.21	5.13	0.02	8.36	2.29	○
WNW	9.01	12.46	9.31	8.36	8.66	5.27	5.95	5.05	6.19	6.71	7.70	2.18	7.65	0.00	13.15	2.24	○
NW	10.51	8.06	10.82	8.58	9.96	8.69	7.95	7.42	7.60	9.12	8.87	1.14	9.54	0.28	11.73	6.01	○
NNW	3.51	3.44	4.85	4.60	4.86	9.07	7.63	6.60	5.19	6.97	5.67	1.74	6.53	0.20	10.02	1.32	○
CALM	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	0.29	1.10	1.36	1.45	0.02	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

第 1-2-3 表 棄却検定表（風速階級別出現頻度）（標高 148m）

観測場所：敷地内 A 地点（標高148m，地上高140m）（％）																	
統計年 風速 (m/s)	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界（5％）			判定 ○採択 ×棄却
														F _o	上限	下限	
0.0～0.4	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	0.29	1.10	1.36	1.45	0.02	○
0.5～1.4	4.05	5.66	4.04	4.42	5.53	7.40	6.70	5.19	5.56	6.43	5.50	1.07	6.99	1.59	8.18	2.82	○
1.5～2.4	8.34	9.43	7.83	7.85	8.73	11.19	10.58	8.92	9.61	11.42	9.39	1.24	11.28	1.90	12.49	6.29	○
2.5～3.4	11.95	13.17	12.10	11.41	11.73	12.07	12.17	11.15	12.55	13.72	12.20	0.73	14.10	5.43	14.04	10.36	×
3.5～4.4	12.58	13.80	13.44	13.93	12.62	13.02	12.57	12.25	12.80	13.58	13.06	0.56	13.85	1.66	14.45	11.66	○
4.5～5.4	12.85	13.67	13.66	13.12	12.10	12.10	11.54	10.97	11.30	12.07	12.34	0.90	12.03	0.10	14.60	10.08	○
5.5～6.4	11.48	10.99	11.22	10.99	11.36	11.19	10.66	9.62	10.10	9.68	10.73	0.66	9.92	1.24	12.37	9.09	○
6.5～7.4	9.59	8.16	9.61	9.45	8.60	8.16	7.67	8.18	8.82	7.95	8.62	0.68	7.40	2.62	10.32	6.92	○
7.5～8.4	7.20	6.85	7.04	7.77	7.84	6.65	6.17	7.68	7.35	5.34	6.99	0.74	5.51	3.26	8.85	5.13	○
8.5～9.4	6.04	4.76	5.39	5.51	6.12	4.67	5.14	6.84	6.01	5.03	5.55	0.66	4.82	1.03	7.19	3.91	○
9.5以上	15.41	12.58	15.38	15.05	14.80	12.39	15.56	18.54	15.15	14.02	14.89	1.64	13.00	1.09	18.98	10.80	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10%を超えたため除外し，1994年度を追加した。

第 1-2-4 表 棄却検定表（風向別出現頻度）（標高 18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（％）																	
統計年 風向	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界（5％）			判定 ○採択 ×棄却
														Fo	上限	下限	
N	2.80	2.04	2.65	2.88	3.25	3.03	3.29	3.24	2.85	2.50	2.85	0.37	2.15	3.00	3.78	1.93	○
NNE	3.82	3.87	9.48	13.51	14.77	11.30	12.39	12.29	12.11	10.30	10.38	3.56	9.93	0.01	19.29	1.47	○
NE	11.81	9.86	11.94	13.06	15.15	12.20	12.70	15.12	17.57	13.28	13.27	2.06	15.15	0.69	18.42	8.12	○
ENE	10.03	8.11	4.33	3.83	3.22	4.07	3.27	3.57	3.90	3.74	4.81	2.20	4.49	0.02	10.30	0.00	○
E	4.07	3.69	2.80	1.79	1.92	3.12	2.51	2.86	2.84	2.62	2.82	0.66	2.60	0.10	4.49	1.16	○
ESE	2.46	3.15	3.47	3.18	2.56	3.32	3.04	3.68	3.30	3.81	3.20	0.41	3.49	0.42	4.22	2.17	○
SE	3.82	4.45	3.88	5.06	4.14	5.48	5.14	5.79	5.80	5.63	4.92	0.74	5.73	0.97	6.78	3.06	○
SSE	4.89	4.86	4.86	5.11	4.54	5.09	4.00	3.66	3.99	5.62	4.66	0.58	4.59	0.01	6.10	3.22	○
S	6.48	5.21	3.65	3.33	2.86	2.69	2.41	2.22	2.63	3.85	3.53	1.29	2.31	0.73	6.76	0.30	○
SSW	3.53	2.81	2.13	2.69	2.97	2.95	3.52	3.26	3.07	3.20	3.01	0.40	2.36	2.24	4.01	2.02	○
SW	2.05	1.66	1.17	1.22	1.18	1.05	1.37	0.79	1.35	1.08	1.29	0.33	1.22	0.03	2.12	0.46	○
WSW	0.83	2.21	2.38	2.85	2.24	2.49	2.94	2.70	2.48	2.15	2.33	0.56	2.40	0.01	3.72	0.93	○
W	2.64	7.38	11.75	12.50	13.25	9.15	12.93	11.05	10.01	11.71	10.24	3.06	10.13	0.00	17.90	2.58	○
WNW	21.57	24.11	22.91	18.58	17.42	21.07	19.82	18.95	18.46	19.53	20.24	2.02	21.68	0.42	25.29	15.19	○
NW	12.68	11.28	8.25	6.75	6.40	8.39	6.86	6.86	6.03	6.52	8.00	2.14	7.42	0.06	13.35	2.66	○
NNW	5.68	4.15	3.45	2.91	2.69	3.35	2.97	2.92	2.33	2.61	3.31	0.93	2.65	0.40	5.63	0.98	○
CALM	0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	0.32	1.69	2.46	1.94	0.32	○

注）1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10％を超えたため除外し，1994年度を追加した。

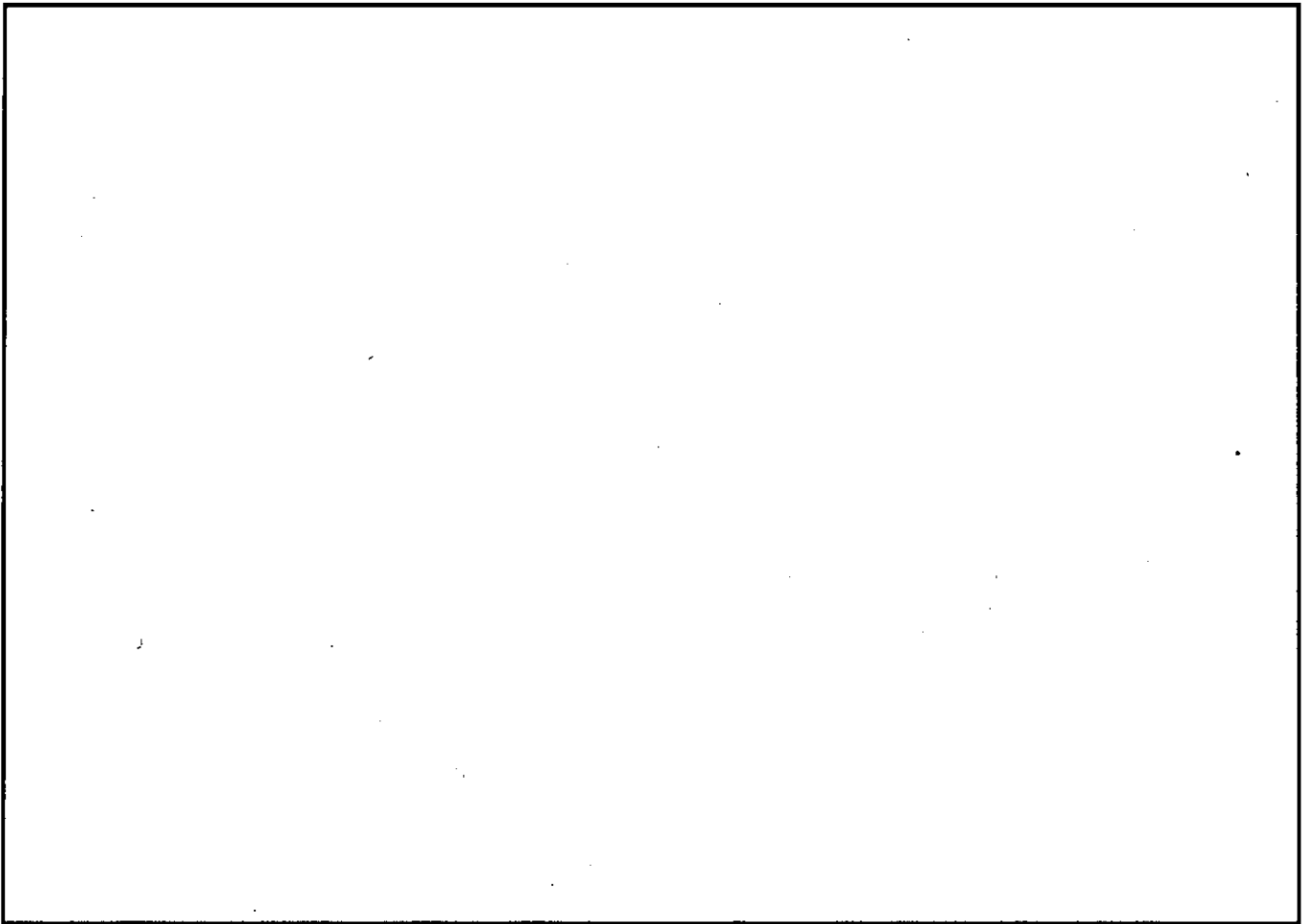
第 1-2-5 表 棄却検定表（風速階級別出現頻度）（標高 18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（％）																	
統計年 風速(m/s)	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	標準 偏差	検定年 2005	棄却限界(5％)			判定 ○採択 ×棄却
														F o	上限	下限	
0.0～0.4	0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	0.32	1.69	2.46	1.94	0.32	○
0.5～1.4	11.45	13.48	10.91	12.02	14.69	13.31	12.24	12.79	13.24	14.96	12.91	1.24	15.14	2.65	16.01	9.81	○
1.5～2.4	30.55	31.16	30.74	29.95	30.27	31.60	30.43	30.39	28.56	31.22	30.49	0.80	32.77	6.66	32.48	28.49	×
2.5～3.4	24.99	24.79	26.47	23.62	21.82	23.30	22.23	21.48	21.80	22.97	23.35	1.56	20.88	2.05	27.24	19.46	○
3.5～4.4	12.16	12.58	12.03	10.81	10.87	10.88	10.85	10.91	11.31	9.77	11.22	0.78	10.16	1.51	13.17	9.26	○
4.5～5.4	7.35	6.99	7.12	7.91	7.30	7.77	7.69	8.16	9.27	6.25	7.58	0.76	7.09	0.34	9.49	5.67	○
5.5～6.4	5.02	4.36	4.73	5.67	5.40	4.52	5.21	6.40	6.23	4.34	5.19	0.70	4.79	0.26	6.94	3.43	○
6.5～7.4	3.25	2.24	2.79	4.05	3.69	2.95	4.20	4.07	3.92	3.30	3.44	0.62	3.01	0.41	4.99	1.90	○
7.5～8.4	2.38	1.51	2.07	2.56	2.21	1.89	2.84	2.51	2.18	2.34	2.25	0.36	2.29	0.01	3.14	1.36	○
8.5～9.4	1.29	1.12	1.18	1.43	1.22	1.22	1.77	1.12	1.07	1.33	1.28	0.19	1.09	0.78	1.76	0.79	○
9.5以上	0.75	0.63	1.05	1.23	1.10	1.29	1.70	1.13	1.13	1.67	1.17	0.32	1.10	0.04	1.98	0.36	○

注）1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10％を超えたため除外し，1994年度を追加した。

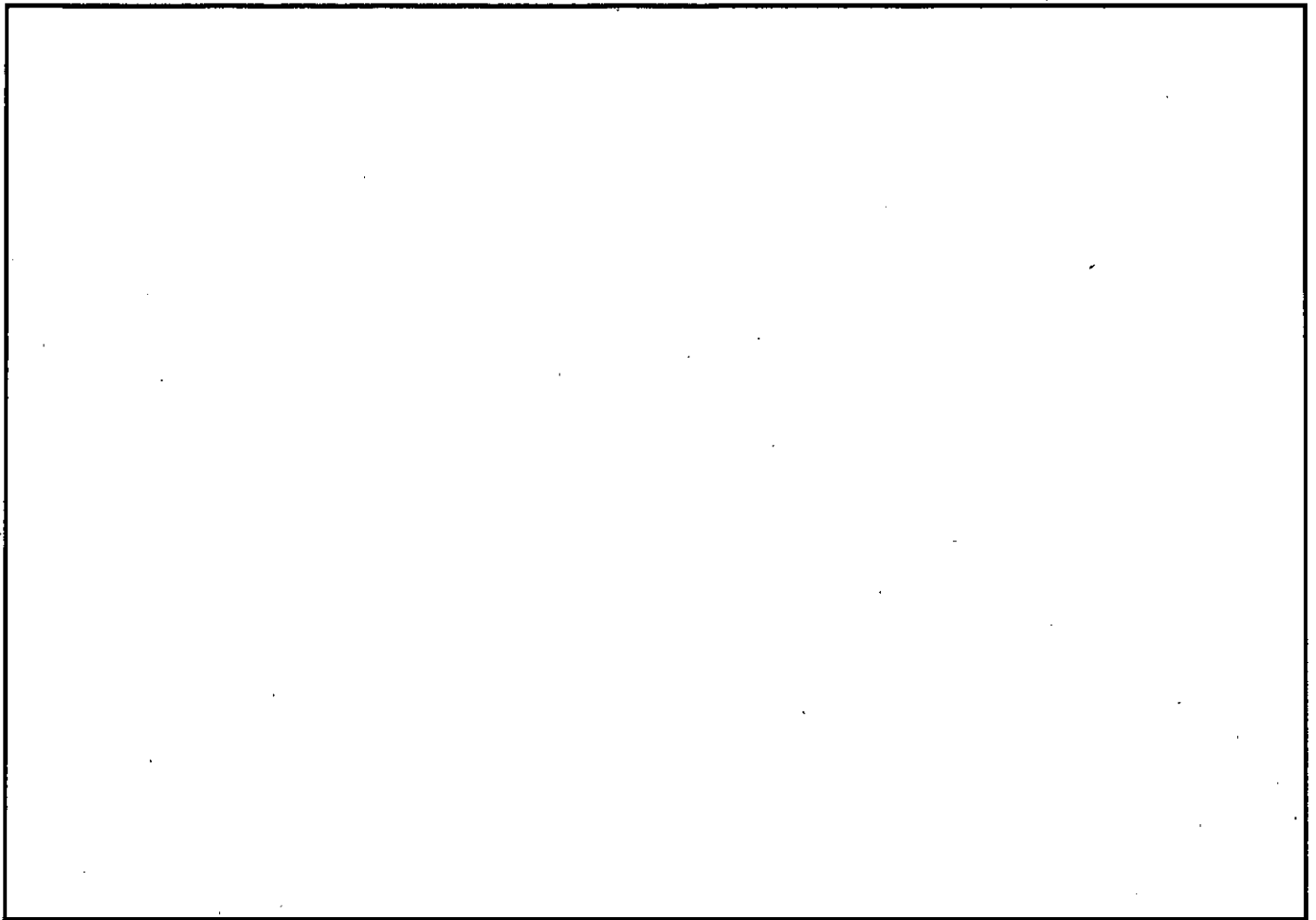
1-3 線量評価に用いる大気拡散の評価について

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順番に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、建屋放出時の着目方位は、第 1-3-1 図から第 1-3-2 図に示す通り、建屋による広がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。



第 1-3-1 図 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：中央制御室中心)



第 1-3-2 図 主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：サービス建屋入口)

1-4 空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27 原院第1 号平成 21 年8 月12 日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、東海第二発電所中央制御室について平成22年2月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.45回／h（ ± 0.015 （95%信頼限界値））である。試験結果の詳細は次ページ以降に示す。

第1-4-1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項 目	内 容			
試験日程	平成27年2月24日～平成27年2月26日 (試験時のプラント状態：停止中)			
空気流入率測定 試験における 均一化の程度	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ： (測定値－平均値) ／ 平均値 (%)		
	A系	－7.6～7.0%		
	B系	－5.7～8.1%		
試験手法	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」／「全サンプリング点による試験手順」にて実施			
適用条件	内 容		適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが 平均値の±10%以内か。		○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。		—	均一化の目安を満足 している
	①中央制御室の空気流入率が，別区画 に比べて小さいこと。		—	均一化の目安を満足 している
	②特異点の除外が，1時点の全測定デ ータ個数の10%以内であること。		—	特異点の除外はない
	③中央制御室以外の空気流入率が大き い区画に，立入規制等の管理的措置 を各種マニュアル等に明記し，運転 員へ周知すること。		—	特定の区画を排除せ ず，全ての区画を包 含するリーク率で評 価している。
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)	決定係数R ²	
	A系	0.47 回/h (±0.012)	—	
	B系	0.44 回/h (±0.012)	—	
特記事項				

1-5 中央制御室居の住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について

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

第 1-5-1 表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45（13 時間 45 分）
2 直	21:30～8:15（10 時間 45 分）

第 1-5-2 表 直交替スケジュール

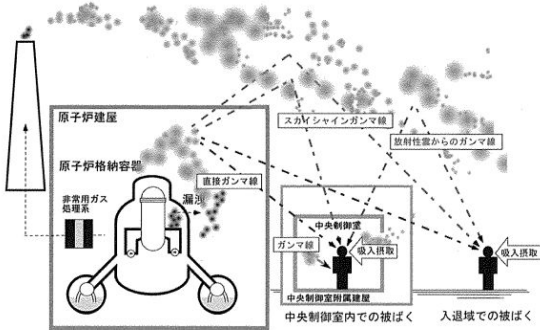
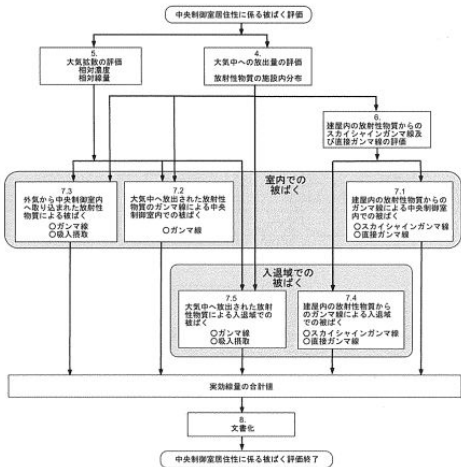
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
年月	平成23年6月												平成23年7月																	
日	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
曜日	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月
1直 8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D
2直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E
指定休	／	D	／	A	／	B	／	C	／	D	／	A	／	B	／	C	／	E	／	A	／	B	／	C	／	E	／	A	／	B
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A 班の
中央制御室滞在時間：196 時間（1 直 8 回＋2 直 8 回）
入退域滞在時間：8 時間（入退域 32 回，1 回当たり 15 分）
が最大となる。

1-6 内規との適合性について

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 	<p>3.1 (1)→内規のとおり。</p> <p>3.1(1)a)東海第二発電所はBWR型原子炉施設であり、原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2→内規のとおり。</p> <p>3.2(1)a)1)建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2)大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室で外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p> <p>3.2(1)a)3)事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)4)建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3. 2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4. 大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5. 大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7. 1建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7. 2大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7. 3室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」） <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 前項c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7. 4建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7. 5大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」） <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3. 2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3. 2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3. 2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3. 2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から施設内の線源強度を評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 1) 前項 c)の結果を用いて、施設内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャイン線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)d) 3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3. 2(2)e) 1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3. 2(2)e) 2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3. 2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3. 2(2)g) 評価手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及び e)は並列に進めている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3.3 判断基準</p> <p>「3.1想定事故」に対して、「3.2評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <p>－ 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない^(※1)【解説3.2】。</p>  <p>(a) RW/R型原子炉施設</p> <p>図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路</p>  <p>図3.2 評価の手順</p>	<p>3.3→内規のとおり。</p> <p>「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。</p> <p>→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。</p> <p>→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されたとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されたとする。</p>	<p>4.1→内規のとおり</p> <p>4.1.1→内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図4.1、よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されたと評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。</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、この効果を見捨てる。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率一定として評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。原子炉建屋ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッション・プール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で処理された後、主排気筒を経由して環境に放出されたと評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="517 296 748 687"><p>希ガス炉心内蓄積量</p><p>↓</p><p>燃料から原子炉格納容器内への放出 放出割合:100%</p><p>↓</p><p>原子炉格納容器内気相中の希ガス</p><p>↓</p><p>〔 原子炉格納容器からの漏えい 〕</p><p>↓</p><p>原子炉建屋原子炉区域内の希ガス</p><p>↓</p><p>〔 非常用ガス処理系 〕</p><p>↓</p><p>希ガス放出</p><p>↓</p><p>排気筒を経由して環境に放出</p></div> <p data-bbox="439 724 965 743">図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路 (BWR 型原子炉施設)</p> <div data-bbox="450 788 875 1286"><p>よう素炉心内蓄積量</p><p>↓</p><p>燃料棒から原子炉格納容器への放出 放出割合:50%</p><p>↓</p><p>有機よう素 無機よう素</p><p>↓ ↓</p><p>〔 原子炉格納容器内での付着等による低減: 50% 格納容器スプレイ水等による低減: 分配係数100 〕</p><p>↓</p><p>原子炉格納容器内気相中のよう素</p><p>↓</p><p>〔 原子炉格納容器からの漏えい 〕</p><p>↓</p><p>原子炉建屋原子炉区域内のよう素</p><p>↓</p><p>〔 非常用ガス処理系 フィルタによる除去 〕</p><p>↓</p><p>よう素放出</p><p>↓</p><p>排気筒を経由して環境に放出</p></div> <p data-bbox="439 1307 965 1326">図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路 (BWR 型原子炉施設)</p>	<p data-bbox="1173 730 1653 756">→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p> <p data-bbox="1173 1158 1975 1216">→非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系による処理として評価している</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象が発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。</p> <p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2→内規のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、24時間で大気圧まで直線的に減少するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。</p> <p>4.1.2(7) b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7) c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している。</p> <p>4.1.2(7) d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出され放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

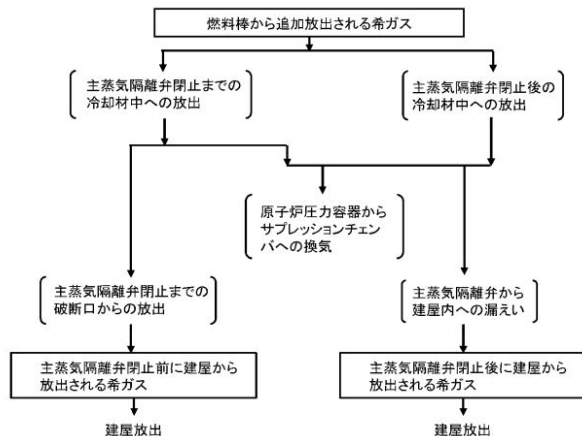


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)

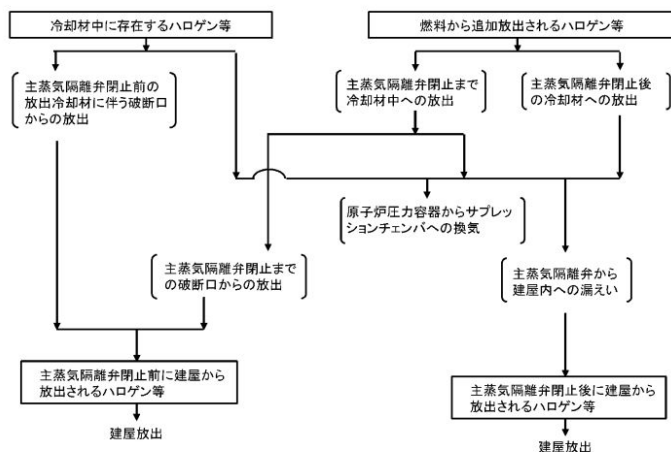


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路(BWR 型原子炉施設)

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

するとして評価している。

4.1.2(7)g)主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。

4.1.2(7)h)主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。

4.1.2(7)i)主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッション・プールに移行するものとして評価している。

図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

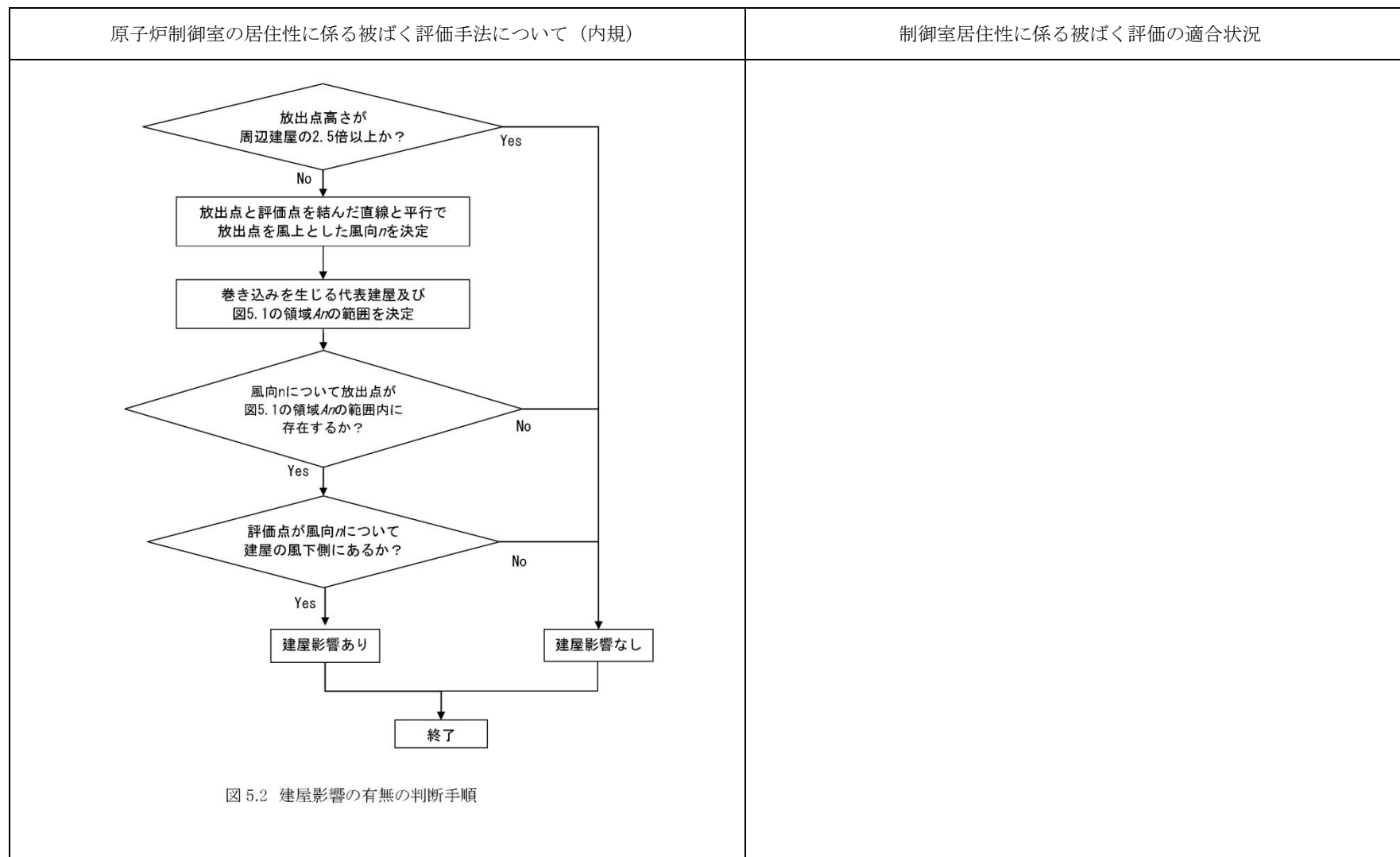
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div>5. 大気拡散の評価</div> <div>5.1 放射性物質の大気拡散</div> <div>5.1.1 大気拡散の計算式</div> <div>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</div> <div>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</div> <div>a) ガウスプルームモデルの適用</div> <div>1) ガウスプルームモデル</div> <div>放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																																										
<p>c) 気象データ 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}、σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータ\sum_y、\sum_zを適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> <div>$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sum_y\sum_zU}\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right)\times\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right]\cdots\cdots\cdots(5.3)$$\sum_y^2=\sigma_{y0}^2+\sigma_y^2\quad,\quad\sum_z^2=\sigma_{z0}^2+\sigma_z^2$$\sigma_{y0}^2=\sigma_{z0}^2=\frac{cA}{\pi}$</div> <table><tr><td>$\chi(x,y,z)$</td><td>:評価点$(x,y,z)$の放射性物質の濃度</td><td>$(Bq/m^3)$</td></tr><tr><td>$Q$</td><td>:放射性物質の放出率</td><td>(Bq/s)</td></tr><tr><td>U</td><td>:放出源を代表する風速</td><td>(m/s)</td></tr><tr><td>λ</td><td>:放射性物質の崩壊定数</td><td>$(1/s)$</td></tr><tr><td>z</td><td>:評価点の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>H</td><td>:放射性物質の放出源の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>\sum_y</td><td>:建屋の影響を加算した 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>\sum_z</td><td>:建屋の影響を加算した 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_y</td><td>:濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_z</td><td>:濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_{y0}</td><td>:建屋による巻込み現象による y方向の初期拡散パラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_{z0}</td><td>:建屋による巻込み現象による z方向の初期拡散パラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>A</td><td>:建屋などの風向方向の投影面積</td><td>(m^2)</td></tr><tr><td>c</td><td>:形状係数</td><td>$(-)$</td></tr></table>	$\chi(x,y,z)$:評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m^3)	Q	:放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	:放出源を代表する風速	(m/s)	λ	:放射性物質の崩壊定数	$(1/s)$	z	:評価点の高さ	(m)	H	:放射性物質の放出源の高さ	(m)	\sum_y	:建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	:建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	σ_y	:濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	σ_z	:濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	σ_{y0}	:建屋による巻込み現象による y 方向の初期拡散パラメータ	(m)	σ_{z0}	:建屋による巻込み現象による z 方向の初期拡散パラメータ	(m)	A	:建屋などの風向方向の投影面積	(m^2)	c	:形状係数	$(-)$	<p>5. 1. 1 (2) a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5. 1. 1 (2) a) 1) 建屋の影響を受けるため、(5. 3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>
$\chi(x,y,z)$:評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m^3)																																									
Q	:放射性物質の放出率	(Bq/s)																																									
U	:放出源を代表する風速	(m/s)																																									
λ	:放射性物質の崩壊定数	$(1/s)$																																									
z	:評価点の高さ	(m)																																									
H	:放射性物質の放出源の高さ	(m)																																									
\sum_y	:建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
\sum_z	:建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
σ_y	:濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
σ_z	:濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)																																									
σ_{y0}	:建屋による巻込み現象による y 方向の初期拡散パラメータ	(m)																																									
σ_{z0}	:建屋による巻込み現象による z 方向の初期拡散パラメータ	(m)																																									
A	:建屋などの風向方向の投影面積	(m^2)																																									
c	:形状係数	$(-)$																																									

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

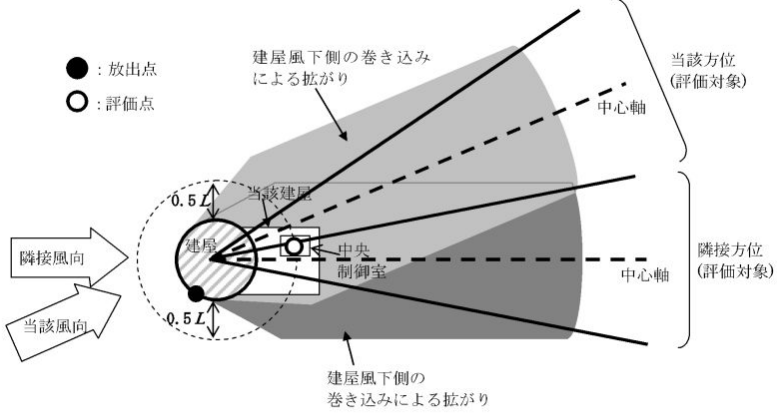
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説 5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 ($z=0, H=0$)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table><tr><td>$\chi(x,y,0)$</td><td>: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度</td><td>(Bq / m³)</td></tr><tr><td>Q</td><td>: 放射性物質の放出率</td><td>(Bq / s)</td></tr><tr><td>U</td><td>: 放出源を代表する風速</td><td>(m / s)</td></tr><tr><td>\sum_y</td><td>: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>\sum_z</td><td>: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td><td>(m)</td></tr></table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <p>1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合</p> <p>2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 A_n)の中にある場合</p> <p>3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(※4)。</p> <p>ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。</p> <p>建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>	$\chi(x,y,0)$: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	(Bq / m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq / s)	U	: 放出源を代表する風速	(m / s)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(3)b)2)放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は 1 に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c)放出源及び評価点が地上面にある場合 (z=0, H=0)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で評価している。</p> <p>5.1.2→内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a)原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建屋との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$: 評価点 (x,y,0) の放射性物質の濃度	(Bq / m ³)														
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq / s)														
U	: 放出源を代表する風速	(m / s)														
\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)														
\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)														

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="385 316 967 625" data-label="Diagram"> <p>図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）</p> <p>注：L 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</p> </div> <p>b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。</p>	<p>5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。</p>



原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方</p> <p>a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、ブルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。 このような場合には、風下着目方位を 1 方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。</p> <p>b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。 建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を代入した基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図 5.3)</p> <div data-bbox="392 638 1064 1276"> <p>(a) 水平方向</p> <p>(b) 鉛直方向</p> </div> <p>図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方</p>	<p>5.1.2(2)a) 着目方位を 1 方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。</p> <p>5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>

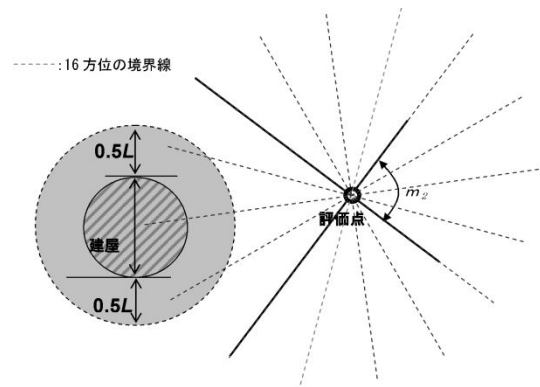
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <p>1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</p> <p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。</p> <p>3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table><tr><th>原子炉施設</th><th>想定事故</th><th>建屋の種類</th></tr><tr><td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td></tr><tr><td>主蒸気管破断</td><td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td></tr><tr><td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td></tr><tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td></tr></table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b). 1) 事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に外気取込を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。5.1.2(3)b)2) 事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面における評価点</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。 iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_y、σ_z の値を適用してもよい。 <p>e) 着目方位</p> <p>1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</p>  <p>図5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位</p>	<p>5.1.2(3)b) 3) 中央制御室が属する原子炉建屋屋上面を代表とし中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c) 1) 代表建屋の風下後流側での広縫囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、$0.5L$の拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。</p> <p>図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 (水平断面での位置関係)</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図 5.6 に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、$0.5L$の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。</p>	<p>全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

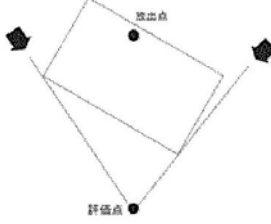
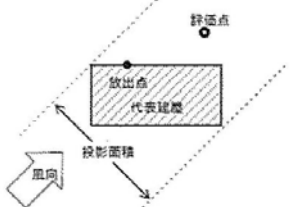
図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気の評価点に到達する風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

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



図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

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

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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータはσ_y及びσ_zのみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。 ① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離 ② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータσ_y、σ_z</p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする^(※3)。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots\dots\dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots\dots\dots (5.7)$ <p style="margin-left: 40px;"> x : 風下距離 (km) σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg) </p> <p>a) 角度因子θは、$\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2$とし、図5.10の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。$\theta(0.1\text{km})$の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式のσ_1、a_1、a_2、a_3の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4)建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3→内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2)風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

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

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

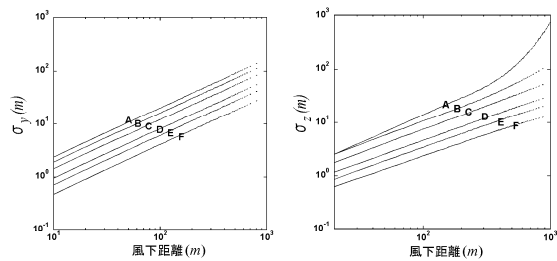
(a) 風下距離が $0.2km$ 未満
(a_2, a_3 は 0 とする)

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

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

(b) 風下距離が $0.2km$ 以上

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



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

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図 5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直 1/10 濃度幅 h の図及び水平 1/10 濃度幅を見込む角 θ の記述にほぼ忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。</p> <p>h 及び θ は、次のとおりである^(※ 2)。</p> $h = 2.15\sigma_z \quad \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \quad \dots\dots\dots (5.9)$ <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 (χ/Q)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方</p> <p>事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる相対濃度とする【解説 5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 χ/Q は、(5.10)式^(※ 2)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \quad \dots\dots\dots (5.10)$ <p> χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³) T : 実効放出継続時間 (h) $(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³) δ_i^d : 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合 $\delta_i^d = 1$ 時刻 i で、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$ </p> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p>	<p>5. 2. 1→内規のとおり。</p> <p>5. 2. 1 (1)相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。)をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5. 2. 1 (2)評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度として評価している。</p> <p>5. 2. 2→内規のとおり。</p> <p>5. 2. 2 (1)実効放出継続時間に応じた相対濃度 χ/Q は、(5. 10)式によって計算している。</p> <p>5. 2. 2 (1) a) (χ/Q)_i は時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5. 1. 2 項で示す考え方で計算するが、さらに水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5. 2. 2 (1) b) 補正は不要である。</p>

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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																														
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の 1)又は 2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U} \left[\exp \left\{ -\frac{(z-H)^2}{2 \sum_{zi}^2} \right\} + \exp \left\{ -\frac{(z+H)^2}{2 \sum_{zi}^2} \right\} \right] \cdots \cdots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table><tr><td>$(\chi/Q)_i$</td><td>:時刻<i>i</i>の相対濃度</td><td>(s/m^3)</td></tr><tr><td>H</td><td>:放出源の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>z</td><td>:評価点の高さ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>U_i</td><td>:時刻<i>i</i>の風速</td><td>(m/s)</td></tr><tr><td>A</td><td>:建屋等の風向方向の投影面積</td><td>(m^2)</td></tr><tr><td>c</td><td>:形状係数</td><td>$(-)$</td></tr><tr><td>\sum_{yi}</td><td>: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</td><td>(m)</td></tr><tr><td>\sum_{zi}</td><td>: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</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_{yi}</td><td>:時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td><td>(m)</td></tr><tr><td>σ_{zi}</td><td>:時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td><td>(m)</td></tr></table> <p>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>	$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)	H	:放出源の高さ	(m)	z	:評価点の高さ	(m)	U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	A	:建屋等の風向方向の投影面積	(m^2)	c	:形状係数	$(-)$	\sum_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	\sum_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりを持つ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv) に基づき、実効放出継続時間によらず 5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1)建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点から軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2)保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行う代わりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)																													
H	:放出源の高さ	(m)																													
z	:評価点の高さ	(m)																													
U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																													
A	:建屋等の風向方向の投影面積	(m^2)																													
c	:形状係数	$(-)$																													
\sum_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																													
\sum_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																													
σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																													
σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																													

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説 5.14】。</p> <p>iii) ii)の場合、1 方位内に分布する放射性物質の量を求め、1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量 (D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。</p> <p>(3) 評価点 (x, y, 0) における空気カーマ率は、(5.14)式^(※ 5)によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <p>D : 評価点 (x, y, 0) における空気吸収線量率 ($\mu\text{Gy/s}$)</p> <p>K_I : 空気吸収線量率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$</p> <p>$E$: ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>μ_a : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 ($1/\text{m}$)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 ($1/\text{m}$)</p> <p>r : (x', y', z') から (x, y, 0) までの距離 (m)</p> <p>$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数</p> <p>$\chi(x', y', z') : (x', y', z')$ の濃度 (Bq/m^3)</p> <p>$\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は、0.5MeV のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$ の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 「[5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式] 参照」</p>	<p>5.3→内規のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gy として評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点 (x, y, 0) における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p> <p>5.3(4) 建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x', y', z')$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次のa), b)及びc)を、6.1から6.3までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%とする。</p> <p>h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6→内規のとおり</p> <p>6(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。</p> <p>6(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1)→内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期のきわめて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $H_s = \int_0^T D_s dt$ $D_s = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l' X_m\right) dV$ $\dots\dots\dots (6.1)$ </p> <p> H_s :実効線量 (Sv) T :計算期間 (s) D_s :ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s) $\Phi(E, x)$:散乱点に於けるガンマ線束 ($\gamma/(m^2 s)$) μ_l' :散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数 (1/m) $K(E')$:散乱エネルギー E' の線量率換算係数 (Gy/(γ/m^2)) $B(E', b)$:散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数 (－) X_m :領域 m の透過距離 (m) r :散乱点から計算点までの距離 (m) V :散乱体積 (m^3) N :空気中の電子数密度 (electrons/m^3) $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積 ($m^2 / steradian$) θ :散乱角 (radian) </p> <p>c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。</p> <p>i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 ^(※8)</p> <p> $\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$ $b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$ </p> <p> μ_i :線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 (1/m) $S(E)$:線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) $B(E, b^0)$:線源エネルギー E のガンマ線の線源点から 散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に 対するビルドアップ係数 (－) X_j :領域 j の透過距離 (m) ρ :線源点から散乱点までの距離 (m) μ_k :線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m) X_n :空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m) </p>	<p>6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 <small>（※6、※7）</small></p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi x^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos \theta$ <p> μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 $(1/m)$ x_i : 領域 i の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 $(radian)$ $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 $(\gamma/m^2s \cdot weight)$ $weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 $(steradian)$ A_c : 天井面積 (m^2) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式 <small>（※6、※7、※9）</small> とする。</p>	<p>6.3→内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> H_d : 実効線量 (Sv) $K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数 (Sv/(γ/m^2)) $S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m^3) $B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数 (-) μ_i : 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数 (1/m) l_i : 物質 i の透過距離 (m) R : 微小体積 dV から計算点までの距離 (m) V : 線源体積 (m^3) </p> <p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a)及び b)のとおり, 想定事故に対し, すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように, 建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については, 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破断時の二次系への漏えい停止までの放出など, 事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては, 入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定する。ただし, 直交替の設定を平常時のものから変更する場合, 事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路について, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する(図 7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務形態については, 平常時の直交替を基に設定している。</p> <p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="521 389 831 624" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="607 608 745 624">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="353 643 1014 663">図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p data-bbox="273 719 992 740">7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="273 746 763 767">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設)</p> <p data-bbox="309 770 1059 839">a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間, 原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を計算する(図7.2)。</p> <p data-bbox="309 868 1059 914">b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="309 943 1059 1011">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにして, 遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="309 1040 1059 1086">d) 線量の評価点は, 中央制御室内の中心点, 操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p data-bbox="309 1115 1059 1161">e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="309 1190 987 1211">f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 次のとおり計算する。</p> <div data-bbox="383 1240 898 1286" data-label="Equation-Block"> $\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$ </div> <p data-bbox="392 1294 927 1310">*1) 例: 4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p>	<p data-bbox="1162 719 1397 740">7.1.1 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1162 783 1977 871">7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間, 原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1162 879 1977 967">7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1162 975 1977 1031">7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1162 1038 1977 1094">7.1.1(1)d) 線量の評価点は, 室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p data-bbox="1162 1102 1977 1158">7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30 日間積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1162 1166 1977 1222">7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 示された計算式を用いて評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="434 304 882 568" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="434 584 882 628" data-label="Caption"> <p>図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="255 663 1128 1158" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 </div> <div data-bbox="378 1187 987 1270" data-label="Equation-Block"> $\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$ <p>*1) 例:4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> </div>	<div data-bbox="1160 651 1975 1126" data-label="List-Group"> <p>7.1.1(3) →内規のとおり</p> <p>7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算し評価している。</p> <p>7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> </div>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="465 300 831 539" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="472 555 824 598">図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計 (BWR型原子炉施設)</p> <p data-bbox="248 608 969 632">7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="248 635 790 659">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設)</p> <p data-bbox="286 662 1111 738">a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間, 原子炉建屋等(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を計算する(図7.5)。</p> <p data-bbox="286 770 1111 821">b) 直接ガンマ線の線源強度は, 「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="286 853 1111 930">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにして, 遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="286 962 1111 1013">d) 線量の評価点は, 中央制御室内の中心, 操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p data-bbox="286 1045 1111 1096">e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="286 1128 954 1152">f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 次のとおり計算する。</p> <div data-bbox="369 1181 969 1262" data-label="Equation-Block"> $\begin{aligned} \text{外部被ばく線量} &= \text{室内作業時直接ガンマ線積算線量} \\ &\quad \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1} \\ *1) \text{ 例: 4直3交替勤務の場合 } &0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日}) \end{aligned}$ </div>	<p data-bbox="1160 619 1397 643">7.1.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 683 1973 775">7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間, 原子炉建屋等(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による, 中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1160 815 1973 866">7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は, 「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1160 879 1973 930">7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を, 構造物の配置, 形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1160 943 1973 994">7.1.2(1)d) 線量の評価点は, 室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p data-bbox="1160 1007 1973 1058">7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を, 運転員の勤務状態に即して計算し, 30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1160 1070 1973 1121">7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は, 示された計算式を用いて評価している。</p>

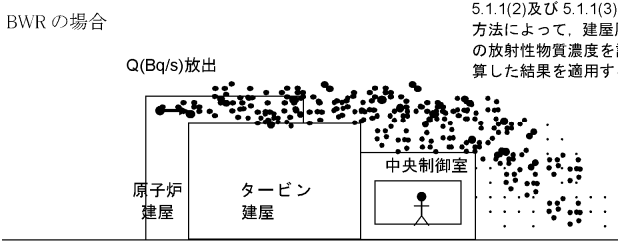
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="495 316 896 574" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="526 592 871 632" data-label="Caption"> <p>図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <ol style="list-style-type: none"> 主蒸気管破断発生後30日間、ター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)。 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 <p style="margin-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p style="margin-left: 40px;">*1) 例:4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p>	<p>7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="479 300 842 528" data-label="Image"> <p>Diagram illustrating the direct gamma ray calculation for a BWR reactor facility. It shows a tall exhaust stack (排気筒) next to the reactor building (原子炉建屋). A steam pipe rupture (主蒸気管破断) is indicated, with direct gamma rays (直接ガンマ線) traveling from the rupture point to the central control room (中央制御室). The turbine building (タービン建屋) is also shown.</p> </div> <p data-bbox="488 549 842 595">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 data-bbox="266 611 920 635">7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="266 662 1052 713">(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する(図 7.8)。</p> <div data-bbox="456 719 860 1023" data-label="Image"> <p>Diagram illustrating the gamma ray calculation for a BWR reactor facility. It shows a tall exhaust stack (排気筒) next to the reactor building (原子炉建屋). A radioactive cloud (放射性雲) is shown in the atmosphere, with gamma rays (ガンマ線) traveling from the cloud to the central control room (中央制御室). The turbine building (タービン建屋) is also shown.</p> </div> <p data-bbox="562 1050 757 1074">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="421 1075 927 1126">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 data-bbox="248 1158 1097 1209">(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。</p>	<p data-bbox="1158 587 1375 611">7.2 →内規のとおり</p> <p data-bbox="1158 652 1977 711">7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p> <p data-bbox="1158 1134 1977 1193">7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="padding-left: 40px;">^{*1}) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1} ＋（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <div style="margin-top: 10px;"> H_γ : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_\gamma(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線 0.5MeV 換算) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </div> <p style="margin-top: 20px;">上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu' X')$ は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(3) 相対線量D／Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$ 以上) の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 <small>(参5)</small></p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left(1 - \exp \left(-\mu \frac{R}{2} \right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \cdots \cdots (7.2)$ <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) Q_{γ} : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線 0.5MeV換算) (Bq) V : 半球雲体積 (m^3) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (m/s) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </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> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \cdots \cdots (7.3)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) <small>(γ線 0.5MeV換算)</small> B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間 (30日間) (s) <small>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</small> </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。（図7.9）</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3→内規のとおり。</p> <p>7.3(1)室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2)室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="454 300 927 596" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="439 619 943 635">図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路</p> <p data-bbox="241 646 752 667">7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度</p> <p data-bbox="241 671 1137 746">(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p data-bbox="255 751 533 772">a) 建屋影響を考慮しない場合</p> <p data-bbox="286 777 1137 826">建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。</p> <div data-bbox="454 831 936 1102" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="488 1161 819 1177">図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p data-bbox="255 1182 510 1203">b) 建屋影響を考慮する場合</p> <p data-bbox="286 1208 1070 1257">建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。</p>	<p data-bbox="1160 619 1402 639">7.3.1→内規のとおり。</p> <p data-bbox="1160 651 1975 742">7.3.1(1)大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p data-bbox="1160 751 1675 772">7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p data-bbox="1160 1134 1975 1193">7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

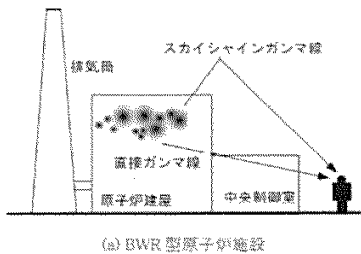
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p>  <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定する。</p> <p>(3)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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_i^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^N (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_i S_i^k(t)$ $S_i^k(t) = (\chi/Q)_i Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> $M_i^k(t)$: 時刻 t における区画 i の核種 k の放射性物質の量 (Bq) V_i : 区画 i の体積 (m^3) E_{ij}^k : 区画 j から i の経路にあるフィルタの除去効率 (-) G_{ij} : 区画 j から i の体積流量 (m^3/s) λ^k : 核種 k の崩壊定数 ($1/s$) $S_i^k(t)$: 時刻 t における外気取入口 i での核種 k の濃度 (Bq/m^3) α_i : 外気取入口 i からの外気取入量 (m^3/s) $(\chi/Q)_i$: 評価点 i の相対濃度 (s/m^3) $Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s) </p> <p> α_i : 空気流入量 (m^3/s) 空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積) $S_i^k(t)$: 空気流入を計算する核種 k の濃度 (Bq/m^3) $(\chi/Q)_i$: 空気流入に対する評価点 i の相対濃度 (s/m^3) </p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) とする。</p>	<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) としている。</p>

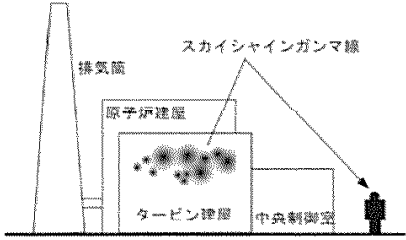
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="padding-left: 40px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <p>ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T R H_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_I : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_{∞} : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_I(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量) T : 計算期間(30日間) (s) (注) 30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく</p>	<p>7.3.3→内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算に当たって、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間をおお計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算する。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>

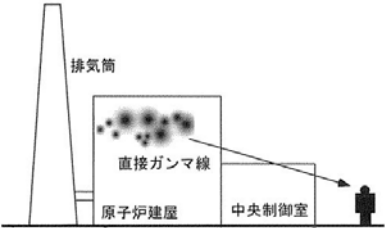
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p style="text-align: center;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_w C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_I : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_w : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の 実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する（図7.13）。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="margin-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="margin-left: 80px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式^(※5)によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4→内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算に当たっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu' R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$ </p> <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV / dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³) (ガンマ線 0.5MeV換算) T : 計算期間 (30日) (s) (注) 30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式^(※5)によって計算することも妥当である。</p> <p> $H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu'} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1) \mu' R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2) \mu' R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)$ </p> <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m²)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空気中 0.5MeV ガンマ線) (-) μ' : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) </p> <div data-bbox="369 933 929 1292"> </div> <p>図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく</p>	

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による 実効線量×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(※5)によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\mu}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <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 (1/m) R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_{\mu}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する（図7.14）。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p>  <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p>	<p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4→内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2 までに示す方法によって計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 20px;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> <p style="padding-left: 20px;">$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div data-bbox="495 837 882 1070" data-label="Image"> </div> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.1→内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内の存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては，1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h/直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$  <p>図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源強度」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域までの所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

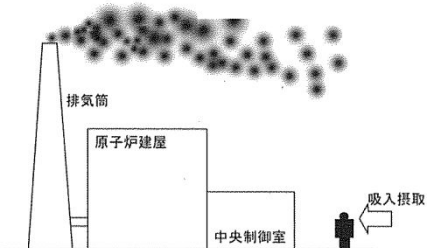
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.18)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2→内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a)原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(2)b)直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c)線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(2)d)入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e)計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1)入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f)直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設)</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.20)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在とする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <div data-bbox="495 1023 911 1270" data-label="Diagram"> </div> <p style="text-align: center;">図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による 入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで(5.大気拡散の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.21)。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.22)。</p> <div data-bbox="501 794 920 1043" data-label="Image"> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div data-bbox="463 1086 920 1335" data-label="Image"> <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	<p>7.5→内規のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算した上で(5.大気拡散の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

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

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="524 352 848 619" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="622 603 757 619">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="465 659 918 707">図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による 入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="280 746 918 770">7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="280 774 1099 877">(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p data-bbox="280 906 1099 954">(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p data-bbox="280 983 1099 1031">(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="280 1059 1099 1107">(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。</p> <p data-bbox="280 1136 1099 1289">(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。 a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在とする。 b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p>	<p data-bbox="1160 750 1388 774">7. 5. 2→内規のとおり</p> <p data-bbox="1160 782 1977 901">7. 5. 2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p data-bbox="1160 909 1977 997">7. 5. 2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。</p> <p data-bbox="1160 1005 1977 1061">7. 5. 2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1160 1069 1892 1093">7. 5. 2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p data-bbox="1160 1101 1937 1125">7. 5. 2(5) 入退域時の計算に当たっては、a) の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1160 1133 1977 1189">7. 5. 2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p>

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

運用， 手順説明資料

第 26 条 原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則 26 条）

発電所原子炉施設には、次に掲げるところより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

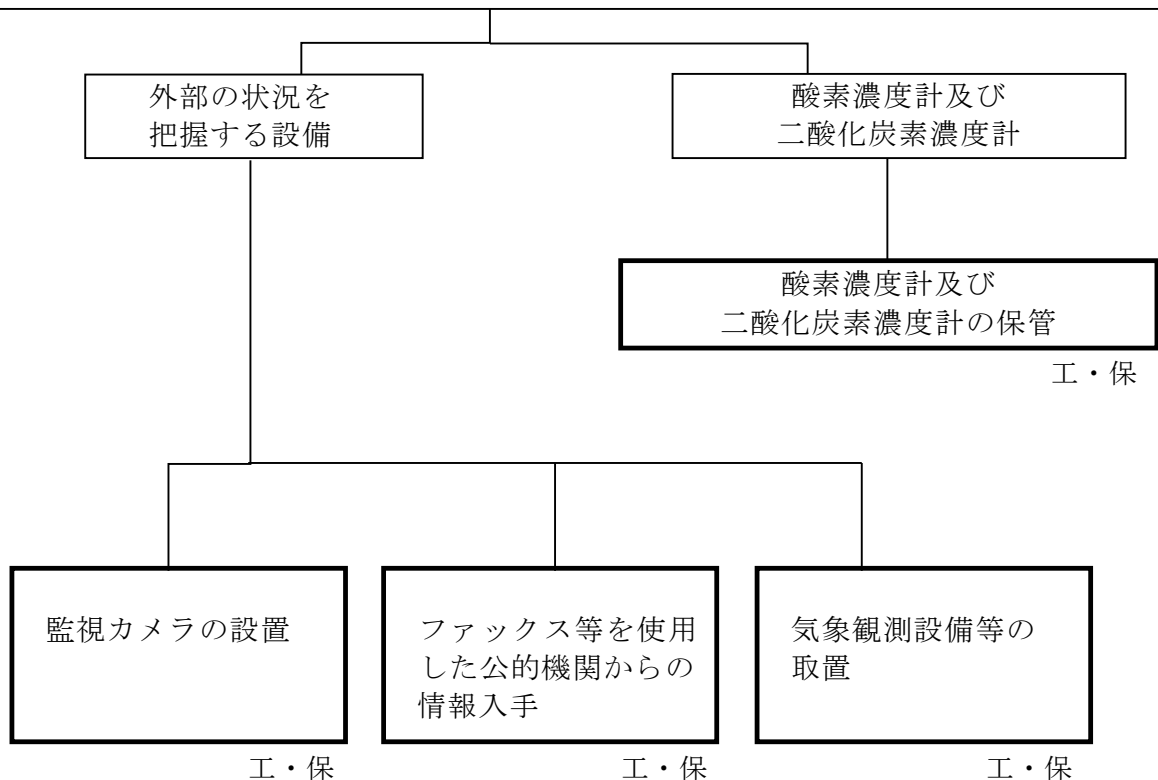
二 発電用原子炉施設の状況を把握する設備を有するものとする。

【条文要求】（技術基準規則第 38 条）

発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。

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

6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。



【後段規制との対応】

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

【添付六、八への反映事項】

□：添付六、八に反映
□：当該条文に関係しない
（他条文での反映事項他）

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 26 条 原子炉制御室 （技術基準規則対象条文 第 38 条 原子炉制御室等）	外部の状況を 把握する設備	運用・手順	手順に基づき，発電 用原子炉施設の外 部の状況を把握す る。
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	酸素濃度計及び 二酸化炭素濃度 計	運用・手順	手順に基づき，酸素 濃度計及び二酸化 炭素濃度計により 中央制御室の居住 環境の確認を行う。
		体 制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 1 表 通信連絡設備（設計基準）における点検項目並びに点検頻度

設計基準事故設備		点検項目	点検基準
送受話器 （警報装置を含む。）	ハンドセット, スピーカ	外観点検 機能確認	1 回／年
電力保安通信用 電話設備	固定電話	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
	P H S 端末		
	F A X		
テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
	衛星電話設備（携帯型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
	無線連絡設備（携帯型）	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
S P D S	データ伝送装置	外観点検 機能確認	1 回／年
	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1 回／年
	S P D S データ表示装 置	外観点検 機能確認	1 回／年
加入電話設備	加入電話	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
	加入 F A X		
専用電話設備	専用電話（ホットライ ン）（自治体向）	外観点検 機能確認	1 回／6 ヶ月
統合原子力防災ネッ トワークを用いた通 信連絡設備	T V 会議システム	外観点検 通信確認	1 回／6 ヶ月
	I P 電話		
	I P－F A X		
データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1 回／年

東海第二発電所

全交流動力電源喪失対策設備について

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 適合のための設計方針	2
2. 追加要求事項に対する適合方針	3
2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに 要する時間	3
2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備に ついて	7
2.3 電気容量の設定	37
2.3.1 非常用の常設蓄電池の容量について	37
2.3.1.1 非常用の常設蓄電池の運用方法について	37
2.3.1.2 直流125V蓄電池 2 A の容量	37
2.3.1.3 直流125V蓄電池 2 B の容量	41
2.3.1.4 直流125V蓄電池 H P C S の容量	44
2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池 2 A の容量	46
2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池 2 B の容量	49
2.3.1.7 まとめ	51
2.3.2 非常用の常設蓄電池の配置の基本方針	52
2.3.2.1 非常用の常設蓄電池の主たる共通要因に対する 頑健性	52
3. 別添	54
別添 1 蓄電池の容量算出方法	54
別添 2 蓄電池の容量換算時間 K 値一覧	57

別添 3	蓄電池の放電終止電圧・・・・・・・・・・・・・・・・	58
別添 4	蓄電池容量の保守性の考え方・・・・・・・・・・・・	59
別添 5	所内常設蓄電式直流電源設備・・・・・・・・・・・・	60
別添 6	計測制御電源設備 単線結線図・・・・・・・・・・・・	61
別添 7	常設代替交流電源設備から電源供給を開始する時間・・・	62
別添 8	東海第二発電所 運用，手順説明資料	
	全交流動力電源喪失対策設備・・・・・・・・・・・・	68

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

全交流動力電源喪失対策設備について、設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条において、追加要求事項を明確化する。（第 1.1－1 表）

第 1.1－1 表 設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条 要求事項

設置許可基準規則 第 14 条（全交流動力電源喪失対策設備）	技術基準規則 第 16 条（全交流動力電源喪失対策設備）	備考
<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設しなければならない。</p>	追加要求事項

1.2 適合のための設計方針

非常用の常設蓄電池は全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約 90 分を包括した 8 時間に対し、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備の動作に必要な容量を有する設計とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1) 直流電源設備の概要

非常用の常設直流電源設備は、3 系統 5 組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、及び分電盤等で構成され、このうち 3 系統 3 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）の直流母線電圧は 125V、その他の 2 系統 2 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は、中性子モニタ用蓄電池で構成され、直流母線電圧は±24V である。直流 125V 蓄電池の主要な負荷は、ディーゼル発電機初期励磁，M／C，P／C 遮断器の制御回路，計測制御系統施設等であり，設計基準事故時に非常用の常設直流電源設備のいずれの 1 系統が故障しても残りの 2 系統で原子炉の安全は確保できる設計とする。中性子モニタ用蓄電池の主要な負荷は，起動領域計装であり，いずれの 1 系統が故障しても残りの 1 系統で原子炉の安全は確保できる設計とする。

また，万一，全交流動力電源が喪失した場合でも，安全保護系及び原子炉停止系の動作により，原子炉は安全に停止でき，停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も，原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり，原子炉格納容器の健全性を確保できる設計とする。（計測制御電源設備の単線結線図については別添 6 参照）

非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様を，第 2.1-1 表に，単線結線図を，第 2.1-1 図に示す。非常用の常設蓄電池は鉛蓄電池で，それぞれ独立したものを 3 系統 5 組設置し，非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

なお，非常用の常設蓄電池と別に，タービン非常用油ポンプ，密封油ポンプ等へ給電する常用の蓄電池を設ける設計とし，常用の蓄電池は，250V 母線 1 系統（2000Ah）を設ける設計とする。

(2) 蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて、非常用所内直流電源設備は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間、給電をまかなう蓄電池容量を確保する設計とする。

管理番号
DB14-5, DB
14-7 に対
するご回
答

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 90 分以内（別添 7 参照）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 1 9 0 分以内（全交流動力電源喪失後 2 8 0 分以内）に給電を行う。

非常用の常設蓄電池は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間供給できる容量とする。

なお、重大事故等対処設備の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約 24 時間とする。

第 2.1-1 表 所内常設直流電源設備の主要機器仕様

	設計基準事故対処設備					(参考) 重大事故等 対処設備
	直流 125V 蓄電池 2 A (区分Ⅰ)	直流 125V 蓄電池 2 B (区分Ⅱ)	直流 125V 蓄電池 H P C S (区分Ⅲ)	中性子モニタ用 蓄電池 2 A (区分Ⅰ)	中性子モニタ用 蓄電池 2 B (区分Ⅱ)	緊急用直流 125V 蓄電池
蓄電池 電 圧 容 量	125V 6,000Ah	125V 6,000Ah	125V 500Ah	±24V 150Ah	±24V 150Ah	125V 6,000Ah
充電器 台 数	3 台 (うち 1 台は予備)		2 台 (うち 1 台は予備)	2 台	2 台	1 台
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)

第 2.1-1 図 非常用の常設直流電源設備 単線結線図

※本単線結線図は、
今後の検討結果により
変更になる可能性
がある。

2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は、安全保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止、原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却、及び原子炉格納容器の健全性の確保に必要な設備（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて、設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備、及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切り離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

管理番号
14-10に
対する
ご回答

具体的には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 90 分間に対し、8 時間にわたり原子炉隔離時冷却系を使用することにより、原子炉を安全に停止し、原子炉停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性を確保することが可能であり、原子炉隔離時冷却系の 8 時間以上の運転継続に必要な蓄電池容量を備えた設計とする。

なお、全交流動力電源喪失が 8 時間以上継続する場合は、有効性評価のうち「2. 3. 1 全交流動力電源喪失（長期 T B）」にて評価している。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については、以下のとおりである。

(1) 選定の対象となる直流設備

a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第 3 条～第 36 条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(b) 追加要求事項がある設置許可基準規則の第 4 条，第 5 条，第 6 条，第 7 条，第 8 条，第 9 条，第 10 条，第 11 条，第 12 条，第 14 条，第

16 条, 第 24 条, 第 26 条, 第 31 条, 第 33 条, 第 34 条, 第 35 条, 第 36 条において直流電源の供給を必要とする設備

b. 重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第 37 条～第 62 条において, 以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

- (a) 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流動力電源復旧後に用いる設備は除く）
有効性評価の対応項は以下のとおりである。

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D, T B P, T B U）

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

2.8 津波浸水による注水機能喪失

3. 重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却を使用する場合

3.1.3 代替循環冷却を使用しない場合

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.4 水素燃焼

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.2 全交流動力電源喪失

- (b) 設置許可基準規則の第44条～第58条において、炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要となる設備

c. 自主対策設備

設置許可基準規則の第44条～第62条において、直流電源の供給が必要な自主対策設備を対象とする。

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から1分まで

外部電源喪失時にディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として、区分Ⅰ～Ⅲの各非常用の常設蓄電池からディーゼル発電機初期励磁，M／C，P／C遮断器の制御回路に電源供給を行う。電源供給時間はディーゼル発電機が起動するまでの約1分間給電可能な設計とする。

給電対象となる直流設備は、以下のとおりである。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁，M／C，P／C遮断器の制御回路

(第2.2-1表)

(下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備)

b. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処

設備

(a) 全交流動力電源喪失から 60 分まで

ディーゼル発電機から電源供給できない場合(全交流動力電源喪失)を考慮し、蓄電池に接続される全ての負荷に 60 分電源供給を行う設計とする。

給電対象となる直流設備は、以下のとおりである。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷（第 2.2-1 表）

（火災防護対策設備、緊急時対策所電源、送受話器（警報装置含む。）、電力保安用電話設備及びデータ伝送装置（緊急時対策支援システム）は専用電源から供給しているため、非常用の常設蓄電池から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

蓄電池（区分Ⅰ，Ⅱ）は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要時間電源を供給するため、60 分後に i)，ii) 項に記載の負荷の切り離し^{※1}を行い、残りの負荷に対して 8 時間電源供給を行う設計とする。

i) 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備の負荷

ii) 無停電交流電源装置の負荷（平均出力領域計装^{※2}）

※1：区分Ⅰ及びⅡの非常用の常設蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから、設置許可基準規則第 57 条電源設備解釈第

1 項 b) を考慮し，中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しを行う設計とする。

※ 2：安全保護系作動回路による平均出力領域計装による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うため，全交流動力電源喪失後 1 時間後の負荷切り離しは問題ない。

なお，全交流動力電源喪失から 90 分後には，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から電源供給を行うため，蓄電池からの電源供給は不要となるが，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が起動できない場合も考慮し，非常用の常設蓄電池から，全交流動力電源喪失後 90 分以降にも必要な負荷に電源供給を行う。

給電対象となる直流設備は，以下のとおりである。

直流設備：津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，蓄電池室水素濃度，直流非常灯，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，起動領域計装，原子炉水位（広帯域・燃料域），原子炉圧力，ドライウェル圧力（DB），サプレッション・プール水温度（DB），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），サプレッション・プール水位（DB），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレー系海水ポンプ吐出圧力，非常用ディーゼル発電機海水ポンプ吐出圧力，安全保護系，外の状況を監視する設備（構内監視カメラ等），

無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置（データ伝送装置）代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（第 2.2-1 表）
（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

(c) 全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

8 時間以降に不要となる負荷の切り離しを行い，残りの負荷に対して可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）からの電源供給が要求される 24 時間まで電源供給を行う。

給電対象となる直流設備は，以下のとおりである。

直流設備：直流非常灯，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，逃がし安全弁，原子炉水位（広帯域・燃料域），原子炉圧力，ドライウェル圧力，サプレッション・プール水温度（DB），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），サプレッション・プール水位（DB），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系海水ポンプ吐出圧力，安全保護系，無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置（データ伝送装置），原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，（第 2.2-1 表）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

c. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，2.2 (1) b. 項で選定した設備（第 2.2-2 表，第 2.2-3 表）については，24 時間電源供給を行う。

給電対象となる直流設備は，以下のとおりである。

直流設備：使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プールライナードレン漏洩検知，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，原子炉水位（広帯域・燃料域），原子炉圧力，ドライウェル圧力(DB)，サブプレッション・プール水温度(DB)，格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)，格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)，サブプレッション・プール水位，原子炉隔離時冷却系系統流量，安全保護系，無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置（データ伝送装置），原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，蓄電池室水素濃度，高圧代替注水系，格納容器圧力逃がし装置，静的触媒式水素再結合器動作監視装置，使用済燃料プール温度(SA)，使用済燃料プールエリア放射線モニタ，（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ，原子炉水位（SA 広帯域・SA 燃料域），原子炉圧力(SA)，原子炉格納容器温度，ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度，サブプレッション・プール水位，格納容器下部水位，代替淡水貯水槽水位，高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，低圧

代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量，耐圧強化ベント系放射線モニタ，代替循環冷却系ポンプ入口温度，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力，（第 2.2-1 表）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

d．全交流動力電源喪失時に非常用の常設蓄電池から電源供給を行う自主対策設備

直流電源の供給が必要な自主対策設備は，重大事故等対策設備と同様に非常用の蓄電池から電源供給を行う。

直流設備：原子炉水位用凝縮槽温度，原子炉ウェル水位，格納容器頂部注水流量

e．蓄電池から電源供給を行うその他の設備

交流電源の瞬時電圧低下対策が必要な一部の設備にも，非常用の常設蓄電池から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は，交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため，全交流動力電源喪失後に切り離しても問題ない。

給電対象となる直流設備は以下のとおりである。

直流設備：タービン制御系（第 2.2-1 表）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

■ に対するご回答

14条-15

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間					
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池	
16 条	燃料体等の取扱設備及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) (54-1 と同じ)	DB/SA	－	－	○	24 時間	－	24 時間	－	－	24 時間	
			16-2	使用済燃料プール水位	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-3	使用済燃料プール温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-4	使用済燃料プールライナード レン漏えい検知	DB	－	－	－	－	24 時間	－	－	－	－	
			16-5	燃料取替フロア燃料プールエ リア放射線モニタ	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-6	原子炉建屋燃料取替床換気系 排気ダクト放射線モニタ	DB	－	－	－	－	8 時間	8 時間	－	－	－	
			16-7	原子炉建屋換気系排気ダクト 放射線モニタ	DB	－	－	－	－	8 時間	8 時間	－	－	－	
17 条	原子炉冷却材圧力パウン ダリ	無	－	(電源が必要な設備が 要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
18 条	蒸気タービン	無	－	(電源が必要な設備が 要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 (46-1 と同じ)	DB/SA	○	○	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間	
			19-2	高圧炉心スプレイ系 (45-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-3	残留熱除去系 (47-2, 48-3, 49-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-4	低圧炉心スプレイ系 (47-4 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心※1	格納容器※2	燃料※3	要求時間	供給可能時間						
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池		
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系 (21-1, 45-2 と同じ)	DB 拡張	○	－	－	8 時間	24 時間	－	－	－	24 時間		
			20-2	制御棒駆動水圧系	DB	交流電源復旧後に使用										
21条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系 (20-1, 45-2 と同じ)	DB 拡張	○	－	－	8 時間	24 時間	－	－	－	24 時間		
			21-2	残留熱除去系 (19-3, 47-2, 48-3, 49-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	残留熱除去系海水系 (47-3, 49-2 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
23条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装 (58-1 と同じ)	DB/SA	○	○	－	1 時間	1 時間	1 時間	－	－	－		
			23-2	起動領域計装 (58-2 と同じ)	DB/SA	○	○	－	1 時間	－	－	－	4 時間	－		
			23-3	原子炉スクラム用電磁接触器の状態※4	DB	－	－	－	－	－	－	－	－			
			23-4	制御棒位置※5	DB	－	－	－	－	－	－	－	－			
			23-5	原子炉水位（広帯域・燃料域） (58-3 と同じ)	DB/SA	○	○	－	90 分	24 時間	8 時間	－	－	－		
			23-6	原子炉圧力 (58-5 と同じ)	DB/SA	○	○	－	90 分	24 時間	8 時間	－	－	－		
			23-7	原子炉圧力容器温度（DB）	DB	交流電源復旧後に使用										
			23-8	ドライウェル圧力（DB）	DB	－	－	－	90 分	24 時間	24 時間	－	－	24 時間		
			23-9	サブプレッション・プール水温度（DB）	DB	－	－	－	90 分	24 時間	24 時間	－	－	24 時間		
			23-10	格納容器内水素濃度	DB	交流電源復旧後に使用										
			23-11	格納容器内酸素濃度	DB	交流電源復旧後に使用										

[illegible]

[illegible]

[illegible]

[illegible]

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）（16-1 と同じ）	DB/SA	—	—	○	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間
			54-2	使用済燃料プール温度（SA）	SA	—	—	○	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	SA	—	—	○	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	SA	—	—	○	24 時間	—	—	—	—	24 時間
55 条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	—	（電源が必要な設備が要求されない）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
56 条	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	有	—	（電源が必要な設備が要求されない）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
57 条	電源設備	有	—	（電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う）										
58 条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装（23-1 と同じ）	DB/SA	○	○	—	1 時間	1 時間	1 時間	—	—	—
			58-2	起動領域計装（23-2 と同じ）	DB/SA	○	○	—	1 時間	—	—	—	4 時間	—
			58-3	原子炉水位（広帯域・燃料域）（23-5 と同じ）	DB/SA	○	○	—	90 分	24 時間	8 時間	—	—	—
			58-4	原子炉水位（SA 広帯域・SA 燃料域）	SA	○	○	—	90 分	—	—	—	—	24 時間
			58-5	原子炉圧力（23-6 と同じ）	DB/SA	○	○	—	90 分	24 時間	8 時間	—	—	—
			58-6	原子炉圧力（SA）	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	—	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-8	ドライウェル圧力	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-9	サプレッション・チェンパ圧力	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間						
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池		
58 条	計装設備	有	58-10	ドライウェル雰囲気温度	SA	—	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-11	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	SA	—	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-12	サブプレッション・プール水温度	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-13	格納容器内水素濃度（SA）	SA	交流電源復旧後に使用										
			58-14	格納容器内酸素濃度（SA）	SA	交流電源復旧後に使用										
			58-15	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）（23-12 と同じ）	DB/SA	○	○	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間		
			58-16	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）（23-13 と同じ）	DB/SA	○	○	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間		
			58-17	サブプレッション・プール水位	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-18	格納容器下部水位	SA	—	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-19	代替淡水貯槽水位	SA	○	○	○	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-20	高圧代替注水系系統流量	SA	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-21	低圧代替注水系原子炉注水流量	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-22	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	—	○	—	—	—	—	—	—	24 時間		
			58-23	原子炉隔離時冷却系系統流量（23-15 と同じ）	DB 拡張	○	○	—	8 時間	24 時間	—	—	—	24 時間		
			58-24	高圧炉心スプレイ系系統流量（23-16 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-25	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-26	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-27	残留熱除去系系統流量（23-18 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
58-28	低圧炉心スプレイ系系統流量（23-17 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用													

[illegible]

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心※1	格納容器※2	燃料※3	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池
59条	原子炉制御室	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬型モニタリング・ポスト	SA	専用電源から供給								
61条	緊急時対策所	有	61-1	緊急時対策所電源	SA	専用電源から供給								
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	無線連絡設備(35-3と同じ)	DB/SA	—	—	—	24時間	24時間	—	—	—	—
			62-2	衛星電話設備(35-4と同じ)	DB/SA	—	—	—	24時間	24時間	—	—	—	—
			62-3	データ伝送装置(データ伝送装置)(35-5と同じ)	DB/SA	—	—	—	90分	—	24時間	—	—	24時間
			62-4	データ伝送装置(緊急時対策支援システム)(35-6と同じ)	DB/SA	専用電源からの供給								
—	—	無	0-1	タービン制御系	(常用系)	—	—	—	—	8時間	8時間	—	—	—

(凡例)

- : 区分Ⅰの蓄電池（直流 125V 蓄電池 2 A）から電源供給
- : 区分Ⅱの蓄電池（直流 125V 蓄電池 2 B）から電源供給
- : 区分Ⅲの蓄電池（直流 125V 蓄電池 H P C S）から電源供給
- : 中性子モニタ用蓄電池 2 A 又は 2 B から電源供給
- : 緊急用直流 125V 蓄電池から電源供給
- : 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備
- : 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(略語)

D/W : ドライウェル

S/C : サプレッション・チェンバ

- ※ 1 : 重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※ 2 : 重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止のために必要な設備
- ※ 3 : 重大事故等が発生した場合において、使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※ 4 : 原子炉スクラム用電磁接触器の状態を原子炉保護系母線の充電表示ランプで確認する。
- ※ 5 : 直流 250V 蓄電池（常用）より給電する。
- ※ 6 : 火災防護対策設備で電源が必要な設備は、火災感知設備及び消火設備であるが、全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電

源装置)から給電されるまでの約 90 分間は専用電源から給電可能な設計とする。

※7：外の状況を監視する設備は、構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計、気象観測設備、モニタリング・ポスト等があり、このうち構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計は、全交流動力電源喪失後約 8 時間監視可能である。

※8：格納容器圧力逃がし装置には、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタを含む。

第 2.2-2 表 全交流動力電源喪失時に電源供給が最低限必要な計装設備

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
原子炉圧力	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
原子炉圧力（SA）	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
原子炉水位（広帯域・燃料域）	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
原子炉水位（SA 広帯域・SA 燃料域）	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
高压代替注水系系統流量	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
低压代替注水系原子炉注水流量	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
代替循環冷却系原子炉注水流量	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○
低压代替注水系格納容器下部注水流量	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○
ドライウエル雰囲気温度	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	○
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	—	—	—	○	○	○	○	—	○	—	—	—	—	—	○
サブプレッション・プール水温度	—	—	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○
ドライウエル圧力	—	—	—	○	○	○	○	—	○	—	—	—	—	—	○
サブプレッション・チェンバ圧力	—	—	—	○	○	○	○	—	○	—	—	—	—	—	○
サブプレッション・プール水位	—	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	○
格納容器下部水位	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○
格納容器内水素濃度（SA）	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
起動領域計装	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
平均出力領域計装	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
フィルタ装置水位	—	—	—	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○
フィルタ装置圧力	—	—	—	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○
フィルタ装置スクラビング水温度	—	—	—	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○
フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	—	—	—	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○
フィルタ装置入口水素濃度	—	—	—	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
耐圧強化ベント系放射線モニタ	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系ポンプ入口温度	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
代替淡水貯槽水位	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉建屋水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○
格納容器内酸素濃度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プール温度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プール監視カメラ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレー系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系系統流量	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレー系系統流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器出口温度	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系海水系系統流量	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○

■：交流電源復旧後に使用する設備

第 2.2-3 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源供給対象】																						
原子炉隔離時冷却系	－	－	○	－	○	○	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	○	－	○	－	－	○	○	－	－
格納容器圧力逃がし装置	○	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
【制御電源供給対象】																						
原子炉圧力容器温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－
原子炉圧力	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	○	－	－
原子炉圧力（SA）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	○	－	－
原子炉水位（広帯域・燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（SA 広帯域・SA 燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	○	○	－
高圧代替注水系系統流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量	○	－	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	○	－	－

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
代替循環冷却系原子炉注水流量	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	—	○	—	—	○	—	○	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
ドライウェル雰囲気温度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
サブプレッション・プール水温度	—	○	—	—	○	○	○	—	○	○	○	—	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
ドライウェル圧力	○	—	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
サブプレッション・チェンバ圧力	○	—	○	○	○	○	—	○	—	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
サブプレッション・プール水位	○	—	○	○	—	○	—	○	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	—
格納容器下部水位	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
格納容器内水素濃度（SA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	○	—	—	—	—	○	—	○	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	○	—	—	—	—	○	—	○	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
起動領域計装	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置スクラビング水温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置入口水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系ポンプ入口温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替淡水貯槽水位	○	－	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	○	－	－
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	－	－	○	○	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
原子炉建屋水素濃度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
格納容器内酸素濃度 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—
使用済燃料プール温度 (SA)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	—	—	—	○	○	○	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
残留熱除去系系統流量	—	○	○	○	○	—	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○	—
低圧炉心スプレイ系系統流量	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	—	—	—	○	○	○	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	—	—	—	—	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
残留熱除去系熱交換器入口温度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—
残留熱除去系熱交換器出口温度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
残留熱除去系海水系系統流量	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—

(凡例)

◻: 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定しているシナリオ及び設備

■: 交流電源復旧後に使用する設備

(3) 全交流動力電源喪失時の電源供給の方法

直流 125V 蓄電池 2 A 又は 2 B から 24 時間電源供給が必要な直流設備に電源供給を行う場合、蓄電池の容量を考慮し、下記のとおり不要な負荷の切離し操作を行う。

【全交流動力電源喪失から 1 時間後】

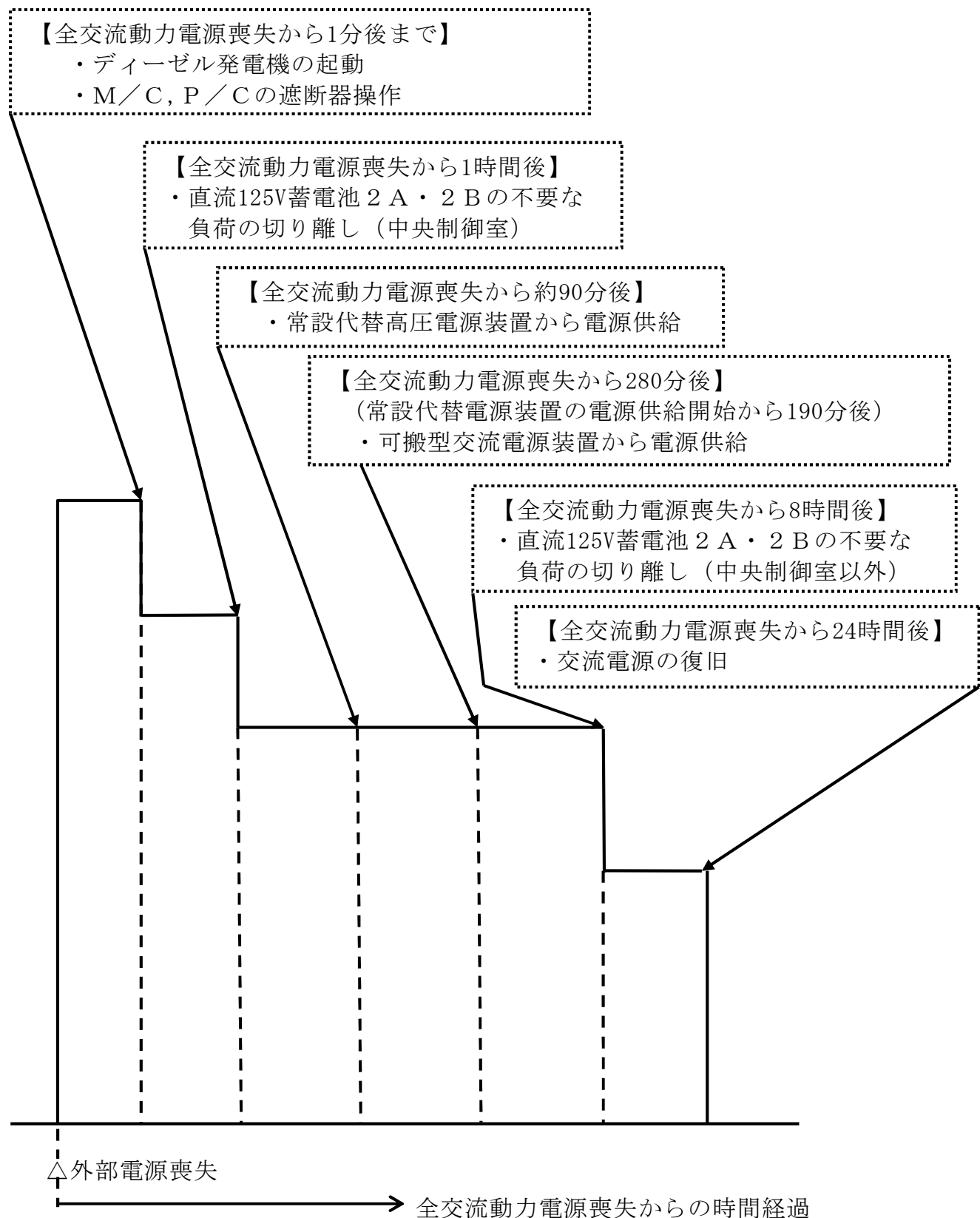
- ・ 直流 125V 蓄電池 2 A の不要な負荷の切り離し※
- ・ 直流 125V 蓄電池 2 B の不要な負荷の切り離し※

※中央制御室または隣接する電気室等において簡易な操作にて切り離し可能な負荷

【全交流動力電源喪失から 8 時間後】

- ・ 直流 125V 蓄電池 2 A の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）
- ・ 直流 125V 蓄電池 2 B の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）

全交流動力電源喪失直後から 24 時間後までの直流電源供給方法と、電源供給が必要な直流設備を第 2.2-1 図に示す。



第 2.2-1 図 全交流動力電源喪失後の各時間において発生する設備操作の時系列

2.3 電気容量の設定

管理番号 DB14-1, DB14-9
に対するご回答

2.3.1 非常用の常設蓄電池の容量について

2.3.1.1 非常用の常設蓄電池の運用方法について

非常用の常設蓄電池の運用方法は以下のとおり。

(1) 直流 125V 蓄電池 2 A (区分Ⅰ)

全交流動力電源喪失から 1 時間後に直流 125V 蓄電池 2 A の不要な負荷の切り離しを中央制御室にて簡易な操作により行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

(2) 直流 125V 蓄電池 2 B (区分Ⅱ)

全交流動力電源喪失から 1 時間後に直流 125V 蓄電池 2 B の不要な負荷の切り離しを中央制御室にて簡易な操作により行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

(3) 直流 125V 蓄電池 H P C S (区分Ⅲ)

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 24 時間後まで使用する。

(4) 中性子モニタ用蓄電池 (2 A : 区分Ⅰ, 2 B : 区分Ⅱ)

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 4 時間後まで使用する。

2.3.1.2 直流 125V 蓄電池 2 A の容量

(1) 直流 125V 蓄電池 2 A の負荷内訳

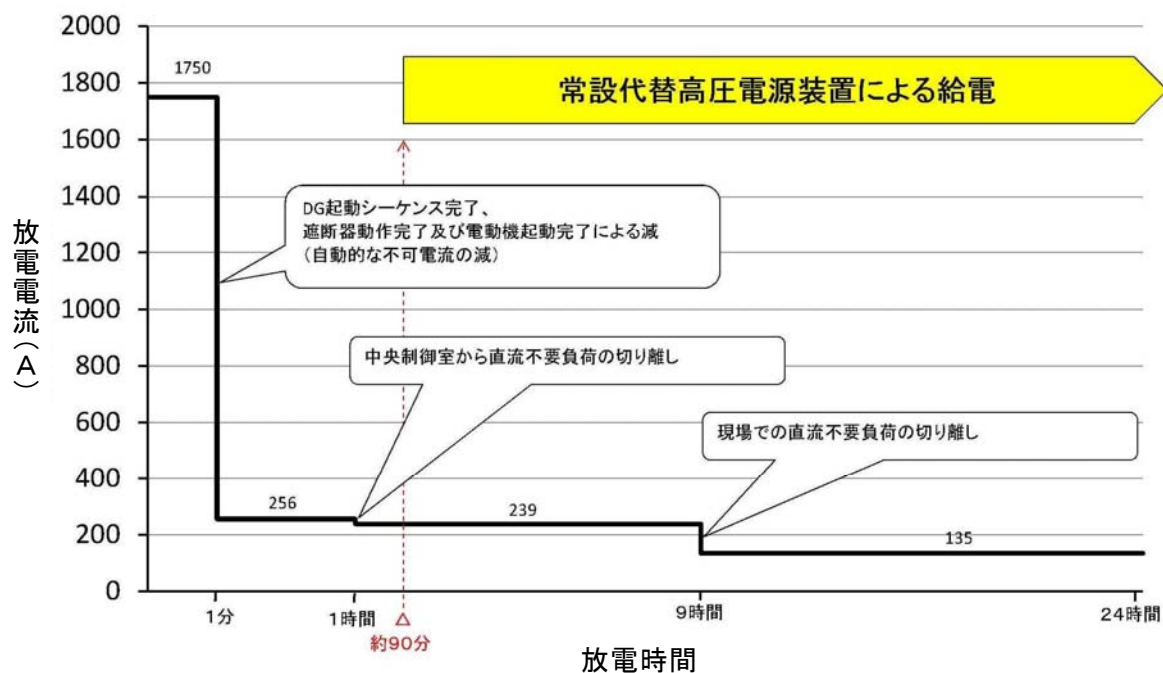
直流 125V 蓄電池 2 A は、以下の第 2.3.1-1 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 2 A による負荷給電パターンを、第 2.3.1-1 図に示す。

第 2.3.1-2 表 直流 125V 蓄電池 2 A 負荷一覧表

負荷名称	0-1 分	1 分-1 時間	1-9 時間※1	9-24 時間
M/C, P/C 遮断器の制御回路				
非常用ディーゼル発電機初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
その他の負荷				
合計 (A)	1750	256	239	135

※1：事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2：D/G (A) 初期励磁は M/C・P/C 遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、D/G (A) 初期励磁電流 (A) は M/C・P/C 遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きい M/C・P/C 遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に 1 分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。



第 2.3.1-2 図 直流 125V 蓄電池 2 A 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 2 A の容量計算結果(蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照)

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1750] = 1444 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

② 1 時間 (60 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1750 + 1.98 \times (256 - 1750)] = 678 \text{Ah}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 1.98 \text{ (59 分)}, I_2 : 256 \text{ (A)}$$

③ 9 時間 (540 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)] = \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1750 + 9.43 \times (256 - 1750) + 8.72 \times (239 - 256)]$$

$$= 2855\text{Ah}$$

$$K_1 : 9.44 \text{ (540 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 9.43 \text{ (539 分)}, I_2 : 256 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 8.72 \text{ (480 分)}, I_3 : 239 \text{ (A)}$$

④ 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_4 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1750 + 24.31 \times (256 - 1750) + 23.32 \times (239 - 256) + 15.32 \times (135 - 239)] \\ &= 5314\text{Ah} \end{aligned}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1440 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 24.31 \text{ (1439 分)}, I_2 : 256 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 23.32 \text{ (1380 分)}, I_3 : 239 \text{ (A)}$$

$$K_4 : 15.32 \text{ (900 分)}, I_4 : 135 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., n : 放電電流の変化の順に
付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した
必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5314Ah であり,
直流 125V 蓄電池 2 A の容量 (6000Ah) 以下であることから, 直流 125V 蓄
電池 2 A は必要な容量を有している。

2.3.1.3 直流 125V 蓄電池 2 B の容量

(1) 直流 125V 蓄電池 2 B の負荷内訳

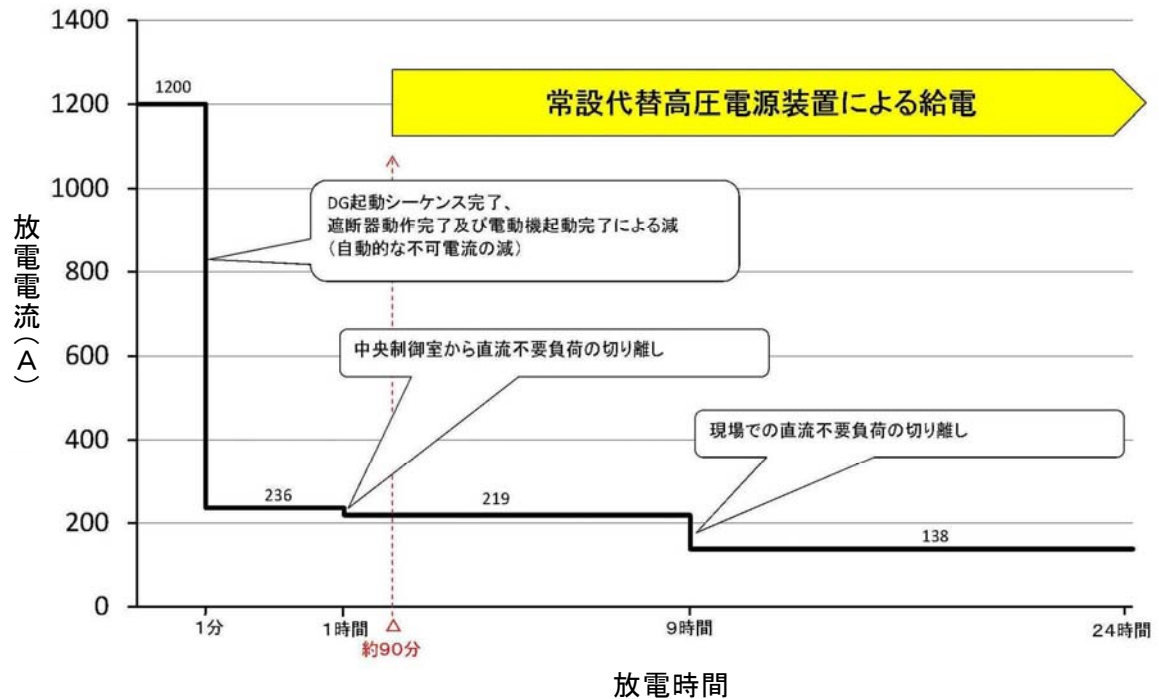
直流 125V 蓄電池 2 B は、以下の第 2.3.1-2 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 2 B による負荷給電パターンを、第 2.3.1-3 図に示す。

第 2.3.1-3 表 直流 125V 蓄電池 2 B 負荷一覧表

負荷名称	0-1 分	1 分-1 時間	1-9 時間※ 1	9-24 時間
M/C, P/C 遮断器の制御回路				
非常用ディーゼル発電機初期励磁				
その他の負荷				
合計 (A)	1200	236	219	138

※ 1 : 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。

※ 2 : D/G (B) 初期励磁は M/C・P/C 遮断器の制御回路 (遮断器投入・引外し) と重なって操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、D/G (B) 初期励磁電流 (A) は M/C・P/C 遮断器の制御回路電流 (遮断器投入・引外し) より小さいため、電流値の大きい M/C・P/C 遮断器の制御回路電流 (遮断器投入・引外し) に 1 分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。



第 2.3.1-3 図 直流 125V 蓄電池 2 B 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 2 B の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照）

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1200] = 990 \text{Ah}$$

$K_1 : 0.66$ (1 分), $I_1 : 1200$ (A)

② 1 時間 (60 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_2 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1200 + 1.98 \times (236 - 1200)] \\ &= 615 \text{Ah} \end{aligned}$$

$K_1 : 2.00$ (60 分), $I_1 : 1200$ (A)

$K_2 : 1.98$ (59 分), $I_2 : 236$ (A)

③ 9 時間 (540 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1200 + 9.43 \times (236 - 1200) + 8.72 \times (219 - 236)]$$

$$= 2612\text{Ah}$$

$$K_1 : 9.44 \text{ (540 分)}, I_1 : 1200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 9.43 \text{ (539 分)}, I_2 : 236 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 8.72 \text{ (480 分)}, I_3 : 219 \text{ (A)}$$

④ 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_4 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1200 + 24.31 \times (236 - 1200) + 23.32 \times (219 - 236) + 15.32 \times (138 - 219)]$$

$$= 5140\text{Ah}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1440 分)}, I_1 : 1200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 24.31 \text{ (1439 分)}, I_2 : 236 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 23.32 \text{ (1380 分)}, I_3 : 219 \text{ (A)}$$

$$K_4 : 15.32 \text{ (900 分)}, I_4 : 138 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス(添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に
付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した
必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5140Ah であり,
直流 125V 蓄電池 2 B の容量 (6000Ah) 以下であることから, 直流 125V 蓄
電池 2 B は必要な容量を有している。

2.3.1.4 直流 125V 蓄電池H P C S の容量

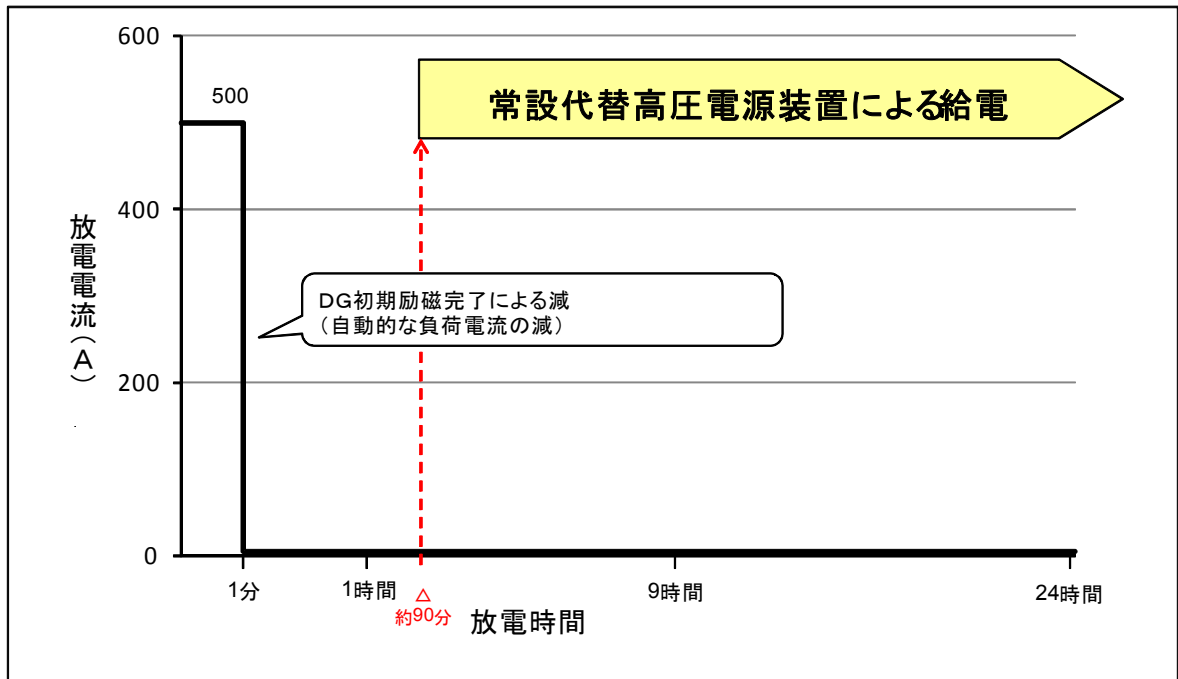
(1) 直流 125V 蓄電池H P C S の負荷内訳

直流 125V 蓄電池H P C S は、以下の第 2.3.1-3 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池H P C S による負荷給電パターンを、第 2.3.1-4 図に示す。

第 2.3.1-4 表 直流 125V 蓄電池H P C S 負荷一覧表

負荷名称	1 分	1 時間	10 時間
M / C 遮断器の 制御回路			
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 初期励磁			
その他の負荷			
合計 (A)	500	5	5

※：高圧炉心スプレイ系 D / G 初期励磁は M / C 遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、M / C 遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し： A）は高圧炉心スプレイ系 D / G 初期励磁電流より小さいため、電流値の大きい高圧炉心スプレイ系 D / G 初期励磁電流に 1 分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。



第 2.3.1-4 図 直流 125V 蓄電池 H P C S 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 H P C S の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照）

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413 \text{Ah}$$

$K_1 : 0.66$ (1 分), $I_1 : 500$ (A)

② 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)] = 159 \text{Ah}$$

$K_1 : 24.32$ (1440 分), $K_2 : 24.31$ (1439 分)

$I_1 : 500$ (A), $I_2 : 5$ (A)

注) C_i : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度

により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3 . . . , n : 放電電流の変化の順に
付番

C_i ($i = 1, 2, 3 . . . , n$) で最大となる値が保守率を考慮した
必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 413Ah であり,
直流 125V 蓄電池 H P C S の容量 (500Ah) 以下であることから, 直流 125V
蓄電池 H P C S は必要な容量を有している。

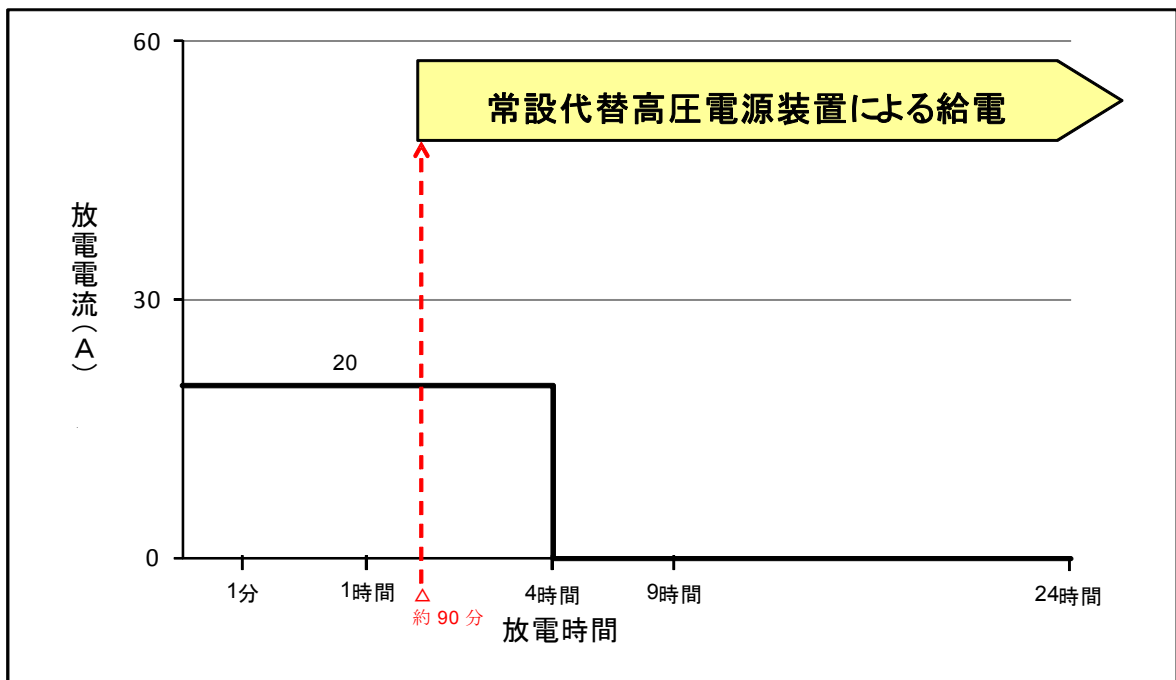
2. 3. 1. 5 中性子モニタ用蓄電池 2 A の容量

(1) 中性子モニタ用蓄電池 2 A の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池 2 A は, 以下の第 2. 3. 1-4 表に示す負荷に電力を
供給する。また, 中性子モニタ用蓄電池 2 A による負荷給電パターンを,
第 2. 3. 1-5 図に示す。

第 2. 3. 1-5 表 中性子モニタ用蓄電池 2 A 負荷一覧表

負荷名称	4 時間	
	+ 側	- 側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計 (A)	20. 0	20. 0



第 2.3.1-4 図 中性子モニタ用蓄電池 2 A 負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池 2 A の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照）

① 4 時間（240 分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240 分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°C における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池 2 A (150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池 2 A は必要な容量を有している。

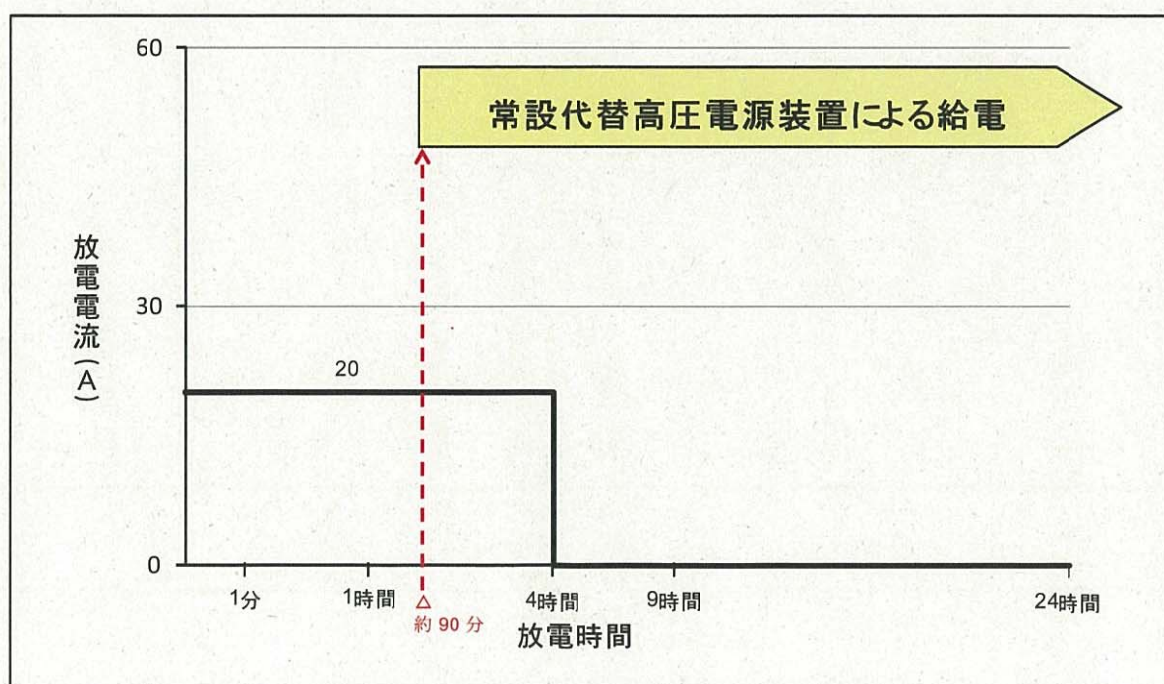
2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池 2 B の容量

(1) 中性子モニタ用蓄電池 2 B の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池 2 B は、以下の第 2.3.1-5 表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池 2 B による負荷給電パターンを、第 2.3.1-5 図に示す。

第 2.3.1-6 表 中性子モニタ用蓄電池 2 B 負荷一覧表

負荷名称	4 時間	
	+ 側	- 側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計 (A)	20.0	20.0



第 2.3.1-6 図 中性子モニタ用蓄電池 2 B 負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池 2 B の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照）

① 4 時間（240 分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240 分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池 2 B (150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池 2 B は必要な容量を有している。

2.3.1.7 まとめ

非常用の常設蓄電池の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を、第 2.3.1-7 に示す。

本結果より、全交流動力電源喪失に備えて、非常用の常設蓄電池が、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（24 時間）以上確保でき、設置許可基準規則第 14 条の要求事項を満足する。

第 2.3.1-7 表 非常用の常設蓄電池の容量判定

	定格 容量	各時間までの 保守率を考慮した 必要容量	保守率を 考慮した 必要容量	判定 (保守率を考慮し た必要容量<定格 容量)
直流 125V 蓄電池 2 A	6000Ah	1 分間→1444Ah 1 時間→ 678Ah 9 時間→2855Ah 24 時間→ <u>5314Ah</u>	5314Ah	○
直流 125V 蓄電池 2 B	6000Ah	1 分間→ 990Ah 1 時間→ 615Ah 9 時間→2612Ah 24 時間→ <u>5140Ah</u>	5140Ah	○
直流 125V 蓄電池 H P C S	500Ah	1 分間→ <u>413Ah</u> 24 時間→ 159Ah	413Ah	○
中性子 モニタ用 蓄電池 2 A	150Ah	4 時間→ <u>133Ah</u>	133Ah	○
中性子 モニタ用 蓄電池 2 B	150Ah	4 時間→ <u>133Ah</u>	133Ah	○

2.3.2 非常用の常設蓄電池の配置の基本方針

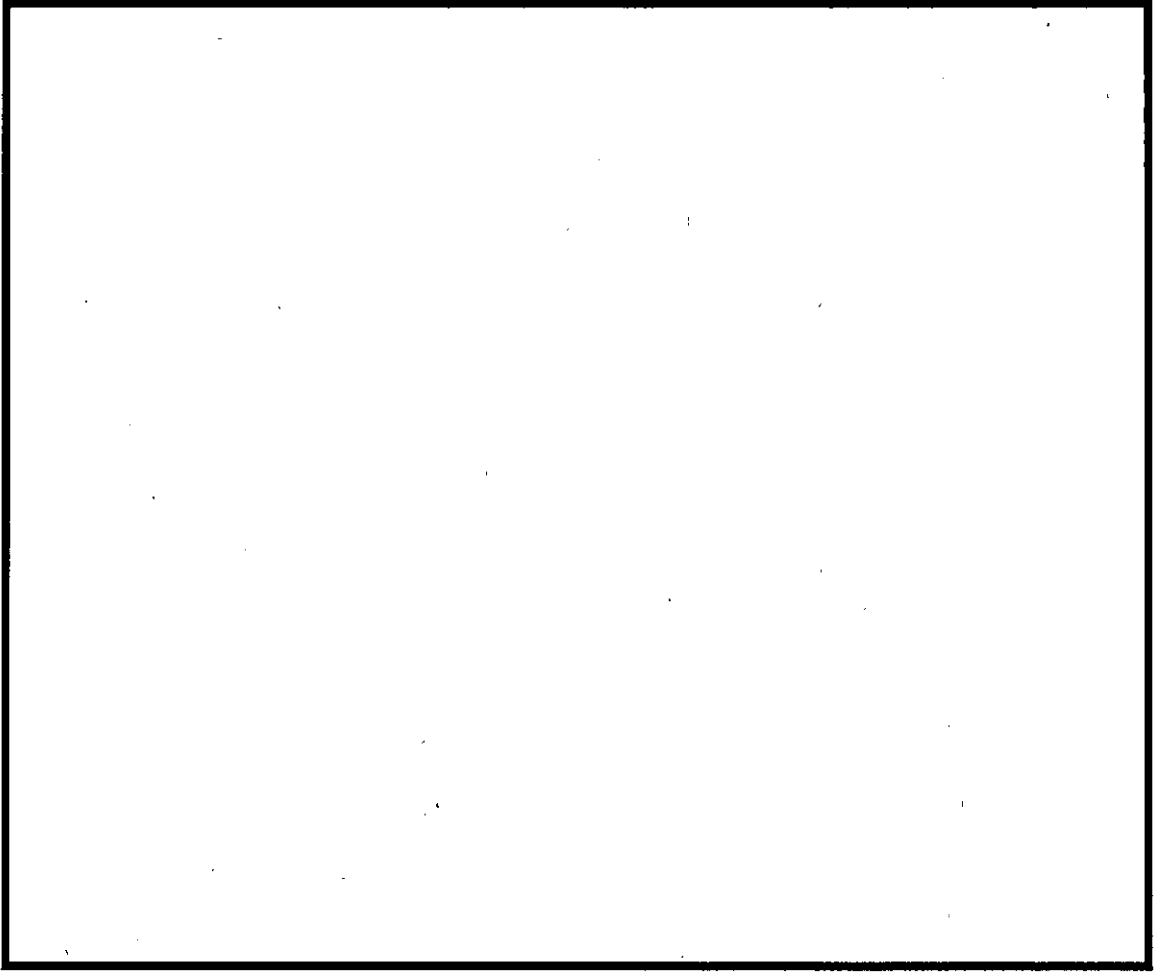
2.3.2.1 非常用の常設蓄電池の主たる共通要因に対する頑健性

非常用の常設蓄電池の配置を、第 2.3.2-1 図に示す。非常用の常設蓄電池は、非常用 3 系統を別の場所に設置しており、共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、地震、津波、内部火災及び溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

共通要因に対する頑健性を、第 2.3.2-1 表に示す。

第 2.3.2-1 表 共通要因に対する頑健性

共通要因	対応（確認）方針	状況
地震	設計基準事故に対して、十分な耐震性を有する設計とする。	設計基準地震動に対して、建屋及び非常用の電気設備が機能維持できる設計とする。
津波	設計基準津波に対して、浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から施設に到達又は流入させない設計としている。また、取水路及び放水路等から施設へ流入させない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁（隔壁）で分離を行うか、適切な遠隔距離で分離した配置設計とする。	非常用の常設蓄電池を設置している蓄電池室は、3 時間耐火能力を有する耐火壁（障壁）により分離した配置設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水、蒸気及び被水）に対し、影響のない配置設計とする、もしくは溢水影響のないよう設備対策を実施する。	非常用の常設蓄電池を設置している蓄電池室は、内部溢水に対して影響を受けない配置設計とする。 なお、蓄電池室には、溢水源はない。



第 2.3.2-1 図 非常用の常設蓄電池配置図

3. 別添

管理番号
DB14-3, DB14-9 に対する
ご回答

別添 1 蓄電池の容量算出方法

1. 計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

- (2) 蓄電池温度は+10℃とする。
- (3) 放電終止電圧は 1.80V/セル (添付 3)。
- (4) 保守率は 0.8 とする。
- (5) 容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \cdots K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに,

C_i : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

2. 計算例（直流 125V 蓄電池 H P C S 容量）

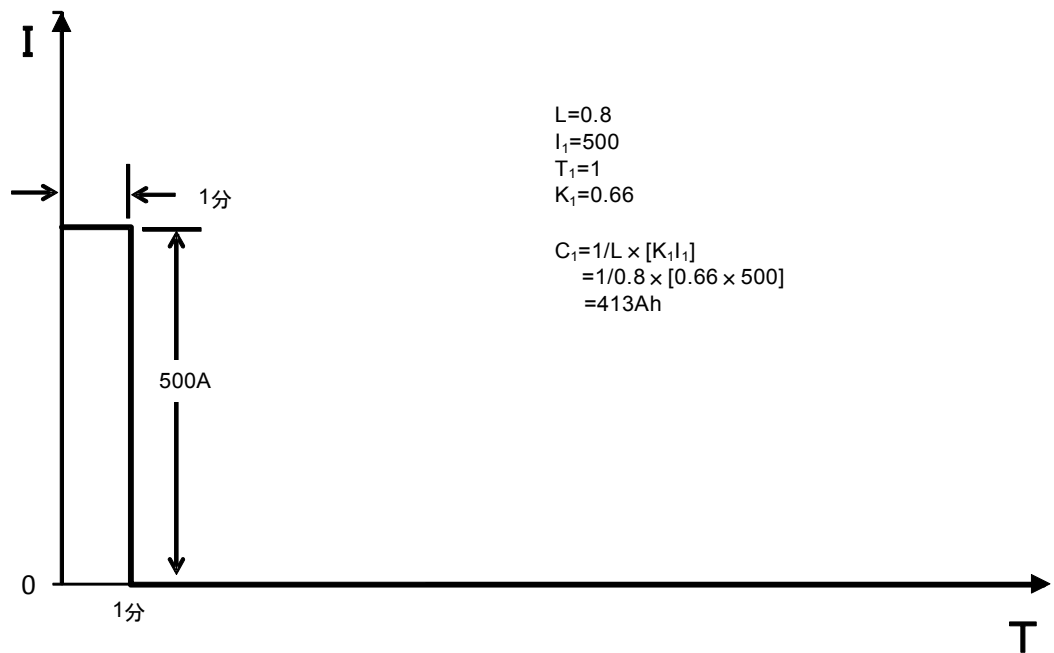
- ① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413\text{Ah}$$

- ② 24 時間（1440 分）供給で必要となる蓄電池容量

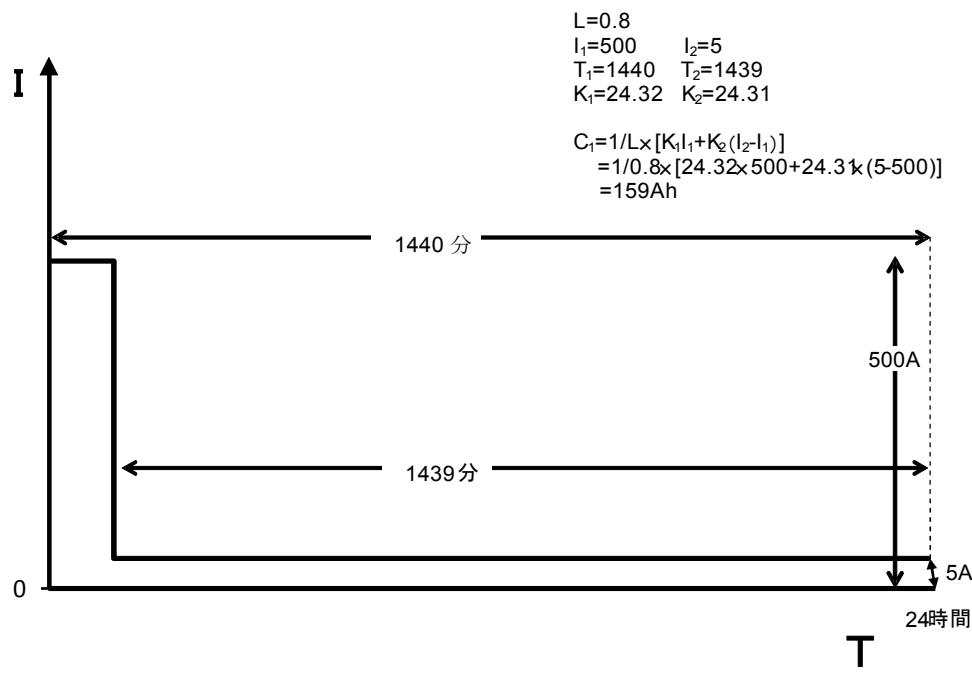
$$C_{1440} = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)]$$
$$= 159\text{Ah}$$

給電開始から 1 分後までの蓄電池容量 $C_1 = 413\text{Ah}$ である。



第 1 図 給電開始から 1 分後までの負荷曲線

給電開始から 24 時間 (1440 分) 後までの蓄電池容量 $C_2=159\text{Ah}$ である。



第 2 図 給電開始から 1 分後までの負荷曲線

別添 2 蓄電池の容量換算時間 K i 値一覧

非常用の常設蓄電池の容量換算時間を第 1 表に示す。

第 1 表 直流 125V 蓄電池 2 A, 2 B, H P C S 及び中性子モニタ用蓄電池
2 A, 2 B (制御弁式) 容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0. 6 6
5 9	1. 9 8
6 0	2. 0 0
2 4 0	5. 3 0
4 8 0	8. 7 2
5 3 9	9. 4 3
5 4 0	9. 4 4
5 9 9	1 0. 3 2
6 0 0	1 0. 3 2
9 0 0	1 5. 3 2
1 3 8 0	2 3. 3 2
1 4 3 9	2 4. 3 1
1 4 4 0	2 4. 3 2

別添 3 蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間 K 値は，蓄電池の放電終止電圧に依存する。蓄電池の放電終止電圧は，蓄電池から電源供給を行う負荷の最低動作電圧に，蓄電池から負荷までの電路での電圧降下を加味して決定される。

東海第二発電所では，放電終止電圧を次のとおりとする。

直流 125V 蓄電池 2 A， 2 B， H P C S : 1.80V／セル

中性子モニタ用蓄電池 2 A， 2 B : 1.80V／セル

別添 4 蓄電池容量の保守性の考え方

蓄電池の容量は，使用開始から寿命までの間変化し，使用年数を経るに従い容量が低下する。蓄電池容量は次の理由から必要容量に対し容量に余裕を持った設計とする。

- (1) 東海第二発電所では電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014) による保守率 0.8 を採用しており，必要容量に対して余裕を持った定格容量を設定している。(定格容量 $>$ 必要容量 / 保守率 0.8)

なお，次の理由からも蓄電池容量が必要容量を満足している。

- (2) 各負荷の電流値は実負荷電流ではなく設計値を用いている。

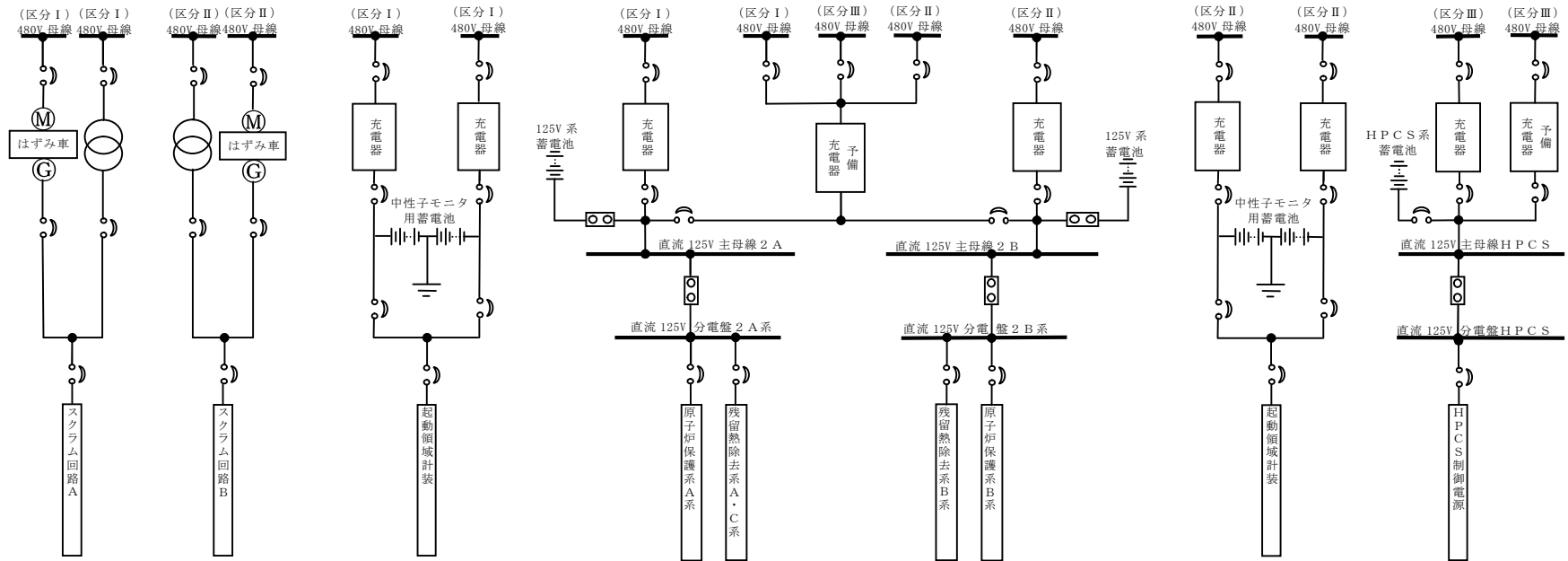
別添 5 所内常設蓄電式直流電源設備

直流 125V 蓄電池 2 A, 2 B は, 重大事故対処等設備として要求される所内常設蓄電式直流電源設備と兼用しており, 設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈 1b) にて以下の規定がある。

所内常設蓄電式直流電源設備は, 負荷切り離しを行わずに 8 時間, 電気の供給が可能であること。ただし, 「負荷切り離しを行わずに」には, 原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後, 必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり, 電気の供給を行うことが可能な設計とする。

上記の要求事項を満足するために, 代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合は, 全交流動力電源喪失発生後 1 時間及び 8 時間後以降に直流分電盤にて直流 125V 蓄電池 2 A, 2 B の不要負荷の切り離す手順とする。

別添 6 計測制御電源設備 単線結線図



別添 7 常設代替交流電源設備から電源供給を開始する時間

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの電源供給開始に要する時間は、「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において、詳細を提示する。第 1 図～第 5 図に同資料の抜粋を示す。

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から非常用高圧母線を受電するまでは 8 7 分である。

よって常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からは 90 分で電源供給開始が可能である。

1.14.2 重大事故等発生時の手順等

1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順

(1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合及び外部電源並びにD/Gによる非常用所内電気設備（2C系及び2D系）への給電が見込めない場合に、常設代替高圧電源装置により非常用所内電気設備（2C系又は2D系）へ給電するとともに、MCC 2C系・2D系への給電完了後、直流125V充電器2A・2Bを起動し直流125V配電盤2A・2Bを受電することにより、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

・ 常設代替高圧電源装置の起動判断基準

外部電源及びD/Gの機能が喪失し、非常用所内電気設備へ給電できない場合。

・ 緊急用M/C及びM/C・2C（又は2D）受電の判断基準

外部電源及びD/GによりM/C 2C・2Dへ給電できない状態（M/C 2C・2Dの電圧喪失）において、常設代替高圧電源装置の起動状態に異常が無い場合

(b) 操作手順

常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概略系統図を第1.14.2.1-2図及び第1.14.2.1-3図に、タイムチャートを第

1.14-22

第1図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（1/5）

1.14.2.1-4図に示す。

(常設代替高圧電源装置【中央制御室起動】による非常用所内電気設備への給電の場合)

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部要員に連絡する。
 - ② 発電長は、常設代替高圧電源装置の起動を指示する。
 - ③ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、外観点検によりM/C 2C（又は2D）の受電前状態に異常が無いことを確認する。
 - ④ 運転員等は中央制御室にて、常設代替高圧電源装置を起動後、常設代替高圧電源装置用遮断器の自動投入を確認する。
 - ⑤ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）受電を指示する。
 - ⑥ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M/Cの受電用遮断器を「入」とする。
- ※ プラントの状況に応じて、1.14.2.3(1) a. 常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電の手順を優先する。
- ⑦ 運転員等は中央制御室にて、給電準備としてM/C 2C及びP/C 2C（又はM/C 2D及びP/C 2D）の負荷の遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
 - ⑧ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M/CからM/C 2C（又は2D）受電のための遮断器を「入」にする。
 - ⑨ 発電長は、M/C 2C、P/C 2C及びMCC 2C系（又はM/C 2D、P/C 2D及びMCC 2D系）の負荷へ

1.14-23

第2図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（2/5）

の給電開始を指示する。

- ⑩ 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋附属棟（屋内）にて、M/C 2C, P/C 2C及びMCC 2C系（又はM/C 2D, P/C 2D及びMCC 2D系）の必要な負荷の遮断器又はMCCBを「入」とし、非常用所内電気設備の受電状態に異常が無いことを確認する。
- ⑪ 運転員等は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bによる直流125V主母線盤2A・2Bの受電操作を実施する。
操作手順については1.14.2.2(1)a.(b)⑥～の手順と同様。

（常設代替高圧電源装置【現場起動】による非常用所内電気設備への給電の場合）

- ① 発電長は、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動ができない場合は、災害対策本部要員に常設代替高圧電源装置による緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）への給電準備開始を連絡する。
- ② 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置による緊急用M/C及びM/C 2C（又は2D）への給電準備開始を指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、外観点検によりM/C 2C（又は2D）の受電前状態に異常が無いことを確認し、災害対策本部に報告する。
- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟（屋内）にて、給電準備としてM/C 2C及びP/C 2C（又はM/C 2D及びP/C 2D）の負荷の遮断器を「切」とする。

1.14-24

第3図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（3/5）

重大事故対策の成立性

1. 常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源及びD/Gの機能喪失により非常用所内電気設備（2C系及び2D系）へ給電できない場合に、常設代替高圧電源装置を起動し、非常用所内電気設備（2C系又は2D系）に給電することにより原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要な設備の電源を復旧する。MCC 2C系・2D系への給電完了後、直流125V充電器2A・2Bを起動し直流125V主母線盤2A・2Bを受電する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階、地下1階、地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備（2C系又は2D系）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室起動時】

必要要員数：4名（中央...御室運転員2名、現場運転員2名）

所要時間目安：87分（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

【現場起動時】

必要要員数：6名（中央制御室運転員2名、現場運転員2名、重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：100分（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行しているため建屋内照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており、建屋内照明消灯時においても接近可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：中央制御室操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通信連絡設備（運転指令設備、電力保安通信用電話設備、携行型有線通話装置）のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。

1. 14-117

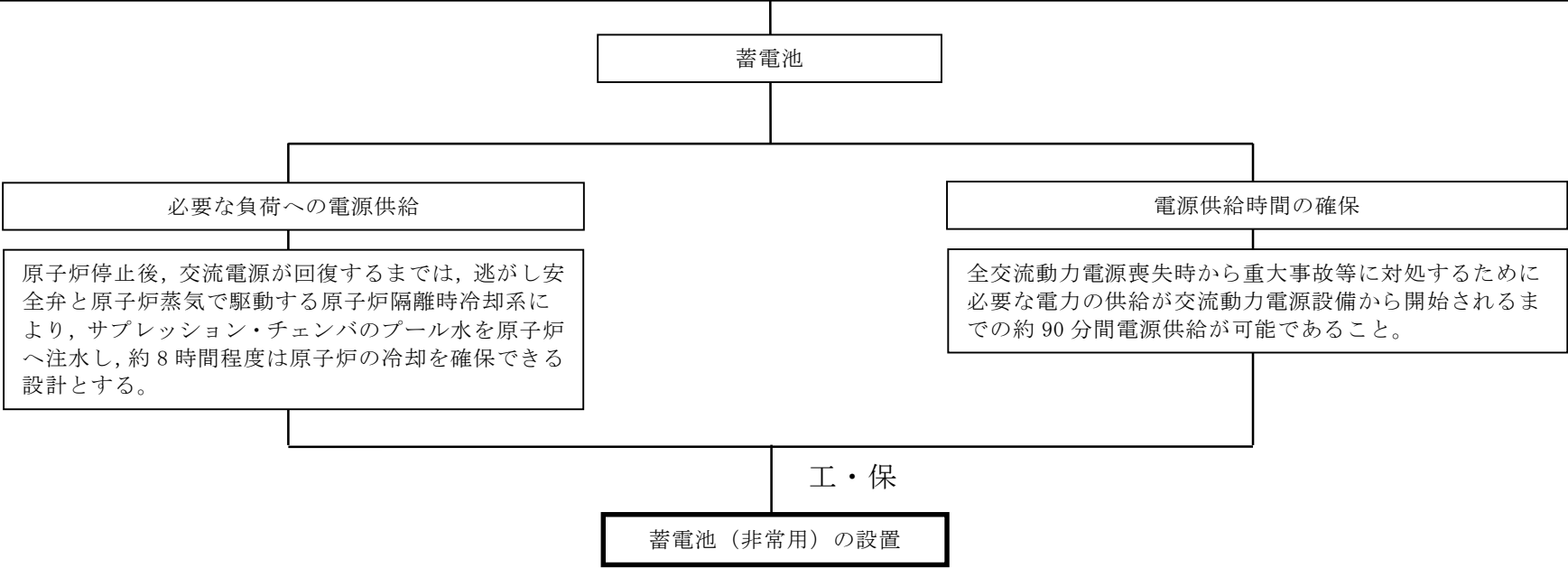
第5図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（5/5）

東海第二発電所
運用，手順説明資料
全交流動力電源喪失対策設備

第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備

設置許可基準規則 第 14 条

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。



【後段規制との対応】

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

【添付八への反映事項】

☐：添付八
☐：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対象等
第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備	蓄電池 (非常用)	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

保安電源設備

第33条 保安電源設備

<目 次>

1. 基本方針	2
1.1 要求事項の整理	2
1.2 追加要求事項に対する適合方針	5
1.3 気象等	15
1.4 設備等（手順含む）	16
2. 保安電源設備	56
2.1 保安電源設備の概要	56
2.1.1 常用電源設備の概要	56
2.1.2 非常用電源設備の概要	60
2.2 保安電源の信頼性	62
2.2.1 発電所構内における電気系統の信頼性	62
2.2.1.1 安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止	62
2.2.1.2 電気系統の信頼性	85
2.2.2 電線路の独立性	90
2.2.2.1 外部電源受電回路について	90
2.2.2.2 複数の変電所との接続について	90
2.2.3 電線路の物理的分離	95
2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について	95
2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策	96
2.2.4 受送電設備の信頼性	104
2.2.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について	104
2.2.4.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性	105

2.2.4.3	開閉所基礎の設置地盤の支持性能について……………	107
2.2.4.4	ケーブル洞道設置地盤の支持性能について……………	110
2.2.4.5	基礎及び洞道の不等沈下による影響について……………	112
2.2.4.6	津波の影響，塩害対策……………	115
2.3	外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保……………	116
2.3.1	非常用電源設備及びその付属設備の信頼性……………	116
2.3.1.1	多重性又は多様性及び独立性……………	116
2.3.1.2	容量について……………	123
2.3.1.3	燃料貯蔵設備……………	130

3. 別添

別添 1	鉄塔基礎の安定性について
別添 2	吊り下げ設置型高圧遮断器について
別添 3	変圧器一次側の 1 相開放故障について
別添 4	1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作について
別添 5	東海第二発電所の外部電源の信頼性について
別添 5-1	東海第二発電所外部電源喪失事故訓練の実績について
別添 6	東海第二発電所の外部電源の信頼性について
別添 7	非常用電源設備の配置の基本方針
別添 8	蓄電池容量について
別添 9	ケーブル敷設設計の考え方
別添 10	揺すり込み沈下量の算定方法について
別添 11	東海第二発電所 運用，手順説明資料 保安電源設備

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

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

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

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

設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条 要求事項を、第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条
要求事項 (1/3)

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。	—	変更なし
2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。	変更なし
	2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を設置しなければならない。	変更なし

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項 (2/3)

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
<u>3 保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)</u> は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。	<u>3 保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)</u> には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加 要求事項
<u>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。</u>	<u>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項
<u>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。</u>	<u>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項 (3/3)

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。	6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。	追加 要求事項
7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。	7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。	追加 要求事項
8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。	8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。	追加 要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合方針

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

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

a. 設計基準対象施設

(ab)保安電源設備

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系した設計とする。

また，発電用原子炉施設には，非常用電源設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条-56，57）（2.1.2：P33 条-60，61）】

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

【説明資料（2.2.1.1：P33 条-62～65）】

特に重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置することで，非常

用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

【説明資料（2.2.1.2：P33 条-85～89）】

また、変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条-66～82）】

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

【説明資料（2.2.3.1：P33 条-95）】

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

【説明資料（2.3.1.1：P33 条-116～122）（2.3.1.2：P33 条-123～129）】

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、

連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7 日分の容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3：P33 条-130～131）】

設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

ヌ その他発電用原子炉施設の附属施設の構造及び設備

(1) 常用電源設備の構造

(i) 主発電機

個	数	1
容	量	約 1,300,000kVA

(ii) 外部電源系

275kV	2 回線
-------	------

(「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用)

154kV	1 回線
-------	------

(「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用)

主発電機、外部電源系の故障又は発電機の接続している送電線のじょう乱により発生する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主要変圧器

台	数	1
容	量	約 1,300,000kVA
電	圧	約 18.525kV／約 275kV（一次／二次）

b. 所内変圧器

台 数	2
容 量	約 50,000kVA
電 圧	約 18.525kV／6.9kV（一次／二次）

c. 起動変圧器

台 数	2
容 量	約 50,000kVA
電 圧	約 275kV／6.9kV（一次／二次）

d. 予備変圧器

台 数	1
容 量	約 38,000kVA
電 圧	約 147kV／6.9kV（一次／二次）

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

2 7 5 k V 2 回 線（ヌ, (1), (ii) と兼用）

1 5 4 k V 1 回 線（ヌ, (1), (ii) と兼用）

(ii) 非常用ディーゼル発電機

a. 非常用ディーゼル発電機

個 数	2
出 力	約 5,200kW/台
起 動 時 間	約 10 秒

非常用ディーゼル発電機は、7 日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7 日分の容量以上の燃料を軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

個 数 1
出 力 約 2,800kW
起 動 時 間 約 10 秒

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、7 日間の外部電源喪失を
仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7 日
分の容量以上の燃料を軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

c. 軽油貯蔵タンク

(「非常用ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用)

基 数 2
容 量 約 400kL/基

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池（非常用）

型 式 鉛蓄電池
組 数 5

(4 組は「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用)

容 量 約 6,000Ah (2 組)
約 500Ah (1 組)
約 150Ah (2 組)

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

第三十三条 保安電源設備

- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
- 3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。
- 7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保

し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線及び原子力1号線）1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条-56～59）】

第2項について

発電用原子炉施設に、非常用電源設備として非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及び蓄電池（非常用）を設ける設計とする。また、それらに必要な燃料等を備える設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33 条-60～61）】

第3項について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）

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

変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。また、送電線は複数回線との接続を確保し、巡視点検による異常の早期検知ができるよう、送電線引留部の外観確認が可能な設計とする。

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

- ・ 275kV送電線は起動変圧器を介し、154kV送電線は予備変圧器を介し発電用原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は、所内変圧器を介し発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）を3母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。
- ・ 電気系統を構成する送電線、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた

規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計であることを確認する。

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

【審査資料（2.2.1.1:33条-62～65）

（2.2.1.1:33条-66～82）（2.2.1.2:33条-85～89）】

第4項について

設計基準対処施設は、送受電可能な回線として275kV送電線1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線1ルート1回線の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する。

275kV送電線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また、154kV送電線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

これらの変電所は、各々、上流側の接続先において異なる変電所に連系することが可能とされており、1つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とされている。

【審査資料（2.2.2:33条-90～94）】

第5項について

設計基準対象施設に連系する275kV送電線2回線と154kV送電線1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計とされている。

また、275kV送電線と154kV送電線の近接箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とされている。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理

的に分離した設計とされている。

【審査資料（2.2.3.1:33条-95）】

第6項について

設計基準対処施設に連係する送電線は、275kV送電線2回線と154kV送電線1回線とで構成されている。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とされ、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とされている。

なお、275kV送電線2回線は起動変圧器を介して接続するとともに、154kV送電線1回線は予備変圧器を介して接続する設計とする。

開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。

さらに防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、送電線引留部の碍子の必要箇所に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

【審査資料（2.1.1:33条-56～57）（2.2.4:33条-104～115）】

第7項について

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）に接続する。

蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ独立した部屋に設置し、多重性

及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

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

また，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については，7日間の外部電源喪失を仮定しても，連続運転により必要とする電力を供給できるよう，7日間分の容量以上の燃料を軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【審査資料（2.3.1:33条-116～131）】

第8項について

該当なし

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.1 非常用電源設備

10.1.1 概要

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

【審査資料（2.1.1:33条-56～57）】

非常用の所内高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）は3母線で構成し、常用母線及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用の所内低圧母線は2母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる設計とする。

所内機器は、工学的安全施設に関する機器とその他の一般機器に分け、それぞれ非常用、常用母線に接続する。所内機器で2台以上設置するものは、非常用、常用ともに各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

【審査資料（2.1.2:33条-60）】

非常用ディーゼル発電機2Cは、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電した場合に非常用母線に電力を供給する。また非常用ディーゼル発電機2D及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電し、かつ154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社原子力1号線）も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給する。

1台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が作動しないと仮定した場合でも燃料及び原子炉冷却材圧力バウン

ダリ設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに、格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、非常用電源として3系統から構成する。

【審査資料（2.1.2:33条-60～61）】

発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

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

【審査資料（2.1.2:33条-61）】

10.1.2 設計方針

10.1.2.1 非常用所内電源系

安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため非常用所内電源系を設ける。安全上重要な系統及び機器へ電力を供給する電気施設は、その電力の供給が停止することがないように、発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

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

【審査資料（2.2.1.1:33条-62～65）（2.1.2:33条-61）】

非常用電源設備及びその付属設備は、多重性及び独立性を確保し、その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合であっても、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに、格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

【審査資料（2.3.1.1:33条-116～122）（2.3.1.2:33条-123～129）】

また、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【審査資料（2.3.1.3:33条-130～131）】

10.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約90分を包絡した約8時間に対し、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

この場合、格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料（2.3.1.2:33条-128～129）】

10.1.3 主要設備

10.1.3.1 所内高圧系統

非常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1-1図に示すように3母線で構成する。

非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）

・・・所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，非常用

ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機を含む。）から受電する母線

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

非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）のメタルクラッド開閉装置は、十分な耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置する。

非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）は、工学的安全施設に関する機器に給電する。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器、又は起動変圧器から、また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）に給電する。さらに、外部電源が完全に喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から給電する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

【審査資料（2.1.2:33条-60～61）】

10.1.3.2 所内低圧系統

非常用の所内低圧系統は、480Vで第10.1-1図に示すように2母線で構成する。

非常用低圧母線・・・非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響が局所化できるとともに、他の安全機能へ

の影響を限定できる。

非常用低圧母線のパワーセンタは、十分な耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置する。

【審査資料（2.1.2:33条-60～61）】

工学的安全施設に係る機器を接続している非常用低圧母線には、非常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器、又は起動変圧器から、また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。さらに、すべての外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線を通して給電する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1-2表に示す。

【審査資料（2.1.2:33条-60～61）】

10.1.3.3 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、外部電源が喪失した場合には原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、また、外部電源が喪失し同時に冷却材喪失事故が発生した場合には工学的安全施設作動のための電力を供給する。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は多重性を考慮して、3台を備え、各々非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）に接続する。各非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、十分な耐震性を有する原子炉建屋付属棟内のそれぞれ独立した部屋に設置する。

【審査資料（2.1.2:33条-60～61）】

非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）が停電若しくは冷

却材喪失事故が発生すると、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動する。

非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）が停電した場合には、非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）に接続される負荷は、動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いてすべて遮断される。その後、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）電圧及び周波数が定格値になると、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）に自動的に接続され、原子炉を安全に停止するために必要な負荷が自動的に投入される。

冷却材喪失事故により非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動した場合で、非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）が停電していない場合は、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は待機運転状態となり、手動で停止するまで運転を継続する。

【審査資料（2.3.1.2:33条-123～127）】

また、冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合、各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に工学的安全施設に関する負荷が自動的に投入される。

また、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が約7日間連続運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に接続する主要な負荷は以下の系統に属するものである。

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅰ）

低圧炉心スプレイ系

残留熱除去系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

非常用ガス処理系

蓄電池充電器

非常灯

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅱ）

残留熱除去系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

非常用ガス処理系

蓄電池充電器

非常灯

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(区分Ⅲ)

高圧炉心スプレイ系

換気空調系(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室等)

蓄電池充電器

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）負荷が最も大きくなる冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合の負荷曲線例を第10.1-2図に示す。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様を第10.1-3表に示す。

【審査資料（2.3.1.2:33条-123～127）（2.3.1.3:33条-130～131）】

10.1.3.4 所内機器

所内機器は、工学的安全施設に関する機器とその他の一般機器に分類する。工学的安全施設に関する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

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

【審査資料（2.1.1:33条-56～59）（2.1.2:33条-60～61）】

10.1.3.5 直流電源設備

非常用の直流電源設備は、第10.1-3図に示すように、直流125V 3系統及び直流±24V 2系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成し、いずれの1系統が故障しても残りの系統で原子炉の安全性は確保できる。

また、これらは、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり、非常用5組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁等である。

蓄電池（非常用）は直流125V A系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ）、直流125V B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び直流125V H P C S系蓄電池（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池で独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah(直流125V A系蓄電池

及びB系), 500Ah (直流125V H P C S系蓄電池), 150Ah (中性子モニター蓄電池A系及びB系) であり, 原子炉を安全に停止し, かつ, 原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は, 例えば, 原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置, 原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系, 原子炉の停止, 冷却, 格納容器の健全性を確認できる計器に電源供給を行う制御盤へ電源供給を行った場合においても, 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約90分を包絡した約8時間以上電源供給が可能な容量である。

蓄電池室内の水素蓄積防止のため換気設備を設置する。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【審査資料 (2.1.2:33条-60~61) (2.3.1.2:33条-128~129)】

10.1.3.6 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は, 第10.1-4図に示すように, 計装用交流母線5母線で構成し, 母線電圧は120V/240Vである。

非常用の計測制御用電源設備は, 非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置及び計装用交流主母線盤等で構成する。

無停電電源装置は, 外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの約90分においても, 直流電源設備である蓄電池 (非常用) から直流電源が供給されることにより, 無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し, 非常用の計装用交流母線に対し電源供給を確保する。

そのため, 核計装の監視*による原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉圧力等の監視による原

子炉の冷却状態の確認並びにドライウェル圧力及びサプレッション・プール水温度等の監視による格納容器の健全性の状態の確認を可能とする。

＊：平均出力領域計装は、全交流動力電源喪失から1時間後の負荷切り離しとしているが、原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認は、全交流動力電源喪失直後に行うため問題ない。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【審査資料（2.1.2:33条-60～61）（2.3.1.2:33条-128～129）】

10.1.3.7 電線路

安全保護系並びに工学的安全施設に関係する多重性を持つ動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に電氣的・物理的分離を図るため、適切な離隔距離又は必要に応じて隔壁を設けたケーブルトレイ・電線管（電線管貫通部を含む）を使用して布設し、相互の独立性を侵害することのないようにする。特にケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

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

【審査資料（2.3.1.1:33条-116～122）】

10.1.3.8 事故時母線切替

通常時は、275kV送電線2回線を使用して運転するが、1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

【審査資料（2.1.1:33条-56～57）】

発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし、検知した

場合には、遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【審査資料（2.1.2:33条-60～61）】

また、275kV送電線がすべて停止するような場合、原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、154kV送電線又は非常用ディーゼル発電機から受電する。

【審査資料（2.2.1.2:33条-85～89）】

(1) 予備変圧器（154kV系）への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している非常用高圧母線は、275kV送電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電して、原子炉の安全停止に必要な補機を運転する。

【審査資料（2.2.1.2:33条-85～89）】

(2) 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）への切替

非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）が停電した場合には、非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）に接続された負荷は、動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いてすべて遮断される。非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、自動起動し電圧及び周波数が定格値になると、非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む。）に自動的に接続され、原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

【審査資料（2.2.1.2:33条-85～89）】

(3) 275kV又は154kV送電線電圧回復後の切替

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含

む。)で所内負荷運転中、275kV送電線又は154kV送電線の電圧が回復すれば、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより、無停電切替（手動）で所内負荷を元の状態にもどす。

【審査資料（2.2.1.2:33条-85～89）】

10.1.4 主要仕様

主要仕様を第10.1.1表から第10.1.5表に示す。

10.1.5 試験検査

10.1.5.1 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、定期的に起動試験を行って、電圧確立時間や負荷を印加して運転状態を確認するなど、その運転可能性を確認する。

10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3 常用電源設備

10.3.1 概要

275kV送電線2回線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系されている。また、154kV送電線1回線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系されている。

これらの変電所は、各々、上流側の接続先において異なる変電所に連系す

ることが可能とされており，1つの変電所が停止することによって，当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とされている。

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

275kV送電線2回線は，1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時には，所内電力は，主として発電機から所内変圧器を通して受電するが，275kV送電線より受電する起動変圧器を通して受電することができる。また，154kV送電線を予備電源として使用することができる。

常用高圧母線は7母線で構成し，所内変圧器，起動変圧器または予備変圧器から受電できる設計とする。

常用低圧母線は11母線で構成し，常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する設計とする。

所内機器は，工学的安全施設に関係する機器とその他の一般機器に分け，それぞれ非常用，常用母線に接続する。所内機器で2台以上設置するものは，非常用，常用ともに各母線に分割接続し，所内電力供給の安定を図る。

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

直流電源設備は，常用所内電源として直流250V 1系統から構成する。

10.3.2 設計方針

10.3.2.1 外部電源系

重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、外部電源系を設ける。重要安全施設へ電力を供給する電気施設は、その電力の供給が停止することがないように、275kV送電線は起動変圧器を介して、154kV送電線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ給電する設計とする。

また、発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流、変圧器一次側における1相開放故障等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

外部電源系の少なくとも2回線は、それぞれ独立した送電線により電力系統に連系させるため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所又は東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所のいずれかが停止しても、本発電所に電力を供給することが可能な設計とされている。

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

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

開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する。

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

10.3.3 主要設備

10.3.3.1 送電線

発電所は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、第10.3-1図に示すとおり、送受電可能な回線として275kV送電線1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線1ルート1回線の合計2ルート3回線で電力系統に連系する。

275kV送電線2回線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系されている。また、154kV送電線1回線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系されている。

送電線は1回線で、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を供給できる容量が選定されるとともに、常時、重要安全施設に連系する275kV送電線は、系統事故による停電の減少を図るため2回線とする。

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

また、送電線1相の開放が生じた際には、275kV送電線は送受電時、154kV送電線は受電している場合、保護装置による自動検知により監視する。又、人的な検知（巡視点検等）を加えることで、一部の保護継電器等による検知が期待できない箇所の1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

設計基準対象施設に連系する275kV送電線1ルート2回線及び154kV送電線1ルート1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔が備えられている。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時や冬期の着冰雪による事故防止対策が図られており、外部電源系からの電力供給が同時に停止することはない。

さらに、275kV送電線と154kV送電線の近接箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とされている。

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

送電線の設備仕様を第10.3-1表に示す。また、送電系統図を第10.3-1図に示す。

10.3.3.2 開閉所

超高圧開閉所は、第10.3-2図に示すように、275kV送電線と主要変圧器及び起動変圧器を連系する遮断器、断路器、275kV母線等で構成する。

特別高圧開閉所は、第10.3-2図に示すように、154kV送電線と予備変圧器を連系する遮断器、断路器等で構成する。

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

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

遮断器等は耐震性の高いガス絶縁開閉装置を使用する。

塩害を考慮し、送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄できる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

開閉所機器の設備仕様を第10.3-2表に示す。

10.3.3.3 発電機及び励磁装置

発電機は、約1,300,000kVA、1,500rpm で蒸気タービンに直結される横軸円筒回転界磁3相交流同期発電機で主励磁器は交流励磁機である。

発電機及び励磁機の設備仕様を第10.3-3表に示す。

10.3.3.4 変圧器

本発電用原子炉施設では、次のような変圧器を使用する。

主要変圧器・・・・・・・・・・発電機電圧（約19kV）を超高圧開閉所電圧（約275kV）に昇圧する。

所内変圧器・・・・・・・・・・発電機電圧（約19kV）を所内高圧母線電圧（約6.9kV）に降圧する。

起動変圧器・・・・・・・・・・超高圧開閉所電圧（約275kV）を所内高圧母

線電圧（約6.9kV）に降圧する。

予備変圧器・・・・・・・・・・特別高圧開閉所電圧（約154kV）所内高圧母

線電圧（約6.9kV）に降圧する。

発電機の発生電力は、主要変圧器を通して275kV送電線へ送電する。

所内電力は、通常運転時は発電機から2台の所内変圧器を通して受電し、原子炉の起動又は停止中は、275kV送電線から2台の起動変圧器を通して受電する。さらに、275kV送電線停電の場合には、154kV送電線から予備変圧器を通し、発電所を安全に停止するために必要な所内電力を受電する。

変圧器の設備仕様を第10.3-4表に示す。

10.3.3.5 所内高圧系統

常用の所内高圧系統は、6.9kV で第10.1-1図に示すように常用7母線で構成する。

常用高圧母線・・・・・・・・所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器から受電する母線

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

常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、原子炉建屋付属棟内等に設置する。

常用高圧母線には、通常運転時に必要な負荷を振り分け、これらの母線は、原子炉の起動又は停止中は、起動変圧器から受電し、発電機が同期し、並列した後は所内変圧器から受電する。また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から受電する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

10.3.3.6 所内低圧系統

常用の所内低圧系統は、480V で第10.1-1図に示すように常用11母線で構成する。

常用低圧母線・・・・常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる
母線

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

常用低圧母線のパワーセンタは、原子炉建屋付属棟内等に設置する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1.-2表に示す。

10.3.3.7 所内機器

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

10.3.3.8 直流電源設備

常用の直流電源設備は第10.1-3図に示すように、直流250V 1 系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成する。

負荷はタービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等である。

蓄電池は、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

蓄電池室内の水素蓄積防止のため換気設備を設置する。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

10.3.3.9 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用交流母線4母線で構成し、母線電圧は120V/240Vである。

常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と常用直流母線に接続する無停電電源装置及び非常用低圧母線に接続する電動発電機で構成する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

10.3.3.10 作業用電源設備

作業用電源は、コントロールセンタから変圧器を通して交流200V及び100Vに変圧し、給電する。

また、分電盤、コンセント等を所要場所に設置する。

10.3.3.11 電線路

動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に電氣的・物理的分離を図るため、適切な離隔距離又は必要に応じて隔壁を設けたケーブルトレイ・電線管（電線管貫通部を含む）を使用して布設する。

特にケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

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

10.3.3.12 事故時母線切替

通常時は、275kV送電線2回線を使用して運転するが、1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

万一、電気系統の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(1) 275kV系への切替

所内電力は、通常運転時は発電機から2台の所内変圧器を通して受電し、原子炉の起動又は停止中は、275kV送電線から2台の起動変圧器を通して受電する。本切替えは中央制御室での操作を可能としており容易に実施可能である

(2) 予備変圧器(154kV系)への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している常用高圧母線は、275kV送電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

10.3.4 主要仕様

主要仕様を第10.1-1表、第10.1-2表、第10.1-4表、第10.1-5表及び第10.3-1表から第10.3-4表に示す。

10.3.5 試験検査

10.3.5.1 蓄電池（常用）

蓄電池（常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3.6 手順等

常用電源設備は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

- (1) 電気設備の塩害を考慮し，定期的に碍子洗浄操作を実施する。また，碍子の汚損が激しい場合は，臨時に碍子洗浄操作を実施する。
- (2) 変圧器一次側において1相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。
- (3) 変圧器一次側における1相開放事象への対応として，送電線は複数回線との接続を確保し，送電線引留部の巡視点検を実施する。

第10.1-1表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様

構成及び仕様

項 目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	計器用変圧器盤
(a) 面 数	12面	19面	51面	11面
(b) 形 式	閉鎖配電盤			
(c) 定格電圧	7.2 kV			
(d) 電気方式	50Hz 3相 3線 変圧器接地式			
(e) 電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	3,000A 2,500A 2,000A			

遮断器

項 目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 台 数	14台	13台	50台
(b) 形 式	真空遮断器		
(c) 極 数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作 (DC125V)		
(e) 絶縁階級	6号A		
(f) 定格電圧	7.2kV		
(g) 定格電流	3,000A 2,000A 1,200A		
(h) 定格遮断電流	63kA		
(i) 定格遮断時間	5サイクル		
(j) 引きはずし自由方式	電気式, 機械式		
(k) 投入方式	バネ式		

第10.1-2表 パワーセンタの設備仕様(1/2)

動力変圧器

項 目	常用母線用	非常用母線用
(a) 台 数	10台	2台
(b) 形 式	3相乾式変圧器	
(c) 冷却方式	自冷/風冷	
(d) 周 波 数	50	
(e) 容 量	約3,333/2,000kVA	約3,333kVA
(f) 結 線	一次：三角形	二次：三角形
(g) 定格電圧	一次側 6.9 k V (5タップ) (7.245, 7.072, 6.9, 6.727, 6.555 k V) 二次側 480V	
(h) 絶 縁	H種/F種	

第10.1-2表 パワーセンタの設備仕様(2/2)

構成及び仕様

項 目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
(a) 面 数	12面	14面	48面	12面
(b) 形 式	閉鎖配電盤			
(c) 定格電圧	600V			
(d) 電気方式	50Hz 3相 3線 非接地式			
(e) 電源引込方式	ケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	4,000A 3,000A			

遮断器

項 目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 台 数	12台	14台	158台
(b) 形 式	気中遮断器		
(c) 極 数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作 (DC125V)		
(e) 定格電圧	600V		
(f) 定格電流	3,000A 1,200A		
(g) 定格遮断電流	50,000A		
(h) 引きはずし自由方式	電氣的, 機械的		

第10.1-3表 非常用ディーゼル発電機の設備仕様

(1) エンジン

a. 非常用ディーゼル発電機

個 数	2
出 力	5,500kW/台
起動方式	圧縮空気起動
使用燃料	軽油

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

個 数	1
出 力	約 3,050kW
起動方式	圧縮空気起動
使用燃料	軽油

(2) 発電機

a. 非常用ディーゼル発電機

個 数	2
型 式	横軸回転界磁 3 相交流発電機
容 量	約 6,500kVA
力 率	0.80 (遅れ)
電 圧	約 6,900V
周 波 数	50Hz

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

個 数	1
型 式	横軸回転界磁 3 相交流発電機
容 量	約 3,500KVA

力	率	0.80
電	圧	約 6,900V
周波数		50Hz

(3) 軽油貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり

- ・非常用電源設備
- ・代替電源設備

型	式	横置円筒型
基	数	2
容	量	約 400kL/基
使用燃料		軽油

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

型 式	鉛蓄電池
個 数	6組（1組当たり24個, 58個又は116個）
容 量	約6,000Ah（1組当たり）×2組 約500Ah（1組当たり）×1組 約150Ah（1組当たり）×2組 （安全上重要な設備に供給） 約2,000Ah（1組当たり）×1組 （安全上重要な設備以外の設備に供給）
電 圧	約129.5V×3組（浮動充電時） 約26.8V×2組（浮動充電時） （安全上重要な設備に供給） 約259V×1組（浮動充電時） （安全上重要な設備以外の設備に供給）

(2) 充電器

型 式	シリコン整流器
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V×7台 単相 50Hz 120V×4台
直流出力電圧	129.5V（浮動充電時）×5 26.8V（浮動充電時）×4 （安全上重要な設備に供給）

259V（浮動充電時）×2

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

直流出力電流 約420A×2

約320A×1

約100A×2

約30A×4

（安全上重要な設備に供給）

約350A×1

約50A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

個 数 9（安全上重要な設備に供給）

2（安全上重要な設備以外の設備に供給）

（3）直流主母線盤

個 数 3（安全上重要な設備に供給）

1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

定格電流 約1200A×2

約800A×1

（安全上重要な設備に供給）

約800A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

電 圧 125V×3（安全上重要な設備に供給）

250V×1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

個 数	2
容 量	約50kVA
出力電圧	約120V/約240V

b. 計装用交流主母線盤

個 数	2
定格電流	約1200A
電 圧	約120V/約240V

(2) 常用

a. 無停電電源装置

個 数	1
容 量	約50kVA
出力電圧	約120V/約240V

b. 原子炉保護系用M-G装置

電動機

形 式	3相誘導電動機
個 数	2
定格容量	約45kW
電 圧	約440V

発電機

形 式	単相同期発電機
個 数	2

定格容量	約18.75kVA
電 圧	約120V
周波数	50Hz

第10.3-1表 送電線の設備仕様

(1) 275kV送電線

公称電圧	275kV
回線数	2
導体サイズ	ASCR 810mm ² 2導体
送電容量	約1,138MW (1回線当たり)
亘 長	約17km (東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所まで)

(2) 154kV送電線

公称電圧	154 kV
回線数	1
導体サイズ	ASCR 810mm ² 2導体
送電容量	約269MW
亘 長	約9km (東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所まで)

第10.3-2表 開閉所機器の設備仕様

(1) 275kV母線

型 式	SF6ガス絶縁相分離方式
定格電圧	300kV
電流容量	4000A
定格短時間電流	50kA 2サイクル

(2) 遮断器

名 称	線路用275KV 遮断器	発電機並列用 275kV遮断器	起動変圧器用 275kV遮断器	予備変圧器用 154kV遮断器
定格電圧	300kV	300kV	300kV	168kV
定格電流	4000A	4000A	2000A	1200A
定格遮断電流	50kA	50kA	50kA	25kA
個 数	2	1	2	1

第10.3-3表 発電機，励磁装置の設備仕様

(1) 発電機

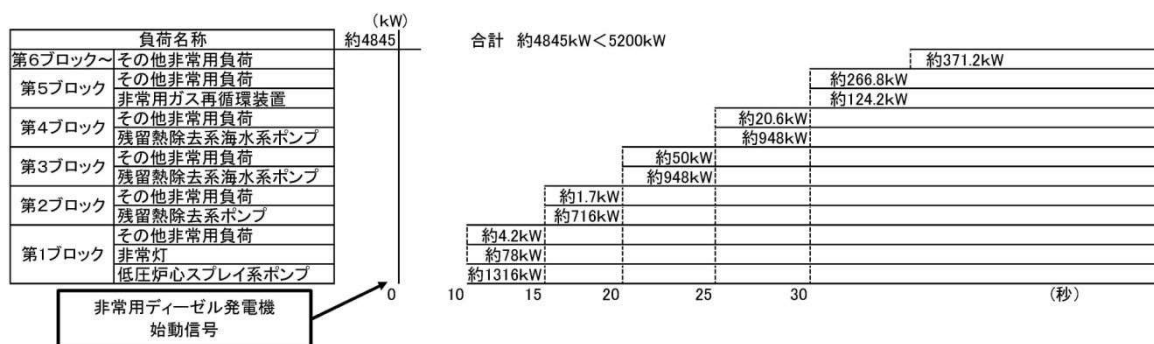
型 式	横軸円筒回転界磁3相交流同期発電機	
容 量	1,300,000KVA	
力 率	0.90（遅れ）	
電 圧	19,000V	
相 数	3相	
周波数	50Hz	
回転数	1,500rpm	
結線法	星形	
冷却法	固定子	水冷却
	回転子	水素直接冷却

(2) 励磁装置

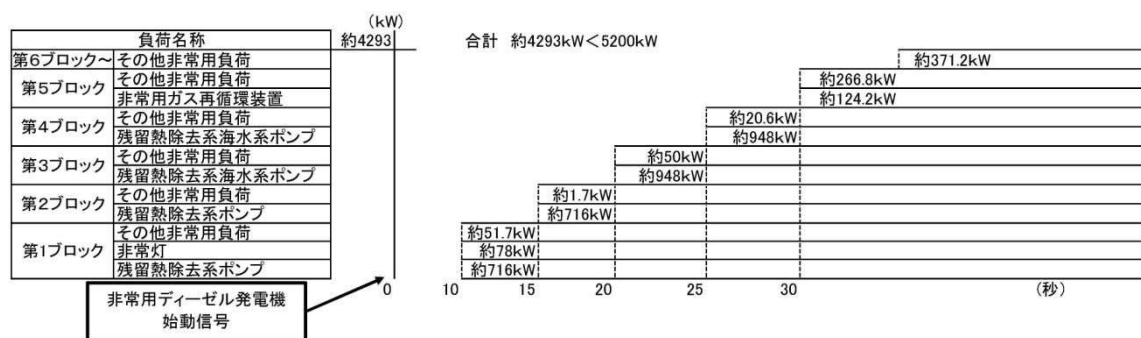
名称	主励磁機	副励磁機
型式	交流励磁機	交流副励磁機
容量	3,525kW	140kVA
電圧	AC400V	AC300V
回転数	1,500rpm	1,500rpm
駆動方法	発電機と直結	発電機と直結
個数	1	1

第10.3-4表 変圧器の設備仕様

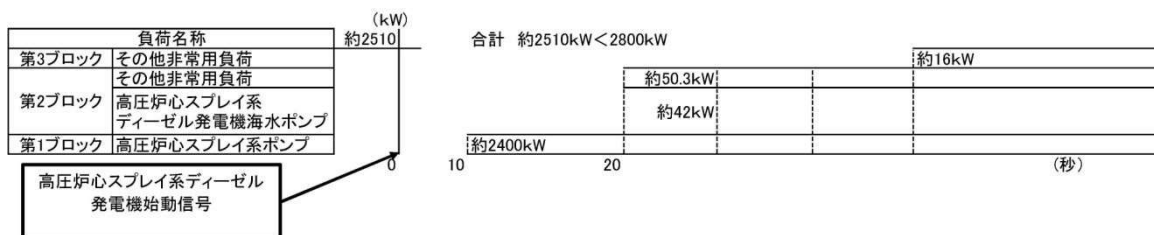
名称		主要変圧器	所内変圧器	起動変圧器	予備変圧器
型式		屋外用3相二巻線外鉄無圧密封式	屋外用3相三巻線内鉄無圧密封式	屋外用3相三巻線外鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付	屋外用3相二巻線内鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付
容量		約1,300,000kVA	約50,000kVA	約50,000kVA	約38,000kVA
電圧	一次	約18.525kV	約18.525kV	約275kV	約147kV
	二次	約275kV	約6.9kV	約6.9kV	約6.9kV
相数		3	3	3	3
周波数		50Hz	50Hz	50Hz	50Hz
結線法	一次	三角	三角	星形	星形
	二次	星形	星形, 星形	星形, 星形	星形
冷却方法		導油風冷式	油入風冷式	油入風冷式	油入風冷式
個数		1	2	2	1



非常用ディーゼル発電機（2 C）

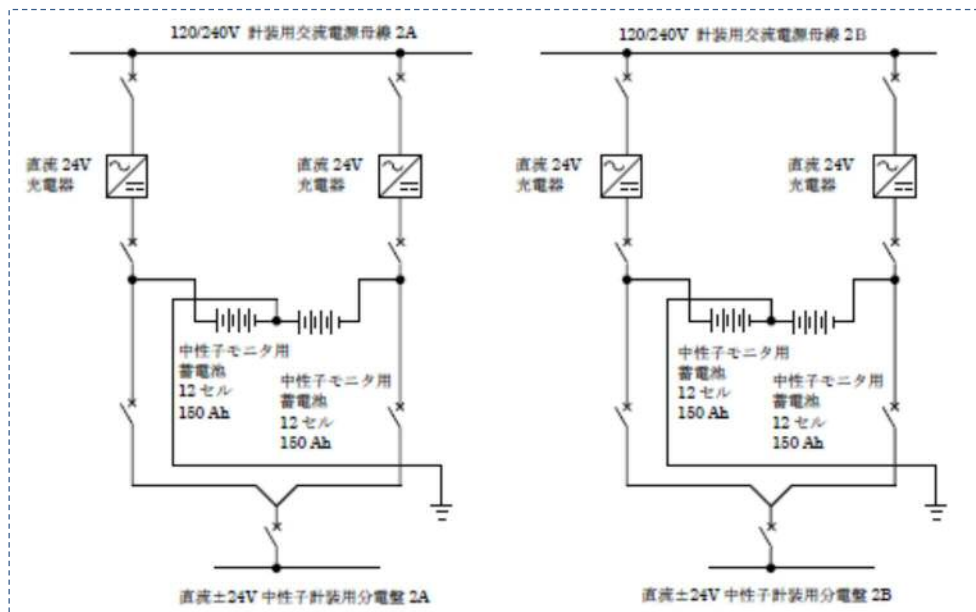
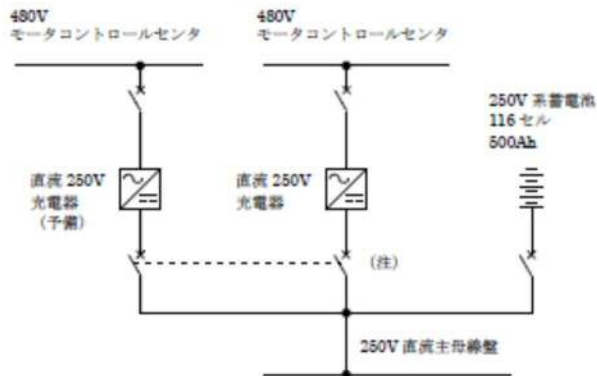
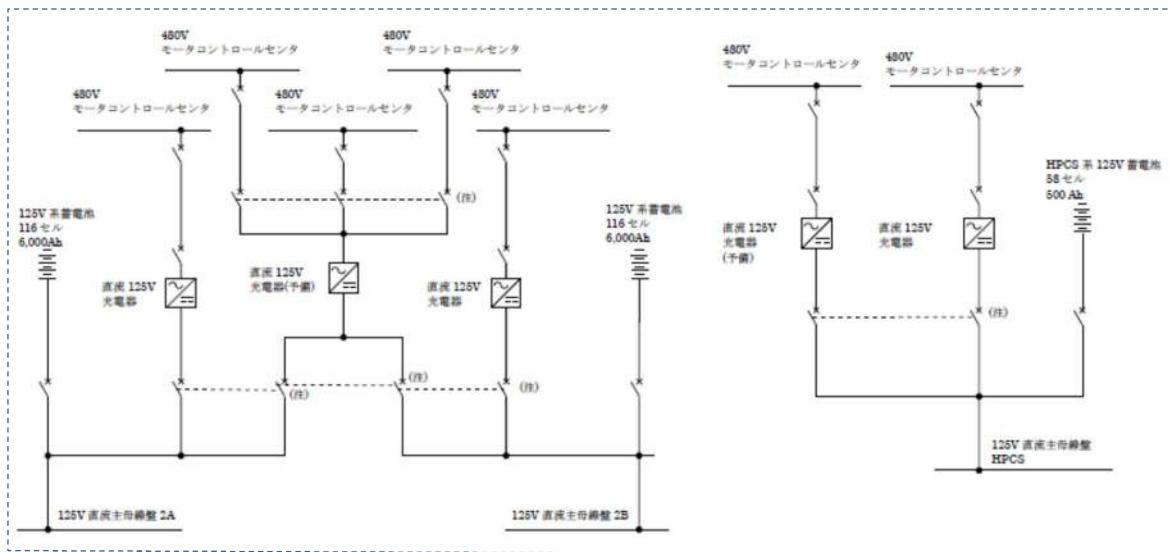


非常用ディーゼル発電機（2 D）



高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

第 10.1-2 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む）の負荷の始動順位
（外部電源喪失及び冷却材喪失事故時）

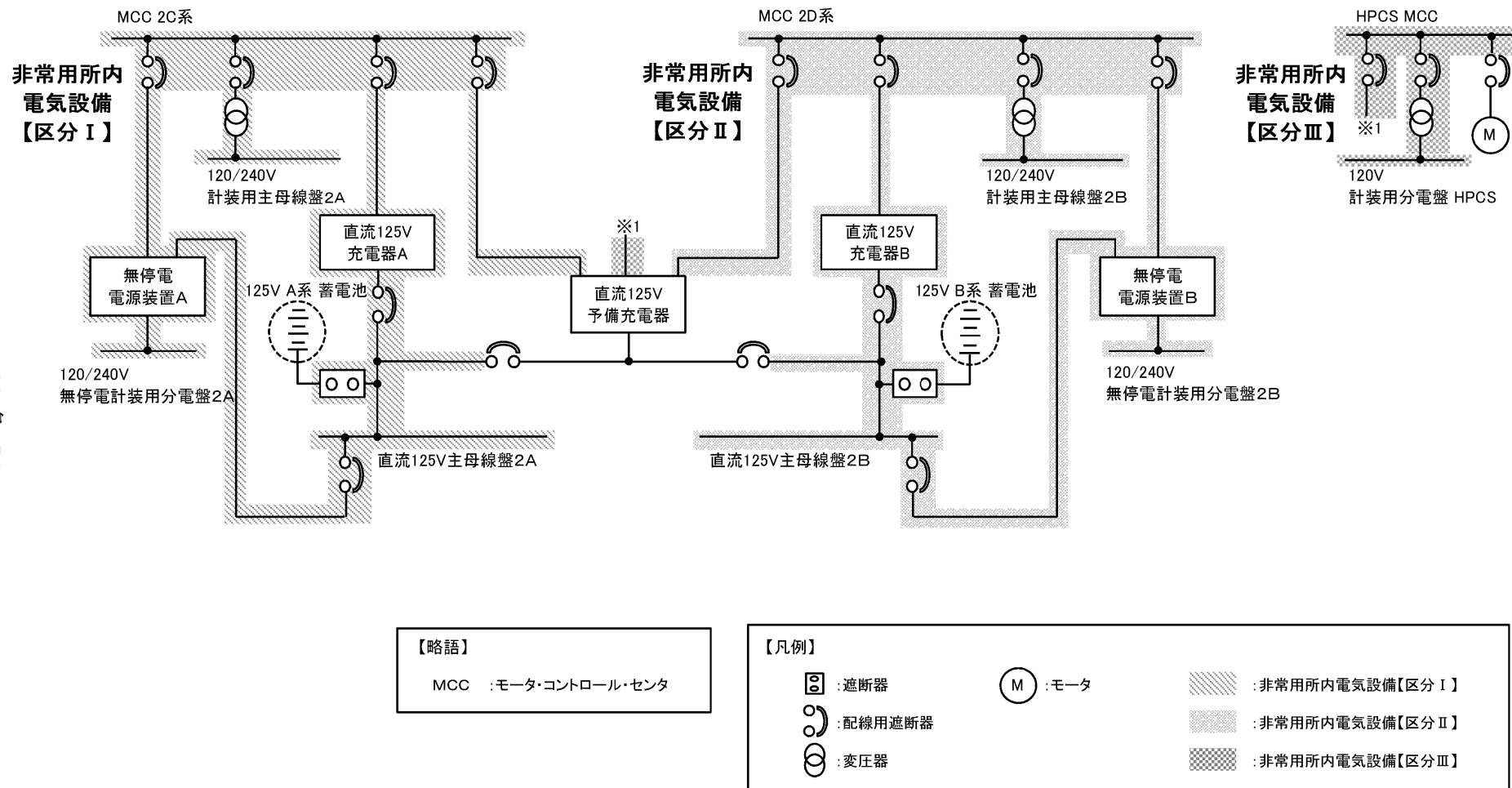


(注) : メカニカルインターロック

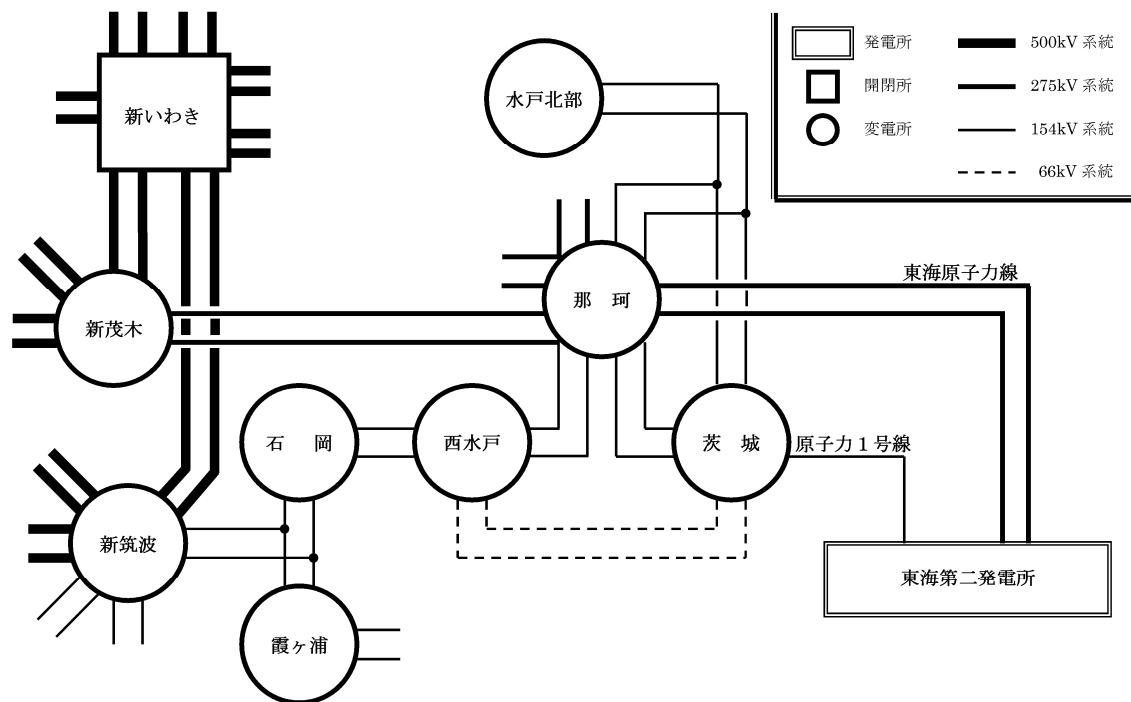
□ : 非常用電源装置

(上記以外は常用電源設備)

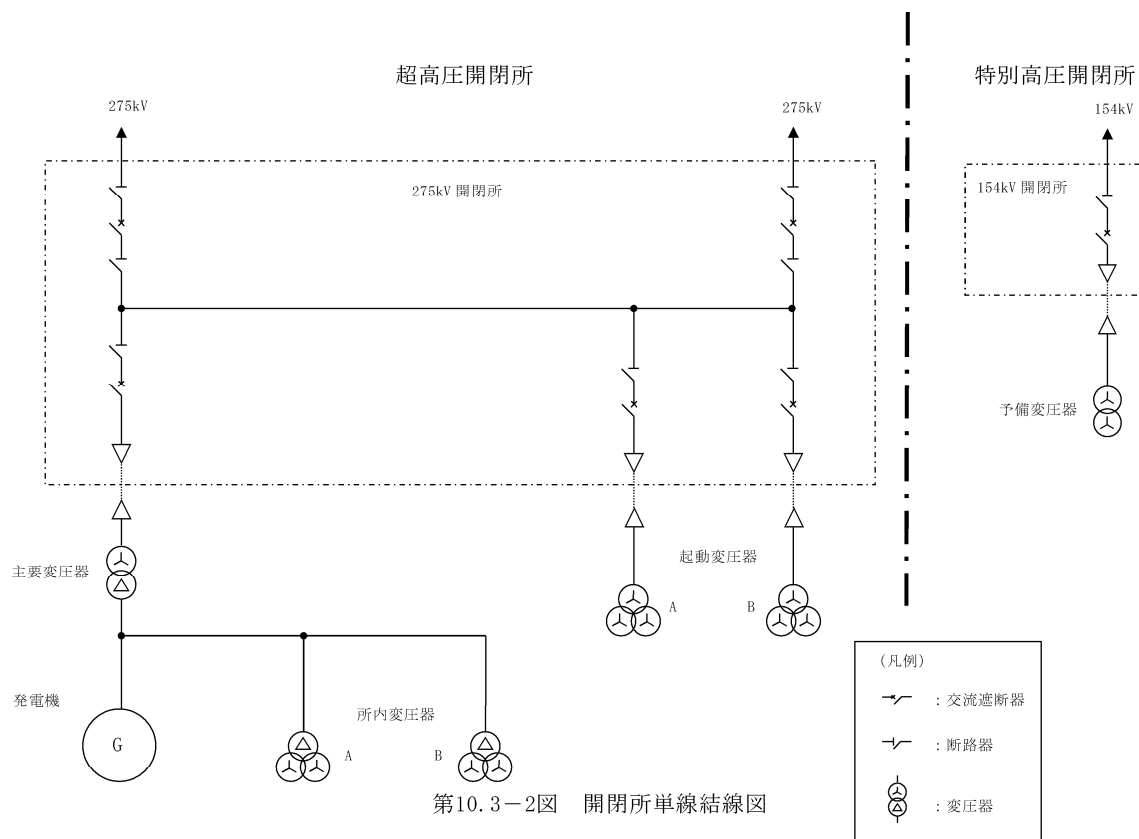
第10.1-3図 直流電源単線結線図



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図



第10.3-1図 送電系統図



第10.3-2図 開閉所単線結線図

2. 保安電源設備

2.1 保安電源設備の概要

2.1.1 常用電源設備の概要

275kV 送電線 2 回線は、約 17km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所（以下「那珂変電所」という。）に接続する。また、154kV 送電線 1 回線は、約 9km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所（以下「茨城変電所」という。）に接続する。送電系統図を、第 2.1.1-1 図に示す。

上記 2 ルート 3 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、那珂変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社 154kV 村松線及び原子力 1 号線（以下「154kV 原子力 1 号線」と総称する。）を経由するルートで東海第二発電所に電力を供給することが可能な設計とされている。また、茨城変電所が停止した場合には、那珂変電所を経由するルートで、東海第二発電所に電力を供給することが可能な設計とされている。

これら送電線は、発電所を安全に停止するために必要となる電力を供給可能な容量とされている。東京電力パワーグリッド株式会社 275kV 東海原子力線（以下「275kV 東海原子力線」という。）2 回線は、1 回線停止時でも東海第二発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時に所内電力は、主として発電機から所内変圧器を介して受電するが、275kV 東海原子力線より起動変圧器を介して受電することもできる。また、154kV 原子力 1 号線を予備電源として使用することができる。

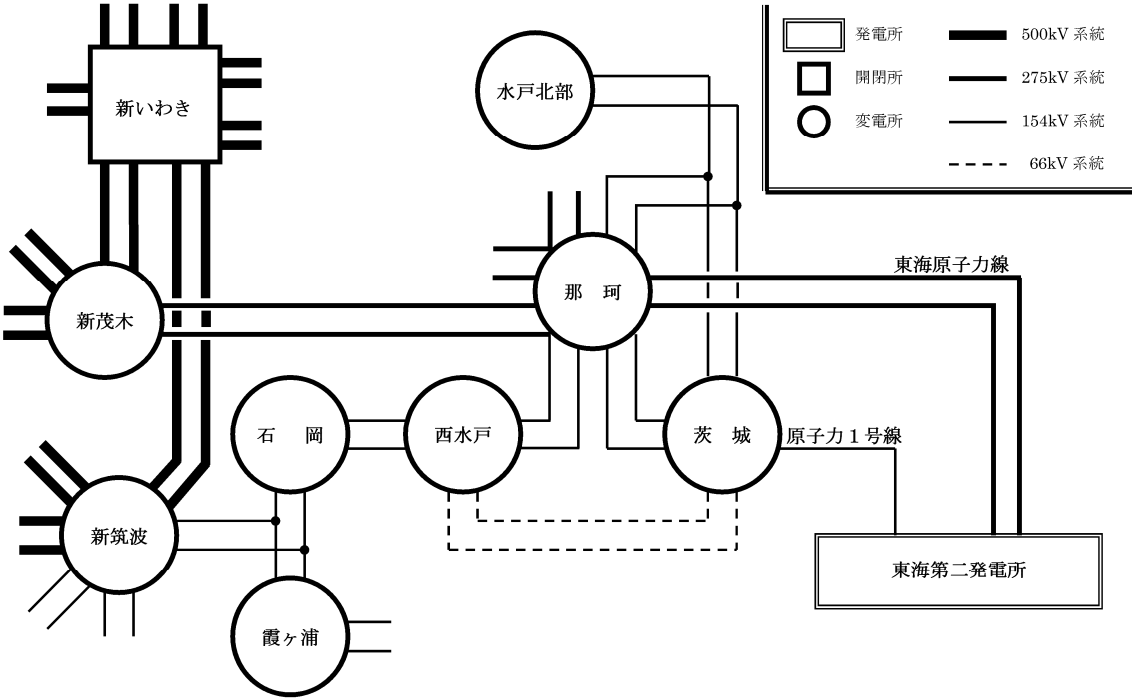
常用高圧母線は、7 母線で構成し、所内変圧器または起動変圧器から受電する。

常用低圧母線は、11 母線で構成し、タイラインまたは常用高圧母線から動力変圧器を介して受電する。

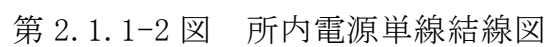
所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

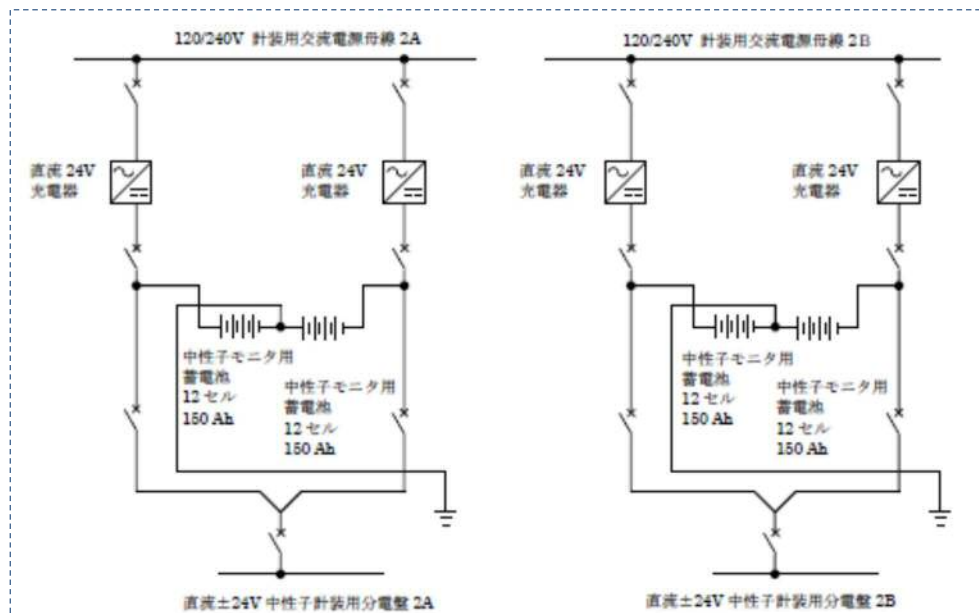
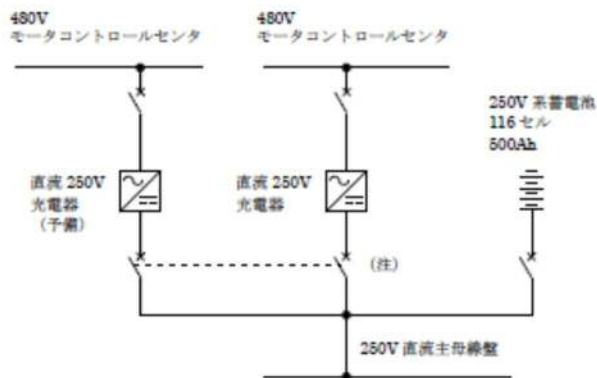
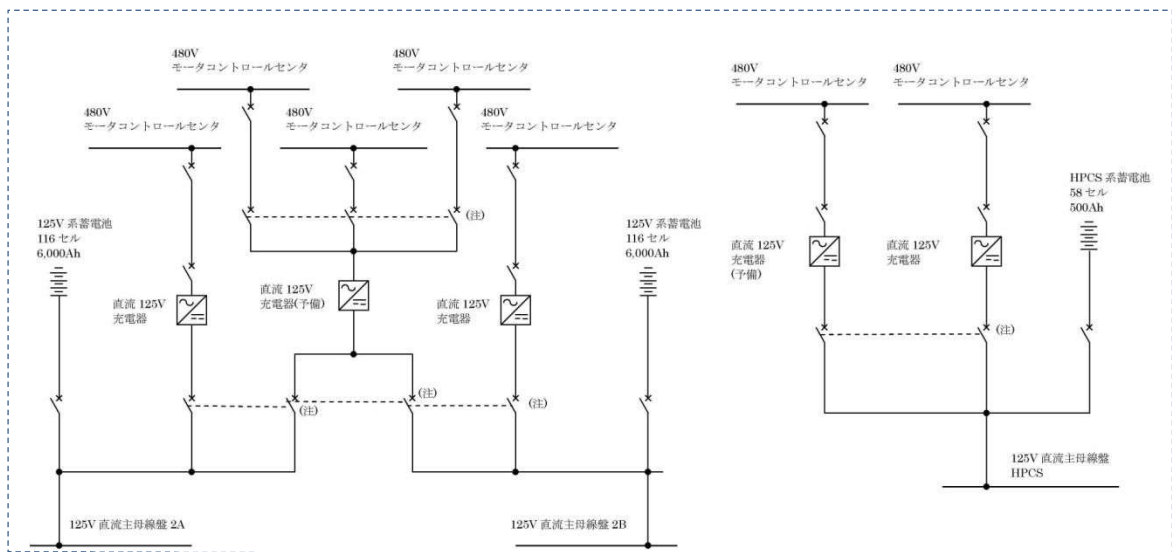
所内電源単線結線図を、第2.1.1-2図に示す。

また、常用所内電源として、直流電源設備は250V母線1系統から構成する。直流電源単線結線図を、第2.1.1-3図に示す。



第2.1.1-1図 送電系統図





(注) : メカニカルインターロック

⋯ : 非常用電源装置
(上記以外は常用電源設備)

第 2.1.1-3 図 直流電源単線結線図

2.1.2 非常用電源設備の概要

原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連係する設計とする。

非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用母線を含む）は3母線で構成し、常用母線及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用低圧母線は、2母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を介して受電する。所内電源単線結線図を、第2.1.1-2図に示す。

所内機器は、工学的安全施設に関する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

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

3台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）は、275kV 東海原子力線が停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）が作動しないと仮定した場合でも燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに、格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、非常用電源として125V母線3系統（高圧炉心スプレイ系

用 1 系統を含む) 及び $\pm 24\text{V}$ 母線 2 系統から構成する。直流電源単線結線図を, 第 2.1.1-3 図に示す。

外部電源系, 非常用所内電源系, その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の定電圧や過電流等を検知できる設計とし, 検知した場合には, 遮断器により故障箇所を隔離し, 他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

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

2.2 保安電源の信頼性

2.2.1 発電所構内における電気系統の信頼性

2.2.1.1 安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止

(1) 安全施設の保護装置について

発電機，開閉所（母線等），変圧器，その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡や地絡，母線の低電圧や過電流に対し，安全施設への電力の供給が停止することのないように，保護継電装置により検知できる設計としており，検知した場合には，異常の拡大防止のため，保護継電装置からの信号により，遮断器等により故障箇所を隔離し，故障による影響を局所化し，他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

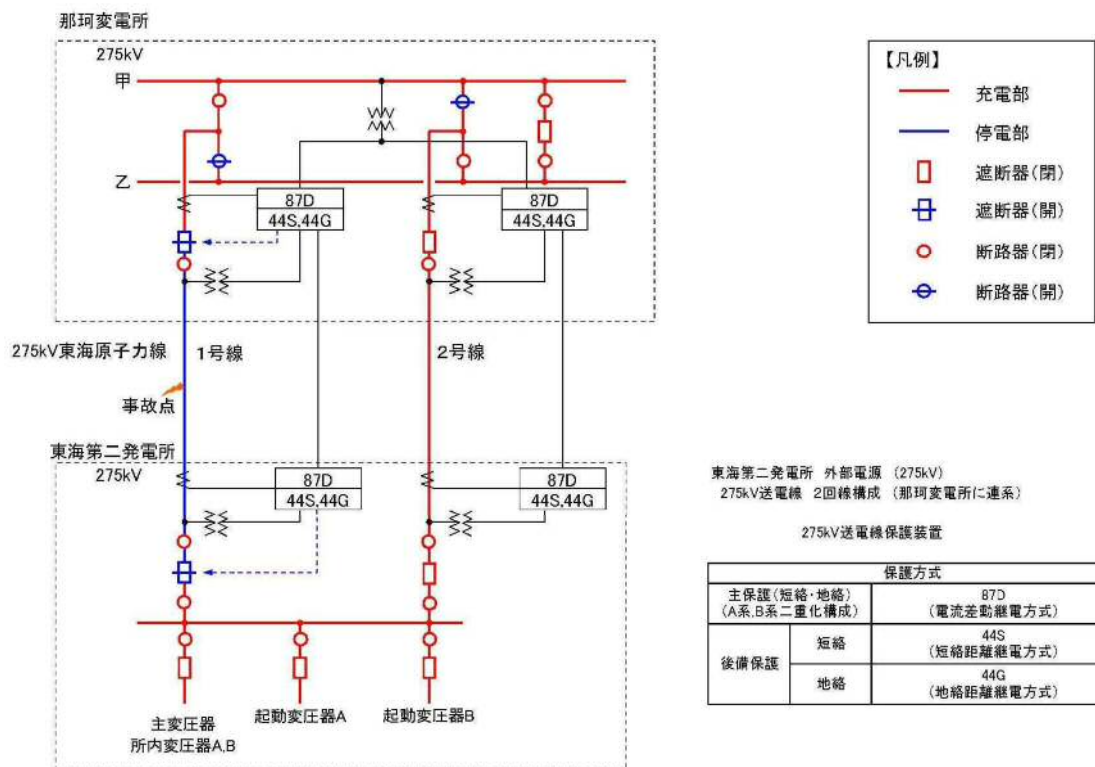
なお，吊り下げ設置型高圧遮断器については，使用していない。（別添2）

a. 送電線保護装置

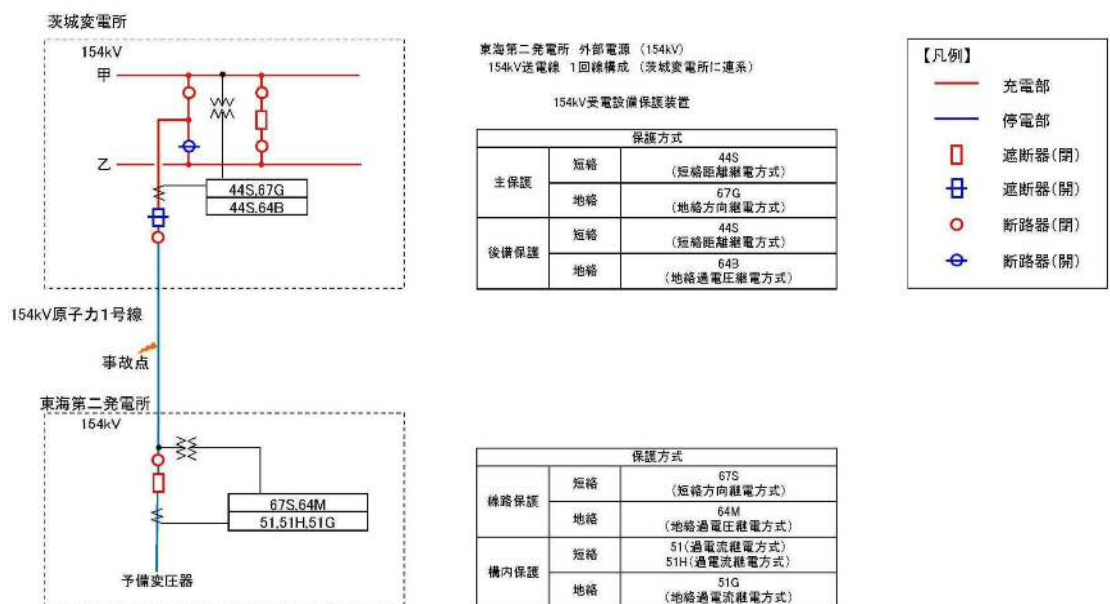
275kV 東海原子力線，154kV 原子力1号線には，それぞれ保護装置を設置している。

送電線の短絡若しくは地絡を検出した場合，当該送電線が連系される遮断器を開放し，故障区間を速やかに分離し，残りの健全回線の電力供給を維持する。

送電線保護装置（275kV 東海原子力線1号線故障時）を，第2.2.1.1-1図に，送電線保護装置（154kV 原子力1号線故障時）を，第2.2.1.1-2図に示す。



第 2.2.1.1-1 図 送電線保護装置 (275kV 東海原子力線 1 号線故障時)



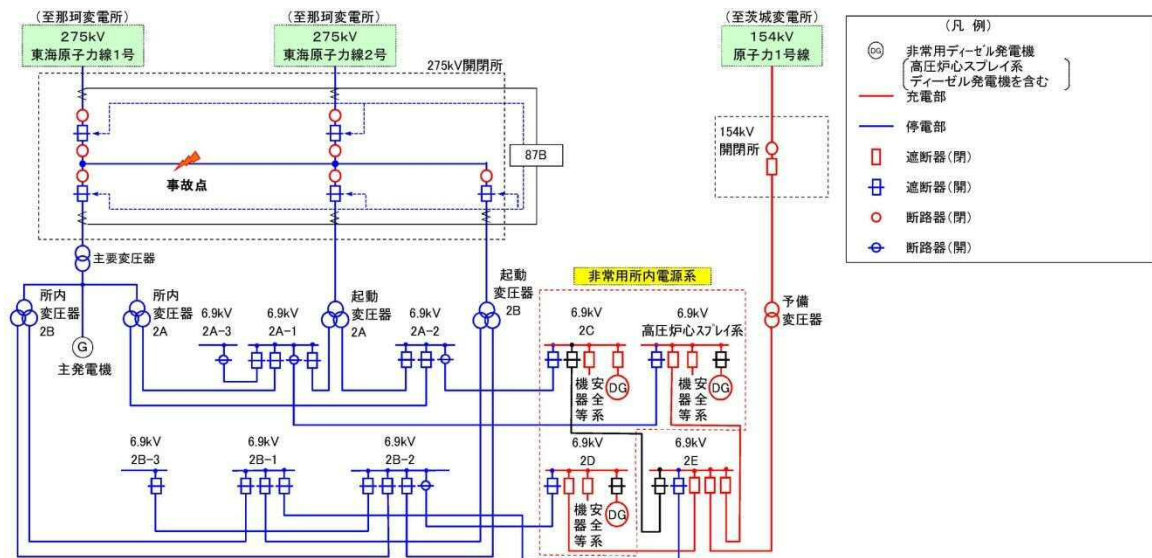
第 2.2.1.1-2 図 送電線保護装置 (154kV 原子力 1 号故障時)

b. 275kV 母線保護裝置

東海第二発電所超高圧開閉所は、1母線で構成されており、保護装置を設置する。

母線の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該母線が連系される遮断器を開放し、故障区間を速やかに分離し、残りの健全側母線の電力供給を維持する。

東海第二発電所が接続する母線保護装置（275kV 東海原子力線が接続する母線故障時）を、第 2.2.1.1-3 図に示す。

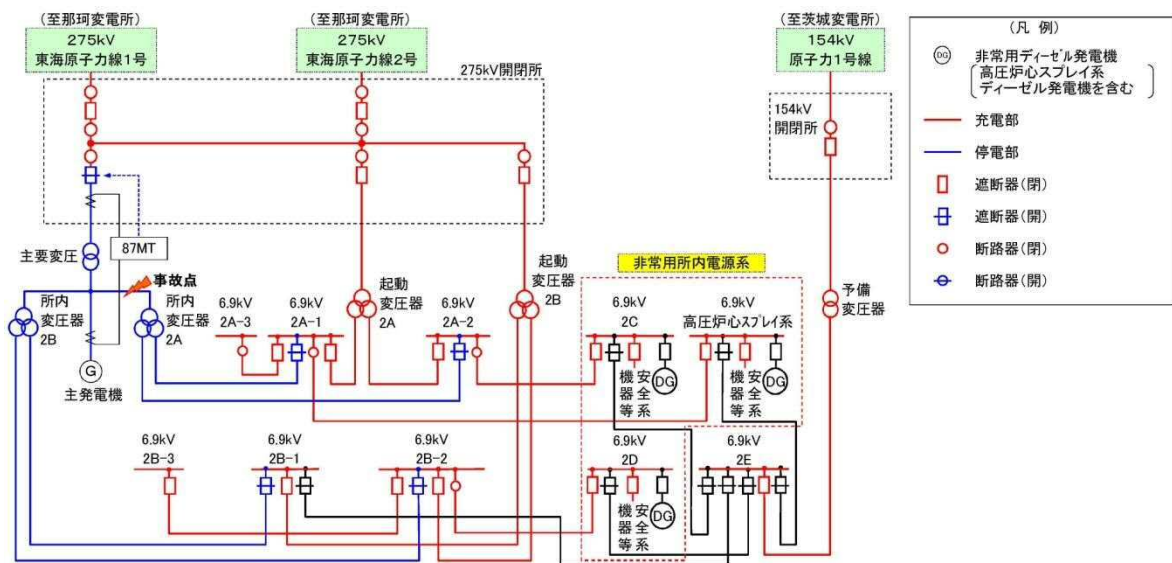


第 2.2.1.1-3 図 母線保護装置 (275kV 東海原子力線が接続する母線故障時)

c. 所内変圧器保護装置

所内変圧器の保護装置を、第 2.2.1.1-4 図に示す。

所内変圧器の短絡若しくは地絡を検出した場合、当該変圧器が連系される遮断器を開放し、故障変圧器を速やかに分離するとともに、他の安全施設への影響を限定できる構成とする。



第 2.2.1.1-4 図 所内変圧器保護装置

d. その他設備に対する保護装置

ファンやポンプ等の補機については過負荷保護継電器及び過電流保護継電器を設置する。

過負荷継電器及び過電流継電器にて過電流を検知した場合、警報を発生させることや補機を停止させることにより、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(2) 1 相開放故障への対策について

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては，安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し，保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって，安全施設への電力の供給が停止することがないように，電力供給の安定性を回復できる設計とする。

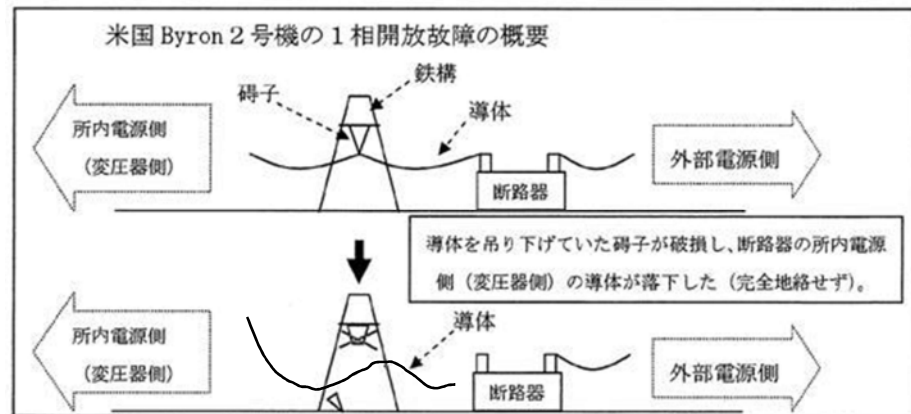
a. 米国バイロン 2 号炉の事象の概要と問題点

(a) 事象の概要

2012 年 1 月 30 日，米国バイロン 2 号炉において定格出力運転中，以下の事象が発生した。

- ① 起動用変圧器の故障（架線の碍子の破損）により，3 相交流電源の 1 相が開放故障した状態が発生した。米国バイロン 2 号炉の 1 相開放故障の概要を，第 2.2.1.1-5 図に示す。
- ② このため，起動用変圧器から受電していた常用母線の電圧の低下により，一次冷却材ポンプがトリップし，原子炉がトリップした。
- ③ トリップ後の所内切替により，非常用母線の接続が起動用変圧器側に切り替わった。
- ④ 非常用母線の電圧を監視している保護継電器のうち，1 相分の保護継電器しか動作しなかったため，非常用母線の外部電源への接続が維持され，非常用母線各相の電圧が不平衡となった。
- ⑤ 原子炉トリップ後に起動した安全系補機類が，非常用母線の電圧不平衡のために過電流によりトリップした。

- ⑥ 運転員が 1 相開放故障状態に気づき、外部電源の遮断器を手動で動作させることにより、外部電源系から非常用母線が開放され、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、電源を回復した。



第 2.2.1.1-5 図 米国バイロン 2 号炉の 1 相開放故障の概要

(b) 問 題 点

当該事象に対し、「変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への給電が維持された。」ことが問題点である。

b. 非常用高圧母線への電力供給について

東海第二発電所は、275kV 送電線 1 ルート 2 回線及び 154kV 送電線 1 ルート 1 回線で電力系統に連系している。

非常用高圧母線は、以下の方法にて受電可能である。

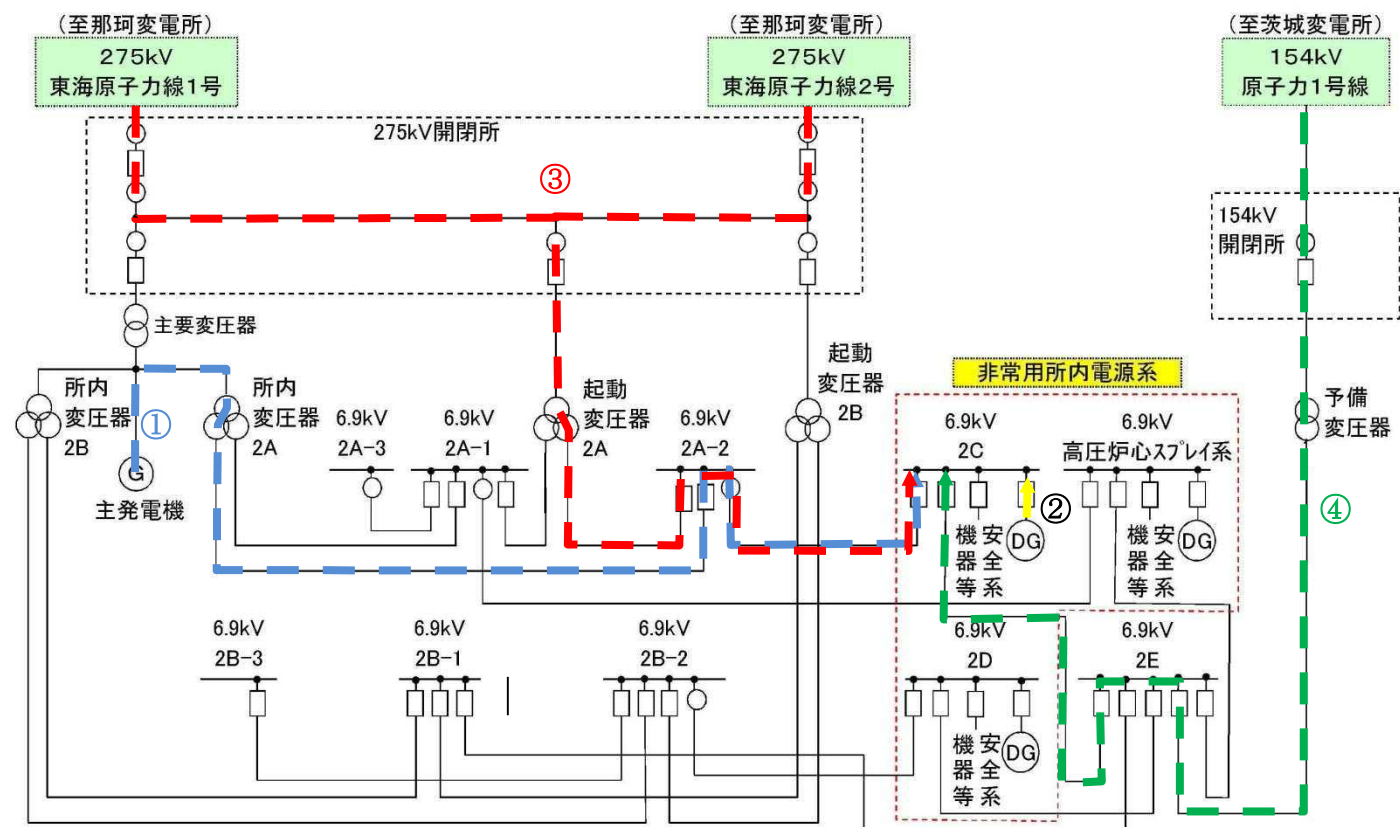
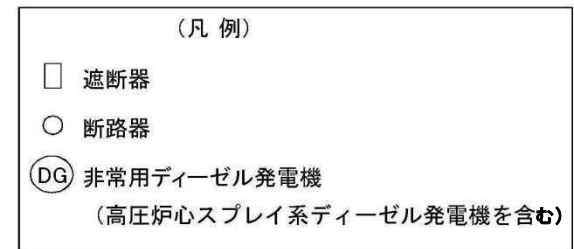
- ① 通常時、主発電機の発生電力を 2 台の所内変圧器にて 6.9kV に降压し、常用高圧母線経由で受電する。
- ② 非常用ディーゼル発電機または高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から受電する。

- ③ プラント停止時及びプラント起動・停止操作時は、275kV 開閉所内にある 275kV ガス絶縁開閉装置（以下「G I S」という。）を介し、2 台の起動変圧器にて 6.9kV に降圧し、常用高压母線経由で受電する。
- ④ 275kV 東海原子力線、275kV G I S もしくは起動変圧器が使用できない場合、154kV 開閉所内にある予備変圧器にて 6.9kV に降圧し、常用高压母線経由で受電する。

非常用高压母線への電力供給を、第 2.2.1.1-6 図に示す。

外部電源に直接接続している受電用変圧器は、起動変圧器及び予備変圧器であるが、通常時に非常用母線に電源供給を行っていないことから、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることがないとしても、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、起動過程または停止中に当該変圧器を使用している場合には、変圧器一次側で 1 相開放故障が発生したことを速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

※例として、6.9kV 2C への給電ルートを図示



第 2.2.1.1-6 図 非常用高圧母線への電力供給

また、③の経路で受電する場合、通常は 275kV 送電線から東海第二発電所の非常用高压母線まで第 2.2.1.1-6 図の経路で電源供給を行っているため、以下のとおり、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線への電源供給は 1 回線以上確保可能な構成とする。

- ・ 275kV 東海原子力線から受けた 2 回線の電源は 275kV 開閉所にて連系しているため、275kV 東海原子力線 1 回線にて 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線の電圧に変化が生じない。
- ・ 非常用高压母線（6.9kV 2C 及び 6.9kV 2D）は異なる起動変圧器より受電しているため、起動変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生しても、1 回線以上の非常用高压母線は健全な電源より受電可能である。

したがって、変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、非常用母線への給電が維持されたとしても、非常用高压母線への電源供給は 1 回線以上確保可能であることから、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

なお、154kV 原子力 1 号線から予備変圧器までは、通常負荷へ給電していないことから、予備変圧器の一次側に 1 相開放故障が発生した場合でも、直ちに原子炉安全を脅かすものではないが、この場合も別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

c. 1 相開放故障の検知性について

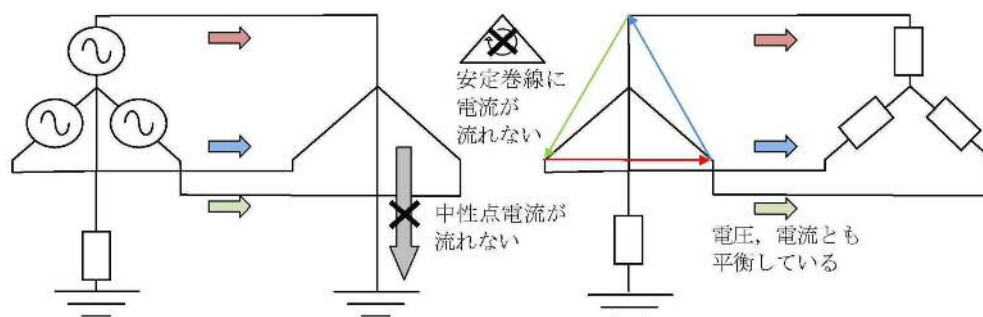
- (a) 変圧器一次側に1相開放故障が発生した場合に電圧が低下しない事象の概要

米国バイロン2号炉の事象のように変圧器一次側において1相開放故障が発生した場合に、所内電源系の3相の各相には、低電圧を検知する交流不足電圧継電器(27)が設置されていることから、交流不足電圧継電器(27)の検知電圧がある程度(約30%以上)低下すれば、当該の保護継電器が動作し警報が発報することにより1相開放故障を含めた電源系の異常を検知することが可能である。

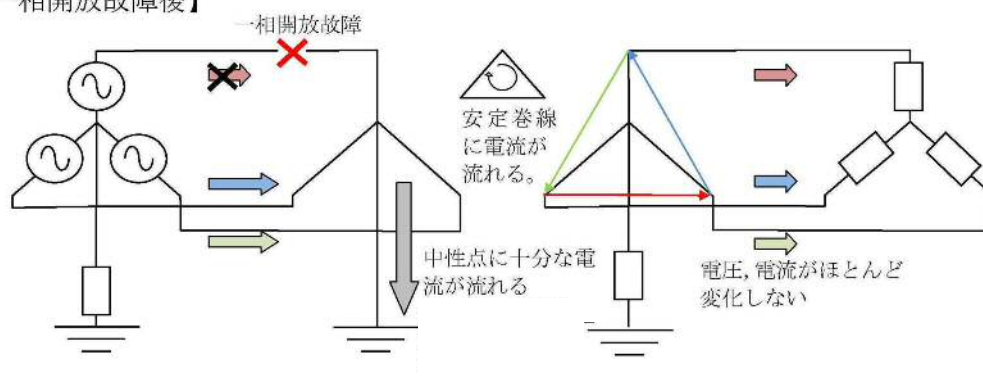
一方、変圧器負荷が非常に少ない場合や、変圧器に Δ 結線の安定巻線を含む場合などにおいては、所内電源系側の交流不足電圧継電器(27)の検知電圧が動作範囲まで低下せず、1相開放故障が検知できない可能性がある(3相交流では、変圧器一次側における1相のみが開放故障となっても変圧器鉄心に磁束の励磁が持続され、変圧器二次側(所内電源系側)において3相ともほぼ正常に電圧が維持されてしまう場合がある)。

変圧器一次側における1相開放故障による電圧維持(イメージ)を、第2.2.1.1-7図に示す。

【一相開放故障前】



【一相開放故障後】



第 2.2.1.1-7 図 変圧器一次側における 1 相開放故障による
電圧維持（イメージ）

- (b) 外部電源に接続している変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の対応について

外部電源に接続している変圧器一次側の接続部位で、275kV 送電線側及び 154kV 送電線側については、接地された筐体内等に配線された構造箇所を有している。(第 2.2.1.1-9 図, 第 2.2.1.1-10 図参照)

筐体内等の導体においては、断線による 1 相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じ完全地絡となることで、電流差動継電器 (87) 等による検知が可能である。

電流差動継電器 (87) 等が動作することにより、1 相開放故障が発生した部位が自動で隔離されるとともに、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ用ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって、変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、1 相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持されることはない。(別添 3)

気中に露出した架線接続部を有しているのは、275kV 東海原子力線の引込部及び 154kV 原子力 1 号線の引込部が該当する。変圧器一次側の接続部位を、第 2.2.1.1-10 図に示す。当該部位については、毎日実施する「巡視点検」にて電路の健全性を確認することにより、1 相開放故障を目視にて検知することが可能である。

目視にて検知したのちは、健全な送電線側への受電切替を実施する。また、点検等により健全な送電線への受電切替が実施できない場合は、給電中の 1 相開放故障が発生した送電線を手動にて切り離すことにより、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって、変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく、

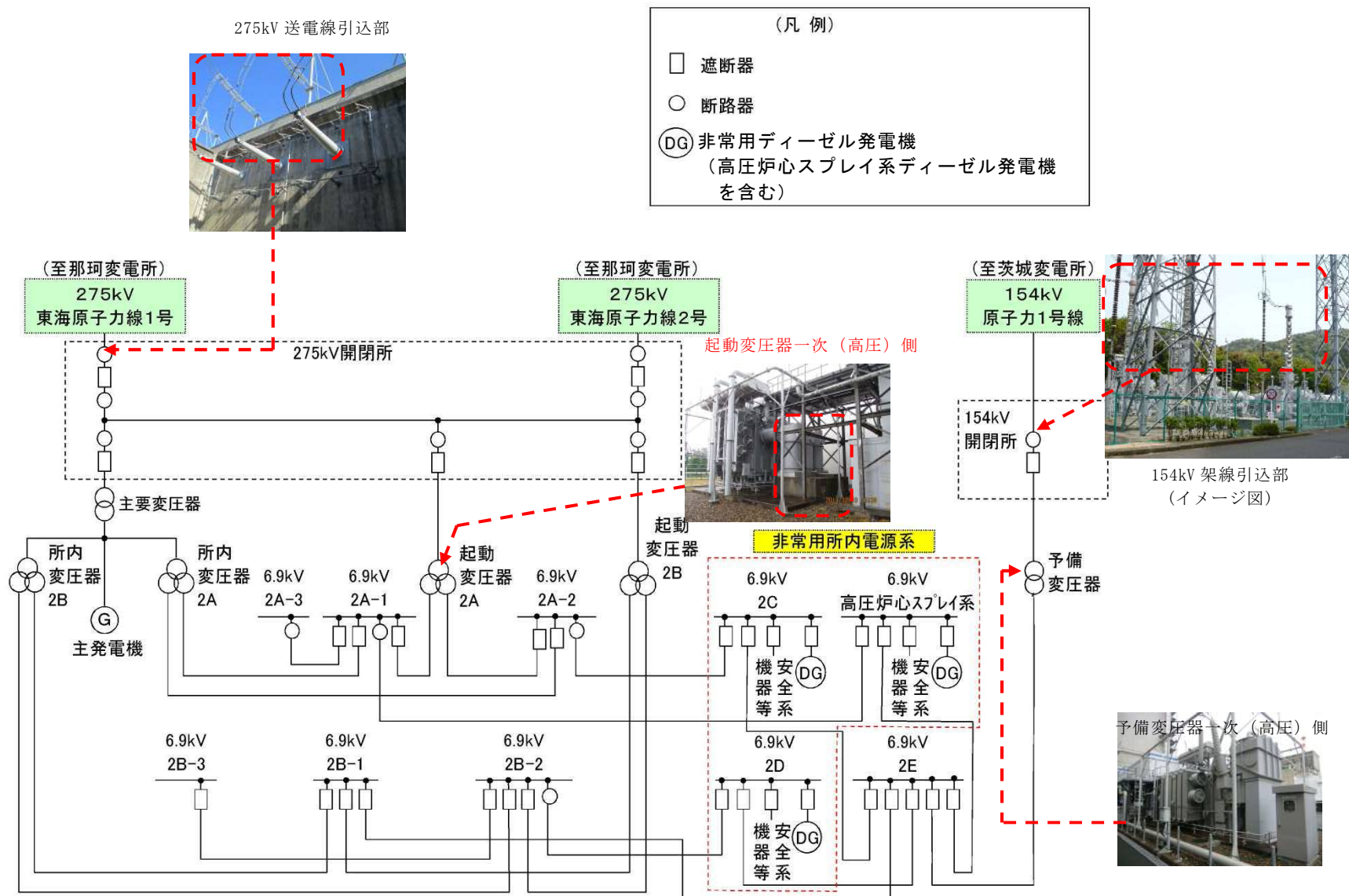
1 相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持されることはない。

なお、東海第二発電所では毎日実施する巡視点検時に確認すべき項目として、巡視点検手順書にて定めており、1 相開放故障の認知が可能である。

巡視点検要領に定められた巡視確認項目を第 2.2.1.1-8 表に示す。

第 2.2.1.1-8 表 巡視確認項目

巡視 機器	巡視確認項目	点検 頻度
275kV 開閉所	1. 外観上から判断できる範囲での損傷，漏洩，異常な振動等，不具合の有無 2. 異音，異臭の有無 3. 火災発生の有無	1 回／日
154kV 開閉所		

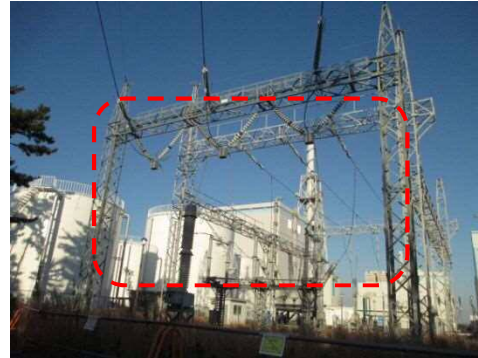


第 2. 2. 1. 1-9 図 変圧器一次側の接続部位について

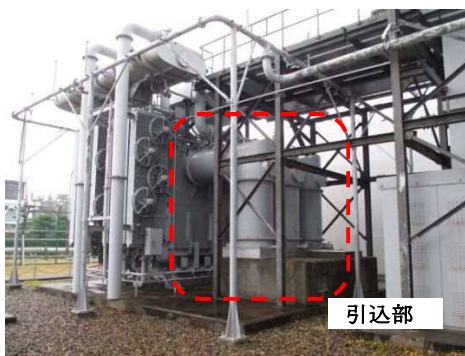
i) 275kV 送電線引込部



ii) 154kV 送電線引込部 (イメージ図)
気中に露出した部分



iii) 起動変圧器 (露出部無)



iv) 予備変圧器(露出部無) (イメージ図)



第 2.2.1.1-10 図 変圧器一次側接続部位について

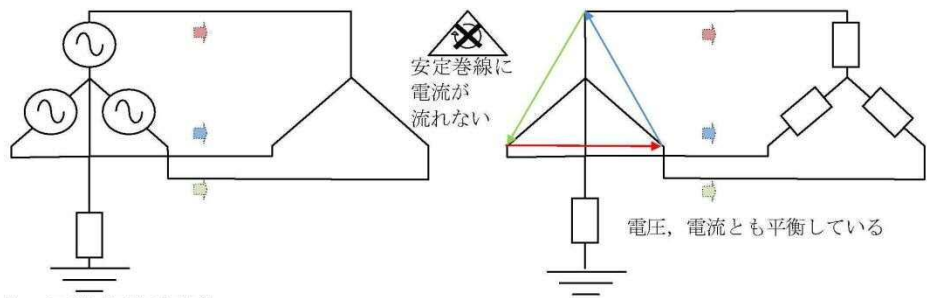
(c) 検知性向上対策について

前述の電流差動継電器 (87) 及び目視の他に、変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した場合以下の事象が発生する。

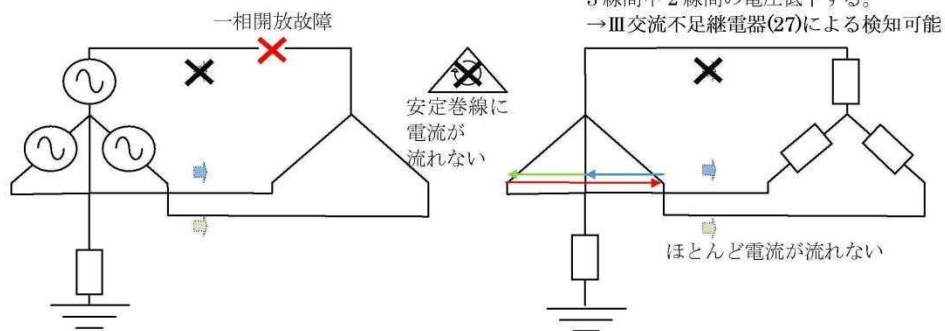
I . 高圧母線の電圧が低下する。(交流不足継電器(27)による検知)

したがって、上記事象 I を検知することにより、変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の検知性向上の対策を実施する。

【一相開放故障前】



【一相開放故障後】



第 2.2.1.1-11 図 I 交流不足継電器 (27) による検知 (イメージ)

(予備変圧器)

上記事象は、変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した条件により検知できる保護継電器が異なる。1 相開放故障の発生条件に応じた保護継電器による検知方法を第 2.2.1.1-12 表に示す。

第 2.2.1.1-12 表 検知性向上対策

1 相開放故障の発生条件		検知可否 ※1	保護継電器	検知後の対処
発生場所	変圧器の状態			
起動変圧器	重負荷	×	—	—※2
	軽負荷			
	無負荷			
予備変圧器	重負荷	○	交流不足 電圧継電器 (27)	警報発生後，電圧を確認し，手動にて発生箇所を隔離する。
	軽負荷			
	無負荷			

※1 ○検知可能，×：検知できないことを示す。

※2：2 回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高圧母線の電圧に変化が起こらない

1 相開放故障の発生箇所ごとに応じた識別方法と対応操作を，第 2.2.1.1-13 表，第 2.2.1.1-14 表に示す。

第 2.2.1.1-13 表 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作
(275 k V 母線から 6.9 k V 2 C に受電の場合)

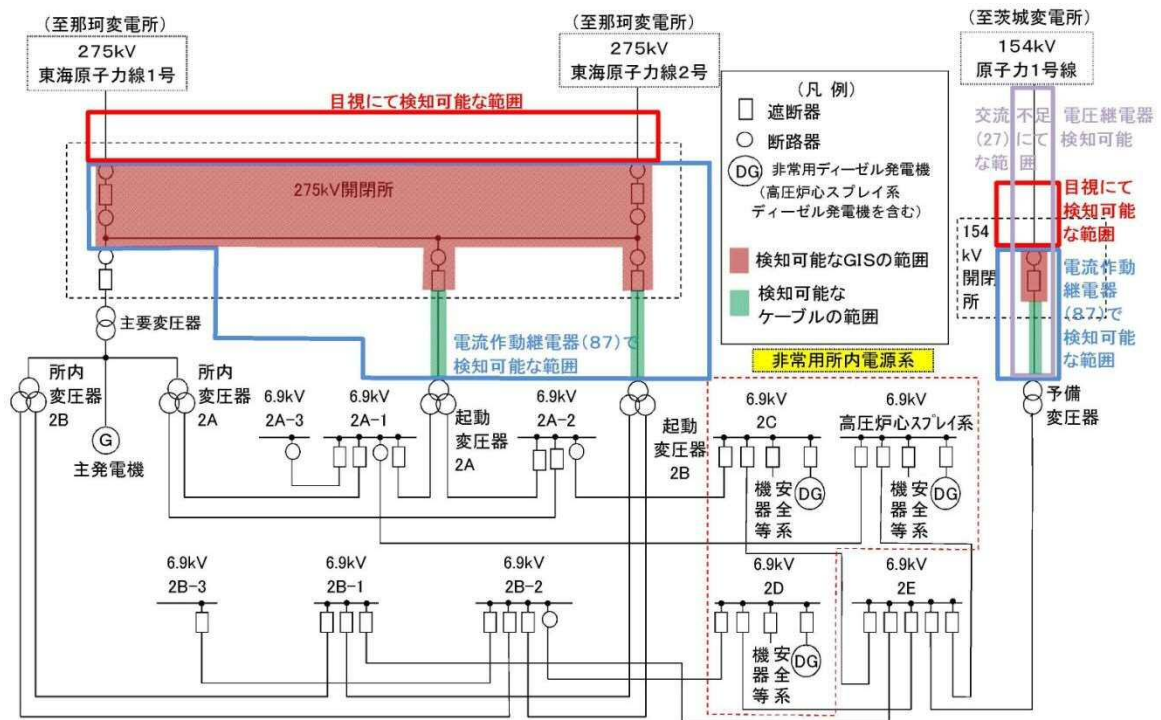
発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別添
275kV 東海 原子力線	目視にて確認	手動	275kV 東海原子力線の残り 1 回線で電源供給を維持する。 (非常用高圧母線の電圧に変化無し)	4-1
154kV 原子力 1 号線	目視にて確認	手動	非常用高圧母線は予備変圧器から隔離されている。 (非常用高圧母線の電圧に変化無し)	4-2

第 2.2.1.1-14 表 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作

(154 k V 母線から 6.9 k V 2 C に受電の場合)

発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別添
154kV 原子力 1 号線	交流不足電圧継電器 (27) にて検知	自動	非常用ディーゼル発電機から電源供給を行う。 なお、非常用高圧母線は 1 相開放故障前同様に健全である。	4-3

変圧器の一次側において1相開放故障の発生した場合の検知方法と適用範囲について、第2.2.1.1-15図に示す。



第2.2.1.1-15図 1相開放故障が発生した場合の検知方法及び適用範囲について

(d) ま と め

① 275kV 東海原子力線で 1 相開放故障が発生しても 2 回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高压母線の電圧に変化が起こらないこと。

② 起動変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生しても非常用高压母線（6.9kV 2 C 及び 6.9kV 2 D）は異なる起動変圧器より受電しているため非常用高压母線への電源供給は 1 回線以上確保可能となっている。

上記①、②の様な変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく非常用母線への給電が維持されたとしても、非常用高压母線への電源供給は可能であることから、直ちに原子炉安全を脅かすものではない。

また

③154kV 原子力 1 号線で 1 相開放故障が発生した状況においては保護継電装置にて検知可能であること。

しかし、別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに故障を検知し、故障箇所を隔離することが重要となる。

1 相開放故障の検知について、気中に露出した架線接続部での不具合については巡視点検により早期発見による検知が可能である。それ以外の箇所については保護継電装置で検知可能であり、故障が発生した状態が検知されずに、非常用母線への給電が維持されることはない。

また、運転員が保護継電装置の動作にて 1 相開放故障発生時の対応を確実にするために、手順書へ内容を反映する。

(3) 電気設備の保護

開閉所（母線等）、変圧器、その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、保護継電装置により検知できる設計としており、検知した場合には、保護継電装置からの信号で、遮断器等により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化し、他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

外部電源系保護継電装置を、第 2.2.1.1-16 表に示す。

第 2.2.1.1-16 表 外部電源系保護継電装置

電気設備	保護継電装置の種類
275kV 東海原子力線	電流差動継電方式 (87) 短絡距離継電方式 (44S) 地絡距離継電方式 (44G)
154kV 原子力 1 号線	交流不足電圧継電方式 (27) 地絡方向継電方式 (67) 周波数継電方式 (95) 交流過電圧継電方式 (59) 地絡過電圧継電方式 (64)
275kV 母線	電流差動継電方式 (87)
起動変圧器	電流差動継電方式 (87) 交流過電流継電方式 (51) 地絡過電流継電方式 (51G)
予備変圧器	電流差動継電器 (87) 交流過電流継電方式 (51) 地絡過電流継電方式 (51G)
非常用高圧母線	交流不足電圧継電器 (27)
非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機)	電流差動継電器 (87) 交流過電流継電器 (51) 逆電力継電器 (32)
各負荷 (電動機類)	過負荷継電器 (49)

※主発電機，主要変圧器，所内変圧器については，非常用高圧母線に給電しないため除外した。

2.2.1.2 電気系統の信頼性

重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線切替操作が容易である設計とする。

(1) 系統分離を考慮した母線構成

275kV 東海原子力線は起動変圧器を介して、また 154kV 原子力 1 号線は予備変圧器を介して、原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を 3 母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

(2) 電気系統を構成する個々の機器の信頼性

電気系統を構成する送電線（275kV 東海原子力線及び 154kV 原子力 1 号線）、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（J E C）又は日本工業規格（J I S）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とする。

(3) 非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作

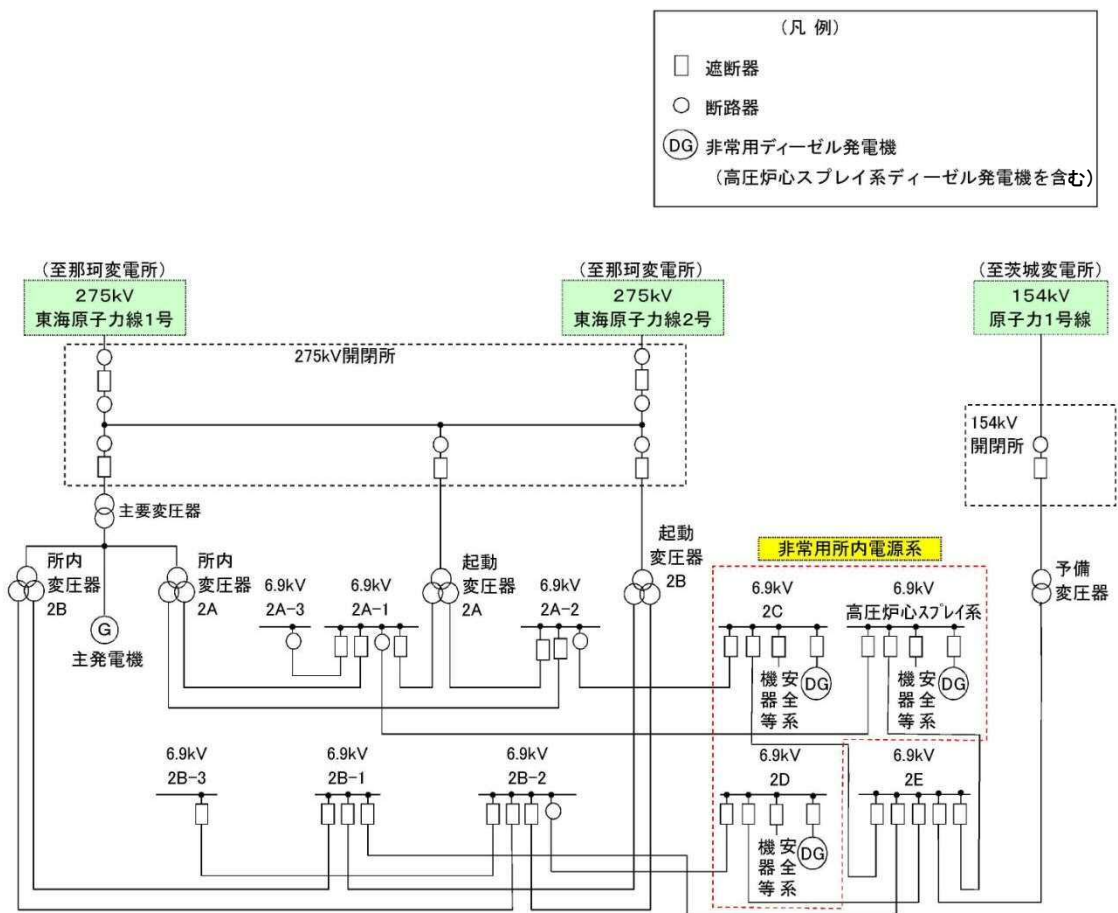
重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器で、その機能を達成するために電力を必要とするものについては、非常用高圧母線からの給電が可能な構成とし、非常用高圧母線は外部電源系又は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）のいずれからも受電できる構成とする。

このうち、外部電源系については、送電線に接続する遮断器や断路器等

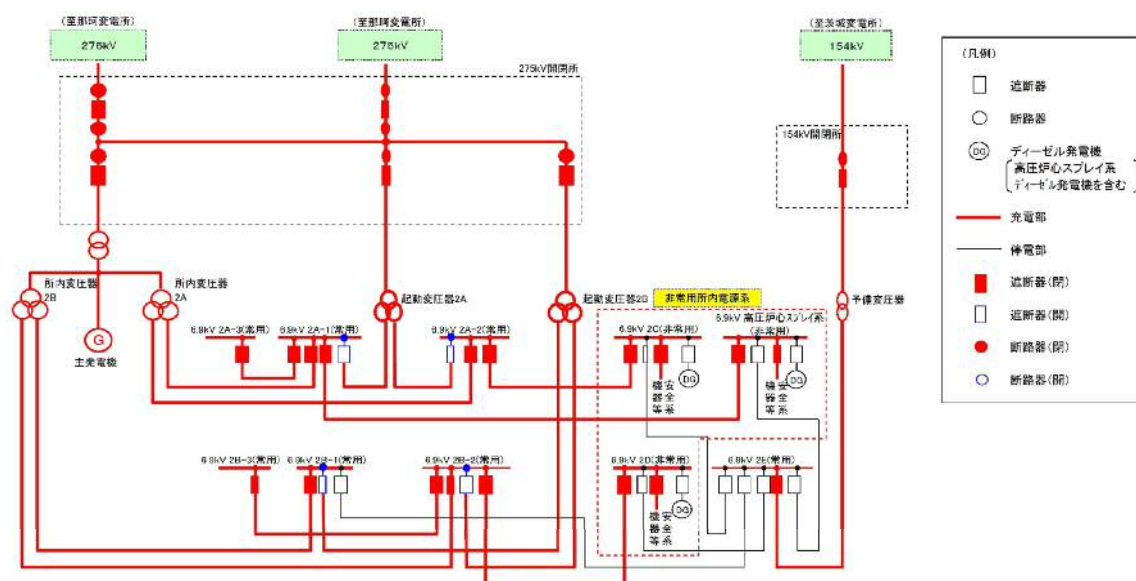
を設置した超高圧開閉所機器及び特別高圧開閉所機器，各開閉所からの電気を降圧する変圧器から構成される設計とする。

開閉所機器，変圧器，及び所内高圧系統については，送電線や所内電源の切替操作が容易に実施可能なように操作スイッチ等を設ける設備構成とする。

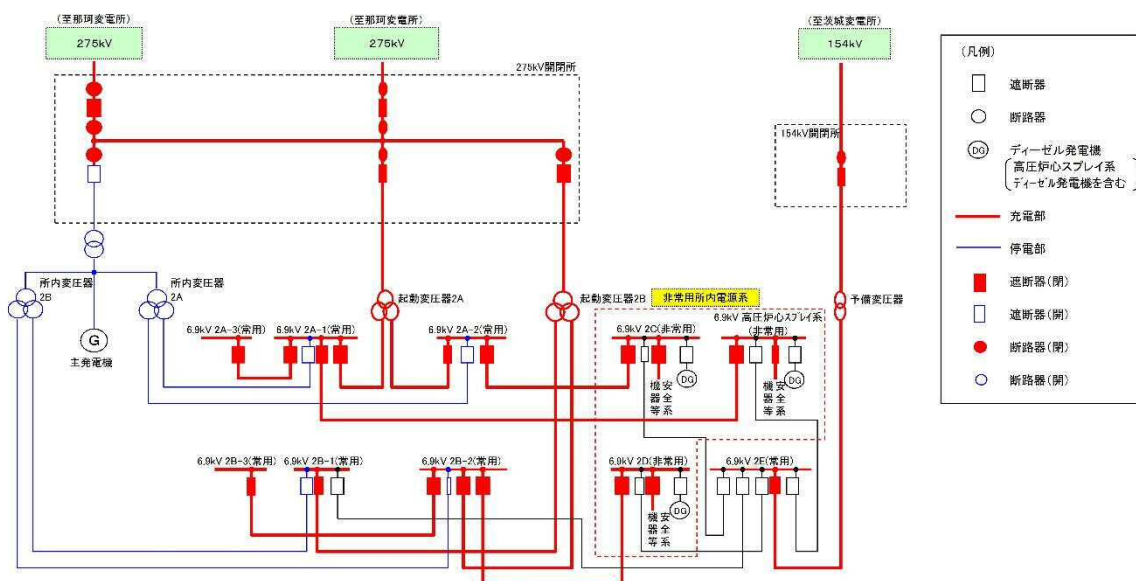
所内単線結線図を，第 2.2.1.2-1 図に通常運転時の状態を，第 2.2.1.2-2 図に原子炉停止時の状態を第 2.2.1.2-3 図に示す。



第 2.2.1.2-1 図 所内単線結線図



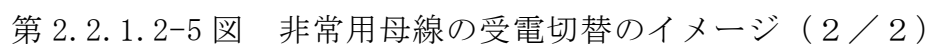
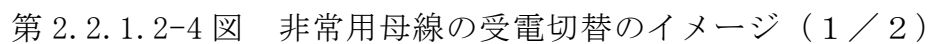
第 2.2.1.2-2 図 通常運転時



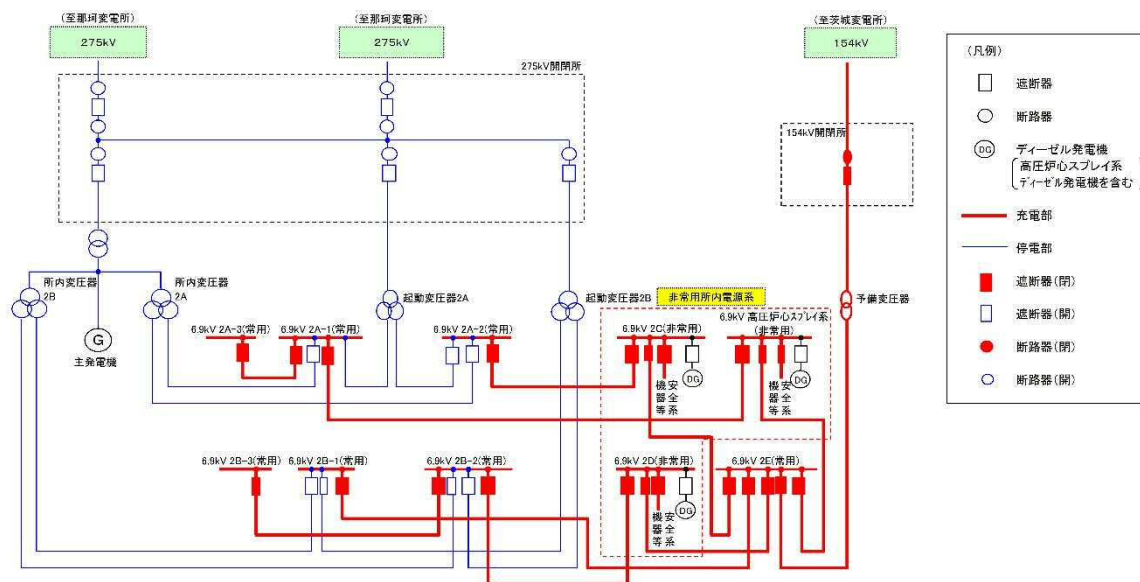
第 2.2.1.2-3 図 停止時

非常用高圧母線が、275kV 東海原子力線から起動変圧器を介して受電できなくなった場合、非常用高圧母線 2 C は、非常用ディーゼル発電機 2 C からの給電へ自動切替される。一方、非常用高圧母線 2 D 及び非常用高圧母線高圧炉心スプレイ系は、154kV 原子力 1 号線から予備変圧器を介して

非常用母線の受電切替のイメージ図を、第2.2.1.2-4図及び第2.2.1.2-5図に示す。



尚、非常用高压母線 2 C は、非常用ディーゼル発電機 2 C からの給電へ自動切替されたのち、154kV 原子力 1 号線が健全な場合、手動にて 154kV 原子力 1 号線から予備変圧器を介しての受電へ切替を行うこととしている。予備変を介しての受電のイメージ図を、第 2.2.1.2-6 図に示す。



第 2.2.1.2-6 図 予備変を介しての受電

2.2.2.1 外部電源受電回路について

275kV 東海原子力線 2 回線は、約 17km 離れた那珂変電所に接続し、154kV 原子力 1 号線 1 回線は、約 9km 離れた茨城変電所に接続する。

発電所
 開閉所
 変電所
 500kV 系統
 275kV 系統
 154kV 系統
 66kV 系統

新いわき
 新茂木
 新筑波
 石岡
 霞ヶ浦
 西水戸
 水戸北部
 那珂
 茨城
 東海原子力線
 原子力1号線
 東海第二発電所

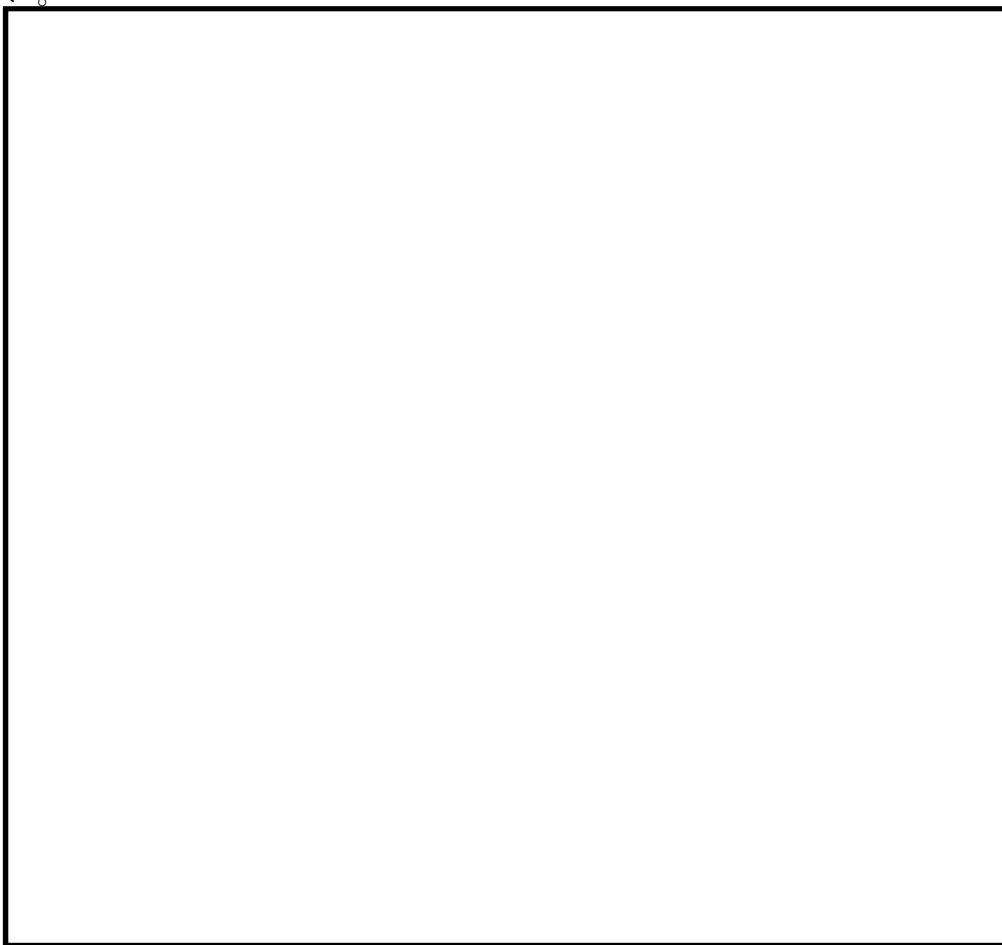
2.2.2.2 複数の変電所との接続について

90

(1) 変電所と活断層等の位置

那珂変電所及び茨城変電所は，その直下に活断層は認められていないことを確認した。変電所と活断層の位置を，第 2.2.2.2-1 図に示す。

那珂変電所及び茨城変電所はそれぞれ独立しており，275kV 送電線 2 回線と 154kV 送電線 1 回線の全 3 回線は共通する断層の上に設置されていない。



第 2.2.2.2-1 図 変電所等と活断層の位置

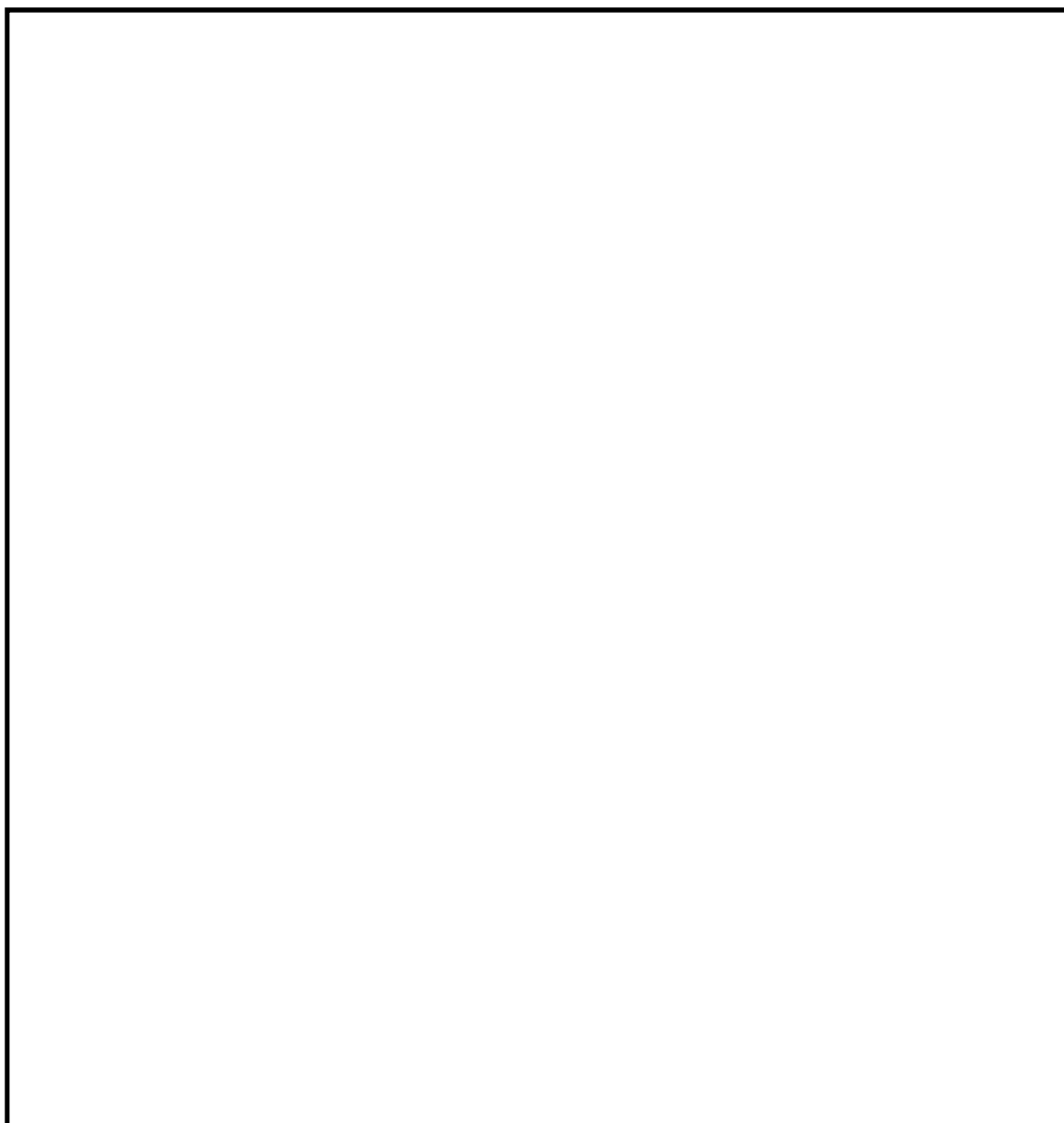
(2) 送変電設備の耐津波性

茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係を第 2.2.2.2-2 図に示す。

津波浸水想定図によれば，275kV 東海原子力線の一部が浸水想定範囲に

入っていることにより，使用不能となる可能性があるが，154kV 原子力 1 号線を使用して東海第二原子力発電所への給電が可能であるため問題はない。

また，送電線の接続先となる那珂変電所（約 T.P. 60m）及び茨城変電所（約 T.P. 35m）は内陸部に位置しており，津波による影響を受けることはない。



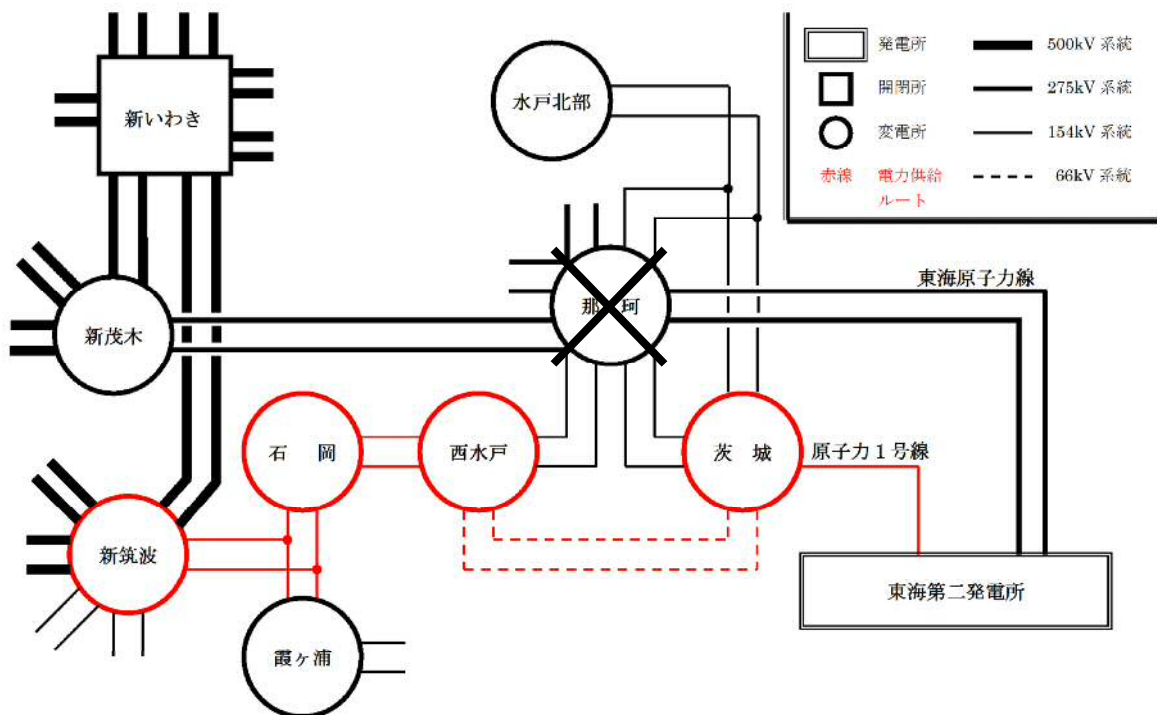
第 2.2.2.2-2 図 茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係

(3) 変電所の停止想定

a. 那珂変電所全停時の供給系統

那珂変電所が停止した場合においても、茨城変電所から 154kV 原子力 1 号線より受電を行うことにより、東海第二発電所への電力供給が可能となる。茨城変電所は那珂変電所及び西水戸より受電可能である。

那珂変電所全停時の供給系統を、第 2.2.2.2-3 図に示す。

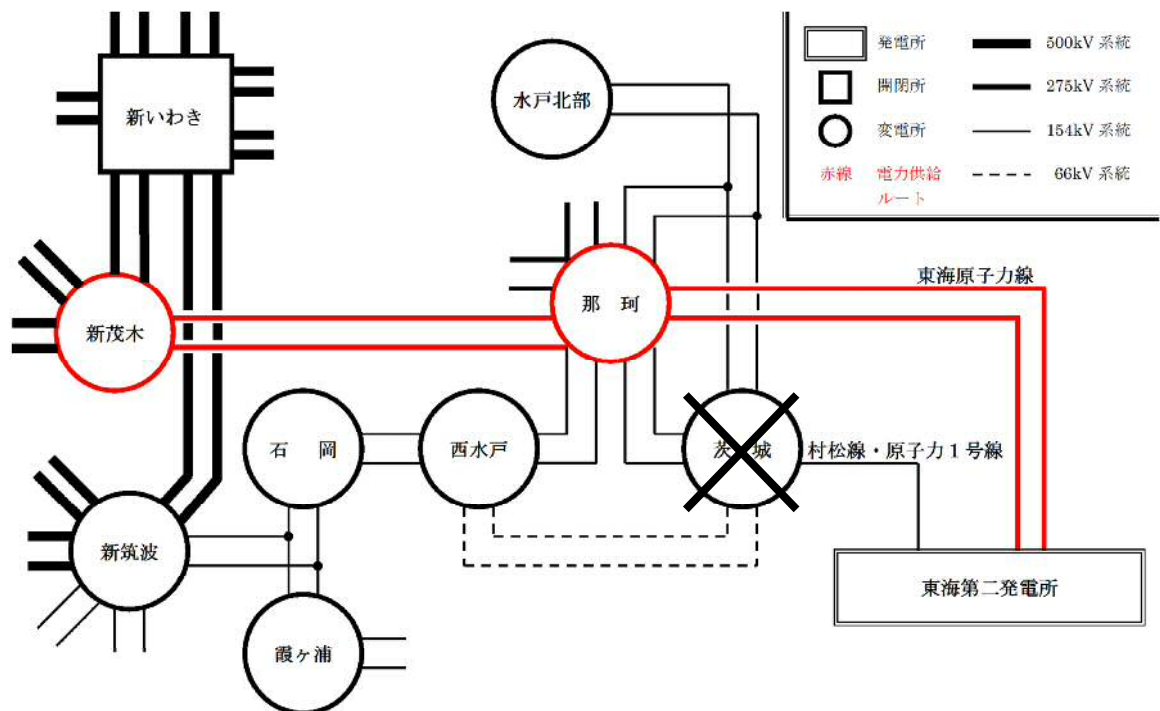


第 2.2.2.2-3 図 那珂変電所全停時の供給系統

b. 茨城変電所全停時の供給系統

茨城変電所が停止した場合においても、那珂変電所から 275kV 東海原子力線より受電を行うことにより、東海第二発電所への電力供給が可能となる。那珂変電所は新茂木及び西水戸から受電可能である。

茨城変電所全停時の供給系統を、第 2.2.2.2-4 図に示す。



第 2.2.2.2-4 図 茨城変電所全停時の供給系統

2.2.3 電線路の物理的分離

2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について

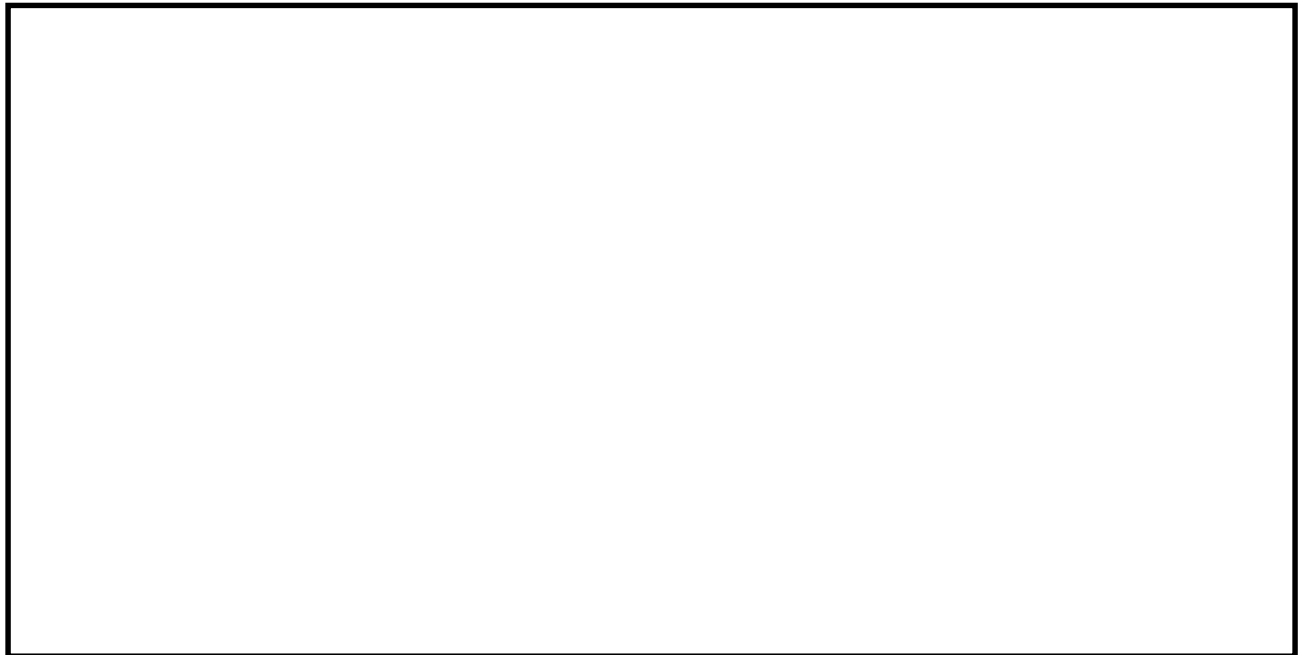
275kV 東海原子力線，154kV 原子力 1 号線それぞれに送電鉄塔を備えており，物理的に分離した設計とされている。

(1) 送電線の交差箇所及び近接箇所について

外部電源線である 275kV 東海原子力線及び 154kV 原子力 1 号線において，交差箇所は無い。

また，鉄塔間の離隔距離として，必要な絶縁距離が確保されている。

275kV 東海原子力線及び 154kV 東海原子力線のルートを，第 2.2.3.1-1 図に示す。



第 2.2.3.1-1 図 275kV 東海原子力線及び 154kV 原子力 1 号線のルート

2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策

送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊が防止されている。

過去に発生した設備の被害状況を踏まえて、電気設備の技術基準（第 32 条）への適合に加え、台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とされている。

(1) 鉄塔基礎の安定性

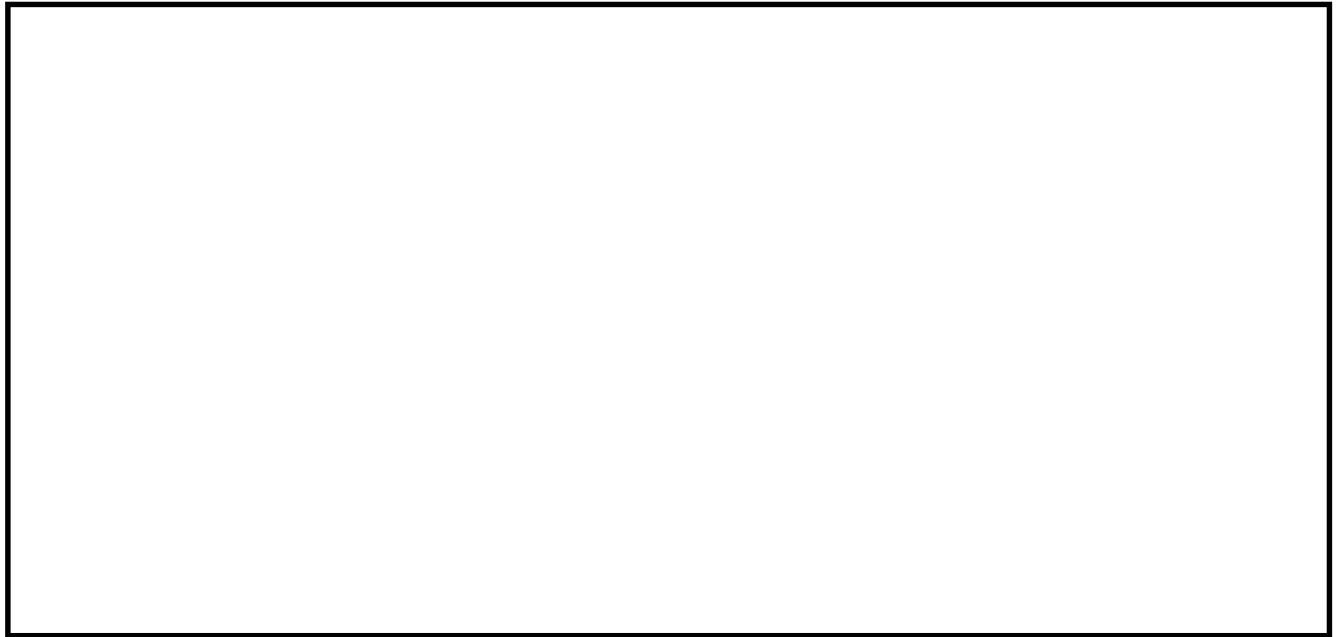
送電線ルートは、ルート選定の段階から地すべり地域等が極力回避されており、地震による鉄塔敷地周辺の影響による被害の最小化を図られている。また、やむを得ずこのような地域を経過する場合には、個別に詳細調査を実施し、基礎の安定性を検討して基礎型を選定する等の対策が実施されている。

さらに、東海第二発電所に連系する 275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 原子力 1 号線 1 回線については、鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の土砂崩壊について、図面等を用いた机上調査により盛土の崩壊、地すべり、急傾斜地の各リスクがある箇所の抽出が行われた後、地質専門家による現地踏査が実施され、鉄塔基礎の安定性に影響がないことが確認されている。（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日、東京電力株式会社）」）

第 2.2.3.2-1 表 基礎の安定性評価対象

発電所	送電線区分	対象線路	鉄塔基数
東海第二発電所	外部電源線	275kV 東海原子力線 154kV 原子力 1 号線 154kV 村松線	44 基 8 基 28 基※

※村松線のうち東海第二発電所から茨城変電所間に設置されている鉄塔の数

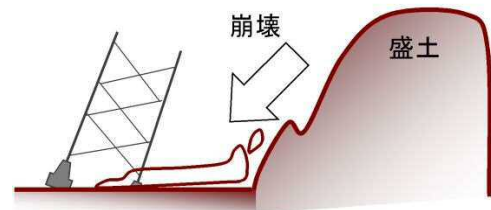


第 2.2.3.2-2 図 基礎の安定性評価対象線路

a. 評価内容

① 盛土の崩壊

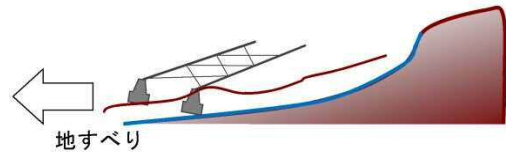
【リスク】盛土の崩壊に伴う土塊の流れ込みによる鉄塔傾斜，倒壊の恐れがある。



→送電鉄塔近傍に大規模な盛土がある箇所を抽出し，リスク評価する。

② 地すべり

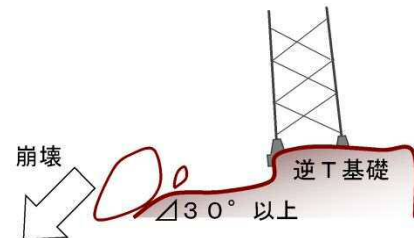
【リスク】 鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜，倒壊の恐れがある。



→地滑り防止地区，地滑り危険箇所，地滑り地形分布図をもとに地滑り箇所を抽出し，リスク評価する。

③ 急傾斜地の崩壊

【リスク】 逆T字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜，倒壊の恐れがある。



→急傾斜地（30 度以上）で土砂崩壊が発生する可能性がある箇所を抽出し，リスクを評価する。

b. 確認結果

① 盛土の崩壊リスク

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し，人工的に土地の改変が加えられた箇所などを抽出する。

→275kV 東海原子力線で2基が抽出された。

→抽出された2基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

② 地すべりリスク

地すべり防止区域，地すべり危険箇所，地すべり地形分布図から対象鉄塔を抽出後，空中写真判読により地すべり地形近傍の鉄塔を抽出する。

→基礎の安定性に問題のないことを確認した。

③ 急傾斜地リスク

国土地理院発行の地形図等を使用し、急傾斜を有する斜面が近傍にある鉄塔を抽出する。

→275kV 東海原子力線 3 基，154kV 村松線 2 基について抽出した。

→抽出された 5 基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

第 2.2.3.2-3 表 基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔 基数	現地踏査確認基数			対応必要 基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力 1 号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日，東京電力株式会社）」）

(2) 近接箇所のリスク

近接箇所（第 2.2.3.1-1 図）については，2 ルートが近接した状況にあるが，地形評価に加え，送電線相互の近接状況，気象状況から 2 ルート共倒れのリスクは極めて低いと判断している。以下に評価結果を記載する。

a. 地形評価

下表の評価により，盛土崩壊，急傾斜地の崩壊，地すべりなど，将来的にも鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性は低い。

第 2.2.3.2-4 表 送電線の風雪対策

評価項目	主な評価内容	評価結果
盛土崩壊	<ul style="list-style-type: none"> ・盛土の立地状況や形状及び規模 ・盛土と鉄塔との距離 	図面等による抽出結果 2 基を対象に，地質専門家の現地踏査等による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。
地すべり	<ul style="list-style-type: none"> ・地すべり地形の状況 ・露岩分布除今日 ・移動土塊の状況 ・地表面の変状有無 ・構造物の変状有無 	図面等による抽出結果，地すべりリスクのある鉄塔は確認されず，基礎の安定性に影響はなし。
急傾斜地	<ul style="list-style-type: none"> ・斜面状況（勾配及び変状有無） ・地盤特性 ・崩壊履歴 	図面等による抽出結果 5 基を対象に，地質専門家の現地踏査による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。

b. 2 ルートの送電線・鉄塔の位置の評価

275kV 東海原子力線，154kV 原子力 1 号線において 5 箇所斜面がある。a. にて鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性が低いことは確認している。

c. 気象状況の評価

台風の影響について，当該地域は JEC-127-1979（送電用支持物設計標準）における基準速度圧地域区分が高温季は下表に示す地域区分Ⅴの地域，低温季はⅥの地域であり，当該速度圧を見込んだ設計を実施している。地域別の 50 年再現風速値が高い地域ではない。また，雪の影響については，経過地に応じて電線への着雪厚さを個別に評価し，対策を実施している。

第 2.2.3.2-5 表 基準速度圧地域区分

地域区分	I	II	III	IV	V	VI
速度圧 (kg/m^3)	240	200	175	150	125	100

(3) 風雪対策について

a. 設備対策面

送電線の風雪対策として、電気設備技術基準に適合するとともに、一部の鉄塔については、JEC-127-1979（送電用支持物設計標準）を考慮した耐風雪強化設計が実施されている。

その他、架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

送電線の風雪対策及びその状況について、第 2.2.3.2-6 表及び第 2.2.3.2-7 表に示す。また、着氷雪対策品を、第 2.2.3.2-8 表に示す。

第 2.2.3.2-6 表 送電線の風雪対策

項目	電気設備技術基準（第 32 条） （解釈（第 58 条））	更なる風雪対策
風	風速 $40\text{m}/\text{s}$ の風圧荷重を考慮	・ 設置箇所に応じた風速（地上高 10m における最大瞬間風速 $40.8\sim 63.2\text{m}/\text{s}$ ）を考慮（耐風強化設計）
雪	架渉線の周囲に厚さ 6mm 、比重 0.9 の氷雪が付着した状態に対し、風速 $28\text{m}/\text{s}$ の風圧荷重を考慮	・ 設置箇所に応じて、電線への湿型着雪（着雪厚さ）による荷重（厚さ $25\sim 50\text{mm}$ 、密度 $0.6\text{g}/\text{cm}^3$ ）を考慮（耐雪強化設計） ・ 架渉線への着氷雪対策として難着雪リングやねじれ防止ダンパーを設置

第 2.2.3.2-7 表 各送電線の更なる風雪対策の状況

	耐風強化 設計	耐雪強化 設計	難着雪 リング	ねじれ防止 ダンパー
275kV 東海原子力線	—	—※ ¹	○	○
154kV 原子力 1 号線	—	—	○	○
154kV 村松線	—※ ¹	—※ ¹	○	○

※ 1 一部の鉄塔が対策済

第 2.2.3.2-8 表 着氷雪対策品

名 称	機 能
難着雪リング	電線に一定間隔で取付けることにより，着雪の連続性が分断されるため，着雪の発達が抑制される。
ねじれ防止ダンパー	電線のねじれ剛性を増加し，電線自体の回転を防止することで着雪の発達を抑制できる。

b. 巡視及び点検実績

275kV 東海原子力線，154kV 原子力 1 号線に対し，東京電力パワーグリッド株式会社の定めた保安規程により，設備の異常兆候の把握のため以下の巡視・点検が行われている。巡視実績を第 2.2.3.2-9 表に点検実績を第 2.2.3.2-10 表に示す。

【巡視】 普通巡視：地上（徒歩・車両等）あるいはヘリコプターにより 2 回／年以上

※275kV 以上の送電線については，ヘリコプター飛行禁

止箇所を除き，ヘリコプター 1 回／年以上実施

臨時巡視（台風前後・大雨後・地震後など）：必要の都度

【点検】 普通点検：1 回／5 年

第 2.2.3.2-9 表 巡視実績

275kV東海原子力線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	1/7	1/7	1/6	2/16
			ヘリコプター	8/6, 8/7	8/4	8/4	8/2
			車両	8/28	8/29	8/25	8/23
	臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線／村松線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	5/14, 11/19, 11/29	11/17, 11/20	11/20	10/21
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	5/15, 5/28	5/25, 5/27	4/20
	臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

第 2.2.3.2-10 表 点検実績

275kV東海原子力線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	8/1	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線，村松線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	なし	なし	5/15, 5/28	なし	なし

2.2.4 受送電設備の信頼性

超高圧開閉所，特別高圧開閉所，ケーブル洞道及び電線管路は，不等沈下や傾斜等が起きないように十分な支持性能を持つ地盤に設置している。また，遮断器等の機器については耐震性の高い機器を使用する。

また，超高圧開閉所，特別高圧開閉所，ケーブル洞道及び電線管路に対する津波の影響を考慮するとともに，塩害を考慮する設計とする。

2.2.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について

超高圧開閉所及び特別高圧開閉所は，1.0Ci の地震力に対し不等沈下，傾斜またはすべり等が起きないように場所に設置していることから，十分な支持性能を確保しており，耐震クラス C を満足している。

超高圧開閉所及び特別高圧開閉所の遮断器は，従来の気中絶縁開閉装置と比べて重心が低く耐震性の高いGISとする。GIS（イメージ図）を，第2.2.4.1-1 図に示す。



第 2.2.4.1-1 図 GIS（イメージ図）

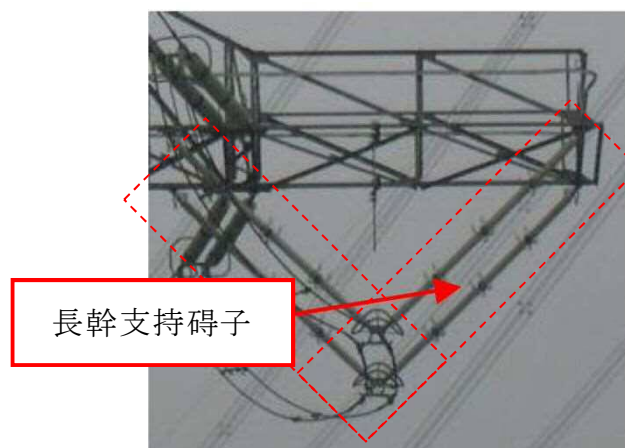
2.2.4.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

(1) 送電線の長幹支持碍子の免震対策について

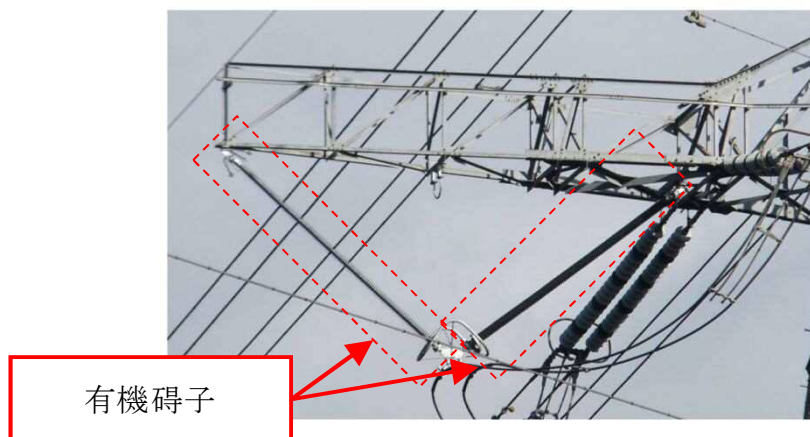
東日本大震災では、東海第二発電所に接続されている 275kV 東海原子力線において長幹支持碍子が破損した。このため、長幹支持碍子から有機碍子への取替（全 44 基中 16 基に使用）を行い耐震性強化を実施した。

なお、154kV 原子力 1 号線において長幹支持碍子は使用されていなかった。

長幹支持碍子を第 2.2.4.2-1 図に、有機碍子を第 2.2.4.2-2 図に長幹支持碍子の耐震対策状況を、第 2.2.4.2-3 表に示す。



第 2.2.4.2-1 図 長幹支持碍子



第 2.2.4.2-2 図 有機碍子

第 2.2.4.2-3 表 長幹支持碍子の耐震対策状況

線路名	長幹支持碍子の耐震対策
	有機碍子化
275kV 東海原子力線	16 基（平成 23 年 11 月完了）

（総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持 V 吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について（平成 23 年 12 月 27 日，東京電力株式会社）」）

(2) 変電所の遮断器等の耐震性について

東海第二発電所に接続されている那珂変電所及び茨城変電所は，重心が低く，耐震性の高いガス遮断器が採用されている。

また上記の設備は，JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており，設計上の裕度が確認されている。

2.2.4.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について

(1) 超高压開閉所

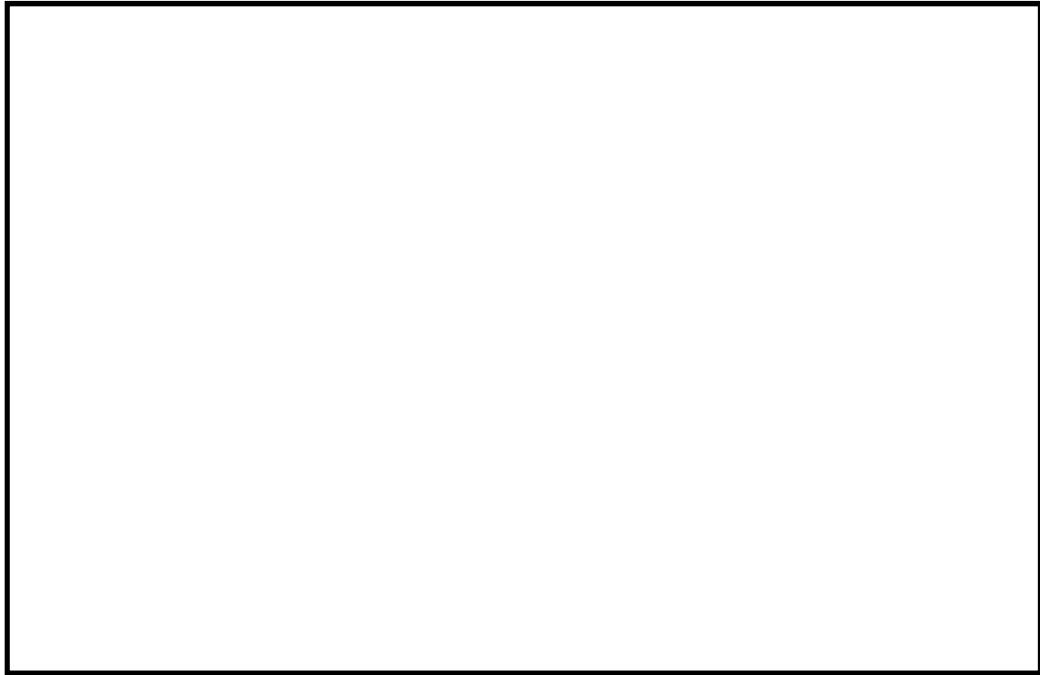
超高压開閉所(275kV 東海原子力線に接続)は、杭基礎構造とし、1.0Ciの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

超高压開閉所基礎の支持性能評価結果を、第2.2.4.3-1表に、超高压開閉所位置を、第2.2.4.3-2図に示す。

第2.2.4.3-1表 超高压開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	434 (kN/本)	2629 (kN/本)	○

*1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。



第 2.2.4.3-2 図 超高压開閉所位置

(2) 特別高压開閉所

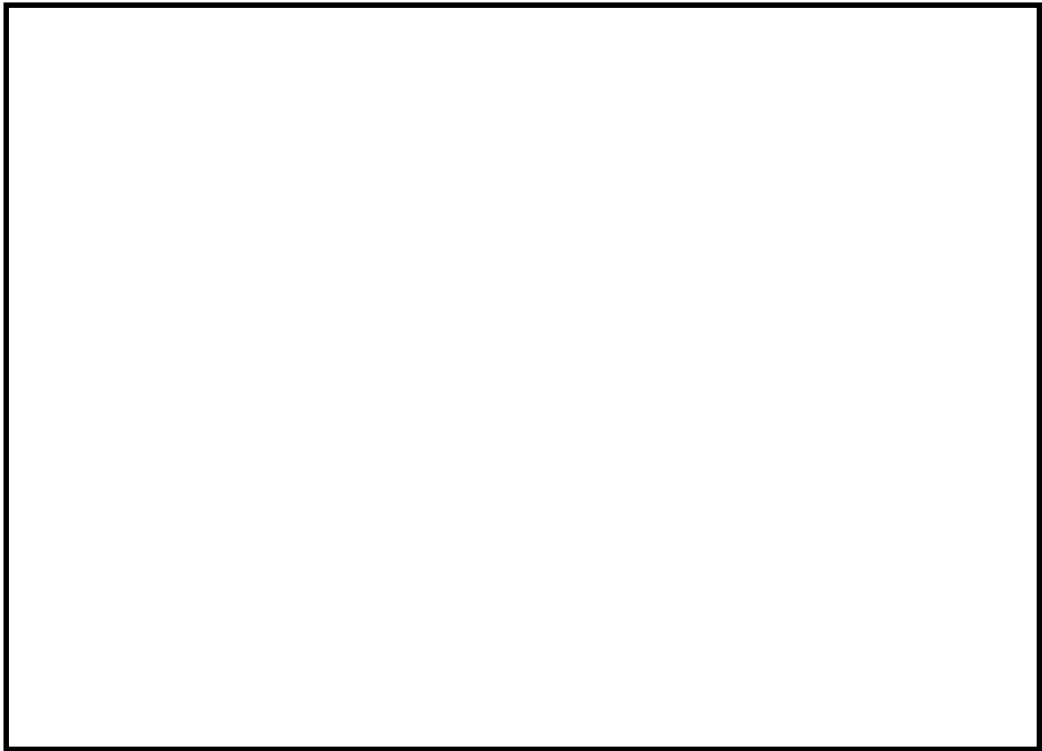
特別高压開閉所(154kV 原子力 1 号線に接続)は、直接基礎構造とし、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

特別高压開閉所基礎の支持性能評価結果を、第 2.2.4.3-3 表に、特別高压開閉所位置を、第 2.2.4.3-4 図に示す。

第 2.2.4.3-3 表 特別高压開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※ ¹
最大接地圧	62 (kN/m ²)	192 (kN/m ²)	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。



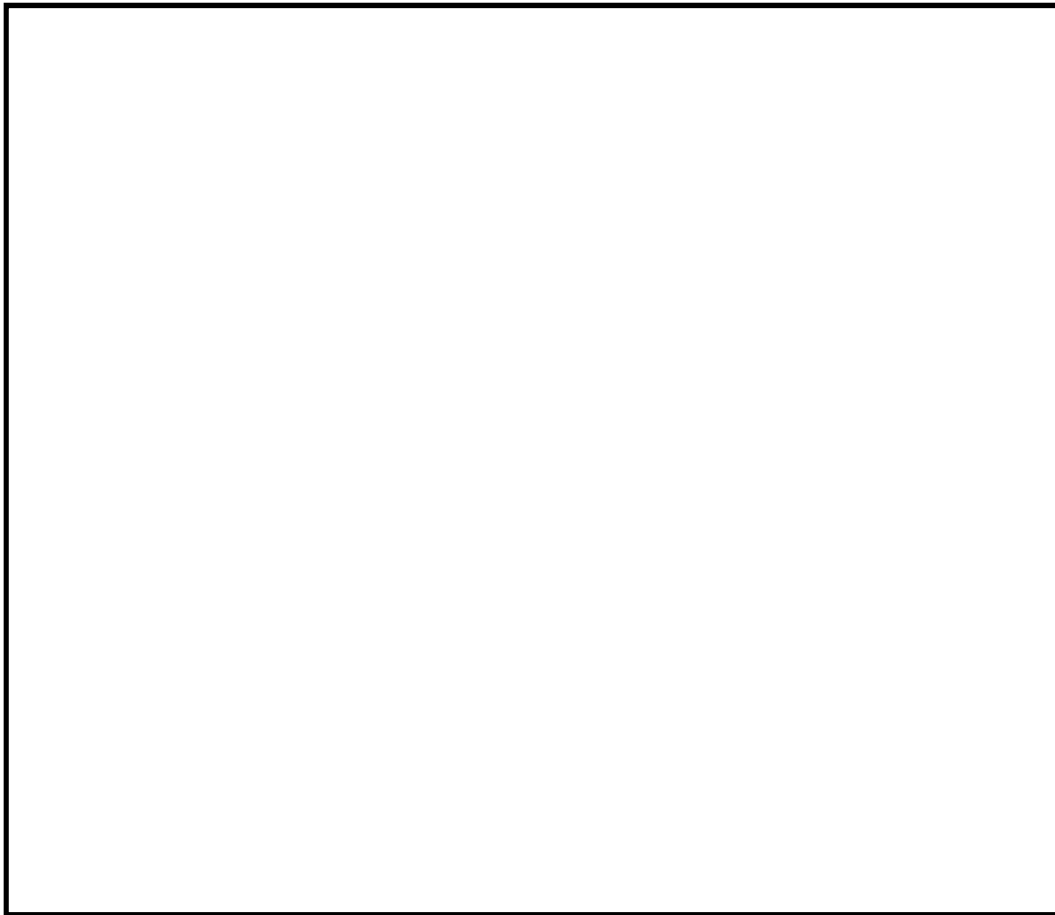
第 2. 2. 4. 3-4 図 特別高圧開閉所位置

2.2.4.4 ケーブル洞道設置地盤の支持性能について

超高圧開閉所及び、特別高圧開閉所から東海第二発電所まではケーブル洞道を通して接続している。

ケーブル洞道については、洞道の構造及び設置地盤の特性を考慮し、代表断面として選定して支持性能を確認する。

全体平面図を、第 2.2.4.4-1 図に示す。



第 2.2.4.4-1 図 全体平面図

(1) 超高圧開閉所～東海第二発電所

超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保する設計とする。

超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果を、第 2.2.4.4-2 表に示す。

第 2.2.4.4-2 表 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※ ¹
最大接地圧	162 (kN/m ²)	372 (kN/m ²)	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。

(2) 特別高圧開閉所～東海第二発電所

特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道は、直接基礎構造であり、1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保する設計とする。

特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果を、第 2.2.4.4-3 表に示す。

第 2.2.4.4-3 表 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※ ¹
最大接地圧	32 (kN/m ²)	640 (kN/m ²)	○

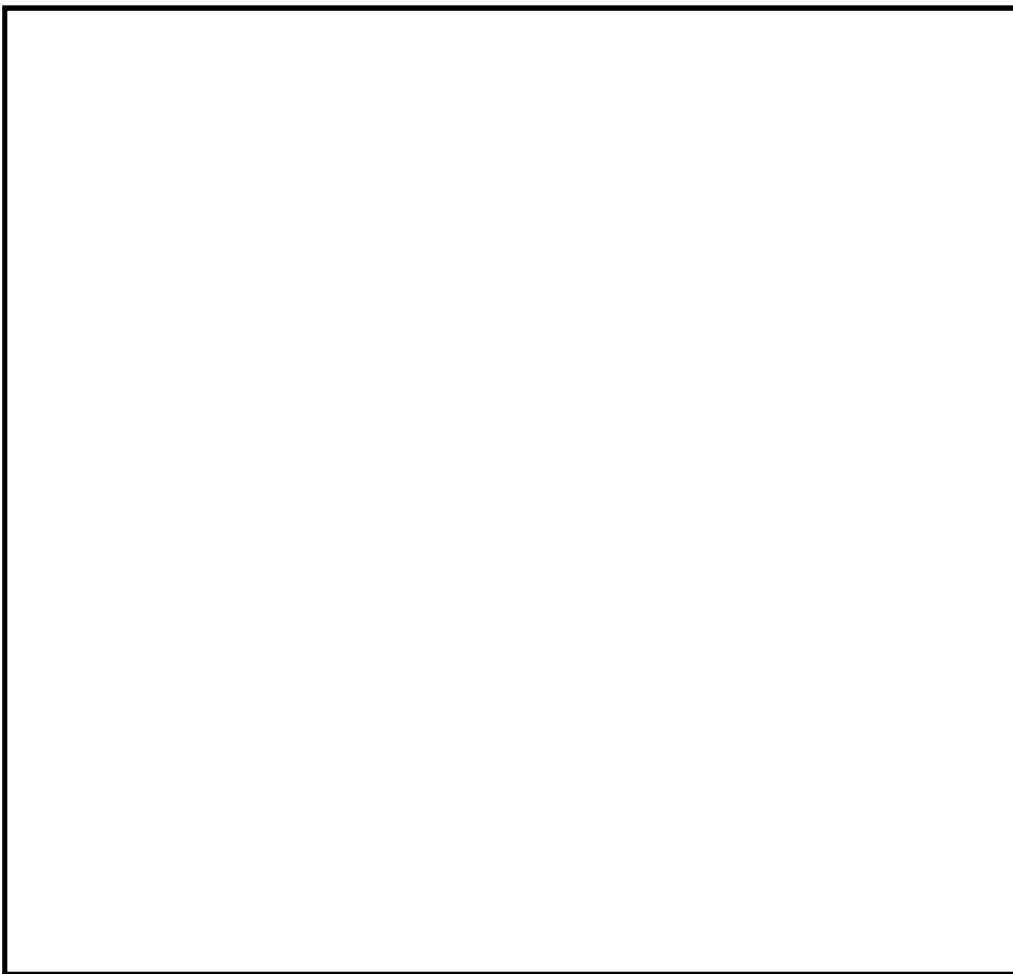
※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は、評価値＜評価基準値。

2.2.4.5 基礎及び洞道の不等沈下による影響について

(1) 評価対象箇所の選定

保安電源ケーブルライン及び各設備の基礎構造形式を，第 2.2.4.5-1 図に示す。

東海第二発電所の保安電源のケーブルラインは，第四系への直接基礎構造であるケーブル洞道内に敷設する。洞道の接続先のうち，超高圧開閉所，原子炉建屋及びタービン建屋は，岩盤に支持されていることから，異種基礎接続となる。このため，ケーブル洞道について不等沈下による影響の評価を行った。



第 2.2.4.5-1 図 保安電源ケーブルラインの基礎構造形式

(2) 評価手法

第四系に直接支持されているケーブル洞道について、鉄道構造物等設計標準・同解説（平成 19 年 1 月）に基づき、地盤の揺すり込みによる沈下量の算出を行った。

地表面で 1.0Ci 相当となる地震力を用いて、一次元等価線形解析にて地震前後のせん断剛性の変化から沈下量を算定した。

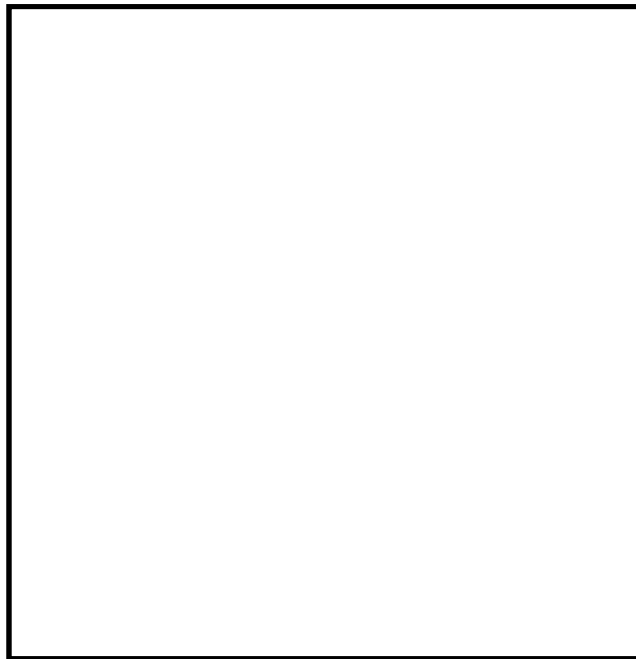
(3) 評価結果

ケーブル洞道における沈下量を第 2.2.4.5-2 表に示す。沈下量は、ケーブル洞道直下の第四系を対象として算出した。ボーリング位置図及びボーリング柱状図を第 2.1.4.5-2～3 図に示す。

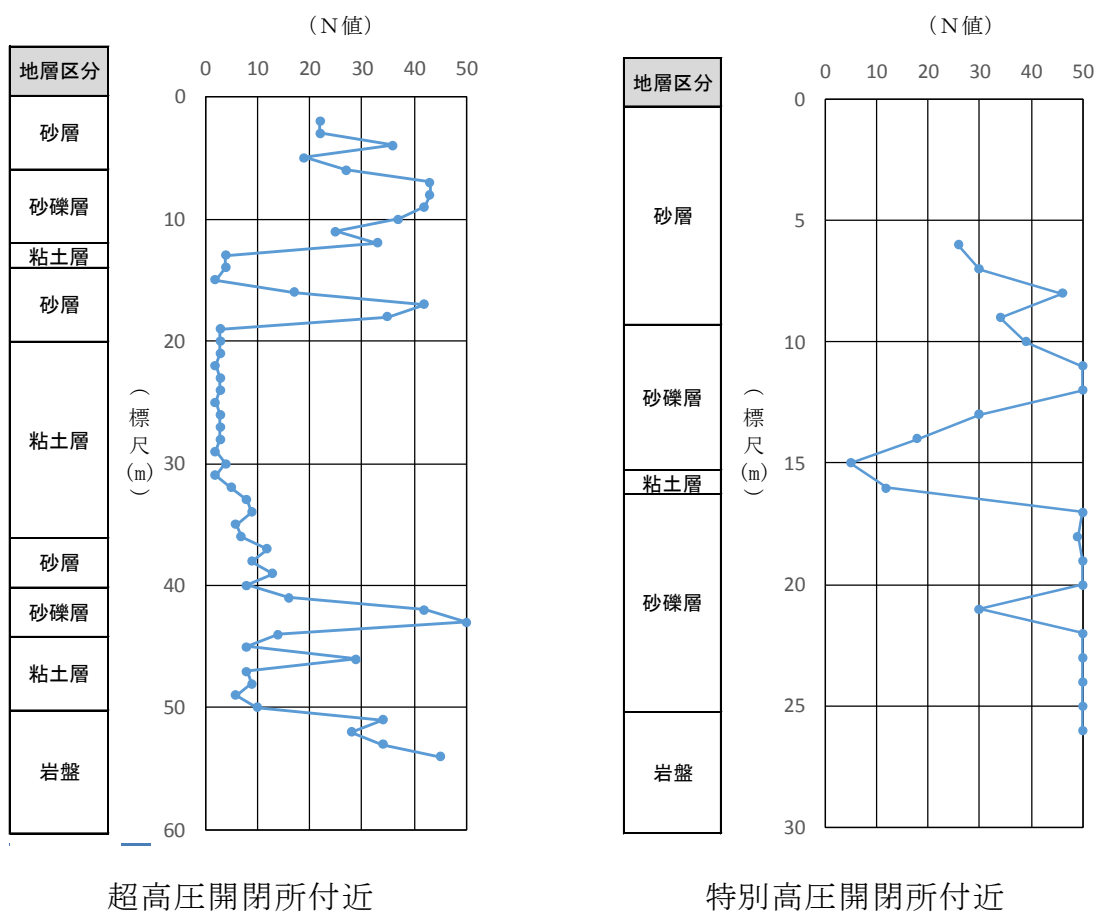
その結果、沈下量が 1 cm 以下であることから、不等沈下によるケーブル性能への影響はなく、設置地盤は十分な支持性能を有していることを確認した。

第 2.1.4.5-2 表 ケーブル洞道における最大沈下量

	ケーブル洞道 (特別高圧開閉所～ 原子炉建屋間)	ケーブル洞道 (超高圧開閉所～ タービン建屋間)
最大沈下量	1.7 mm	9.5 mm



第 2.1.4.5-3 図 ボーリング位置図



第 2.1.4.5-4 図 ボーリング柱状図

2.2.4.6 津波の影響，塩害対策

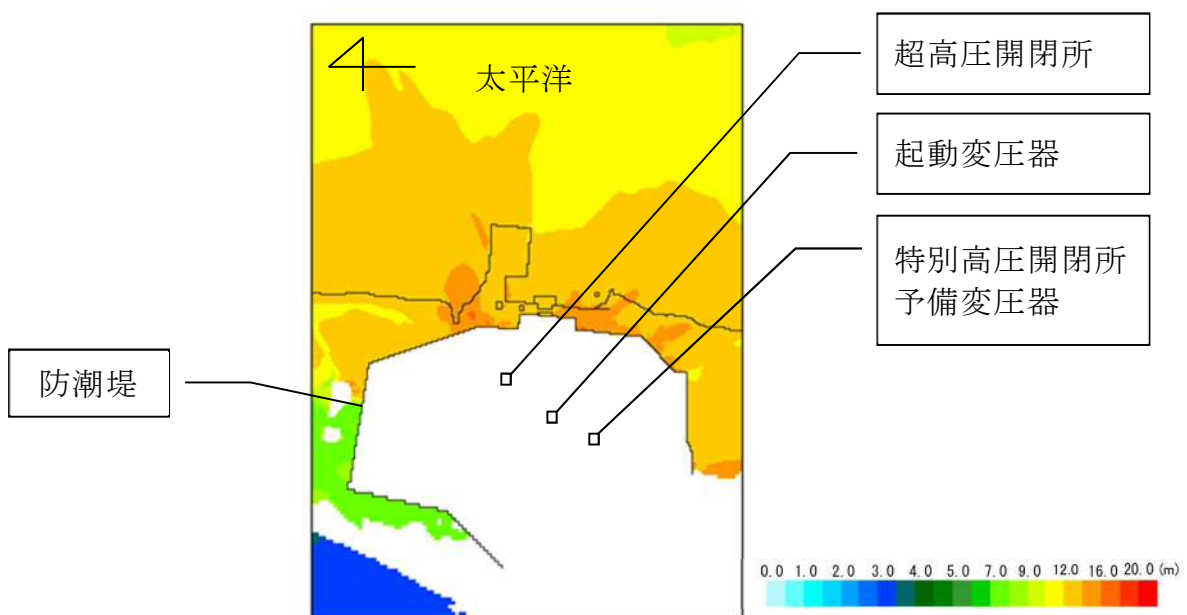
塩害対策が必要な箇所に対しては，定期的に碍子洗浄が可能な設備を設置する。碍子洗浄装置外観を，第 2.2.4.6-1 図に示す。

津波の遡上域における最大遡上高さ（敷地前面東側）は T.P.+17.9m であるが，新設する防潮堤（敷地前面東側 T.P.+20.0m）により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。

基準津波による発電所周辺の最大水位分布を，第 2.2.4.6-2 図に示す。



第 2.2.4.6-1 図 碍子洗浄装置外観（イメージ図）



第 2.2.4.6-2 図 基準津波による発電所周辺の最大水位分布

2.3 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

2.3.1 非常用電源設備及びその付属設備の信頼性

2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性

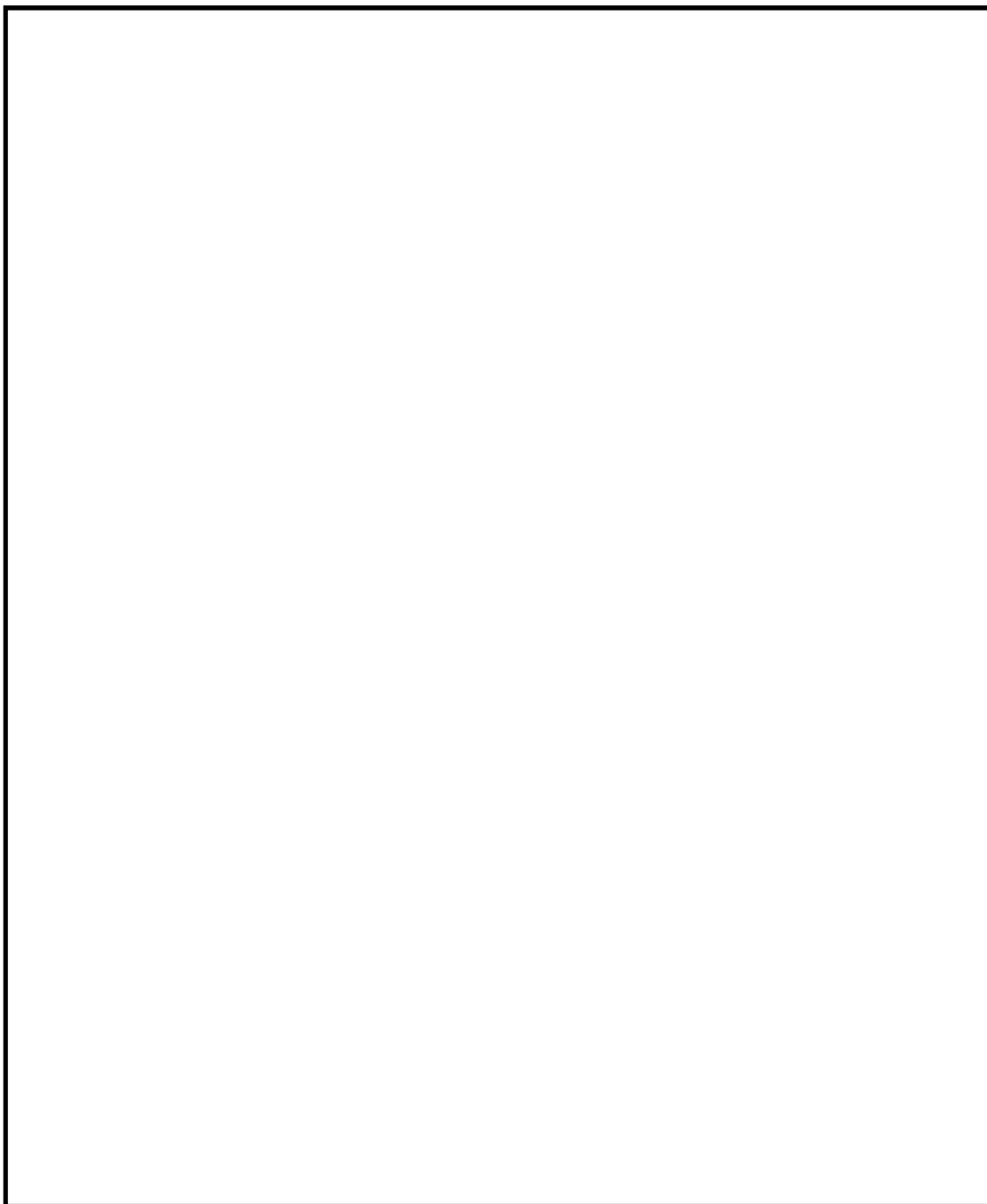
非常用電源設備のうち、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）及びその付属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高圧母線に接続している。また、蓄電池及びその付属設備は、3系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保する設計とする。

非常用電源設備は、常用系との独立性を考慮して、常用電源設備と別の場所に設置することにより、共通要因による機能喪失が発生しない設計とする。

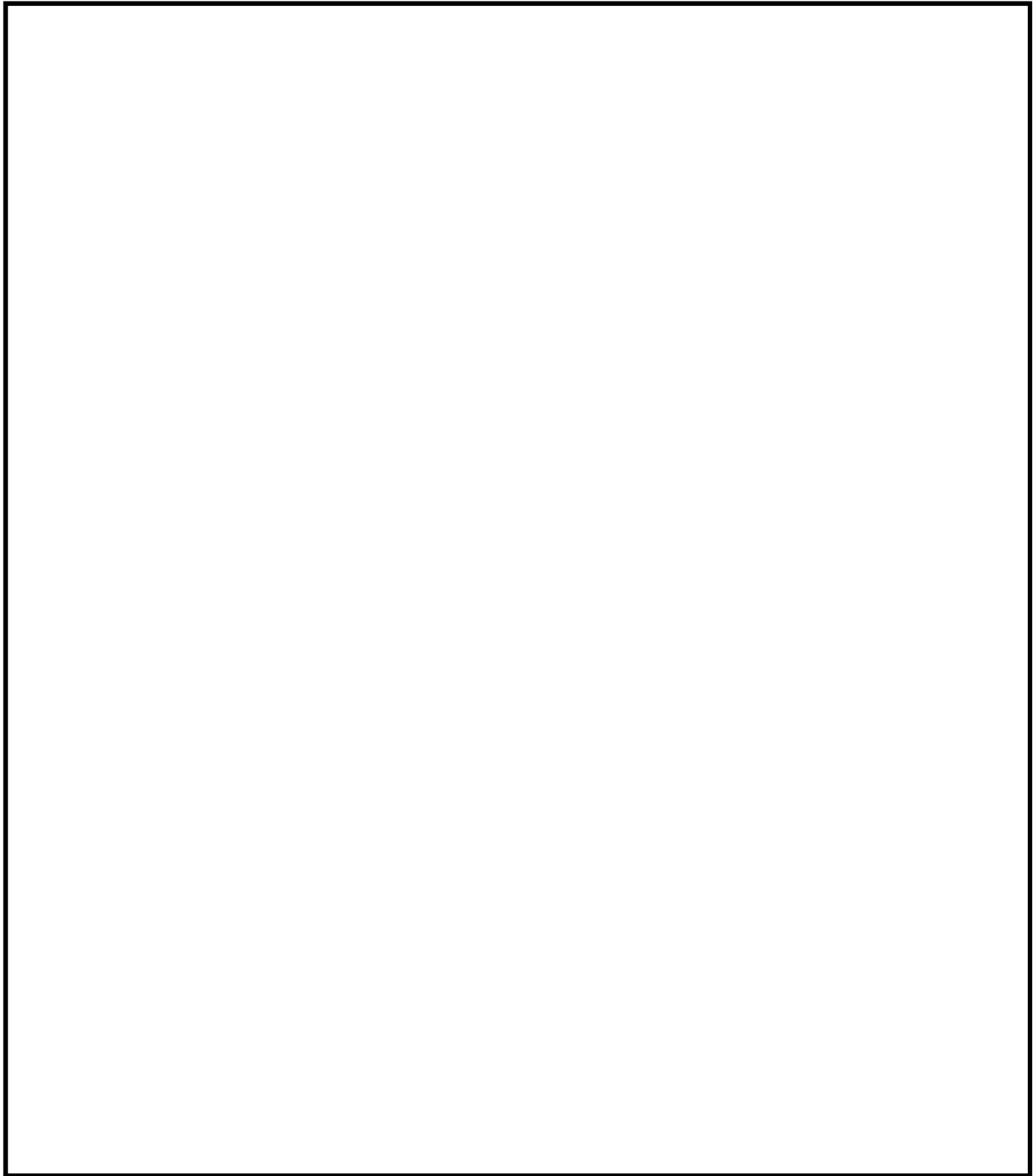
(1) 非常用電源設備の配置

非常用電源設備は、区分Ⅰ，区分Ⅱ及び区分Ⅲに区画された電気室等に設置する設計とする。

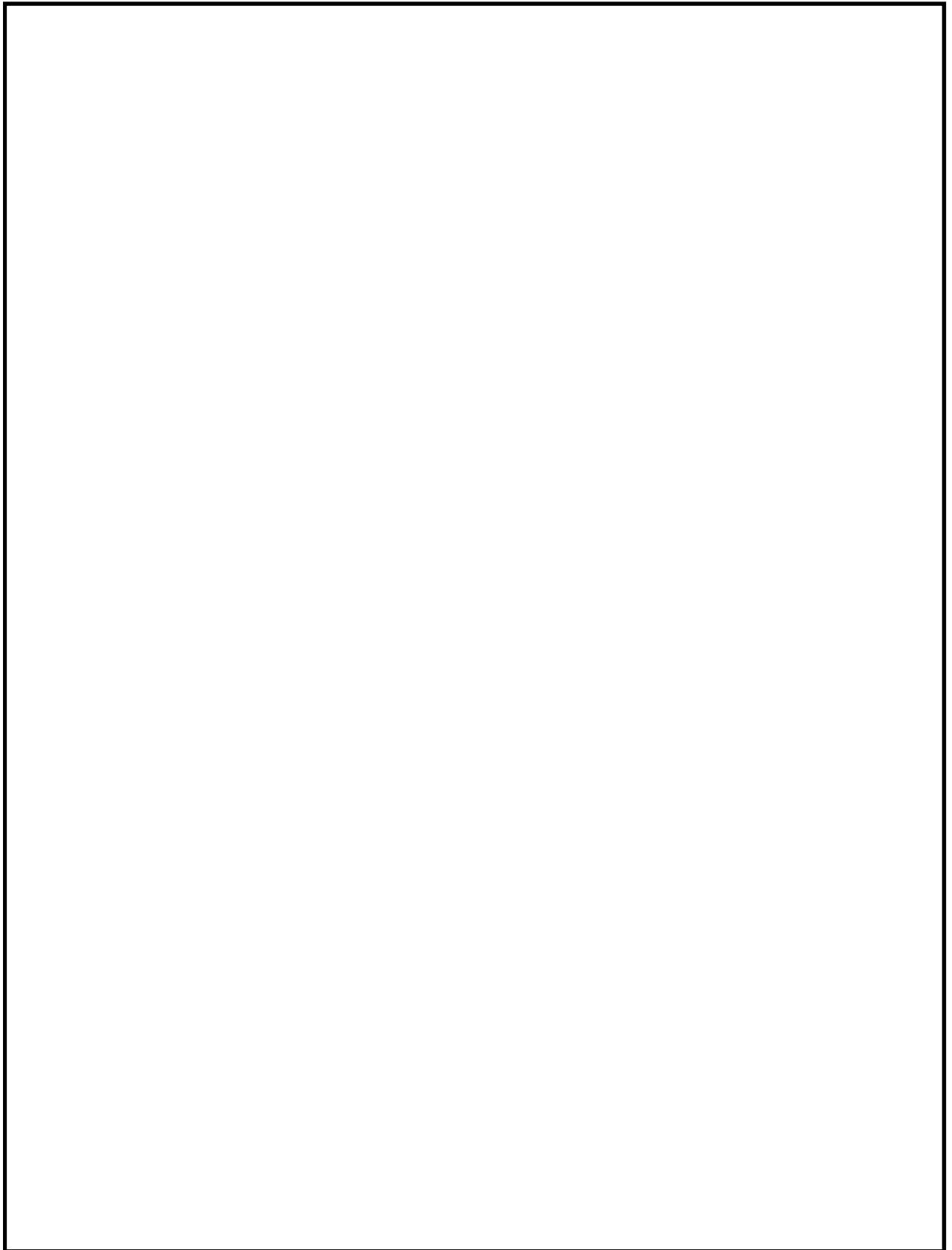
非常用電源設備の配置を、第2.3.1.1-1図～第2.3.1.1-5図に示す。



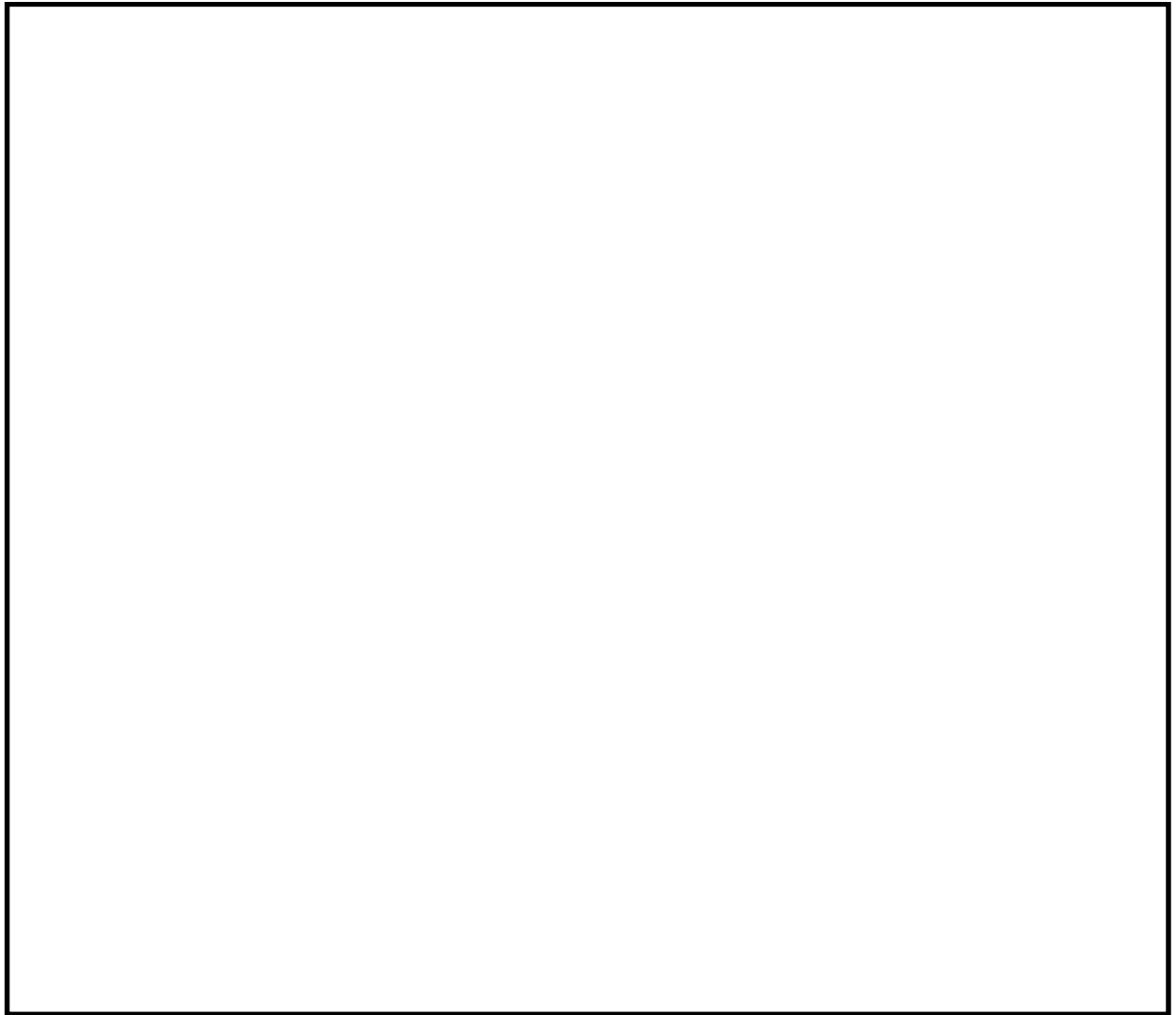
第 2.3.1.1-1 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）の配置



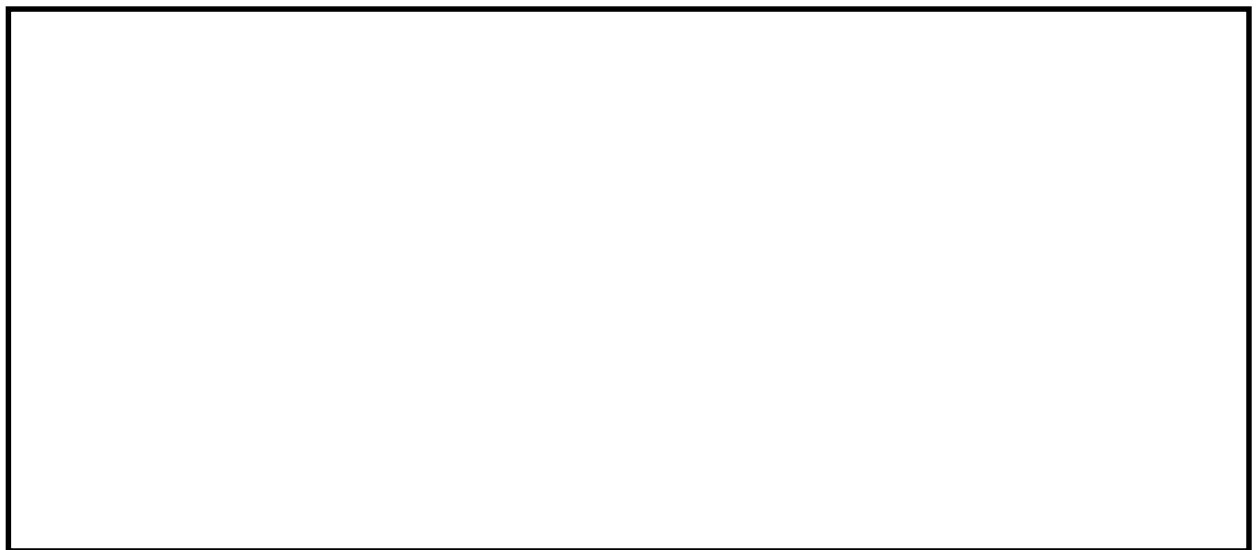
第 2.3.1.1-2 図 非常用蓄電池の配置



第 2.3.1.1-3 図 非常用高圧母線（2 C ・ 2 D ・ H P C S ） の配置



第 2.3.1.1-4 図 非常用ディーゼル発電機 燃料供給系統設備のうち
デイトンクの配置



第 2.3.1.1-5 図 燃料供給系統設備のうち軽油貯蔵タンクの配置

(2) 非常用電源設備の共通要因に対する頑健性

非常用交流電源設備，非常用直流電源設備は各々3 系統あり，基準地震動に対して支持機能が維持可能な建物である原子炉建屋の区画された部屋に設置する等の対策により，主たる共通要因（地震，津波，火災，溢水）に対し，頑健性を有する設計とする。非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性を，第 2.3.1.1-6 表に示す。

第 2.3.1.1-6 表 非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性

共通要因	対応方針	状況
地震	設計基準地震動に対して十分な耐震性を有する設計とする。	設計基準地震動に対して，建屋及び安全系の電気設備が機能維持できる設計としている。
津波	設計基準津波に対して，浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	津波の遡上域における最大遡上高さ（敷地前面東側）はT.P.+17.9mであるが，新設する防潮堤（敷地前面東側 T.P.+20.0m）により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	異なる系統の電気室及び蓄電池室等については，火災防護審査基準で要求される 3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等により分離する。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し，影響のないことを確認，もしくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して電気盤が機能喪失にならないことを確認する。 また，電気室及び蓄電池室には，蒸気源及び被水源がないため問題ない。

軽油貯蔵タンクは地下，燃料移送ポンプは常設代替高圧電源装置置場内（地下）に設置する。

また，軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプまでの配管，及び燃料移送ポン

プからデイトンクまでの配管には連絡配管が設けられており，軽油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプいずれか 1 系統が使用できない場合でも，原子炉建屋内にある 3 系統のデイトンクに燃料を供給可能な設計としている。また，デイトンクは外部からの燃料補給がなくても一定時間非常用ディーゼル発電機に燃料を供給可能な設計とする。(2.3.1.3 参照)

軽油貯蔵タンク基礎ならびに燃料移送系配管ダクトは，耐震クラス S の設備の間接支持構造物として，原子炉建屋と同じ支持地盤を有しており（杭基礎形式），沈下が生じにくい構造とする。

2.3.1.2 容量について

東海第二発電所非常用電源設備の内，設計基準事故に対処するための設備は以下のとおりである。

① 非常用ディーゼル発電機

個数：2

容量：約 6,500kVA／台（約 5,200kW／台）

② 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

個数：1

容量：約 3,500kVA（約 2,800kW）

<①及び②の主な負荷>

- ・外部電源が完全に喪失した場合に，原子炉を安全に停止するために必要な負荷
- ・工学的安全施設作動のための負荷

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）は，外部電源の喪失又は冷却材喪失事故が発生した際，自動起動して原子力発電所の保安上必要とされる各負荷に電力を供給するために，十分な発電機容量を有する。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）において保安上必要とされる負荷を，第 2.3.1.2-1 表に示す。

第 2.3.1.2-1 表 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル
発電機を含む）において保安上必要とされる負荷

非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	
2 C		2 D			
補機名	容量[kW] (効率変換後)	補機名	容量[kW] (効率変換後)	補機名	容量[kW] (効率変換後)
低圧炉心ス プレイ系ポ ンプ	1,250※ (1,316)	—	—	高圧炉心スプレ イ系ポンプ	2,280※ (2,400)
残留熱除去 系ポンプ	680※ (716)	残留熱除去 系ポンプ	1,360※ (1,432)	高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電機海水ポン プ	37 (42)
残留熱除去 系海水系ポ ンプ	1,800※ (1,896)	残留熱除去 系海水系ポ ンプ	1,800※ (1,896)	蓄電池充電器	14 (16)
非常用ガス 処理装置	21.6 (24.0)	非常用ガス 処理装置	21.6 (24.0)	高圧炉心スプレ イポンプ室換気 装置	7.4 (8.3)
非常灯	70 (78)	非常灯	70 (78)	高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電機室換気装 置	37 (42)
蓄電池充電 器	156.8 (174.3)	蓄電池充電 器	156.8 (174.3)	—	—
中央制御室 換気装置	177.2 (196.9)	中央制御室 換気装置	177.2 (196.9)	—	—
ディーゼル 発電機冷却 系海水ポン プ	45 (50)	ディーゼル 発電機冷却 系海水ポン プ	45 (50)	—	—
ディーゼル 発電機室換 気装置	37 (42)	ディーゼル 発電機室換 気装置	37 (42)	—	—
低圧炉心ス プレイ系ポ ンプ室換気 装置	3.7 (4.2)	—	—	—	—
残留熱除去 系ポンプ室 換気装置	1.5 (1.7)	残留熱除去 系ポンプ室 換気装置	3.0 (3.4)	—	—
バッテリー 室 換気装置	18.5 (20.6)	バッテリー 室 換気装置	18.5 (20.6)	—	—
スイッチギ ア室換気装 置	180.7 (200.8)	スイッチギ ア室換気装 置	180.7 (200.8)	—	—

非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	
2 C		2 D			
—	—	バイタル交 流電源装置	45 (50)	—	—
非常用ガス 再循環装置	111.7 (124.2)	非常用ガス 再循環装置	111.7 (124.2)	—	—
負荷合計	4,553.7 (4,845)	負荷合計	4026.5 (4293)	負荷合計	2,375.4 (2,510)

※の負荷については効率 95%, その他は効率 90%

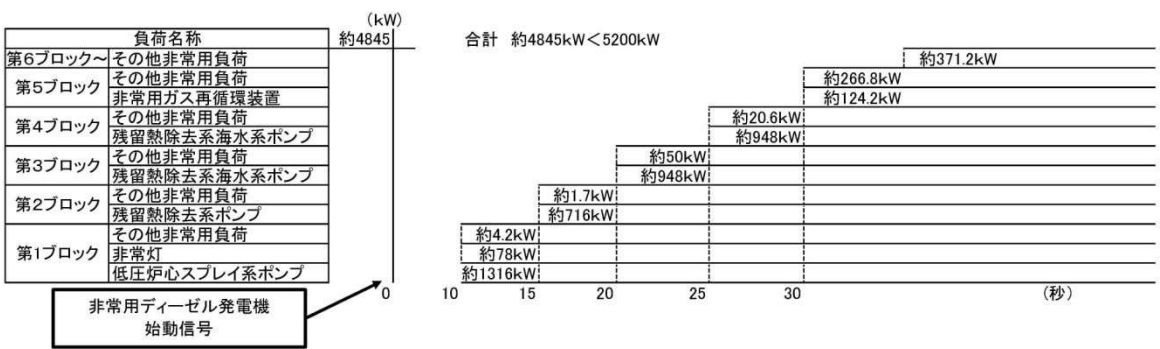
非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）は、外部電源が喪失した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な電源を供給し、さらに、工学的安全施設作動の為の電源も供給する。

また、多重性を考慮して、必要な容量のものを3台備え、各々非常用高压母線に接続する。

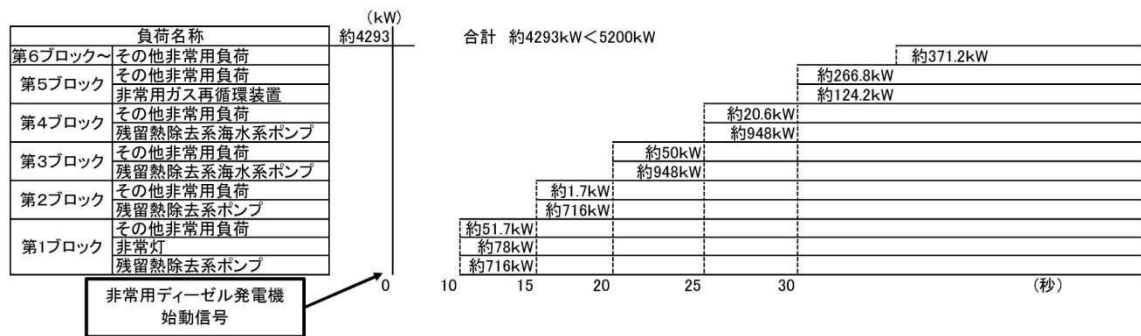
3台のうち1台が故障しても原子炉の安全性は確保できる。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）は、非常用高压母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、10秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高压母線に接続し、負荷に給電する。

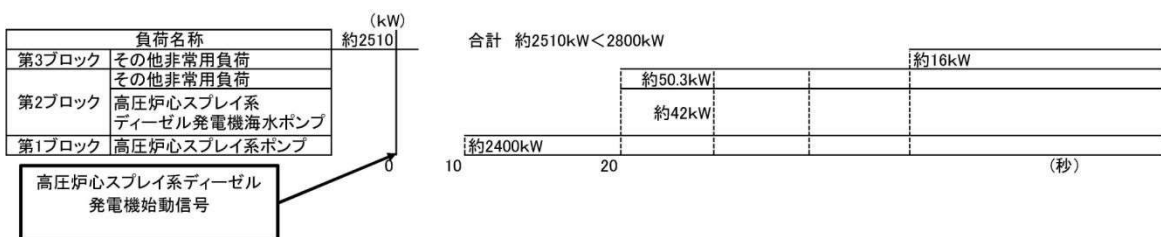
外部電源が喪失し、かつ、冷却材喪失事故が発生した場合の非常用ディーゼル発電機（（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）の負荷の始動順位を、第2.3.1.2-2図～第2.3.1.2-4図に示す。



第2.3.1.2-2図 非常用ディーゼル発電機（2C）の負荷の始動順位
（外部電源喪失及び冷却材喪失事故時）



第 2.3.1.2-3 図 非常用ディーゼル発電機（2D）の負荷の始動順位
(外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)



第 2.3.1.2-4 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の負荷の始動順位
(外部電源喪失及び冷却材喪失事故時)

③ 蓄電池

非常用の常設直流電源設備は、3 系統 5 組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、及び分電盤等で構成し、直流母線電圧は 125V もしくは±24V である。主要な負荷は DG 初期励磁、M/C, P/C 投入及び引き外し、計測制御系統施設等であり、設計基準事故時に非常用の常設直流電源設備のいずれの 1 系統が故障しても残りの 2 系統で原子炉の安全は確保できる。

また、万一、全交流電源が喪失した場合でも、原子炉保護系及び原子炉停止系の動作により、原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用の常設蓄電池は鉛蓄電池で非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

全交流電源喪失に備えて、非常用の常設直流電源設備は原子炉の停止、停止後の冷却に必要な電源を一定期間、給電をまかなう蓄電池容量を確保している。全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から約 90 分以内に給電を行うが、万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である電源車から約 1 9 0 分以内（全交流動力電源喪失後約 2 8 0 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は、常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間供給できる容量とする。

なお、重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約 24 時間とする。

組数及び容量：約 125V 2 組（約 6,000Ah／組）、1 組（約 500Ah／組）

約±24V 2 組（約 150Ah／組）

＜蓄電池の主な負荷＞

- ・制御用負荷（原子炉緊急停止系作動回路，遮断器操作回路，自動減圧系等）及び非常用照明
- ・原子炉隔離時冷却系

各蓄電池の容量を，第 2.3.1.2-5 表に示す。

第 2.3.1.2-5 表 蓄電池の容量

用途 項目	非常用電源設備		
	直流 125V 蓄電池 2 A，2 B	直流 125V 蓄電池 H P C S	±24V 中性子モニタ用 蓄電池 2 A，2 B
形 式	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池
組 数	2	1	2
容 量	約 6,000Ah	約 500Ah	約 150Ah
電 圧	約 125V	約 125V	約 ±24V

2.3.1.3 燃料貯蔵設備

工学的安全施設等の機能を確保するため、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）については2 C系，2 D系，高圧炉心スプレイ系の計3台有している。また，軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプにて非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）へ供給される燃料油系統等も非常用2 C系，2 D系及び高圧炉心スプレイ系の3系統を有しているため，ディーゼル発電機の単一故障に対しても必要な機能を確保できる。燃料油供給系統の構成を，第2.3.1.3-1図に示す。

軽油貯蔵タンクは，ディーゼル発電機2台（非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台）で7日間以上連続運転できる容量(400kℓ^{※1})を2系統有するため，軽油貯蔵タンクの単一故障に対しても必要な機能を維持できる。

2 基の軽油貯蔵タンクは連絡配管により接続されており，軽油貯蔵タンクの燃料は，3 台のディーゼル発電機のどれでも使用できる構成となっている。（連絡配管は通常時は手動弁により隔離されており，片系で漏えい等が生じた場合でも他系へ影響しないようにしている。）

※1 軽油貯蔵タンクの必要量を保守的に見積もるため，以下を考慮する。

- ・保守的に事象発生と同時に電源装置の起動を想定（連続7日間）
- ・保守的に100％負荷状態での燃料消費率(0.277 kℓ/MWh)を使用する

① 非常用ディーゼル発電機

$$0.277\text{kℓ/MWh} \times 5200 \text{ kW} \times 24 \text{ h} \times 7 \text{ 日} = 241.99\text{kℓ}$$

② 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

$$0.277\text{kℓ/MWh} \times 2800 \text{ kW} \times 24 \text{ h} \times 7 \text{ 日} = 130.30\text{kℓ}$$

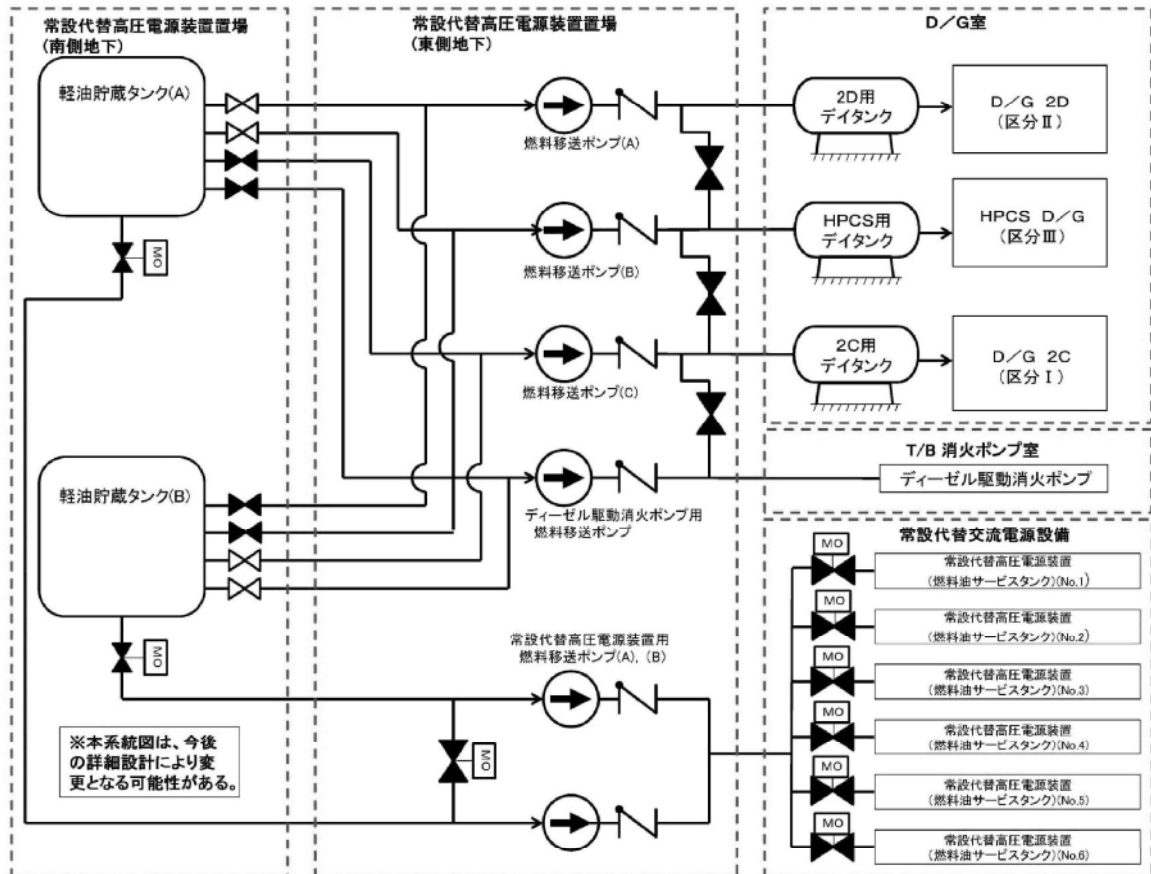
③ 必要燃料①＋②＝241.99kℓ＋130.30kℓ＝372.29kℓ＜400kℓ

■軽油貯蔵タンク

基数：2 基

容量：400kL／基

使用燃料：軽油



第 2.3.1.3-1 図 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）燃料油供給系統

3. 別添

別添 1 鉄塔基礎の安定性について

1. 東海第二発電所外部電源線における送電鉄塔の安定性評価

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(指示)」(平成 23・06・07 原院第 1 号)に基づき,敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の要因である盛土崩壊,地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊の影響が評価されている。抽出された鉄塔については,地質の専門家による現地踏査結果を踏まえ,鉄塔基礎の安定性に影響がないことが確認されている。(経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について(平成 24 年 2 月 17 日,東京電力株式会社)」)

基礎の安定性評価結果を,第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔 基数	現地踏査確認基数			対応必要 基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力 1 号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基
計	80 基	2 基	0 基	5 基	0 基

2. 地質の専門家による現地踏査の評価項目と方法

275kV 東海原子力線，154kV 村松線の対象鉄塔について，地質の専門家による現地踏査で第 2-1 表に示す項目に基づき，鉄塔基礎の安定性評価が行われている。なお，地すべりによる現地踏査の必要な鉄塔について該当する箇所は無かった。

第 2-1 表 現地踏査における評価項目と評価方法

評価項目	主な評価項目	評価方法
盛土崩壊	<ul style="list-style-type: none">・盛土の立地状況や形状及び規模・盛土と鉄塔との距離	現地踏査に際しては，当該盛土の立地状況や形状・規模，鉄塔との距離等を確認し，健全性が評価されている。
急傾斜地の土砂崩壊	<ul style="list-style-type: none">・斜面状況（勾配及び変状有無）・地盤特性・崩壊履歴	・現地調査に際しては，斜面勾配等の地形条件，斜面上の変状有無，植生状況，地下水や表流水の集水条件など，左記の評価内容を確認し，健全性を評価した。

3. 盛土崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

3.1 現地踏査対象の抽出

対象箇所への抽出にあたっては、送電線ならびにその周辺の地形状況が記載されている実測平面図等を使用して、人工的に土地の改変が加えられた箇所の抽出が実施されている。

また、送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに、車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況の確認が行われ、漏れの無いよう盛土箇所が抽出された。

抽出の結果、鉄塔 80 基のうち 2 基が現地踏査必要箇所に該当した。

なお、盛土の抽出の規模としては、基本的に、東北地方太平洋沖地震で倒壊した、東京電力株式会社 66kV 夜の森線の周辺で発生した盛土崩壊箇所と同程度の規模の盛土が対象とされ、更なる安全性向上の観点から、それよりも小規模な盛土についても抽出対象とされた。

3.2 現地踏査結果

対象鉄塔 2 基について、当該盛土の立地状況や形状及び規模、鉄塔との距離等が確認された結果、鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており、仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断された。

4. 地すべりに対する鉄塔基礎の安定性評価結果

4.1 現地踏査対象の抽出

地すべり防止区域（地すべり等防止法）、地すべり危険箇所（地方自治体指定）、地すべり地形分布図（国立研究開発法人 防災科学技術研究所）に示される範囲および、その近傍に設置されている鉄塔が選定され、さらに空中判読により鉄塔との位置関係などが確認された。結果、該当するものは無く、基礎の安定性に影響はないと判断された。

5. 急傾斜地の土砂崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

5.1 現地踏査対象の抽出

急傾斜地の土砂崩壊については、鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が 30 度以上かつ逆 T 字基礎が抽出された結果、鉄塔基礎 80 基のうち 5 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。

5.2 現地踏査結果

対象鉄塔 5 基について、斜面勾配等の地形条件、斜面上の変状の有無、植生状況、地下水や表流水の集水条件等が調査された。また、安定性の評価にあたっては、『道路土工一切土工・斜面安定工指針』における「表層崩壊と落石の安定性評価の目安」や「斜面崩壊対策の調査」を参考に、地質専門家の意見をふまえた評価がおこなわれた。

上述の現地踏査で収集した斜面勾配等の地形条件、地盤特性等に基づき、各鉄塔が評価された結果、崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍に見られた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所がみられた鉄塔は無く、問題ないと判断された。

別添 2 吊り下げ設置型高圧遮断器について

1. 事象概要

平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震による揺れで、東北電力株式会社女川原子力発電所 1 号機 高圧電源盤 6-1 A で火災が発生したことを受け、平成 23 年 5 月 31 日に発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所における吊り下げ設置型の高圧遮断器に係る火災防護上の必要な措置の実施等について（指示）」（平成 23・05・30 原院第 2 号）に基づき、原子力発電所において所有している吊り下げ設置型高圧遮断器の有無を確認した。

2. 吊り下げ設置型高圧遮断器の有無

東海第二発電所で使用している吊り下げ設置型の高圧遮断器について調査した結果、吊り下げ設置型高圧遮断器は無かった。

別添 3 変圧器一次側の 1 相開放故障について

1. 外部電源系の変圧器の巻線仕様一覧

東海第二発電所の非常用高圧母線に電源供給する外部電源系の変圧器巻線仕様を第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 変圧器の巻線仕様

変圧器名称	電圧	巻線の結線方法		
		一次側 (外部電源側)	二次側 (負荷側)	安定巻線※
起動変圧器 2 A	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
起動変圧器 2 B	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
予備変圧器	147kV／6.9kV	Y(非接地)	Y(抵抗接地)	Δ

※安定巻線は、当該変圧器で発生する高調波等の抑制を目的で設置されている。

2. 1 相開放故障発生時の検知について

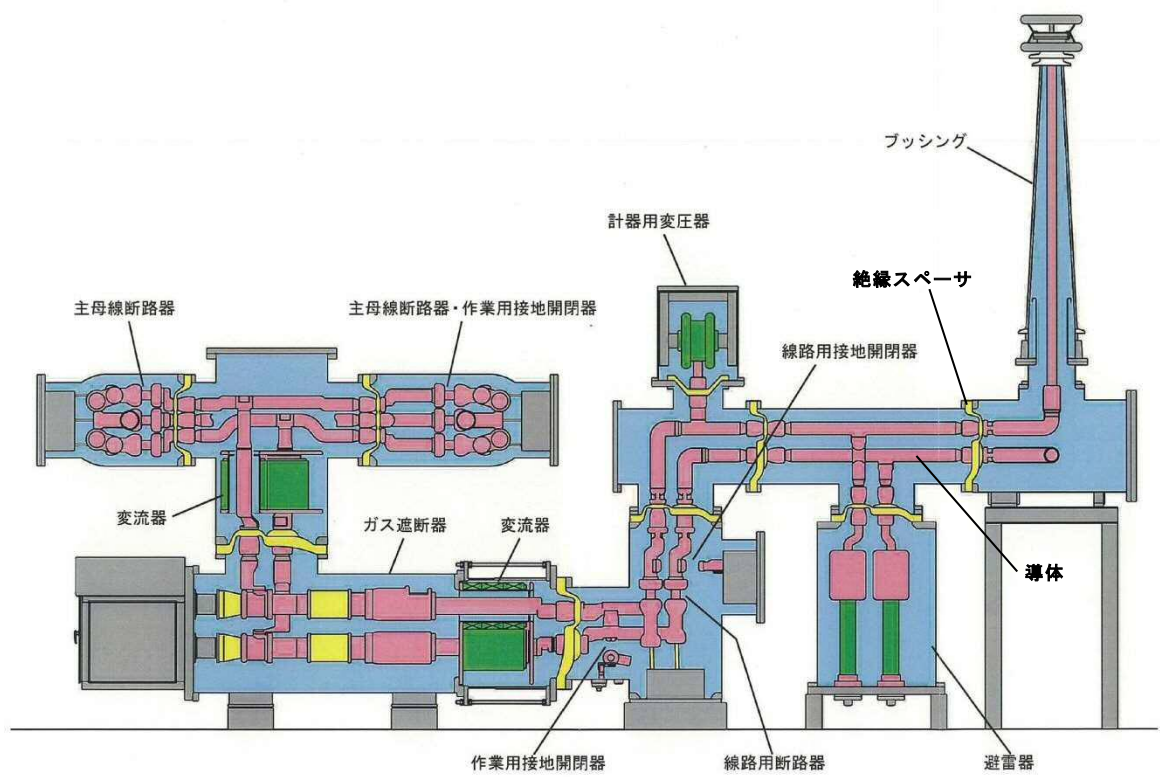
2.1 電流差動継電器（87）による検知

変圧器の一次側において、米国バイロン 2 号炉の事象のように 1 相開放故障が発生した場合、275kV 送電線、154 送電線接続箇所以外については、米国バイロン 2 号炉同様の気中に露出した接続ではなく、接地された筐体内等に導体が収納された構造である。このような構造の場合、導体の断線による 1 相開放故障が発生したとしても、接地された筐体等を通じ、完全地絡となることで、電流差動継電器（87）による検知が可能である。

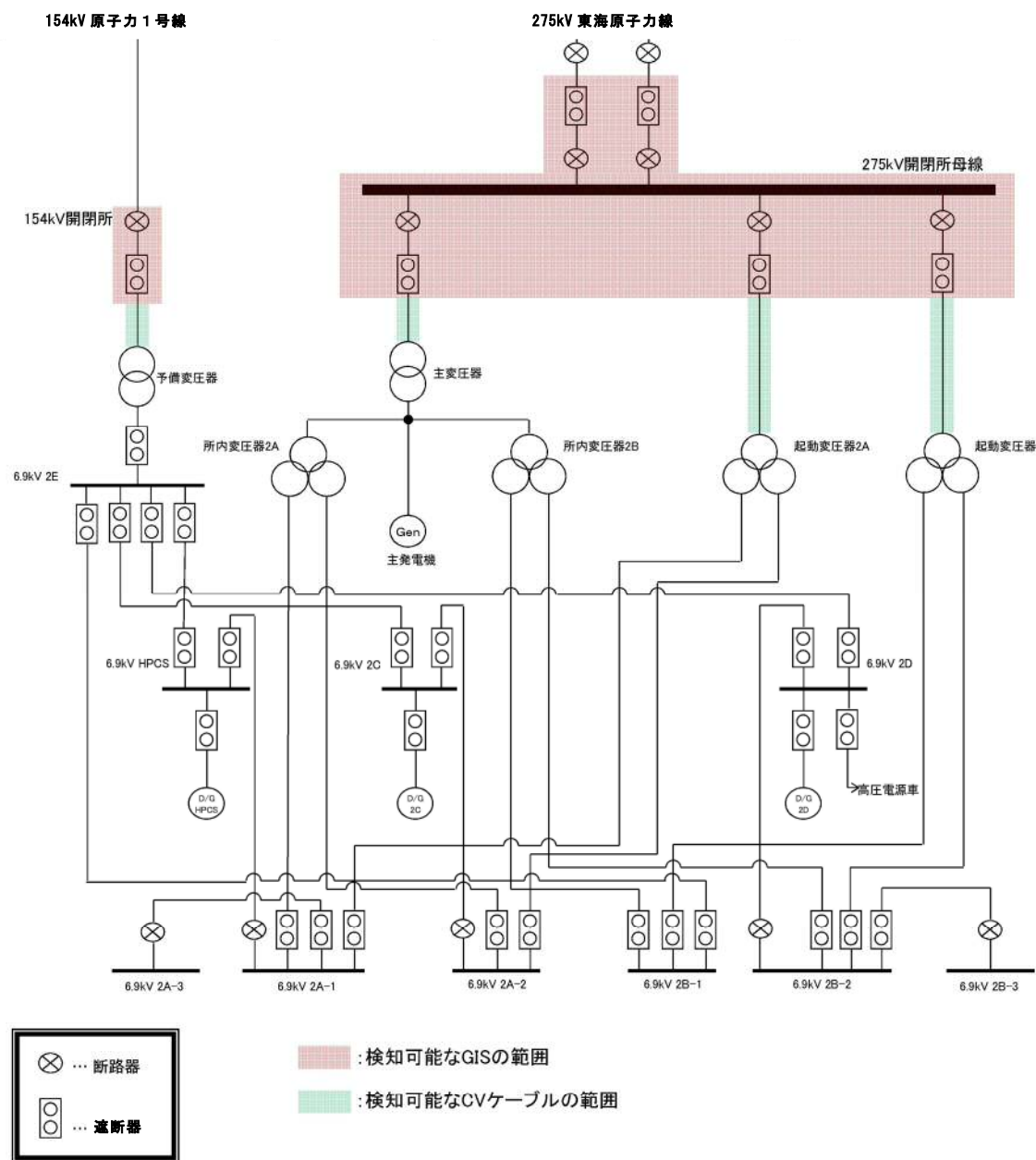
接地された筐体内等に導体が収納された構造の例を、第 2-1 図に示す。

また、完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位を、第 2-2 図

に示す。



第 2-1 図 接地された筐体内等に導体が収納された構造の例（G I S）



第 2-2 図 完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位

以下に G I S，変圧器及び CV ケーブルの構造に関する詳細を示す。

(1) G I S の故障検知について

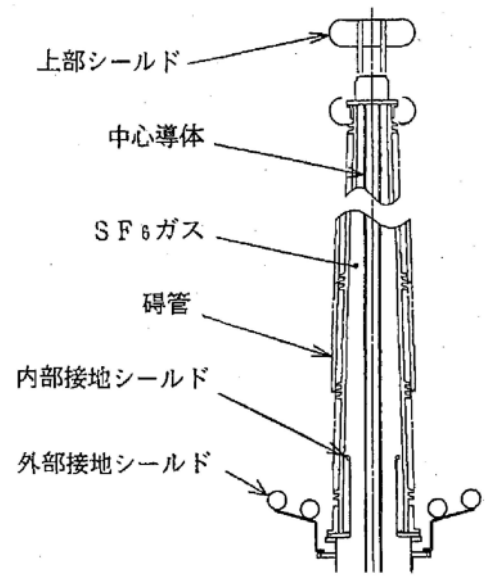
G I S は，接地されたタンク内に導体が収納されており，絶縁性の高い SF₆ ガスにより絶縁が確保されている。

G I S は，ブッシングを通じて架線と接続する構成である。

a．ブッシング

ブッシングは，磁器碍管に導体等が収納された構造となっており，ブッシング内導体の破損については，磁器碍管の破損がない限り考えにくい。ブッシングの外観及び内部構造部の例を，第 2-3 図に示す。

仮に，磁器碍管の破損による故障が発生した場合，導体と筐体間で地絡が発生する。その場合，電流差動継電器（87）が設置されており，検知が可能である。



第 2-3 図 ブッシングの外観及び内部構造部の例

b. G I S（ブッシング除き）

① 導体

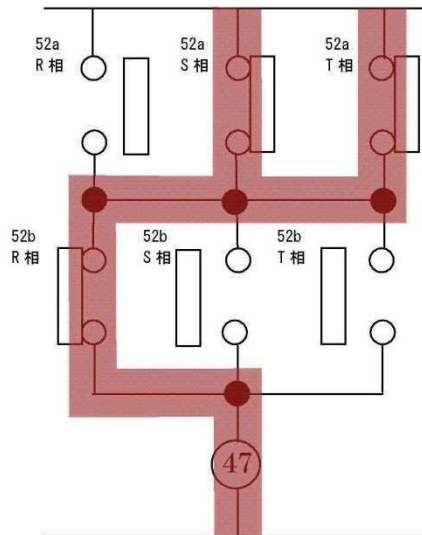
G I Sは、第 2-1 図のとおり絶縁スペーサでG I S内の導体を支持する構造となっており、絶縁スペーサは、機械的強度が高く壊れる可能性が小さいと考えられることから、導体の脱落が生じにくい構造となっている。したがって、G I S内部での 1 相開放故障は発生しにくい構造である。

仮に絶縁スペーサが破損した場合、導体と筐体間で地絡が発生する。その場合、電流差動継電器（87）が設置されており、検知が可能である。

② 遮断器の投入動作不良による欠相の検知

遮断器により 1 相開放故障が発生する要因として、各相個別に開放及び投入が可能な遮断器の投入動作不良による欠相が考えられる。しかし、投入動作不良による欠相が発生した場合には、欠相継電器（47）を設置し、検知可能となる。（第 2-4 図参照）

欠相が生じた場合、欠相保護継電器が動作し、遮断器は 3 相開放されるため、欠相状態は解除され、また警報により、1 相開放故障の検知が可能である。



第 2-4 図 遮断器投入不良による 1 相開放故障検知インターロック概要

③ 断路器の投入動作不良による欠相の検知

断路器投入時は遮断器開放状態であり，投入操作時は現場に運転員がいるため，投入状態の確認が可能であることから，投入動作不良による欠相の検知は可能である。

なお，断路器通電状態の場合は，開放及び投入不可のインターロックが構成されており，操作不可である。

c. 変圧器の故障検知

変圧器は接地された筐体内に導体が収納されており，絶縁油により絶縁が確保されている。導体は，タンク内ブッシングを介し，変圧器巻線へと連結した構造である。

変圧器は，十分強度を持った筐体内にあるため，断線が発生する可能性は低い。

仮に，変圧器の筐体内で断線が発生した場合，アークの発生により衝撃油圧継電器による機械的保護継電器が動作することにより検知に至る

場合や、地絡が生じることによって電流作動継電器（87）検知が可能である。変圧器の構造を第 2-5 図に示す。

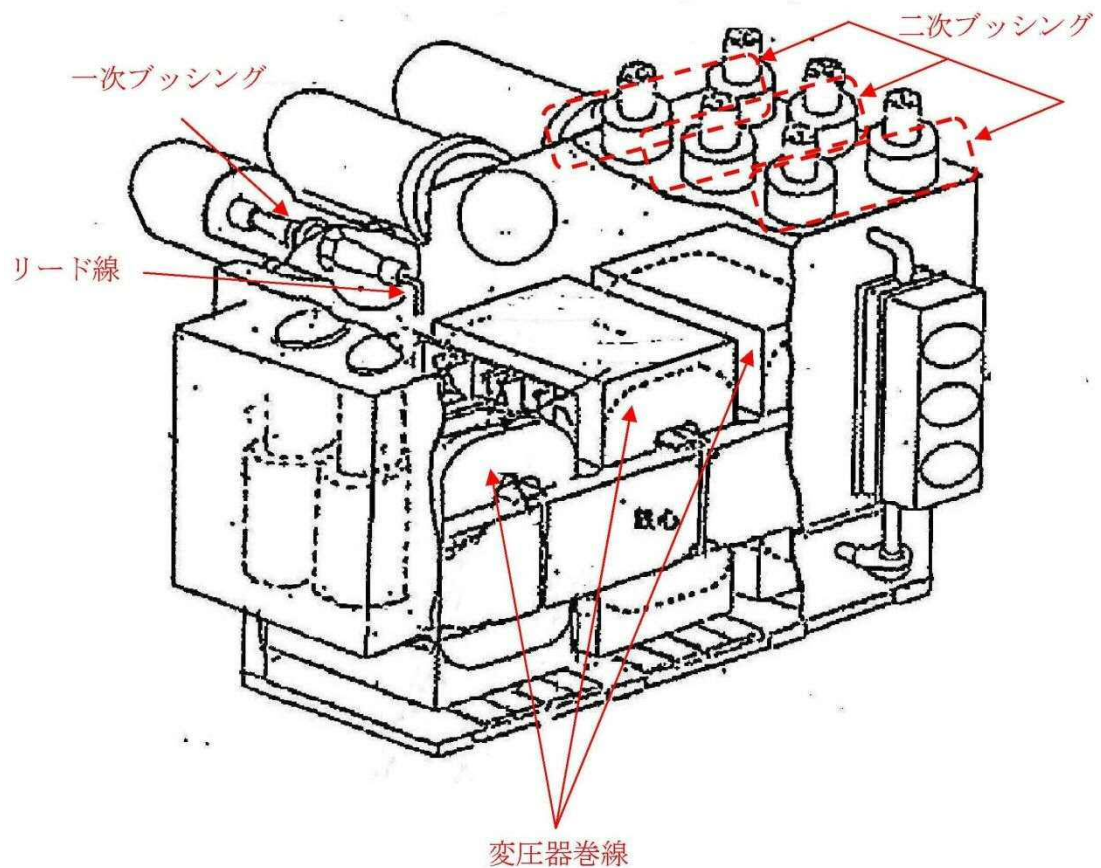
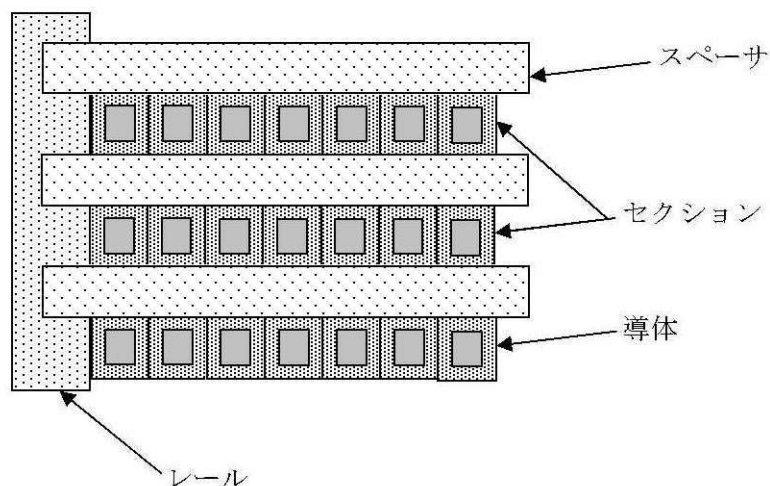


図 2-5 変圧器構造概要

なお，変圧器巻線については第 2-6 図のとおり複数の導体により構成されており，断線が発生し，1 相開放故障が発生する可能性は低い。

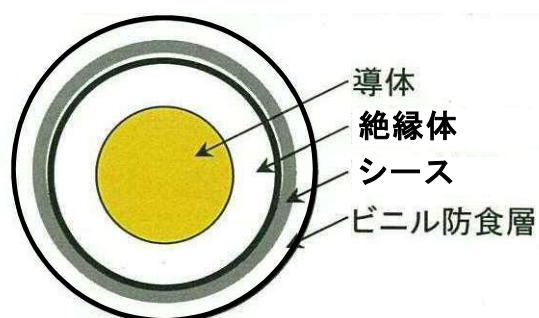


第 2-6 図 変圧器巻線概要

d. C V ケーブルの故障検知について

C V ケーブルは絶縁体と接地されたシースに導体が内包されており，導体の断線が起きにくい構造となっている。仮に，断線が発生した場合でも，アークの発生により接地されたシースを通じ，地絡が発生し電流作動継電器（87）が動作し，異常を検知することが可能。

C V ケーブルの構造図を第 2-7 図に示す。



第 2-7 図 C V ケーブル構造図

別添 4 1 相開放故障発生箇所の識別とその対応操作について

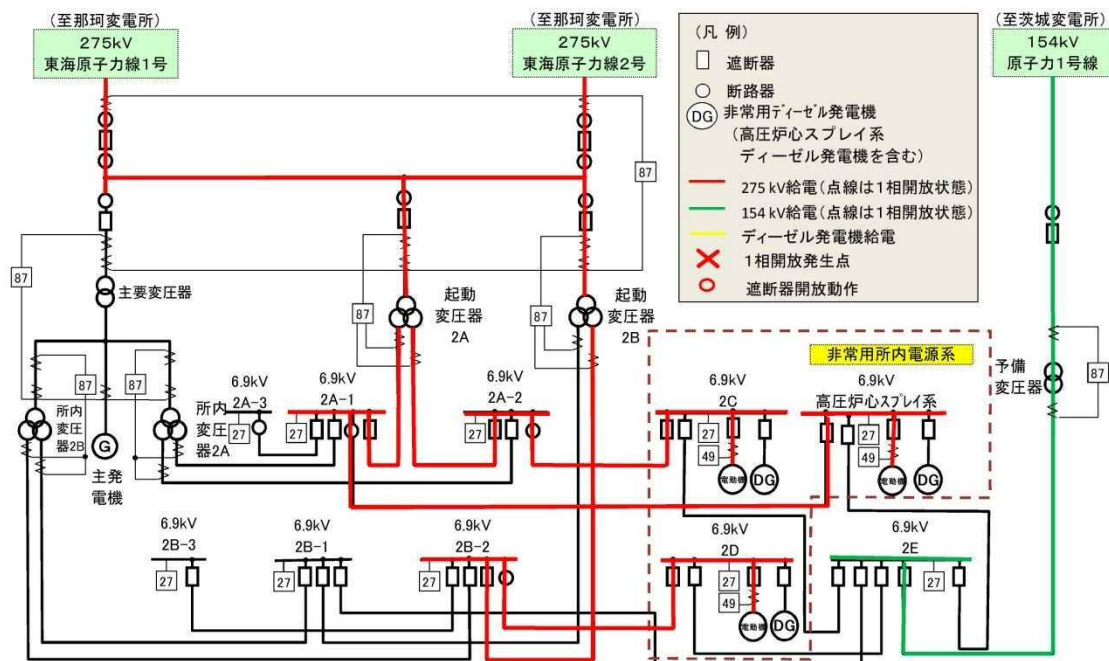
(6.9 kV 2 C, 6.9 kV 高压炉心スプレイ系で説明)

4-1 275kV 送電線で発生する 1 相開放故障

(目視による確認)

(1) 1 相開放故障直前の状態

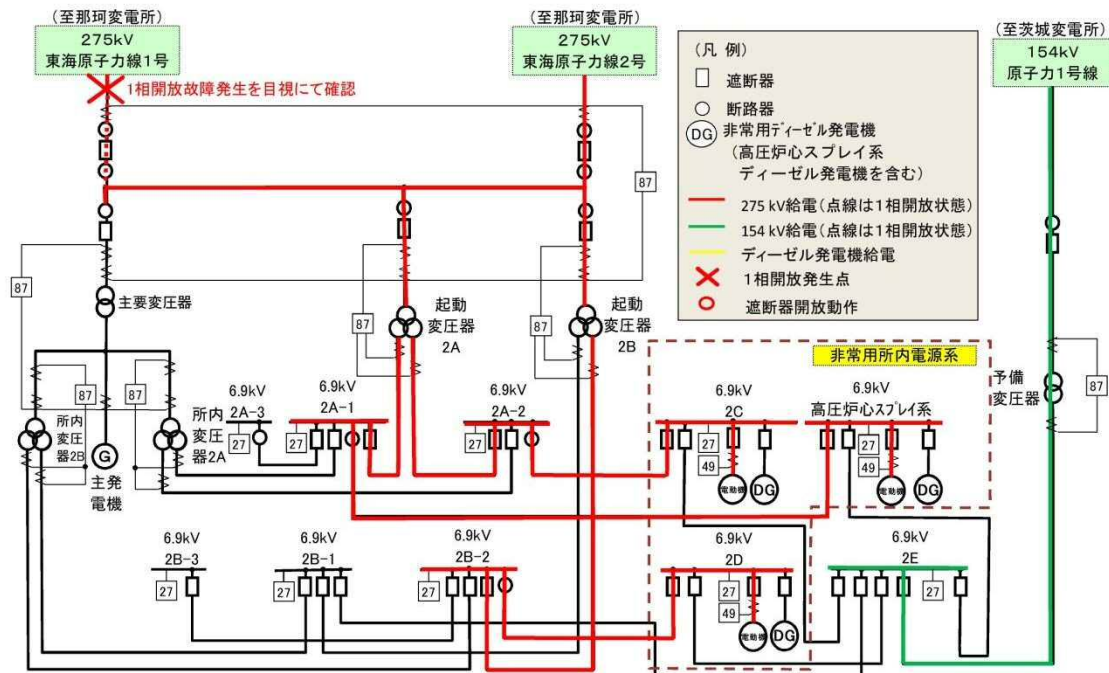
第 1-1 図の通り, 275kV 東海原子力線から 275kV 超高压開閉所, 起動変圧器, 6.9kV 常用母線 (6.9kV 2A-1, 2A-2) を経由し, 非常用高压母線を受電している状態を想定する。



第 1-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1 相開放直後の状態

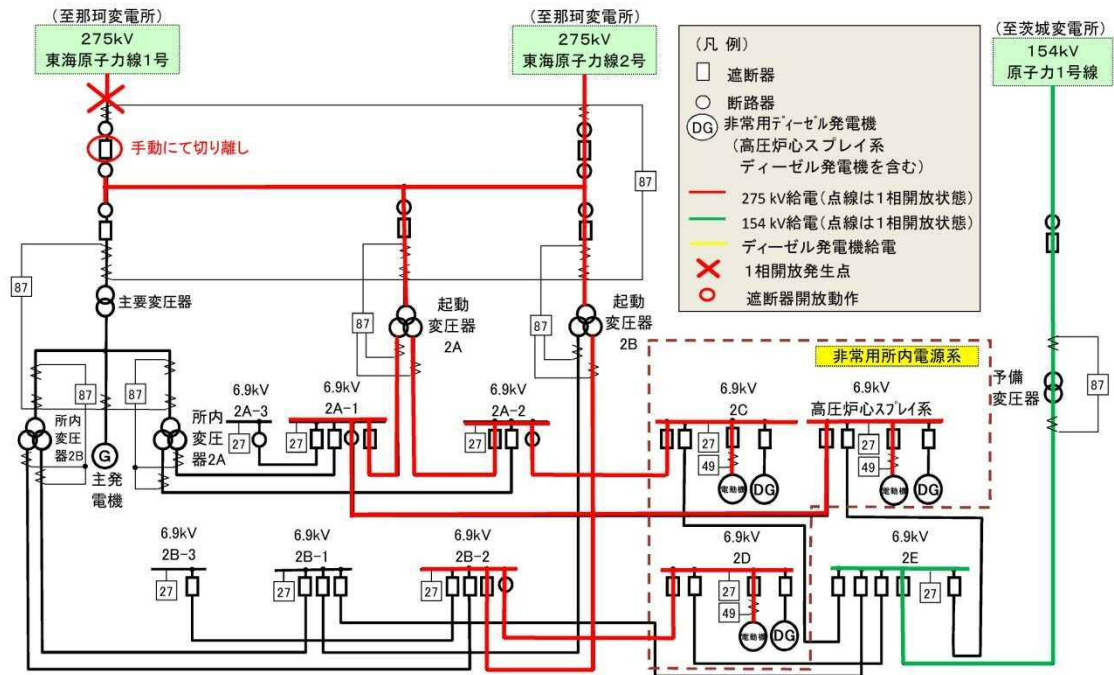
275kV 東海原子力線の 1 回線で 1 相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、275kV 東海原子力線の 1 回線にて 1 相開放故障が発生したことを検知可能である。



第 1-2 図 1 相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

第 1-3 図の通り，運転員の操作により，275kV 東海原子力線 1 回線を外部電源系から隔離すると，残り 1 回線で電源供給を行う。



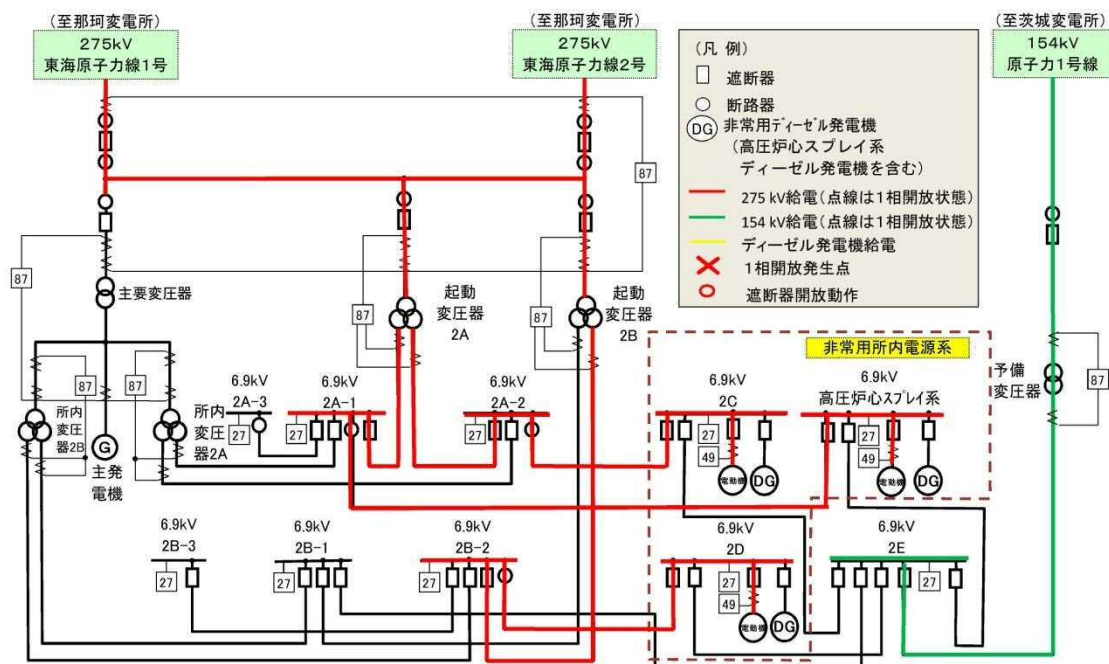
第 1-3 図 故障箇所を隔離した状態

4-2 予備変圧器一次側で発生する 1 相開放故障

(目視にて検知)

(1) 1 相開放故障直前の状態

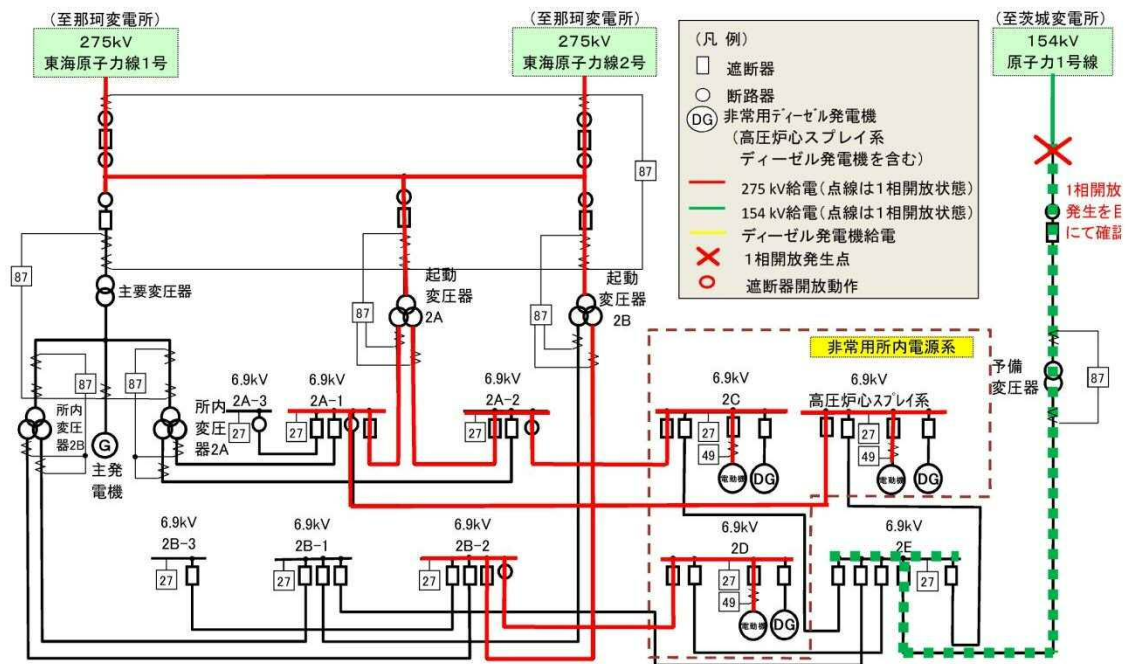
第 2-1 図の通り，275kV 東海原子力線から超高压開閉所，起動変圧器，6.9kV 常用母線(6.9kV 2A-1，2A-2)を経由し，非常用高压母線を受電している状態を想定する。



第 2-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1 相開放故障直後の状態

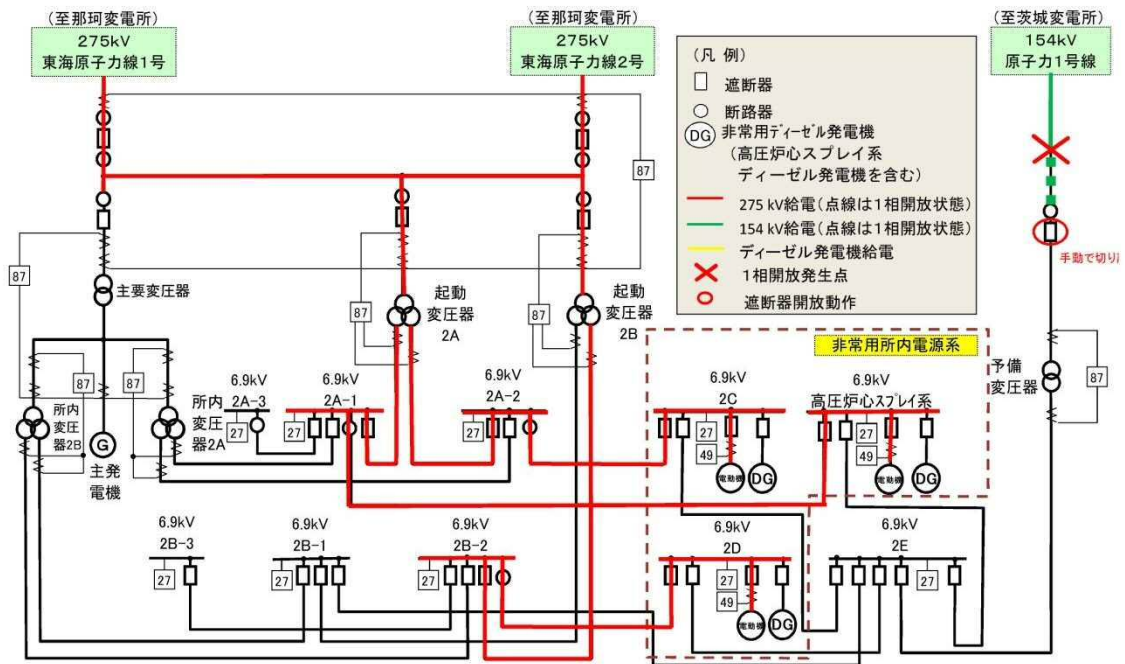
予備変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生すると、故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は、予備変圧器一次側にて 1 相開放故障が発生したことを検知可能である。



第 2-2 図 1 相開放故障直後の状態

(3) 故障箇所を隔離した状態

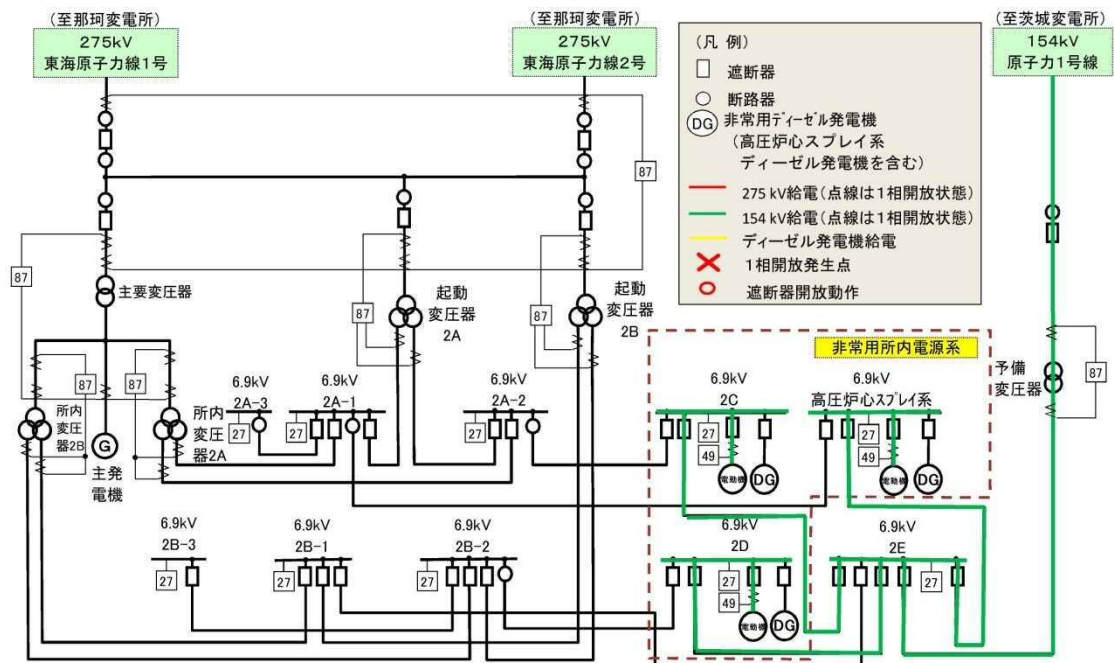
運転員の手動操作により、予備変圧器を外部電源から隔離すると 275kV 東海原子力線 2 回線で電源供給を行う。



第 2-3 図 故障箇所を隔離した状態

(交流不足電圧継電器 (27) にて検知)

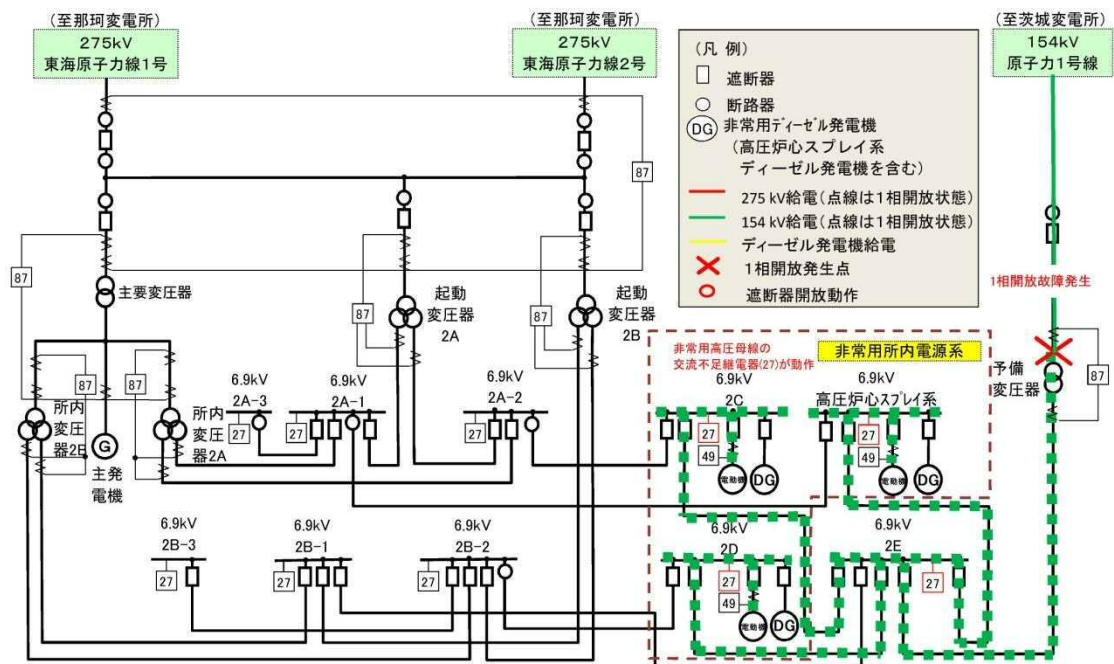
154kV 原子力 1 号線から予備変圧器、6.9kV 2 E 高圧母線を経由し、非常用高圧母線を受電している状態を想定する。



第 3-1 図 1 相開放故障直前の状態

(2) 1 相開放故障直後の状態

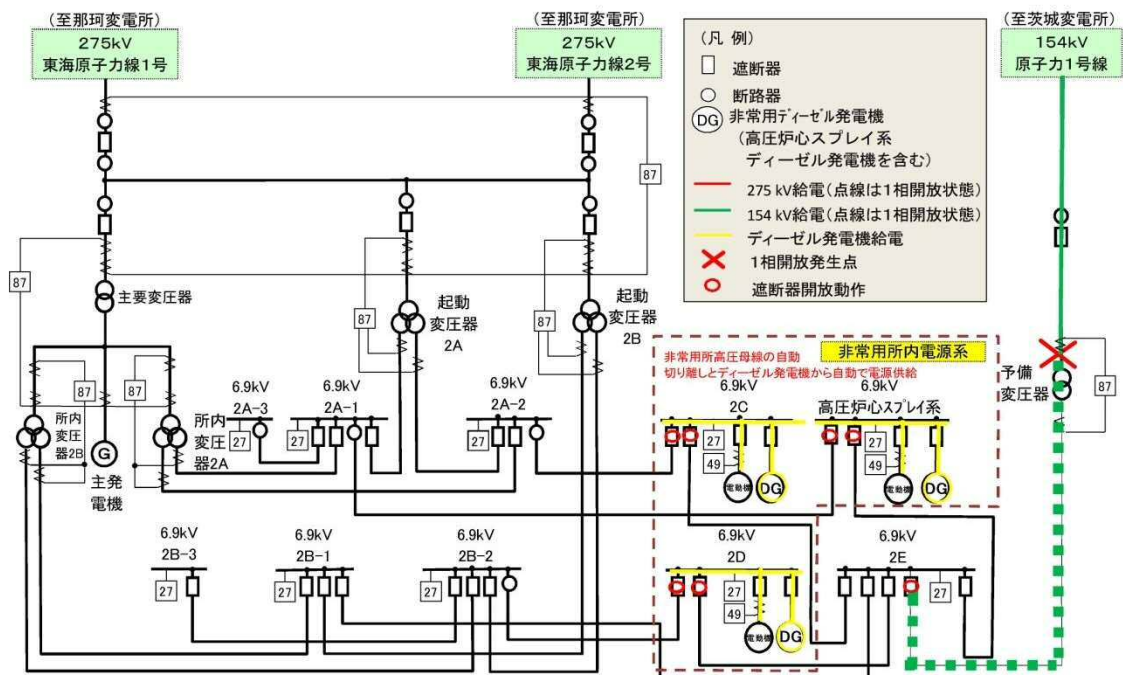
予備変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生すると、予備変圧器から受電していた複数の母線の交流不足継電器（27）が動作する。このことから運転員は予備電源変圧器にて 1 相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。



第 3-2 図 1 相開放故障直後の状態

(3) 非常用高压母線を隔離した状態

交流不足継電器（27）の自動操作により，非常用高压母線を外部電源から隔離すると，非常用ディーゼル発電機が自動起動し，負荷に電源を供給する。



第 3-3 図 非常用高压母線を隔離した状態

別添 5

東海第二発電所の外部電源の信頼性について
(東京電力ホールディングス株式会社作成資料)

1. 東海第二発電所の外部電源の信頼性確保について

東海第二発電所の外部電源の信頼性に関しては、経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」（第 1-1 図）に基づき、東京電力株式会社が電力系統の供給信頼性について分析及び評価を実施し、「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（東京電力株式会社：平成 23 年 5 月 16 日報告）（第 1-2 図）」にて、東海第二発電所への電力系統の信頼性は充分であると報告している。

経 済 産 業 省

平成23・04・15原院第3号

平成23年4月15日

原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について (指示)

経済産業省原子力安全・保安院

N I S A - 2 3 8 b - 1 1 - 3

N I S A - 1 6 1 b - 1 1 - 1

平成23年4月7日宮城県沖地震により、東北電力株式会社管内において広域にわたる停電が発生しました。この停電に伴い、同社東通原子力発電所及び日本原燃株式会社六ヶ所再処理事業所において、一時的に、外部電源の喪失が発生しました。

この事象の原因については、電力系統の一部における地絡事故を発端として、原子力発電所及び再処理施設（以下「原子力発電所等」という。）への外部電源を供給する電力系統の停止に至ったことから、電力系統の信頼性に課題が生じたものです。このため、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、一般電気事業者等に対して、以下のとおり（再処理施設にあっては、下記1. 及び4. のみ）、対応するよう指示します。また、これらの実施状況について、平成23年5月16日までに当院に報告することを求めます。

記

1. 地震等による供給支障等により原子力発電所等の外部電源に影響を及ぼす事態が生じることに関して、原子力発電所等への電力供給に影響を与え得る貴社の電力系統の供給信頼性について分析及び評価するとともに、当該分析及び評価を踏まえ、当該原子力発電所等への電力の供給信頼性を更に向上させるための対策（原子力発電所内電源の強化を含む。）を検討すること。再処理施設にあっては、当該施設への電力系統の供給信頼性に係る上記対策に対応した施設内の設備の整備について検討すること。

第 1-1 図 経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」（抜粋）

2. 4 評価結果（東海第二原子力発電所）

起点となる 500kV 変電所から東海第二原子力発電所への供給ルートにある送変電設備について評価を行った。

その結果、評価ケースによっては外部電源が一旦喪失し、所内電源による一時的な対応が必要となるものの、系統切替により外部電源が速やかに回復（※）することから、電力系統の供給信頼性は充分であると評価した。

（※）万が一、所内電源も含めた全交流電源が喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却系（R C I C）の制御電源は 8 時間維持されるように設計されている。外部電源はこれに比べ充分速やかに回復する（最長となるケースの場合、系統切替に約 80 分、及び東海第二原子力発電所における受電操作に約 30 分）。

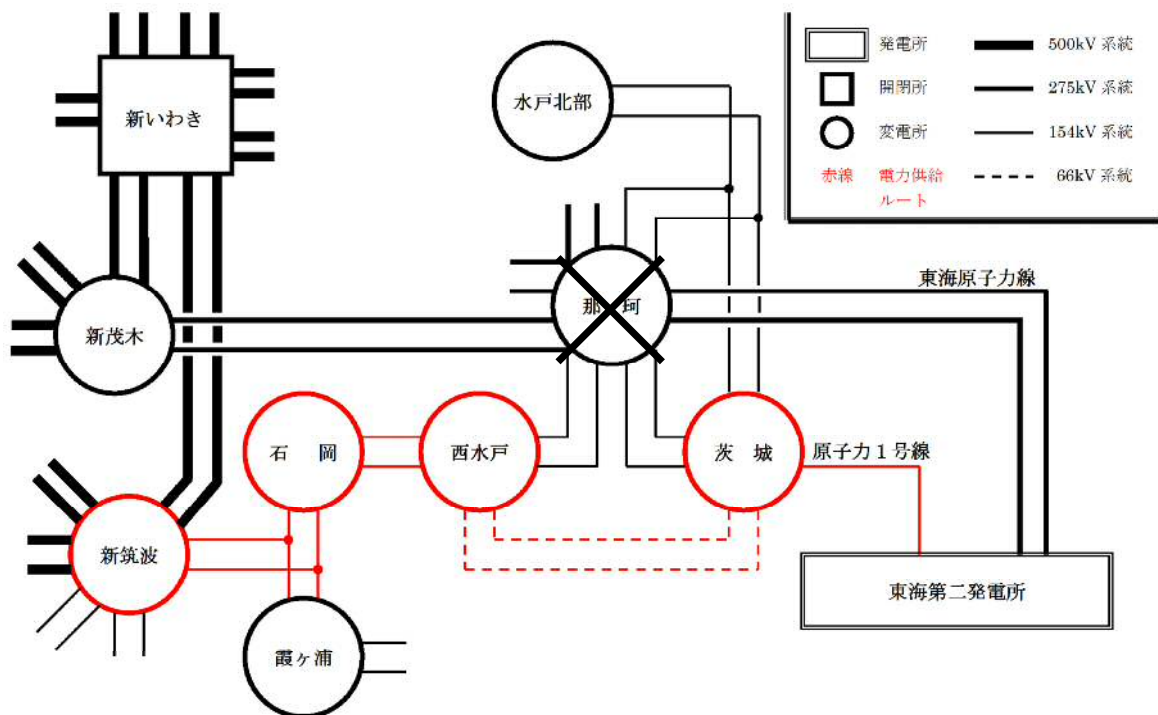
東海第二原子力発電所の電源線は、275kV 送電線 1 ルート 2 回線、および 154kV 送電線 1 回線により構成されている。上記の評価結果は、異なる 2 つの送電ルートが電源線として確保されており、系統切替による外部電源の確保が可能なことによるものである。

第 1-2 図 「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について
（東京電力株式会社：平成 23 年 5 月 16 日報告）」（抜粋）

以下に、那珂変電所及び茨城変電所全停時の対応について記載する。

2.1 那珂変電所全停時の供給系統

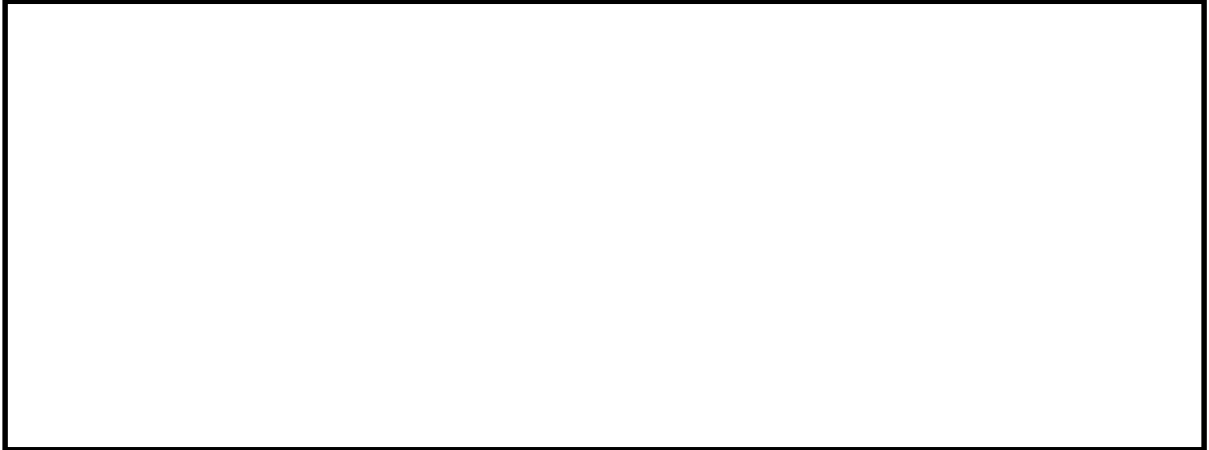
那珂変電所全停時の供給系統を，第 2-1-1 図に示す。



第 2-1-1 図 那珂変電所全停時の供給系統

2.2 那珂変電所全停時の供給ステップ

那珂変電所が全停した場合，東海第二発電所への外部電源の供給は一時的に停止するが，以下のステップにより約 110 分で東海第二発電所へ外部電源が供給される。



那珂変電所全停時の供給ステップを，第 2-2-1 図に示す。



第 2-2-1 図 那珂変電所全停時の供給ステップ

2.3 那珂変電所が全停した場合の外部電源供給手順及び監視体制

那珂変電所が全停して復旧不能に陥った場合の詳細な外部電源供給手順を示す。

基幹系統給電指令所，茨城給電所及び東海第二発電所は，所管する系統の事故状況をそれぞれ同時平行で確認する。

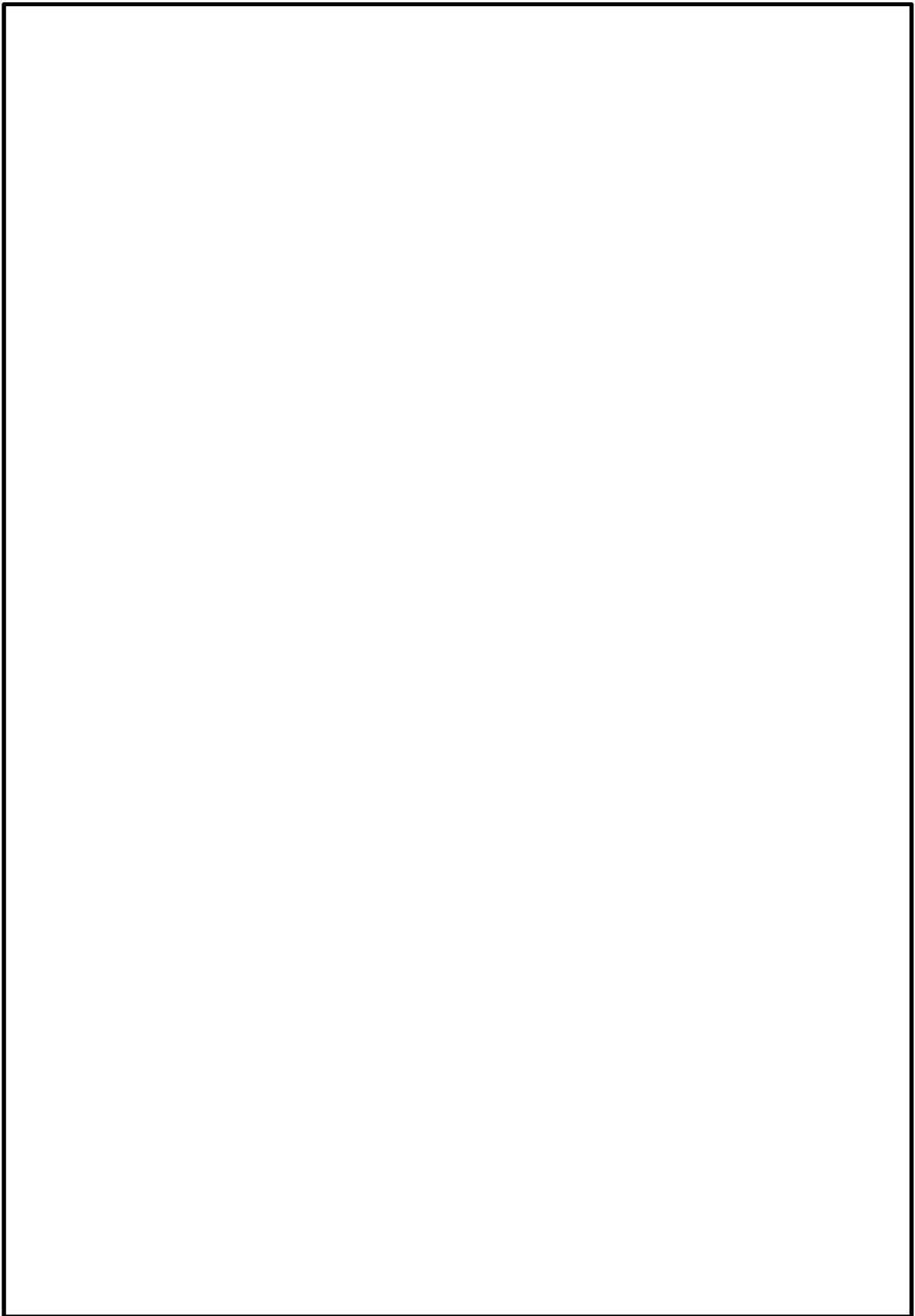
次に，基幹系統給電指令所にて，各所からの状況報告を受け，茨城給電所と相互に確認し，復旧方針を決定する。復旧方針の決定においては，日本原子力発電株式会社及び東京電力パワーグリッド株式会社等の間で協定されている給電協定書に基づき，可能な限り受給の継続又は回復が優先される。

その後，基幹系統給電指令所では，各所に復旧方針の連絡が行われる。事故発生から，ここまでに要する時間は約 30 分である。

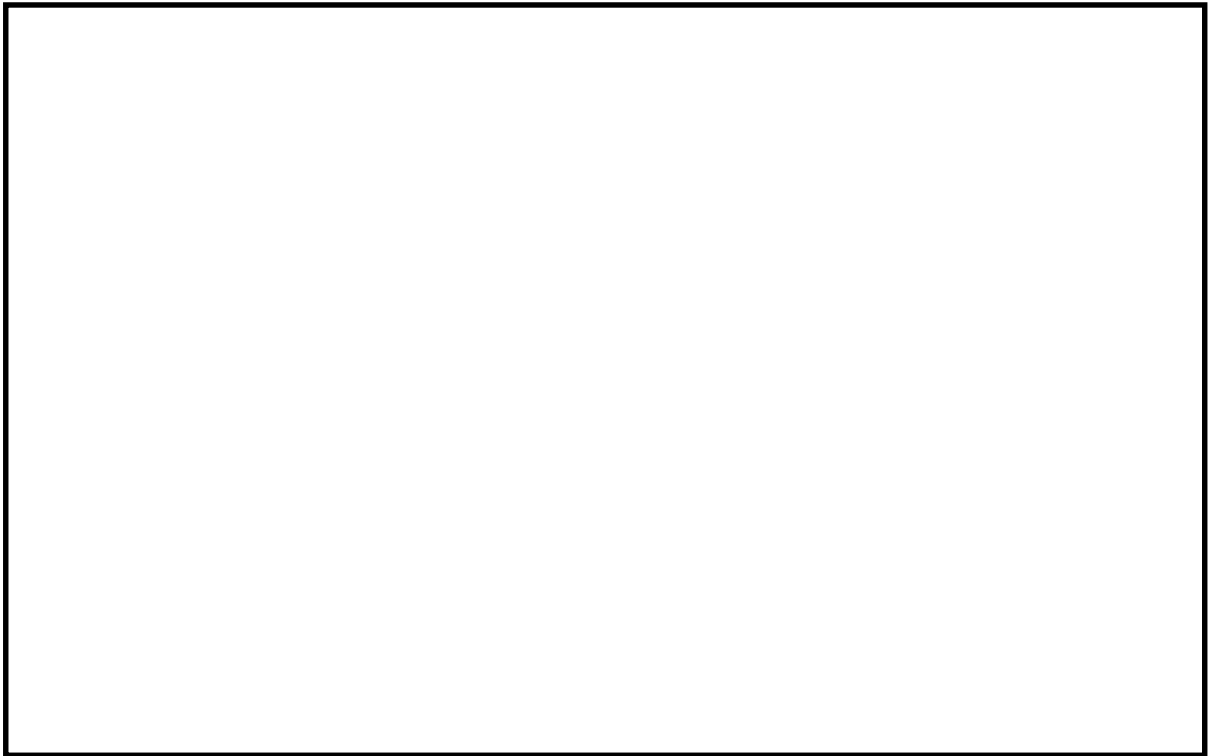
次に，茨城給電所では，新筑波変電所から，石岡変電所，西水戸変電所及び茨城変電所の復旧操作が順次行われ，原子力 1 号線を復旧したうえで，東海第二発電所に対して外部電源からの電力供給が可能である旨の連絡を行う。事故発生から，ここまでに要する時間は約 80 分であり，東海第二発電所の外部電源は，発電所内での受電操作に要する約 30 分を考慮しても，事故発生から 110 分程度で復旧可能である。

なお，復旧時の監視制御体制については，24 時間体制で電力系統の監視制御が実施されている。

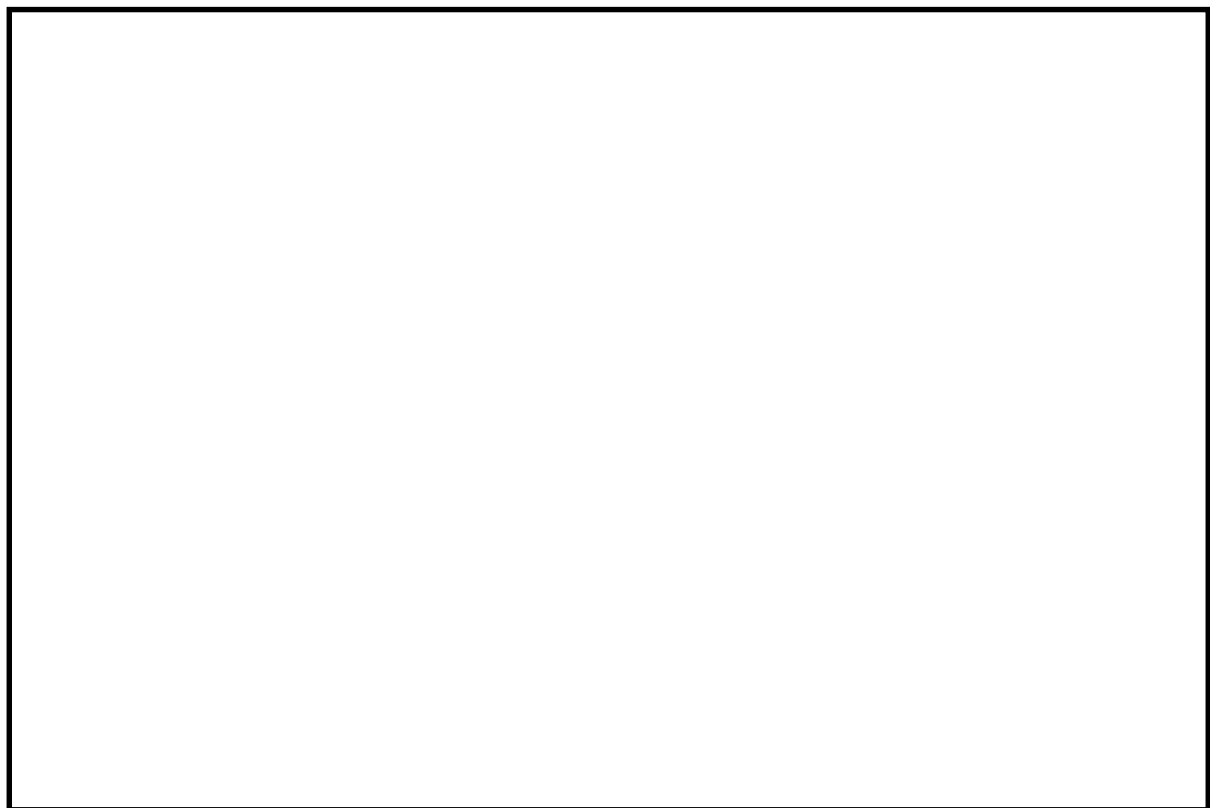
給電協定書を第 2-3-1 図に，復旧操作手順を第 2-3-2 図に，復旧ルートを第 2-3-3 図に，監視制御体制を第 2-3-4 図に示す。



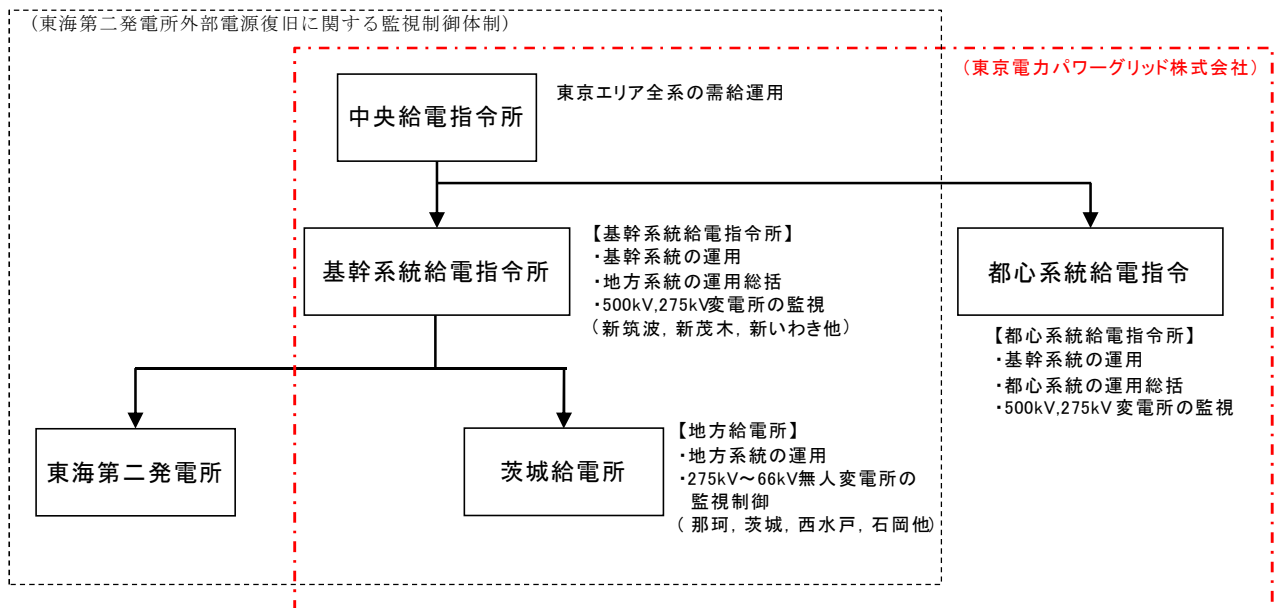
第 2-3-1 図 東海第二発電所給電協定書(平成 17 年 4 月 1 日協定)(抜粋)



第 2-3-2 図 復旧操作手順



第 2-3-3 図 復旧ルート



第 2-3-4 図 監視制御体制

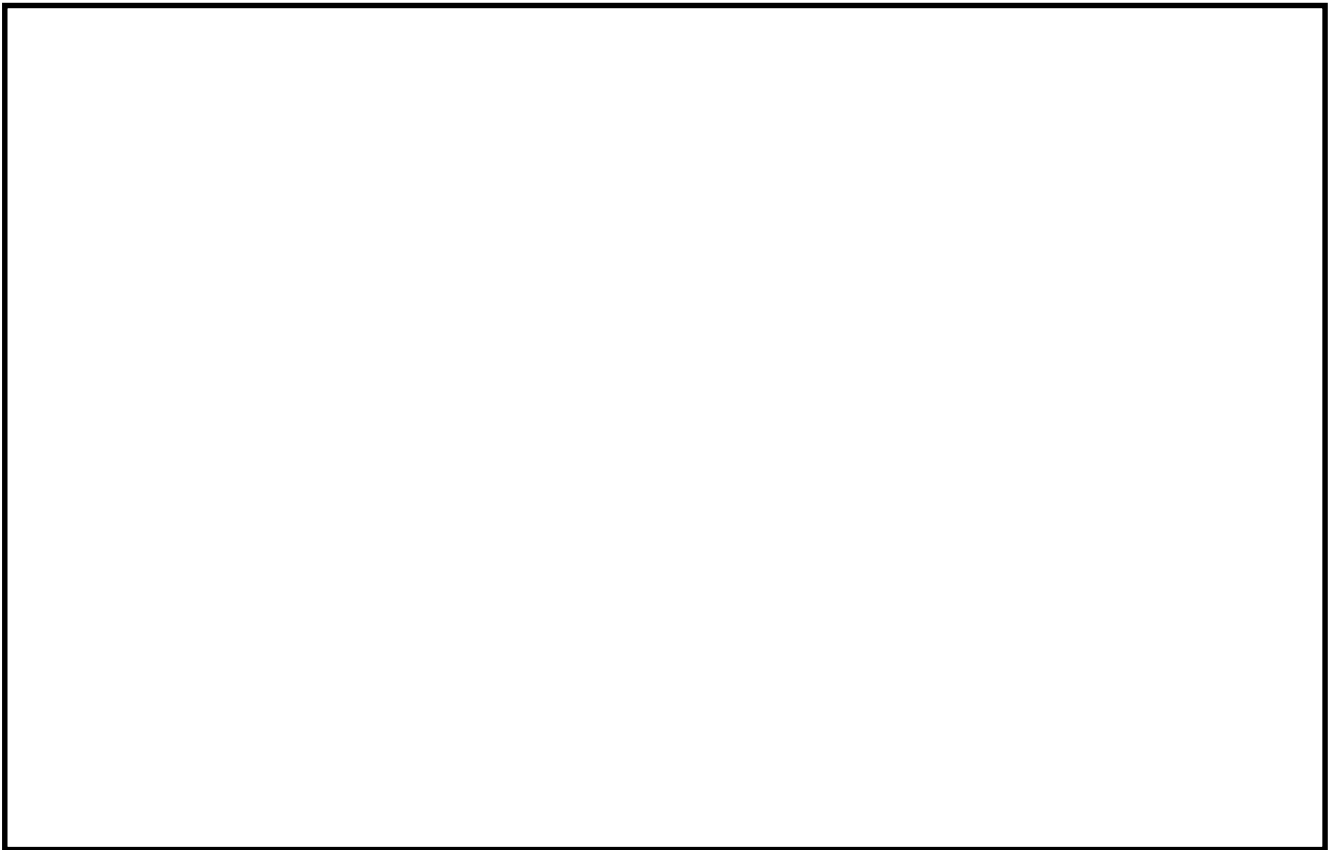
2.4 新筑波変電所からの外部電源供給に関する技術的評価

2.4.1 東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧

冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量は 14MW 程度である。

新筑波変電所から東海第二発電所への電力供給（14MW）時は、一部の他需要家も受電することとなるが、供給ルート設備容量を超過する箇所はなく、東海第二発電所の到達電圧は許容範囲内（147kV \pm 10%）に収まり、電力供給が可能である。

東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧を、第 2-4-1 図に示す。



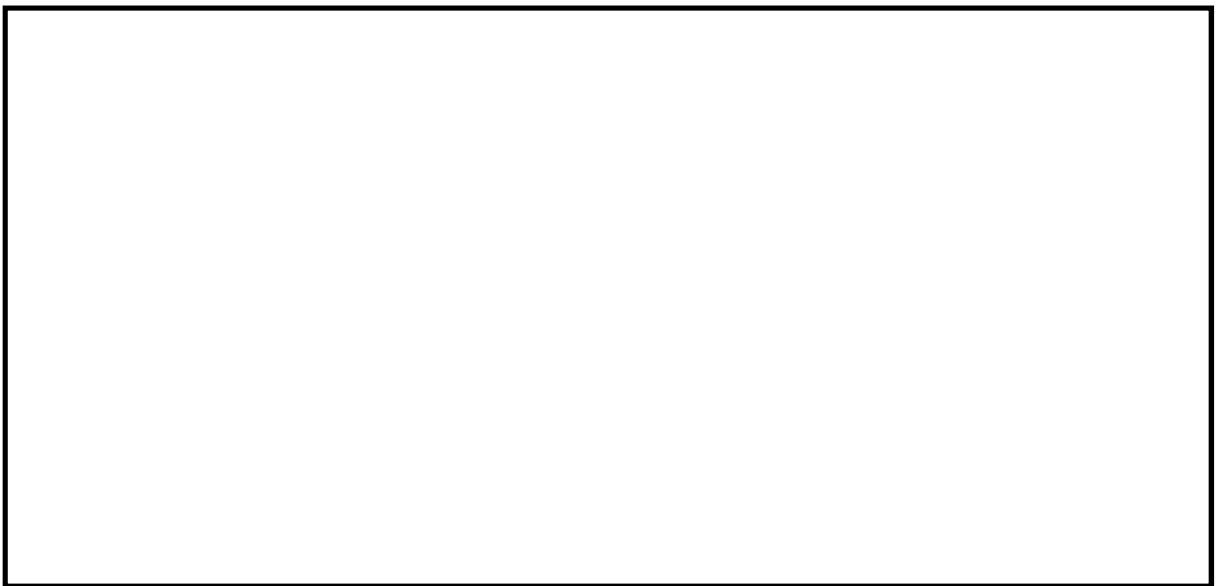
第 2-4-1 図 東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧

2.4.2 保護装置の応動

新筑波変電所から東海第二発電所への外部電源供給時において、石岡変電所から茨城変電所の間の送変電設備には、平常時と逆向きの潮流が流れる。

同区間には、送変電設備の故障を検知した場合、遮断器により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化するための保護装置を設置している。同区間の潮流が逆向きとなった場合でも、当該保護装置で送変電設備を保護している。なお、これらの保護装置は、潮流の向きが反対方向となった場合の系統において、送電線、母線、変圧器の故障が発生しても、平常時の整定値で保護可能な設計である。

石岡変電所～茨城変電所間の保護を、第 2-4-2 図に示す。



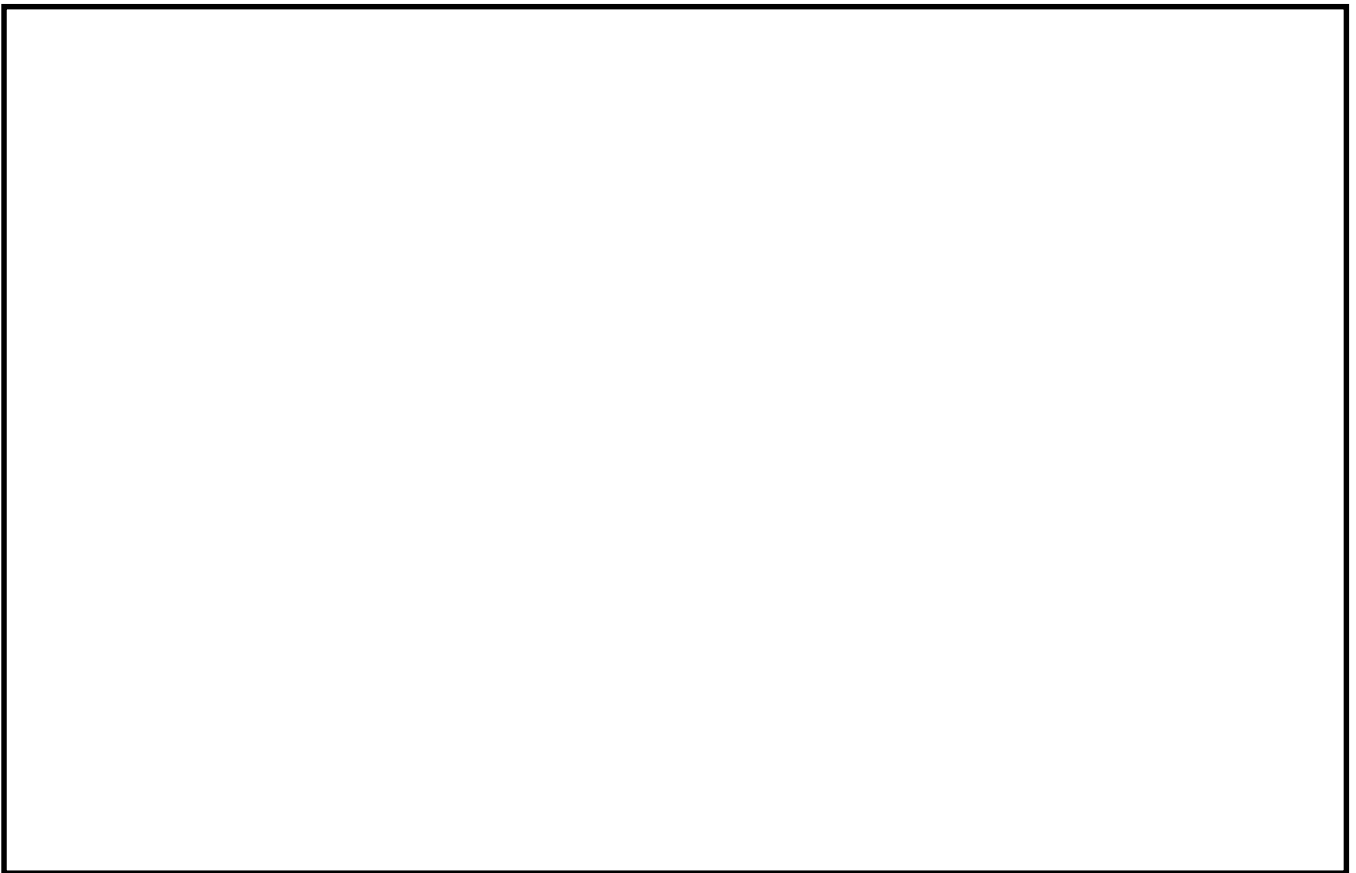
第 2-4-2 図 石岡変電所～茨城変電所間の保護

2.4.3 東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧

新筑波変電所から電力供給する他需要家の最大需要は，新治線の設備容量以内（512MW）に制限する必要がある。

他需要家の最大需要に加え，冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量 14MW へ電力供給が行われる場合においても，新治線の設備容量以内で，東海第二発電所の到達電圧を許容範囲内（147kV \pm 10%）に収まり，電力供給が可能な設計である。

東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧を，第 2-4-3 図に示す。



第 2-4-3 図 東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧

2.4.4 新筑波変電所からの外部電源供給手順の実効性

あらかじめ定めている系統復旧手順書に基づく系統事故の復旧訓練を年 2 回の頻度で実施している。

なお、復旧訓練では、実際の監視制御システムと同様の仕様で系統事故を模擬し、事故の復旧操作（開閉器の入・切など）を訓練できるシミュレータ訓練装置を使用している。

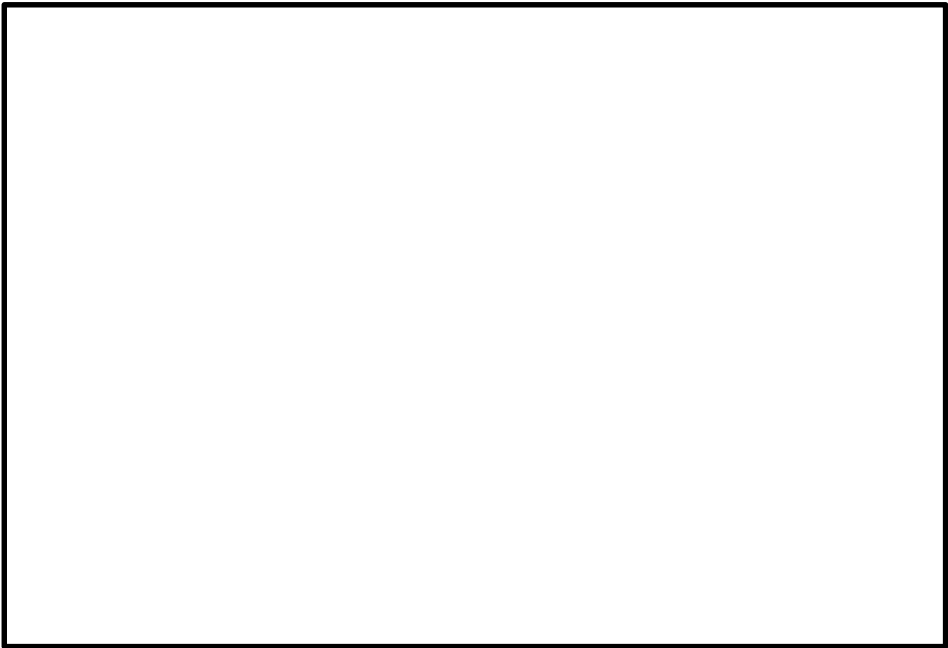
年 2 回の系統事故の復旧訓練は那珂変電所全停時も含めて様々な系統事故を想定し実施しているが、対応内容は、主に開閉器の入・切などであり、特殊な操作はないため、上記復旧訓練で技術の維持は可能である。

過去的那珂変電所全停のシミュレータを用いた復旧訓練の実績を第 2-4-1 表に、復旧訓練時の写真を第 2-4-4 図に示す。

第 2-4-1 表 過去的那珂変電所全停時の復旧訓練の実績

実施日*	H27/4/8	H27/4/10	H27/4/14	H27/4/16	H27/4/22
復旧時間	63 分	41 分	59 分	47 分	51 分

*5 直のうち各 1 回実施した実績日



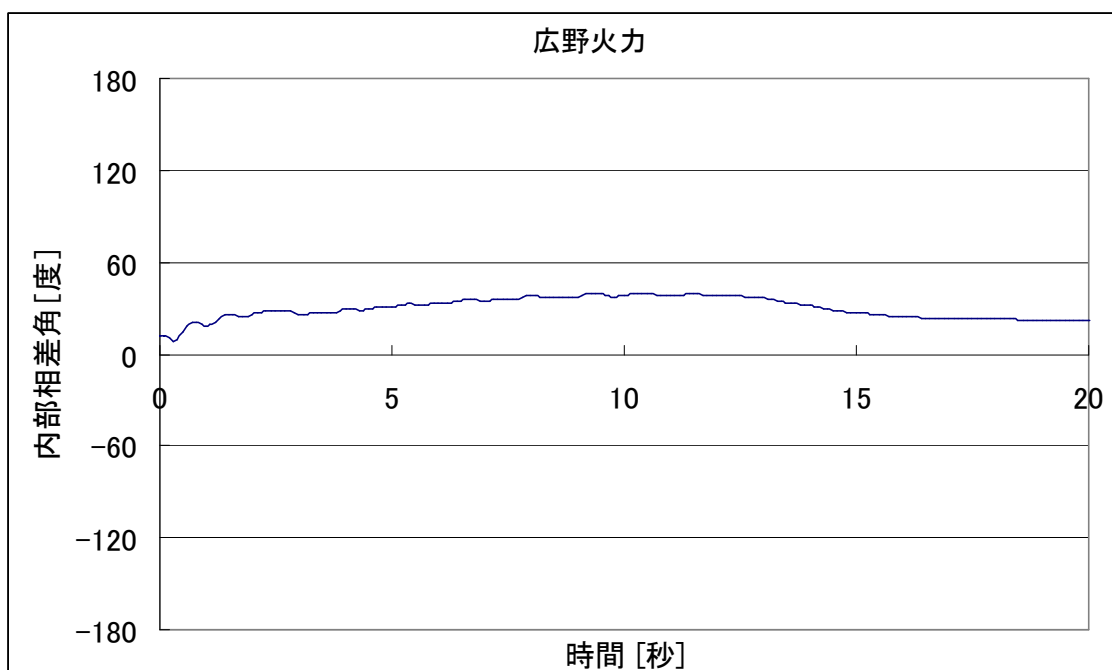
第 2-4-4 図 シミュレータを用いた復旧訓練時の写真

2.4.5 那珂変電所全停時の安定度面への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し、各発電機の安定度面への影響を確認した。

このエリアにおける最も過酷な断面（GW 昼間断面）においても、一時的に発電機の内部相差角は動揺するが、全ての発電機は動揺が収束して継続的に安定運転可能な設計である。

安定度シミュレーション結果の一例を第 2-4-5 図に示す。



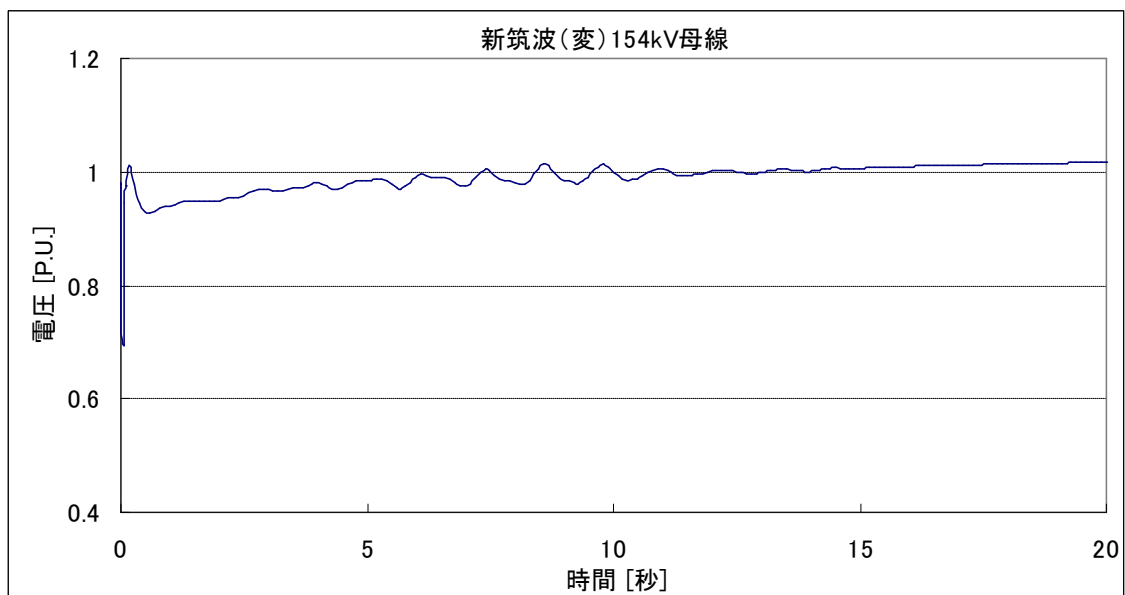
第 2-4-5 図 安定度シミュレーション結果（広野火力発電所）

2.4.6 那珂変電所全停時の新筑波変電所 154kV 母線電圧への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し、外部電源を供給する新筑波変電所の 154kV 母線電圧への影響を確認した。

4.5 と同様の断面においても、外部電源を供給する新筑波変電所 154kV 母線は、那珂変電所事故の影響を受けにくいルートであり、事故前後の電圧はほぼ変化無く、適性電圧を維持できる設計である。

電圧シミュレーション結果を第 2-4-6 図に示す。

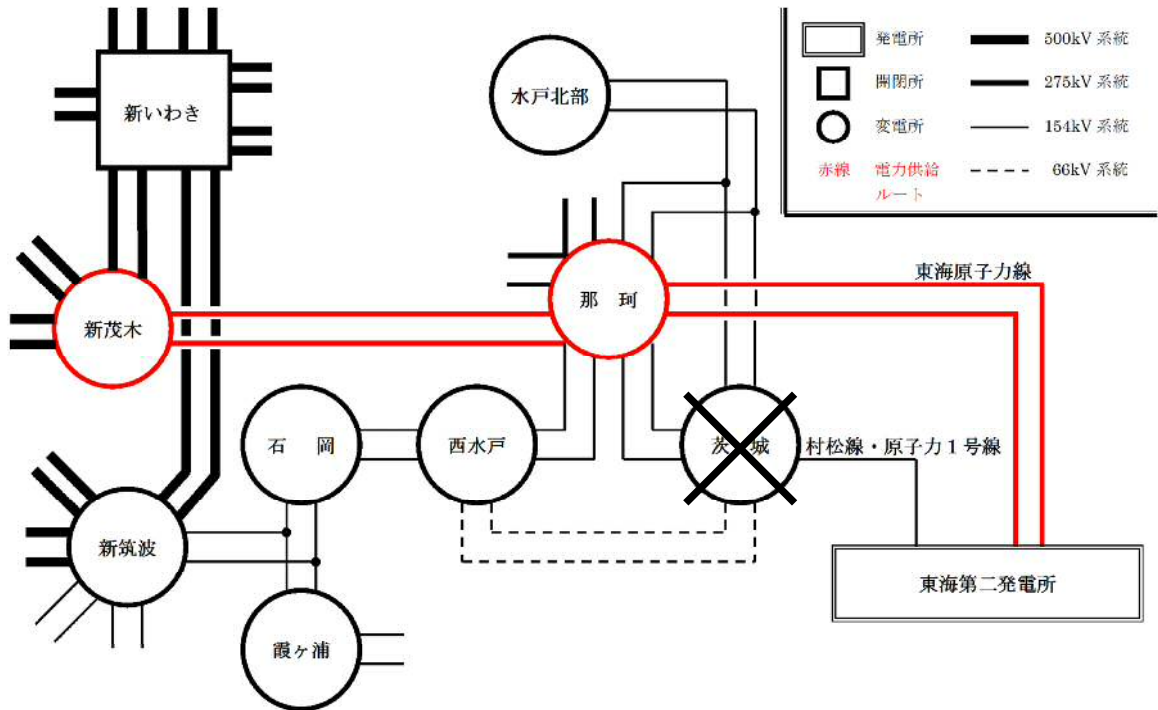


第 2-4-6 図 電圧シミュレーション結果

2.5 茨城変電所全停時の供給系統

茨城変電所が全停した場合，那珂変電所経由で東海第二発電所へ電力を供給する。

茨城変電所全停時の供給系統を，第 2-5-1 図に示す。



第 2-5-1 図 茨城変電所全停時の供給系統

別添 5-1 東海第二発電所外部電源喪失事故訓練の実績について

東海第二発電所の外部電源喪失事故に係る運転員の訓練実績については、年 1 回以上の頻度で実施している。

上記訓練においては、中央制御室にて事故を模擬した訓練やシミュレーターを使用した訓練を実施している。

那珂変電所全停時における復旧においては上記の訓練や過去の 154kV 予備変圧器受電の操作実績を踏まえて、約 30 分で操作可能であることを確認している。

別添 6 非常用電源設備の配置の基本方針について

非常用電源設備は、区分ごとに区画された部屋に設置し、主たる共通要因（地震、津波、火災、溢水）に対し、頑健性を有している。

電気設備を配置するうえでの基本的なコンセプトは、以下のとおりである。

- 地震、津波、火災、溢水に対する頑健性を確保する配置
- 同じ機能を有する設備は運転性、保守性に配慮し、集中配置

電気設備は、新設する防潮堤により津波からの影響を受けないエリアへ配置するとともに、地震に対しては耐震性の高い設備を配置する。電気設備の配置図は、第 2.3.1.1-1 図～第 2.3.1.1-5 図のとおりであり、上記の基本的なコンセプトを満足する設計とする。

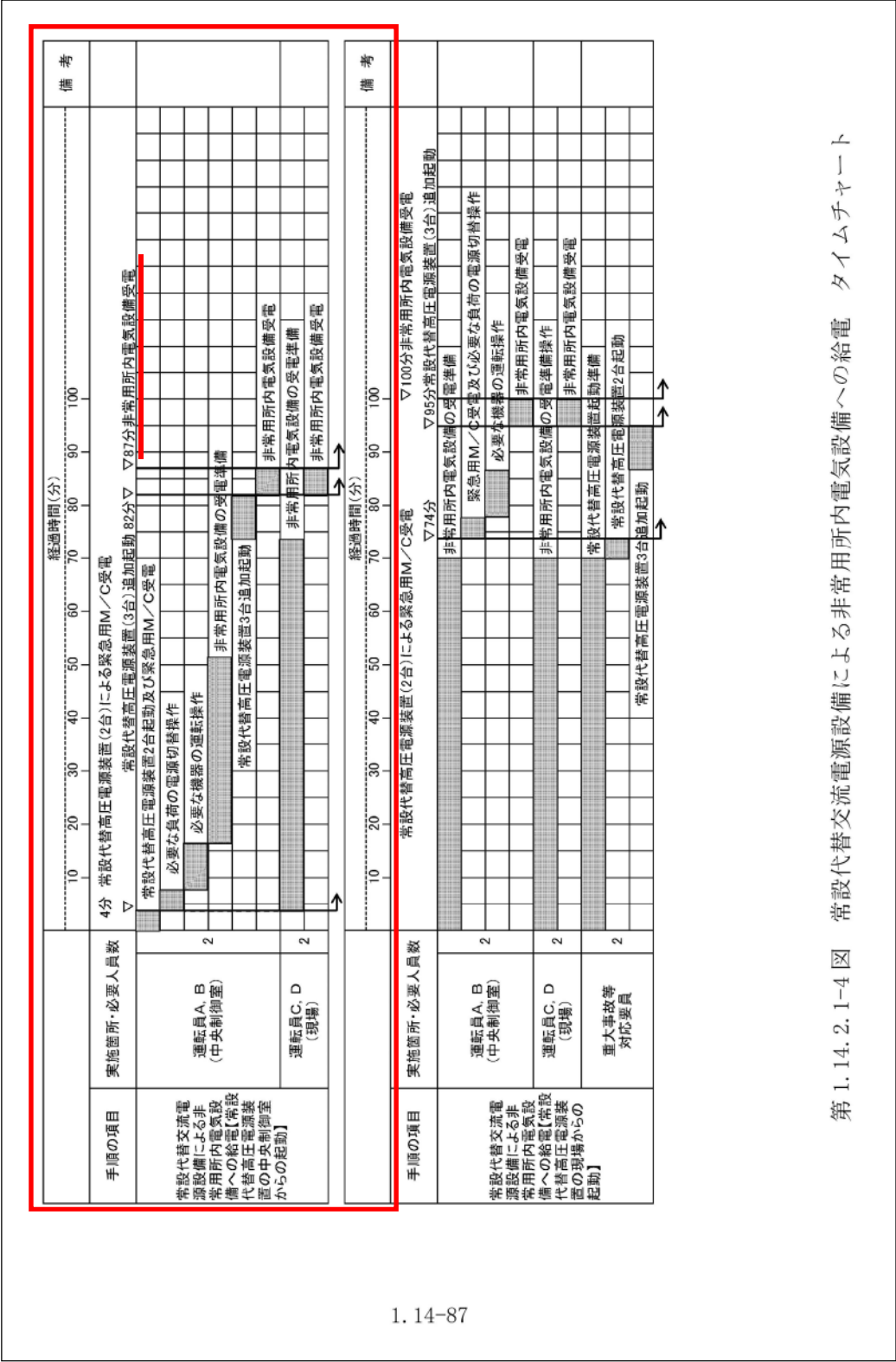
別添 7 蓄電池容量について

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）、可搬型代替交流電源設備からの電源供給開始に要する時間は、「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において、詳細を提示する。第 1 図～第 4 図に同資料の抜粋を示す。

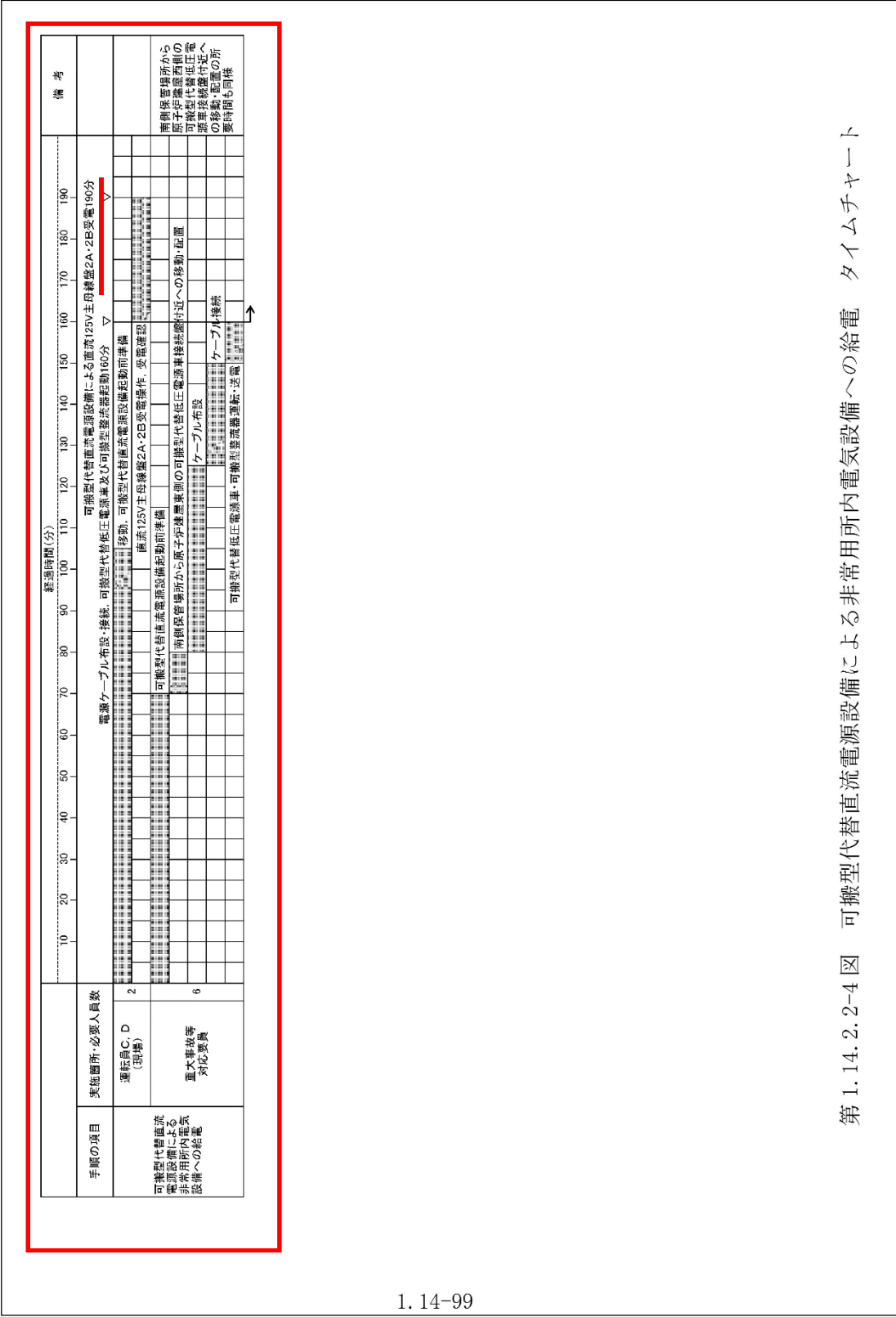
常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から非常用高圧母線を受電するまでは約 87 分である。

よって常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からは約 90 分で電源供給開始が可能である。

万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である電源車から約 190 分以内（全交流動力電源喪失後約 280 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は、常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間供給できる容量とする。



第 1 図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（1/2）



第 2 図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（2/2）

別添 8 ケーブル敷設設計の考え方

安全機能を有する機器に使用するケーブルは、安全区分Ⅰ，安全区分Ⅱ，安全区分Ⅲに分類されたうえで，以下の各種分離を実施することにより，安全区分間の相互独立性を保つ。

1. 電氣的分離についての考え方

安全区分毎に独立した電源供給元より給電することで分離する。

2. 物理的分離についての考え方

(1) ケーブルトレイ又は電線管による分離

使用用途や使用電圧に応じた4つの回路種別（高圧電力用，低圧電力用，制御用，計装用）にケーブルを分類し，安全区分及び回路種別毎にケーブルトレイ又は電線管により敷設することで分離する。

(2) 離隔距離の確保等による分離

〔建設当時の考え方〕

安全区分の異なるケーブルトレイが，水平方向又は垂直方向に平行して敷設される場合及び交差して敷設される場合は，以下の対応の中から敷設場所に適したものを実施することで分離する。

- ・ 離隔距離の確保
- ・ 分離板又は耐火板の設置
- ・ 上部又は底部へのケーブルトレイカバーの設置

〔新規制基準適合のための考え方〕

新規制基準（火災防護基準）適合のため，以下のいずれかの対応を実施する。

- ・ 1時間以上の耐火材の設置及び火災感知，自動消火設備の設置
- ・ 3時間以上の耐火材の設置

揺すり込み沈下量の算定方法について

1. 沈下量の算定方法

沈下量の算定に当たっては、液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）及び揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）のそれぞれについて評価し、両者を合算したものをを用いる。

（1）液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）

液状化に伴う沈下は、液状化検討対象層（地下水位以深に分布する堆積層の内、粘性土を除く地層）に対して、設定した地震力による液状化判定を行い、液状化抵抗率が1未満の範囲については液状化が生ずるものと評価し、液状化に伴う沈下量の算出を行う。

なお、ケーブル洞道設置近傍の地盤において、道路橋示方書・同解説に基づき液状化判定を行った結果、液状化検討対象層の液状化抵抗率が1以上となったため、液状化に伴う沈下量は考慮しない。

（2）揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）

揺すり込みによる沈下は、地下水位以浅の液状化しない地層に対して「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月）」に基づき算定した。

検討フローを図 1 に、鉄道構造物等設計標準・同解説の揺すり込み沈下量算定法に係る該当箇所を図 2 に示す。

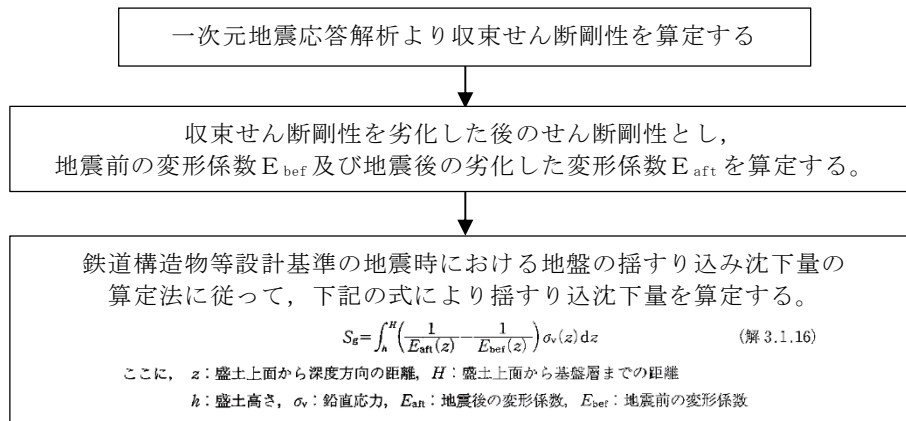


図 1 不飽和地盤の揺すり込み沈下量の算定フロー

3) 地震時における地盤の揺すり込み沈下量の算定法

地震時における地盤の揺すり込みによる沈下量は、簡便には以下の手順で求められる。

- ①「耐震標準」に基づき地震応答解析を行い、地中における水平方向の最大応答変位分布を求める。地震応答解析によらない場合は、「耐震標準」に基づき応答変位法で計算してよい。
- ②応答変位分布を基に、地中の深度方向に対するせん断ひずみ分布を算出する。
- ③各地層において地震前のせん断剛性 G_{bef} が、地震中にせん断ひずみが増加した分だけ劣化したものと見なし、 $G \sim \gamma$ 曲線から劣化した G_{aft} を求める。ここで $G \sim \gamma$ 曲線は実際の地盤からサンプリングした試料を用いて土質試験から求めるとよいが、困難な場合には、「耐震標準」や他の規(基)準類⁹⁾などを参考に定めるとよい。
- ④地盤の深度方向 z に対し、地震前のせん断剛性 G_{bef} と、地震によって劣化した後のせん断剛性 G_{aft} 、すなわち変形係数 E_{bef} と E_{aft} を用いて、自重による沈下量を次式によって求め、地震中に生じた盛土底面での残留変形量 S_g を式(解 3.1.16)によって算出する。

$$S_g = \int_h^H \left(\frac{1}{E_{aft}(z)} - \frac{1}{E_{bef}(z)} \right) \sigma_v(z) dz \quad (\text{解 3.1.16})$$

ここに、 z ：盛土上面から深度方向の距離、 H ：盛土上面から基盤層までの距離

h ：盛土高さ、 σ_v ：鉛直応力、 E_{aft} ：地震後の変形係数、 E_{bef} ：地震前の変形係数

この方法では、地震時の動的応答変位からせん断ひずみを求め、変位量に換算しているため、振動によるせん断変形の累積性は考慮されていないことになる。この累積変形性は、土に作用する初期せん断応力が大きいほど大きくなることが知られているが、地中部では影響が少ないと考えられるので、ここでは計算の簡便化から省略することにした。

なお、水平方向のせん断ひずみから地盤の剛性の劣化度を推定する方法は、盛土の沈下に対する剛性の劣化度に比べて過大である可能性がある。ここでは、この方法を安全側の仮定として採用したが、適切でないと判断される場合は、十分検討の上、他の方法によってよい。

図 2 鉄道構造物等設計標準同解説の抜粋

2. 沈下量の算定結果

(1) ケーブル洞道（特別高圧開閉所側）

当該地域の地下水位は、EL. +2.0m～EL. +2.5m に位置し、これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所が（層厚約 8.5m）で沈下量を算定した結果約 0.5mm となる。また、仮に第四系の全てが不飽和層と仮定して算定した場合でも、その沈下量は約 1.7mm となる。

ケーブル洞道位置を図 3 に、揺すり込み沈下量算定位置を図 4 に示す。



図 3 ケーブル洞道位置図

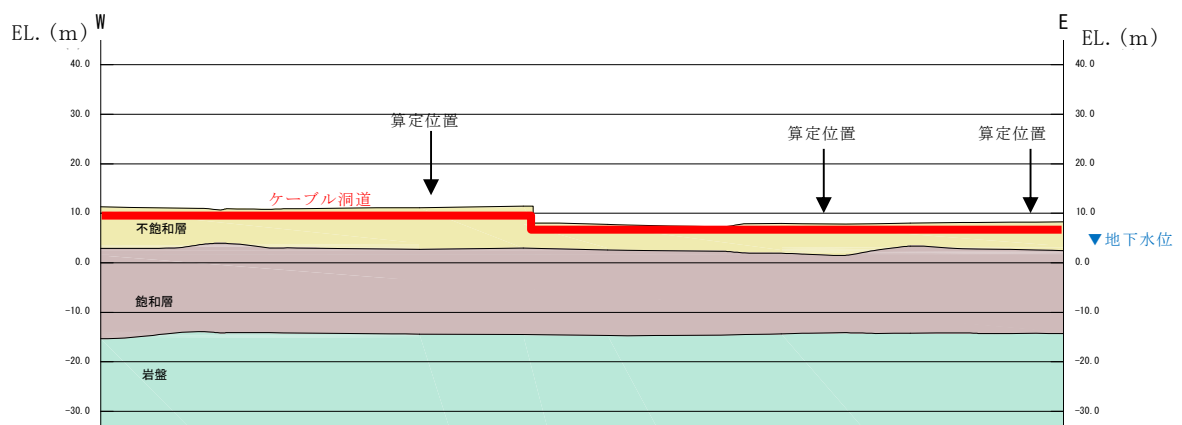


図 4 揺すり込沈下量算定位置図

(2) ケーブル洞道（超高压開閉所側）

当該地域の地下水位は、EL. +2.0m～EL. +2.5m に位置し、これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所（層厚約 5.8m）で沈下量を算定した結果、約 0.2mm となる。また、仮に第四系の全てが不飽和層として算定した場合でも、その沈下量は約 9.5mm となる。

ケーブル洞道位置を図 5 に、揺すり込み沈下量算定位置を図 6 に示す。



図 5 ケーブル洞道位置図

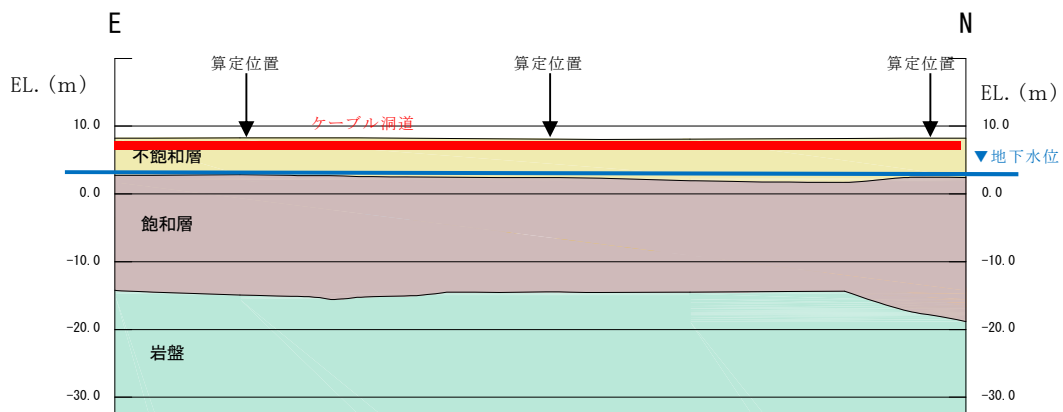


図 6 揺すり込み沈下量算定位置図

3. 算定方法の妥当性

揺すり込み沈下量の算定に用いた文献「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月）」は，新幹線鉄道や大都市旅客鉄道の構造物，トンネル等被害が生じた場合の復旧が困難な構造物などの重要度の高い構造物も含む対象に定められた基準である。

また，当該算定式に基づき評価した沈下量については，保守的に全地層が不飽和層と仮定した場合も確認した。

東海第二発電所

運用，手順説明資料

保安電源設備

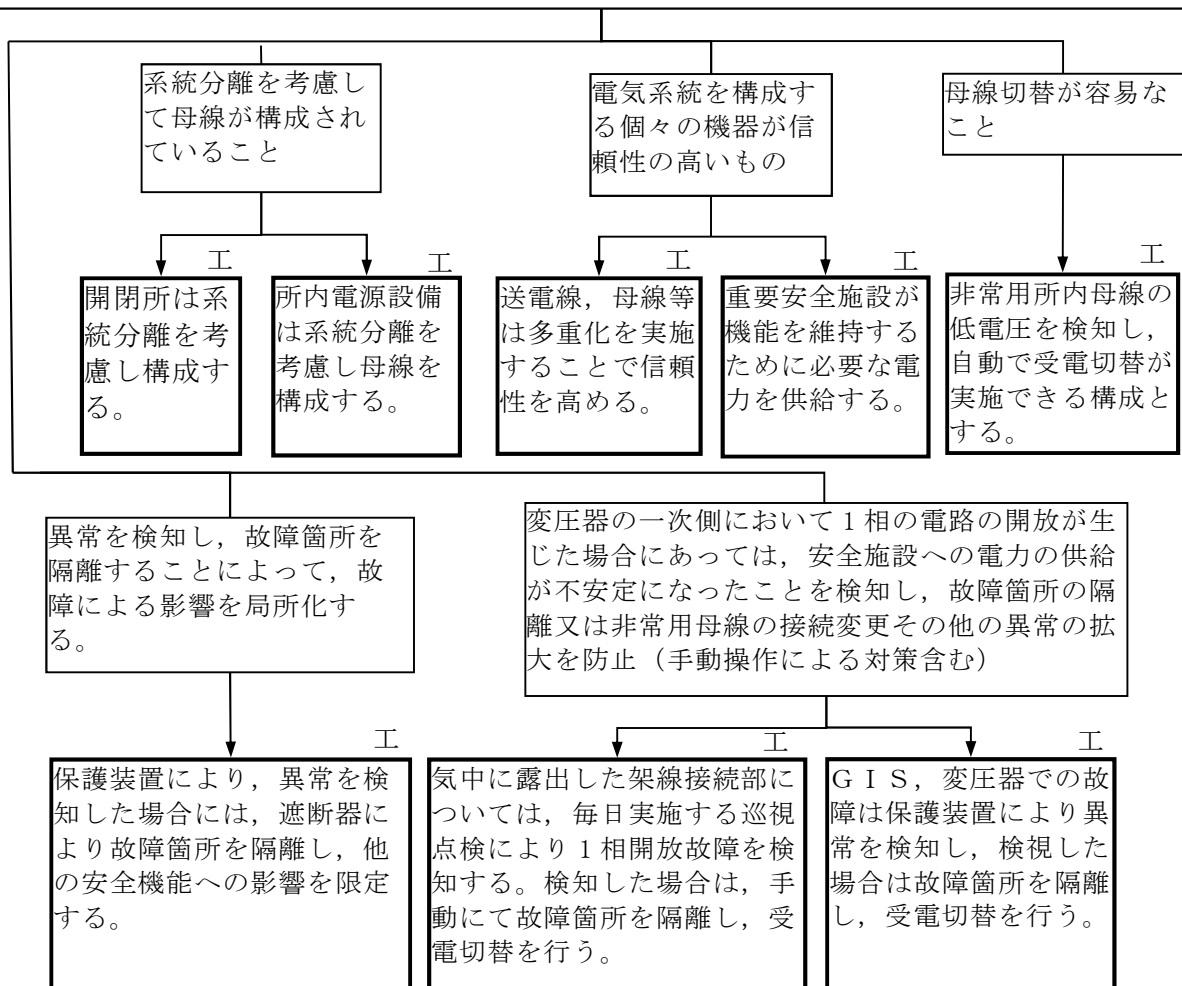
第33条 保安電源設備（追加要求事項）

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

【解釈】

第3項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多様性を損うことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等）及び工学安全施設を含む重要安全施設への電力供給（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。

第3項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡、地絡又は母線の定電圧若しくは過電流を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。



【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針、添付書類）

保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）

核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

■：添付六、八に反映

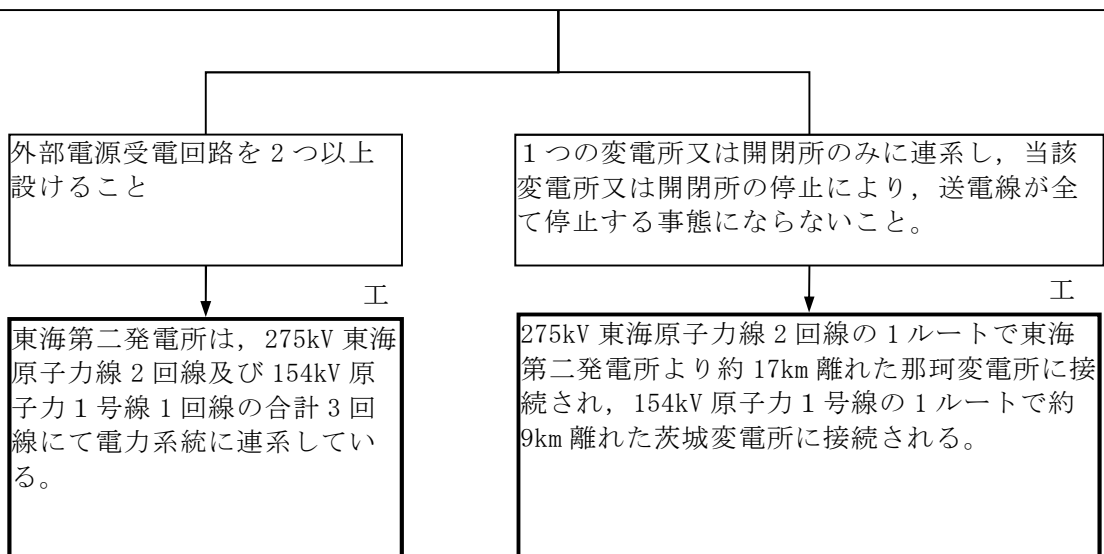
□：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

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

【解釈】

第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電可能な回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。

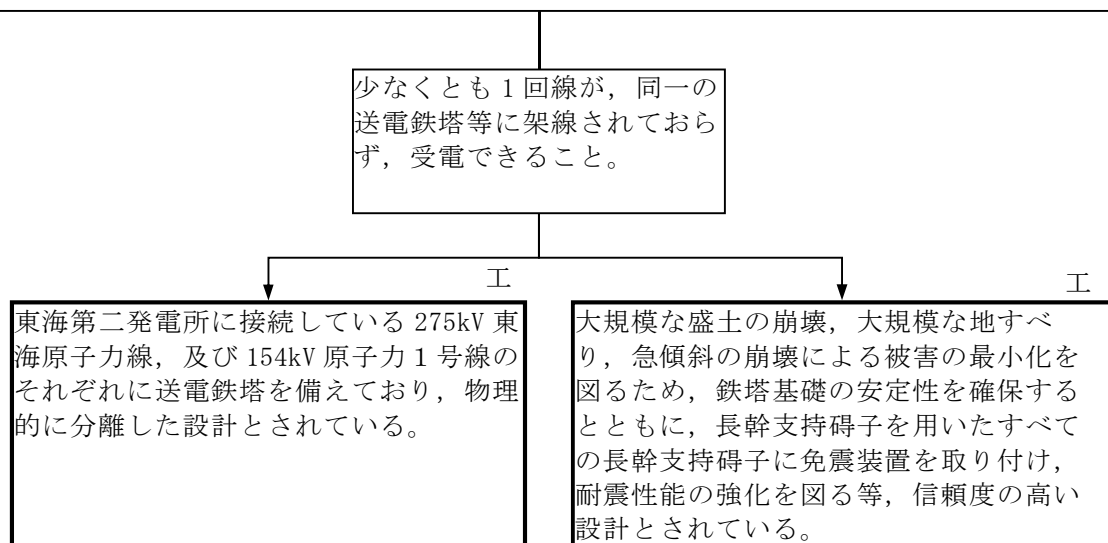
第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。



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

【解釈】

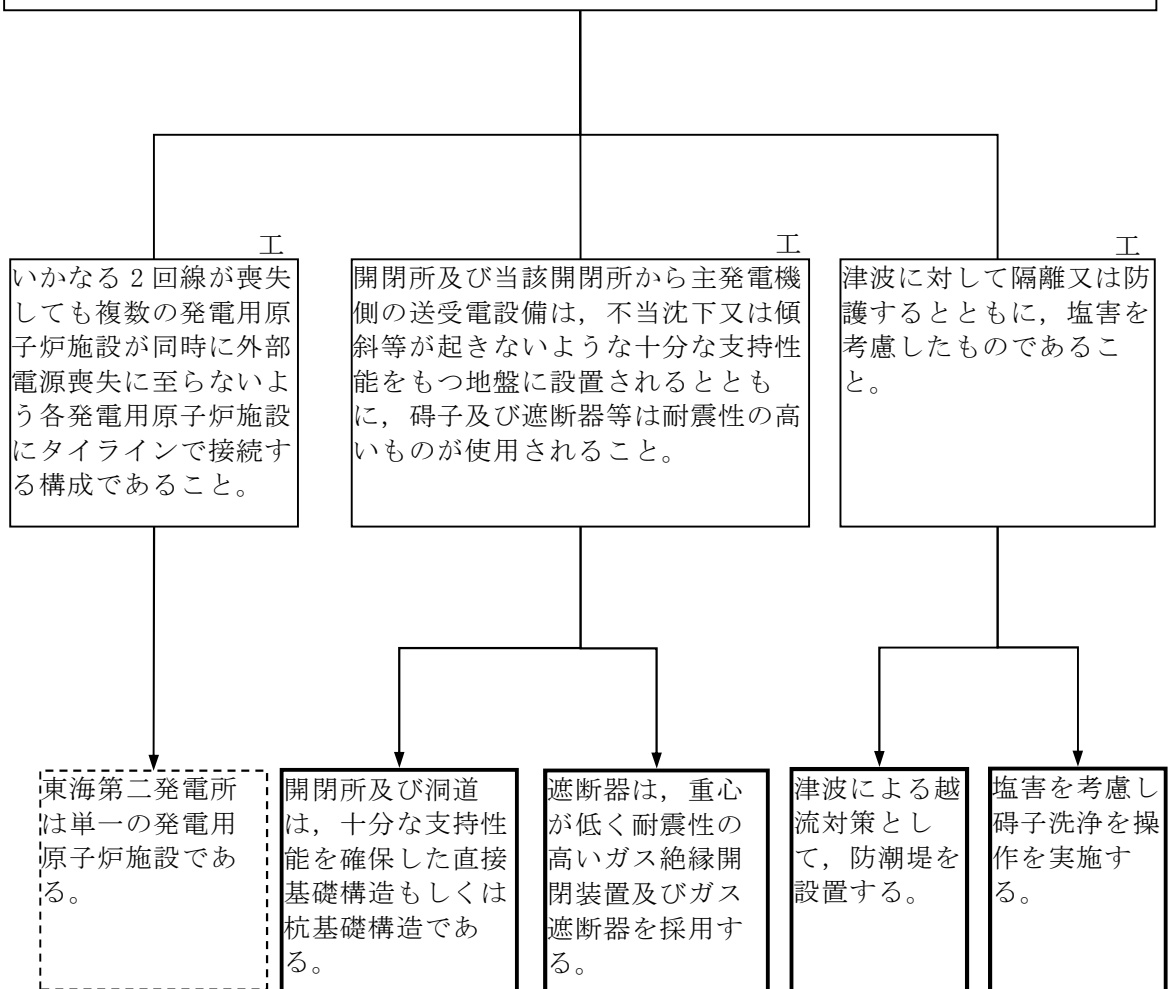
第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電線鉄塔等に架線されていないことをいう。



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

【解釈】

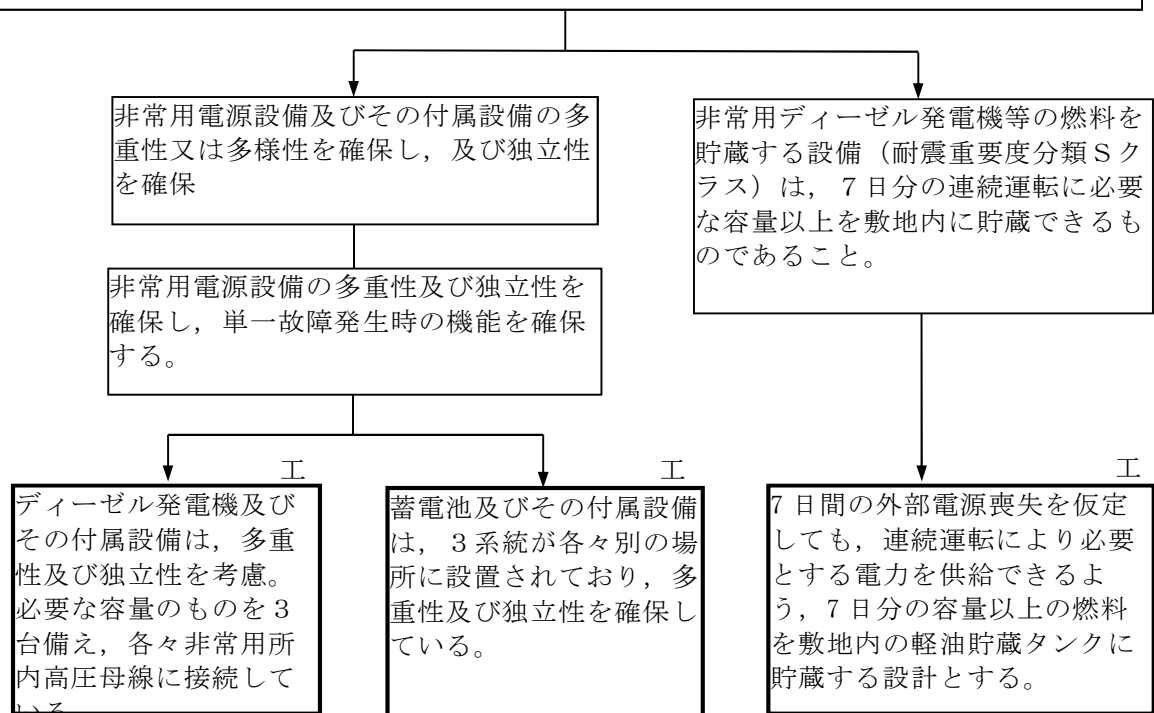
第6項に規定する「同時に停電しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお、上記の「外部電源」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不当沈下または傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。



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

【解釈】

第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。



- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源及びその付属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

【解釈】

第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。

非常用電源設備を共用する場合、過度に依存しないものでなければならない。

設計基準事故において、発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備は、原子炉毎に単独で設置し、他の原子炉施設と供用しない設計とする。

―――東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設である。―――

表 1 (1 / 4) 技術的能力に係る運用対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	開閉所設備， 所内電気設備 の系統分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	送電線，母線 等の多重化	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	重要安全施設 への電力供給	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	受電系統の 自動切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	保護装置によ る異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表 1 (2/4) 技術的能力に係る運用対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	保護装置による異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	電流不平衡の監視又は開閉所碍子の巡視点検	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・変圧器一次側において 1 相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。 ・1 相開放故障が検知されない状態において，安全系機器に悪影響が生じた場合にも，運転員がそれを認知し，適切な対応を行えるよう手順書等を整備する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	故障箇所の隔離，受電切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	275kV 送電線 2 回線及び 154kV 送電線 1 回線	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表 1 (3 / 4) 技術的能力に係る運用対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	送電線の物理 的分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	鉄塔基礎の安 定性，碍子の 耐震性強化	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤（十分な 支持性能）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	遮断器（ガス 絶縁開閉装 置，ガス遮断 器）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	地盤（津波の 影響をうけな い防潮堤）	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表 1 (4 / 4) 技術的能力に係る運用対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	碍子洗浄	運用・手順	・電気設備の塩害を考慮し、定期的に碍子洗浄操作を実施する。 ・また、碍子の汚損が激しい場合は、臨時に碍子洗浄操作を実施する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	ディーゼル発電機の多重性及び独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	蓄電池の多重性及び独立性	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	7 日分の容量以上の燃料貯蔵，燃料輸送	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—