

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	DB26 r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(設計基準対象施設等)

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目 次

第4条	地震による損傷の防止（後日提出）	
第5条	津波による損傷の防止（後日提出）	
第6条	自然現象 外部からの衝撃による損傷の防止（自然現象）	
第6条	竜巻 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）	
第6条	外部火災 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）	
第6条	火山 外部からの衝撃による損傷の防止（火山）	
第7条	不法な侵入等の防止	
第8条	火災による損傷の防止	
第9条	溢水による損傷の防止	
第10条	誤操作の防止	
第11条	安全避難通路等	
第12条	安全施設	
第14条	全交流動力電源喪失対策設備	
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	
第17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	
第24条	安全保護回路	
第26条	原子炉制御室等	（第59条 原子炉制御室等）
第31条	監視設備	（第60条 監視測定設備）
第33条	保安電源設備	
第34条	緊急時対策所	（第61条 緊急時対策所）
第35条	通信連絡設備	（第62条 通信連絡を行うために必要な設備）

注：（ ）内は重大事故等対処施設の該当条文

第26条：原子炉制御室等

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項に対する適合性
 - (1) 位置, 構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等 (手順等含む)

2. 原子炉制御室等
 - (別添 1)
原子炉制御室等 (被ばく評価除く) について
 - (別添 2)
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
 - (別添 3)
原子炉制御室等について (補足資料)

3. 技術的能力説明資料
 - (別添 4)
原子炉制御室等

< 概 要 >

- 1.において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する泊発電所3号炉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技術的能力（手順等）を抽出し、必要となる運用対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全施設について、設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条における追加要求事項を明確化する（第 1 表）。

第1表 設置許可基準規則第26条及び技術基準規則第38条 要求事項

設置許可基準規則 第26条（原子炉制御室等）	技術基準規則 第38条（原子炉制御室等）	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p>	<p>発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 <u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p>	<p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則 第 38 条 (原子炉制御室等)	備 考
<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p>	<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。</p> <p>一 <u>原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍 工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置</u></p>	<p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。</p> <p>一 <u>原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍 工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</u></p>	<p>変更なし</p> <p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則 第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則 第 38 条 (原子炉制御室等)	備 考
<p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備</p>	<p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>6 <u>原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

五、発電用原子炉及びその附属設備の位置、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

a. 設計基準対象施設

(u) 中央制御室

中央制御室は、原子炉及び主要な関連設備の集中的な運転操作、監視及び制御を行うことができる設計とする。また、原子炉の停止及び停止後の原子炉冷却を確保するための急速な手動操作の必要が生じた場合には、手動操作ができる設計とする。

また、原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備及び気象情報等を入手する情報端末等を設置し、中央制御室から原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

【説明資料（別添 1-2.1）】

中央制御室に、何らかの原因によりとどまることのできない場合、中央制御室外の適切な場所から、原子炉を急速に高温停止し、引き続き、低温停止状態に導くことのできる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

【有毒ガス防護に係る補足説明資料】

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

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするのための区域は、1次冷却系統に係る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原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。

また、中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

【説明資料（別添2-1）】

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

中央制御室は、原子炉及び主要な関連設備の集中的な運転操作、監視及び制御を行うことができる設計とする。また、原子炉の停止及び停止後の原子炉冷却を確保するための急速な手動操作の必要が生じた場合には、手動操作ができる設計とする。

また、原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備及び気象情報等を入手する情報端末等を設置し、中央制御室から原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

【説明資料（別添1-2.1）】

中央制御室に、何らかの原因によりとどまることのできない場合、中央制御室外の適切な場所から、原子炉を急速に高温停止し、引き続き、低温停止状態に導くことのできる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。

【有毒ガス防護に係る補足説明資料】

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

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするのための区域は、1次冷却系統に係る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原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退城時の線量が、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。

室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

【説明資料（別添2-1）（別添1-3）】

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪化した場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

重大事故等時において、中央制御室の照明は、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏れ出す放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後排出することで放射性物質の濃度を低減する設計とする。

B-アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。また、B-アニュラス全量排気弁は、アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンペにより代替空気を供給し、代替電源設備によりアニュラス全量排気弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

【説明資料（別添1-3, 4, 5）（別添2-2）】

中央制御室遮へいについては、「チ. (1) (iii) 遮蔽設備」に記載する。

中央制御室空調装置については、「チ. (1) (iv) 換気設備」に記載する。

アニュラス空気浄化設備は、「リ. (4) (ii) アニュラス空気浄化設備」に記載する。

代替非常用発電機については、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型照明 (S A)

個 数 5 (予備 2)

酸素濃度計

個 数 1 (予備 2)

二酸化炭素濃度計

個 数 1 (予備 2)

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

【説明資料 (別添 1-3)】

チ. 放射線管理施設の構造及び設備

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(iii) 遮蔽設備

a. 中央制御室遮へい

中央制御室遮へいは、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、100 mSv を下回るよう設計する。

【説明資料 (別添 2-1)】

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

中央制御室遮へい

(「中央制御室」及び「遮蔽設備」と兼用)

1式

中央制御室遮へいは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(iv) 換気設備

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

a. 中央制御室空調装置

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室空調装置を設ける。

中央制御室空調装置には、通常のラインの他、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪化した場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生するばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環運転に切替えることが可能な設計とする。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

【説明資料 (別添 1-4)】

代替非常用発電機は、「ヌ. (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

中央制御室非常用循環ファン

(「中央制御室」及び「換気設備」と兼用)

台 数 2
容 量 約85m³/min (1台当たり)

中央制御室給気ファン

(「中央制御室」及び「換気設備」と兼用)

台 数 2
容 量 約500m³/min (1台当たり)

中央制御室循環ファン

(「中央制御室」及び「換気設備」と兼用)

台 数 2
容 量 約500m³/min (1台当たり)

中央制御室非常用循環フィルタユニット

(「中央制御室」及び「換気設備」と兼用)

型 式 電気加熱コイル, 微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基 数 1
容 量 約85m³/min
よう素除去効率 95%以上
粒子除去効率 99%以上 (0.7μm粒子)

中央制御室給気ユニット

(「中央制御室」及び「換気設備」と兼用)

型 式 粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基 数 2
容 量 約500m³/min (1基当たり)

中央制御室非常用循環ファン, 中央制御室給気ファン, 中央制御室循環ファン,
中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは, 設計基
準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

第二十六条 原子炉制御室等

- 1 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
 - 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする
 - 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする
 - 三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする
- 2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。
- 3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。
 - 一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置
 - 二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

適合のための設計方針

第1項第1号及び第3号について

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

- (1) 原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作を行うことができる設計とする。
- (2) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらの関連するシステムの健全性を確保するため、炉心の中性子束、制御棒位置、1次冷却材の圧力・温度・流量、加圧器水位、原子炉格納容器内の圧力・温度等の主要パラメータの監視が可能な設計とする。

(3) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講ずるために必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力・温度等の監視が可能な設計とする。

第1項第2号について

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

また、津波、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等にて測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

さらに、中央制御室に気象情報等を入手する情報端末等も設置し、公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

【説明資料（別添 1-2）】

第2項について

中央制御室において操作が困難な場合、中央制御室外から原子炉をトリップさせ、原子炉施設を安全な状態に維持するため、中央制御室外の適切な場所に中央制御室外原子炉停止装置を設け、トリップ後の原子炉を高温停止状態から低温停止状態に安全に導くことができる設計とする。

- (1) 中央制御室外から、原子炉あるいはタービンをトリップさせることにより原子炉を急速に停止させ、中央制御室外原子炉停止装置により、補助給水設備、主蒸気逃がし弁、化学体積制御設備等を操作し、原子炉を高温停止状態に安全に維持できる設計とする。
- (2) 中央制御室外原子炉停止装置により、余熱除去設備等を適切な手順を用いて操作し、原子炉を高温停止状態から低温停止状態にできる設計とする。

第3項第1号について

万一事故が発生した際には、中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが中央制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。

想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させる恐れのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させる恐れのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。可動源に対しては、中央制御室空調装置の隔離等の対策により、運転員を防護できる設計とする。

【有毒ガス防護に係る補足説明資料】

第3項第2号について

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

中央制御室においては、次に示す、火災防護、遮蔽及び換気に対する設計を行う。

- (1) 火災防護については、中央制御室から退去しなければならないような火災が起こる可能性がないように、中央制御室内の制御盤等は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を用いるほか、中央制御室には消火器を備える設計とする。
- (2) 遮蔽については、設計基準事故が発生した際に、事故対策操作をすべき放射線業務従事者が中央制御室に接近でき、又はとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことが可能なように、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超える被ばくを受けないように遮蔽を設ける。
- (3) 中央制御室空調装置については、他の空調装置とは独立にして、設計基準事故が発生した場合には外気との連絡口を遮断し、事故によって放出することがあり得る気体状放射性物質が中央制御室に直接侵入することを防ぎ、事故対策操作をすべき放射線業務従事者を内部被ばく等から防護するため、よう素フィルタを通して再循環することができる設計とする。また、必要に応じて外気をよう素フィルタを通して取り入れることができる設計とする。
- (4) 中央制御室は、中央制御室外の火災等により発生するばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環運転に切替えることにより、運転員等を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

なお、設計基準事故時において、中央制御室への外気取入れを一時停止した場合に、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

【説明資料（別添 1-3）】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6. 計測制御設備

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.1 概要

原子炉施設の集中的な運転操作、監視及び制御を行えるようにするため、中央制御室を設け、同室内に中央制御盤等を設置する。

また、何らかの原因で中央制御室にとどまることができない場合にも原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

6.10.1.2 設計方針

(1) 中央制御室

中央制御室では、原子炉及び主要な関連設備の運転状況、主要パラメータの集中的な監視及び制御並びに安全性を確保するための急速な手動操作を中央制御盤の主盤にて行うことができる設計とする。なお、運転指令卓及び大型表示盤は運転員による原子炉及び主要な関連設備の状況の把握が容易となるよう支援することが可能な設計とする。

(2) 運転員操作に関する考慮

中央制御盤は誤操作及び誤判断を防止でき、かつ、操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。また、保守時においても誤りを生じさせないよう留意した設計とする。さらに、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件(地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結)を想定しても安全施設を容易に操作することが可能なように設計する。

(3) 施設の外の状況の把握

原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある想定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握することができる設計とする。

【説明資料 (別添 1-2)】

(4) 中央制御室の居住性

- a. 中央制御室の中央制御盤等は、火災に対する防護を考慮した設計とする。
- b. 設計基準事故時においても、運転員等が中央制御室に接近し、又はとどまり、事故対策操作を行うことが可能なように、遮蔽を設けた設計とする。
- c. 設計基準事故によって放出することがあり得る気体状放射性物質に対し、換気設計により運転員等を適切に防護した設計とする。
- d. 中央制御室外の火災等により発生するばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

(5) 原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態の監視

原子炉の停止状態は、中性子源領域中性子束、原子炉トリップ遮断器の状態、制御棒クラスタ位置、1次冷却材のサンプリングによるほう素濃度の測定により、また、炉心の冷却状態については、加圧器水位、1次冷却材圧力・温度、サブクール度によりそれぞれ2種類以上のパラメータで監視又は推定できる設計とする。

(6) 中央制御室外からの原子炉停止機能

中央制御室において操作が困難な場合には、原子炉施設を安全な状態に維持するために、中央制御室以外の適切な場所に中央制御室外原子炉停止装置を設け、原子炉の急速な高温停止を可能とするとともに、適切な手順を用いてトリップ後の原子

炉を高温停止状態から低温停止状態に容易に導くことができる設計とする。

現場操作を必要とするものについては、照明設備及び通信連絡設備を設ける設計とする。

(7) 共用に関する考慮

中央制御室は原子炉施設間の共用によって原子炉の安全性に支障を来さない設計とする。

(8) 電源喪失に対する考慮

中央制御盤は、無停電の計装用交流母線から給電し、一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

(9) 酸素濃度計等の施設に関する考慮

室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

【説明資料（別添 1-3）】

6.10.1.3 主要設備

(1) 中央制御盤

中央制御盤は、原子炉及び主要な関連設備の計測制御装置による運転監視操作機能を設けた主盤、原子炉及び主要な関連設備の状況の把握が容易となるよう支援するために設けた運転指令卓及び大型表示盤で構成する。主盤は、原子炉及び主要な関連設備の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に必要な操作、指示、記録、警報機能等を有する表示装置及び操作器を運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮して配置する。

また、中央制御盤による原子炉施設の状況把握を補助するものとしてプラント計算機を設け、プラント性能計算、データの収集、記録等を行う。さらに、定期検査時等の保守作業性向上のため保守用制御盤を設ける。

なお、中央制御盤は盤面機器及び盤面表示（操作器、指示計、警報）をシステムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

(2) 中央制御室

中央制御室は、原子炉補助建屋内に設置し、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするのための区域を多重化するとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御

室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設けた設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。そのために、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（平成29年4月5日原規技発第1704052号原子力規制委員会決定）（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御室換気空調設備の隔離、防護具の着用等の対策により、運転員を防護できる設計とする。

中央制御室空調装置は、他の換気空調系とは独立に設け、設計基準事故が発生した場合には、外気との連絡口を遮断し、事故によって放出することがあり得る気体状放射性物質が中央制御室に直接侵入することを防ぎ、運転員等を過度の放射線被ばくから防護するため、よう素フィルタを通して再循環することができる。また、外部との遮断が長期にわたり室内の環境が悪化した場合には、外気をよう素フィルタで浄化しながら取り入れることもできる。

また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

【説明資料（別添1-3）】

中央制御室は、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある想定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

【説明資料（別添1-2）】

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

想定される環境条件及びその措置は以下のとおり。

(地震)

中央制御室及び中央制御盤は、耐震性を有する原子炉補助建屋内に設置し、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、地震時には運転員机又は主盤等のデスク部につかまることで運転員の安全確保及び主盤等の操作器への誤接触を防止できる設計とするとともに天井照明設備には落下防止措置を講じる。

(内部火災)

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を手順に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。また、中央制御盤（安全系コンソール）内で火災が発生した場合には、盤内の煙感知器により火災を感知し、常駐する運転員が消火器による消火を行うことを手順に定めることで速やかな消火を可能とし、容易に操作することができる設計とする。なお、念のため、中央制御盤（安全系コンソール）に隣接する盤についても、火災を早期に感知するため、煙感知器を設置する。

(内部溢水)

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない設計とする。なお、中央制御室周りの消火作業については、中央制御室に影響を与えない消火方法とすることにより、溢水による影響を与えず、中央制御室にて容易に操作することができる設計とする。

(外部電源喪失)

運転操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できる設計とする。また、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においても、無停電運転保安灯により運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作できる設計とする。

(ばい煙等による中央制御室内環境の悪化)

中央制御室外の火災等により発生するばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環運転に切替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

なお、原子炉施設の外の状況を把握するため、以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

想定される自然現象等（地震，津波，洪水，風（台風）・竜巻通過後の設備周辺における飛散状況，降水，積雪，落雷，地滑り，降下火砕物，火災，飛来物）に加え発電所構内の状況（海側，山側）を昼夜にわたり把握するために屋外に暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測装置等

風（台風），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（風向・風速等）を入手するために，気象観測設備等を設置する。

また，津波及び高潮については，津波監視設備として取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

c. 気象情報等を入手する情報端末等

公的機関からの地震，津波，竜巻，雷雨，降雨予報，天気図，台風情報等を入手するために，中央制御室に情報端末，テレビ，ラジオ等を設置する。

【説明資料（別添 1-2）】

(3) 中央制御室外原子炉停止装置

a. 中央制御室外原子炉停止盤

中央制御室外原子炉停止盤は，中央制御室外の適切な場所に設置し，中央制御室での操作が困難な場合に，トリップ後の原子炉を高温停止状態に安全に維持でき，さらに，適切な手順を用いて容易に低温停止状態に導くためのものである。

原子炉トリップは，中央制御室外において，制御棒駆動装置電源室の原子炉トリップ遮断器を開くか，現場でタービントリップさせることにより行うことができる。

中央制御室外原子炉停止盤での機器の操作は，中央制御室での操作に優先してできるとともに，必要なパラメータの監視も行うことができる。

中央制御室外原子炉停止盤には，補助給水設備，主蒸気逃がし弁，化学体積制御設備，余熱除去設備等の操作器，指示計等を設ける。また，その他に必要な機器の操作は現場で行うことができる。

中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器を第 6.10.1 表に示す。

b. 照明設備

現場操作を行う場所には，運転保安灯等を設ける。

c. 通信連絡設備

現場操作を行う主要箇所と，中央制御室外原子炉停止盤設置場所との連絡が可能ないように，通信連絡設備を設ける。

6.10.1.6 手順等

- (1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内の酸素濃度、二酸化炭素濃度を測定する。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により原子炉施設の外の状況を把握するとともに、気象情報等を入手できる情報端末等により公的機関から必要な情報を入手する。
- (3) 監視カメラ、気象観測設備等に要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- (4) 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等の保守管理及び操作に関する教育を実施する。
- (5) 手順に基づき、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等により中央制御室内の運転員の対処能力を確保する。

【説明資料（別添4）、有毒ガス防護に係る補足説明資料】

6.10.2 重大事故等時

6.10.2.1 概要

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室(重大事故等時)の概略系統図を第6.10.1図から第6.10.3図に示す。

6.10.2.2 設計方針

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮へい及び補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。また、代替電源として代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを使用する。

a. 中央制御室空調装置

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪化した場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

【説明資料（別添2-2）（別添1-4,5）】

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・中央制御室遮へい
- ・中央制御室非常用循環ファン
- ・中央制御室給気ファン
- ・中央制御室循環ファン
- ・中央制御室非常用循環フィルタユニット
- ・代替非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（10.2 代替電源設備）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型タンクローリー（10.2 代替電源設備）

その他、補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室給気ユニット並びに中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 中央制御室の照明を確保する設備

重大事故等時において、中央制御室の照明は、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型照明（SA）
- ・代替非常用発電機（10.2 代替電源設備）

- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（10.2 代替電源設備）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型タンクローリー（10.2 代替電源設備）

その他、ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

c. 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定設備

重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・酸素濃度計
- ・二酸化炭素濃度計

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（SA）、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを使用する。

照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型照明（SA）
- ・代替非常用発電機（10.2 代替電源設備）
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（10.2 代替電源設備）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型タンクローリー（10.2 代替電源設備）

その他、ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 運転員の被ばくを低減するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる設備

交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットを使用する。

アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することで放射性物質の濃度を低減する設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・アニュラス空気浄化ファン
- ・アニュラス空気浄化フィルタユニット

換気空調設備を構成する排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、アニュラス空気浄化ファンの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化設備のB-アニュラス空気浄化ファン及びB-アニュラス空気浄化フィルタユニット並びにアニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンペを使用する。また、代替電源設備として代替非常用発電機を使用する。

B-アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、B-アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することで放射性物質の濃度を低減する設計とする。

B-アニュラス空気浄化ファンは、代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

また、B-アニュラス全量排気弁は、アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンベにより代替空気を供給し、代替電源設備によりアニュラス全量排気弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

代替非常用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B-アニュラス空気浄化ファン
- ・ B-アニュラス空気浄化フィルタユニット
- ・ アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンベ
- ・ 代替非常用発電機(10.2 代替電源設備)
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (10.2 代替電源設備)
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ (10.2 代替電源設備)
- ・ 可搬型タンクローリー (10.2 代替電源設備)

換気空調設備を構成する排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機、中央制御室遮へい及び中央制御室空調装置は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」に記載する。

6.10.2.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.10.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室空調装置は、多重性をもったディーゼル発電機から給電できる設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン及び可搬型照明(SA)は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散について

は「10.2 代替電源設備」に記載する。

アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った代替非常用発電機から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

6.10.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.10.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットは、交流動力電源及び直流電源が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合には弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する排気筒は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンペは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成をすること並びに固縛によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、設計基準事故対処設備の中央制御室空調装置と兼用しており、重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室内の換気に必要な容量に対して、十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して、十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを各1個使用する。保有数は、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各2個の合計各3個を分散して保管する設計とする。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを3個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを2個使用する。保有数は、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2個の合計7個を分散して保管する設計とする。

炉心の著しい損傷により発生した放射性物質が、原子炉格納容器外に漏えいした場合において、放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファンは、設計基準事故対処設備のアニュラス空気浄化設備と兼用しており、原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。アニュラス空気浄化フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベは、供給先のB-アニュラス全量排気弁が空気動作式であるため、弁全開に必要な圧力以上を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数、リークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有した1個を使用する。保有数は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1個の合計2個を保管する設計とする。

【説明資料（別添1-3）】

6.10.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮へいは、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型照明（SA）は、中央制御室内及び原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における中央制御室内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び原子炉補助建屋内に保管し、中央制御室内で使用するため、重大事故等時における中央制御室内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

アニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。アニュラス空気浄化ファンの操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、原子炉建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

排気筒は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

6.10.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮へいは、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ用途で使用できる設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットの運転モード切替は、中央制御室換気系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とし、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。運転モード切替に使用する空気作動ダンパは、駆動源（空気）が喪失した場合又は直流電源が喪失した場合においても、一般的に使用される工具等を用いて現場にて人力で開操作が可能な構造とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファン

は、中央制御室の制御盤で操作が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ用途で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人が携行して移動し、測定場所にて付属の操作スイッチにより容易かつ確実に操作ができる設計とする。

可搬型照明（SA）は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

可搬型照明（SA）は、人が携行して移動し、電源ケーブルの接続はジャック接続とし、接続規格を統一することにより、設置場所で確実に接続できる設計とする。また、付属の操作スイッチにより容易かつ確実に操作ができる設計とする。

可搬型照明（SA）は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

アニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットを使用した放射性物質の濃度低減を行う系統は、交流動力電源及び直流電源が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用でき、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも設計基準対象施設として使用する場合の系統から切替えることなく 弁操作等により重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

排気筒は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンベを使用したBーアニュラス全量排気弁への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。

アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンベの出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。

アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンベの取付継手は、他の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンベ、原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ及び格納容器空気サンプルライン隔離弁操作可搬型窒素ガスポンベ）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

6.10.2.3 主要設備及び仕様

中央制御室（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 6.10.2 表及び第 6.10.3 表に示す。

6.10.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニット）は、非常用ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、点灯させることにより機能・性能の確認ができる設計とする。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減に使用する系統（アニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニット）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、分解が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なよう点検口を設ける設計とし、フィルタ取り出しができる設計とする。

排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減に使用するアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、アニュラス全量排気弁駆動用空気配管への窒素供給により、弁の開閉試験を行うことで機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

ポンベは規定圧力の確認が可能な設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

第 6.10.2 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の主要仕様

(1) 中央制御室遮へい 1 式

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

・遮蔽設備

(2) 中央制御室非常用循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

台 数 2

容 量 約 $85\text{ m}^3/\text{min}$ (1台当たり)

(3) 中央制御室給気ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

台 数 2

容 量 約 $500\text{ m}^3/\text{min}$ (1台当たり)

(4) 中央制御室循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

台 数 2

容 量 約 $500\text{ m}^3/\text{min}$ (1台当たり)

(5) 中央制御室非常用循環フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

型 式 電気加熱コイル, 微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基 数 1

容 量 約 $85\text{ m}^3/\text{min}$

(6) 中央制御室給気ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

型 式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基 数	2
容 量	約500m ³ /min (1基当たり)

(7) アニュラス空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

台 数	2
容 量	約310m ³ /min (1台当たり)

(8) アニュラス空気浄化フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

型 式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
個 数	2
容 量	約310m ³ /min (1基当たり)
チャコール層厚さ	約50mm
よう素除去効率	95%以上
粒子除去効率	99%以上 (0.7μm粒子)

(9) 排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

本 数	1
地上高さ	約73m
標 高	約83m

第 6.10.3 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の主要仕様

(1) 可搬型照明 (S A)

個 数 5 (予備2)

(2) 酸素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(通常運転時等)
- ・中央制御室(重大事故等時)

測定範囲 0～40 v o 1%

個 数 1 (予備2)

(3) 二酸化炭素濃度計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(通常運転時等)
- ・中央制御室(重大事故等時)

測定範囲 0～10, 000 p p m

個 数 1 (予備2)

(4) アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

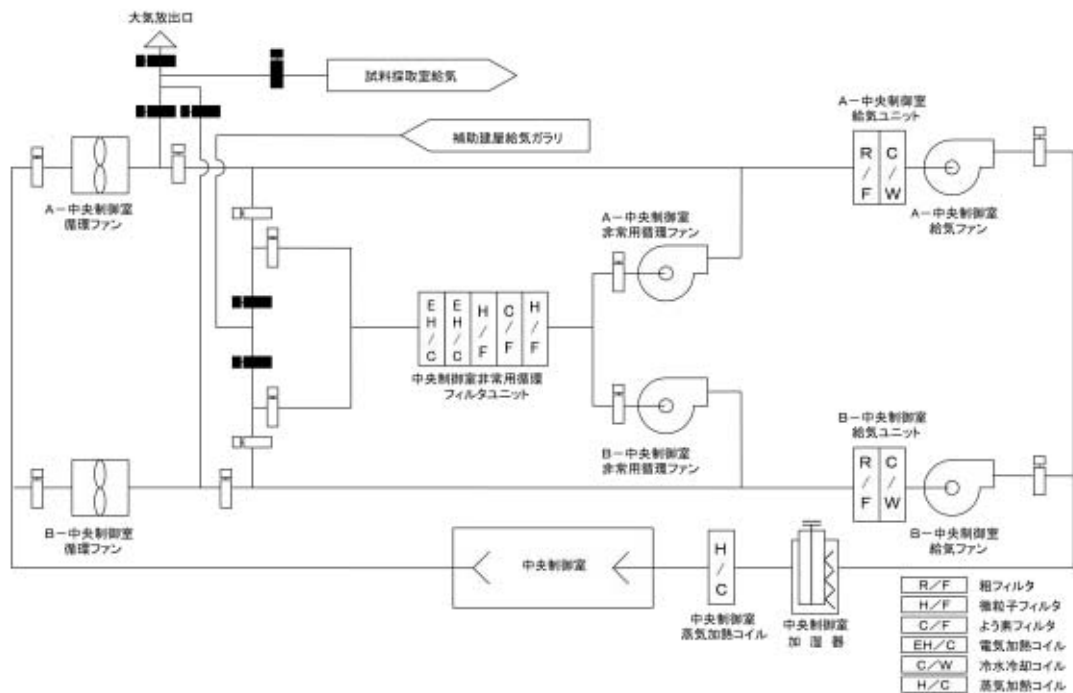
種 類 鋼製容器

個 数 1 (予備1)

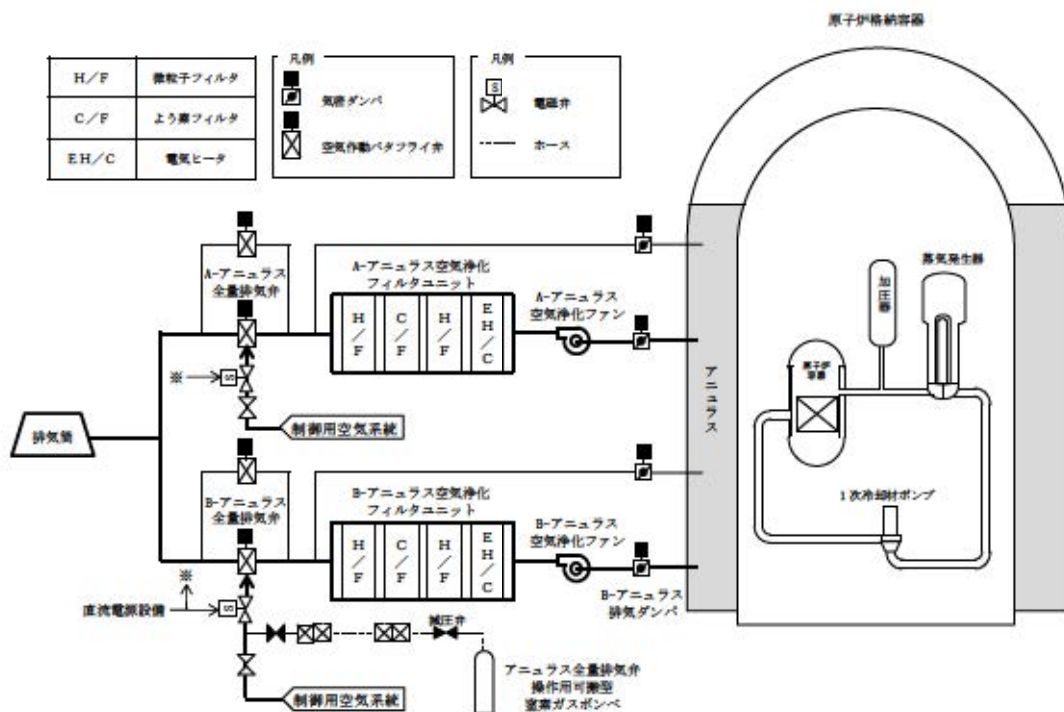
容 量 約47L

最高使用圧力 14.7MP a [gage]

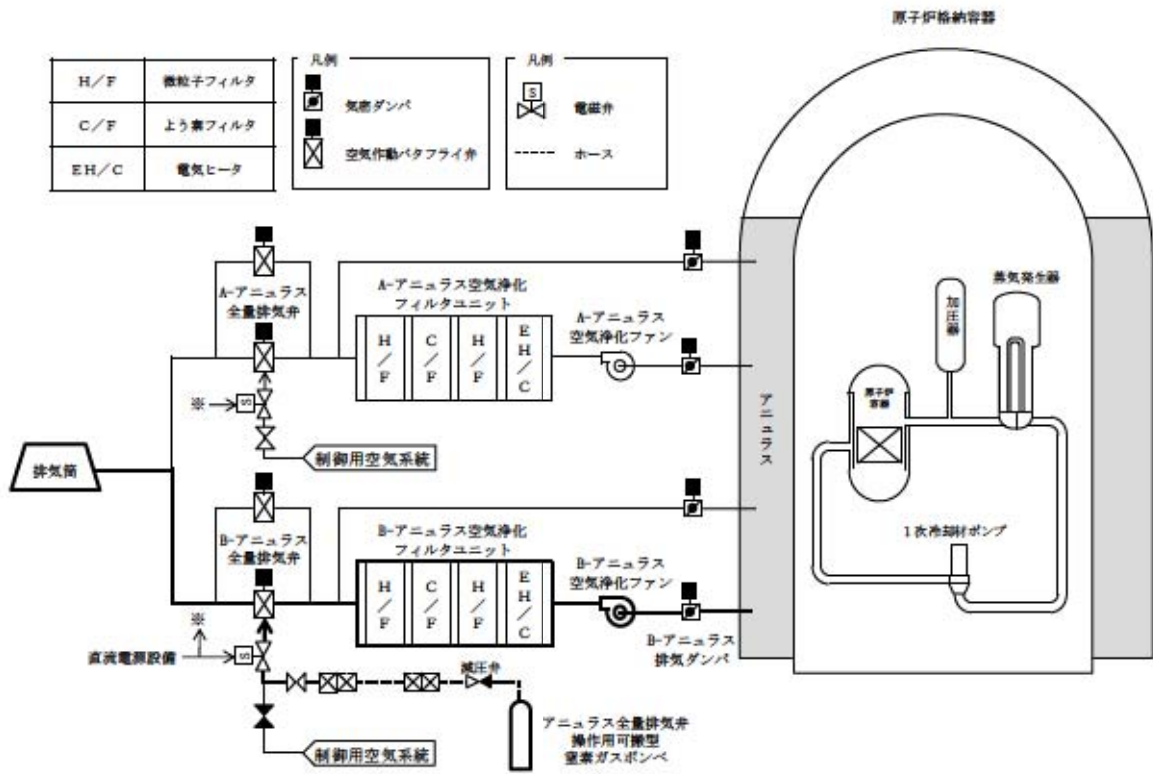
供給圧力 約0.7MP a [gage] (供給後圧力)



第 6.10.1 図 中央制御室(重大事故等時)概略系統図 (1)



第 6.10.2 図 中央制御室(重大事故等時)概略系統図 (2)
(交流動力電源及び直流電源が健全である場合)



第 6. 10. 3 図 中央制御室(重大事故等時)概略系統図 (3)
(交流動力電源及び直流電源が喪失した場合)

8. 放射線管理施設

8.1 遮蔽設備

8.1.3 主要設備

(6) 中央制御室遮へい

a. 通常運転時等

中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回る遮蔽とする。

【説明資料（別添2-1）】

b. 重大事故等時

(a) 設計方針

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

【説明資料（別添2-2）】

(a-1) 悪影響防止

基本方針については、「1.1.10.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(a-2) 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件」に示す。

中央制御室遮へいは、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

(b) 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

8.2 換気空調設備

8.2.1 概要

換気空調設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時において、放射線業務従事者等に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、アニュラス空気浄化設備、格納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備等で構成する。アニュラス空気浄化設備は原子炉格納施設の一部として「9.3 アニュラス空気浄化設備」の節に述べているので、ここでは省略する。

換気空調設備系統概略図を第 8.2.1 図～第 8.2.4 図に示す。

8.2.2 設計方針

(1) 装置の分離

換気空調設備は、管理区域内と管理区域外の別により、また、それぞれの区域内でも機能の別により装置を分ける設計とする。

(2) 汚染の拡大防止

換気空調設備は、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向かって流れるようにし、排気は適切なフィルタを通した後、排気口から大気へ放出する設計とする。

(3) 温度の適正化及び環境の浄化

換気空調設備は、加温あるいは冷却した清浄な空気の供給及び適切な換気風量の確保を行い、建屋内の環境の浄化及び雰囲気温度を適切に保つことができる設計とする。換気回数、1 回/h 以上とする。

(4) フィルタ

換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができる設計とする。また、よう素フィルタには、温度感知装置を設ける設計とする。

(5) 中央制御室の居住性維持

中央制御室空調装置は、設計基準事故が発生した場合において、外気との連絡口を遮断し、閉回路循環運転をすることにより、事故によって放出することがあり得る気体状放射性物質が中央制御室に直接侵入することを防ぎ、運転員等を過度の放射線被ばくから防護するため、よう素フィルタを通して再循環することができる設計とする。

また、必要に応じて外気を微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通して取り入れることができる設計とする。

中央制御室外での火災等による有毒ガスが発生した場合にも、中央制御室空調装置の外

気取入れを手動で遮断し、閉回路循環運転に切替えることにより運転員等を有毒ガスによる障害から防護することができる設計とする。

(6) 多重性及び独立性

換気空調設備のうち重要度の特に高い安全機能を有する換気空調設備は原則として2系列で構成し、各系列ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器に対し事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後24時間以上経過した長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、さらにこれら単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。

なお、換気空調設備のうち単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

(7) 延焼防止

換気空調設備は、火災の延焼防止が必要な換気ダクトにおいて、防火ダンパを設置する設計とする。

8.2.3 主要設備

(2) 補助建屋換気空調設備

補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置、試料採取室空調装置、中央制御室空調装置等で構成する。

c. 中央制御室空調装置

(a) 通常運転時等

中央制御室空調装置は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、中央制御室の換気空調を行うための装置であり、中央制御室給気系統、中央制御室循環系統及び中央制御室非常用循環系統で構成する。

設計基準事故が発生した場合において、外気との連絡口を遮断し、閉回路循環運転をすることにより、事故によって放出することがあり得る気体状放射性物質が中央制御室に直接侵入することを防ぎ、運転員等を過度の放射線被ばく等から防護するため、よう素フィルタを通して再循環することができる設計とする。

中央制御室外の火災等により発生するばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環運転に切替えることにより運転員等を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

i. 中央制御室給気系統

中央制御室給気系統は、中央制御室への新鮮な外気の供給及び中央制御室の冷暖房をするための系統であり、冷却コイルを内蔵した中央制御室給気ユニット、中央

制御室給気ファン、加湿器並びに蒸気加熱コイルを設ける。

ii. 中央制御室循環系統

中央制御室循環系統は、中央制御室の空気を循環するための系統であり、中央制御室循環ファンを設ける。

iii. 中央制御室非常用循環系統

中央制御室非常用循環系統は、事故時に中央制御室内空気の清浄を維持するための系統であり、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環ファンを設ける。

中央制御室内空気は、事故時の閉回路循環運転時において、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニットを通し、空気中の微粒子及び放射性物質を除去低減した後、中央制御室非常用循環ファンにより中央制御室へ戻す。

また、外気との遮断が長期にわたり室内の環境が悪化した場合は、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら中央制御室に取り入れることができる。

(b) 重大事故等時

(b-1) 設計方針

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置、中央制御室遮へい等の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

【説明資料（別添2-2）】

外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪化した場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、中央制御室空調装置の中央制御室給気ユニットがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。

代替非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

(b-1-1) 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.10.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室空調装置は、多重性をもったディーゼル発電機から給電できる設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

(b-1-2) 悪影響防止

基本方針については、「1.1.10.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(b-1-3) 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、設計基準事故対処設備の中央制御室空調装置と兼用しており、重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室内の換気に必要な容量に対して、十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して、十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

(b-1-4) 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」に示す。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

操作は中央制御室で可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

(b-1-5) 操作性の確保

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットの運転モード切替は、中央制御室換気系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とし、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。運転モード切替に使用する空気作動ダンパは、駆動源（空気）が喪失した場合又は直流電源が喪失した場合においても、一般的に使用される工具等を用いて現場にて人力で開操作が可能な構造とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンは、中央制御室の制御盤で操作が可能な設計とする。

(b-2) 主要設備及び仕様

中央制御室空調装置（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 8.2.5 表に示す。

(b-3) 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニット）は、非常用ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

第 8.2.2 表 補助建屋換気空調設備の主要仕様

(3) 中央制御室空調装置

a. 中央制御室給気系統

(a) 中央制御室給気ユニット

型 式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基 数	2
容 量	約 500 m ³ /min（1 基当たり）

(b) 中央制御室給気ファン

台 数 2

容 量 約 $500\text{m}^3/\text{min}$ (1台当たり)

b. 中央制御室循環系統

中央制御室循環ファン

台 数 2

容 量 約 $500\text{m}^3/\text{min}$ (1台当たり)

c. 中央制御室非常用循環系統

(a) 中央制御室非常用循環フィルタユニット

型 式 電気加熱コイル, 微粒子フィルタ及びよう素フィル
タ内蔵型

基 数 1

容 量 約 $85\text{m}^3/\text{min}$

チャコール層厚さ 約 50mm

よう素除去効率 95%以上

粒子除去効率 99%以上 ($0.7\mu\text{m}$ 粒子)

(b) 中央制御室非常用循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

台 数 2

容 量 約 $85\text{m}^3/\text{min}$ (1台当たり)

第 8.2.5 表 中央制御室空調装置(重大事故等時)(常設)の主要仕様

(1) 中央制御室非常用循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

台 数 2

容 量 約 $85\text{m}^3/\text{min}$ (1台当たり)

(2) 中央制御室給気ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

台 数 2
容 量 約500m³/min (1台あたり)

(3) 中央制御室循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

台 数 2
容 量 約500m³/min (1台あたり)

(4) 中央制御室非常用循環フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

型 式 電気加熱コイル, 微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

基 数 1
容 量 約85m³/min

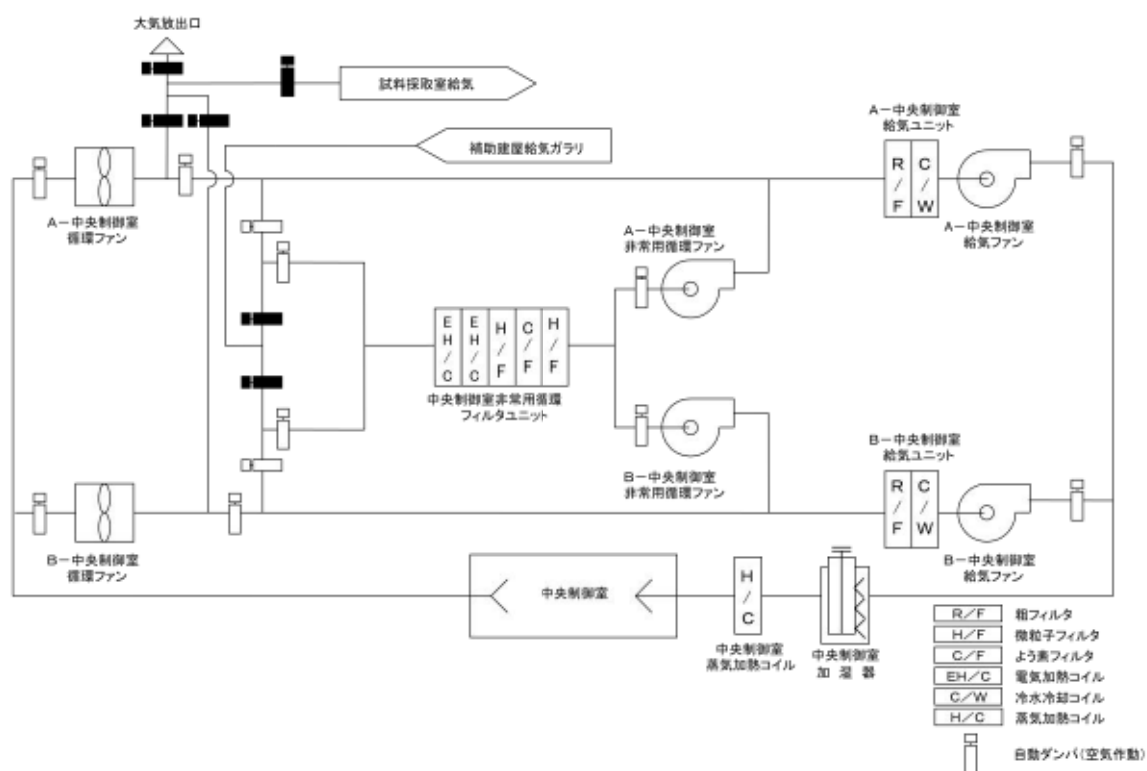
(5) 中央制御室給気ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室(重大事故等時)
- ・換気空調設備

型 式 粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型

基 数 2
容 量 約500m³/min (1台あたり)



第 8.2.4 図 補助建屋換気空調設備系統図 (中央制御室)

泊発電所 3 号炉

原子炉制御室等（被ばく評価除く）について
（第 26 条 原子炉制御室等）

第26条：原子炉制御室等

<目 次>

1. 中央制御室に係る追加要求事項について
2. 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.2 監視カメラの仕様
 - 2.3 監視カメラで把握可能な自然現象等
 - 2.4 外部状況把握のイメージ
3. 酸素濃度計の配備
 - 3.1 酸素濃度計の施設概要
 - 3.2 酸素濃度の管理
4. 重大事故が発生した場合に給電可能な代替交流電源設備の設置
5. 重大事故発生時におけるモニタリング及び作業服の着替えを行うための区画

1. 中央制御室に係る追加要求事項について

「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」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」において、中央制御室に対して以下の項目について新たに要求されている。

設計基準事故時	重大事故時
中央制御室から外の状況を把握する設備の設置(2.)	重大事故が発生した場合に給電可能な代替交流電源設備の設置(4.)
酸素濃度計の配備(3.)	重大事故が発生した場合にモニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画(5.)
設計基準事故が発生した場合の運転員の被ばく評価(別添2)	重大事故が発生した場合の中央制御室の居住性(運転員の被ばく評価)(別添2)

□ : DB 条文関連 □ : SA 条文関連

2. 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1 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を可能としている。

- ・原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握するための監視カメラ（構内監視カメラ、津波監視カメラ）
- ・津波の高さを測定するための潮位計、取水ピット水位計
- ・降水、積雪、風向風速等構内の気象情報を把握するための気象観測設備
- ・気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報、竜巻注意情報等）を受信するための情報端末等

監視カメラ以外に中央制御室で監視可能なパラメータは、第 2-1 表のとおりである。

第 2-1 図 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

DB 条文関連

第2-1表 監視カメラ以外に中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ		測定レンジ
温度		-20.0℃～40.0℃ (標高75.8m, 地上高1.8m)
湿度		0.0%～100.0% (標高75.8m, 地上高1.8m)
雨雪量		0.0mm～500.0mm (標高75.8m, 地上高1.8m)
風向		0.0°～540.0° (N～S) (標高20m, 地上高10m) 0.0°～540.0° (N～S) (標高84m, 地上高10m)
瞬間風速		0.0m/s～60.0m/s (標高20m, 地上高10m) 0.0m/s～60.0m/s (標高84m, 地上高10m)
平均風速 (10分間平均値)		0.0m/s～60.0m/s (標高20m, 地上高10m) 0.0m/s～60.0m/s (標高84m, 地上高10m)
日射量		0kW/m ² ～1.4kW/m ² (標高76.3m, 地上高2.3m)
放射収支量		0kW/m ² ～-0.28kW/m ² (標高75.8m, 地上高1.8m)
取水ピット水位		T.P. -8.0m～T.P. +1.5m (T.P. +3.5m)
潮位計		T.P. -7.5m～T.P. +52.5m (T.P. -7.5m)
空気吸収線量率 (モニタリングステーション, モニタリングポスト)	低レンジ	8.7×10^{-1} nGy/h～ 1.0×10^4 nGy/h
	高レンジ	1.0×10^3 nGy/h～ 1.0×10^8 nGy/h






※気象に関するパラメータについては、泊発電所の気象特性（過去の最大値・最小値）、測定目的を考慮した測定レンジとしている。

DB 条文関連

2.2 監視カメラの仕様

津波監視カメラについては、放水口および取水口における津波の襲来を適切に監視できる位置・方向に設置するとともに、基準津波（敷地前面で T.P.+13.8 m）の影響を受けない高所に設置する。第 2-2 図に津波監視カメラの概要を示す。津波監視カメラは、上下方向±90°、水平方向 360°の可動域を有し、津波以外の自然現象等も把握可能である。

また、自然現象等を把握可能な構内監視カメラについて、第 2-3 図及び第 2-4 図に概要を示す。

▼津波監視カメラ①の映像サンプル		▼津波監視カメラ①*の仕様	
		外観	
		カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
		ズーム	赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍
		遠隔可動	上下可動：±90° 水平可動：360°
		夜間監視	可能（赤外線カメラ）
		耐震設計	Sクラス
		供給電源	安全系電源
		風荷重	風速（100 m/s）による荷重を考慮
		積雪荷重	積雪（150 cm）による荷重を考慮

※予備品を配備

第 2-2 図 津波監視カメラの概要

▼構内監視カメラ②の映像サンプル		▼構内監視カメラ②*の仕様	
		外観	
		カメラ構成	可視光カメラ
		ズーム	光学 15 倍
		遠隔可動	上下可動：+20° ~ -70° 水平可動：360°
		夜間監視	可能（高感度カメラ）
		耐震設計	Cクラス
		供給電源	常用系電源
		風荷重	風速（36 m/s）による荷重を考慮
		積雪荷重	積雪（150 cm）による荷重を考慮

※予備品を配備

第 2-3 図 構内監視カメラ②の概要

DB 条文関連

▼構内監視カメラ③④⑤の映像サンプル※1

〔構内監視カメラ③〕

3号炉バックフィル (イメージ写真)



〔構内監視カメラ④〕

2号炉タービン建屋屋上 (イメージ写真)



▼構内監視カメラ③④⑤の仕様

外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 36倍 赤外線カメラ：デジタルズーム 4倍
遠隔可動	上下可動：+45° ~ -180° 水平可動：360°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	Cクラス
供給電源	常用系電源
風荷重	風速 (100 m/s) による荷重を考慮
積雪荷重	積雪 (150 cm) による荷重を考慮

※予備品を配備

〔構内監視カメラ⑤〕

固体廃棄物貯蔵庫屋上 (イメージ写真)



※1：核物質防護の観点から掲載可能な範囲をサンプルとして撮影。

第2-4図 構内監視カメラの概要

DB 条文関連

追而【地震津波側審査の反映】

耐津波設計にて、津波監視カメラ設置箇所を変更する計画のため

2.3 監視カメラで把握可能な自然現象等

監視カメラによる外の状況の把握は、設置許可基準第6条にて想定される自然現象及び外部人為事象、地震・津波のうち、第2-2表に示すものを対象としている。

第2-2表 監視カメラにより監視可能な自然現象

自然現象等	6条		地震	津波	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
	自然	人為			
降水	○				発電所構内の排水状況や降雨の状況
風（台風）	○				風（台風）・竜巻による施設への被害状況や設備周辺における飛散状況
竜巻	○				
積雪	○				降雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況
落雷	○				発電所構内及び周辺の落雷の有無
地滑り	○				地震や降雨による地滑りの有無や施設への影響有無
火山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
外部火災	○	○			火災状況、ばい煙の方向確認や発電所構内及び屋外施設への影響の有無
地震			○		地震発生後の発電所構内及び屋外施設への影響の有無
津波				○	津波（高潮を包絡）襲来の状況や発電所構内及び屋外施設への影響の有無
飛来物		○			飛来物の有無や発電所構内及び屋外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発電所への影響の有無

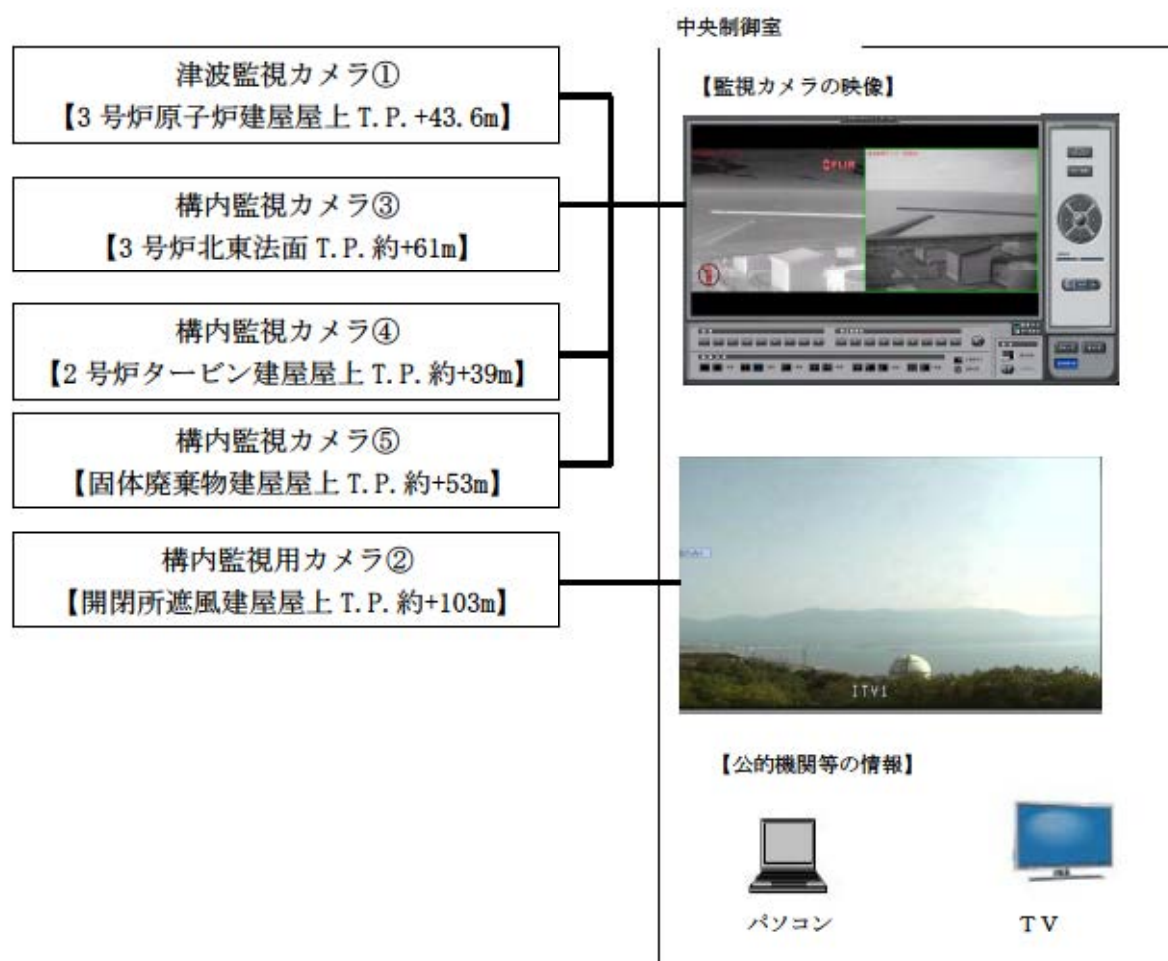
DB 条文関連

2.4 外部状況把握のイメージ

中央制御室には、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（地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻通過後の設備周辺における飛散状況、降水、積雪、落雷、地滑り、降下火砕物の状況、火災、飛来物）や発電所構内の状況を、監視カメラの映像により昼夜にわたり監視できる。更に公的機関からの地震、津波、竜巻、雷雨、降雨予想、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室に情報端末等を設置する。

情報端末による情報としては、北海道内で震度1以上の地震が観測された場合等に地震震度情報および地震震源情報を、津波情報として「津波警報」、「津波注意報」が発令された場合に、発令時間、津波が予想される範囲、津波の高さ、津波の到着予定時間、雷雨・降雨予想、天気図、台風情報等の情報を入手できる。

さらに、津波、風（台風）、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を入手するために、気象観測装置等を設置する。



第2-5図 中央制御室における外部状況把握のイメージ

DB 条文関連

3. 酸素濃度計の配備


3.1 酸素濃度計の施設概要

中央制御室内の要員の居住環境の確認のため、携行式酸素濃度計を配備する。また、携行式二酸化炭素濃度計も配備する。

設置場所	3号炉中央制御室
設置個数	1(予備 2)
検知ガス	酸素
電源	乾電池
検知範囲	0～40 VOL%
測定方式	測定原理：隔膜ガルバニ電池式 陽極(卑金属)と陰極(貴金属)が接している電解液に隔膜を介して酸素を溶解させると、溶解した酸素量に比例した電流が発生する。隔膜を透過する酸素量は、測定ガスの酸素分圧に比例することから、電流を測定することで酸素濃度を計測する。
精度 (JIS-T-8201 準拠)	±0.7 VOL%
警報点	一段目 19.7 VOL% 二段目 18.0% VOL%
写真	

第 3-1 図 携行式酸素濃度計の概要

DB・SA 条文関連

設置場所	3号炉中央制御室
設置個数	1(予備 2)
検知ガス	二酸化炭素
電源	乾電池
検知範囲	0~10,000 ppm
測定方式	非分散形赤外線式 赤外光源より照射された赤外線は広域の波長を含んでおり、ガスセルの中のガスによる吸収で、そのガス特有の波長の赤外線は、ガス濃度に応じた割合で減衰する。このガスの吸収波長と吸収の影響を受けない参照波長でのセンサからの信号を比較することで、ppmレベルでの高精度な分析・検知ができる
測定精度	±3 %F.S (同一条件)
警報点	1,000 ppm 又は 5,000 ppm
写真	

第 3-2 図 携行式二酸化炭素濃度計の概要

DB・SA 条文関連

3.2 酸素濃度の管理

酸素濃度計による酸素濃度管理は、労働安全衛生法および鉱山保安法（管理値、測定方法）に基づき、酸素濃度が 19 %を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が 1 %を超えるおそれがある場合は、手順書により、外気をフィルタで浄化しながら取入れる。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

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

- 一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

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

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

厚生労働省 HP より抜粋

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

（通気の確保）

第十六条 法第五条第二項の規定に基づき、衛生に関する通気の確保について鉱業権者が講ずべき措置は、次の各号に掲げる基準を満たすための措置とする。

- 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。

DB・SA 条文関連

4. 重大事故が発生した場合に給電可能な代替交流電源設備の設置

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（空調及び照明）を設置している。これらの設備については、重大事故が発生した場合にも、代替交流電源（代替非常用発電機、可搬型代替電源車）からの給電を可能としている。

代替非常用発電機の容量は、重大事故対策の有効性評価で考慮している事象のうち、最大負荷を要求される事象（全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA）に対して、十分な電源供給容量を確保している。

全交流動力電源喪失発生から代替非常用発電機による給電が開始されるまでの間、照明については、全交流動力電源喪失発生時から30分以上無電源で点灯する無停電運転保安灯を配備しており、代替非常用発電機が起動するまでの間（事故発生後25分以内）の照明は確保されている。

また、運転員のシミュレータ訓練において全交流動力電源喪失を想定した訓練により、非常灯照明下で対応操作が実施できることも確認しているとともに、ヘッドライト等の資機材を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。また、仮に無停電運転保安灯が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、代替非常用発電機から給電できる可搬型照明（SA）を配備する。

なお、空調については代替非常用発電機が起動するまでの間、起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、保守的に全交流動力電源喪失発生後、5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。

SA 条文関連

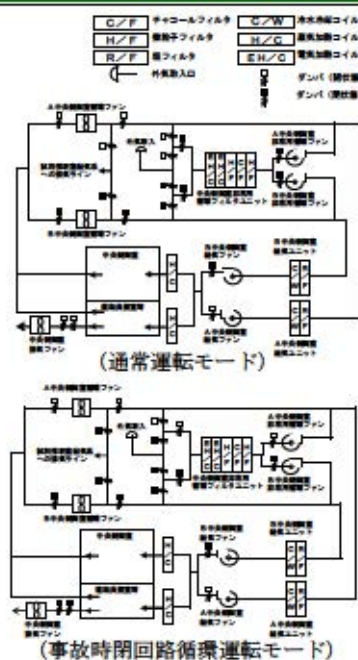


図 中央制御室換気設備の概要図

→通常時、中央制御室給気ファン及び中央制御室循環ファンにより中央制御室の空調を行う。
 →事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環ファンにより微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通る閉回路循環運転とし、運転員を放射線ばくから防護する。また、外気との遮断が長期にわたり室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気をフィルタで浄化しながら取入れることが可能である。

- 【設備仕様】
- 中央制御室給気ファン
台数：2台 容量 500 m³/min
 - 中央制御室循環ファン
台数：2台 容量 500 m³/min
 - 中央制御室非常用循環ファン
台数：2台 容量 85 m³/min

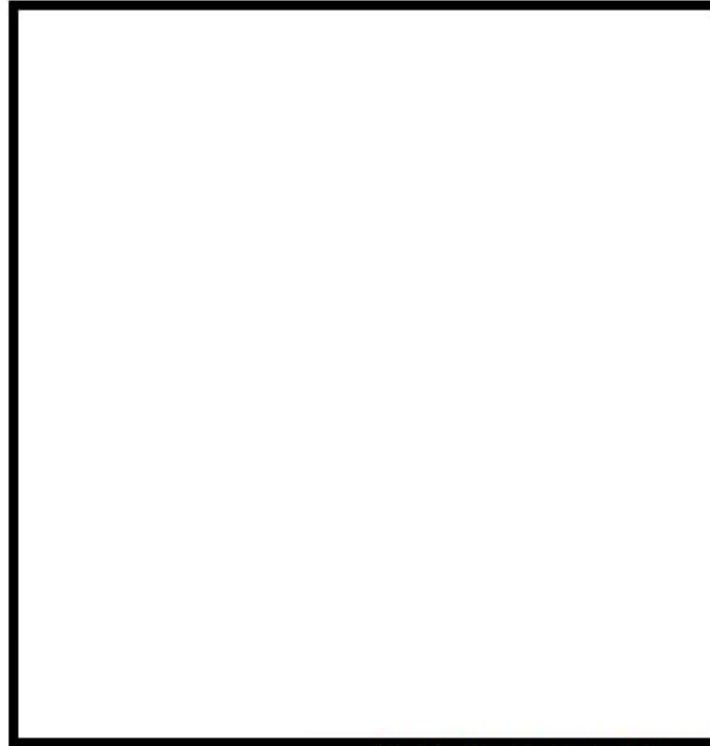
第 4-1 図 中央制御室空調装置の概要


●中央制御室非常用照明

運転保安灯照度 : 200ルクス (設計値)

非常灯照度 : 20ルクス以上 (設計値)

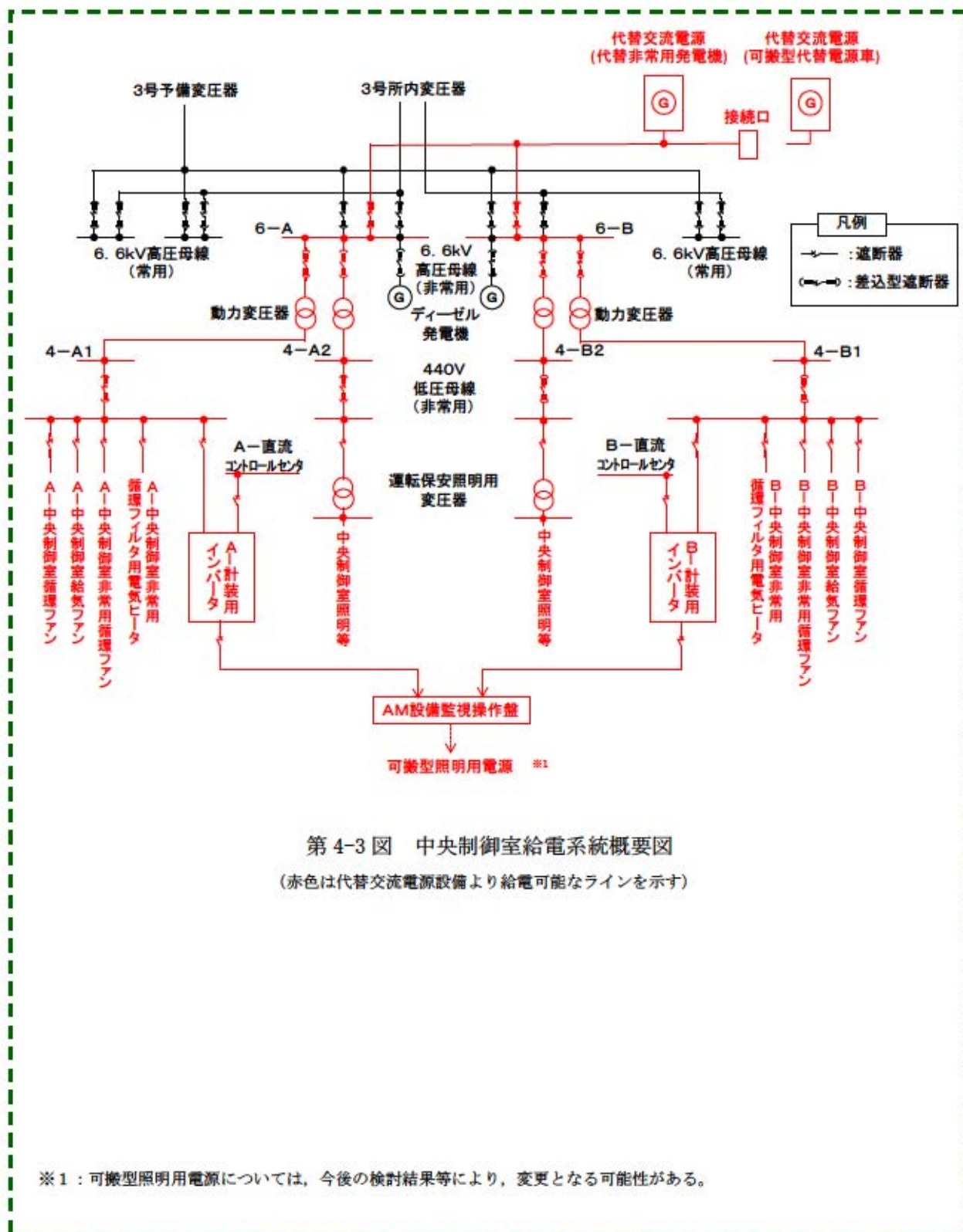
●中央制御室通常照明照度 : 1,000ルクス (設計値)



 : 無停電運転保安灯

第 4-2 図 中央制御室照明設備の概要図

DB 条文関連



SA 条文関連

表 4-1 表 代替非常用発電機(1,380kW×2台)の最大所要負荷

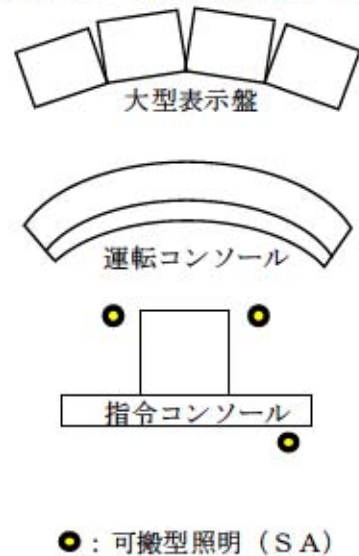
主要機器名称	容量 (kW)
高圧注入ポンプ	1,098
充電器 (A)	113
充電器 (B)	113
代替格納容器スプレイポンプ	200
アニュラス空気浄化ファン	39
中央制御室給気ファン	21
中央制御室循環ファン	13
中央制御室非常用循環ファン	5
中央制御室照明等	23
中央制御室非常用循環フィルタ用電気ヒータ	13
合計 (kW)	1,638

*津波監視カメラの電源は、充電器 (A) 又は (B) から供給する。

SA 条文関連

中央制御室の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（SA）は、3個を使用する。個数はシミュレータ施設を用いて運転操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに、可搬型照明（SA）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。

可搬型照明（SA）の照度は盤から約2mの位置に設置した場合で、中央非常用照明の設計値である非常灯照度（20ルクス以上）に対し、操作を行う盤面で約180ルクスの照度を確保している。



第4-4図 シミュレータにおける可搬型照明（SA）確認状況

【設備仕様】

- 可搬型照明（SA）
個数：4個（予備1個含む）

<参考>

- 中央制御室非常用照明
運転保安灯照度：200ルクス（設計値）
非常灯照度：20ルクス以上（設計値）
- 中央制御室通常照明照度：1000ルクス（設計値）

SA 条文関連

重大事故時を模擬した訓練において、中央制御室の全照明が消灯した環境下でも運転操作ができることを確認している。

また、ヘッドライト等の資機材を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。



シミュレータによる訓練の様子 全照明消灯時



全照明点灯時

第4-5図 重大事故時を模擬した訓練の様子

SA 条文関連

5. 重大事故発生時におけるモニタリング及び作業服の着替えを行うための区画

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するためモニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画としてチェンジングエリアを設置する。

設置開始のタイミングは原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象発生後とし、放管班が設置（設置時間は、資機材準備を含めて約 1 時間 10 分）を行う。

運転員等が放射性物質で汚染されたエリアで作業を行った後、中央制御室に入室する際にチェンジングエリアを利用する。



第 5-1 図 チェンジングエリア設置場所及び中央制御室の入退域ルート

チェンジングエリアの運用については、下記のとおり。

- ① 放射性物質で汚染したエリアから中央制御室へ入室する現場作業員等は、「脱衣エリア」の手前でゴム手袋（1 枚目）等を外す。
- ② 次に「脱衣エリア」に入り、必要に応じてタイベック等の防護具類を脱ぐ。
- ③ その後、「スクリーニングエリア」に入り、身体サーベイを実施し、異常がなければ中央

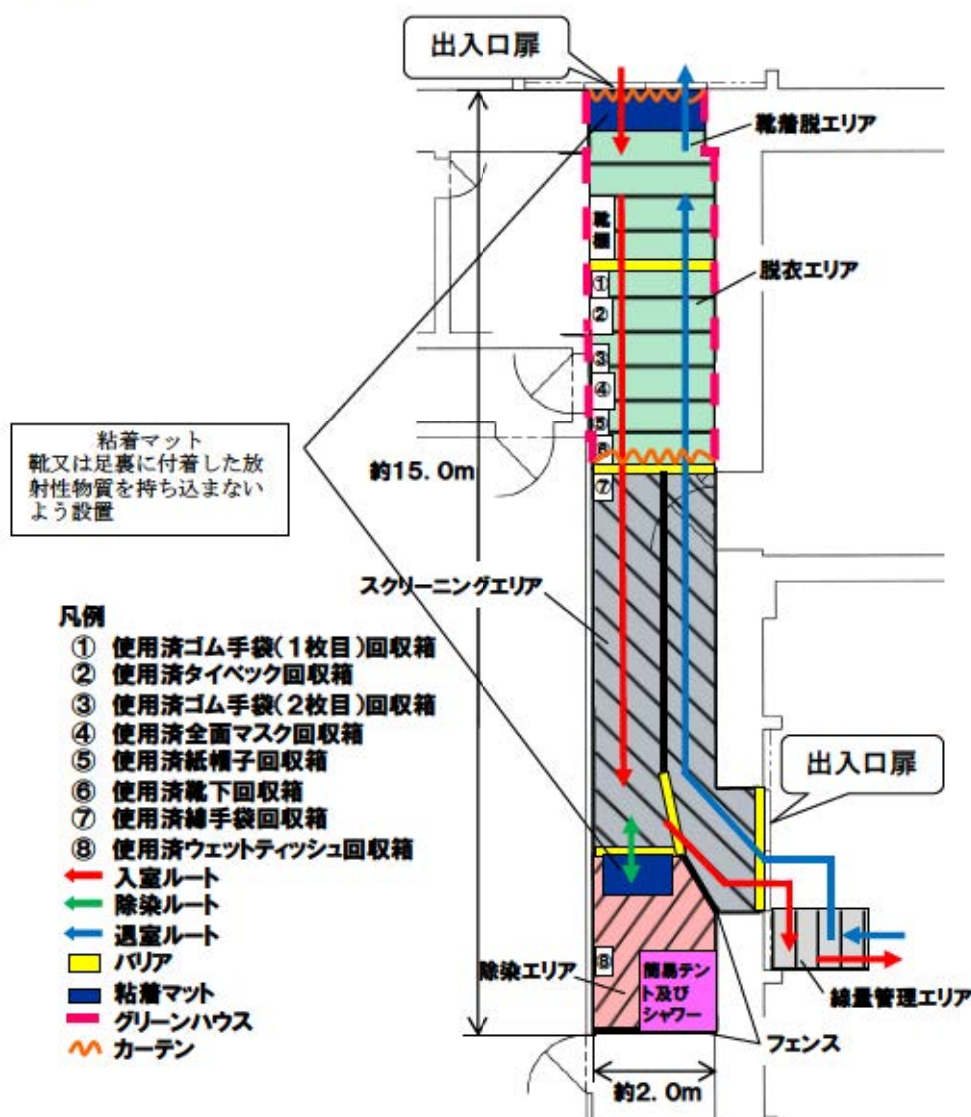
SA 条文関連

制御室へ移動する。

- ④ 身体サーベイの結果、汚染が確認された場合は、「除染エリア」にて除染を行い、再度、身体サーベイを実施する。

なお、中央制御室の外側が放射性物質で汚染されるような状況下において中央制御室外で活動する作業員等は、中央制御室内で防護具類を着用した後、中央制御室から退却する。

注：チェンジングエリアは、事故時の作業員の動線を考慮して設置をしている。また、出入口となる扉は1箇所のみとし、その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とする。

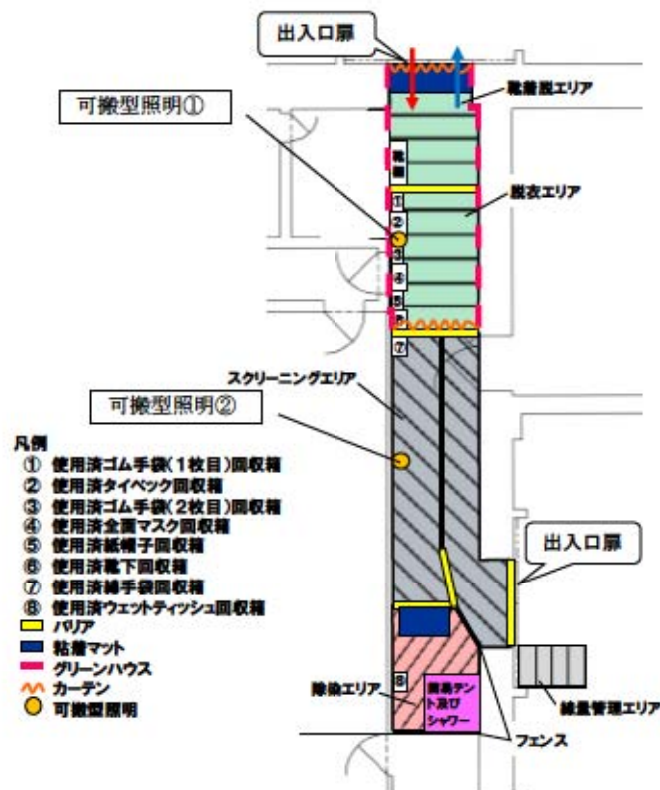


第5-2図 チェンジングエリアイメージ図

SA 条文関連

チェンジングエリア設置箇所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（SA）は、2個使用する。個数はチェンジングエリア設置、身体サーベイ及び除染時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（SA）の照度は、チェンジングエリア内に2個設置した場合で、身体サーベイ等を行う床面において20ルクス以上の照度になるように配置する。



可搬型照明①



可搬型照明②

第 5-3 図 可搬型照明（SA）確認状況

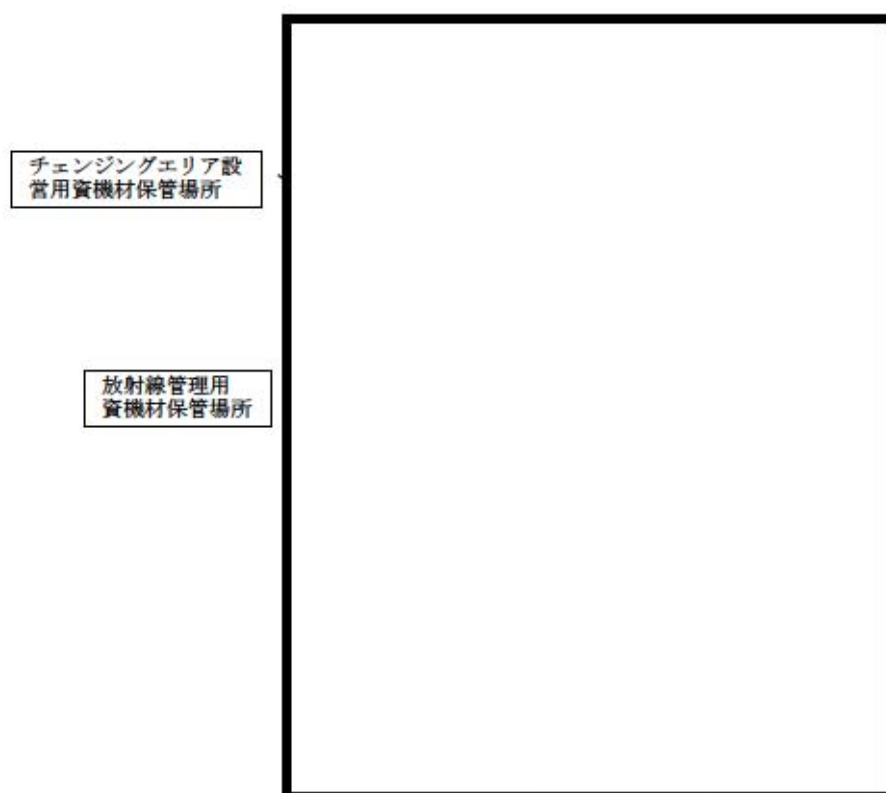
【設備仕様】

- 可搬型照明（SA）

個数：3個（予備1個含む）

SA 条文関連

また、下記のとおりチェンジングエリア設常用資機材等を保管する。



第 5-4 図 チェンジングエリア設常用資機材及び
放射線管理用資機材保管場所

SA 条文関連

第5-1表 放射線管理用資機材

品名	単位	数量	考え方
タイベック	着	50	31名×1.5(余裕)
紙帽子	個	50	31名×1.5(余裕)
汚染区域用靴下	足	50	31名×1.5(余裕)
綿手袋	双	50	31名×1.5(余裕)
オーバーシューズ(靴カバー)	足	50	31名×1.5(余裕)
全面マスク	個	100	31名×2(中央制御室内でのマスク着用分)×1.5(余裕)
チャコールフィルタ	個	200	31名×2(中央制御室内でのマスク着用分)×1.5(余裕)×2個
ゴム手袋	双	100	31名×1.5(余裕)×2重
アノラック	着	50	31名×1.5(余裕)
セルフエアセット	台	16	—

第5-2表 チェンジングエリア設営用資機材

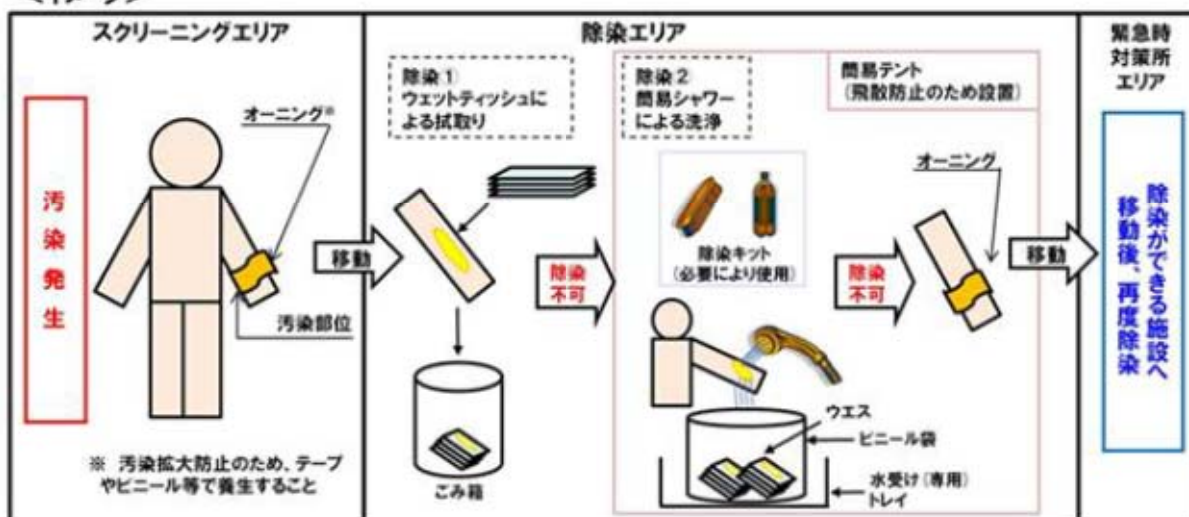
品名	単位	予定保管数	考え方
グリーンハウス(透明)	個	2	予備1個含む
グリーンハウス専用フレーム	個	1	—
養生シート (透明・ピンク・白)	本	9	各色3本
バリア (600・750・900 mm)	枚	9	各サイズ3枚
作業用テープ(緑)	巻	5	—
養生テープ(ピンク)	巻	20	—
透明ロール袋(大)	本	10	—
粘着マット	枚	10	—
ウエス	箱	1	24束/箱
ウェットティッシュ	個	62	31名×2個
はさみ・カッター	個	各2	必要数
マジック	本	2	必要数
簡易テント	個	1	必要数
簡易シャワー	個	1	必要数
線量管理用テーブル	台	1	必要数

SA 条文関連

除染エリアの汚染水の処理について、下記のとおり運用を行う。

- ・ チェンジングエリアにおいて汚染検査により汚染が確認された場合は、除染エリアにて除染を実施する。
- ・ 除染は基本的に拭き取りにより実施するが、拭き取りにより汚染が除去できない場合は、簡易シャワーによる除染を実施する。
- ・ 汚染水はウエスへ染み込ませることにより固体廃棄物として処理し、管理された状態で運用を行う。
- ・ なお、中央制御室内においては基本的に汚染水の発生はないと考えられるものの仮に汚染水が発生したとしても発生量は限られることから、除染の際に発生する汚染水と同様に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など管理された状態で運用を行う。
- ・ また、管理されない状態において汚染水が外部放出されることのないよう運用する。

<イメージ>



第 5-5 図 身体汚染発生時における除染対応及び汚染水処理イメージ図

チェンジングエリアの汚染管理について、下記のとおり運用を行う。

- ・ 防護具類の脱着の運用を踏まえ、中央制御室への汚染の持ち込みを防止することを目的として、チェンジングエリアにおいて汚染管理を実施する。
- ・ チェンジングエリアの汚染管理基準は、下表のとおり法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度 40 Bq/cm^2 ）の $1/10$ である 4 Bq/cm^2 を管理目標とする。

チェンジングエリアの汚染管理基準を法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度 40 Bq/cm^2 ）の $1/10$ である 4 Bq/cm^2 を管理目標とすることで中央制御室への汚染の持込防止を図る。

SA 条文関連

第 5-3 表 チェンジングエリア内における汚染の管理基準

	状況	汚染の管理基準 ^{※1,2}	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300 cpm (4 Bq/cm ²)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度：40 Bq/cm ² ）の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000 cpm ^{※2} (120 Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるO I L 4を準拠
		13,000 cpm ^{※3} (40 Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるO I L 4【1ヶ月後の値】を準拠

※1：計測器の仕様や校正により異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。また、測定する場所のBGに留意する必要がある。

※2：BGの影響が相対的に小さくなる数値のうち最低の水準として設定。（13,000×3≒40,000）

※3：40 Bq/cm²（放射性ヨウ素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100 mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面汚染密度）

SA 条文関連

【参考1】運用上の介入レベル（O I L 4）について

●原子力災害対策指針（令和3年7月21日一部改正）より抜粋

- ・「運用上の介入レベル」（Operational Intervention Level）
- ・「原子力災害対策指針」において設定された避難等の防護措置の実施を判断する基準
- ・空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等を原則計測可能な値で表される

基準の種類	基準の概要	初期設定値	防護措置の概要
O I L 4	不注意な経口摂取，皮膚汚染からの外部被ばくを防止するため，除染を講ずるための基準	β 線：40,000 cpm ^{※1} (皮膚から数cmでの検出器の計数率)	避難又は一時移転の基準に基づいて避難等した避難者等に避難退城時検査を実施して，基準を超える際は迅速に簡易除染等を実施。
		β 線：13,000 cpm ^{※2} 【1ヵ月後の値】 (皮膚から数cmでの検出器の計数率)	

※1：我が国において広く用いられている β 線の入射窓面積が20 cm²の検出器を利用した場合の計数率であり，表面汚染密度は約120 Bq/cm²相当となる。他の計測器を使用して測定する場合には，この表面汚染密度から入射窓面積や検出効率を勘案した計数率を求める必要がある。

※2：※1と同様，表面汚染密度は40 Bq/cm²相当となり，計測器の仕様が異なる場合には，計数率の換算が必要である。

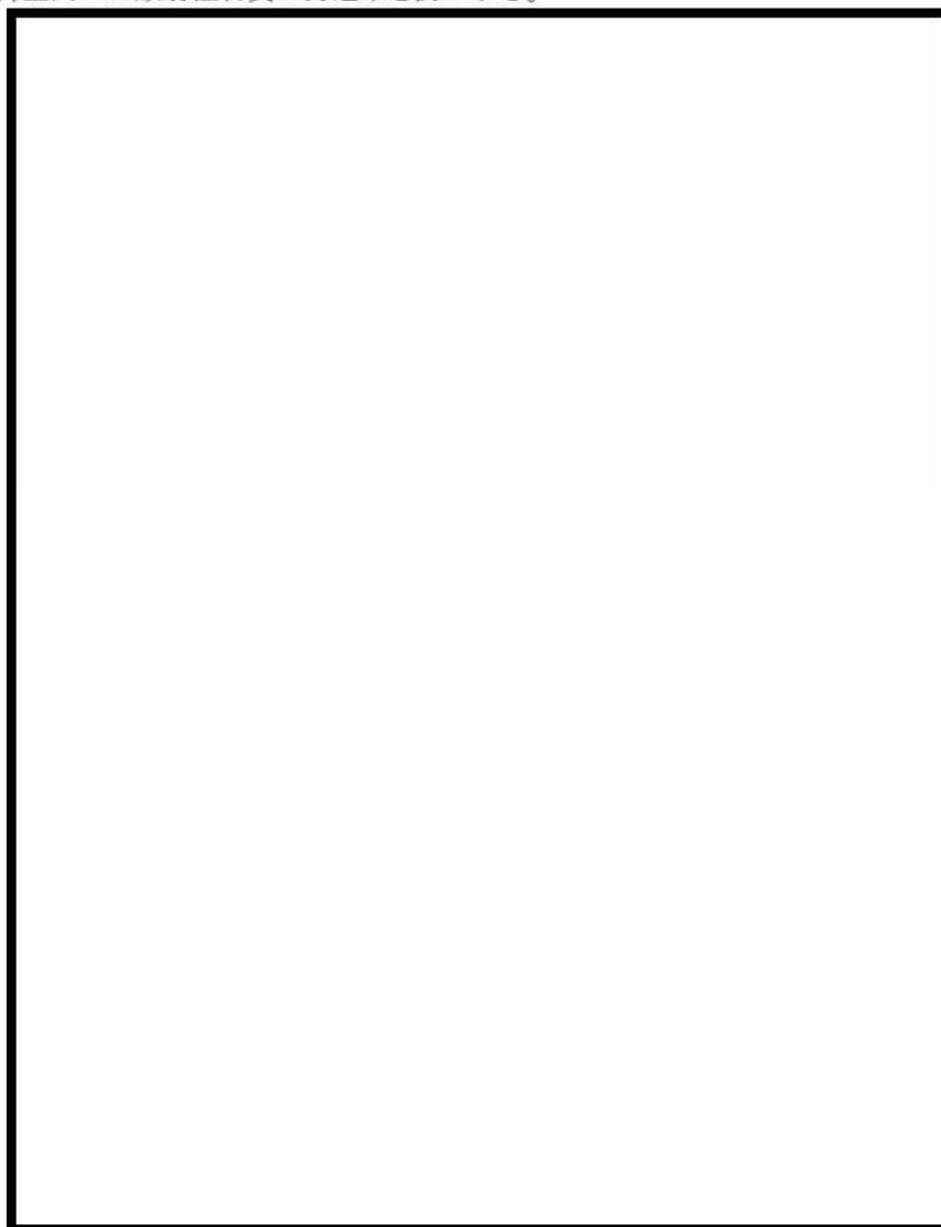
チェンジングエリアの区画と事故時の作業員の動線について，下記のとおり運用を行う。

- ・チェンジングエリアは，事故時の作業員の動線を考慮して設置している。
- ・出入口となる扉は1箇所のみとし，その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とする。

SA 条文関連

中央制御室への汚染の持ち込み防止の考え方として、中央制御室のエリアには複数の扉が設置されているが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室の境界にある扉は全て気密扉であるとともに、第5-6図のとおり出入口となる扉は1箇所のみとし、その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とすることで、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する運用としている。

また、出入口となる扉1箇所には、要員が装着している防護具類の脱衣エリア及び脱衣後の要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認するためのスクリーニングエリアを設置し、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。



第5-6図 中央制御室出入口扉施錠箇所

SA 条文関連

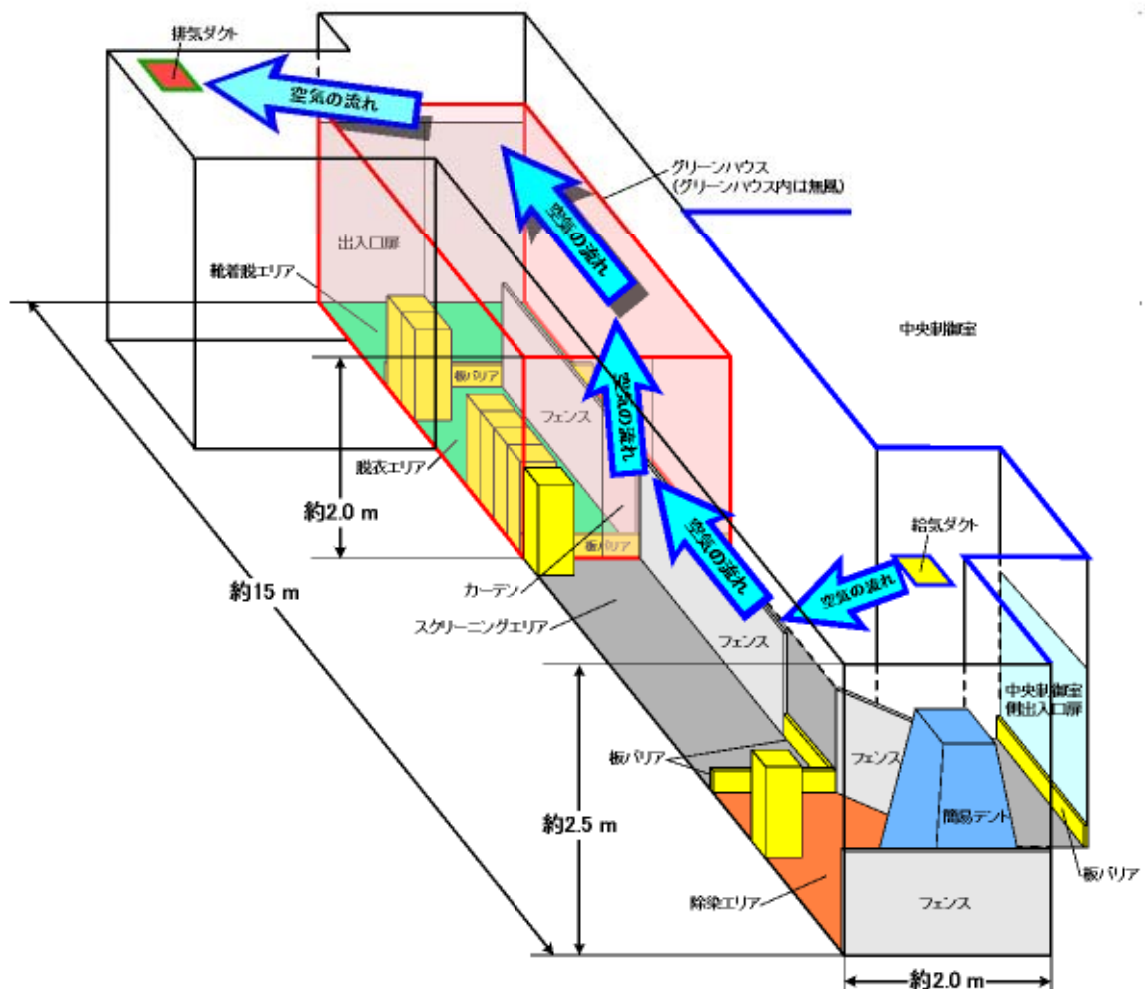
チェンジングエリアは、次の汚染持ち込み防止措置を講じることにより、中央制御室空調装置の範囲内に設置する設計とする。

- ・汚染レベルが高くなると予想される靴着脱エリア及び脱衣エリアをグリーンハウス化し、グリーンハウスの両端に取り付けるカーテンは気密性の高いチェック式にすることにより、放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込める。

仮に放射性物質がグリーンハウス外に漏れいしてもグリーンハウス周辺には中央制御室空調装置により、中央制御室への放射性物質の流入を防止することができる。

- ・定期的（1回/日以上）な測定により汚染の有無を確認し、汚染が確認された場合は、チェンジングエリアに滞在する放管班員が速やかに除染を行う。

なお、放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込めること及び第5-7図のとおり、中央制御室空調装置により中央制御室内へ汚染が持ち込まれることはないことから、可搬型空気浄化装置は設置しない設計とする。



第5-7図 チェンジングエリアの空気の流れイメージ図

SA 条文関連

泊発電所 3 号炉

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価
について
(第 26 条 原子炉制御室等)

目 次

1. 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価について

DB 条文関連

2. 中央制御室（重大事故対策）に係る被ばく評価について

SA 条文関連

1. 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価

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あたっては、「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）」に基づき、評価を行った。

1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とした。

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

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97 %に当たる値を用いた。評価においては、1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用にあたっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、最近 10 年間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

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

1.4 中央制御室居住性に係る被ばく評価

被ばく評価にあたって考慮している被ばく経路（①～⑤）は、第 1.1 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。

運転員の勤務形態としては 5 直 2.5 交替とし、事故時においても中長期での運転操作等の対応に支障がないよう、通常時と同様の勤務形態を継続するものとして、30 日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

DB 条文関連

1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、上記 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（以下「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁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。

1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

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

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

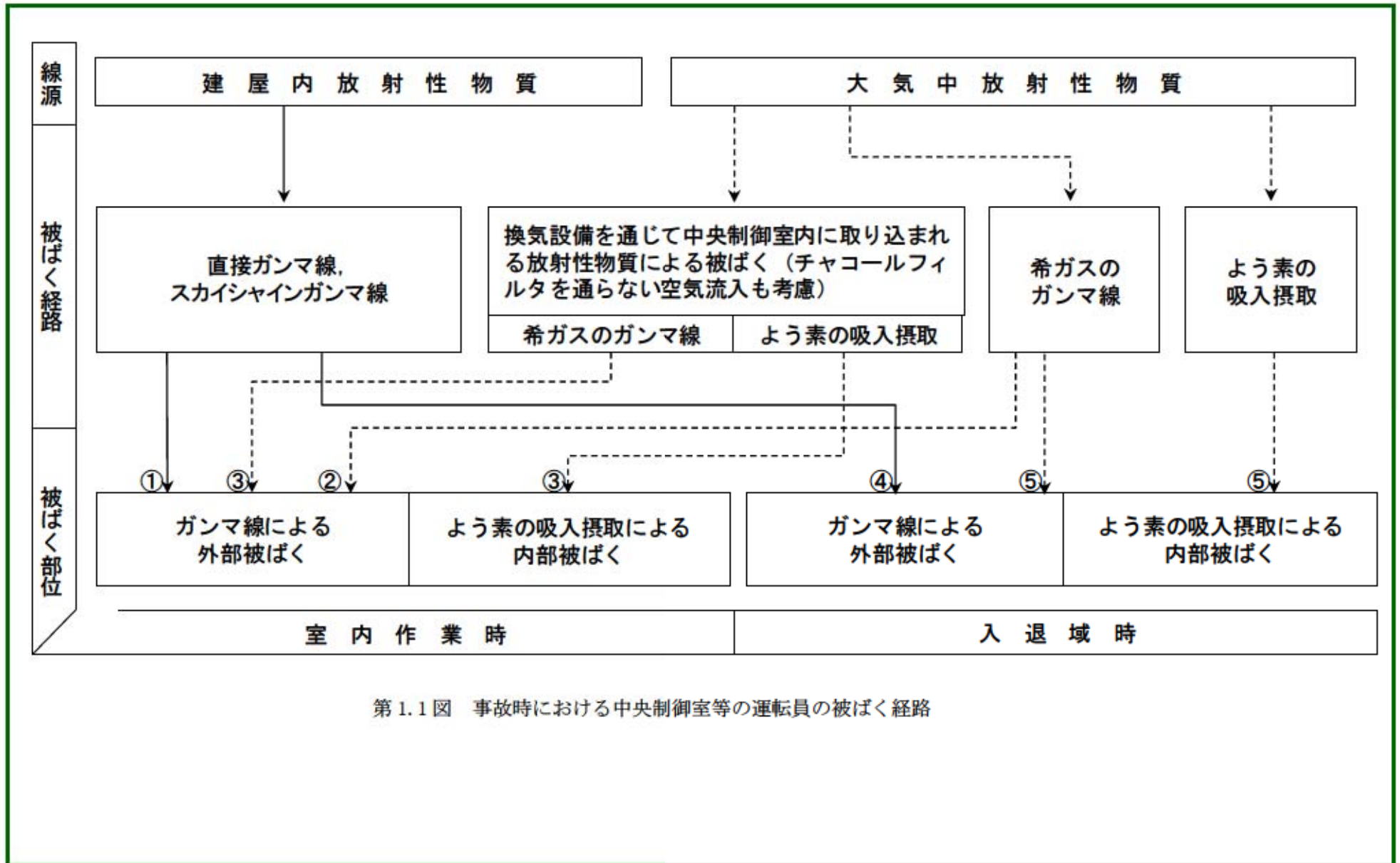
(1) 事故時閉回路循環運転モード

中央制御室空調装置の事故時閉回路循環運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させてよう素をよう素フィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は第 1.2 図に示すとおりである。

(2) よう素フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのよう素フィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 0.5 回/h を仮定して評価した。

DB 条文関連



第 1.1 図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁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。

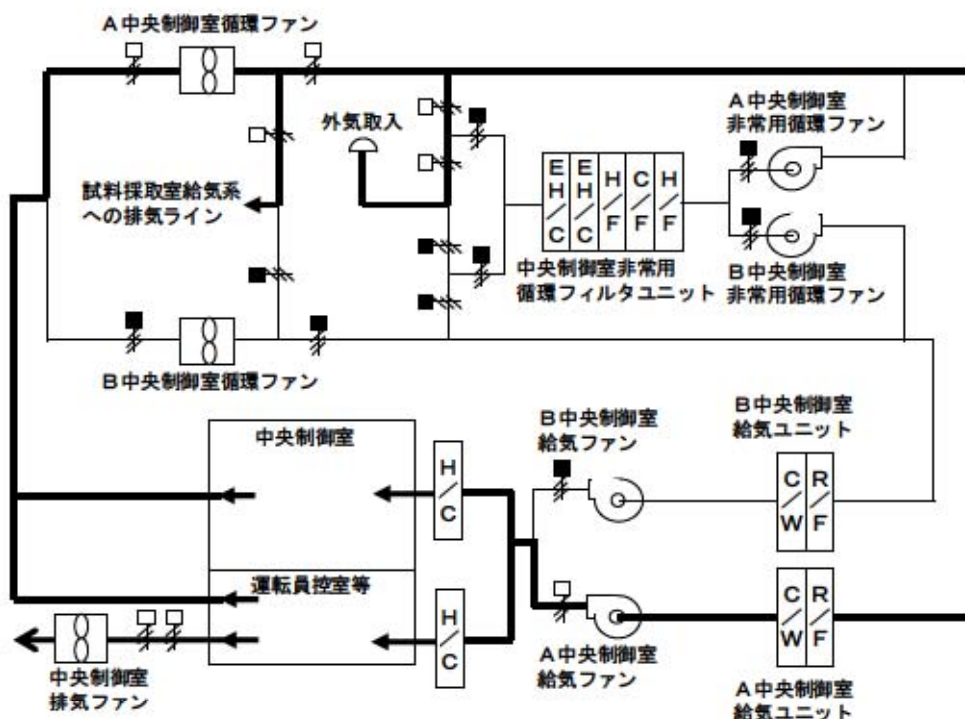
入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、出入管理建屋入口及び中央制御室入口として評価した。

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）

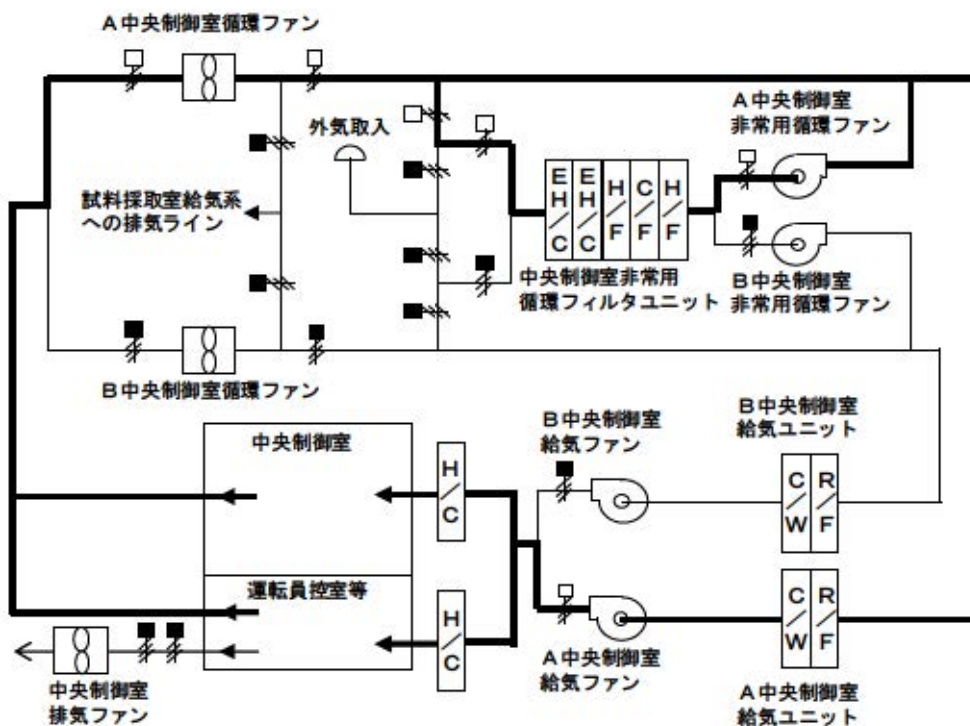
大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定に同じである。

DB 条文関連

C/F	チャコールフィルタ	C/W	冷水冷却コイル
H/F	微粒子フィルタ	H/C	蒸気加熱コイル
R/F	粗フィルタ	EH/C	電気加熱コイル
⌋	外気取入口	☐	ダンパ (開状態)
		■	ダンパ (閉状態)



(通常時運転モード)



(非常時運転モード)

第 1.2 図 中央制御室空調装置の概要図

1.5 評価結果のまとめ

泊発電所3号炉の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結果は、第1.1表に示すとおり実効線量は原子炉冷却材喪失において約18 mSv、蒸気発生器伝熱管破損において約6 mSvであり、実効線量100 mSvを下回っている。なお、評価結果の内訳を第1.2表に示す。

第1.1表 中央制御室居住性に係る被ばく評価結果（設計基準）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	蒸気発生器伝熱管破損 (実効線量)
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.5×10^{-2}	—
	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 1.7×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 8.9×10^0	約 5.5×10^0
	小 計 (①+②+③)	約 9.2×10^0	約 6.0×10^0
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 6.4×10^0	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時での被ばく	約 1.9×10^0	約 7.1×10^{-3}
	小 計 (④+⑤)	約 8.3×10^0	約 7.1×10^{-3}
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 18	約 6.0

DB 条文関連

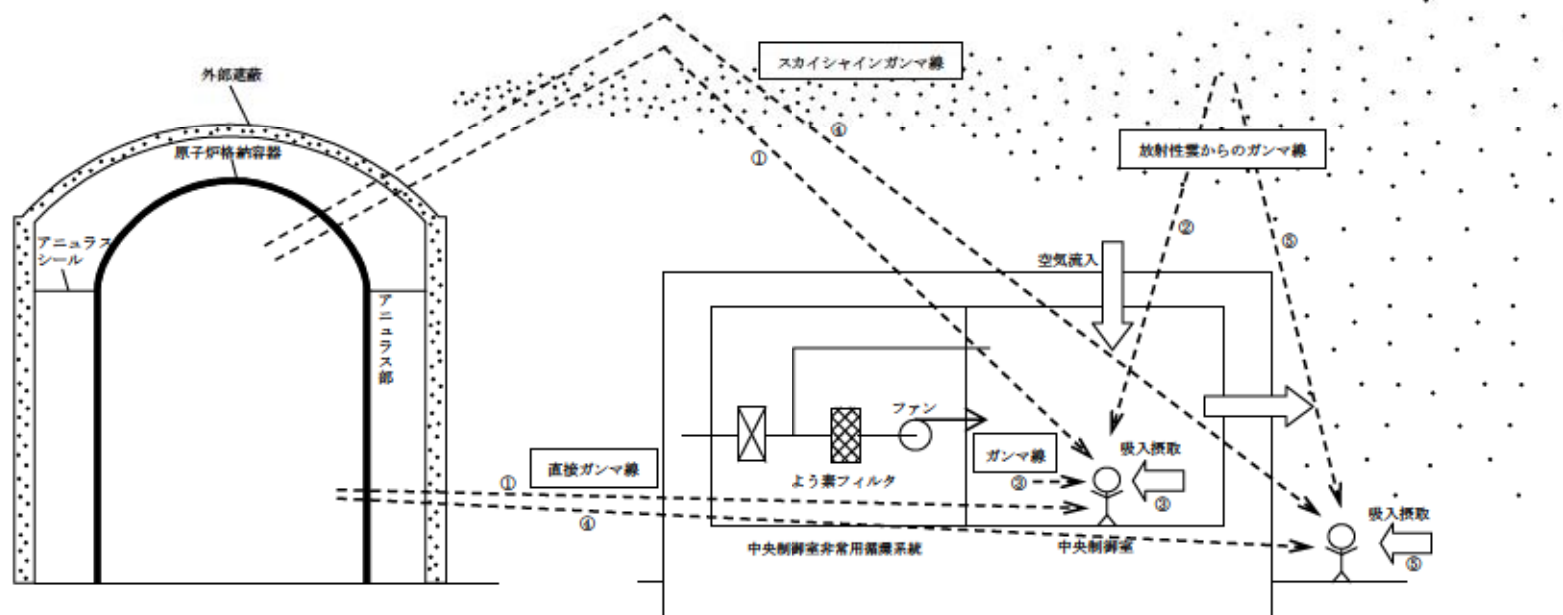
第 1.2 表 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果

(単位:mSv)

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			蒸気発生器伝熱管破損		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計値	外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.5×10^{-2}	—	約 3.5×10^{-2}	—	—	—
	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 1.7×10^{-1}	—	約 1.7×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	—	約 4.9×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.7×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 8.9×10^0	約 1.2×10^0	約 4.3×10^0	約 5.5×10^0
	小 計 (①+②+③)	約 6.8×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 9.2×10^0	約 1.7×10^0	約 4.3×10^0	約 6.0×10^0
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時での被ばく	約 6.4×10^0	—	約 6.4×10^0	—	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時での被ばく	約 8.1×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.9×10^0	—	約 7.1×10^{-3}	約 7.1×10^{-3}
	小 計 (④+⑤)	約 7.2×10^0	約 1.1×10^0	約 8.3×10^0	—	約 7.1×10^{-3}	約 7.1×10^{-3}
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 7.9	約 9.6	約 18	約 1.7	約 4.3	約 6.0

中央制御室居住性（設計基準：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく経路イメージ

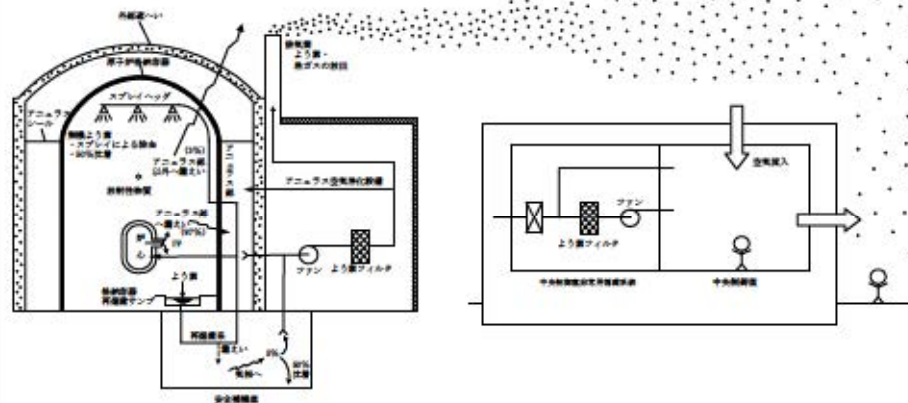
中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく （吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑤大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく （クラウドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被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



中央制御室居住性（設計基準：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格出力(2,652 MWt)の102%
	原子炉運転時間	最高40,000時間
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着割合	50%
	原子炉格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期：100秒
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0~1 d：0.15%/day 1~30 d：0.075%/d
	アニュラス空気浄化設備よう素除去効率	90%
大気拡散	気象資料	1997年1月~12月
	実効放出継続時間	希ガス：13時間、よう素：9時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位	5方位（中央制御室）
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統よう素除去効率	90%
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
	交代要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して最大となる滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	SCATTERING
	評価期間	30日



評価イメージ図（原子炉冷却材喪失）

被ばく評価結果（原子炉冷却材喪失）

号 炉	30日間の実効線量
3号炉	約18 mSv

2. 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価

重大事故が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下、「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第59条より抜粋）

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。

- ① 本規定第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
- ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

2.1 評価事象

評価事象については、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を想定し、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、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LOCA時にECCS注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。

2.2 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気中への放出量は、従来の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の原子炉冷却材喪失時被ばく評価と同様のプロセスにて評価する。また、上記評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質はNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

SA 条文関連

2.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97 %に当たる値を用いた。評価においては、1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、至近 10 年間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

2.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

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

2.5 中央制御室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)は、第 2.1 図に示すとおりである。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 7 日間とした。運転員の勤務形態としては 5 直 2.5 交替とし、7 日間の評価期間において最も中央制御室の滞在時間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7 日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

2.5.1 中央制御室内での被ばく

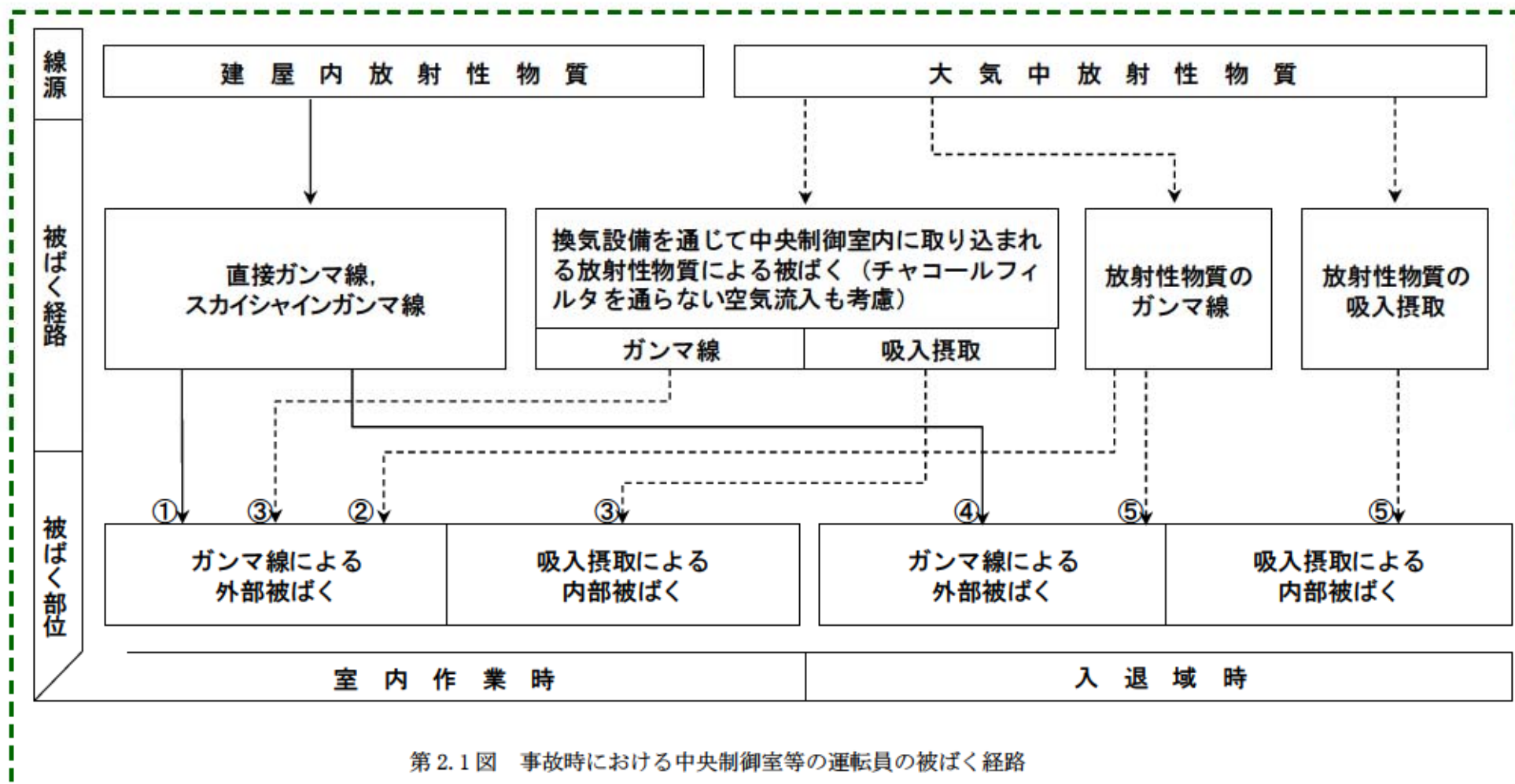
2.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく(経路①)

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、上記 2.4 の方法で実効線量を評価した。

2.5.1.2 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物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

SA 条文関連



2.5.1.3 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放射性物質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実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算にあたっては、運転員はマスクを着用しているとして評価した。また、(1)、(2)に示す中央制御室空調装置の効果を考慮した。なお、中央制御室空調装置の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

(1) 事故時閉回路循環運転モード

中央制御室空調装置の事故時閉回路循環運転モードは、通常開いている外気取り込みダンプを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードで、具体的な系統構成は第 2.2 図に示すとおりである。

(2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 0.5 回/h を仮定して評価した。

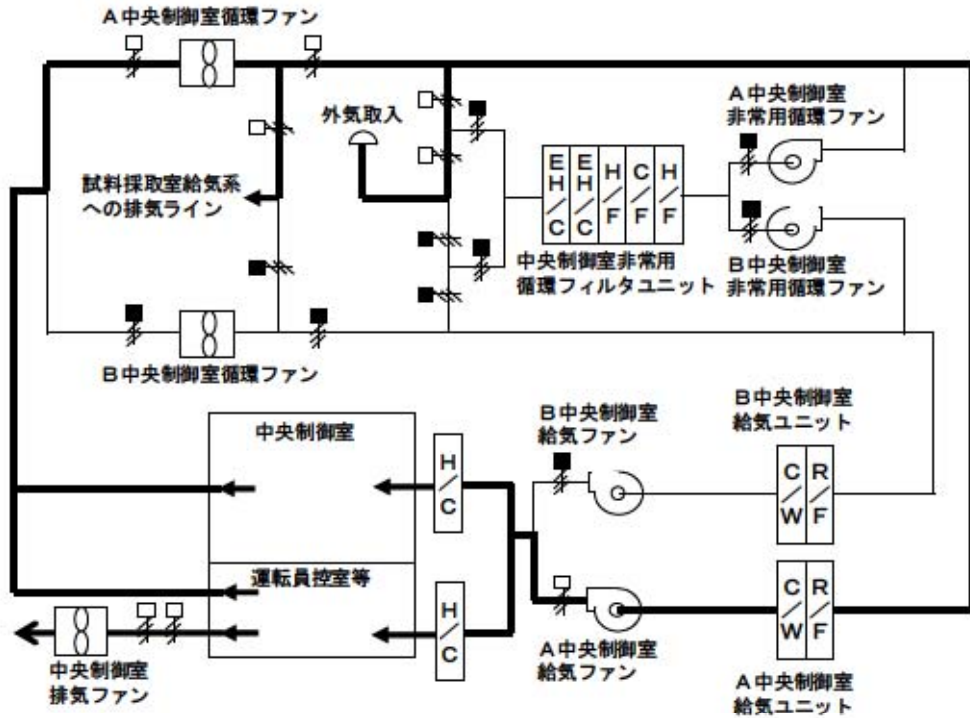
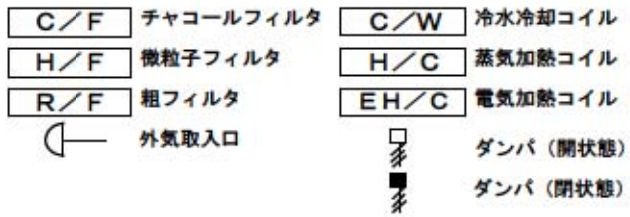
2.5.2 入退域時の被ばく

2.5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）

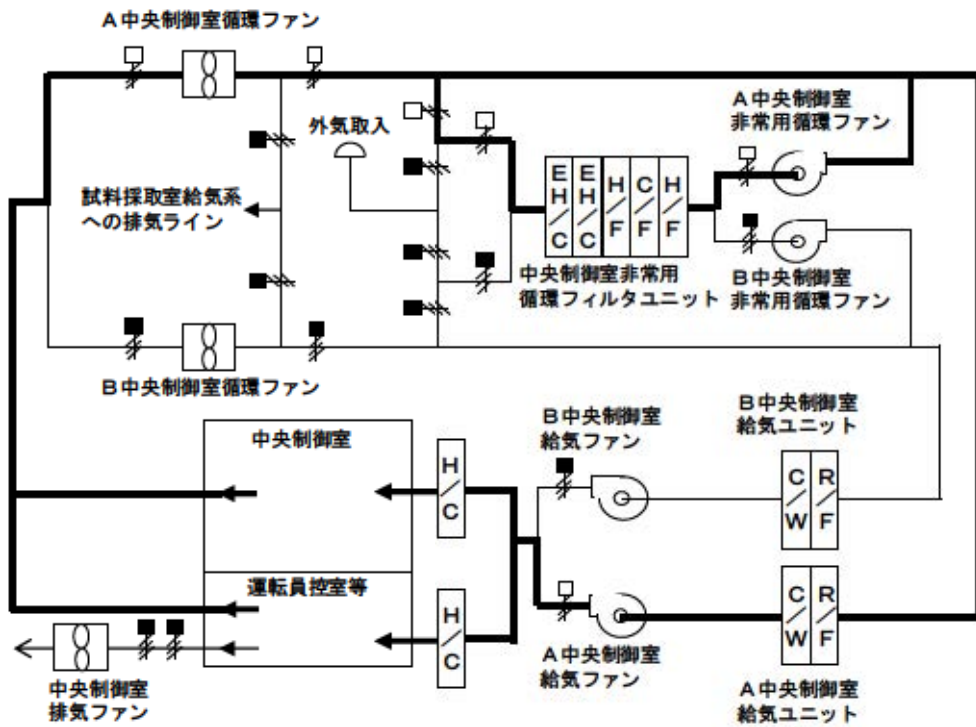
事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「2.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価にあたっては、周辺監視区域境界から中央制御室入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、出入管理建屋入口及び中央制御室入口として評価した。

SA 条文関連



(通常時運転モード)



(非常時運転モード)

第 2.2 図 中央制御室空調装置の概要図

2.5.2.2 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について、外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.5.1.2 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、内部被ばくは、空調設備効果を期待しないこと以外は「2.5.1.3 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）」と同様な手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。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記 2.5.2.1 の仮定に同じである。

2.6 評価結果のまとめ

中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、第 2.1 表に示すとおり、実効線量が 7 日間で約 15 mSv である。したがって、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないこと」を満足している。

なお、マスク着用を考慮しない場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、実効線量が 7 日間で約 71 mSv である。

SA 条文関連

第 2.1 表 中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果

被ばく経路		7 日間の実効線量 (mSv) *1		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.4×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1	約 7.9×10^{-2}	約 1.2×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 13	約 1.1	約 15^{*2}

*1 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は、有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

*2 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は、有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

SA 条文関連

【参考】マスク着用期間を限定した線量評価について

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価においては、評価期間中マスクの着用を考慮している。一方、事故発生時には、事象の進展及び中央制御室内の放射性物質濃度に応じ、放射線管理を踏まえてマスク着用の運用を行う。

今回の選定した事故シーケンス及び居住性に係る被ばく評価手法を用い、マスク着用期間を事故発生直後に限定した場合の被ばく評価を以下に示す。

ここで、選定した事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失を想定し、評価上、中央制御室非常用循環システムの起動遅れ時間を300分（5時間）としている。

中央制御室非常用循環システムの起動後は、よう素フィルタ及び微粒子フィルタにより室内に取り込まれた放射性物質は低減される。

このため、ここでは中央制御室非常用循環システム起動後の室内の放射性物質低減を考慮して、第2.2表のとおり事故発生後7時間までマスクを着用するとした。

なお、評価上、屋外においては、室内より放射性物質濃度が高いため、入退域時にマスクを着用するとして評価した。

マスク着用期間を限定した線量評価における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を第2.3表に示す。マスクなしの結果を第2.4表に示す。

第2.2表 中央制御室非常用循環システムの作動状況及びマスク着用時間

時間	0～5 h	5～7 h	7～168 h
中央制御室非常用循環システム	—	作動（フィルタによる放射性物質の低減）	
マスク	着用		—※

※入退域のみ着用

SA 条文関連

第 2.3 表 中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（7 時間までマスク考慮，7 時間以降マスクなし）

被ばく経路		7 日間の実効線量 (mSv) * ²		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^0	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^0	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく* ¹	約 1.3×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.4×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1	約 7.9×10^{-2}	約 1.2×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 13	約 14	約 28* ³

* 1 入退域時については常にマスクを着用とした。

* 2 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は，有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

* 3 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は，有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

SA 条文関連

第2.4表 中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（マスクなし）

被ばく経路		7日間の実効線量（mSv）*1		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^0	約 5.4×10^1	約 5.5×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.2×10^0	約 5.4×10^1	約 5.5×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10^0	約 3.9×10^0	約 5.2×10^0
	小計（④+⑤）	約 1.2×10^1	約 3.9×10^0	約 1.6×10^1
合 計 （①+②+③+④+⑤）		約 13	約 57	約 71^{*2}

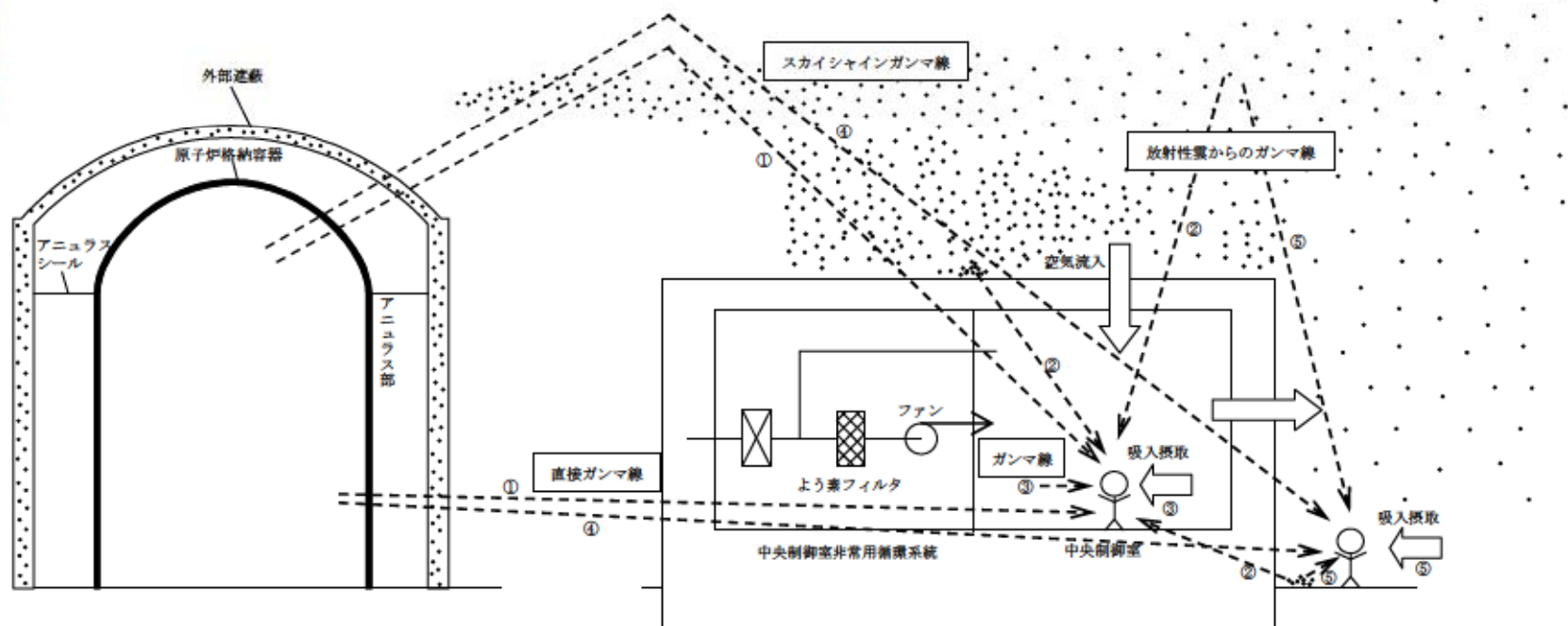
*1 表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

*2 「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

SA 条文関連

中央制御室居住性（重大事故対策）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のガンマ線による被ばく （クラウドシャインガンマ線及びグラウン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のガンマ線による被ばく （クラウドシャイン及びグラウン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）



中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の主要条件(1/3)

主な評価条件表（環境への放出まで）

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	定格出力 (2,652MWt) の102%
	原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料:3/4) 最高 30,000 時間 (MOX 燃料:1/4)
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465 記載の放出割合を設定
原子炉格納容器内での低減効果	代替格納容器スプレィポンプによるエアロゾルのスプレィ除去効果	SRP6.5.2 の評価式*1 に基づき算出した除去速度により低減
	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	重力沈降の評価式*2 に基づき算出した沈着率により低減
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	CSE 実験に基づく沈着率により低減
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/day(事故期間中一定) 原子炉格納容器圧力(MAAP 解析結果)に応じた漏えい率に余裕を見込んで設定
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率 エアロゾル:99%, よう素:95% 起動遅れ時間:60分(SBOを想定)

*1 : スプレィによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

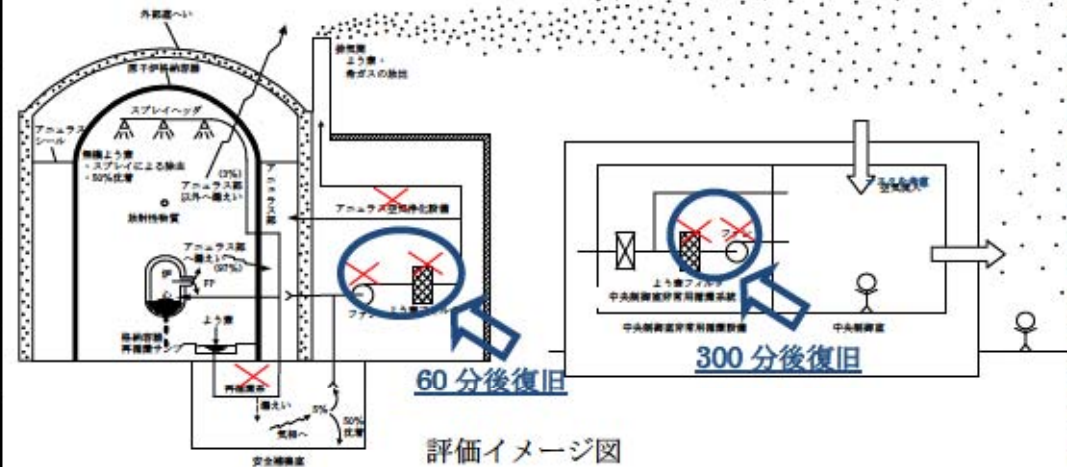
λ_s : スプレィ除去速度, h : スプレィ液滴落下高さ

V_s : スプレィ領域の体積, F : スプレィ流量

E : 捕集効率, D : スプレィ液滴直径

PWR を模擬した NUPEC 実験によりスプレィ効率(E/D)を7と設定

炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器圧力が高く推移し、被ばく評価の観点で厳しくなる「大LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレィ失敗」を選定。



*2 : エアロゾルの原子炉格納容器等への沈着率を以下の式により算出

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g}$$

λ_d : 自然沈着率, V_d : 重力沈降速度

A_f : 格納容器床面積, V_g : 格納容器自由体積

中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の主要条件(2/3)

表 事故直後の炉心内蓄積量*¹

	希ガス類	ヨウ素類	Cs 類	Te 類	Ba 類	Ru 類	Ce 類	La 類
炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.0×10^{19}	約 3.1×10^{19}	約 1.2×10^{19} (約 $3.2 \times 10^{17} * 2$)	約 1.9×10^{19}	約 1.8×10^{19}	約 3.7×10^{19}	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^{19}

* 1 ORIGEN2 を用いて算出 * 2 Cs-137 の炉心内蓄積量

Table 3.13 PWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
各フェーズの継続時間 → Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

- * Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

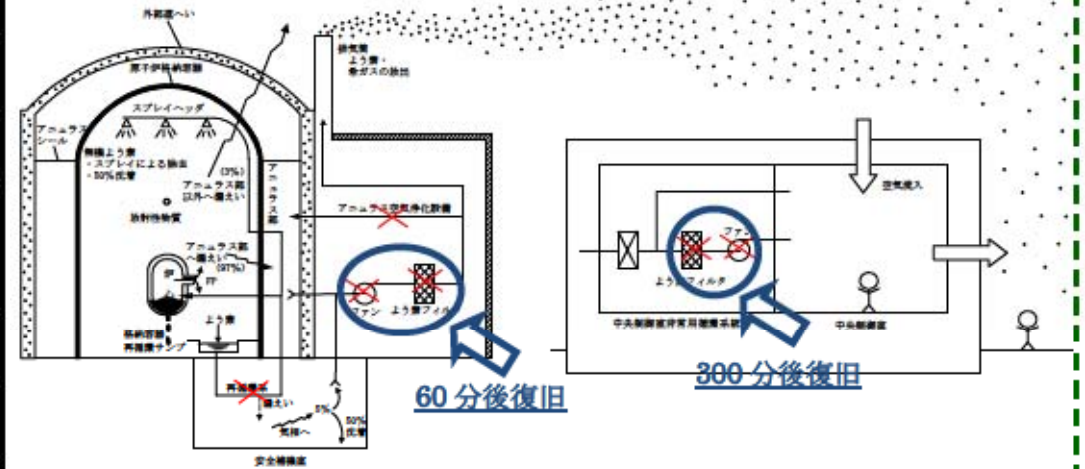
事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出(Gap-Release)と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出(Early In-Vessel)を想定
- Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出(Ex-Vessel)及び1次系に沈着した核分裂生成物放出(Late In-Vessel)を想定。

中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の主要条件(3/3)

主な評価条件表（大気拡散，運転員の被ばく評価）

大項目	中項目	主要条件
大気拡散	気象資料	1997年1月～12月
	実効放出継続時間	全核種：1時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位	5方位（中央制御室）
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環システムのフィルタ除去効果及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率 エアロゾル:99%, よう素:95% 起動遅れ時間:300分(SBOを想定)
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
	マスクによる除染係数	50(事故期間中一定)
	交代要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して最大となる滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線, スカイシャイン線評価コード	QAD, SCATTERING
	評価期間	7日間



被ばく評価結果

号 炉	7日間の実効線量
3号炉	約15 mSv

泊発電所 3 号炉

原子炉制御室等について（補足資料）
（第 26 条 原子炉制御室等）

目 次

1. 中央制御室居住性に係る被ばく評価について
2. 中央制御室の放射線管理用資機材について
3. 中央制御室への汚染の持ち込みを防止する機能（チェンジングエリア）について
4. バス等の汚染確認方法について
5. 全交流動力電源喪失時の中央制御室設備への給電について
6. 酸素濃度，二酸化炭素濃度を踏まえた対応について
7. 可搬型照明に求められる照度の考え方について
8. 設置許可基準規則 59 条における可搬型照明の扱いについて

1. 中央制御室居住性に係る被ばく評価について

泊発電所3号炉 中央制御室居住性に係る被ばく評価の評価条件等について、添付資料の一覧を以下に示す。

添付一覧

添付資料 1-1：中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1-1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

1-1-2 原子炉冷却材喪失時における再循環開始時間について

1-1-3 居住性に係る被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

1-1-4 線量評価に用いる大気拡散の評価について

1-1-5 空気流入率試験結果について

1-1-6 直交替の考え方について

SA 条文関連を含む

1-1-7 内規*1との整合性について

DB 条文関連

添付資料 1-2：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

1-2-1 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表

1-2-2 事故シーケンス選定の考え方について

1-2-3 居住性評価に用いる炉心選定の考え方について

1-2-4 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

1-2-5 よう素の化学形態の設定について

1-2-6 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について

1-2-7 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

1-2-8 スprayによるエアロゾルの除去速度の設定について

1-2-9 原子炉格納容器漏えい率の設定について

1-2-10 アニュラス空気浄化設備 空気作動弁の開放手順の成立性について

1-2-11 フィルタ除去効率の設定について

1-2-12 大気への放出放射エネルギーの推移グラフについて

1-2-13 中央制御室の直接線，スカイシャイン線評価方法について

1-2-14 中央制御室空調装置の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ強制開放手順の成立性について

1-2-15 マスクによる防護係数について

1-2-16 中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について

1-2-17 中央制御室のグランドシャイン線量の評価方法について

1-2-18 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

1-2-19 審査ガイド*2との適合性について

SA 条文関連

- * 1 : 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価方法について（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

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

第1表（1/4） 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 (仮想事故相当)	内規に示されたとおり設定	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、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。
炉心熱出力	定格出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮した 値を設定	4.2.1(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	最高 40,000 時間	内規に示されたとおり設定	同 上
サイクル数 (バッチ数)	4	内規に示されたとおり設定	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 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100 %、よう素 50 %の割合とする。
よう素の形態	粒子状よう素 : 0% 無機 (元素状) よう素 : 90 % 有機よう素 : 10 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10 %とし、残りの 90 %は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機 (元素状) よう素の沈着効果	50 %が瞬時に沈着	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 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。

第1表 (2/4) 大気中への放出量評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
原子炉格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期：100秒	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒とすることは妥当と認められるということは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価審査指針」という。)に示されており、その考え方を準用する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0～1日：0.15%/day 1～30日：0.075%/day	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 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。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部：97% アニュラス部以外：3%	内規に示されたとおり設定	解説4.3 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残り3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当である。
アニュラス部体積	7,860 m ³	設計値として設定	アニュラス部体積について、記載なし。
アニュラス空気浄化設備ファン容量	1.86×10 ⁴ m ³ /h	ファン1台の起動を想定して設定	アニュラス空気浄化設備ファン容量について、記載なし。

第1表 (3/4) 大気中への放出量評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
アニュラス負圧達成時間	10分	「非常用炉心冷却設備作動信号」によりアニュラス空気浄化設備が起動 アニュラス空気浄化設備定格流量達成時間(40秒)を考慮した設計上の負圧達成時間(約7分)に余裕を見た値として設定	4.2.1(2) アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる 除去効率	0~10分 : 0% 10分~30日 : 90%	内規に示されたとおり設定	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。
ECCS再循環開始時間	事故後20分	再循環切替えまでの燃料取替用水ピット水量に対してECCS及び格納容器スプレイポンプの流量を考慮し保守的に設定 (添付1-1-2 参照)	ECCS再循環開始時間について、記載なし。
再循環系から安全補機室への 漏えい率	0~20分 : 0 m ³ /h 20分~30日 : 8×10 ⁻³ m ³ /h	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 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。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し2倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。
再循環水体積	1.4×10 ³ m ³	設計値として設定	再循環水体積について、記載なし。
再循環水中の放射能量	炉心内よう素蓄積量の50%	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 再循環水中には、事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。

第1表 (4/4) 大気中への放出量評価条件 (原子炉冷却材喪失)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の移行率	5 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) 再循環水中には、事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
安全補機室でのよう素の沈着率	50 %	内規に示されたとおり設定	同上
アニュラス空気浄化設備フィルタによる安全補機室の除去効率	90 %	内規に示されたとおり設定	4.2.1(2) ECCSの再循環系が設置される補助建屋内換気系によるよう素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値とする。
事故の評価期間	30日	内規に示されたとおり設定	解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。

第2表 (1/3) 大気中への放出量評価条件 (蒸気発生器伝熱管破損)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
評価事象	蒸気発生器伝熱管破損 (仮想事故相当)	内規に示されたとおり設定	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、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。
外部電源	喪失する	内規に示されたとおり設定 大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しい評価となる	4.2.2(2) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。
炉心熱出力	定格出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮した値を設定	4.2.2(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	最高 40,000 時間	内規に示されたとおり設定	同上
サイクル数 (バッチ数)	4	内規に示されたとおり設定	同上
通常運転中に 1次冷却材中に存在する 希ガス・よう素の量	燃料被覆管欠陥率1%とした 場合の1次冷却材中の希ガス・ よう素の濃度	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。

第2表(2/3) 大気中への放出量評価条件(蒸気発生器伝熱管破損)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
追加放出に寄与する核分裂生成量	追加放出に寄与する放射能量の炉心内蓄積量に対する割合 希ガス：0.02 % よう素：0.01 % 追加放出は事故後すぐに1次冷却系に放出されるとする。	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出される。
破損SG隔離までの時間	54分	解析上考慮されている隔離時間を設定	4.2.2(4) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却材から二次冷却材へ流出する放射能量の割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。
隔離までの1次冷却材流出量	95 t	解析結果に余裕を見込んだ値として設定	同上
2次冷却系に流出するよう素の形態	有機よう素：1 % 無機よう素：99 %	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1 %とし、残りの99 %は無機よう素とする。
大気中へ放出される希ガス量	2次冷却系に流出してきた希ガス全量	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。

第2表 (3/3) 大気中への放出量評価条件 (蒸気発生器伝熱管破損)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
無機よう素の気液分配係数	100	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 無機よう素は、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出される。
弁の漏えい率及び事故時の評価期間	10 m ³ /d 30 日	内規に示されたとおり設定	4.2.2(4) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとする。

第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
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 8.1×10^{15} Bq
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))	約 9.2×10^{13} Bq
蒸気発生器伝熱管破損	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 3.4×10^{15} Bq
	よう素 (I-131 等価量 (成人実効線量係数換算))	約 3.9×10^{12} Bq

第4表 (1/4) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル	内規に示されたとおり設定	5.1.1(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。
気象条件	泊発電所における1年間の気象資料(1997.1~1997.12)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施 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 (添付 1-1-3 参照)	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。 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を採用するのは保守的かつ適切である。
実効放出継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス：13時間 よう素：9時間 【蒸気発生器伝熱管破損】 希ガス：1時間 よう素：1時間	内規に示されたとおり設定	解説 5.13 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。

第4表 (2/4) 大気拡散条件

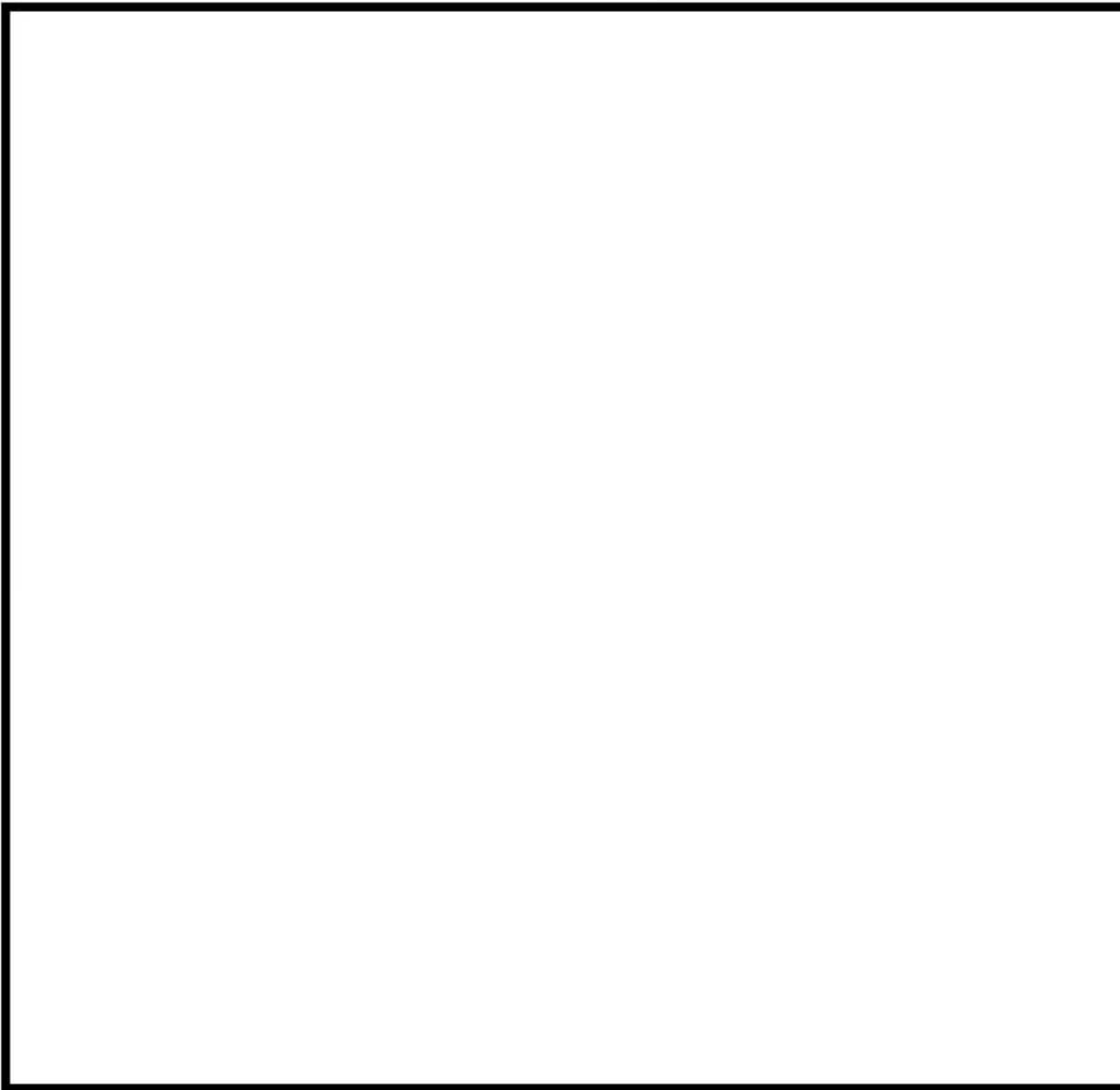
評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
放出源 及び 放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 排気筒 73.1 m 【蒸気発生器伝熱管破損】 地上 0 m	内規に示されたとおり設定	【原子炉冷却材喪失】 4.2.1(2) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとする。 【蒸気発生器伝熱管破損】 放出源高さについて、記載なし。
累積出現頻度	小さい方から累積して 97 %	内規に示されたとおり設定	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97 %に当たる相対濃度とする。
建屋の影響	考慮する	内規に示されたとおり設定	5.1.2(1) 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4表 (3/4) 大気拡散条件

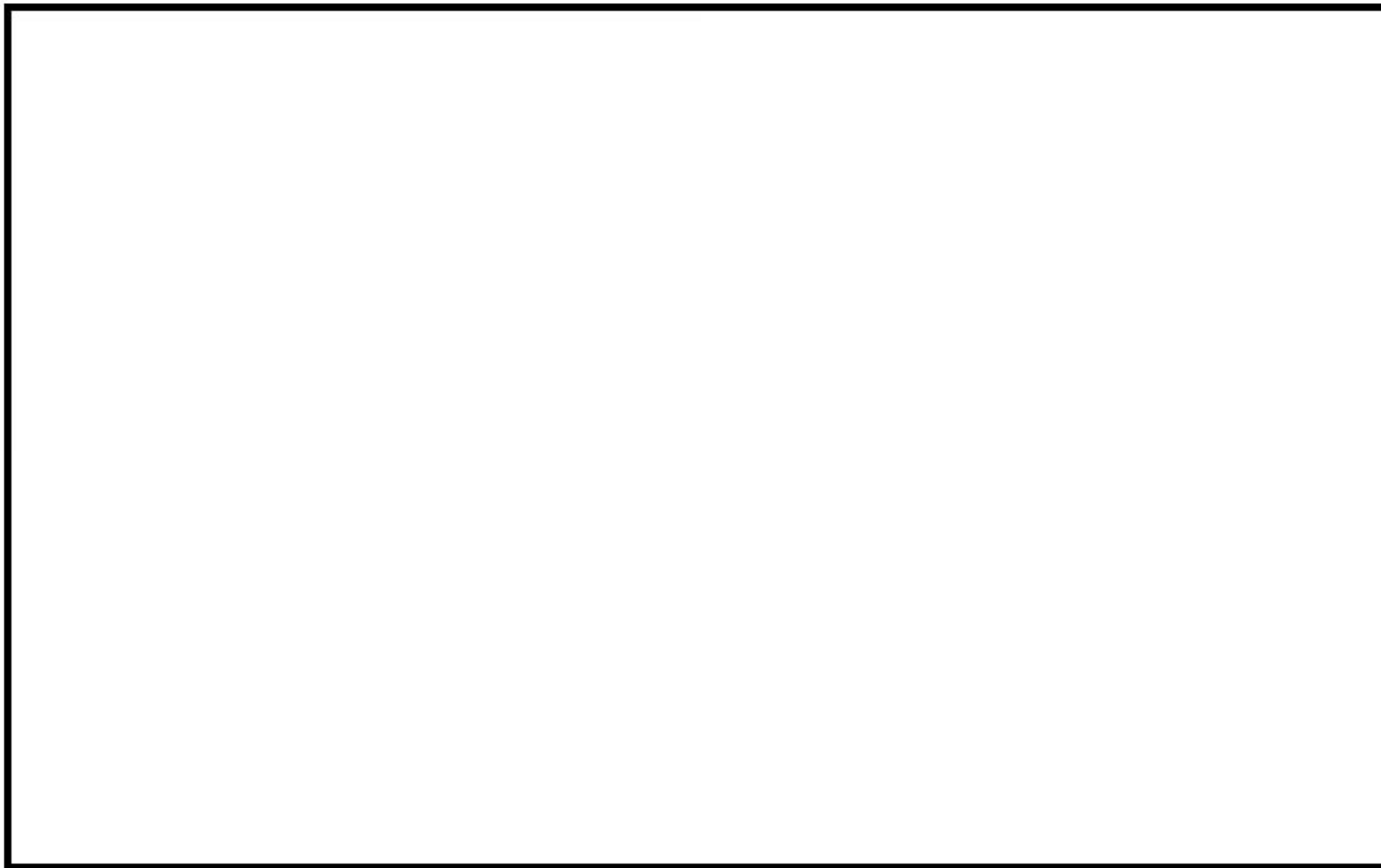
評価条件	使用値	選定理由	内規での記載											
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、内規に示された選定例に基づいて選定	<p>5.1.2(3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管 破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	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
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	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												
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理建屋入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 内規に示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】 内規に示された方法に基づき設定 (第4-1図、第4-2図、第4-3図参照)</p>	<p>【中央制御室】</p> <p>5.1.2(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。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>											

第4表 (4/4) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
着目方位	中央制御室 : 5方位 出入管理建屋入口 : 3方位 中央制御室入口 : 6方位	内規に示された評価方法に基づき設定 (添付 1-1-4 参照)	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、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	原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700 m ²)	内規に示されたとおり設定	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	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 4-1 図 評価点全体図



第 4-2 図 中央制御室中心及び入口評価点

第 4-3 図 出入管理建屋入口評価点

第5表 (1/2) 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	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	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	60 m	5	W, WNW, NW, NNW, N	1.5×10 ⁻⁴ (希ガス) 1.6×10 ⁻⁴ (よう素)	1.1×10 ⁻¹⁷
入退域時	出入管理建屋入口	110 m	3	WNW, NW, NNW	1.1×10 ⁻⁴	4.2×10 ⁻¹⁸
	中央制御室入口	50 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.7×10 ⁻⁴	1.3×10 ⁻¹⁷

※ 放出源から評価点までの水平距離

第5表 (2/2) 相対濃度及び相対線量 (蒸気発生器伝熱管破損)

評価対象	評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	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	60 m	5	W, WNW, NW, NNW, N	5.6×10 ⁻⁴ (希ガス) 5.6×10 ⁻⁴ (よう素)	2.0×10 ⁻¹⁷
入退域時	出入管理建屋入口	110 m	3	WNW, NW, NNW	3.8×10 ⁻⁴	—
	中央制御室入口	50 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	5.7×10 ⁻⁴	—

※ 放出源から評価点までの水平距離

第6表 (1/3) 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)

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載	
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様				
線源強度	原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物	希ガス (Xe類) : 100 % ハロゲン (I類) : 50 % その他 : 1 %	内規に示されたとおり設定	6.1(3) 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 %、ハロゲン 50 %、その他 1 %とする。
	原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉格納容器内に 放出された核分裂生成物が 均一に分布	内規に示されたとおり設定	6.1(3) 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、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
	事故の評価期間	30 日	内規に示されたとおり設定	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第6表 (2/3) 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)

評価条件		使用値	選定理由	内規での記載
計算モデル	原子炉格納容器 遮蔽厚さ			7.1.1(2)/7.1.2(2) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
	中央制御室遮蔽厚さ			
	空気カーマから 全身に対しての 線量への換算係数	1 Sv/Gy	内規に示されたとおり設定	6.2(2)/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1 Sv/Gyとする。

第6表 (3/3) 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)

評価条件	使用値	選 定 理 由	内規での記載
直接線・スカイシャイン線 評価コード	SCATTERING コード (SCATTERING Ver. 90m)	内規に示されたとおり設定	6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

第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（蒸気発生器伝熱管破損）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
建屋からのスカイシャイン線及び直接ガンマ線評価	評価せず	内規に示されたとおり設定	6(2) 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。

第8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（原子炉冷却材喪失）
 （30日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	6.8×10^{23}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	7.1×10^{23}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.4×10^{23}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	1.8×10^{23}
2.5	$1.8 < E$	1.2×10^{23}

第9表 (1/2) 中央制御室空調装置条件

項目	使用値	選定理由	内規での記載
事故時における外気取り込み	評価において考慮せず	内規に示されたとおり中央制御室内に直接流入することのみを考慮	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。
中央制御室非常用循環システム処理空間容積	$4.0 \times 10^3 \text{ m}^3$	内規に示されたとおり設計値を基に設定	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	$3.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	内規に示されたとおり設定。	7.3.4(3) 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蔽があるので、中央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室非常用循環システムフィルタ流量	[通常時] $0 \text{ m}^3/\text{h}$ [事故時] $5.1 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$	内規に示されたとおり設定	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
中央制御室非常用循環システムよう素フィルタ除去効率	90 %	設計値に余裕をみた値(設計値は95%以上)	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。

第9表 (2/2) 中央制御室空調装置条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由	内規での記載
事故時閉回路循環運転モードへの切替時間	【原子炉冷却材喪失】 1分 【蒸気発生器伝熱管破損】 10分	S I 信号発信後の隔離時間を保守的に設定。	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。
空気流入率	0.5 回/h	空気流入率測定試験結果 (0.15 回/h) を基に余裕を見込んだ値として設定 (添付 1-1-5 参照)	7.3(1)b) 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 10 表 運転員交替考慮条件

項 目		使 用 値	選 定 理 由	内規での記載
中央制御室滞在期間		196 時間 00 分	運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる運転員の滞在時間として設定（添付 1-1-6 参照）	7.1.1(2) 中央制御室内の滞在時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。
入退城	回数	40 回	運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる運転員の入退城回数として設定（添付 1-1-6 参照）	7.4.1(2) 入退城での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
	時間	入退城 1 回あたり、入退城の経路に沿って、 ・ 出入管理建屋入口に 10 分間 ・ 中央制御室入口に 5 分間 とどまるものとする。	周辺監視区域境界から中央制御室入口までを評価対象とし、周辺監視区域から出入管理建屋入口までは車での移動を考慮して、出入管理建屋入口から中央制御室入口までは徒歩での移動を考慮して設定。	同上

第 11 表 線量換算係数及び呼吸率の条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由	内規での記載
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく 線量は、次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt$ R : 呼吸率 (成人活動時)

原子炉冷却材喪失時における再循環開始時間について

原子炉冷却材喪失時においては、長期炉心冷却を維持するために、非常用炉心注入系ポンプ及び格納容器スプレイポンプの水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプに切替えることにより再循環モードを確立する。

燃料取替用水ピットの貯蔵水量と各ポンプの最大流量の合計から想定される再循環開始時間は第 1 表のとおりである。原子炉冷却材喪失（被ばく評価）では、再循環開始から安全補機室への無機よう素の漏えい開始すると想定しているため、再循環開始時間が早いほうが厳しい条件である。したがって、想定される再循環開始時間が 20 分以上のため安全側に 20 分で評価している。

第 1 表 燃料取替用水ピットの貯蔵水量とポンプ注入流量から想定される再循環開始時間

①燃料取替用水ピットの通常水位から再循環切替開始水位までの貯蔵水量(m ³)	
②最大流量の合計値(m ³ /h)	
a. 高圧注入ポンプ(m ³ /h)	
b. 余熱除去ポンプ(m ³ /h)	
c. 格納容器スプレイポンプ(m ³ /h)	
再循環開始時間 (①/②×60 分)	約 20.28 分
原子炉冷却材喪失（被ばく評価）における再循環開始時間	20 分

居住性に係る被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

(1) 検定方法

- a. 本居住性評価では、保守的に地上風（標高 20 m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高 20 m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高 84 m の観測記録を用いて検定を行った。
- b. データ統計期間
統計年：2011年1月～2020年12月（10年間）
検定年：1997年1月～1997年12月
- 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表に検定結果を示す。また、標高 20 m 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2表及び第3表に、標高 84 m での棄却検定表を第4表及び第5表に示す。

標高 20 m、標高 84 m での観測点共に 27 項目のうち、有意水準（危険率）5 % で棄却された項目は、標高 20 m は 0 個、標高 84 m は 3 個（風向（2 項目）及び風速階級（1 項目））であり、いずれも過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された棄却項目数（1～3 項目）の範囲に入っていることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

第1表：異常年検定結果

観測点	観測項目	検 定 結 果
標高 20 m	風向別出現頻度	棄却項目なし
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし
標高 84 m	風向別出現頻度	2 項目棄却 (風向：SSE, W)
	風速階級別出現頻度	1 項目棄却 (風速階級：0.5 m/s～1.4 m/s)

第 2 表 棄却檢定表(風向別出現頻度)(標高 20m)

風向	観測場所: 敷地内Z点 標高20m, 地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997		上限	下限
N	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.03	2.84	2.82	3.30	2.81	4.28	2.32	○
NNE	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.21	1.74	1.85	2.00	2.19	2.50	1.50	○
NE	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.66	4.80	4.66	4.70	4.75	4.71	5.61	2.89	○
ENE	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	7.09	7.25	7.29	7.64	5.95	8.83	5.25	○
E	9.85	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	13.64	13.66	14.24	14.17	11.46	18.28	10.06	○
ESE	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	7.83	8.07	9.11	8.06	11.04	11.89	4.23	○
SE	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	5.40	5.01	6.02	6.20	6.42	8.71	3.69	○
SSE	2.82	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.56	2.36	2.52	2.50	2.76	2.83	2.17	○
S	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	0.94	0.93	0.78	1.17	1.06	1.81	0.53	○
SSW	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.90	0.63	0.76	0.72	0.81	0.98	0.46	○
SW	1.60	1.75	2.32	1.95	1.81	1.82	1.69	2.38	2.06	2.26	1.99	1.84	2.74	1.18	○
WSW	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.06	4.38	3.25	4.99	3.46	4.00	5.16	1.76	○
W	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.45	9.56	8.74	9.56	9.09	9.92	11.60	6.58	○
WNW	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.32	16.30	15.97	18.84	16.53	15.59	15.49	19.55	11.63	○
NW	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	12.50	13.70	10.95	13.83	13.20	17.49	9.77	○
NNW	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	5.98	5.35	4.26	6.07	5.38	8.61	3.53	○

第 3 表 棄却檢定表(風速階級別出現頻度)(標高 20m)

風速階級 (m/s)	観測場所: 敷地内Z点 標高20m, 地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997		上限	下限
0.0~0.4	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○
0.5~1.4	7.93	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	11.76	11.38	10.54	9.18	11.76	13.31	4.81	○
1.5~2.4	16.35	15.84	13.44	17.13	18.06	15.15	16.09	16.47	15.40	16.07	16.01	15.14	18.94	13.06	○
2.5~3.4	13.28	13.92	11.61	13.41	14.23	12.90	13.71	12.60	12.05	13.19	13.04	14.44	15.08	11.00	○
3.5~4.4	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.67	10.52	12.12	11.76	11.92	13.53	9.99	○
4.5~5.4	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.90	11.67	9.57	10.96	10.65	11.82	9.68	14.83	8.41	○
5.5~6.4	6.05	9.34	6.39	7.16	7.65	6.10	7.22	7.28	7.62	7.36	7.82	7.13	9.43	6.21	○
6.5~7.4	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.55	5.60	5.57	5.37	5.75	6.47	4.27	○
7.5~8.4	4.28	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.81	4.85	4.51	4.37	4.55	5.05	3.89	○
8.5~9.4	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.74	4.47	3.89	4.33	4.26	4.85	2.91	○
9.5~	17.65	17.38	17.43	15.27	13.28	16.06	14.54	15.91	16.23	14.74	16.17	14.43	20.35	11.89	○

第 4 表 棄却檢定表(風向別出現頻度)(標高 84m)

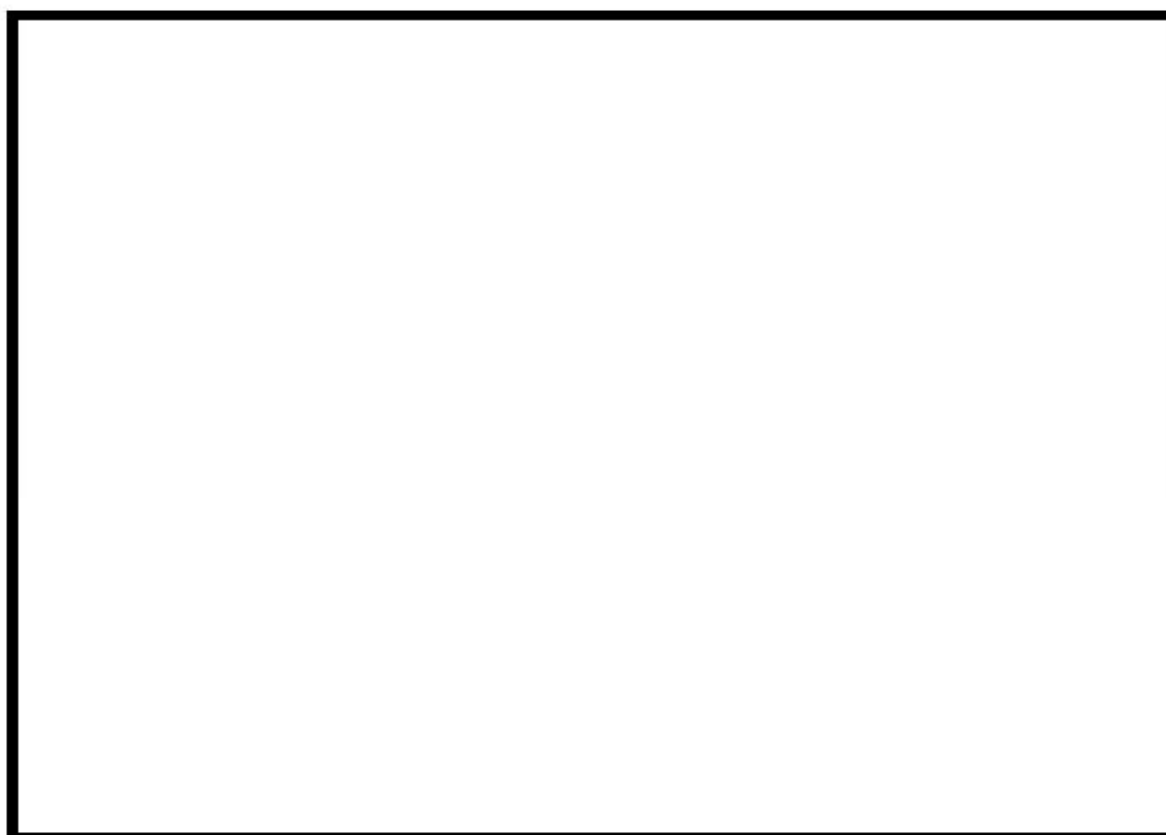
風向	観測場所: 敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却			
	統計年											棄却限界(5%)				
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値			1997	上限	下限
N	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.03	1.44	1.23	1.38	1.23	1.23	1.82	0.94	○
NNE	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.17	1.10	1.21	1.15	1.23	1.63	0.67	○	
NE	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.64	3.73	3.26	3.02	3.23	3.35	3.41	4.15	2.55	○	
ENE	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.50	14.83	13.67	13.70	12.30	12.63	10.87	16.61	9.11	○	
E	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	18.23	18.46	20.63	19.51	20.26	24.30	14.72	○	
ESE	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	5.40	4.74	5.83	5.02	5.31	6.70	3.34	○	
SE	2.40	2.57	2.16	1.76	1.59	2.45	1.97	1.98	2.05	2.20	2.12	2.77	2.85	1.39	○	
SSE	0.49	0.82	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.88	0.72	0.82	0.69	1.03	0.98	0.42	×	
S	0.85	0.89	0.87	0.71	0.65	0.53	0.62	0.70	0.60	0.75	0.72	0.70	1.01	0.43	○	
SSW	0.54	0.63	0.65	0.73	0.77	0.70	0.82	0.70	0.69	0.74	0.70	0.67	0.88	0.52	○	
SW	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.83	0.81	1.03	0.69	0.75	0.90	0.61	1.35	0.45	○	
WSW	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	1.97	1.94	1.76	2.34	3.91	4.51	0.00	○	
W	19.82	16.69	19.41	19.82	18.61	15.85	17.15	17.73	16.01	17.97	17.93	14.10	21.47	14.39	×	
WNW	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	19.50	23.83	20.37	19.60	22.17	26.33	12.87	○	
W	11.59	8.77	8.76	8.40	9.24	8.13	10.31	10.29	8.57	7.76	9.18	9.30	12.01	6.35	○	
NNW	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.78	1.72	1.84	1.64	1.68	1.78	2.01	2.18	1.38	○	

第 5 表 棄却檢定表(風速階級別出現頻度)(標高 84m)

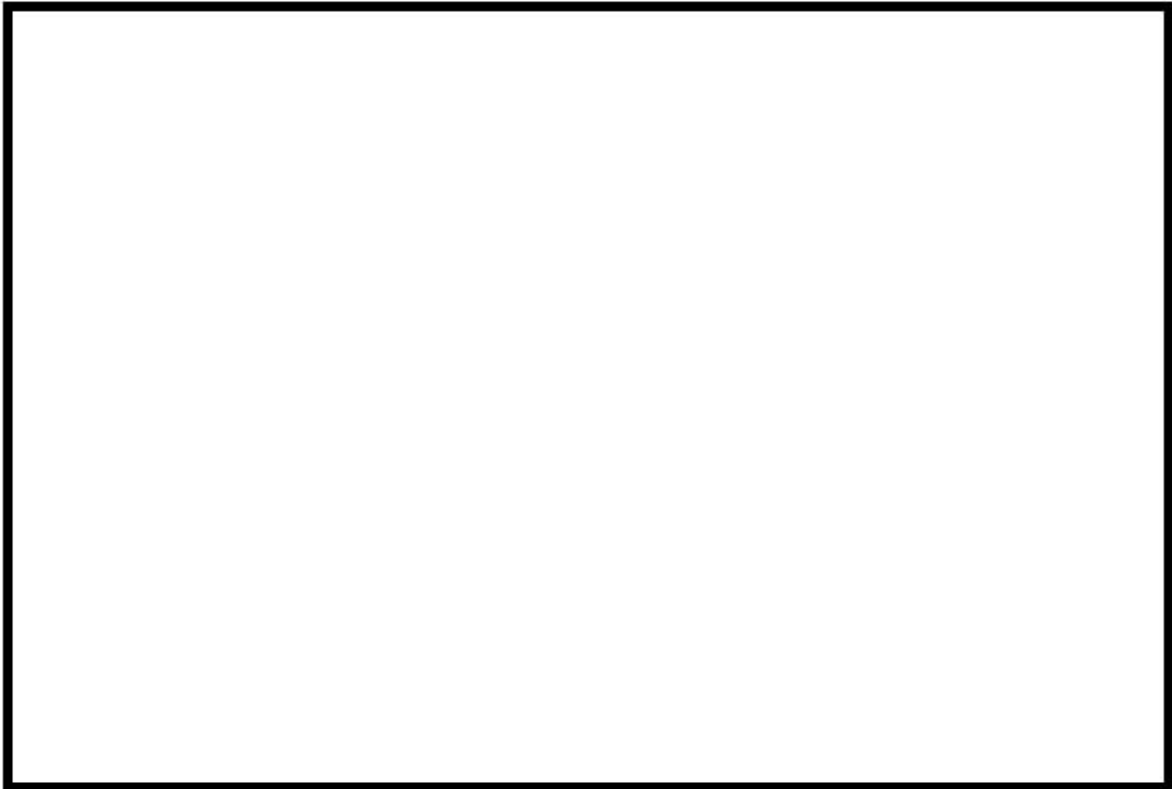
風速階級 (m/s)	観測場所: 敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年											棄却限界(5%)			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値			1997	上限
0.0~0.4	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.56	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○
0.5~1.4	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	8.94	8.34	8.59	8.11	10.28	6.90	×
1.5~2.4	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	14.60	13.96	15.06	15.06	15.25	17.33	12.79	○
2.5~3.4	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	13.40	12.02	12.66	13.72	15.10	15.92	11.52	○
3.5~4.4	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	10.94	9.73	10.16	11.02	11.97	12.58	9.40	○
4.5~5.4	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.02	9.34	9.81	9.20	9.91	10.31	8.09	○
5.5~6.4	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.94	8.48	8.36	7.85	8.23	8.88	6.82	○
6.5~7.4	6.47	6.23	6.99	6.39	6.76	7.25	7.25	6.16	7.67	7.83	6.78	6.49	8.37	5.19	○
7.5~8.4	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.62	6.10	6.01	5.71	5.45	6.41	5.01	○
8.5~9.4	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	5.55	5.67	4.91	4.87	4.91	6.52	3.22	○
9.5~	15.72	15.39	17.22	15.85	15.16	19.21	15.03	17.14	17.29	15.99	16.40	16.14	19.49	13.31	○

線量評価に用いる大気拡散の評価について

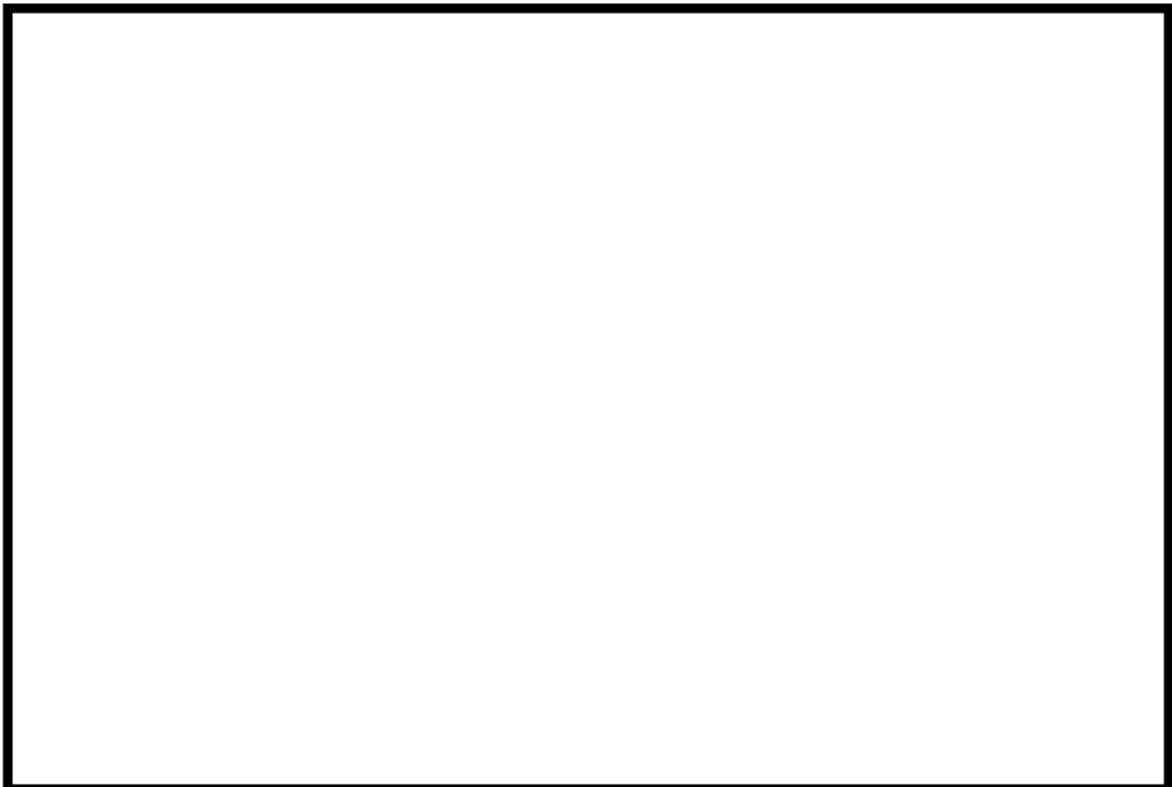
線量評価に用いる大気拡散の評価としては、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、着目方位としては、第 1 図から第 3 図に示すとおり、建屋による広がりの影響を考慮し、複数の方位を対象としている。



第 1 図 滞在時の評価対象方位の選定（評価点：中央制御室中心）



第2図 入退域時の評価対象方位の選定（評価点：中央制御室入口）



第3図 入退域時の評価対象方位の選定（評価点：出入管理建屋入口）

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、泊 3 号炉中央制御室について平成 20 年 12 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.14 回/h(±0.0024(95 %信頼限界値))である。

保全活動としては、中央制御室の気密性に影響する換気空調設備及び電気計装設備の定期的な点検等に加え、空気流入率試験（6年毎）を実施することにより、中央制御室の気密性の健全性を確認することとしている。

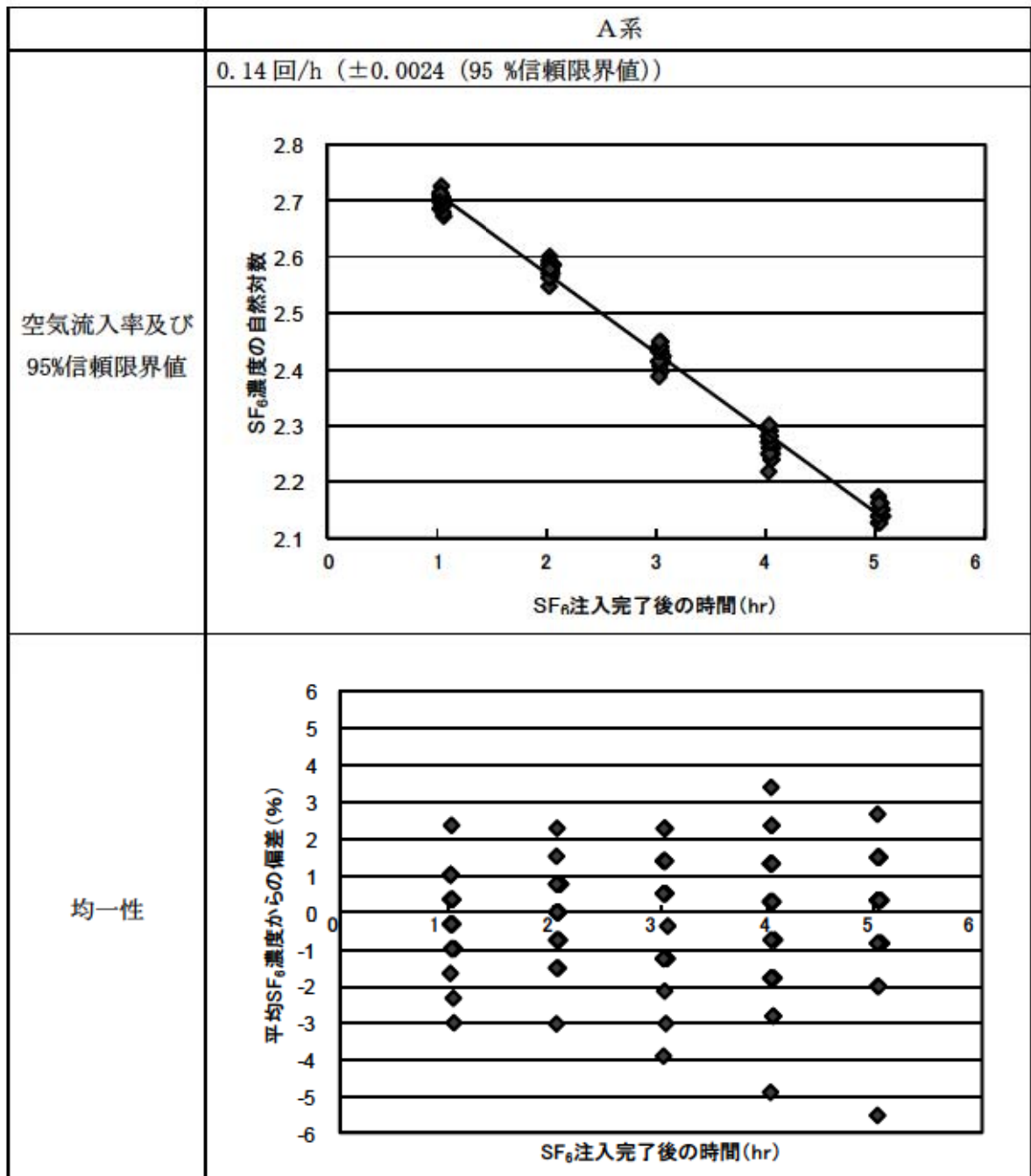
なお、運転開始前に中央制御室の空気流入率を測定する試験を実施し、中央制御室の居住性を確認する。

空気流入率試験結果の詳細を次ページ以降に示す。

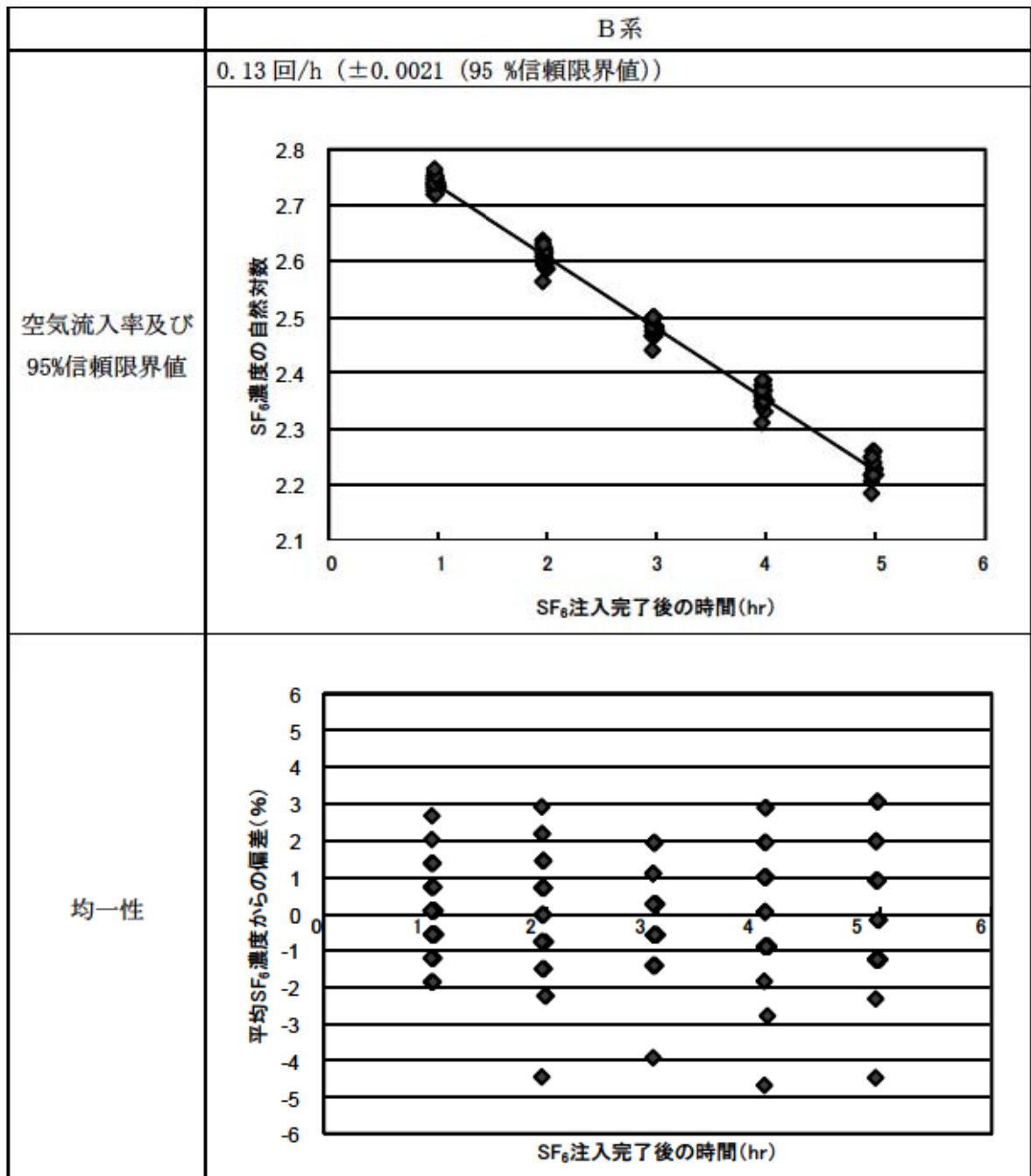
泊発電所3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成20年11月19日～平成20年11月21日 (試験時のプラント状態：建設中)		
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	-5.5～3.4	
	B系	-4.6～3.1	
試験手法	原子力発電所の中央制御室の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。	—	* 1区画で構成されている
	②特異点の除去が、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	* 特異点の除去はない
	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に等に明記し、運転員へ周知すること。	—	* 特定の区画を除外せず、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	0.14回/h (±0.0024)	—
	B系	0.13回/h (±0.0021)	—
特記事項			

泊3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果



泊3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果



中央制御室空気流入率測定試験方法の概要

1. 中央制御室の空気流入率の試験方法

米国材料試験協会規格 ASTM E741-00 (2006) 及び空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003 に規定された「濃度減衰法」に準拠して実施。(濃度減衰法)

トレーサガスを中央制御室バウンダリ内へ注入し、適切な時間間隔で濃度測定を実施。トレーサガス濃度の対数をサンプリング時間に対してプロットし、その傾きを中央制御室の空気流入率とする。

$$\frac{V \times dC(t)}{dt} = S(t) - f \times C(t)$$

V : 中央制御室バウンダリ内体積

$C(t)$: トレーサガス濃度

$S(t)$: トレーサガス注入量

$$\ln C(t) = -A(t - t_0) + \ln C(t_0)$$

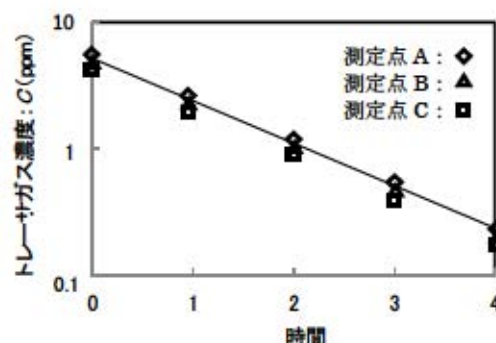
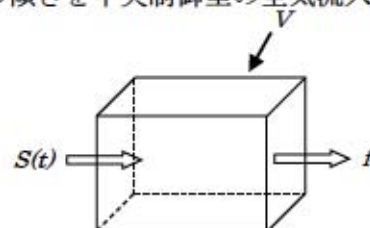
f : 空気流出量

A : 空気流入率 (換気率)

t : 時間

t_0 : サンプリング開始時間

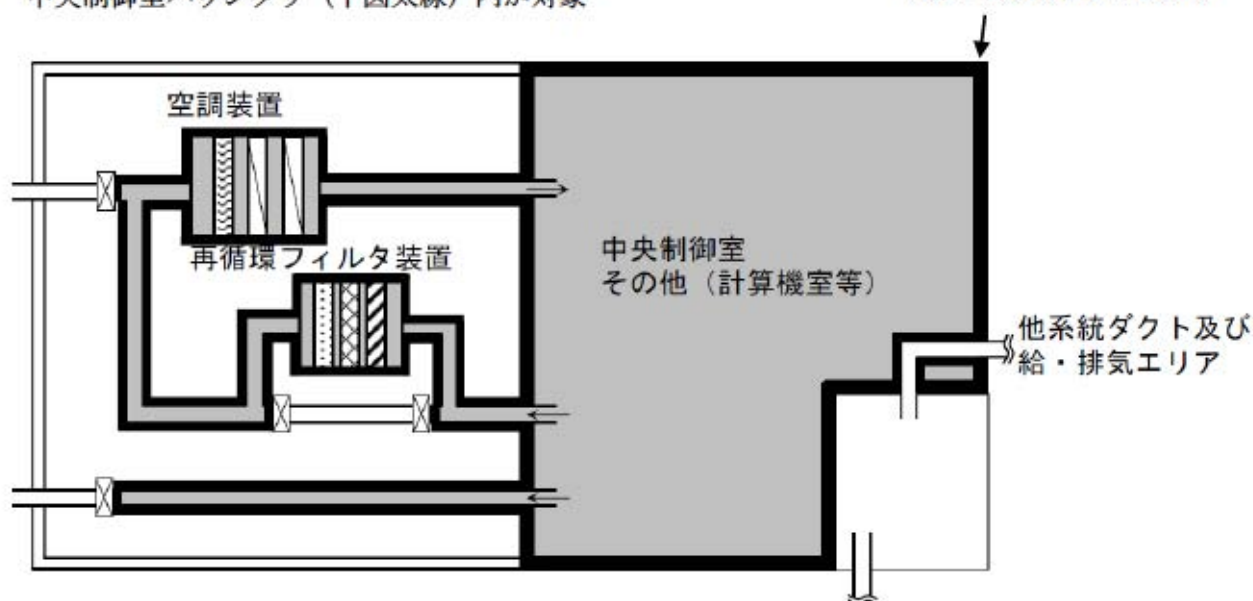
$$A = -\frac{\ln C(t) - \ln C(t_0)}{t - t_0}$$



2. 試験対象範囲 (NISA 内規より抜粋)

中央制御室バウンダリ (下図太線) 内が対象

太線 : 中央制御室バウンダリ

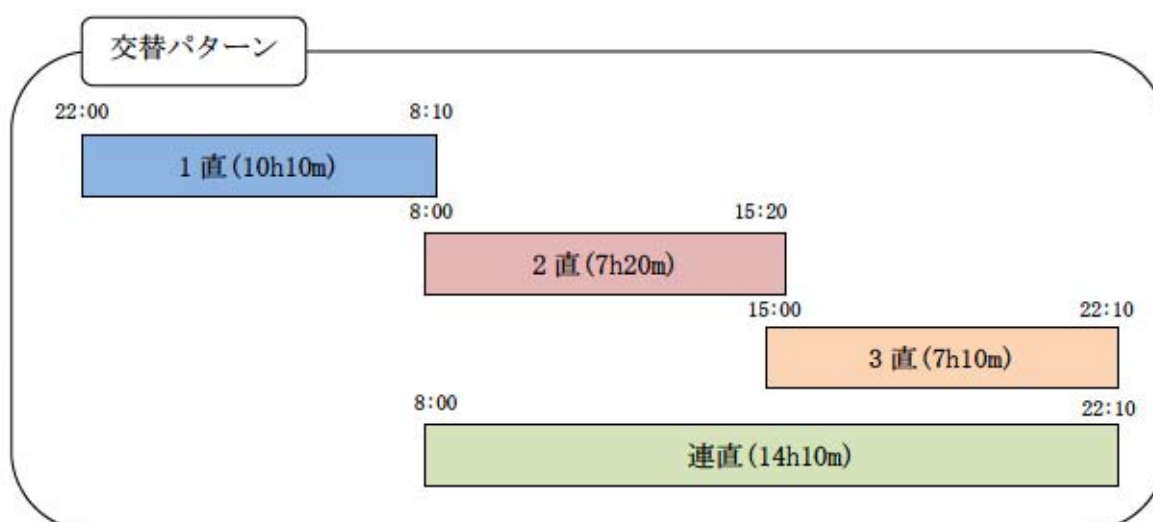


直交替の考え方について

通常時の運転員の勤務形態として、5直 2.5 交替制を採用しており、事故発生等の緊急時においても同様の勤務形態を継続することとしている。

1. 1 日間での交替パターン

下図に 1 日間での交替パターンを示す。前日の 22 時に当直につき 8 時 10 分まで勤務をする「1 直」、8 時より 15 時 20 分まで勤務をする「2 直」、15 時より 22 時 10 分まで勤務をする「3 直」と、「2 直」と「3 直」を続けて勤務する「連直」の 4 つの勤務がある。



2. 勤務の組合せと勤務時間等について

当直勤務については 8 日間を 1 サイクルとして、これらの勤務を組み合わせており、3 交替の代表例として A 班に着目したものを第 1 表に示す。

この際、1 サイクルにおいて勤務時間が最大となる班は 49 時間勤務となり、当直は 5 回勤務（入退域回数は 10 回）となる。

なお、重大事故及び設計基準事故において評価対象期間となる 7 日間、30 日間について、それぞれの班の滞在時間と入退域回数について第 2 表に取りまとめている。

第1表 具体的な組み合わせパターンの代表例

日	1直	2直	3直
1	D班	E班	A班(7h10m)
2	D班	A班(14h10m)	
3	E班	A班(7h20m)	C班
4	E班	C班	
5	A班(10h10m)	C班	D班
6	A班(10h10m)	D班	
7	C班	D班	E班
8	C班	E班	

A班の滞在時間：7h10m+14h10m+7h20m+10h10m+10h10m=48h60m=49hr

A班の入退域回数：10回

第2表 当直の中央制御室滞在時間と交替回数

		範囲	最大
7日間	滞在時間	34時間50分～49時間00分	49時間00分
	入退域回数	8回～10回	10回
30日間	滞在時間	174時間30分～196時間00分	196時間00分
	入退域回数	36回～40回	40回

3. 事故発生時における当直の交替について

事故発生時において、当直員は中長期での運転操作等の対応に支障が出ることを無いう、通常時の勤務形態と同様の勤務形態を継続する。

この際、発電所までのアクセスルートの確保が課題となるが、別紙に示すとおり、発電所までのアクセスルートについては、通常使用している沿岸部の2ルートに加え、社員が多く住居している宮丘地区からの山廻りルートが確保されていることから、要員の交替に支障となることはない。

4. 事故事象の進展により当直員の交替がすぐにできない場合

重大事故発生時などについては、現場の運転員が操作等で現場を離れることができず、直ちに次の当直に引き継げない場合や、交替の当直員の到着が遅れる場合などが想定される。

現在評価している最大の滞在時間に、もし仮に最長の当直時間となる連直の14時間10分を加えた場合、重大事故については約29%、設計基準事故については約7%増えることとなるが、第3表、第4表に示すとおり100 mSvを超えることはない。

49時間+14時間10分=63時間10分(約29%増)

196時間+14時間10分=210時間10分(約7%増)

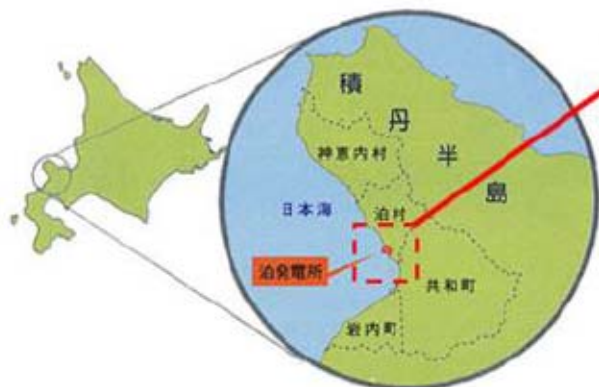
第3表 重大事故の被ばく評価（実効線量 mSv）

	マスク有		マスク無	
	49 時間滞在	約 63 時間滞在	49 時間滞在	約 63 時間滞在
中央制御室滞在時	約 2.2	約 2.9	約 55	約 71
入退域時	約 12		約 16	
合計	約 15	約 15	約 71	約 87

第4表 設計基準事故の被ばく評価（実効線量 mSv）

	原子炉冷却材喪失		蒸気発生器伝熱管損傷	
	196 時間滞在	約 210 時間滞在	196 時間滞在	約 210 時間滞在
中央制御室滞在時	約 9.2	約 9.8	約 6.0	約 6.4
入退域時	約 8.3		約 0.0071	
合計	約 18	約 19	約 6.0	約 6.5

泊発電所へのアクセスルート



山廻りルート



海岸部を経由するルート



災害対策要員

	技術系社員
宮丘地区	325名
地元4ヶ町村	104名
合計	429名

(平成25年7月17日現在)

荒天時の参集所要時間(山廻りルート)

	距離	所要時間	
		徒歩*	車両(参考)
宮丘地区 ⇒大和門扉	約3.5km	63分	14分
大和門扉 ⇒T.P.31m	約2.5km	25分	5分
合計	約6.0km	88分	19分

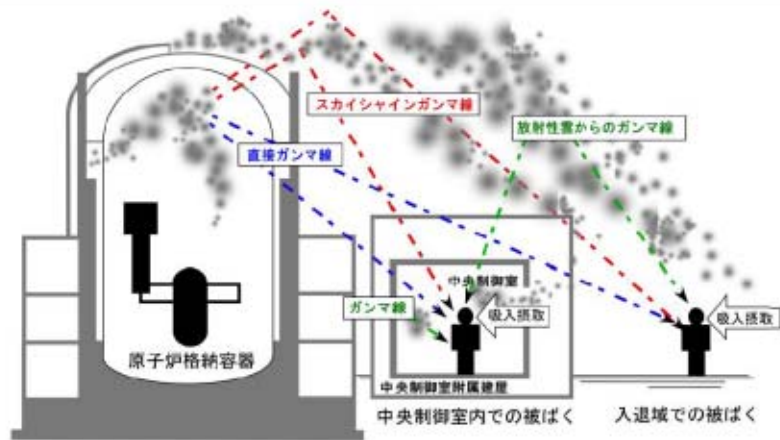
*条件...夜間、強風、天候:雪(吹雪模様)、気温:-6.8℃、
登坂部(*)が使用不能となり、一部の道路を大きく迂回して通行の場合

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<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 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。 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。 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 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> <ol style="list-style-type: none"> 1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。 <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 2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。 3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 <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> <ol style="list-style-type: none"> 4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。 <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 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。 <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 	<p>3.1(1) → 内規通り</p> <p>3.1b) 泊発電所 3 号炉は PWR 型原子炉施設のため、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して評価する。</p> <p>3.2 → 内規通り</p> <p>3.2(1)a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>3.2(1)a)1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばくを評価している。</p> <p>3.2(1)a)3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>3.2(1)b)4) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及び外部被ばく線量を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>- 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図 3.2 に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4.大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5.大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6.建屋からのス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> <p>1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>2) 前項 a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <p>1) 前項 c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」）</p> <p>2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</p> <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。また d)及び e)は、並列に進めてもよい。</p> <p>3.3 判断基準</p> <p>「3.1 想定事故」に対して、「3.2 評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <p>- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない*1【解説 3.2】。</p>	<p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2)d)1) 前項 c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャイン線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)e)1) 前項 c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から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いる。また d)及び e)は、並列に進めている。</p> <p>3.3 → 内規通り</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、100 mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況



(b) PWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

図 3.1 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

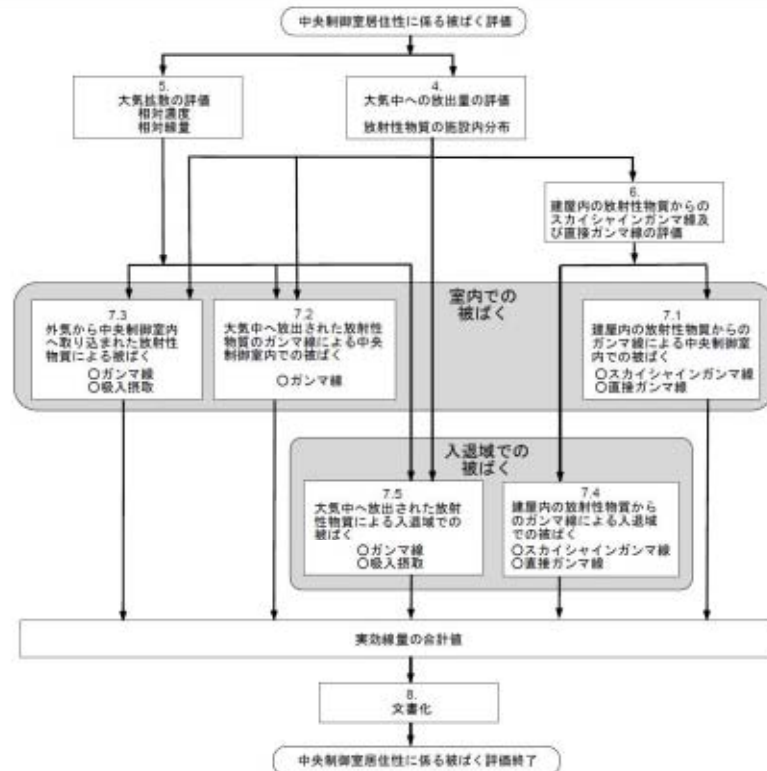


図 3.2 評価の手順

図 3.2 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室(設計基準事故)居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.2 PWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、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>4.2.1 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 4.5、よう素は図 4.6 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。</p> <p>e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が 50 秒以下の場合において等価半減期を 100 秒とすることは妥当と認められるということは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価審査指針」という。)に示されており、その考え方を準用する⁽²⁾。有機よう素及び希ガスは、スプレイによるこの効果を無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する【解説 4.3】。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) アンユラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。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】。</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。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し 2 倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。 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 の再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。</p> <p>i) ECCS の再循環系が設置される補助建屋内換気系による素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値とする【解説 4.2】。</p>	<p>4.2 → 内規通り</p> <p>原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象として評価している。</p> <p>4.2.1 → 内規通り</p> <p>4.2.1(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>4.2.1(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>4.2.1(2)a) 図 4.5 及び図 4.6 に示される放出経路で希ガスは大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.2.1(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>4.2.1(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>4.2.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視して評価している。</p> <p>4.2.1(2)e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値として評価している。有機よう素及び希ガスは、スプレイによるこの効果を無視して評価している。</p> <p>4.2.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.2.1(2)g) アンユラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができるよう評価している。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いる。</p> <p>4.2.1(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して評価している。 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 の再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は 50%と仮定して評価している。</p> <p>4.2.1(2)i) ECCS の再循環系が設置される補助建屋内換気系による素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

j) すべての放射性物質は、排気筒から放出される【解説 4.3 及び 4.4】。

4.2.1(2)j) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとして評価している。

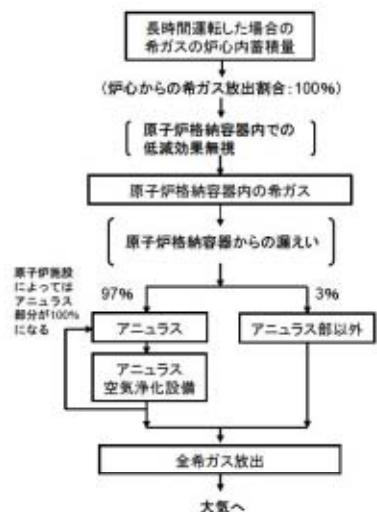


図 4.5 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路 (PWR 型原子炉施設)

図 4.5 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について

(内規)

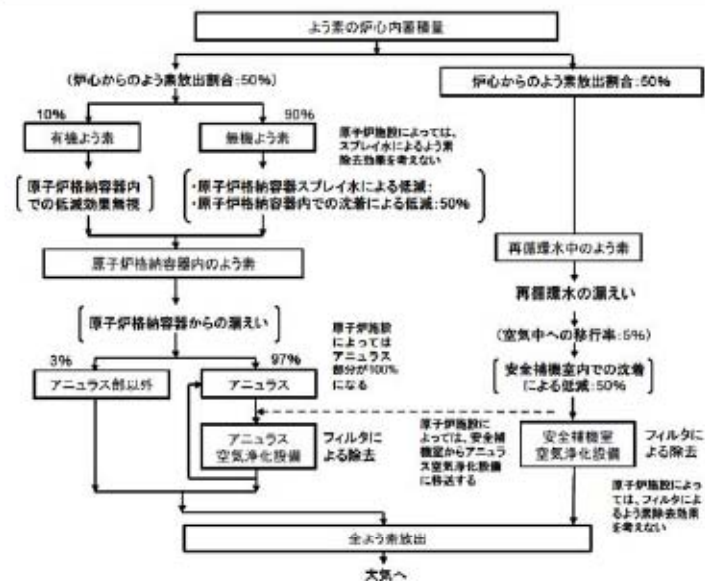


図 4.6 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路(PWR 型原子炉施設)

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

図 4.6 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>4.2.2 蒸気発生器伝熱管破損</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、蒸気発生器の伝熱管 1 本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象とする。</p> <p>(3) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。また、ECCS が自動起動する場合には、その動作は、一次冷却材の流出量を大きくするように仮定する。</p> <p>(4) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガス類は図 4.3、よう素類は図 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) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。</p> <p>c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出される。</p> <p>d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。</p> <p>e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は 1%とし、残りの 99%は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大気中に放出される。無機よう素は、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出される。二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。</p> <p>f) 破損した蒸気発生器の隔離までの放出率を、放出量を隔離時間で除した値で一定であると仮定することができる。また、二次側弁の開閉状況を考慮して放出率を時間依存値で設定してもよい。</p> <p>g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとする。</p>	<p>4.2.2 → 内規どおり</p> <p>4.2.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.2.2(2) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管 1 本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を評価する。</p> <p>4.2.2(3) 外部電源は、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しい評価となるため、外部電源が喪失すると仮定して評価する。また、ECCS の動作は一次冷却材の流出量を大きくするように仮定する。</p> <p>4.2.2(4)a) 希ガス類は図 4.7、よう素類は図 4.8 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>4.2.2(4)b) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて評価している。</p> <p>4.2.2(4)c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出されることとしている。</p> <p>4.2.2(4)d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとして評価している。</p> <p>4.2.2(4)e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は 1%とし、残り 99%は無機よう素として評価している。有機よう素は、全量が大気中に放出されるとして評価している。無機よう素は、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出される。二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出されるとして評価している。</p> <p>4.2.2(4)f) 破損した蒸気発生器の隔離までの放出率を、放出量を隔離時間で除した値で一定であると仮定して評価している。また、二次側弁の開閉状況を考慮して放出率を時間依存値で設定している。</p> <p>4.2.2(4)g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出されるとして評価している。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとして評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について

(内規)

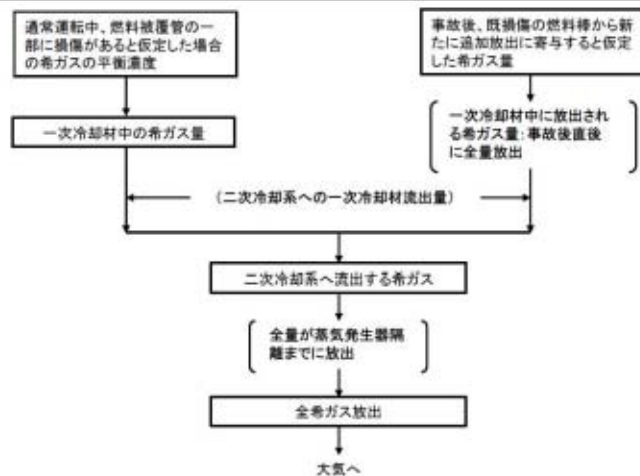


図 4.7 蒸気発生器伝熱管破損の希ガスの放出経路(PWR型原子炉施設)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

図 4.7 → 内規通り

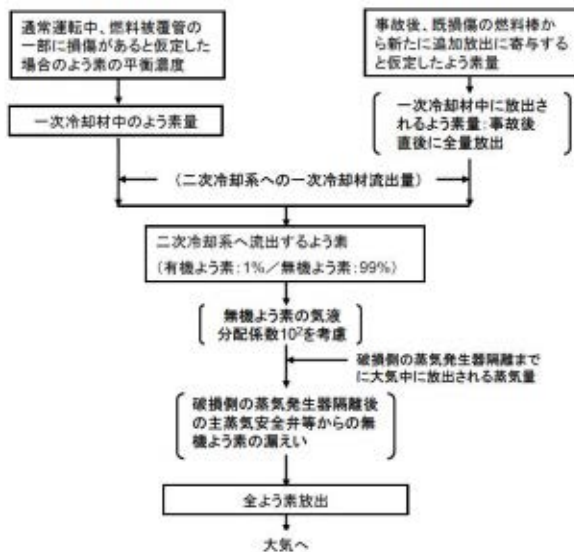


図 4.8 蒸気発生器伝熱管破損のよう素の放出経路(PWR型原子炉施設)

図 4.8 → 内規通り

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

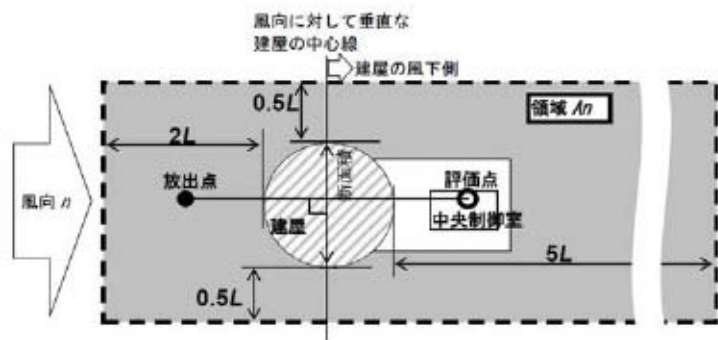
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>c) 気象データ 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに、建屋による巻き込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}、σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータ\sum_y、\sum_zを適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \times \left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right) \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\sum_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \sum_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cd}{\pi}$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s) z : 評価点の高さ (m) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) \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} : 建屋による巻き込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m) σ_{z0} : 建屋による巻き込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m) A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m²) c : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(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て、評価している。</p> <p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き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) 建屋影響を受けるため、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況																		
<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ほかは原則として $1/3$ を用いる。これは、Gifford により示された範囲 ($1/3 < c < 2$) 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_y, σ_z 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_y, σ_z 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 ($z=H, H > \theta$)、(5.4)式で濃度を求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $C(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \cdot \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$C(x, y, z)$</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>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 方向の拡散係数のパラメータ</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 方向の拡散係数のパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$C(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq/m^3)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡散係数のパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡散係数のパラメータ	(m)	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、$1/2$ を用いる。</p> <p>5.1.1(2)c) 中央制御室においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあり、拡散パラメータの値は σ_y, σ_z が支配的となるが、σ_y 及び σ_z は 0 とはしていない。</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 10 m 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」に従う。</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た。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H, H>0$)、(5.4)式で濃度を評価している。</p>
$C(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq/m^3)																	
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																	
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																	
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																	
\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡散係数のパラメータ	(m)																	
\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡散係数のパラメータ	(m)																	

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<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>e) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 ($z=0, H=0$)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $z(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \sum_x U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p>$z(x,y,0)$: 評価点 $(x,y,0)$ の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) \sum_y : 建屋の影響を加算した濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_x : 建屋の影響を加算した濃度の x 方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散 (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件 a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、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。 中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(注 4)。 ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。 建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。</p>	<p>5.1.1(3)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 → 内規通り</p> <p>5.1.2(1)a) 中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図 5.1 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

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

図 5.1 → 内規通り

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

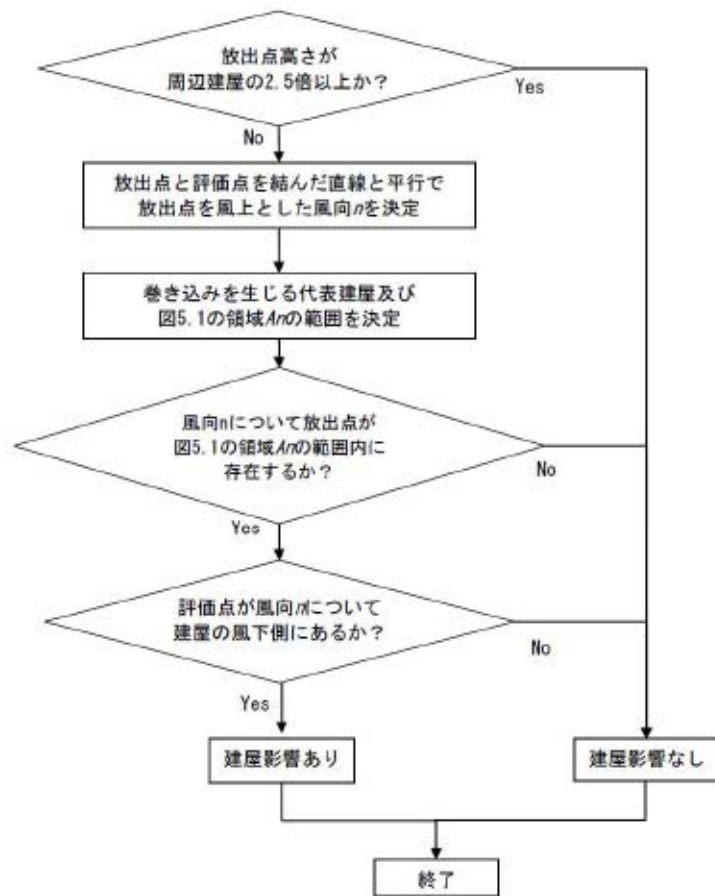


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

図 5.2 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

- (2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方
- a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1a)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。
- 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、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図 5.3)

- 5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。
- 5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。

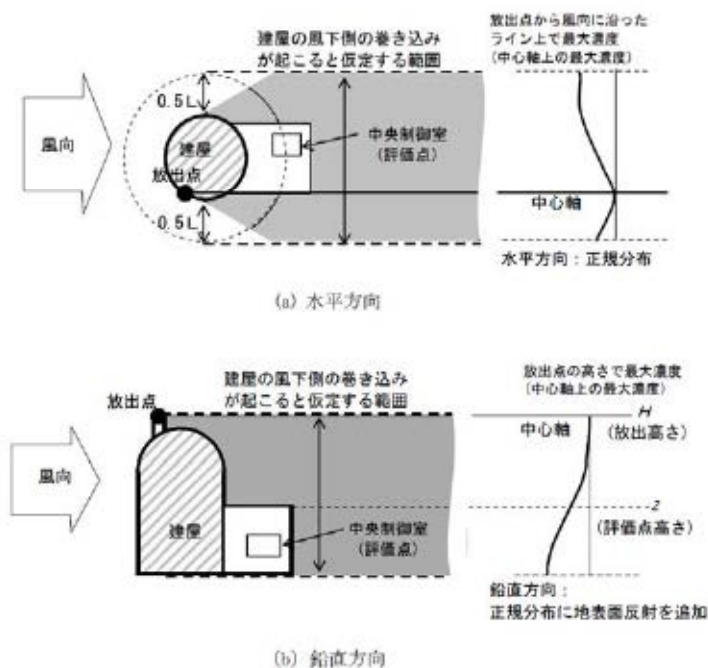
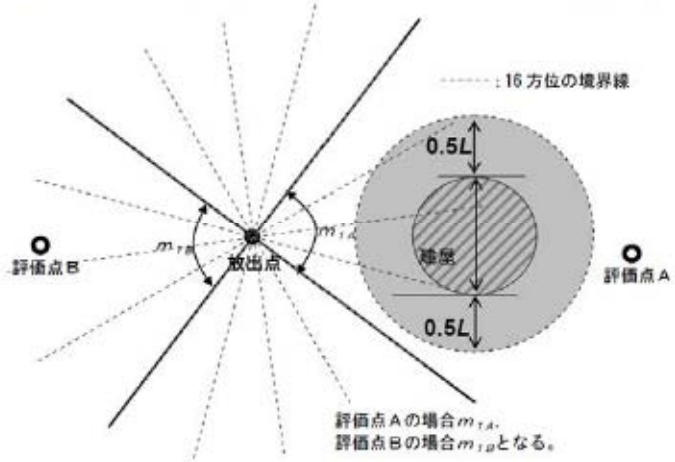


図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

図 5.3 → 内規通り

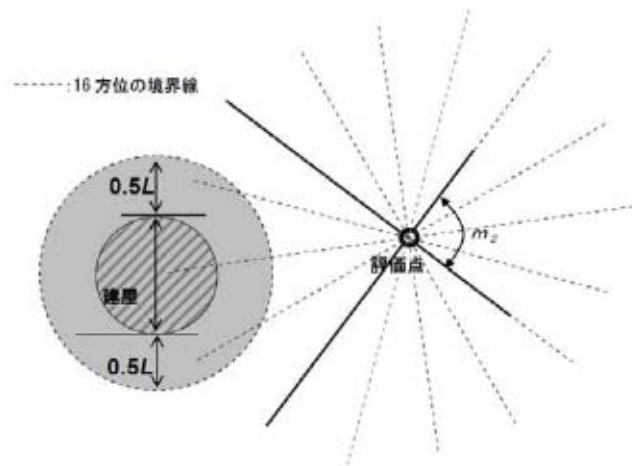
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉施設の周辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説 5.6】。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。 <p style="text-align: center;">表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="349 628 1016 865"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋(以下、「当該建屋」)の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するものとする。 2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の周辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次の i)又は ii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。 <ol style="list-style-type: none"> i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面(屋上面又は側面)のうちの代表面(代表評価面)を選定する。 	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、原子炉格納容器とする。</p> <p>5.1.2(3)b)1) 事故時に外気を取入れを遮断するので、中央制御室内には流入によって放射性物質が侵入するものとして評価している。</p> <p>5.1.2(3)b)2) 評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室が属する当該建屋の屋上面を代表面（代表評価面）として選定する。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>3) 代表面上における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y = 0$ 及び $\sigma_z = 0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>e) 着目方位</p> <p>i) 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> <div data-bbox="280 861 1041 1292"> </div> <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) 屋上面を代表としているため、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)b)3) iv) 拡散パラメータの値は σ_{y0}、σ_{z0} が支配的となるが、σ_y 及び σ_z は 0 とはしていない。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及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> <p>図5.4 → 内規通り</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図5.5のような方法を用いることができる。図5.5の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図5.5のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる【解説5.8】。</p>  <p>注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方</p> <p>図5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 (水平断面での位置関係)</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図5.6に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図5.6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる【解説5.8】。</p>	<p>5.1.2(3)c)1) i) 放出点は評価点の風上である。</p> <p>5.1.2(3)c)1) ii) 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)の内部にあるため、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°を対象として評価している。</p> <p>5.1.2(3)c)1) iii) 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)の内部にあるため、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°を対象として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況



注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位 m_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。

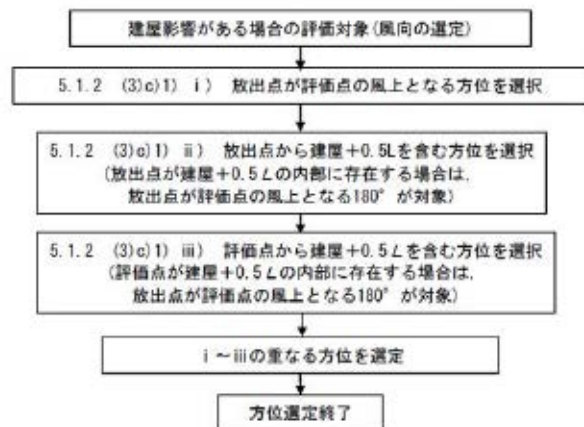


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図 5.6 → 内規通り

建屋は断面が円筒形状である。

図 5.7 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

- 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】。

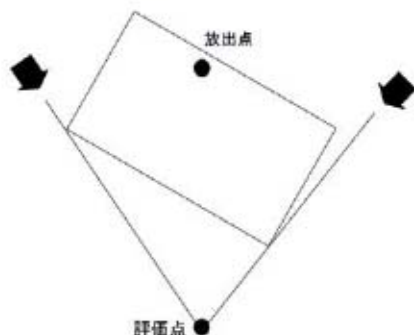


図 5.8 評価対象方位の設定

d) 建屋投影面積

- 1) 図 5.9 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説 5.11】。
- 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、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】。

- 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み範囲にあるすべての方位を定めて評価している。

- 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。
- 5.1.2(3)d)2) すべての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉格納容器の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。
- 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、原則地表面から上の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉格納容器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。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

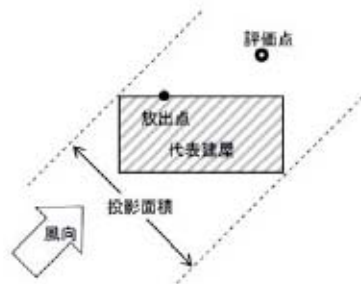


図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図 5.9 → 内規通り

- (4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件
- a) 放射性物質濃度の評価点の選定
建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは σ_y 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。
- 1) 非常時に外気の取入れを行う場合
外気取入口の設置されている点を評価点とする。
 - 2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合
当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。
 - ① 風下距離: 放出点から中央制御室の最近接点までの距離
 - ② 放出点との高度差が最小となる建屋面
- 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。

5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。

5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y, σ_z

5.1.3 → 内規通り

- (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。
- (2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする¹⁸⁾²⁾。

5.1.3(1)(2) 風下方位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。

$$\log \sigma_z = \log \sigma_y + \left\{ a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2 \right\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$$

$$\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1x} (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$$

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)

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

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)

- a) 角度因子 θ は、 $\theta(0.1km)/\theta(100km) = 2$ とし、図 5.10 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。 $\theta(0.1km)$ の値を表 5.2 に示す。
- b) (5.6) 式の σ_1, a_1, a_2, a_3 の値を、表 5.3 に示す。

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

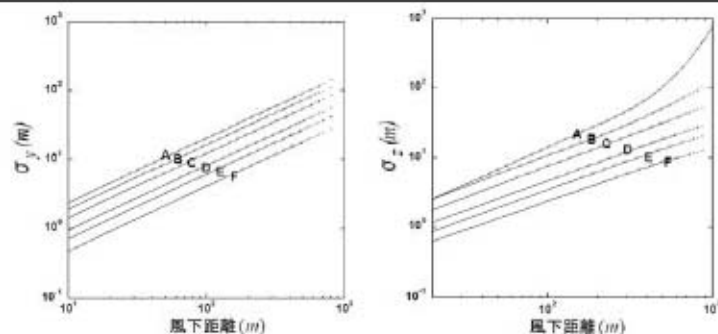
表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

(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

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況



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

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

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

h 及び θ は、次のとおりである^(注 3)。

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

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

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

5.2 相対濃度 (χ/Q)

5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方

事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。

- (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。
- (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】。

5.2.1 → 内規通り

- 5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目を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。
- 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。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室(設計基準事故)居住性に係る被ばく評価との適合状況																																	
<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^(*)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^n (\chi/Q)_i \delta_i^d \quad \dots\dots\dots (5.10)$ <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>χ/Q</td> <td>: 実効放出継続時間中の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 実効放出継続時間</td> <td>(h)</td> </tr> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>: 時刻 i の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>δ_i^d</td> <td>: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合</td> <td>$\delta_i^d = 1$</td> </tr> <tr> <td></td> <td>時刻 i で、風向が評価対象外の場合</td> <td>$\delta_i^d = 0$</td> </tr> </table> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p> <p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の 1) 及び 2) のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$ の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(*)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_i} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad \dots\dots\dots (5.11)$ <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>: 時刻 i の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i</td> <td>: 時刻 i の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>σ_y</td> <td>: 時刻 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_z</td> <td>: 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(s/m^3)	T	: 実効放出継続時間	(h)	$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(s/m^3)	δ_i^d	: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合	$\delta_i^d = 1$		時刻 i で、風向が評価対象外の場合	$\delta_i^d = 0$	$(\chi/Q)_i$: 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_y	: 時刻 i で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)	σ_z	: 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2 → 内規通り</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 χ/Q は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) $(\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p> <p>5.2.2(2)a) 建屋の影響を受ける。</p>
χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(s/m^3)																																
T	: 実効放出継続時間	(h)																																
$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(s/m^3)																																
δ_i^d	: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合	$\delta_i^d = 1$																																
	時刻 i で、風向が評価対象外の場合	$\delta_i^d = 0$																																
$(\chi/Q)_i$: 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_y	: 時刻 i で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)																																
σ_z	: 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																																

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<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、$(\chi/Q)_t$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^(*)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_t = \frac{2.032}{2\sigma_z U_t x} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_x^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_x^2}\right\} \right] \quad \dots\dots (5.12)$ <p> $(\chi/Q)_t$: 時刻<i>t</i>の相対濃度 (s/m³) H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) x : 放出源から評価点までの距離 (m) U_t : 時刻<i>t</i>の風速 (m/s) σ_x : 時刻<i>t</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ (m) </p> <p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式 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 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式^(*)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_t = \frac{1}{2\pi \sum_{y'} \sum_{y''} U_t} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{y'}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{y''}^2}\right\} \right] \quad \dots\dots (5.13)$ $\sum_{y'} = \sqrt{\sigma_{y'}^2 + \frac{cd}{\pi}} \quad , \quad \sum_{y''} = \sqrt{\sigma_{y''}^2 + \frac{cd}{\pi}}$ <p> $(\chi/Q)_t$: 時刻<i>t</i>の相対濃度 (s/m³) H : 放出源の高さ (m) z : 評価点の高さ (m) U_t : 時刻<i>t</i>の風速 (m/s) A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m²) c : 形状係数 (-) $\sum_{y'}$: 時刻<i>t</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) $\sum_{y''}$: 時刻<i>t</i>で、建屋等の影響を入れた </p>	<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もつ濃度分布として計算している。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算して評価している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>σ_{H_i} :時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ (m)</p> <p>σ_{V_i} :時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ (m)</p> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p> <p>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する線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 評価点(x,y,0)における空気カーマ率は、(5.14)式^(注3)によって計算する。</p> $D = K_f E \mu_a \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu) \chi(x', y', z) dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu) = 1 + \alpha(\mu) + \beta(\mu)^2 + \gamma(\mu)^3$ <p>D : 評価点(x,y,0)における空気吸収線量率 (μGy/s)</p> <p>K_f : 空気吸収線量率への換算係数 $\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot s} \right)$</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/m)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)</p> <p>r : (x', y', z')から(x,y,0)までの距離 (m)</p> <p>B(μ) : 空気に対するガンマ線の再生係数</p>	<p>5.2.2(2)b)2) 長時間でも保守的に短時間の計算式による最大濃度として計算を行い評価している。</p> <p>5.3 → 内規通り</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対するの線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、1 Sv/Gy として評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>$\chi(x', y', z) : (x', y', z)$ の濃度 (Bq/m³)</p> <p>$\mu_p, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は、0.5MeVのガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z)$ の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照)</p> <p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ(風下軸上)に設定し、$\chi(x', y', z)$ を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。(「5.1.2(3)c)着目方位」参照)</p>	<p>5.3(4) 相対線量の計算においても建屋影響を受けるが、評価においては建屋影響の効果を取入れていない。</p> <p>5.3(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め、建屋影響の効果を見込んでいない。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次の a), b)及び c)を, 6.1 から 6.3 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線量線源の計算 b) スカイシャインガンマ線の計算 c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(2) 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>(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>(3) 原子炉冷却材喪失(PWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 事故の想定は, 4.2.1「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, すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し, 原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。この原子炉格納容器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) 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%, ハロゲン 50%, その他 1%とする。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス, ハロゲン及び固形分とし, 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) 事故後 30 日間の積算線源強度は, 原子炉格納容器内浮遊放射性物質及びアニュラス部内浮遊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>f) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように, アニュラス部が外部遮へい壁の外側に存在する場合は, アニュラス部内に漏えいした希ガス及びよ素によるガンマ線も含めて計算する。原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた放射性物質は, アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は, 施設の位置, 建屋の配置, 形状及び地形条件から計算する。</p>	<p>6. → 内規通り</p> <p>6. (1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線量線源の計算, スカイシャインガンマ線の計算, 直接ガンマ線の計算において, 6.1 から 6.3 に示す方法によって評価している。</p> <p>6. (2) 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ため, 考慮していない。</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 (3) → 内規通り</p> <p>6.1 (3) a) 事故の想定は, 4.2.1「原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>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, すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し, 原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視して評価している。この原子炉格納容器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 (3) c) 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%, ハロゲン 50%, その他 1%として評価している。</p> <p>6.1 (3) d) 計算対象とする核種は希ガス, ハロゲン及び固形分とし, 核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは, 計算の対象としない。計算対象は, 解説 6.2 に示された核種としている。</p> <p>6.1 (3) e) 事故後 30 日間の積算線源強度は, 原子炉格納容器内浮遊放射性物質及びアニュラス部内浮遊放射性物質によるガンマ線エネルギーを, エネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.1 (3) f) 泊発電所 3 号炉はプレストレストコンクリート型原子炉格納容器ではないため, アニュラス部内に漏えいした放射性物質は考慮しない。</p> <p>6.2 → 内規通り</p> <p>6.2 (1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は, 施設の位置, 建屋の配置, 形状及び地形条件から計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況																																							
<p>(2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮へいのドーム部と円筒部の遮へい厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p> <p>さらに、アニュラスの構造壁の遮へい効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせ用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式^(*)とする。</p> $H_s = \int_0^T D_s dt$ $D_s = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r} B(E', b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l X_m\right) dV$ <p style="text-align: right;">…………… (6.1)</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 15%;">H_s</td> <td style="width: 60%;">: 実効線量</td> <td style="width: 25%;">(Sv)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 計算期間</td> <td>(s)</td> </tr> <tr> <td>D_s</td> <td>: ガンマ線の空気カーマ率</td> <td>(Gy/s)</td> </tr> <tr> <td>$\Phi(E, x)$</td> <td>: 散乱点に於けるガンマ線束</td> <td>($\gamma/(m^2s)$)</td> </tr> <tr> <td>μ_l</td> <td>: 散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数</td> <td>($1/m$)</td> </tr> <tr> <td>$K(E')$</td> <td>: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数</td> <td>(Gy/(γ/m^2))</td> </tr> <tr> <td>$B(E', b)$</td> <td>: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>X_m</td> <td>: 領域 m の透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: 散乱点から計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>: 散乱体積</td> <td>(m^3)</td> </tr> <tr> <td>N</td> <td>: 空気中の電子数密度</td> <td>($electrons/m^3$)</td> </tr> <tr> <td>$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$</td> <td>: Klein-Nishina の微分散乱断面積</td> <td>($m^2/steradian$)</td> </tr> <tr> <td>θ</td> <td>: 散乱角</td> <td>($radian$)</td> </tr> </table> <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^(*)</p>	H_s	: 実効線量	(Sv)	T	: 計算期間	(s)	D_s	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)	$\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束	($\gamma/(m^2s)$)	μ_l	: 散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数	($1/m$)	$K(E')$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数	(Gy/(γ/m^2))	$B(E', b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数	(-)	X_m	: 領域 m の透過距離	(m)	r	: 散乱点から計算点までの距離	(m)	V	: 散乱体積	(m^3)	N	: 空気中の電子数密度	($electrons/m^3$)	$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積	($m^2/steradian$)	θ	: 散乱角	($radian$)	<p>6.2(2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、1 Sv/Gy として評価している。</p> <p>6.2(3) 泊発電所3号炉はプレストレストコンクリート型原子炉格納容器ではないため、考慮しない。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線及び直接線の計算は、一回散乱計算法を用いて評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p> <p>6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、i)の方法によって計算している。</p>
H_s	: 実効線量	(Sv)																																						
T	: 計算期間	(s)																																						
D_s	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)																																						
$\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束	($\gamma/(m^2s)$)																																						
μ_l	: 散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数	($1/m$)																																						
$K(E')$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数	(Gy/(γ/m^2))																																						
$B(E', b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数	(-)																																						
X_m	: 領域 m の透過距離	(m)																																						
r	: 散乱点から計算点までの距離	(m)																																						
V	: 散乱体積	(m^3)																																						
N	: 空気中の電子数密度	($electrons/m^3$)																																						
$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積	($m^2/steradian$)																																						
θ	: 散乱角	($radian$)																																						

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_j \mu_i X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$ $b^0 = \sum_i \mu_i X_i$ <p style="margin-left: 20px;"> 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>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合^(6.3.1)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p style="margin-left: 20px;"> 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 ($\gamma/m^2 \cdot s \cdot \text{weight}$) $\text{weight} = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_c : 天井面積 (m²) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設的位置関係、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>6.3 → 内規通り</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、施設的位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、1 Sv/Gy とする。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

(3) 直接ガンマ線の計算方法

- a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。
- b) 基本計算式は(6.4)式^(*)とする。

$$H_d = \sum_i K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \quad \dots\dots\dots (6.4)$$

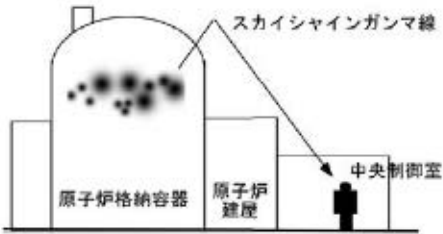
$$b = \sum_i \mu_i l_i$$

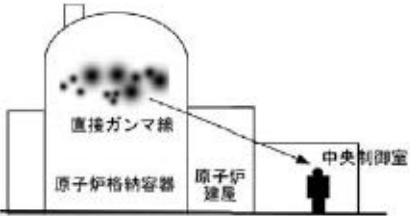
- H_d :実効線量 (Sv)
- $K(E)$:線源エネルギー E に対する線量換算係数 (Sv(γ/m^2))
- $S(E, x, y, z)$:積算線源強度 (γ/m^3)
- $B(E, b)$:線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数 (-)
- μ_i :線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数 (1/m)
- l_i :物質 i の透過距離 (m)
- R :微小体積 dV から計算点までの距離 (m)
- V :線源体積 (m^3)

6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。

6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a)及び b)のとおり、想定事故に対し、すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>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損時の二次系への漏えい停止までの放出など、事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては、入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2までに示す方法によって計算する(図 7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <div data-bbox="443 874 869 1101" data-label="Diagram"> </div> <p>(b) PWR 型原子炉施設</p> <p>図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p>	<p>7. → 内規通り</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)a) 蒸気発生器伝熱管破損については、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、考慮していない。</p> <p>7. (2)b) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時については、入退域時の線量の評価は、考慮していない。</p> <p>7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定するため、5直2.5交代体制として評価している。</p> <p>7.1 → 内規通り</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2までに示す方法によって計算している。</p> <p>図 7.1 → 内規通り</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス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7.3)。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。</p> <p>g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p style="text-align: center;">*1) 例:4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.3 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (PWR型原子炉施設)</p>	<p>7.1.1 → 内規通り</p> <p>7.1.1(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.1(2)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(2)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、建造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(2)d) 線源の評価点は、中央制御室内の中心として評価している。</p> <p>7.1.1(2)e) 中央制御室内の滞在時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(2)f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして評価した。</p> <p>7.1.1(2)g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>図 7.3 → 内規通り</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス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7.6)。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。</p> <p>g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量 = 室内作業時直接ガンマ線積算線量 × 直交替による滞在時間割合^{*1)}</p> <p style="text-align: center;">*1) 例: 4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30H / 4) / (24h \times 30H)$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.6 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (PWR型原子炉施設)</p>	<p>7.1.2 → 内規通り</p> <p>7.1.2(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器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(2)b) 直接ガンマ線の線源強度、「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(2)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している。</p> <p>7.1.2(2)d) 線源の評価点は、中央制御室内の中心として評価している。</p> <p>7.1.2(2)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(2)f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして評価している。</p> <p>7.1.2(2)g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>図7.6 → 内規通り</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する(図 7.8)。</p> <div data-bbox="414 359 862 598" style="text-align: center;"> <p>(b) PWR 型原子炉施設</p> </div> <p>図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p>(2) 建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>(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: 2em;">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: 2em;">*1) 例:4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p>7.2 → 内規通り</p> <p>7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p> <p>7.2(2) 建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> <p>7.2(3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室内の中心として評価している。</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>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>b) 蒸気発生器伝熱管破損時には、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の線源となる希ガスは、破損側蒸気発生器の1次系から2次系への漏えいが停止するまでの短時間に全量が放出されるため、事故発生時に勤務している直がすべての線量を受けるとして、直交替による滞在時間割合を「1.0」とする。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝放出希ガスのガンマ線による実効線量×1.0</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_T = \int_0^T K(D/Q)Q_i(t)B \exp(-\mu'X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p> H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_i(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) <small>(ガンマ線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>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>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について、7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.2(5)b) 蒸気発生器伝熱管破損時には、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の線源となる希ガスは、破損側蒸気発生器の1次系から2次系への漏えいが停止するまでの短時間に全量が放出されるため、事故発生時に勤務している直がすべての線量を受けるとして評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p> <p>7.3 → 内規通り</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の被ばく経路による運転員の被ばくについては、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

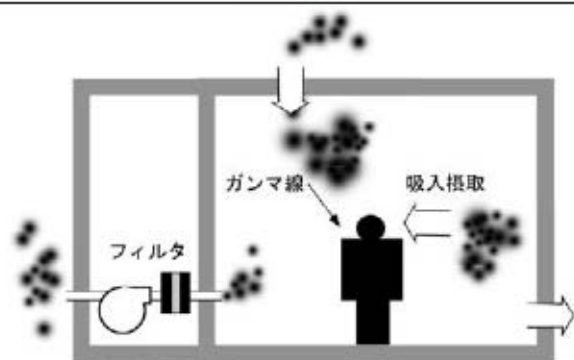


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

図 7.9 → 内規通り

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

7.3.1 → 内規通り

(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。

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ため、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。

a) 建屋影響を考慮しない場合

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

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮するため a)項は該当せず。

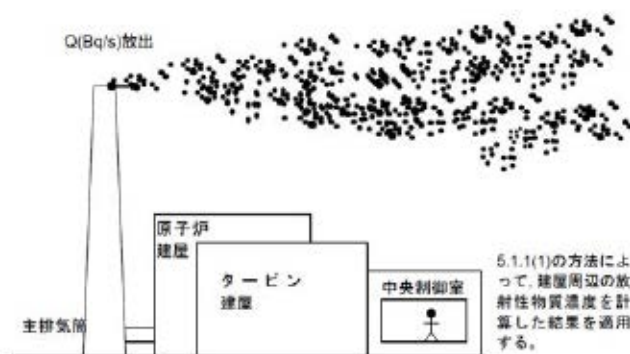


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

図 7.10 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

b) 建屋影響を考慮する場合
建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図7.11)。

2) PWR の場合



図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度

(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り入れること
- b) 中央制御室内に直接、流入すること

(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定する。

(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。

(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。

(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。]

7.3.1(1)b) 建屋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。

7.3.2 → 内規通り

7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室内に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。

7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。

7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値に余裕を見込んだ値を用いて評価している。

7.3.2(4) 中央制御室への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。

7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気を遮断するので、中央制御室の中心点とする。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況																										
<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> $\frac{dM_k^i(t)}{dt} = -\lambda^k M_k^i(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ij}}{V_i} M_k^j(t) + \sum_{j=1}^n (1-E_{ij}^k) \frac{G_{ji}}{V_j} M_k^j(t) + \sum_{j=1}^k (1-E_{ij}^k) \alpha_j S_j^k(t) + \alpha_i S_i^k(t)$ $S_j^k(t) = (Z/Q)_j Q^k(t)$ $S_i^k(t) = (Z/Q)_i Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 80%;">M_kⁱ(t) : 時刻<i>t</i>における区画<i>i</i>の核種<i>k</i>の放射性物質の量</td> <td style="width: 20%; text-align: right;">(Bq)</td> </tr> <tr> <td>V_i : 区画<i>i</i>の体積</td> <td style="text-align: right;">(m³)</td> </tr> <tr> <td>E_{ij}^k : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の経路にあるフィルタの除去効率</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td>G_{ij} : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の体積流量</td> <td style="text-align: right;">(m³/s)</td> </tr> <tr> <td>λ^k : 核種<i>k</i>の崩壊定数</td> <td style="text-align: right;">(1/s)</td> </tr> <tr> <td>S_j^k(t) : 時刻<i>t</i>における外気取入口<i>j</i>での核種<i>k</i>の濃度</td> <td style="text-align: right;">(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>α_j : 外気取入口<i>j</i>からの外気取引量</td> <td style="text-align: right;">(m³/s)</td> </tr> <tr> <td>(Z/Q)_j : 評価点<i>j</i>の相対濃度</td> <td style="text-align: right;">(s/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q^k(t) : 放射性物質の放出率</td> <td style="text-align: right;">(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>α_i : 空気流入量</td> <td style="text-align: right;">(m³/s)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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)</td> </tr> <tr> <td>S_j^k(t) : 空気流入を計算する核種<i>k</i>の濃度</td> <td style="text-align: right;">(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>(Z/Q)_j : 空気流入に対する評価点<i>j</i>の相対濃度</td> <td style="text-align: right;">(s/m³)</td> </tr> </table> <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>7.3.3 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、</p>	M _k ⁱ (t) : 時刻 <i>t</i> における区画 <i>i</i> の核種 <i>k</i> の放射性物質の量	(Bq)	V _i : 区画 <i>i</i> の体積	(m ³)	E _{ij} ^k : 区画 <i>j</i> から <i>i</i> の経路にあるフィルタの除去効率	(-)	G _{ij} : 区画 <i>j</i> から <i>i</i> の体積流量	(m ³ /s)	λ ^k : 核種 <i>k</i> の崩壊定数	(1/s)	S _j ^k (t) : 時刻 <i>t</i> における外気取入口 <i>j</i> での核種 <i>k</i> の濃度	(Bq/m ³)	α _j : 外気取入口 <i>j</i> からの外気取引量	(m ³ /s)	(Z/Q) _j : 評価点 <i>j</i> の相対濃度	(s/m ³)	Q ^k (t) : 放射性物質の放出率	(Bq/s)	α _i : 空気流入量	(m ³ /s)	空気流入量=空気流入率×中央制御室バウンダリ内体積(容積)		S _j ^k (t) : 空気流入を計算する核種 <i>k</i> の濃度	(Bq/m ³)	(Z/Q) _j : 空気流入に対する評価点 <i>j</i> の相対濃度	(s/m ³)	<p>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。</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> <p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.3 → 内規通り</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し 30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p>
M _k ⁱ (t) : 時刻 <i>t</i> における区画 <i>i</i> の核種 <i>k</i> の放射性物質の量	(Bq)																										
V _i : 区画 <i>i</i> の体積	(m ³)																										
E _{ij} ^k : 区画 <i>j</i> から <i>i</i> の経路にあるフィルタの除去効率	(-)																										
G _{ij} : 区画 <i>j</i> から <i>i</i> の体積流量	(m ³ /s)																										
λ ^k : 核種 <i>k</i> の崩壊定数	(1/s)																										
S _j ^k (t) : 時刻 <i>t</i> における外気取入口 <i>j</i> での核種 <i>k</i> の濃度	(Bq/m ³)																										
α _j : 外気取入口 <i>j</i> からの外気取引量	(m ³ /s)																										
(Z/Q) _j : 評価点 <i>j</i> の相対濃度	(s/m ³)																										
Q ^k (t) : 放射性物質の放出率	(Bq/s)																										
α _i : 空気流入量	(m ³ /s)																										
空気流入量=空気流入率×中央制御室バウンダリ内体積(容積)																											
S _j ^k (t) : 空気流入を計算する核種 <i>k</i> の濃度	(Bq/m ³)																										
(Z/Q) _j : 空気流入に対する評価点 <i>j</i> の相対濃度	(s/m ³)																										

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

- 30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
 (3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
 (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。

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

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

ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。

$$H_I = \int_0^T RH_a C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$$

- 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_a : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
- $C_I(t)$: 時刻 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。

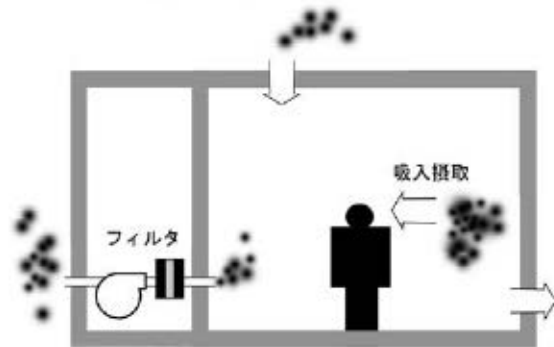


図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

- 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。
 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。

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。

図 7.12 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>(6) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、よう素放出量のうちの大部分が放出される。そのため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は、事故発生時に勤務している直が受けるものとして、次のように計算する【解説7.3】。</p> <p>内部被ばく線量＝二次系への漏えい停止までに受ける、 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 ＋ 二次系への漏えい停止後に受ける、 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</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。 a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに入立る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。 b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日) / (24h \times 30日)$</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⁽⁶⁾によって計算する。</p> $H_T = \int_0^T 6.2 \times 10^{-11} E_\gamma (1 - e^{-\mu R}) C_\gamma(t) dt \quad \dots \dots \dots (7.7)$ <p>H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_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 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.3.3(6) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、よう素放出量のうちの大部分が放出されるため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は、事故発生時に勤務している直が受けるものとして計算している。</p> <p>7.3.4 → 内規通り</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している。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)とする。</p> <p>7.3.4(3)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蔽があるので、中央制御室の容積から除外して評価している。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、b)で示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

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

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

- H_z : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- K : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m²))
- A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

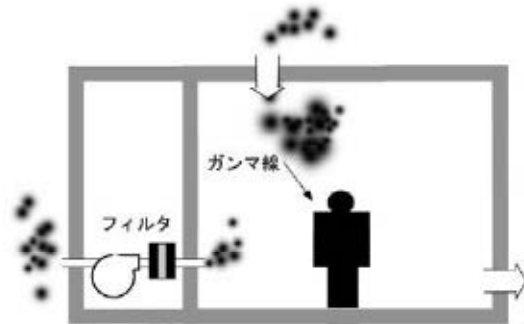


図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

(7) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、希ガスの放出量の全量が放出される。そのため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は事故発生時に勤務している直が受けるとして、以下のように計算する【解説7.3】。

外部被ばく線量 = 二次系への漏えい停止までに受ける、
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
+
二次系への漏えい停止後に受ける、
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×直交替による潜在時間割合

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

図 7.13 → 内規通り

7.3.4(7) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、希ガスの放出量の全量が放出されるため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は事故発生時に勤務している直が受けるとして計算している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく</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城時の被ばく</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城時の被ばく</p> <p>(2) 蒸気発生器伝熱管破損(PWR型原子炉施設)のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要である。</p> <div data-bbox="432 523 862 742" style="text-align: center;"> <p>(b) PWR型原子炉施設</p> </div> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく経路</p> <p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退城時の被ばく</p> <p>(2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退城時の評価点における積算線量を計算する(図7.16)。</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) 入退城での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</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、入退城ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退城時の移動経路及び入退城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) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線</p>	<p>7.4 → 内規通り</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城時の運転員の被ばくは、7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7.4.(2) 蒸気発生器伝熱管破損については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要としている。</p> <p>図 7.14 → 内規通り</p> <p>7.4.1 → 内規通り</p> <p>7.4.1(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退城時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(2)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(2)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(2)d) 入退城での所要時間を、運転員の勤務形態に即して計算し、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(2)e) 計算に当たっては、2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(2)e)2) 入退城時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。</p> <p>7.4.1(2)f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況

源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。

g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

外部被ばく線量 = 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}

*1) 例: 4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$$

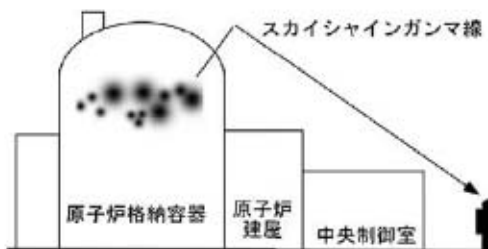
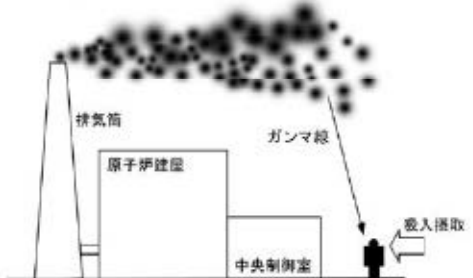
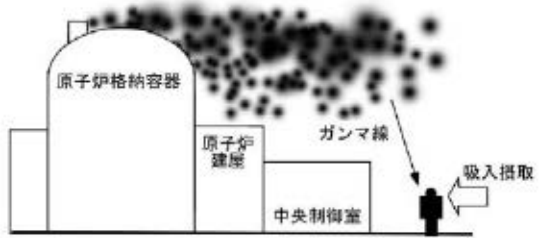


図7.16 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(PWR型原子炉施設)

7.4.1(2)g) 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。

図 7.16 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<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城時の被ばく</p> <p>(2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退城時の評価点における積算線量を計算する(図7.19)。</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、建造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退城での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退城ごとに評価点に15分間滞在するとする。 2) 入退城時の移動経路及び入退城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) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。</p> <p>g) 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＝入退城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 $0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>  <p>図7.19 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退城時の被ばく(PWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2 → 内規通り</p> <p>7.4.2(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退城時の評価点における積算線量を計算している。</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評価している。</p> <p>7.4.2(2)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.2(2)d) 入退城での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(2)e) 計算に当たっては、2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(2)e)2) 入退城時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。</p> <p>7.4.2(2)f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算している。</p> <p>7.4.2(2)g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p> <p>図7.19 → 内規通り</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<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>  <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p>  <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p>	<p>7.5 → 内規通り</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の効果を計算したうえで(5.大気拡散の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋影響を考慮するため a)項は該当せず。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p> <p>図 7.21 建屋影響を考慮するため対象外</p> <p>図 7.22 → 内規通り</p>

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

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<div data-bbox="365 260 884 523" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="524 544 730 568">(b) PWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="365 600 884 651">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城時の被ばく</p> <p data-bbox="241 691 853 715">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城時の被ばく</p> <p data-bbox="241 716 1025 812">(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、入退城時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p data-bbox="241 836 1016 887">(2) 入退城時の線量は入退城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="241 911 1016 962">(3) 入退城での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="241 986 1008 1035">(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p data-bbox="241 1059 703 1083">(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p data-bbox="277 1085 972 1109">a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退城ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p data-bbox="277 1131 1016 1203">b) 入退城時の移動経路及び入退城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="1133 185 1935 209">中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p> <p data-bbox="1059 600 1274 624">図 7.23 → 内規通り</p> <p data-bbox="1059 683 1261 707">7.5.2 → 内規通り</p> <p data-bbox="1059 715 2013 823">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(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)による線量については、入退城時の線量としては評価していない。</p> <p data-bbox="1059 836 2013 887">7.5.2(2) 入退城時の線量は入退城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="1059 911 2013 962">7.5.2(3) 入退城での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1059 986 1727 1010">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="1059 1059 1771 1083">7.5.2(5) 入退城時の計算に当たっては、b)の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1059 1139 1939 1163">7.5.2(5)b) 入退城時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。

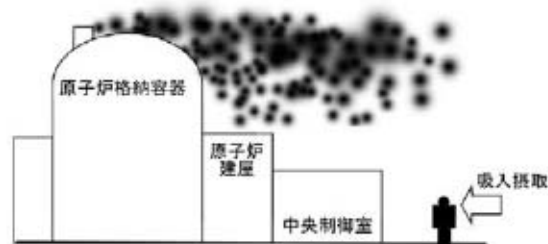
内部被ばく線量 = 放出放射性物質の吸入摂取による実効線量
× 直交替による所要時間割合*1

*1) 例: 4直3交替勤務・片道15分の場合
 $0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$

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。

$$H_I = \int_0^T RH_s(\chi/Q)Q_f(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$$

- 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_s : 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)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)
- $Q_f(t)$: 時刻 t における放射性物質環境放出率 (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。



(b) PWR型原子炉施設

図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による入退城時の被ばく

中央制御室(設計基準事故)居住性に係る被ばく評価との適合状況

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。

図 7.24 → 内規通り

中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表

第1表(1/3) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗 +格納容器スプレイ失敗	炉心損傷が早く、また、CV内の圧力が高く維持される事象であることから、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象として選定（添付1-2-2）	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.（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）のソースターム解析結果を基に設定する。
全交流動力電源喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定	同上
最終ヒートシンク喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定	同上
炉心熱出力	定格出力（2,652 MWt）の102%	定格値に定常誤差（+2%）を考慮	同上
原子炉運転時間	最高40,000時間（ウラン燃料） 最高30,000時間（MOX燃料）	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定 評価対象炉心は、被ばく評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	4（ウラン燃料）、3（MOX燃料） 装荷比率は、3/4：ウラン燃料 1/4：MOX燃料	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定 （添付1-2-3参照）	同上
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	Xe類：100%、I類：75% Cs類：75%、Te類：30.5% Ba類：12%、Ru類：0.5% Ce類：0.55%、La類：0.52% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 ^{*1} 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定（添付1-2-4参照）	4.3(1)a. 希ガス類、ヨウ素類、Cs類、Te類、Ba類、Ru類、Ce類及びLa類を考慮する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 元素状よう素：91% 有機よう素：4%	既設の格納容器スプレイ失敗を想定するために pH>7 となると限らないため、pH に依らず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G.1.195 ^{*2} のよう素割合に基づき設定（添付1-2-5参照）	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。

第1表 (2/3) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果の NUREG-1465 記載の値を設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器等への元素状(無機)よう素の沈着効果	沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s)	CSE A6 実験に基づき設定 (添付 1-2-6 参照)	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/h)	重力沈着速度を用いたモデル $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g}$ を基に設定。(添付 1-2-7 参照)	同上
代替格納容器スプレイによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替格納容器スプレイによるエアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2* ³ に示された評価式に基づく	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定 (添付 1-2-8 参照)	スプレイによるエアロゾルの除去効果について、記載なし。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も CV 内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの CV 内圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定 (添付 1-2-9 参照)	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97 % アニュラス部以外 : 3 %	添付十被ばく評価に同じ	原子炉格納容器からの漏えい割合について、記載なし。
アニュラス部体積	7,860 m ³	設計値として設定	アニュラス部体積について、記載なし。

第1表 (3/3) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
アニュラス空気浄化設備 ファン流量	$1.86 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{時}$ (ただし、60分後起動)	ファン1台の起動を想定 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分(添付10被ばく評価に同じ) 起動遅れ時間60分は代替非常用発電機による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気共有等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定(添付1-2-10参照)	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる 除去効率	0~78分: 0% 78分~ : 95%	使用条件での設計値を基に設定 試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定(添付1-2-11参照)	4.3(3)b. アニュラス空気浄化設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる 除去効率	0~78分: 0% 78分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定 試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定(添付1-2-11参照)	同上
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおりの評価期間を設定	3. 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100 mSvを超えないこと。

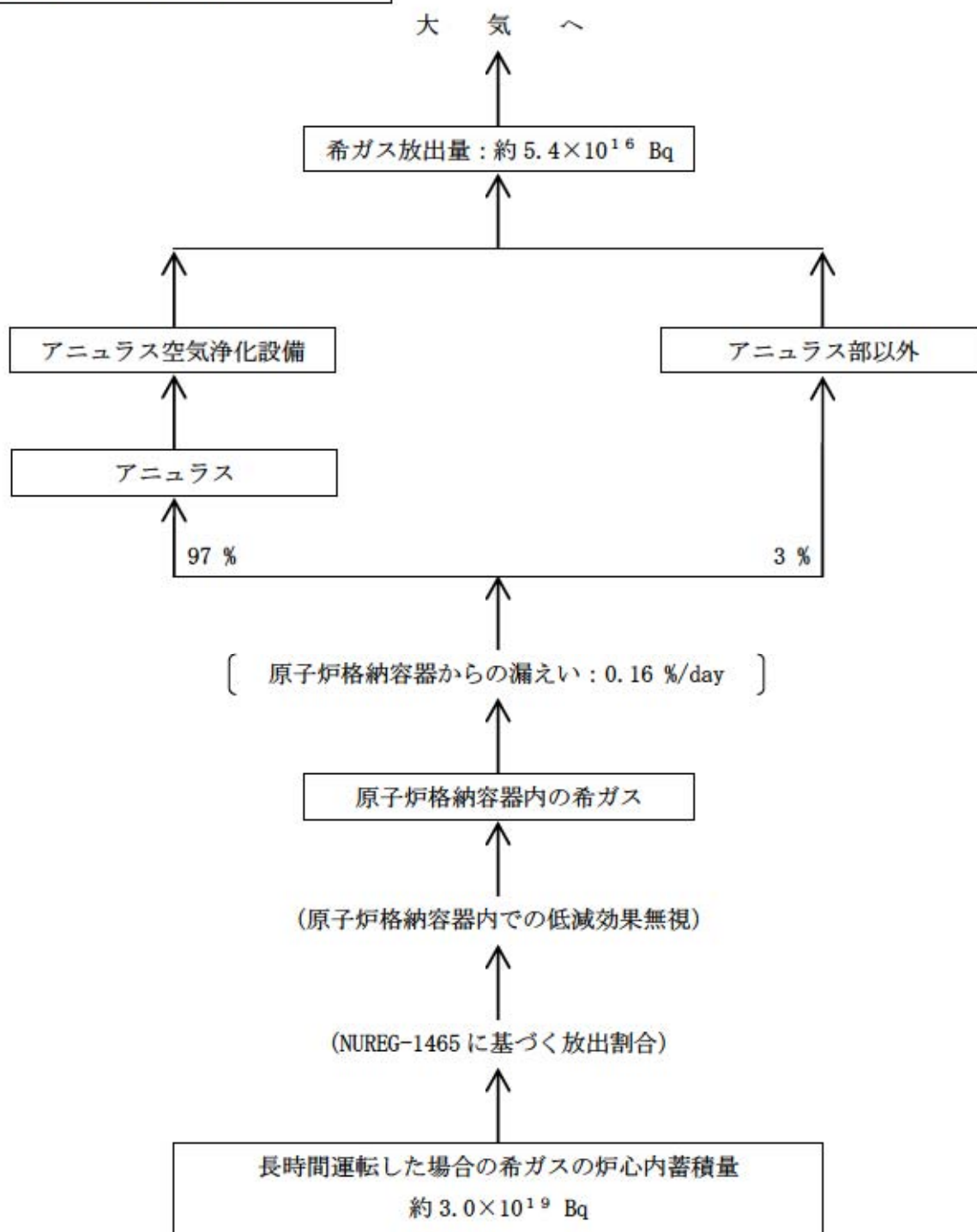
※1: 米国 NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants"

※2: 米国 Regulatory Guide 1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors"

※3: 米国 Standard Review Plan 6.5.2 "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System"

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

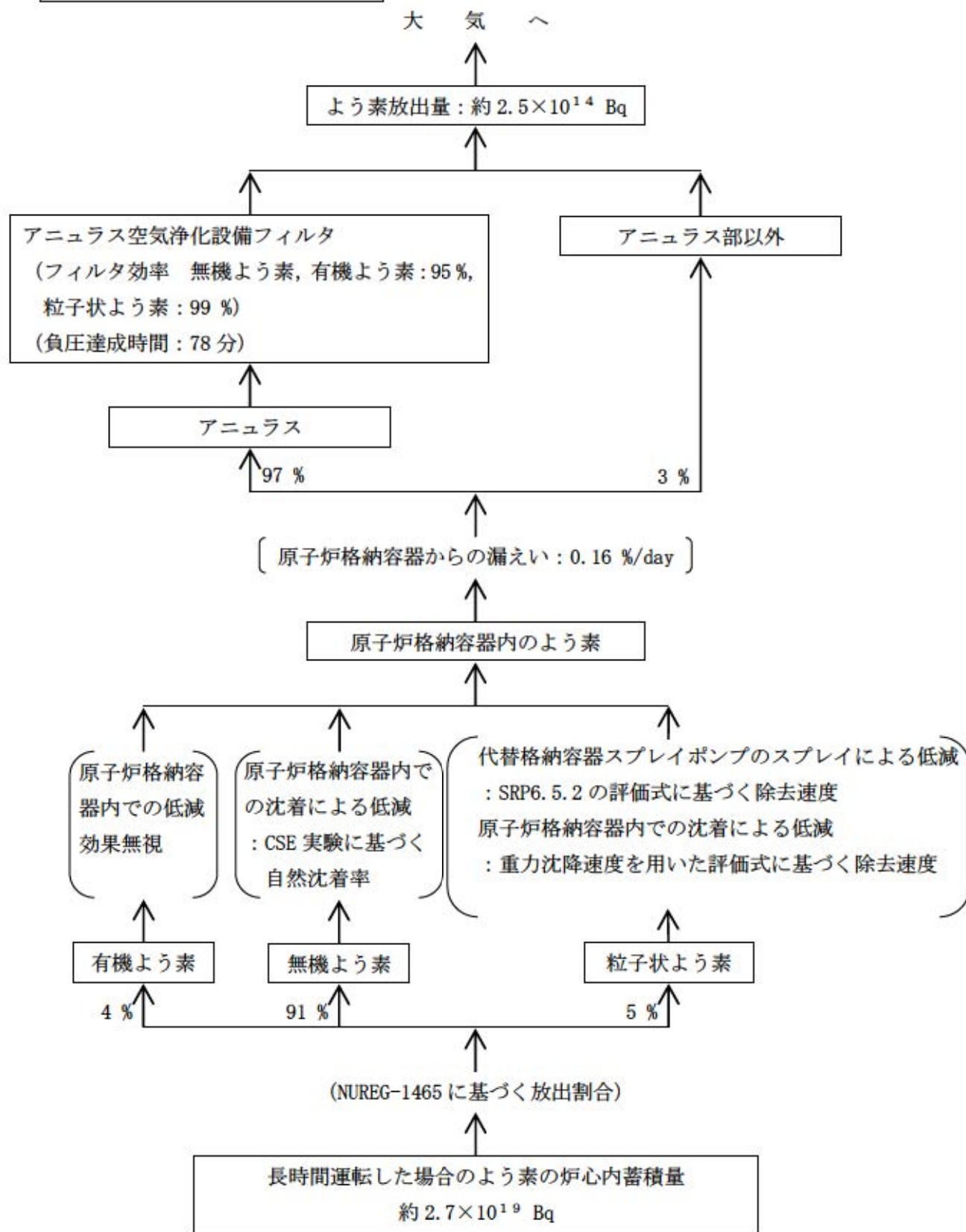


第 1-1 図 希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

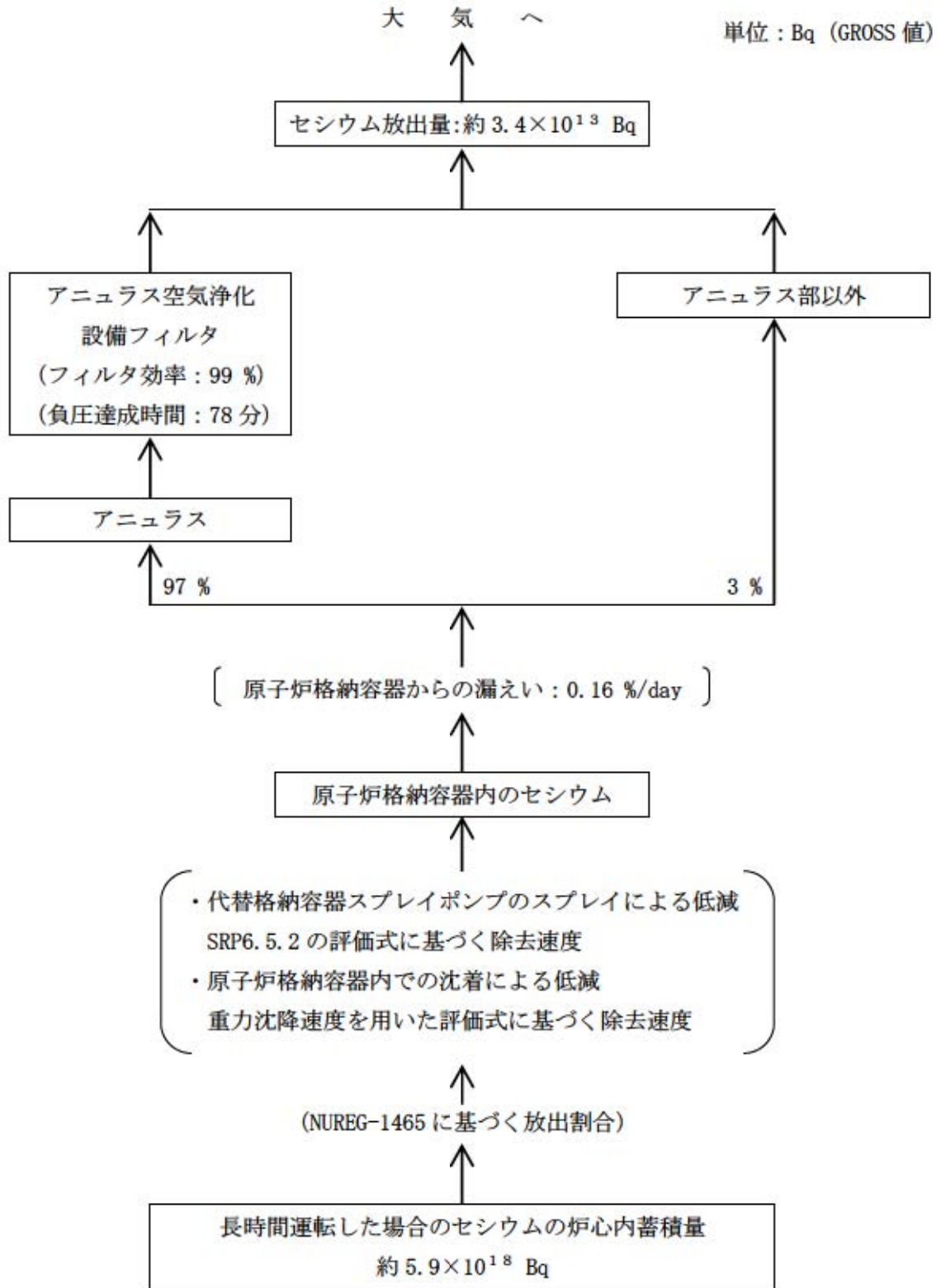
単位：Bq (GROSS 値)



第 1-2 図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

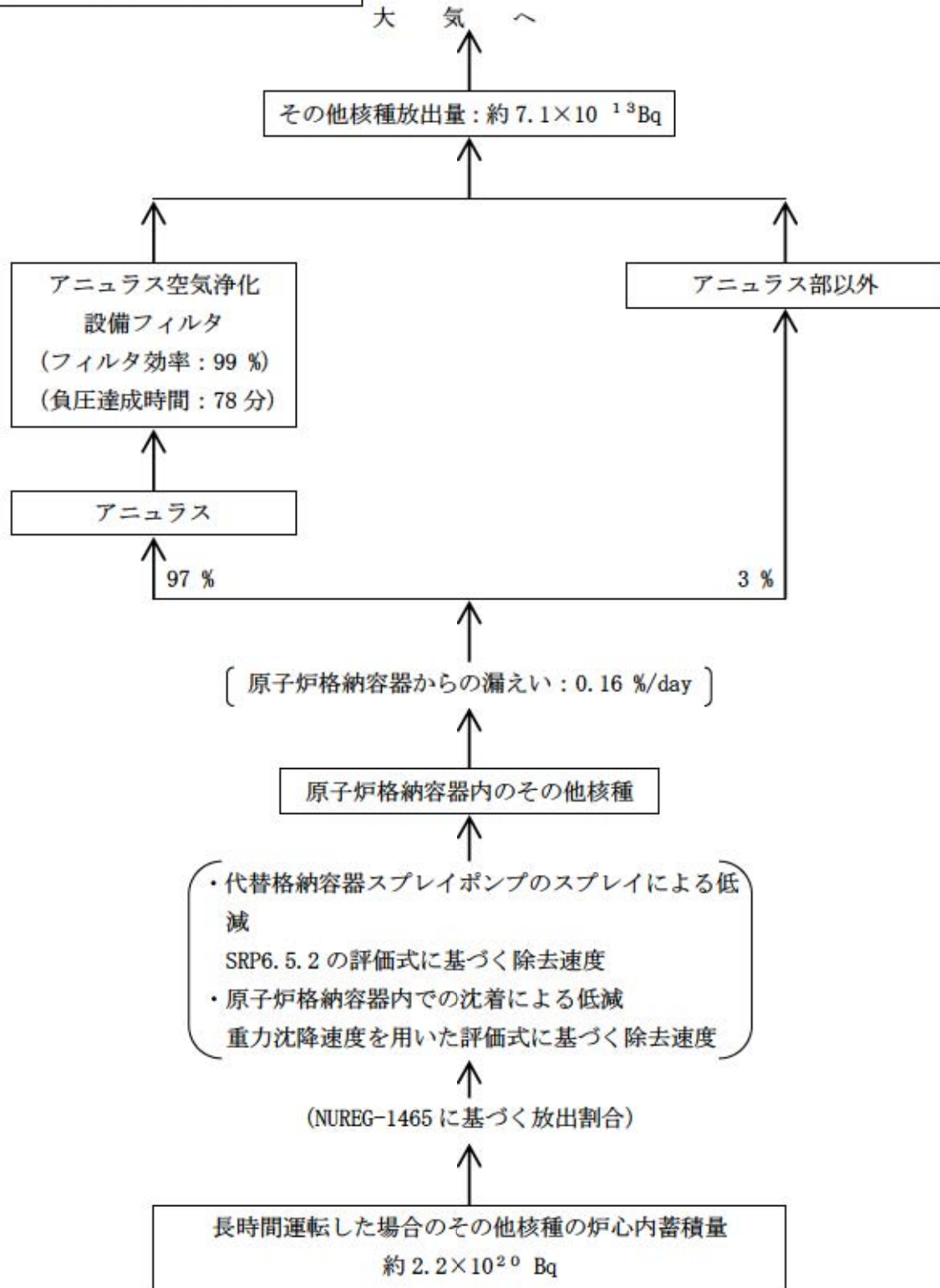


第 1-3 図 セシウムの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)



第 1-4 図 その他核種の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

第2表 大気中への放出放射エネルギー評価結果

評価項目		評価結果 ※1
希ガス	Gross 値	約 5.4×10^{16} Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値	約 8.7×10^{15} Bq
よう素	Gross 値	約 2.5×10^{14} Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10^{13} Bq
セシウム	Gross 値	約 3.4×10^{13} Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 7.1×10^{13} Bq

※1 放出放射エネルギーの推移グラフは添付 1-2-12 に示すとおりである。

第3表 (1/3) 大気拡散条件

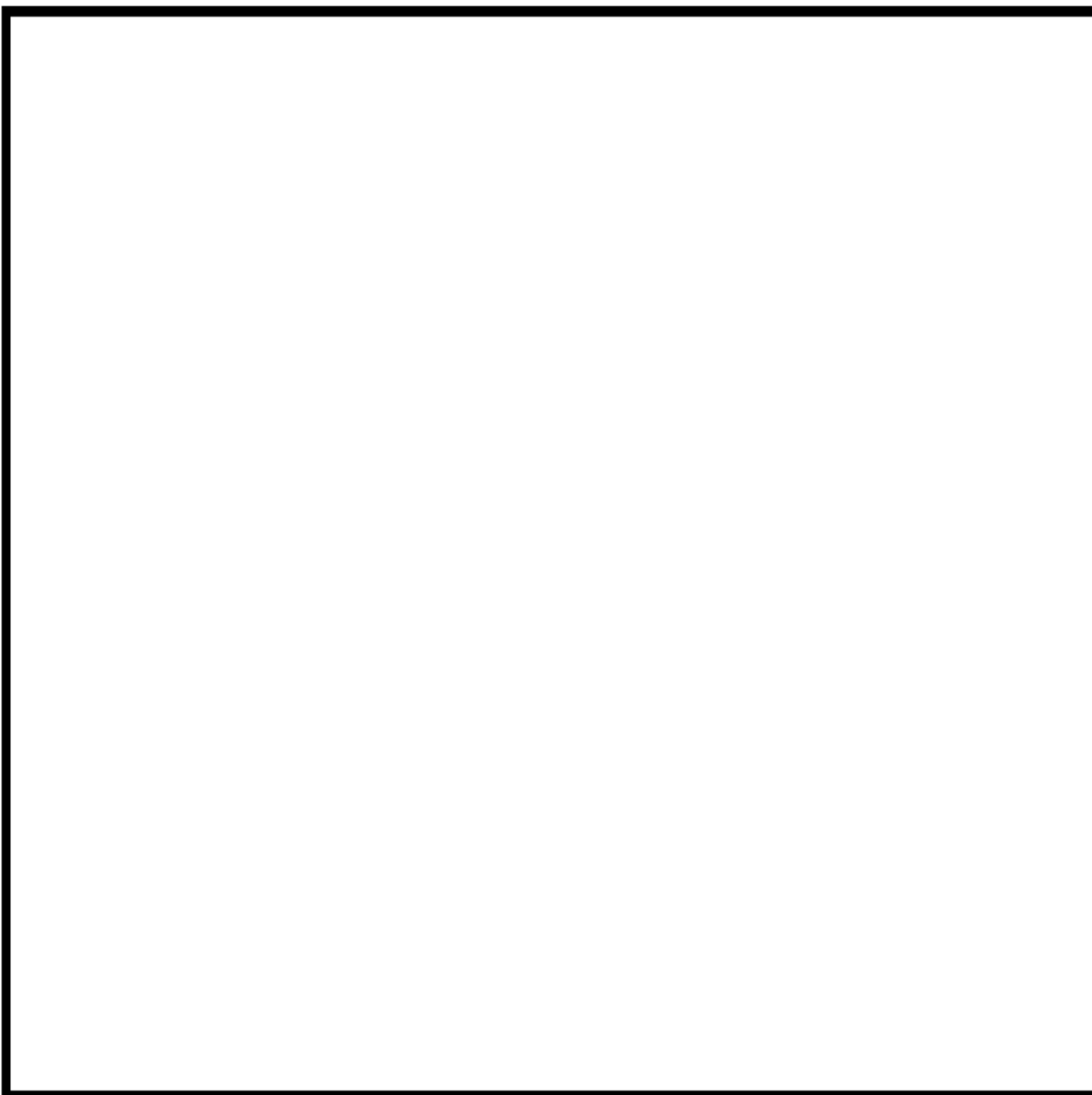
評価条件	使用値		選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価 モデル	ガウスプルームモデル		審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月)		建屋影響を受ける大気拡散評価を実施 審査ガイドに示されたとおり泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用 (添付1-1-3参照)	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 0 m	排気筒 73.1 m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第3表 (2/3) 大気拡散条件

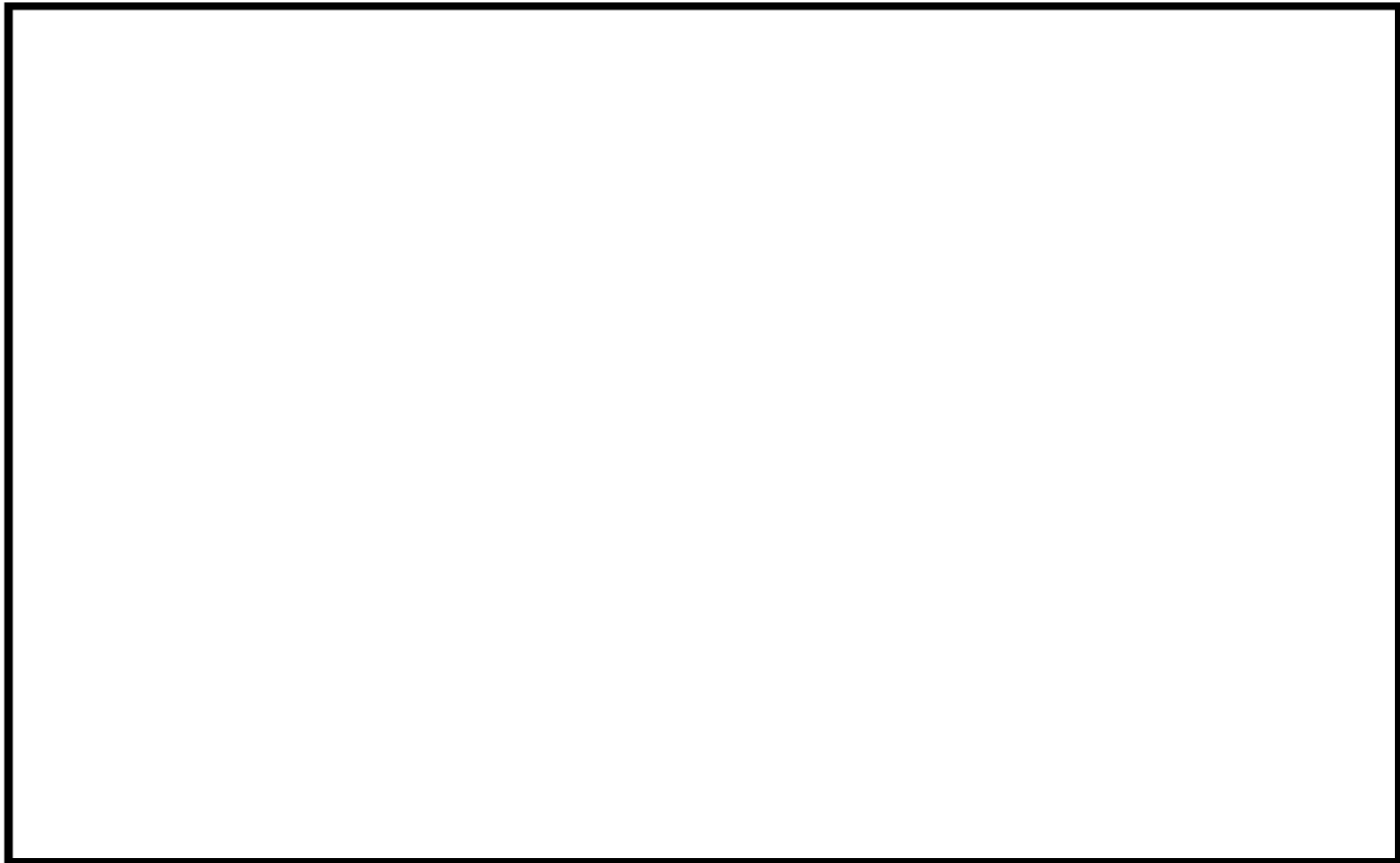
評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して 97 %	審査ガイドに示された方法に基づき設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋の影響	考慮する	放出点（排気筒）から近距離の建屋（原子炉格納容器）の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所居住性の評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源（排気筒）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2(2)b. 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、コントロール建屋及び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建屋とすることは、保守的な結果を与える。

第3表 (3/3) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理建屋入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従って適切な評価点を設定 (第3-1図, 第3-2図, 第3-3図参照)</p>	<p>【中央制御室内】 4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合, 例えば原子炉制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 入退域時の評価点について, 記載なし。</p>
着目方位	<p>中央制御室 : 5 方位 出入管理建屋入口 : 3 方位 中央制御室入口 : 6 方位</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付 1-1-4 参照)</p>	<p>4.2(2)b. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の計算では, 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に示すように, 建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>
建屋投影面積	<p>原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700 m²)</p>	<p>審査ガイドに示されたとおり設定</p>	<p>4.2(2)b. 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。</p>
形状係数	<p>1/2</p>	<p>現行許認可 (添付書類六) の考え方に同じ</p>	<p>形状係数について, 記載なし。</p>



第 3-1 図 評価点全体図



第 3-2 図 中央制御室中心及び入口評価点

第 3-3 図 出入管理建屋入口評価点

第4表 相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点	評価距離 (m) [※]	着目方位	評価方位	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	60 m	5	W, WNW, NW, NNW, N	地上放出：約 5.6×10^{-4} 排気筒放出：約 2.8×10^{-4}	地上放出：約 2.4×10^{-18} 排気筒放出：約 4.6×10^{-19}
入退域時	出入管理建屋 入口	110 m	3	WNW, NW, NNW	地上放出：約 3.8×10^{-4} 排気筒放出：約 1.9×10^{-4}	地上放出：約 1.8×10^{-18} 排気筒放出：約 3.3×10^{-19}
	中央制御室入口	50 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	地上放出：約 5.7×10^{-4} 排気筒放出：約 2.8×10^{-4}	地上放出：約 2.3×10^{-18} 排気筒放出：約 4.7×10^{-19}

※1 放出源から評価点までの水平距離

第5表 (1/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載	
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様				
線源強度	原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された 核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉格納容器 遮蔽厚さ	ドーム部： <input type="text"/> 円筒部： <input type="text"/> 施工誤差-5 mmを考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部 <input type="text"/> 円筒部 <input type="text"/> である。線量計算では、設計値に施工誤差 (-5 mm) を考慮してモデル化 (添付 1-2-13 参照)	4.3(5)a. 原子炉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外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮蔽厚さ	壁： <input type="text"/> 天井： <input type="text"/> 施工誤差-5 mmを考慮する	設計値に施工誤差 (-5 mm) を考慮 (添付 1-2-13 参照)	同上

第5表 (2/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件		使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
計算モデル	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QAD コード (QAD-CGGP②R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD 及び SCATTERING は共に 3 次元形状の遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる 計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある	4.1② 実験等を基に検証され，適用範囲が適切なモデルを用いる。

第6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

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.6×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.9×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	2.6×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.0×10^{12}

第7表 (1/2) 中央制御室空調装置条件

項目	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
事故時における 外気取り込み	評価において考慮せず	評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室内には放射性物質が外気から直接流入することのみを考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること(空気流入)
中央制御室 バウンダリ体積 (容積)	$4.0 \times 10^3 \text{ m}^3$	空調機器の体積を含む中央制御室バウンダリ体積として設定	4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。
外部ガンマ線による 全身に対する線量評価時の 自由体積	$3.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	事故時運転員が立ち入る可能性がある同フロアのエリア体積を設定	同上
空気流入率	0.5 回/h	空気流入率測定試験結果(0.15 回/h)を基に余裕を見込んだ値として設定(添付 1-1-5 参照)	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

第7表(2/2) 中央制御室空調装置条件

項目	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室非常用循環系統 よう素フィルタによる 除去効率	0～300分：0 % 300分～7日：95 %	設計上期待できる値を設定 試験による確認値であり、事故期間中担保 できる除去効率であるため、設計値を評価 条件として設定（添付 1-2-11 参照）	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルの フィルタ効率は、使用条件での設計値 を基に設定する。なお、フィルタ効率 の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切 に考慮する。
中央制御室非常用循環系統 微粒子フィルタによる 除去効率	0～300分：0 % 300分～7日：99 %	設計上期待できる値を設定 試験による確認値であり、事故期間中担保 できる除去効率であるため、設計値を評価 条件として設定（添付 1-2-11 参照）	同上
中央制御室非常用循環系統 フィルタによる 除去効率遅れ時間	300分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流 動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想 定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動遅れ時間 300分は、代替非常用発電機 による電源回復操作及び現場での手動によ る中央制御室非常用循環系統ダンパ開操作 等での中央制御室非常用循環系統の復旧ま でに要する時間を想定（添付 1-2-14）	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気 空調設備の作動については、非常用電 源の作動状態を基に設定する。
中央制御室 非常用循環ファン流量	$5.1 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$ (ただし、300分後起動)	選定した事故シーケンスに基づき、作動時 間については、交流動力電源喪失+最終ヒ ートシンク喪失を考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室内への外気取 入による放射性物質の取り込みについ ては、非常用換気空調設備の設計及び 運転条件に従って計算する。
マスクによる防護係数	50 (評価期間中マスク着用)	性能上期待できる値 (添付 1-2-15, 添付 1-2-16 参照)	4.2(3)c. 原子炉制御室/緊急時制御 室/緊急時対策所内でマスク着用を考 慮する。 ただし、マスクの除染係数について、 記載はなし。

第8表 運転員交替考慮条件

項 目		使 用 値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在期間		49 時間	運転員の勤務形態として5直2.5交替とし、 評価期間中、最大となる運転員の滞在時間と して設定（添付 1-1-6 参照）	交替考慮時の原子炉制御室滞在時間 について、記載なし。
入退域	回 数	10 回	運転員の勤務形態として5直2.5交替とし、 評価期間中、最大となる班の入退域回数とし て設定（添付 1-1-6 参照）	交替考慮時の入退域回数について、記 載なし。
	滞在時間	入退域 1 回あたり、 入退域の経路に沿って、 ・ 出入管理建屋入口に 10 分間 ・ 中央制御室入口に 5 分間 とどまるものとする。	周辺監視区域境界から中央制御室入口まで を評価対象とし、周辺監視区域境界から出入 管理建屋入口までは車での移動を考慮して、 出入管理建屋入口から中央制御室入口まで は徒歩での移動を考慮して設定	入退域時の滞在時間について、記載な し。

第9表 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	呼吸率について、記載なし。
地表への沈着速度	1.2 cm/s	評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4倍を設定 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol. 2 ^{※1} より設定（添付 1-2-17, 添付 1-2-18 参照）	4.2(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1 : 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

事故シーケンス選定の考え方について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、評価事象については、有効性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として、格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、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 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイに失敗するシーケンスを対象としている。

中央制御室の被ばく線量は、放出された放射性物質からの線量が支配的であることから、放射性物質の放出量が多くなるシーケンスが中央制御室被ばくの観点から厳しくなるシーケンスである。そこで、放射性物質の放出量を基に中央制御室被ばくの観点から厳しいシーケンスについて以下に示す。

ECCS 注水機能喪失や全交流動力電源喪失等の炉心損傷防止シーケンスでは、炉心が損傷しないことから大規模な放射性物質の放出はない。一方、炉心が損傷する事象では、大規模な放射性物質の放出が伴うため、被ばく評価上厳しくなる。

炉心が損傷する事象としては、泊発電所 3 号炉の場合、格納容器破損防止対策の有効性に係る格納容器破損モードとして選定される、「大破断 LOCA 時+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」、「全交流動力電源喪失時+補助給水失敗」及び「大破断 LOCA 時+ECCS 注入失敗」である。

ここで被ばく評価の観点で厳しくなる条件としては、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、格納容器スプレイが失敗する場合及び原子炉格納容器の圧力が高く推移する場合である。

炉心損傷に至るまでの時間が短い場合では、アニュラス空気浄化設備の起動によりアニュラス空気浄化設備のフィルタを介して放射性物質の放出が大幅に低減する効果が期待できない時間がある。

格納容器スプレイが失敗する場合では、流量が少ない代替スプレイを用いることから、原子炉格納容器内に放出されたヨウ素やセシウム等の放射性物質を除去する効果が小さくなる。

原子炉格納容器圧力が高く推移する場合では、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなることから、放射性物質の放出量が多くなる。

炉心が損傷する事象として選定した 3 事象について、具体的な被ばく評価上の条件の相違点及び被ばく評価への影響を第 1 表にまとめる。

第 1 表のとおり、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、かつ、格納容器スプレイが失敗する場合、かつ、原子炉格納容器圧力が高く推移する場合である「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」が、中央制御室の被ばく評価上最も厳しい結果となる。

したがって、本評価においては、「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」にて評価を行っている。

第1表 各シーケンスの比較

シーケンス	大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象	全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象	大破断LOCA時にECCS注入機能が喪失する事象	中央制御室被ばくへの影響
炉心溶融開始	約19分	約3時間	約24分	
①格納容器スプレイ	失敗 (代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功)	失敗 (代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功)	成功	格納容器スプレイが成功することにより、スプレイ水による除去効果が大きくなるので、格納容器からの放出量は低減される。したがって、失敗の方が厳しい結果となる。
②アニュラス空気浄化設備の作動	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス空気浄化設備作動後に放出が開始。すべての時間でフィルタ効果を期待できる。	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス負圧達成後はフィルタで捕集されるため、アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始される方が厳しい結果となる。
③原子炉格納容器の圧力	事象発生初期から、高い圧力で推移する。	冷却材喪失事故ではないため、原子炉格納容器の圧力上昇は緩やかである。	格納容器スプレイが成功するため、原子炉格納容器の圧力は他の2事象に比較して、低く推移する。	原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。

居住性評価に用いる炉心選定の考え方について

居住性評価における被ばくについては、一般的に内部被ばくによる寄与が大きい。そのため、重大事故時の居住性評価においては、内部被ばくに着目して炉心を選定している。

ウラン燃料炉心^(注1)及び MOX 燃料装荷炉心^(注2)における炉心内蓄積量及び放出放射エネルギーを第 1 表及び第 2 表に示す。MOX 燃料装荷炉心では、ウラン燃料炉心に比べ、内部被ばく評価に用いられる I-131 等価換算値が大きい。従って、重大事故時の居住性評価においては、MOX 燃料装荷炉心を選定している。

なお、第 2 表に示すとおり、大気中へ放出された放射性物質による外部被ばくについては、外部被ばく評価に用いられるγ線エネルギー0.5 MeV 換算値がほぼ変わらない結果となっている。また、第 3 表に示すとおり、建屋からのガンマ線による外部被ばくについても、外部被ばく評価に用いられる原子炉格納容器内の 7 日間積算線源強度がほぼ変わらない結果となっている。

第 1 表 ウラン燃料炉心と MOX 燃料装荷炉心の炉心内蓄積量

MOX 燃料装荷炉心	γ線エネルギー0.5 MeV 換算 (Bq)	約 4.2E+20
	I-131 等価換算 (Bq)	約 6.6E+20
ウラン燃料炉心	γ線エネルギー0.5 MeV 換算 (Bq)	約 4.4E+20
	I-131 等価換算 (Bq)	約 2.1E+20
MOX/ウラン比	γ線エネルギー0.5 MeV 換算 (-)	約 97 %
	I-131 等価換算 (-)	約 315 %

第 2 表 ウラン燃料炉心と MOX 燃料装荷炉心の放出放射エネルギー

		アニュラス 部外	アニュラス 経由	合計
MOX 燃料装荷炉心	γ線エネルギー 0.5 MeV 換算 (Bq)	約 4.8E+14	約 9.1E+15	約 9.5E+15
	I-131 等価換算 (Bq)	約 6.6E+13	約 8.3E+13	約 1.5E+14
ウラン燃料炉心	γ線エネルギー 0.5 MeV 換算 (Bq)	約 4.8E+14	約 9.0E+15	約 9.5E+15
	I-131 等価換算 (Bq)	約 4.7E+13	約 7.5E+13	約 1.2E+14
MOX/ウラン比	γ線エネルギー 0.5 MeV 換算 (-)	約 100.1%	約 100.4%	約 100.4%
	I-131 等価換算 (-)	約 139%	約 111%	約 122%

第3表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の原子炉格納容器内の
7日間積算線源強度

MOX燃料装荷炉心 (MeV)	ウラン燃料炉心 (MeV)	MOX/ウラン比
約 4.18×10^{24}	約 4.20×10^{24}	約 99.4 %

(注1) 燃料集合体最高燃焼度55,000 MWd/tまでのウラン燃料を100 %装荷した炉心。

(注2) 炉心の3/4に燃料集合体最高燃焼度55,000 MWd/tまでのウラン燃料, 1/4に燃料集合体最高燃焼度45,000 MWd/tまでのMOX燃料を装荷した炉心。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

重大事故時における居住性に係る被ばく評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 1 表に示す。

第 1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB ¹	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D- δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D- β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る

¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレー注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

第 2 表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

- Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた泊発電所 3 号炉の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第 3 表のとおりとなる。

第 3 表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミング比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約 19 分	約 19 分～約 1.5 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分～1.8 時間

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465 のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という。）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202² (2002 年 11 月) にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、別紙 1 の第 1-1 表及び第 1-2 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62 GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている (SAND2011-0128³)。

高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、別紙 1 の第 1-3 表及び第 1-4 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 4 表にそれらのデータを整理する。

第 4 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs 類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊発電所 3 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55 GWd/t, MOX 燃料で 45 GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体最高燃焼度 59 GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊発電所 3 号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61 GWd/t, MOX 燃料で 53 GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度 62 GWd/t の範囲内にある。こ

³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

のため、泊発電所3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465 の数値を用いた。

2. 各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料及び MOX 燃料の適用については、前述のとおり、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質に対する核種グループの内訳及び原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接及びスカイシャイン線量に対する核種グループの内訳をそれぞれ第 5 表及び第 6 表に示す。MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、第 5 表及び第 6 表に示すとおり、中央制御室居住性評価における寄与割合は小さく、居住性評価に大きな影響を及ぼすものではない。

(1) 環境に放出される放射性物質の内訳について (I-131 等価量換算, γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)

中央制御室内及び入退域時の被ばく評価結果における環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算及び γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算の値を第 5 表に示す。I-131 等価量換算はハロゲン（よう素類）が約 55 %、Cs 類が約 12 %、その他が約 33 %となっており、 γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算は希ガス類が約 91 %、ハロゲン（よう素類）が約 7 %、Cs 類が約 2 %、その他が約 1 %となっている。

第5表 (1/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
(I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 0.0×10^0	0
よう素類	約 8.2×10^{13}	55
Cs 類	約 1.7×10^{13}	12
Te 類	約 3.8×10^{12}	3
Ba 類	約 6.1×10^{12}	4
Ru 類	約 5.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 2.2×10^{13}	15
La 類	約 1.7×10^{13}	12
合計	約 1.5×10^{14}	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

第5表 (2/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
(γ 線エネルギー0.5 MeV換算)

核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 8.7×10^{15}	91
よう素類	約 6.7×10^{14}	7
Cs 類	約 1.7×10^{14}	2
Te 類	約 3.1×10^{13}	<1
Ba 類	約 1.7×10^{13}	<1
Ru 類	約 9.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 1.1×10^{12}	<1
La 類	約 2.9×10^{12}	<1
合計	約 9.5×10^{15}	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(2) 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接及びスカイシャイン線量の内訳について

中央制御室入退域時の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャインガンマ線について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳を第 6 表に示す。希ガス類が約 5 %、ハロゲン（よう素類）が約 85 %、Cs 類が約 5 %、その他が約 5 % となっている。

第 6 表 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による
中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 ^(注1, 2) (mSv)	内訳 (%)
希ガス類	約 4.1×10^1	5
よう素類	約 7.3×10^2	85
Cs 類	約 4.7×10^1	5
Te 類	約 1.1×10^1	1
Ba 類	約 1.3×10^1	2
Ru 類	約 5.1×10^{-1}	<1
Ce 類	約 2.0×10^{-1}	<1
La 類	約 1.6×10^1	2
合計	約 8.6×10^2	100

(注 1) 中央制御室入口地点における 7 日間積算線量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

3. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

本評価で用いたモデルでの被ばく評価の結果を第7表に示す。第7表に示されたように、中央制御室の居住性(重大事故対策)に係る被ばく評価において、大きく影響している被ばく経路は、室内作業時の「③外気から取り込まれた放射性物質による被ばく」及び入退域時の「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」、「⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく」である。

第7表 中央制御室(重大事故)居住性に係る被ばく評価
(マスク着用ありの結果)

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) *1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉建屋からのガンマ線による中央制御室での被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	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	約 1.1×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
入退域時	④原子炉建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.4×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1	約 7.9×10^{-2}	約 1.2×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 13	約 1.1	約 15^{*2}

*1 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

*2 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

この3つの被ばく経路に着目して、本評価で用いたモデルでの評価がMAAP解析での評価と比較して、保守的であることを示す。

(1) 外気から取り込まれた放射性物質による被ばく

外気から取り込まれた放射性物質による被ばくに対して、本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認するため、原子炉格納容器からの放出割合を比較することで整理する。

a. 今回の評価における原子炉格納容器内での挙動について

炉心損傷が起こり、放射性物質が原子炉格納容器から放出されるまでのイメージについては、別添2に示すとおりである。

炉心に蓄積した核分裂生成物は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら、原子炉格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定された原子炉格納容器からの漏えい率にしたがって放出される。

b. 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

第3表に示すとおり、炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

c. 原子炉格納容器からの放出割合の比較について

本評価で用いたモデルでの原子炉格納容器からの放出割合とMAAP解析での原子炉格納容器からの放出割合を第8表に示し、また、比較方法を第9表に示す。

第8表 原子炉格納容器からの放出割合の比較*1

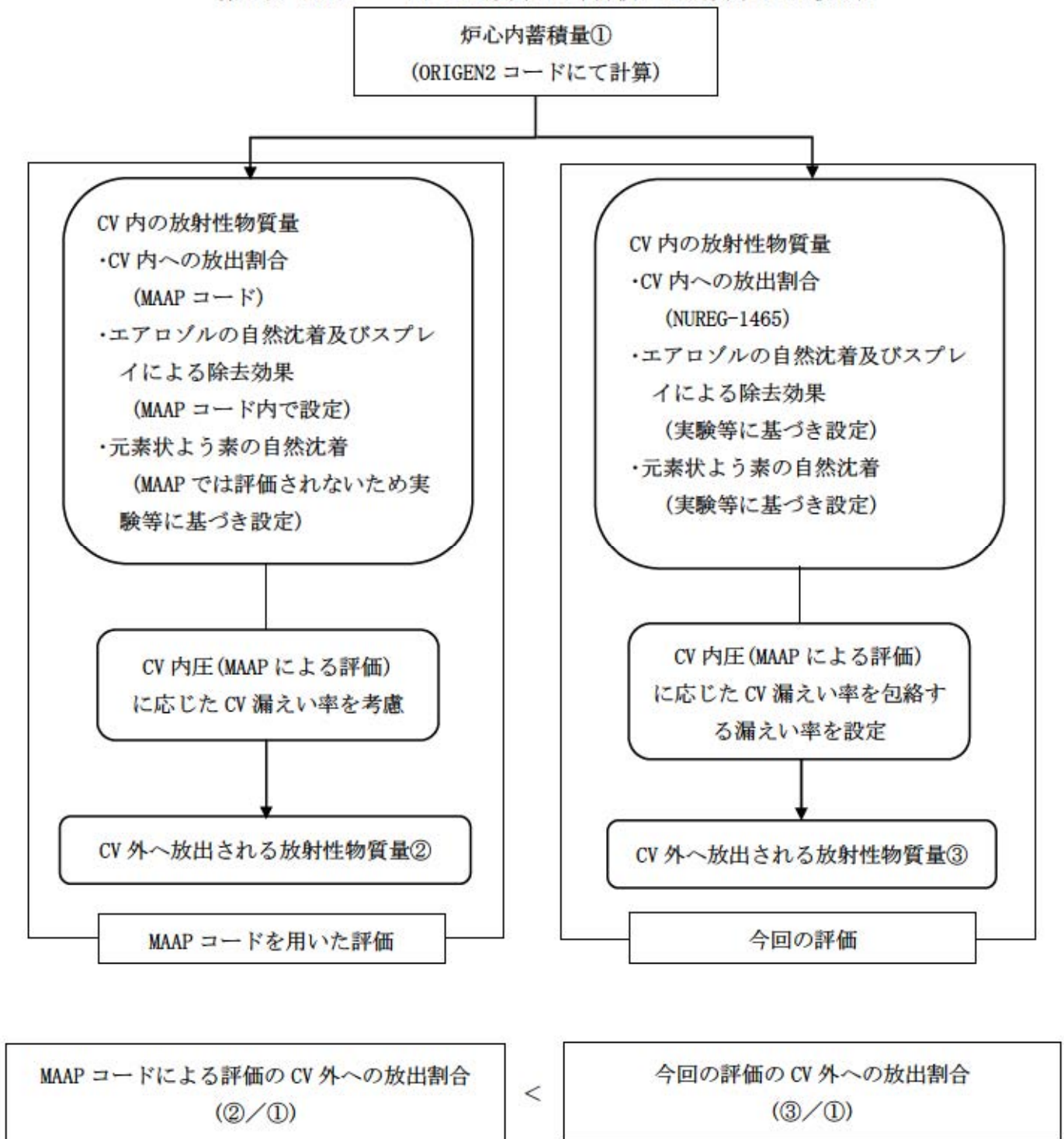
核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析*2
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-7}
Ru 類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce 類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

*2 Csのように複数の化学形態(CsI, CsOH グループ)を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

第8表より、原子炉格納容器からの放出割合について、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP 解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。

第9表 MAAP コードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



(2) 入退域時の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

入退域時の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に対して、本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認する。

MAAP 解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。

一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。

MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第10表に示す。

第10表 原子炉格納容器内の線源強度における本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}

第10表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

(3) 入退域時の大気中へ放出された放射性物質による被ばく

「(1) 外気から取り込まれた放射性物質による被ばく」に同じ。

(1)、(2)及び(3)より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できることを確認した。

第 1-1 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)²

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** ⁴ (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) ⁵	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

² Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HIRVI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第 1-2 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment¹

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ¹	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR ² (0.95)	0.2; 0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE; 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

第1-3表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁷)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

第1-4表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁵ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.0002)	3 x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁷ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

よう素の化学形態の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R. G. I. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は 5 % を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の 3 % (0.15 %) を超えない (95 % が粒子状))。

本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH 調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH<7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を第 1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。

第1表 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004

第2表 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1. 195 のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

数値の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$$

ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」としており、これらの数値を上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が放出された放射性物質の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

(添付)

CSE 実験の適用性について

CSE 実験の条件と泊発電所 3 号炉の比較について第 1 表にまとめる。また、NUPEC の報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水による CV 内壁等への濡れはない。これは、CV 内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。

第 1 表 CSE 実験条件と泊発電所 3 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			泊発電所 3 号炉 解析結果
	A-6 ⁽¹⁾ ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾	
雰囲気	蒸気 + 空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* ²
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* ³
スプレイ	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状よう素に 対しては自然沈着 のみ考慮)

(1) R. K. Hilliard et. al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

(2) R. K. Hilliard et. al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244

(3) R. K. Hilliard and L. F. Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457

* 1 : 自然沈着速度の算出には第 1 回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。

* 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

* 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレーあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より 1/200 以上低下した後には沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

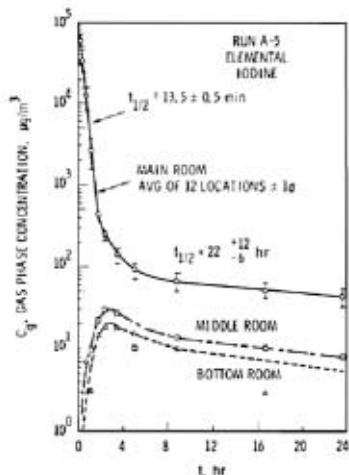


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

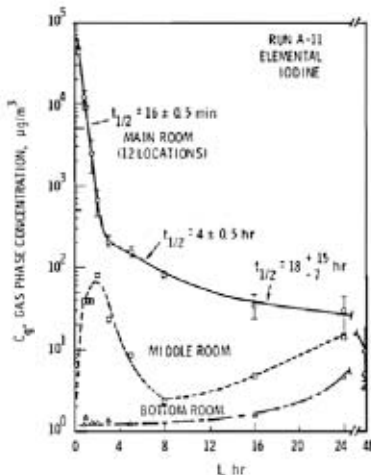


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6 (2)	A-5 (3)	A-11 (3)
初期	12 分	13.5 分	16 分
カットオフ後 (ノミナル値)	540 分 (9 時間) *4	22 時間	18 時間
カットオフ後 (誤差込)	—— (記載なし)	34 時間	33 時間

*4 : スプレーが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。

これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。

第3表 感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5 実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)

第4表 感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の CV 外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※

※ カッコ内はベース条件に対する割合

今回の評価では、CSE 実験における実験開始後 30 分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE 実験において、DF=200 に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。

CV 内の自然沈着率を設定した根拠としている A-6 試験については、スプレーされることでスプレーによる除去効果があるため、初期濃度に対して DF=200 に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。

また、スプレーされない試験の結果として、同じく CSE の試験結果 (A-5, A-11 試験) を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5 試験及び A-11 試験の CV 内のよう素濃度は DF=200 付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200 まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考ええる。

なお、仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の CV 外への放出割合について算出した結果を第5表に示す。評価結果は第5表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。

第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合

	申請ケース	感度解析①	感度解析②
等価半減期（初期）	12分	同左	16分 ^{※1}
等価半減期（DF=200 到達後）	同上	40時間 ^{※2}	同左
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-04
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04

※1：A-11試験の結果より設定した値

※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値

また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。

そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。

第6表に示すとおり、CSE試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。

第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較

	CSE試験体系	泊発電所3号炉
体積(m ³)	約600	約65,500
表面積(m ²)	約570	約69,000
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05

(参考) CSE 試験体系

TABLE I
Physical Conditions Common to All Spray Experiments

Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	

^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri.

^b $k = 0.027 \text{ Btu}/(\text{h ft}^2) (^{\circ}\text{F}/\text{ft})$ at 200^oF, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.

参考：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について

PHEBUS-FP 計画は、カダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いて、炉心から格納容器に至る FP が移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。

試験は約23 GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。

PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。

試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈着したFPを下部サンプルに洗い流す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。

PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05 %（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動は前述のCSE実験と同様の傾向である。

- (1) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，平成15年
- (2) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版），平成15年

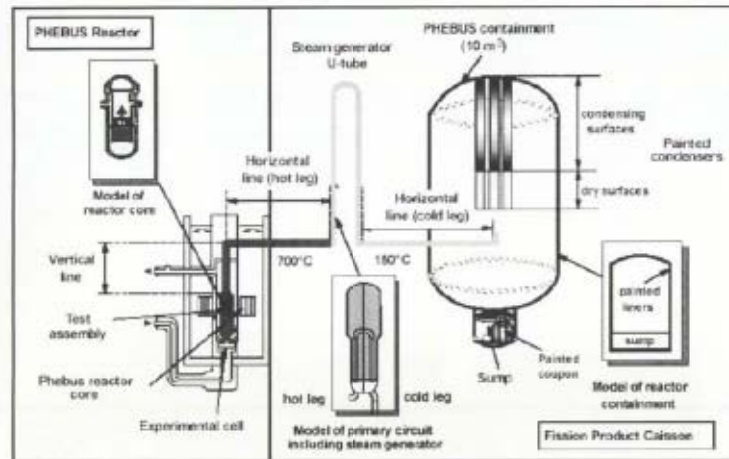
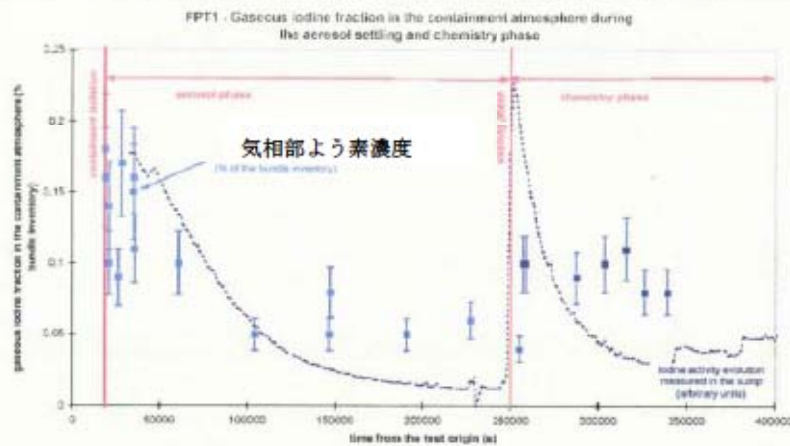


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

第1図 PHEBUS FP 試験装置 (1)

試験結果

- 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -



- 格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、エアロゾルフェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定
(注)格納容器インベントリに対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約84%のため)

第2図 PHEBUS FP 試験結果 (2)

原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下、「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈着速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$$

λ_d	: 自然沈着率 (1/s)
V_d	: 重力沈着速度 (m/s)
A_f	: 原子炉格納容器床面積 (m ²) (泊発電所3号炉 1,250 m ²)
V_g	: 原子炉格納容器自由体積 (m ³) (泊発電所3号炉 65,500 m ³)

ここで、 V_d の算出については、エアロゾルが沈着する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

r_p	: エアロゾル半径 (m)
ρ_p	: エアロゾル密度 (kg/m ³)
ρ_g	: 気体の密度 (kg/m ³)
g	: 重力加速度 (m/s ²)
μ_g	: 気体の粘度 (Pa・s)

各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC 報告書に記載されている値である。

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m^3)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s^2)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

$$\begin{aligned} \text{よって, } \lambda_d &= 9.68 \times 10^{-5} \times 1250 / 65500 = 1.847 \times 10^{-6} \text{ (1/s)} \\ &= 6.649 \times 10^{-3} \text{ (1/時)} \rightarrow 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時) となる。} \end{aligned}$$

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス) 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。
$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(1.995 \times 10^4 / 10^5 \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$
- ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。
$$\begin{aligned} V_d &= \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g} \\ &= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)} \\ \lambda_d &= V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)} \end{aligned}$$
- ・Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La CsIと同じ扱いとする。

スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとする。設定の考え方について以下に整理した。

1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は、米国新設プラント (US-APWR, AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

- λ_S : スプレイ除去速度
- h : スプレイ液滴落下高さ
- V_S : スプレイ領域の体積
- F : スプレイ流量
- E : 捕集効率
- D : スプレイ液滴直径

また、米国 R. G. 1. 195 でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから、本評価にも用いている。

2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹

(Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.

2. スプレイ効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

(1) NUPEC 試験

「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人 原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定する。

なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。

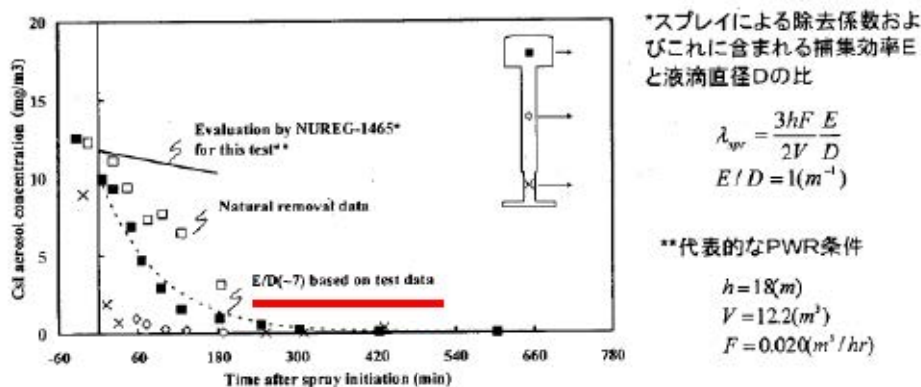


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(2) 泊発電所 3 号炉への適用

泊発電所 3 号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 としている。

NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5 mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。

PCCV プラントと鋼鉄 CV プラントの泊発電所 3 号炉では、重大事故時の温度や圧力について

若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。

よって、NUPEC の試験結果である $E/D=7$ を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5 mm を上回らないことを確認する必要がある。

この試験では、実機条件でのスプレイノズル 1 個あたり約 $1 \text{ m}^3/\text{h}$ を模擬しており、このときのスプレイ液滴径が 1.5 mm であった。泊発電所 3 号炉では代替格納容器スプレイポンプによるスプレイで使用するスプレイリングヘッドに 100 個のスプレイノズルが設置されているため、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 $100 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上（スプレイノズル 1 個あたり約 $1 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が必要である。今回の評価で用いた泊発電所 3 号炉の代替格納容器スプレイ流量は $140 \text{ m}^3/\text{h}$ ($> 100 \text{ m}^3/\text{h}$) であり、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成できているため、 $E/D=7$ を適用することは妥当である。

3. エアロゾル除去速度の算出

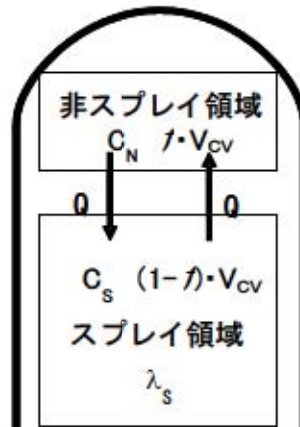
1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。

非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。

米国 Regulatory Guide 1.183 では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環することとする（添付-2 参照）。

評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積 V_{CV} に対する非スプレイ領域の体積割合を ν とし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域 i における浮遊エアロゾル濃度を C_i とし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量 Q の空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。



このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。

$$\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \end{cases}$$

$$N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV}$$

C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³)

N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)

f : 非スプレイ領域体積割合 (-)
(泊発電所 3 号炉 93 %)

T : CV 内空気混合時間 (h)

$T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間)

V_{CV} : CV 内自由体積 (m³)
(泊発電所 3 号炉 65,500 m³)

Q : CV 内空気循環流量 (m³/h)
(泊発電所 3 号炉 122,000 m³)

λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹)

V_S : スプレイ領域体積

(添字 N : 非スプレイ領域, S : スプレイ領域)

ただし、 λ_S はスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2 で示さ

れている「 V_s 」は、スプレイ領域体積として、 $V_{CV} \times (1-f)$ として考える。

上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出した。

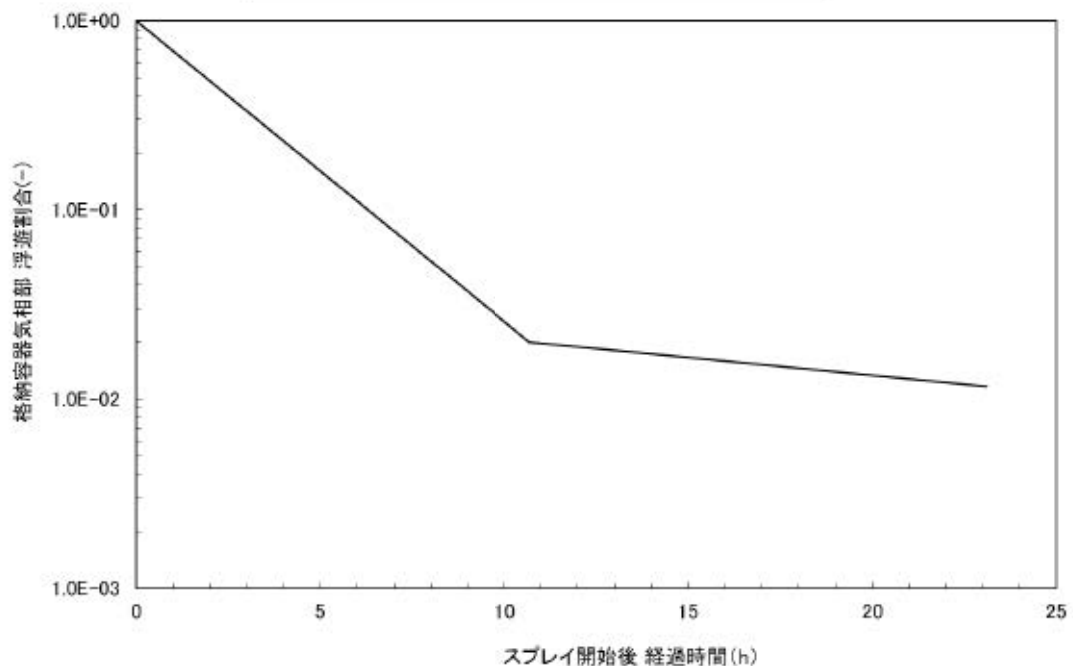
なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として第 1 表のように設定した。

また、第 1 表をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを第 1 図に示す。

第 1 表 エアロゾル除去速度

カットオフ DF	エアロゾル除去速度
DF < 50	0.36 (1/時)
DF ≥ 50	0.043 (1/時)



第 1 図 スプレイ除去効果のモデル

CSE データ ("Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971)

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	"	"	"	"	"	"
Drop MMD, μ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1950	1060	2020	2300
Spray solution	"	"	f	g	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 TG3, full cone.

^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.

^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

^dMass median diameter.

^e525 ppm boron as H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H₃BO₃ in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_s Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4, A-6 及び A-7 での "Particulate Iodine" の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて

エアロゾルの除去効果については、別紙に示される条件で実施された NUPEC 試験を基にスプレイ効率と液滴径の比として $E/D=7$ を用いている。

NUPEC 試験では、下記のとおり CV 自由体積及び代替スプレイ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、 $E/D=7$ の中に CV 内の流動の効果も加味されたものとなっている。

同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万KWe級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（最下段からのスプレイヘッダのみ；120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレイノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレイノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレイ時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレイ流量に関しては、AM時のスプレイ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。

そのため、 $E/D=7$ を評価に用い、更に非スプレイ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。

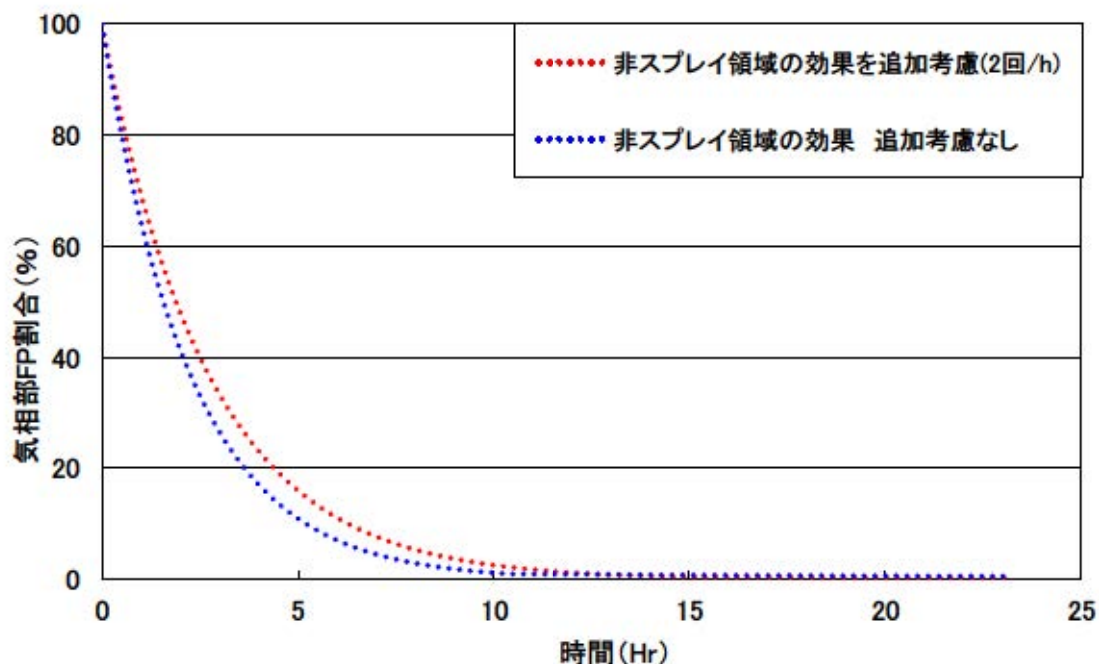


図 スプレイ除去効果の比較

(別紙) NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

	実機プラント	本試験	注記
対象シナリオ	AHF	同左	
対象プラント	PWR4ループ炉	同左	
CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877
CV高さ	20m	同左	
スプレイノズル個数	120	1	
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min	
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル	
ノズル出口径	10mm	1.2mm	
スプレイ液滴径	1500ミクロン (平均径)	1470ミクロン (平均径)	
散布形態	約10hr 連続	同左	
スプレイ水温	303K	同左	
スプレイ水質	中性	同左	
CV初期全圧	0.52MPa	同左	
水蒸気分圧	0.39MPa	同左	
Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用
CV初期温度	415K	同左	
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた
エアロゾル種類	CsI	同左	
CsI濃度	0.01g/m ³	同左	
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0
試験中のCsI供給	無し	同左	
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル (定格出力の0.7%)、試験は一定で供給
蒸気の状態	飽和蒸気	同左	
蒸気供給高さ	CV下部	同左	

原子炉格納容器漏えい率の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレー注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象にて使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$$

L	:	漏えい率
L_d	:	設計漏えい率
ΔP	:	原子炉格納容器内外差圧
ρ	:	原子炉格納容器内密度
d	:	添え字“ d ”は漏えい試験時の状態を表す
t	:	添え字“ t ”は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

- P : 原子炉格納容器内圧力
- P_{leak} : 漏えい口出口での圧力
- μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数
- k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比
- P_{atm} : 大気圧

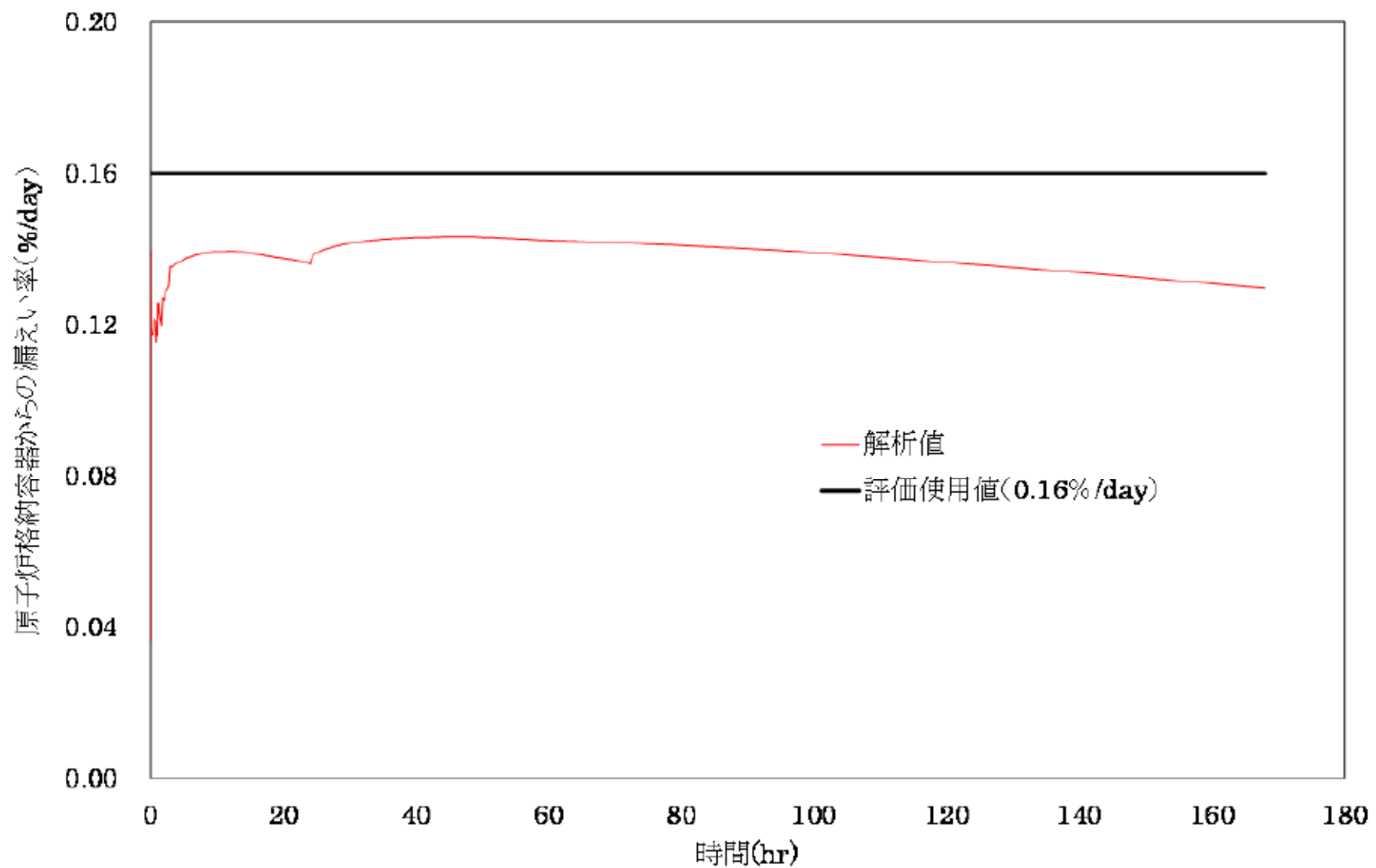
$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \frac{P_{atm}}{P_t}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

$$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \frac{P_{atm}}{P_d}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$$

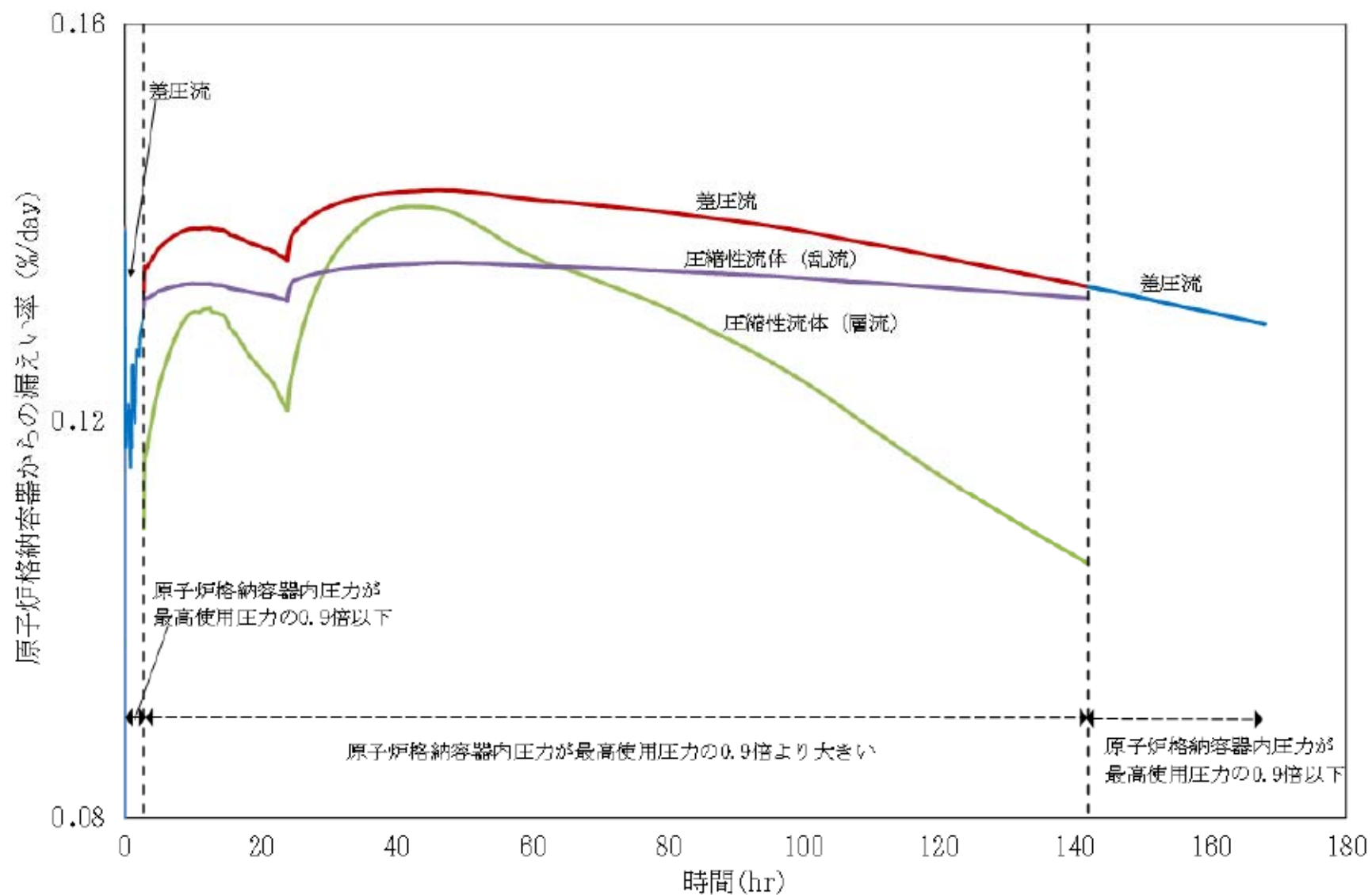
原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示し、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約 0.360 MPa [gage]）に対応した漏えい率（約 0.144%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中 0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率 0.16%に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約 0.40 MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。

なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。

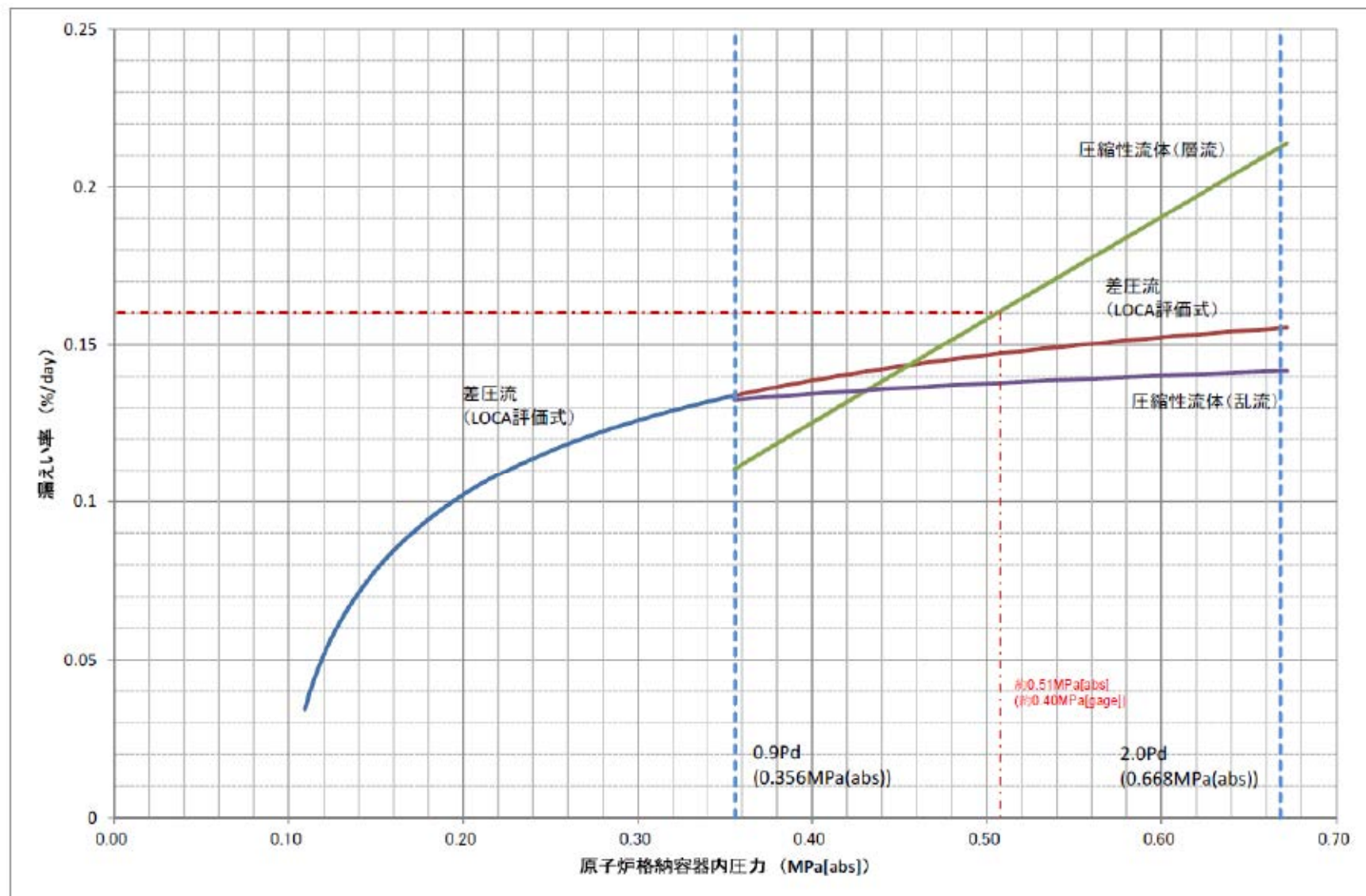


第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08 %/day~0.16 %/dayに拡大している

第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

アニュラス空気浄化設備 空気作動弁の開放手順の成立性について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において想定している、アニュラス全量排気弁代替空気（窒素）供給操作の成立性について、下記に示す。

1. 操作概要

全交流動力電源喪失時、炉心損傷時の被ばく低減のため、アニュラス空気浄化ファンを起動するための排気弁用供給空気の切替え操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名

想定時間（想定）：約 20 分

操作時間（模擬）：約 17 分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性

アクセス性：LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。
また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境：事故環境下における作業エリアの温度は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性：操作場所は通路付近にあり、容易に操作できる。

窒素ガスポンペを接続するフレキシブル配管は、カップラ接続であり容易かつ確実に接続できる。

連絡手段：通常時の通信手段として、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており、連続通話で約 6 時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



アニュラス排気ダンパ現場手動操作
(原子炉補助建屋 T. P. 40. 3m)



アニュラス全量排気弁操作用可搬型
窒素ガスポンペのカップラ接続
(原子炉補助建屋 T. P. 40. 3m)

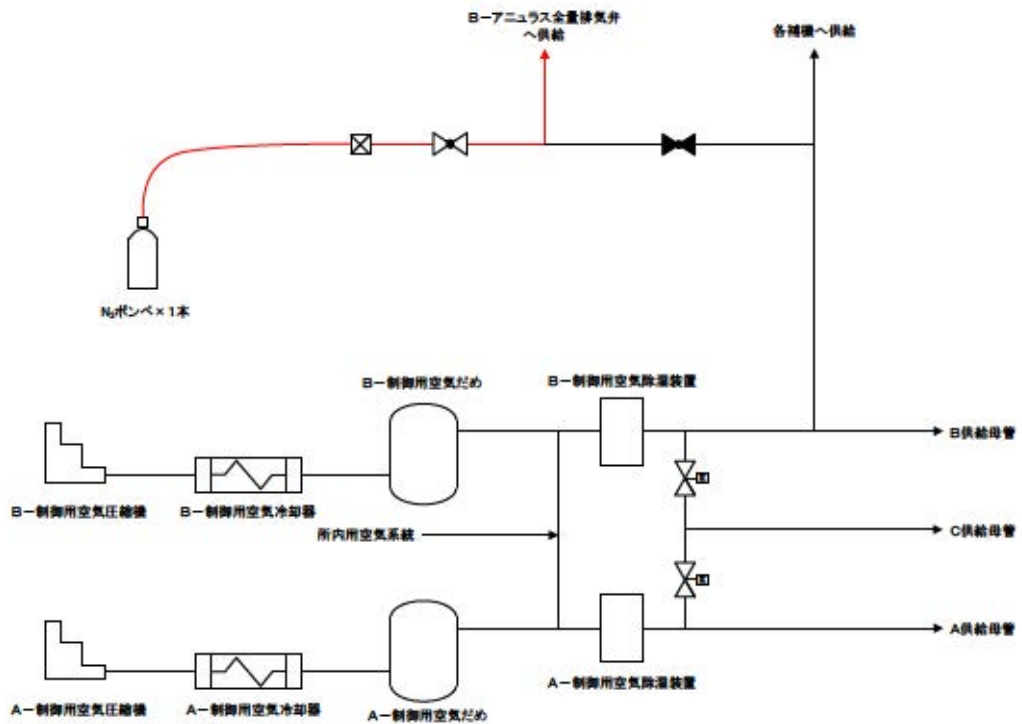


窒素供給操作 (バルブパネル操作)
(原子炉補助建屋 T. P. 40. 3m)



窒素供給操作 (系統側バルブ操作)
(原子炉補助建屋 T. P. 40. 3m)

(概略系統図)



フィルタ除去効率の設定について

1. 微粒子フィルタについて

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、中央制御室空調装置及びアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99 %を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が確保されていることを確認している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

(1) 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

泊発電所 3 号炉の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

b. 保持容量について

泊発電所 3 号炉の中央制御室空調装置の微粒子フィルタの保持容量は約 2.9 kg/2 枚（全 4 枚のうち上流側 2 枚）である。中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価で選定した評価事象において原子炉格納容器から放出され、中央制御室内に流入するエアロゾル量は約 30 mg である。

これは、安定核種も踏まえて、保守的にアニュラスフィルタによる除去効率を無視し、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全て大気中に放出されるとして評価したものである。また、漏えいした微粒子は全て地上から放出されるとして格納容器から中央制御室までの大気拡散（希釈効果）を考慮し、中央制御室内に侵入した微粒子は全量がフィルタに捕集されるものとした。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第 5 表及び第 1 図参照）

したがって、中央制御室空調装置の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

第 1 表 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	中央制御室空調装置
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 30 mg
保持容量	約 2.9 kg

(2) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

本評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150 °C 程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。

アニュラス内の温度は最高で 120 ℃程度までの上昇であるため、泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を大幅に上回ることはなく、性能が低下することはない。なお、フィルタに捕集された放射性物質の崩壊熱による温度上昇は 1 ℃程度であり、アニュラス内温度への影響は大きいものではない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

b. 保持容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9 kg/6 枚（全 12 枚のうち上流側 6 枚）である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9 kg である。

これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第 5 表及び第 2 図参照）

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

第 2 表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg
保持容量	約 8.9 kg

2. よう素フィルタについて

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、中央制御室空調装置及びアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95 %を用いている。上記のよう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

(1) 中央制御室空調装置のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

先のとおり、泊発電所 3 号炉の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3 号炉の中央制御室空調装置のよう素フィルタの吸着容量は、約 0.43 kg/10 枚である。中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価で選定した評価事象において原子炉格納容器から放出され、中央制御室内に流入するよう素量は約 25 mg 程度である。これは、「1. 微粒子フィルタについて (1) 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とし、中央制御室内に侵入したよう素は全量がよう素フィルタに捕集されるものとした。（第 5 表及び第 3 図参照）

したがって、中央制御室空調装置のよう素フィルタには、中央制御室内に流入する全てのよう素量でも十分に吸着できる容量があり、よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。

第 3 表 中央制御室空調装置のよう素フィルタ保持容量

よう素フィルタ	中央制御室空調装置
フィルタに捕集されるよう素量	約 25 mg
吸着容量	約 0.43 kg

(2) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率

として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4 kg/34 枚である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20 g である。

これは、「1. 微粒子フィルタについて (2) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである (安定核種も考慮)。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。(第 5 表及び第 4 図参照)

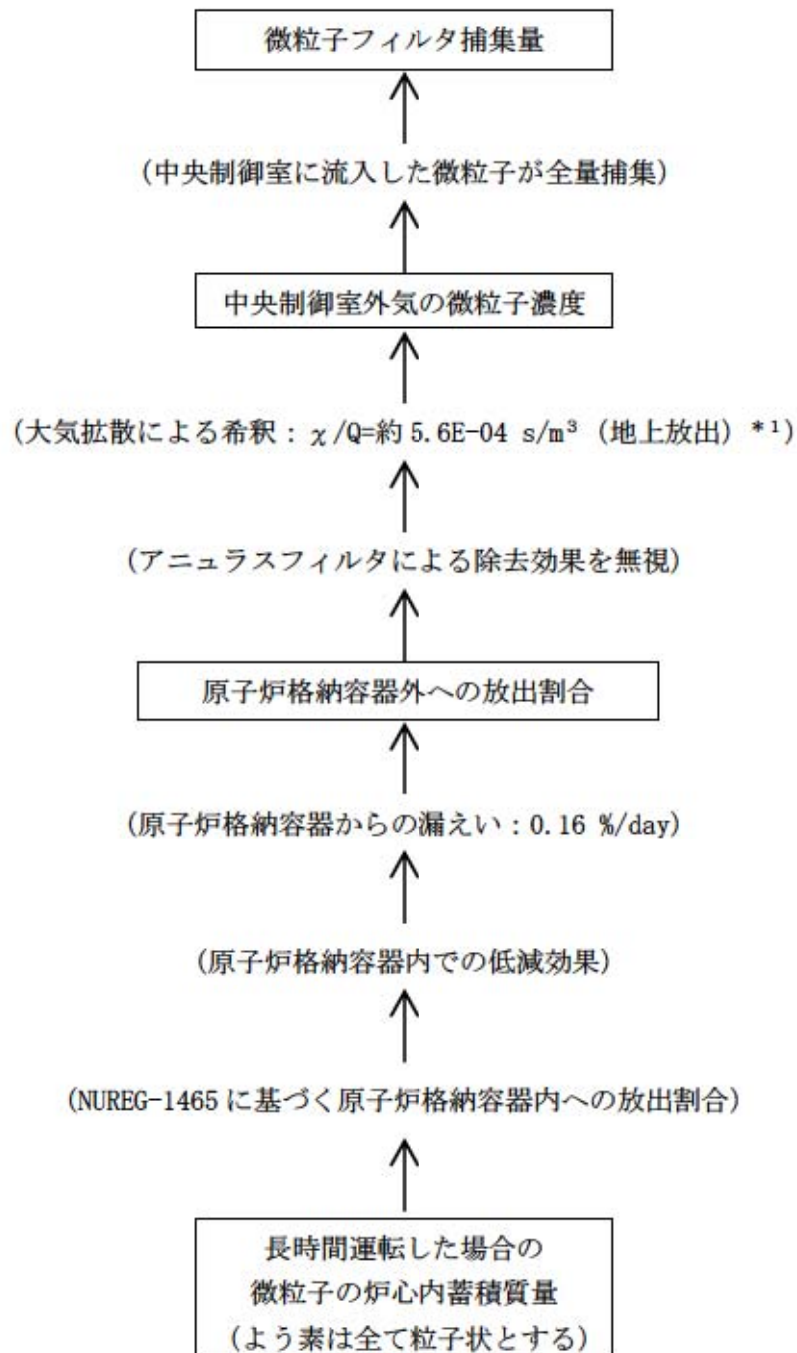
したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

第 4 表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量

よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g
吸着容量	約 1.4 kg

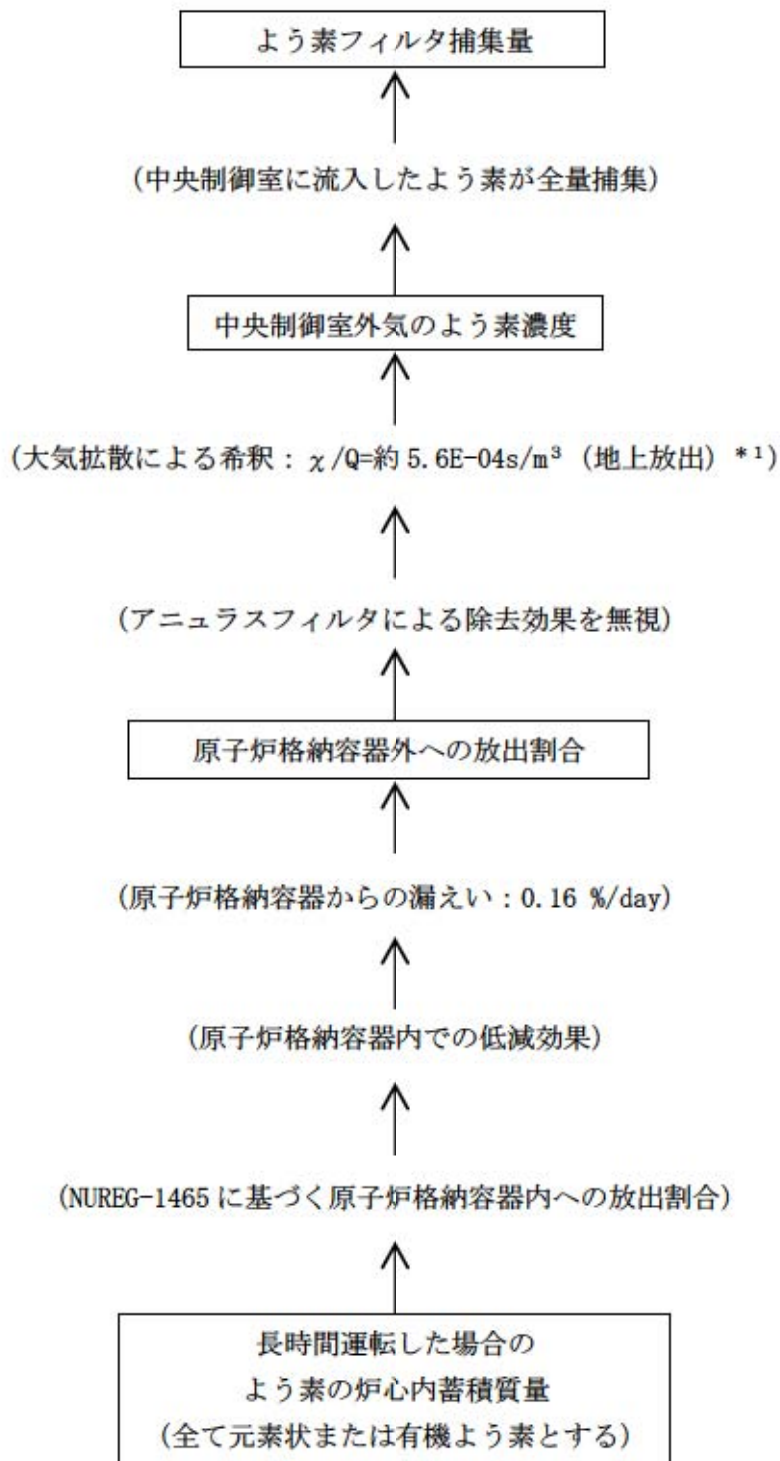
第 5 表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	2. 1E+01 (2. 0E+01)
Cs 類	3. 0E+02
Te 類	5. 0E+01
Ba 類	2. 1E+02
Ru 類	6. 9E+02
Ce 類	9. 4E+02
La 類	1. 0E+03
合計	3. 2E+03



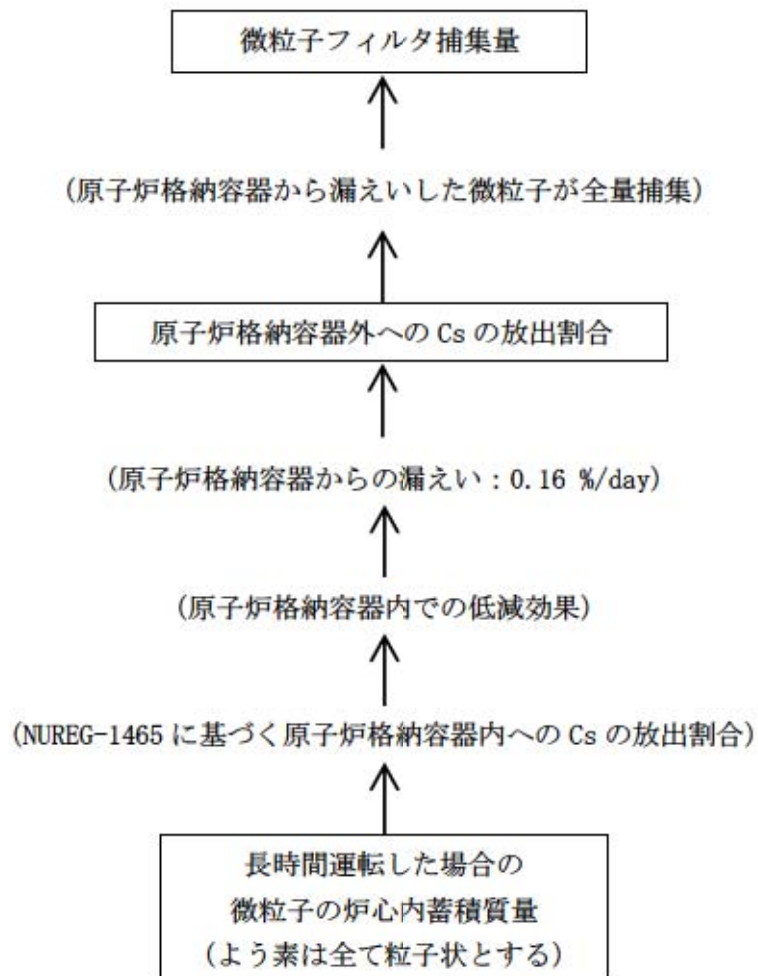
* 1 : 捕集量が多くなるように地上放出の x/Q で代表する

第 1 図 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

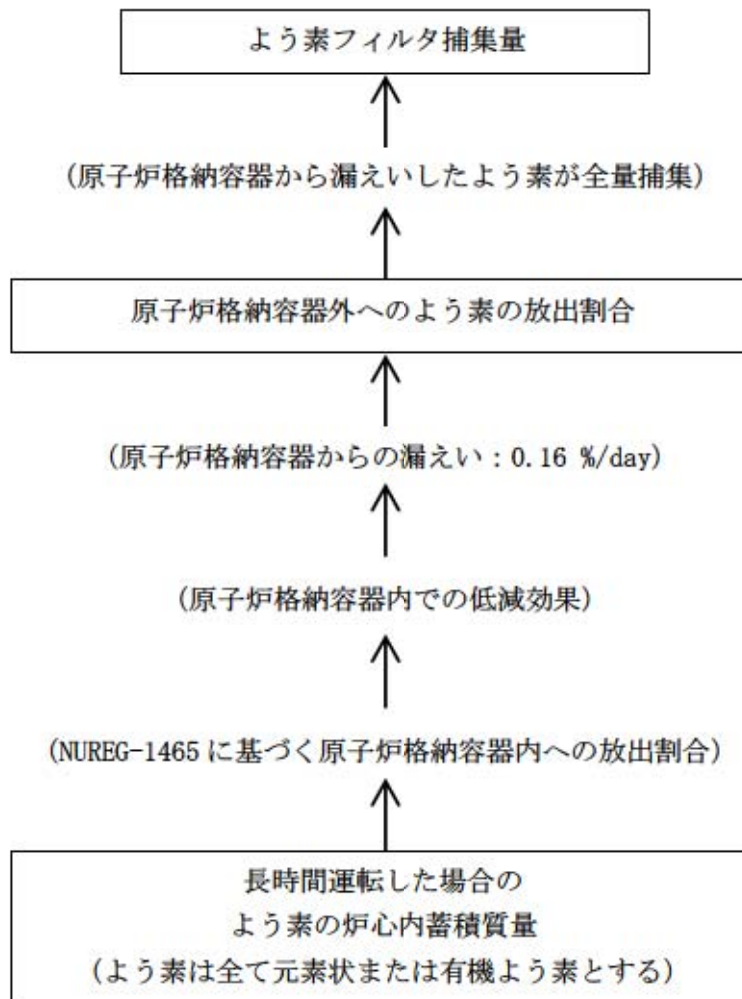


* 1 : 捕集量が多くなるように地上放出の χ/Q で代表する

第 2 図 中央制御室空調装置のよう素フィルタ捕集量評価の過程



第3図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



第4図 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について

(1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95 %以上）を満足することを確認している。

その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環系統ともに「温度：30 ℃，湿度：95 %RH」である。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

(2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、設置許可添付 6 に記載の月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値によると、最高値及び最低値はそれぞれ 25.6 ℃、-5.8 ℃である。

ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の設置許可添付 6 に記載の最高値及び最低値である、25.6 ℃、-6.1 ℃であった(統計期間 1981～2010 年)。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。

表 1 泊発電所周辺の温度状況（設置許可添付 6 抜粋）

泊発電所の最寄りの気象官署	寿都特別地域 気象観測所		小樽特別地域 気象観測所	
	8月	1月	8月	1月
最高気温月／最低気温月				
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.6 ℃	-4.7 ℃	25.6 ℃	-5.8 ℃

(3) 泊発電所の相対湿度状況について

2011年及び2012年の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。

横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95 %RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90 %RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。

従って、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95 %RHは年間通してほとんどなく、相対湿度90 %RH以上は年間最大4 %程度である。なお、2020年においても確認を行ったところ、相対湿度90 %RH以上となるのは年間11 %程度であった。



図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故時のアニュラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5 kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3000 m³/h^(注2)である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHとすると、重大事故時のアニュラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0 kPa、約0.92 kPa^(注3)となる。事故時のアニュラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。

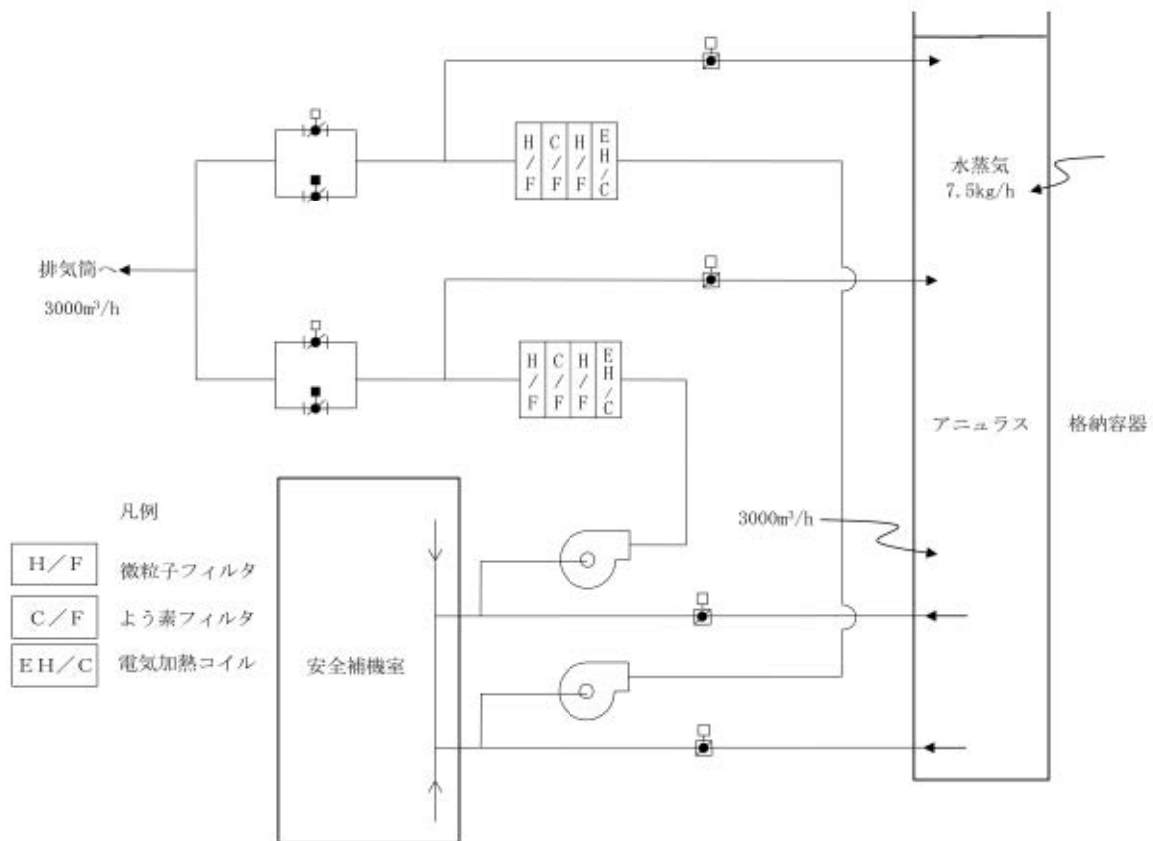


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

b. 中央制御室非常用循環系統

中央制御室非常用循環系統の系統構成は図3の通りであり、冷却コイルにより冷却（除湿）され、60 %RH以下に維持されるので、よう素フィルタの効率は確保できる。

海水系の機能喪失等により、冷却コイルによる冷却(除湿)ができない状況においては、電気計装盤、照明、ファン等の発熱により、中央制御室内は外気より温度が高くなるため、相対湿度は低くなる。従って、中央制御室内空気の相対湿度は95 %RHを上回ることはなく、よう素フィルタの効率は確保できる。例えば、中央制御室内での昇温が5 °Cの場合、外気温度25.6 °C、95 %RH 及び-6.1 °C、95 %RH時のよう素フィルタ入口相対湿度は、それぞれ73 %RH、63 %RHを下回る^(注5) こととなる。

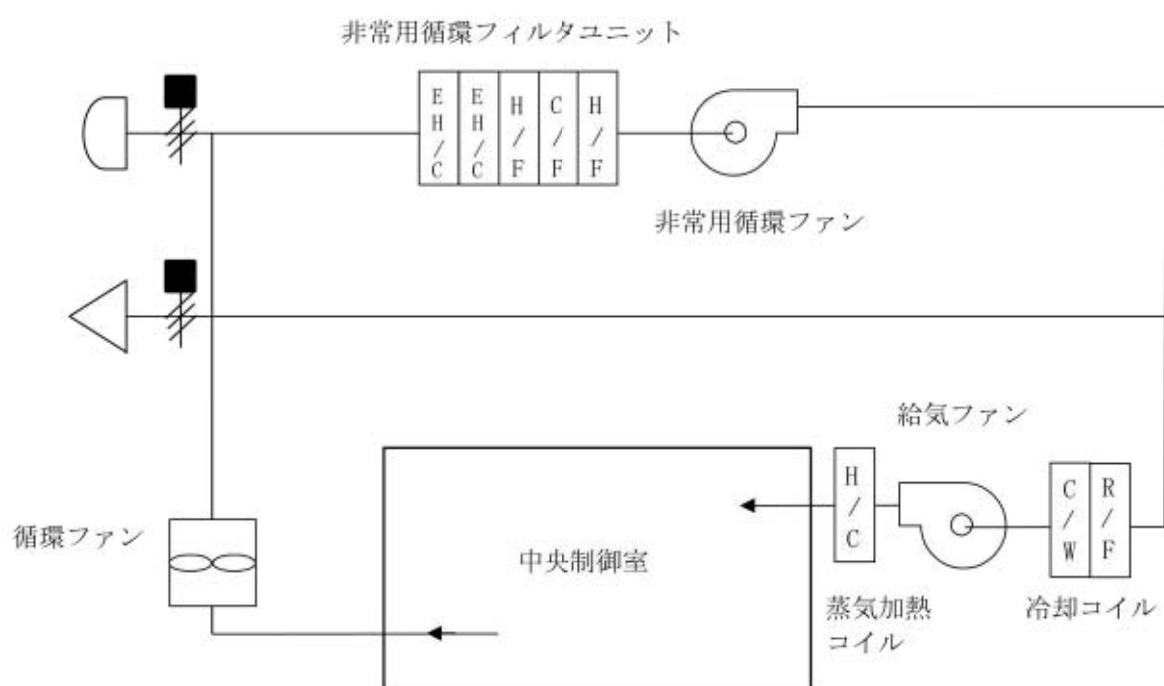


図3 中央制御室非常用循環系統 概略系統構成

(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112000 kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16 %/日としている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.6 °C、95 %RH及び-6.1 °C、95 %RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.6 °C, 95 %RH	-6.1 °C, 95 %RH
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³
空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $M_{o'} = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $M_o = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 ($M_{cv'}$)	7.5 kg/h	
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (M_{o'} + M_{cv'}) / M_o$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg
アニュラス内水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa

(注4) 事故時のアニュラス内温度を 40 °Cとすると、40 °Cの飽和水蒸気分圧は7.4 kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

$$25.6 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH時: } 4.0 \text{ kPa} / 7.4 \text{ kPa} \times 100 = 54.1 \text{ \%RH}$$

$$-6.1 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH時: } 0.92 \text{ kPa} / 7.4 \text{ kPa} \times 100 = 12.5 \text{ \%RH}$$

(注5) 25.6 °C、95 %RH及び-6.1 °C、95 %RHの水蒸気分圧は、それぞれ、3.2 kPa、0.35 kPaである。また、30.6 °C及び-1.1 °Cの飽和水蒸気分圧は、それぞれ、4.4 kPa、0.56 kPaであるから、中央制御室非常用循環フィルタユニット取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

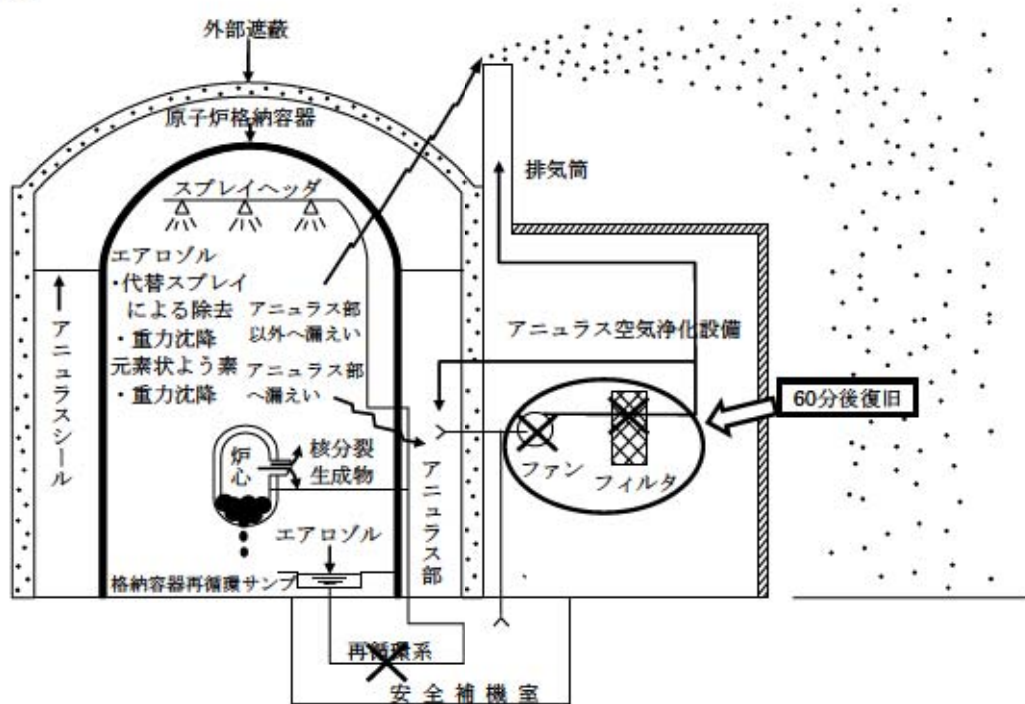
$$25.6 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH時: } 3.2 \text{ kPa} / 4.4 \text{ kPa} \times 100 = 72.8 \text{ \%RH}$$

$$-6.1 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH時: } 0.35 \text{ kPa} / 0.56 \text{ kPa} \times 100 = 62.5 \text{ \%RH}$$

大気中への放出放射エネルギーの推移グラフについて

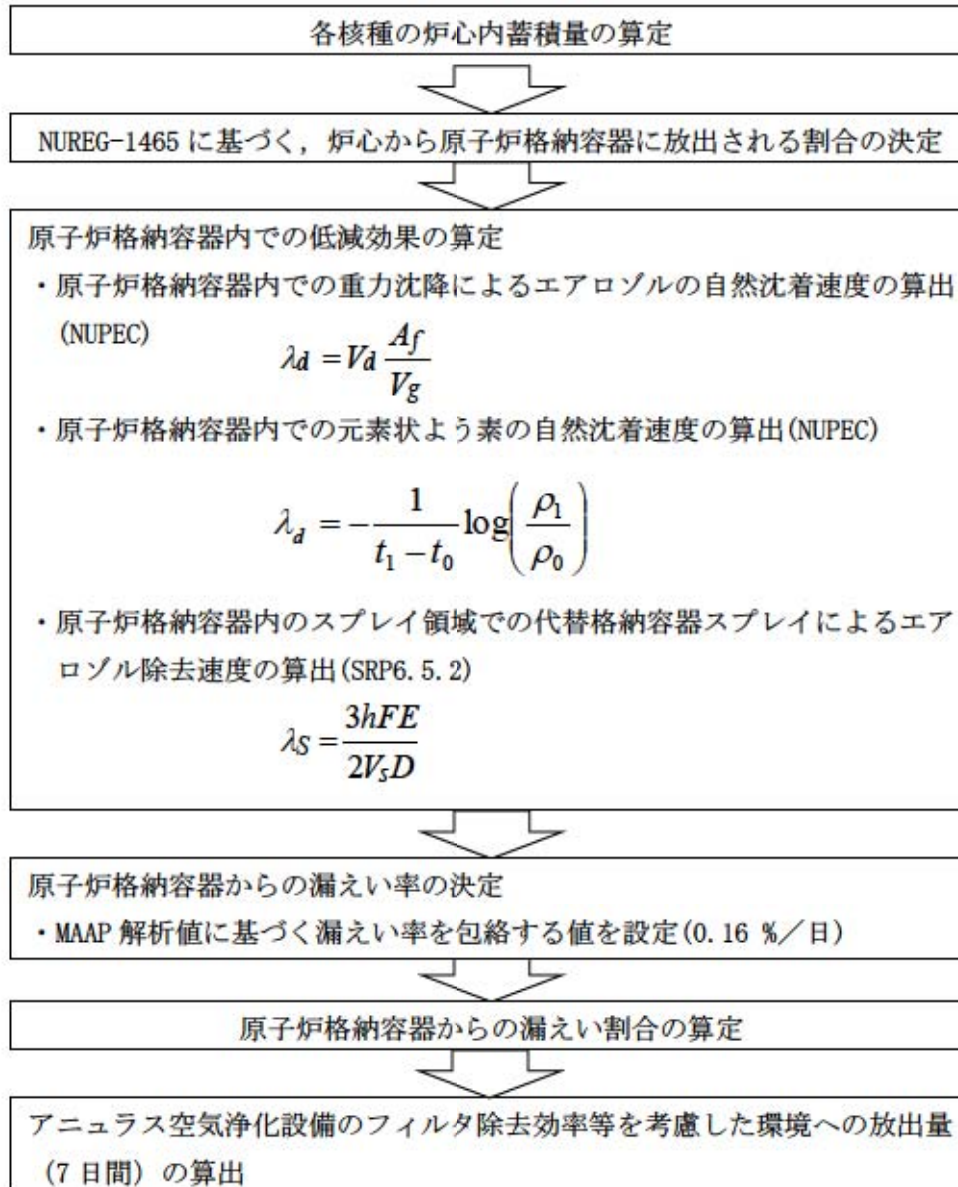
1. 大気中への放出放射エネルギー評価の概略について

評価イメージを第1図に、大気中への放出量算定の概略を第2図に、解析のクロノロジを第3図に示す。



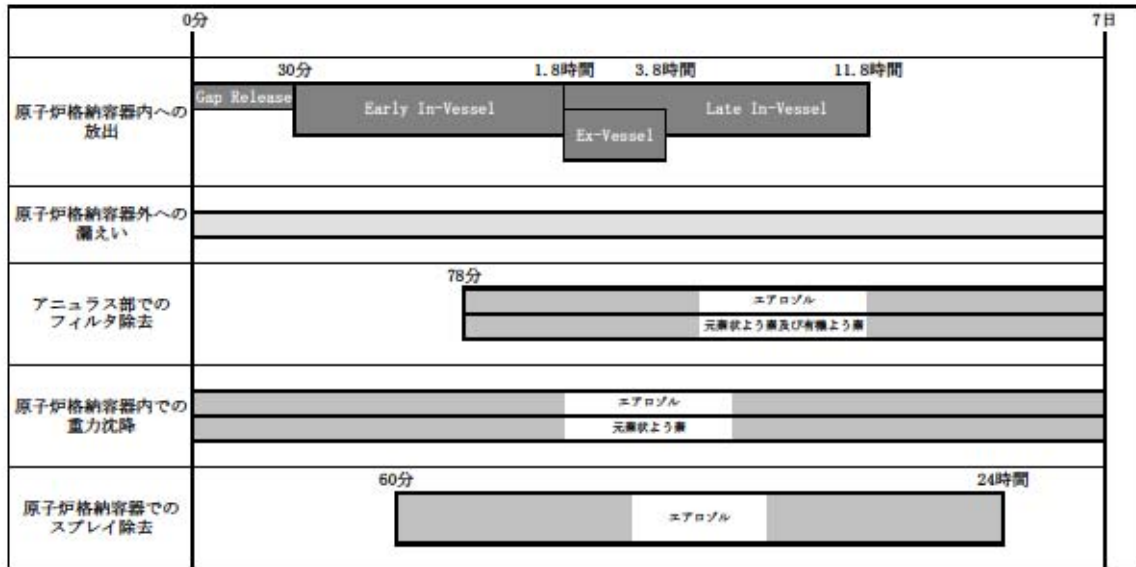
第1図 評価イメージ

第2図に示す過程にしたがって、大気中への放出放射エネルギーを算出する。炉心に蓄積した核分裂生成物は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら、格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の格納容器内圧の変化をもとに設定された格納容器からの漏えい率にしたがって漏えいし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、各核種の放出放射エネルギーの総量を算出する。



第2図 大気中への放出放射エネルギー算定の概略フロー

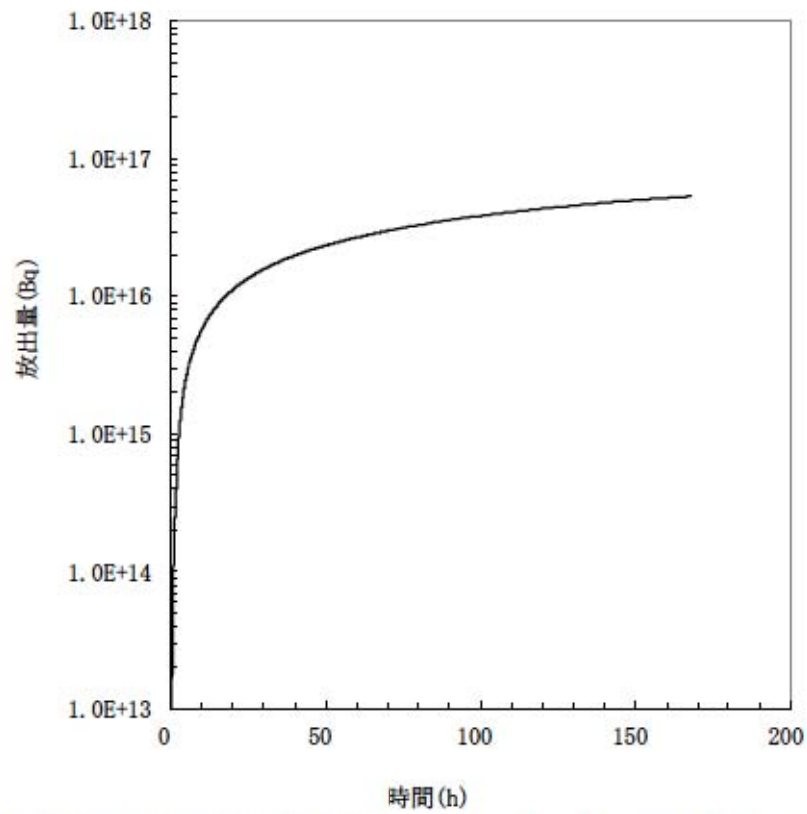
第3図は、放出放射エネルギー評価のクロノロジを示し、図に記載の時間は、その効果を考慮する時間である。



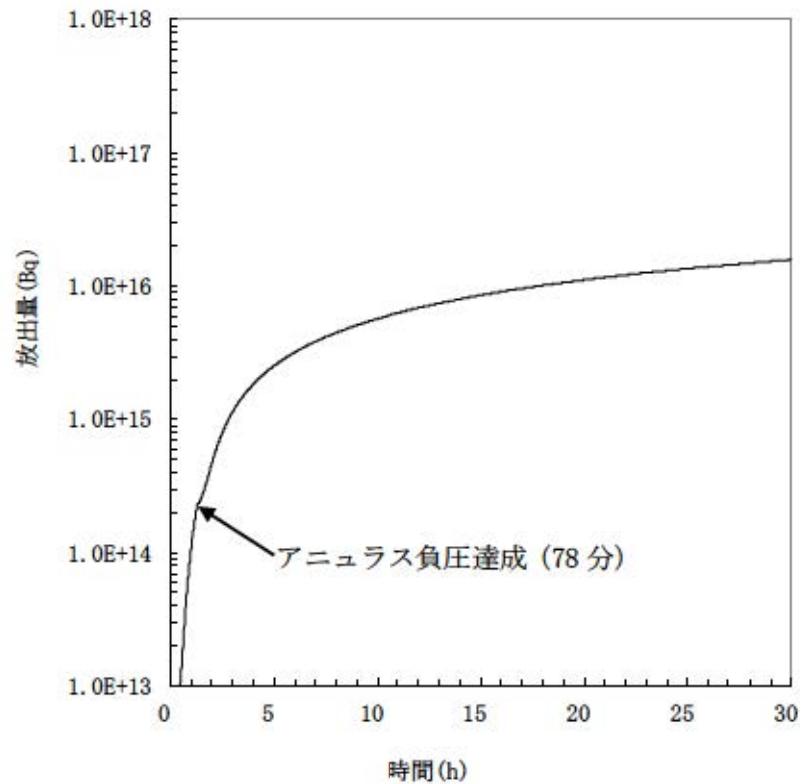
第3図 放出放射エネルギー評価のクロノロジ

2. 大気中への放出放射エネルギーの推移

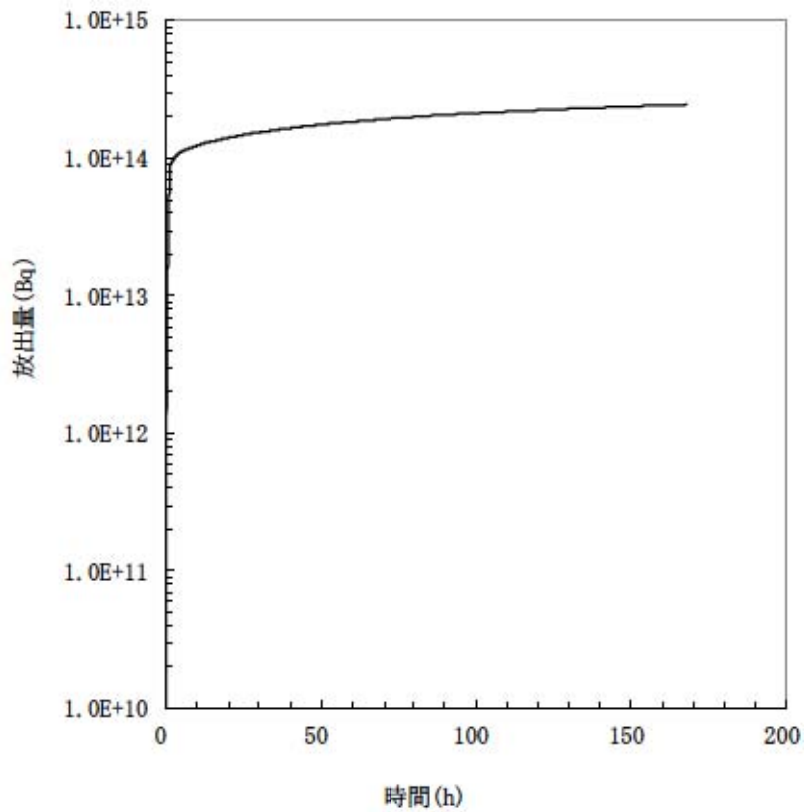
大気中への放出放射エネルギーの推移グラフを第4図～第6図に示す。



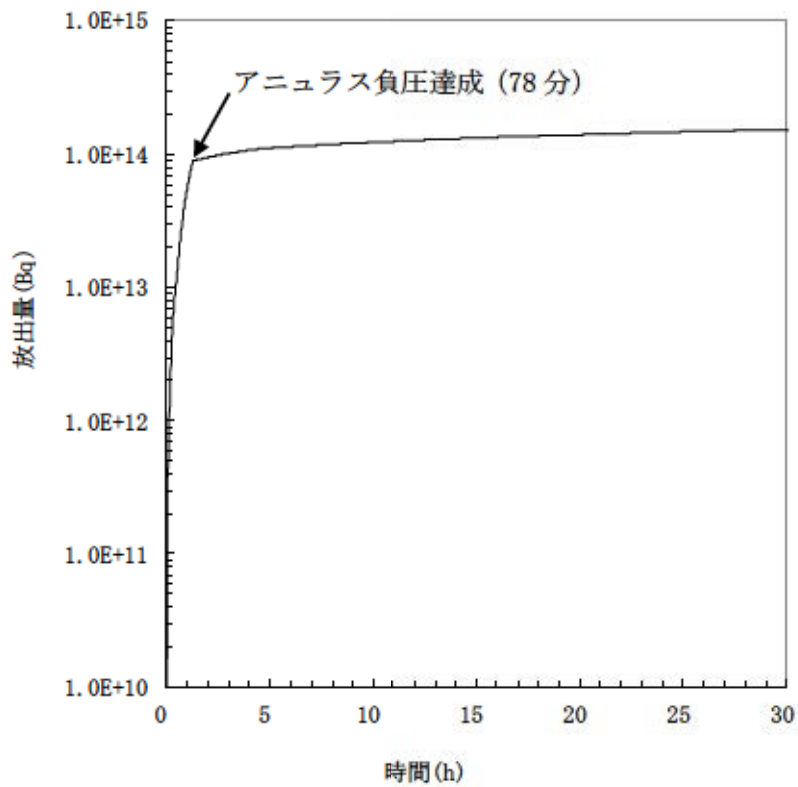
第 4-1 図 希ガス積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



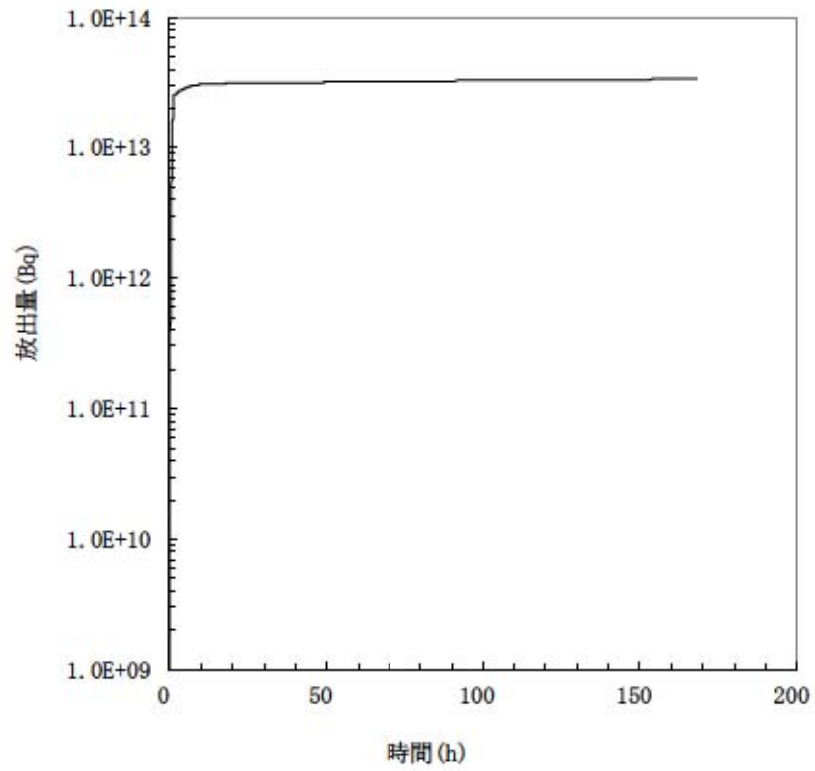
第 4-2 図 希ガス積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (30 時間)



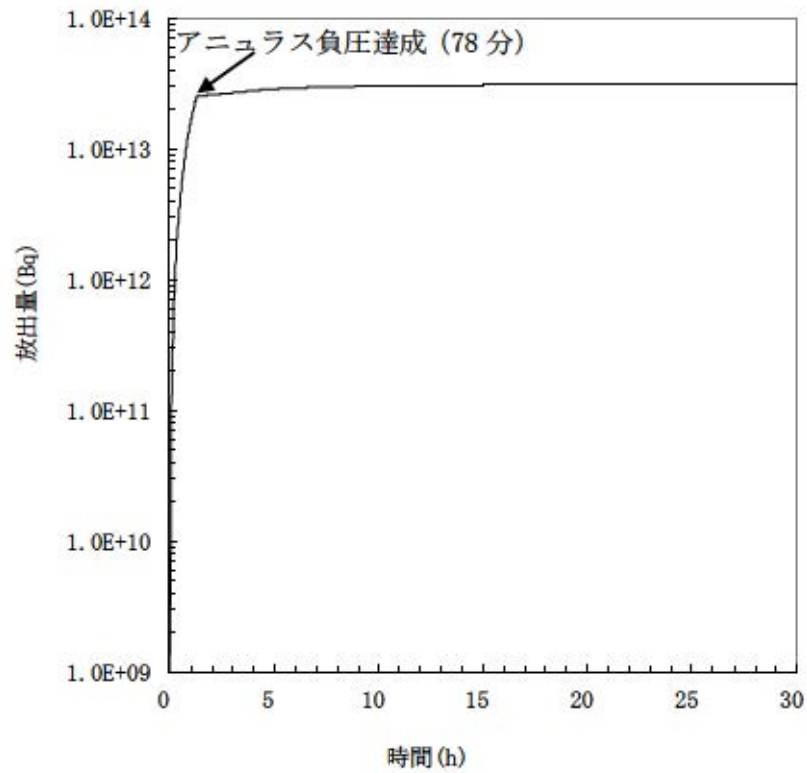
第5-1図 よう素積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移(7日間(168時間))



第5-2図 よう素積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移(30時間)



第 6-1 図 セシウム積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第6-2図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)

中央制御室の直接線，スカイシャイン線評価方法について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において，原子炉格納容器からの直接線，スカイシャイン線評価では，重大事故時等に原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物を線源としている。

このため，原子炉格納容器からの直接線，スカイシャイン線評価では，以下のとおりモデル化を行っている。

(1) 原子炉格納容器のモデル化

原子炉格納容器外部遮蔽の厚さは，ドーム部 [] 円筒部 [] であるが，線量計算では，安全側にマイナス側許容差を考慮してドーム部 [] 円筒部 [] の厚さでモデル化する。また，形状は原子炉格納容器自由体積及び内径を保存してモデル化し，直接線量を QAD コード，スカイシャイン線量を SCATTERING コードで計算している。

なお，原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。具体的には，原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部，円筒部に均一に分布しているものとしている。ただし，代替原子炉格納容器スプレイを使用するため，粒子状放射性物質の沈降が期待でき，これらは運転床レベル以下の自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。



原子炉格納容器モデル化概略図

(2) 中央制御室のモデル化

中央制御室は、原子炉建屋に隣接する原子炉補助建屋内に位置し、その外側には補助遮蔽、建屋外壁があるが、直接・スカイシャイン線量は様々な方向から原子炉補助建屋内に入射するため、方向により透過する壁が異なってくる。また、原子炉補助建屋内は多くの部屋で区画されており複雑な形状となっている事から、全体の線量寄与も小さいことを考慮して、線量計算では、安全側にこれら構造物の遮蔽効果を見逃し、中央制御室遮蔽のみ考慮する。

設計基準では、直接線量評価に SCATTERING コードを用いているが、重大事故時においては、より詳細な評価を実施する目的で、QAD コードにて直接線量評価を行っている。中央制御室遮蔽の厚さは、壁 天井 としてモデル化している。なお、中央制御室内の計算点は中央制御室中央の人の高さ（床 1.5 m）としている。



中央制御室モデル化概念図

(3) 直接線量評価に使用した評価コードについて

設計基準では、直接線量評価に SCATTERING コードを用いているが、重大事故対策においては、より詳細な評価を実施する目的で、QAD コードにて直接線量評価している。

QAD コード及び SCATTERING コードとも、ガンマ線の物質による減衰を考慮した直接線量評価する 3次元形状の遮蔽解析コードであり、計算手法は同一であるが、エネルギー群等が異なる。各コードの比較概要、使い分け及び各コードの概要をそれぞれ第 1 表～第 3 表に示す。

第 1 表 QAD コードと SCATTERING コードの概要比較

コード名 項目	QAD コード	SCATTERING コード
取り扱える体系	線源及び遮蔽体とも多様な計算体系 (立方体, 球体, 円筒体系等)	同左
エネルギー群	任意のエネルギー群数(今回は 14 群)	同左 (今回は 5 群)

第 2 表 QAD コードの概要

コード名 項目	QAD-CGGP2R
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び日本原子力研究開発機構
開発時期	2001 年 (初版開発時期 1967 年)
バージョン	1.04
コードの概要	<p>(汎用コード)</p> <p>本計算機コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分法計算機コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所が ICRP1990 年勧告の国内関連法令・規制への取り入れに合わせて、実効線量率等を計算できるように改良したバージョンである。</p> <p>本計算機コードは、線源及び遮蔽体を直方体、円筒、球などの三次元形状で模擬した計算体系でガンマ線の実効線量率及び空気カーマ率等を計算することができる。</p>

第3表 SCATTERING コードの概要

項目 \ コード名	SCATTERING
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び三菱重工業（株）
開発時期	2002年（初版開発時期 1974年）
使用したバージョン	90m
コードの概要	<p>（非公開メーカーコード）</p> <p>スカイシャイン線量の解析コードであり、ガンマ線が空気中で散乱を受けた後、観測点に到達する散乱線量（スカイシャイン線量）を計算する。</p>

中央制御室空調装置の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ
強制開放手順の成立性について

中央制御室空調装置の閉回路循環運転時の空気作動ダンパ開放手順

1. 操作概要

全交流動力電源喪失時において、炉心損傷時の中央制御室における被ばく低減を目的として中央制御室空調装置の閉回路循環運転を行う。この循環運転を実施するためには、空気作動ダンパを強制的に開放する必要があるため、次の操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数	: 2名
操作時間 (想定)	: 35分
操作時間 (模擬)	: 29分 (移動, 放射線防護具着用含む)

3. 操作の成立性

アクセス性:

LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。
また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、ダンパ開処置作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を用いることから事故環境下においても作業できる。
汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性 : ダンパ開処置作業は、ミニチュア弁操作と連結シャフトを開側へ回す作業のみであり、容易に実施可能である。

連絡手段 : 通常時の通信手段として、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末 (PHS) を携行しており、連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



ダンパ全景
(原子炉補助建屋T.P. 24.8 m)
(開操作対象ダンパの一例)



- ① 原子炉補助建屋T.P. 24.8 mへ移動し、作業準備を行う。
- ② 対象ダンパの駆動用制御用空気ミニチュア弁を閉止する。



- ③ ダンパオペレータの連結シャフトの止めネジを緩める。
- ④ 連結シャフトを開方向へ操作する。
- ⑤ 開状態を保持したまま止めネジを締め付ける。

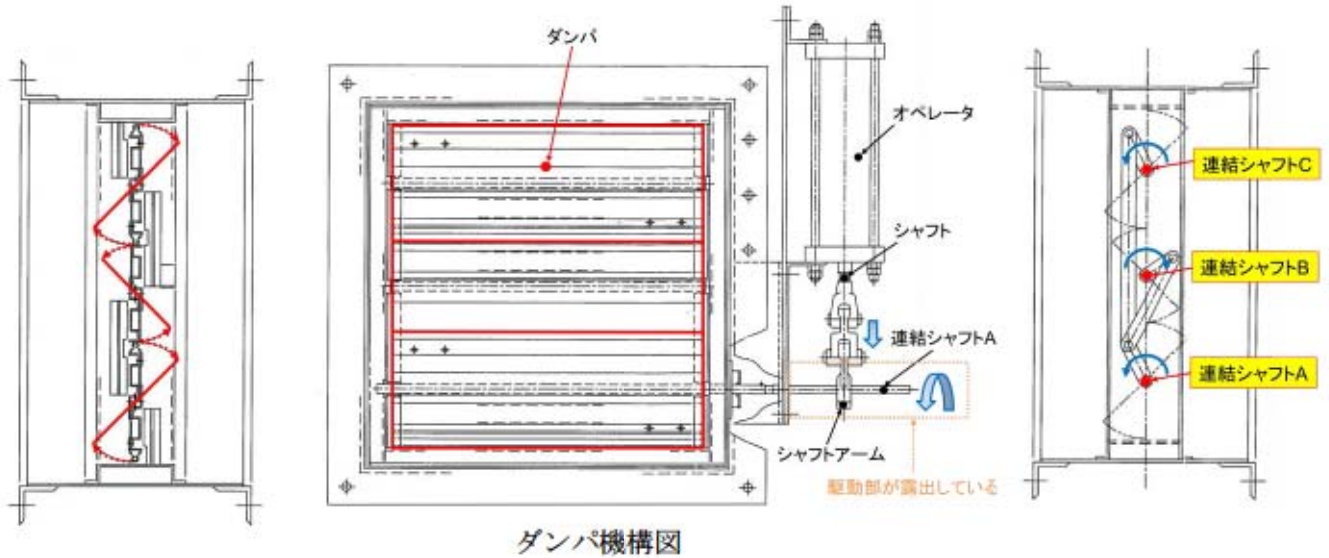


(空気作動ダンパ開作業イメージ)

空気作動ダンパを強制的に開放する手順について

1. ダンパの開処置方法

ダンパは、駆動部が露出しているため、止めネジを緩めることで手動によりダンパを直接回転させることによりダンパ開とする。



ダンパ機構図

2. 操作方法

- (1) 動作しないオペレータの拘束をフリーにするため、シャフトアームと連結シャフト A の連結を緩める。
- (2) 連結シャフト A を手動で回す。(連結シャフト B, C に回転力が伝達しダンパ開)
- (3) シャフトアームと連結シャフト A の連結を締める。(ダンパ開維持)



ダンパ駆動部模式図

ダンパ駆動部写真

マスクによる防護係数について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクの防護係数として50を使用している。

1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発0412第1号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると、「200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：平成25年7月8日）抜粋

第三十八条 事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下、基発第0412第1号（平成25年4月12日）抜粋

キ 保護具（第38条関係）

① 第1項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。

	放射能濃度 200万 Bq/kg 超	放射能濃度 50万 Bq/kg 超 200万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 超の場所における作業）	捕集効率 99.9% 以上（全面型）	捕集効率 95% 以上	捕集効率 80% 以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 以下の場所における作業）	捕集効率 95% 以上	捕集効率 80% 以上	捕集効率 80% 以上

- ② 防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2. マスクメーカーによる除染係数検査結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除染係数を算出したものである。その結果は、 $\geq 1,200$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタ透過率は0.083%以下）

なお、吸収缶の除染係数については10時間後において顕著な低下傾向は確認されないことから、運転員の最長勤務時間（14時間10分）においても、十分な除染係数を有していると考えられる。

第1表 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RIのDF値

DF値		入口濃度	試験流量	温湿度
4時間後	10時間後	(Bq/cm ³)	(L/min)	
$\geq 230,000$	113,000	9.5×10^{-2}	20	30°C・95%RH
$\geq 1,200$	$\geq 2,700$	7.6×10^{-5}		

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を試験しており、最大でも0.01%であった。この漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約1,000であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数 (PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率}(\%) + \text{フィルタ透過率}(\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1,000 \end{aligned}$$

3. 泊発電所におけるマスク着用について

マスクの防護係数については、着用者の熟練度に依存して大きく変化するといわれている。泊発電所では定期的に教育・訓練し、また、定期検査作業時の着用経験があることから、マスク着用に習熟している者が多い。また、中央制御室においてマスクの着用が必要となった場合は、放射線管理の専門家がマスク着用の助勢、指導をすることから、確実なマスクの着用がなされるものと考えられる。

今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について

運転員は直交替により順次入れ替わるため、事故発生時に中央制御室内の放射性物質濃度が高い場合は、中央制御室内で飲食せず、直交替によって退域した際又は緊急時対策所に移動して飲食することが可能であるが、仮に、運転員が中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について概略評価を行った。

評価では、中央制御室内の放射性物質濃度が高い事故発生後 7 時間まではマスクは外さないものとする。

事故後 7 時間～168 時間の間でのマスクを考慮しない場合とマスクを考慮した場合の線量の差から、飲食等のためマスクを外す時間を 1 時間と仮定すると、吸入による内部被ばくの影響は約 0.1 mSv となり、仮に運転員が飲食等のためにマスクを外したとしても、その影響は小さいと考える。

第 1 表 吸入による内部被ばく線量

吸入による内部被ばく線量	中央制御室滞在時の内部被ばく線量
① 7 時間以降マスクなしの場合	約 1.4×10^1 mSv
② 168 時間 (7 日間) マスクありの場合	約 1.1×10^0 mSv
①-② 7 時間～168 時間中のマスクを外した場合の影響	約 1.3×10^1 mSv
③ 1 時間マスクを外した場合の内部被ばくの影響	約 0.1 mSv

中央制御室のグランドシャイン線量の評価方法について

1. 入退域時のグランドシャイン線量評価について

中央制御室入退域時の運転員に対するグランドシャイン線量評価は、第1表に示す評価点に対して、以下のとおり評価している。

(1) 地表沈着量

地表沈着量は、次式にて算出する。

$$AG_i(t) = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - \exp(-\lambda_i \cdot t))$$

..... (1)

VG_i : 時刻 t , 核種 i の沈着速度 (m/s)

(χ/Q) : 時刻 t の相対濃度 (s/m^3)

Q_i : 時刻 t , 核種 i の放射性物質の放出率 (Bq/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

(2) 地表沈着物からの γ 線による外部被ばくの計算

グランドシャイン線量率は、次式にて算出する。

$$DG_i(t) = KG_i \cdot AG_i(t) \cdot 3600$$

..... (2)

$DG_i(t)$: 時刻 t , 核種 i に関するグランドシャイン線量率 (Sv/h)

KG_i : 地表沈着核種 i からの実効線量換算係数 (Sv/s)/(Bq/m²)

$AG_i(t)$: 時刻 t , 核種 i の放射性物質の地表沈着量 (Bq/m²)

積算被ばく線量は、式(2)を対象期間 T (h)で積分し、次式で算出する。

$$DDG_i = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \cdot KG_i}{\lambda_i} \cdot \left(T \cdot 3600 - \frac{1 - \exp(-\lambda_i \cdot T \cdot 3600)}{\lambda_i} \right)$$

..... (3)

核種合計のグランドシャイン線量は、次式で計算する。

$$DDG = \sum_i DDG_i$$

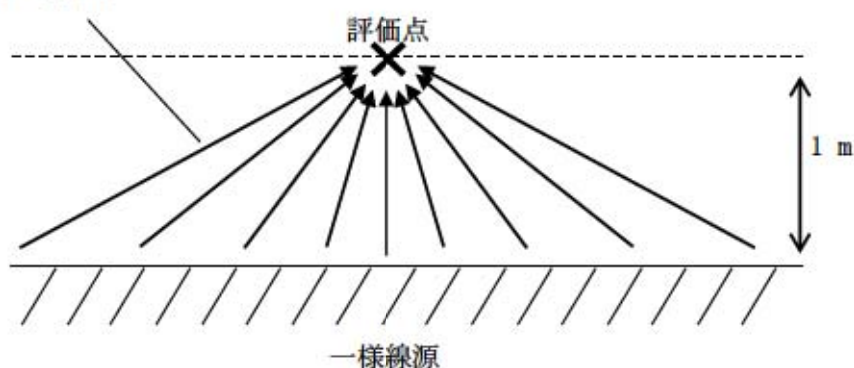
..... (4)

DDG : 核種合計の積算グランドシャイン線量 (Sv)

DDG_i : 核種 i の積算グランドシャイン線量 (Sv)

実効線量換算係数は、NUREG/CR-4551 を参照し設定したものである。ここでの、計算モデルはサブマージョンモデル（大きな領域の中で放射能の均質分布を仮定し、その中心における被ばくを仮定するモデル）を適用しており、一様線源を仮定し、評価点は地上 1 m としている。線量換算係数計算モデルの概念図を第 1 図に示す。

地表沈着した放射性物質の γ 線
による線量率を算出



第 1 図 線量換算係数計算モデルの概念図

第 1 表 入退域時の評価点

評価点	CV 中心からの距離 (m)	EL (m)
出入管理建屋入口	120	
中央制御室入口	55	

2. 中央制御室内でのグランドシャイン線量評価について

中央制御室は、原子炉建屋に隣接する原子炉補助建屋内に位置し、中央制御室内に影響する可能性のあるグランドシャイン線量は、原子炉補助建屋等の屋上や周辺の地表面に沈着した放射性物質によるものと考えられ、建屋内構造壁・床・天井及び建屋外壁・屋上の遮蔽効果が得られる。




グランドシャイン線量の評価条件比較表を第2表に示す。

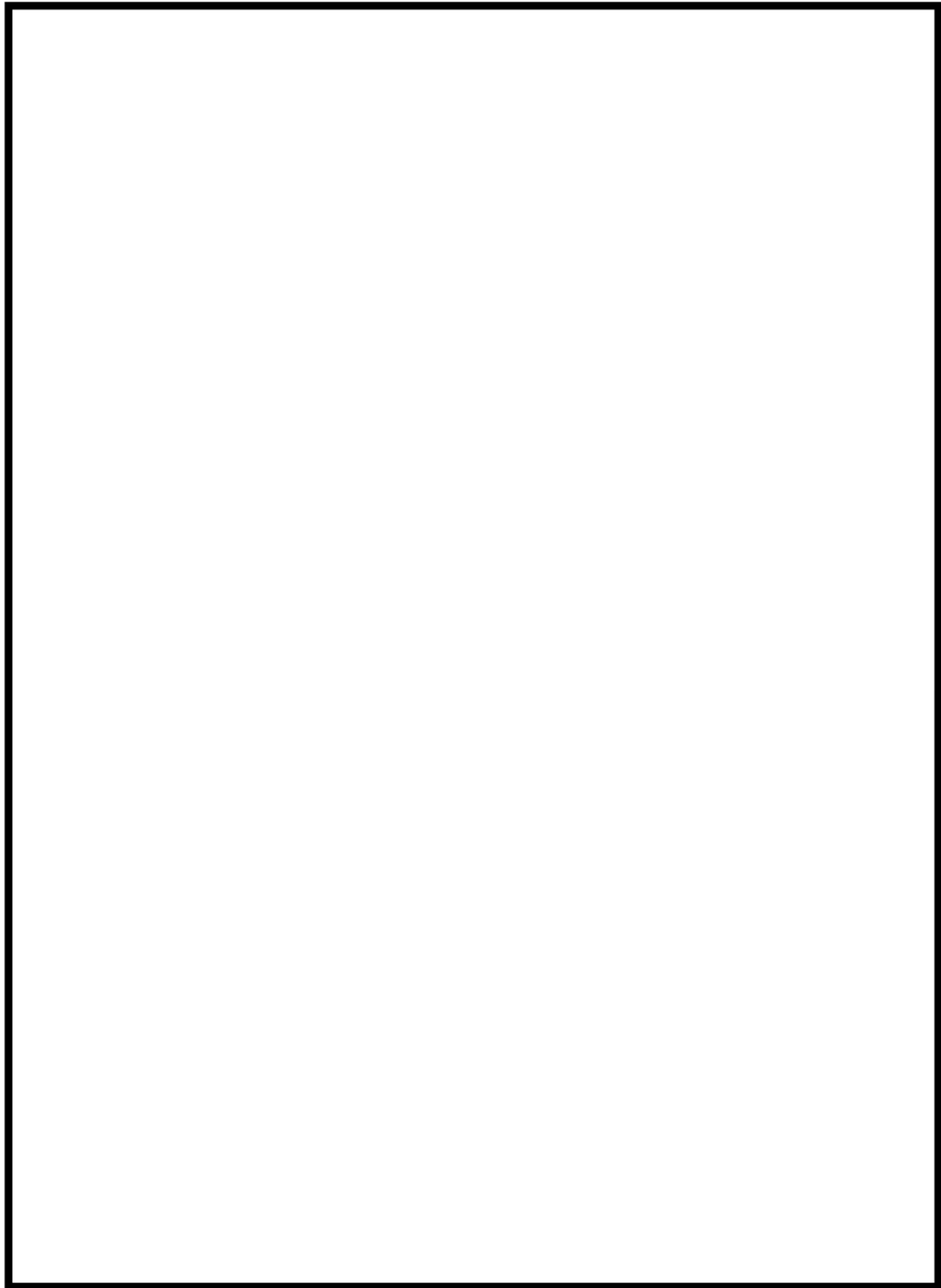
地表面に沈着した放射性物質からのグランドシャイン線量は中央制御室側壁 [] に加えて、建屋内の構造壁等の遮蔽効果（計 [] 以上）が得られることから、 [] の遮蔽効果を考慮した屋上面からのグランドシャイン線量よりさらに3桁程度小さな値となると考えられる。したがって、屋上面線源からの寄与が支配的であることから、屋上面線源からのグランドシャイン線量（約 9.5×10^{-4} mSv）で代表して評価した。

なお、第3表にマスク着用を考慮した中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく線量結果を示すが、室内作業時の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線量としてクラウドシャインの線量を記載しているが、約 1.2×10^{-2} mSv となる。したがって、室内作業時の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について、グランドシャイン線量は有意な線量とならない。

屋上面に沈着した放射性物質からのグランドシャイン線量の評価モデルを第3図に示す。屋上から中央制御室までは距離が離れているが、この距離による減衰効果も無視した保守的な評価モデルとしている。また、評価点の水平方向位置についても保守的に線源面の中心とした評価モデルとしている。

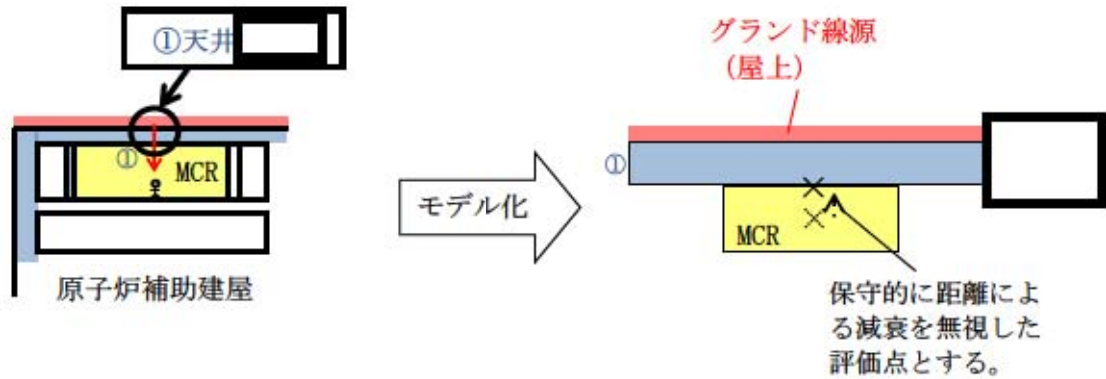
第2表 屋上からと地表面からのグランドシャイン線量の評価条件比較表
(中央制御室)

	経路		評価条件設定の考え方	
	屋上面線源から	地表面線源から	屋上面線源からの条件設定の考え方	地表面線源からの寄与
遮蔽厚			評価条件として考慮する遮蔽壁は、評価点までの遮蔽厚が最小となる経路で設定。	地表面からの線源と屋上からの線源では、有意な遮蔽厚に  以上の差。 【地表面線源の寄与： 1/1,000 倍以下】
線源から評価点までの最短距離	約 7 m	約 17 m	屋上线源から評価点までの最短距離は約 7m。	地表面からは最短で約 17 m 離れており、遠方の線源だと距離が更に離れるが、地表面からの線量を保守的に見積もるために、地表面線源の寄与を同程度とした。 【地表面線源の寄与： 同程度】
<p>総評：</p> <p>地表面線源の寄与は屋上面線源からの寄与の約 0.1 % ($100 \% \times 0.001 = 0.1 \%$) であり、屋上面線源からの寄与が支配的であることから、屋上面線源からのグランドシャイン線量 (約 9.5×10^{-4} mSv) で代表して評価した。</p>				

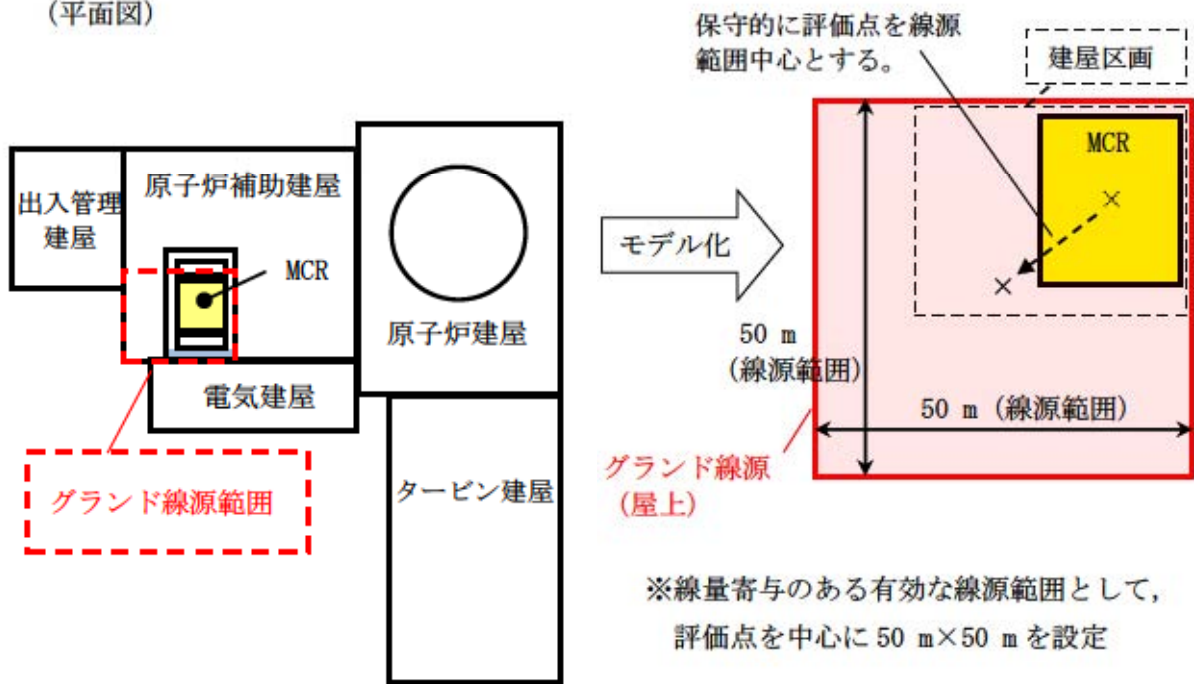


第 2 図 屋上及び地表面からのグランドシャインに考慮できる遮蔽厚

(断面図)



(平面図)



第3図 グランドシャイン評価における計算モデルの概要図

第3表 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
—マスク着用—

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) *1		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内 作業時	①原子炉建屋からのガンマ線 による中央制御室での被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性 物質による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	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	約 1.1×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
入退 域時	④原子炉建屋の放射性物質か らのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性 物質による被ばく	約 1.3×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.4×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1	約 7.9×10^{-2}	約 1.2×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 13	約 1.1	約 15^{*2}

*1 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

*2 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

(1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²]

V_{gd} : 沈着速度 [m/s]

χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

(2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告*より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$$

D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²]

Λ : 洗浄係数 [1/s]

$\chi / Q(z)$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]

ここで、 $\chi/Q_{(z)}$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (3)$$

Σz : 鉛直拡散幅[m]

χ/Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m^3] (地上放出時の軸上濃度)

* Chamberlain, A. C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (4)$$

A : 単位時間あたりの地表沈着率 [$1/m^2$]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率(すなわち χ/Q の97%積算値×沈着速度)との比を(5)式のようにとると、第1表～第2表のとおり、約1.2～1.3倍であった。地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については添付1に示す。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

()_{97%} : 年間の97%積算値

χ/Q_{0t} : 時刻 t の地上の相対濃度 [s/m^3] (地上放出時の軸上濃度)

第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(中央制御室入口)

累積出現頻度 97 %値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 5.7×10^{-4}
	① 乾性沈着率 ($1/m^2$)	約 1.7×10^{-6}
累積出現頻度 97 %値	② 地表面沈着率 ($1/m^2$) (乾性+湿性)	約 2.2×10^{-6}
	降雨量(mm/h)	2
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.3

第2表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価（出入管理建屋入口）

累積出現頻度 97 %値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 3.8×10^{-4}
	① 乾性沈着 ($1/m^2$)	約 1.1×10^{-6}
累積出現頻度 97 %値	② 地表面沈着率 ($1/m^2$) (乾性+湿性)	約 1.4×10^{-6}
	降雨量 (mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.2

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 χ/Q 97 %積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4 倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の 4 倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、参考として出入管理建屋入口における地表沈着率の算出に使用する降雨量を、保守的な想定として年間 97%積算値の降雨があったものと仮定した場合の同評価結果を添付 2 に示す。また、評価に使用するパラメータを第 3 表に示す。

第3表 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{gd}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1 時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m^2) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8} (s^{-1})$ Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）
気象条件	1997 年	1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 時間ごとの風向、風速、降水量を使用

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度 0.3 cm/s は NUREG/CR-4551 (参考文献 1) に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では $0.5 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (添付 3 参照) から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slimm の検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3 cm/s 程度である。

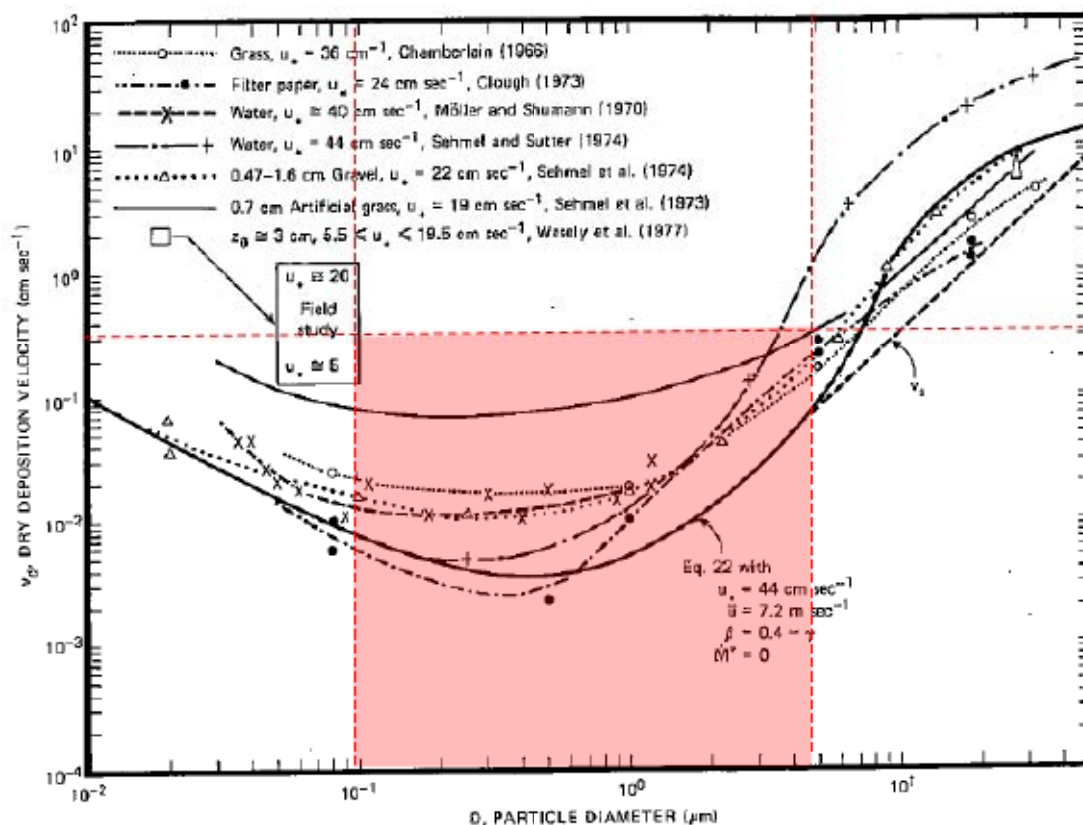


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁵⁻²⁴ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度 (参考文献 2)

また、中央制御室における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。

①格納容器内での沈着による除去過程

格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5 \mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書（参考文献 3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1 \mu\text{m}$ の場合に比べ 25 倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15 \mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97 %以上）を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15 \mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれにより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5 \mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15 \mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

このため、中央制御室の被ばく評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕獲される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、 $5 \mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕獲され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1 \mu\text{m}$ ～ $5 \mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、居住性評価における乾性沈着速度として 0.3 cm/s を適用できると考えている。

参考文献 1

J. L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

参考文献 2

W. G. N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No. 2, 1978

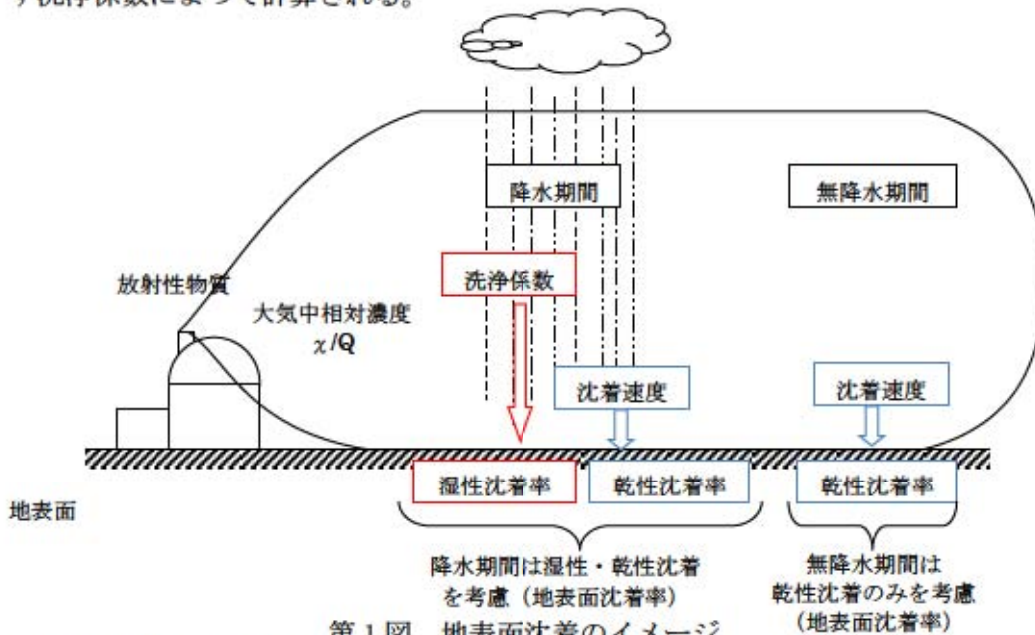
参考文献 3

NUPEC「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)」

地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方について

1. 地表面沈着について

第 1 図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \text{ ①}$$

D : 地表面沈着率 ($1/m^2$) (単位放出率当たり)

D_d : 乾性沈着率 ($1/m^2$)

D_w : 湿性沈着率 ($1/m^2$)

χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m^3) (地上放出時の軸上濃度)

$\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m^3)

V_g : 沈着速度 (m/s)

Λ : 洗浄係数 ($1/s$)

ただし、 $\Lambda = aP^b$

a, b : 洗浄係数パラメータ (-)

P : 降水強度 (mm/hr)

z : 鉛直長さ (m)

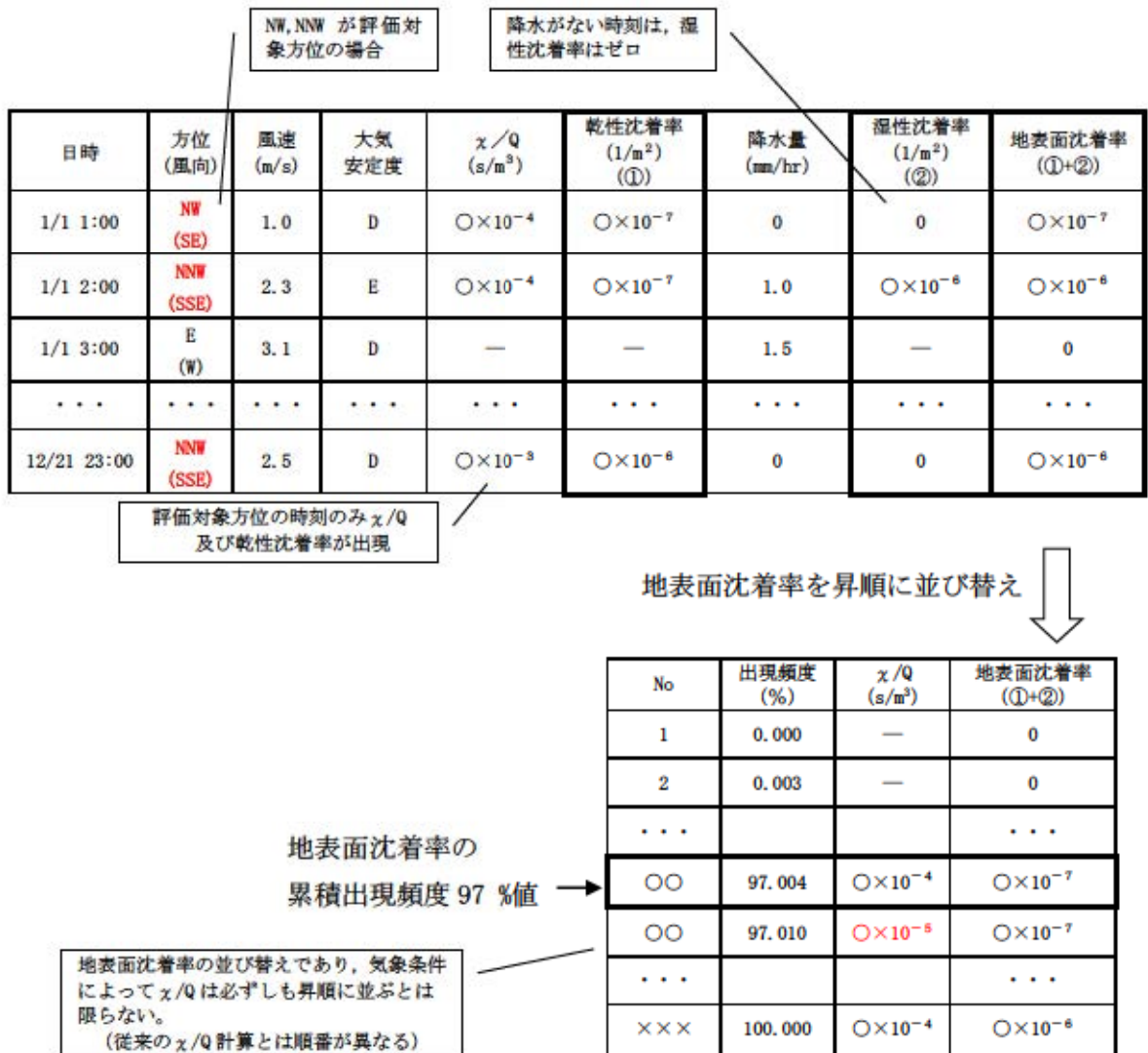
2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97 % 値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97 % 値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第 2 図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

第 2 図の例は、評価対象方位を NW, NNW とした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW, NNW 方位）以外の方に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記(1)で求めた 1 時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97 % を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度 97 % 値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる）。



第 2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97 % 値の求め方
(評価対象方位が NW, NNW の例)

3. 累積出現頻度 97 %値付近における地表面沈着率

各評価点における地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値付近の値を第 1 表および第 2 表に示す。

第 1 表 泊発電所 3 号炉における地表面沈着率（評価点：中央制御室入口）

No	方位 (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m^3)	地表面沈着率 ($1/m^2$)	乾性沈着率 の累積出現 頻度 97 %値 との比率 ^{※1}	累積出現 頻度 (%)
...
8418	WNW (ESE)	1.5	2.1×10^{-4}	2.1×10^{-6}	約 1.2	96.993
8419	WNW (ESE)	2.0	1.8×10^{-4}	2.2×10^{-6}	約 1.3	97.004
8420	NW (SE)	5.5	9.6×10^{-5}	2.2×10^{-6}	約 1.3	97.016
...

※1 乾性沈着率の累積出現頻度 97 %値との比率 = (地表面沈着率) / (乾性沈着率の累積出現頻度 97 %値) で計算した。なお、(乾性沈着率の累積出現頻度 97 %値) = 約 1.7×10^{-6} ($1/m^2$)

第2表 泊発電所3号炉における地表面沈着率（評価点：出入管理建屋入口）

No	方位 (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m^3)	地表面沈着率 ($1/m^2$)	乾性沈着率 の累積出現 頻度 97 %値 との比率 ^{※3}	累積出現 頻度 (%)
...
8413 ^{※1}	NW (SE)	0.5	2.4×10^{-4}	1.4×10^{-6}	約 1.2	96.935
...
8418	WNW (ESE)	0	4.7×10^{-4}	1.4×10^{-6}	約 1.2	96.993
8419	<u>NW</u> <u>(SE)</u>	<u>0</u>	<u>4.7×10^{-4}</u>	<u>1.4×10^{-6}</u>	約 1.2	<u>97.004</u>
8420	NW (SE)	0	4.7×10^{-4}	1.4×10^{-6}	約 1.2	97.016
...
8433 ^{※2}	WNW (ESE)	4.0	7.9×10^{-5}	1.4×10^{-6}	約 1.3	97.166
...

※1 97 %から累積出現頻度を下げていき、初めて降水が発生したときの値

※2 97 %から累積出現頻度を上げていき、初めて降水が発生したときの値

※3 乾性沈着率の累積出現頻度 97 %値との比率 = (地表面沈着率) / (乾性沈着率の累積出現頻度 97 %値) で計算した。なお、(乾性沈着率の累積出現頻度 97 %値) = 約 1.1×10^{-6} ($1/m^2$)

湿性沈着の考慮について

中央制御室周辺における地表面への沈着量は、気象条件として相対濃度 (χ/Q) 及び降雨量を考慮して評価している。ここで、相対濃度としては、97%積算値を使用し、また、沈着速度は乾性の沈着速度の4倍の値としている。これは、審査ガイドに記載されているとおり、湿性沈着を考慮した沈着濃度とするためである。一方、相対濃度を97%積算値として、さらに年間の最も厳しい降雨量の沈着速度を設定することは、気象条件を基に降雨を適正に考慮した沈着量とはならない。具体的には、出入管理建屋入口において最大の降雨強度の時間においては、風向は見込み方位ではないため、沈着量は0となるにもかかわらず、相対濃度として97%積算値を用いて沈着量を設定することとなり、不適切である。なお、今回評価に用いた1997年度の気象データによると、1時間の最大雨量は全方位で22 mm/hであり、出入管理建屋入口においては χ/Q 97%積算値が得られた時刻では降雨はなかった。

そこで、本評価では、沈着速度を乾性沈着の4倍とすることの妥当性確認として、前述のとおり χ/Q 97%積算値が得られた時刻では降雨はなかったが、保守的な想定として更に年間97%積算値の降雨量があったものと仮定し、屋外と建屋の境界である、出入管理建屋入口における降雨時の「単位放出率当たりの地表面沈着量」（以下、地表面沈着率とする）を評価した（表1参照）。その結果、降雨を考慮した場合の地表面沈着率は、降雨を考慮しない場合の χ/Q 97%積算値を想定した乾性地表面沈着率の約2.7倍であったことから、湿性沈着を考慮した沈着量を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると判断した。

泊発電所3号炉における湿性沈着量評価（出入管理建屋入口）

χ/Q (s/m^3)		約 3.8×10^{-4}
97%積算値降雨量 (mm/h)		1.0
地表面沈着率($1/m^2$)	乾性沈着①	約 1.1×10^{-6}
	湿性沈着②	約 1.9×10^{-6}
降雨時と非降雨時の比 (①+②) / ①		約 2.7

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に CV 内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として 0.1 μm ～5 μm の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には CV 内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV 内でのエアロゾルの挙動」及び「CV 内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第 1 表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC など）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第 1 表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第 1 表に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV、RCS 配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV 内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1 μm ～5 μm の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。

第 1 表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{*1}	約 0.5～5 (第 1 図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	CV 内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECL が実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時の FP 挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の CV 内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

参考文献

- ※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL
A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

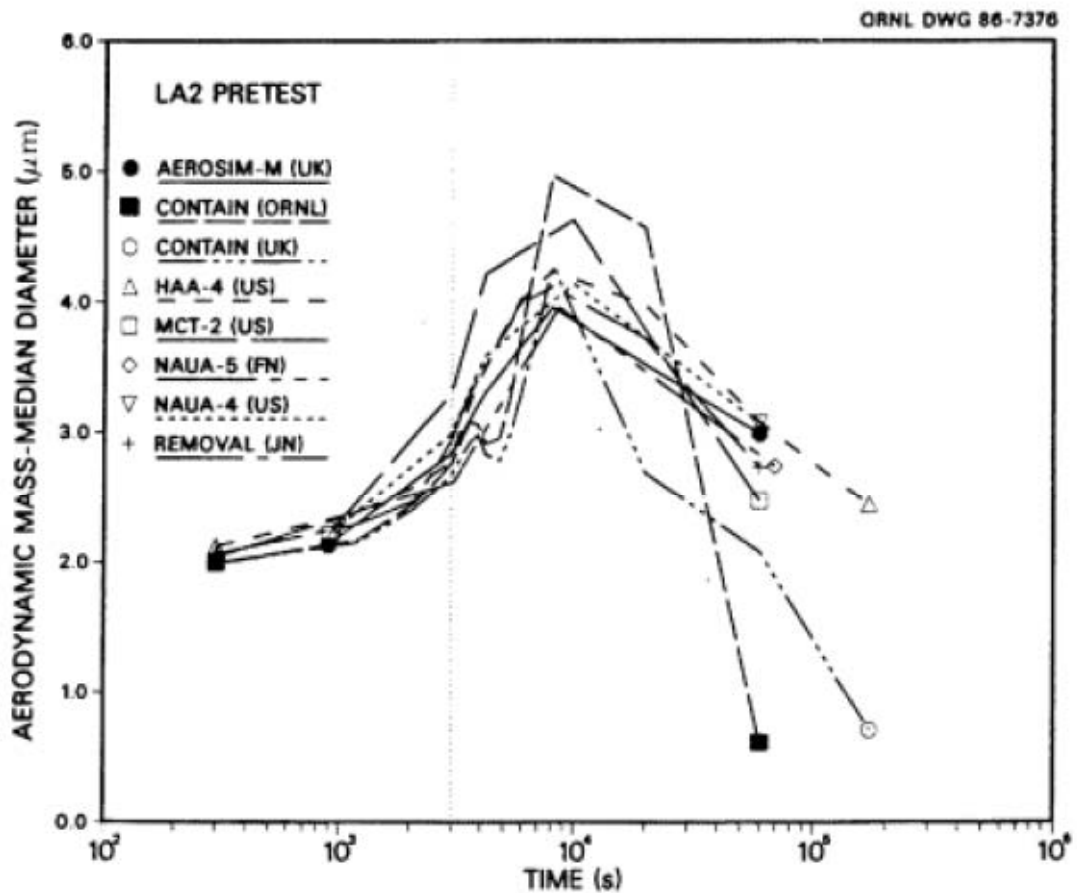


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there

試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した，1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい，核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

第74条（原子炉制御室）

1 第74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。

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。

- ① 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。
- ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

1 → 審査ガイド通り

- ① 評価事象については、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、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 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを評価対象としている。
- ② 運転員はマスクを着用しているとして評価している。
- ③ 運転員の勤務形態（5直2.5交替）を考慮して評価している。
- ④ 運転員の実効線量が7日間で100 mSvを超えないことを確認している。

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図 2 に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉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 二 原子炉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原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</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外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン） 	<p>4. 1 → 審査ガイド通り</p> <p>①最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (1) → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく経路は図 1 のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイド通り</p> <p>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外部被ばく線量を評価している。</p> <p>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外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイド通り</p> <p>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物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所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</p> <p>二 原子炉制御室 緊急時制御室／緊急時対策所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> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉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</p> <p>二 原子炉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> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室 緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室 緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <p>・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価^(*)で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又は対策委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ナリオ（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を</p>	<p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>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実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 審査ガイド通り</p> <p>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外部被ばく線量を評価している。</p> <p>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外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ⑤ → 審査ガイド通り</p> <p>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、「中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」及び「4.1(1)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」と同様な手法で、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実効線量を評価している。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばく評価における放射性物質の大気中への放出量は、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、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ナリオ」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、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 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシナリオを解析することにより設定している。また、評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は NUREG-1465 の被覆管破損放出～晚期圧力容器内放出までの原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価している。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実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。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記cの結果を用いて、原子炉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）による被ばく線量を計算する。 ・上記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及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記a及びbの結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（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）を計算する。 <p>e. 上記dで計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p> <p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定</p>	<p>4. 1 (2) b. → 審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。評価においては、1997年1月から1997年12月の1年間における気象データを使用している。</p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばくの実効線量を評価するために、建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4. 1 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>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による被ばく線量を計算している。</p> <p>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及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>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線量（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）を計算している。</p> <p>4. 1 (2) e. → 審査ガイド通り</p> <p>前項dで計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100 mSv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>4. 2 (1) a. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室非常用循環設備のフィルタ除去効率は、使用条件での設計上、期待できる値として、よう素フィルタ除去効率は95%、微粒子フィルタ除去効率は99%と仮定して評価している。運転員のマスク着用（マスクの除染係数：50）を考慮している。</p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイド通り</p> <p>空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に余裕を見込んだ値（0.5回/h）と設定している。</p>

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスブルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、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大気拡散式に用いる。 ・ガウスブルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^④における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 ・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次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。 <ol style="list-style-type: none"> 一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向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4の領域An)の中にある場合 三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 上記の二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。 ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、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 	<p>4. 2 (2) a. → 審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p> <p>泊発電所内で観測して得られた1997年1月1日から1997年12月31日の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を実施している。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点(排気筒)から近距離の建屋(原子炉格納容器)の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点(排気筒)は建屋の高さがほぼ同じであるため、2.5倍に満たない。 放出点(排気筒)の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点(中央制御室等)は、巻き込みを生じる建屋(原子炉格納容器)の風下側にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、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(5方位)を対象としている。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>なく、図3に示すように、建屋の後流側の拉がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「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）」^{※21}による。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱建屋等、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建屋とすることは、保守的な結果を与える。 ・放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i)又は ii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入 2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i)又は ii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 	<p>放射性物質の大気拡散については、「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）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイド通り</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（排気筒）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉格納容器を代表建屋としている。</p> <p>事故時に外気を取入れを遮断するため、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所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。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室 緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室 緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室 緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所の中心点を選定し、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。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での拡散域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に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <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</p>	<p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心とし、保守的に放出点と評価点とが同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、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（5方位）を対象としている。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図 6 のような方法を用いることができる。図 6 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 6 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。</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 7 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 7 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。</p> <p>図 6 及び図 7 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。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する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。</p> <p>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。</p> <p>・建屋投影面積</p> <p>1) 図 10 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。</p>	<p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。</p> <p>図 7 に示す方法により、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 (5 方位) を評価方位として選定している。</p> <p>「着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉格納容器の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側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側の面積を求める。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、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>e. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量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%に当たる値とする。 相対濃度及び相対線量の詳細は、「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）」^(注1)による。 <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室 緊急時制御室/緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室/緊急時制御室 緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） 原子炉制御室 緊急時制御室/緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 <p>なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれ</p>	<p>すべての方位について、原子炉格納容器の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉格納容器の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイド通り</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間（保守的に1時間とする）を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「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）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>沈着速度（1.2 cm/s）については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3 cm/s）の4倍を設定。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より設定。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイド通り</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、二の経路（直接流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、外気取入れは行わないとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p>

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>た放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所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原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所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線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮す 	<p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、外気取入れは行わないとして評価している。</p> <p>空気流入量は空気流入率及び中央制御室バウンダリ体積を考慮した体積を用いて計算している。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイド通り</p> <p>外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b. → 審査ガイド通り</p> <p>外部被ばく線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室内の運転員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) c. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスク着用を考慮している。また、マスクを着用しない場合についても評価している。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>る。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所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線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室 緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、e 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退城での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退城での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退城での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退城での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退城での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 	<p>4. 2 (3) d. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室内に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線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e. → 審査ガイド通り</p> <p>入退城でのクラウドシャイン線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) f. → 審査ガイド通り</p> <p>入退城でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) g. → 審査ガイド通り</p> <p>入退城での内部被ばくについては空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>入退城での放射線防護（マスク着用）による被ばく低減を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) h. → 3号炉単独発災を想定し、評価している。</p>

<p>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</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 ・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。 ・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR)</p> <p>非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着</p> <p>原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p>	<p>4. 3 (1) → 審査ガイドの趣旨に基づいて設定</p> <p>評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は NUREG-1465 の被覆管破損放出～晩期压力容器内放出までを考慮した原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価している。</p> <p>核種グループについては NUREG-1465 で想定されたグループ類であり、希ガス類、よう素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については、pH によらず保守的に設定するために R.G. 1. 195 のよう素割合に基づき設定している。</p> <p>NUREG-1465 は、当該シーケンスを含む、早期から RCS 圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものである。また、NUREG-1465 に基づく「格納容器に放出される割合」の設定については、MAAP コードによる評価結果に比べて保守的ではない核種があるものの、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果は本評価での低減効果に比べて大きいため、被ばく評価に直接寄与する「原子炉格納容器外に放出される割合」については、本評価は MAAP コードによる評価よりも保守的な設定となる。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>全交流動力電源喪失を仮定した評価条件としているため、電源は代替非常用発電機からの供給とすることを仮定している。具体的にはアニュラス空気浄化設備及び中央制御室非常用循環設備等の起動時間については、代替非常用発電機からの受電までに要する余裕時間を見込んでいる。</p> <p>4. 3 (3) a. → 審査ガイド通り</p> <p>アニュラス空気浄化設備の作動時間については、選定した事故シーケンスに基づき全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを見込んだ (起動遅れ 60 分+起動後負圧達成時間 18 分) 評価としている。起動遅れ時間 60 分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定している。</p> <p>4. 3 (3) b. → 審査ガイド通り</p> <p>アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率は、使用条件での設計上期待できる値として、よう素フィルタ効率は 95 %、微粒子フィルタ効率は 99 % と仮定して評価している。</p> <p>なお、よう素類の性状を適切に考慮し、有機よう素及び元素状よう素はよう素フィルタで除去され、粒子状よう素は微粒子フィルタで除去されると評価している。</p> <p>4. 3 (3) c. → 審査ガイド通り</p> <p>スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4. 3 (3) d. → 審査ガイド通り</p> <p>自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定している。</p> <p>無機よう素の自然沈着率は、CSE 実験に基づき、9.0×10^{-4} (1/s) と仮定している。</p> <p>エアロゾルの自然沈着率は、重力沈降速度を用いた自然沈着率の評価式に基づき、計算している。</p>

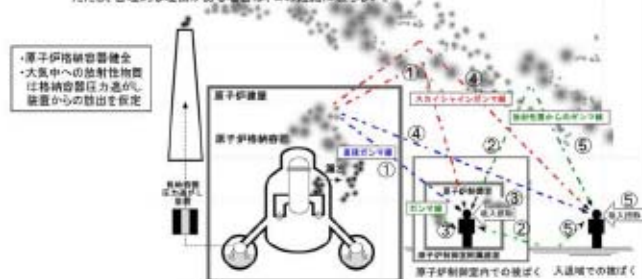
<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく <ul style="list-style-type: none"> 4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋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。 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。 原子炉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外部被ばく線量は、積算線源強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 </p> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退城での外部被ばく <ul style="list-style-type: none"> スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記aと同様に設定する。 積算線源強度、原子炉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外部被ばく線量は、上記aと同様の条件で計算する。 </p>	<p>4. 3(3)e. → 審査ガイド通り 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を基に設定している。</p> <p>4. 3(3)f. → 審査ガイド通り 中央制御室空調装置の作動時間については、全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ(300分)を考慮した評価としている。起動遅れ時間300分は代替非常用発電機による電源回復操作及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作等での中央制御室非常用循環設備の復旧までに要する時間を想定している。</p> <p>4. 3(4)a. → 審査ガイド通り 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に1時間としている。</p> <p>4. 3(4)b. → 審査ガイド通り 放出源高さは、排気筒放出の場合は排気筒高さ、地上放出の場合は地上高さを仮定している。</p> <p>4. 3(5)a. → 審査ガイド通り 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器内に放出された放射性物質を設定し、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。 建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。 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外部被ばく線量は、上記で評価した積算線源強度、施設的位置・地形条件(線源位置と評価点との距離等)、遮蔽構造(原子炉格納容器外部遮蔽構造若しくはアニュラス遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造)から計算している。直接線量をQADコード、スカイシャイン線量をSCATTERINGコードで計算している。</p> <p>4. 3(5)b. → 審査ガイド通り 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退城時の外部被ばく線量は、4.3(5)a.と同様の条件で計算している。</p>

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

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路

原子炉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、グラウンドシャインによる外部被ばく) ③外気から原子炉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(室内に取り込まれた放射性物質は減衰せず浮遊しているものとして評価する))
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、グラウン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)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

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のガンマ線による被ばく(クラウドシャインガンマ線及びグラウン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のガンマ線による被ばく(クラウドシャイン及びグラウン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)

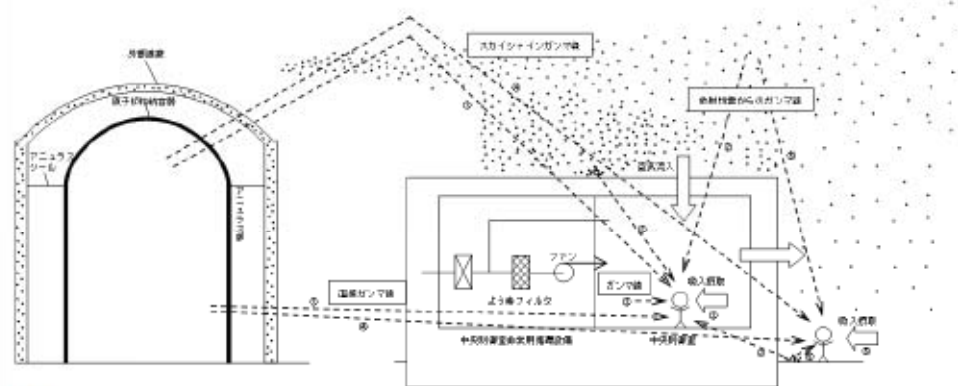


図1 → 審査ガイド通り

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

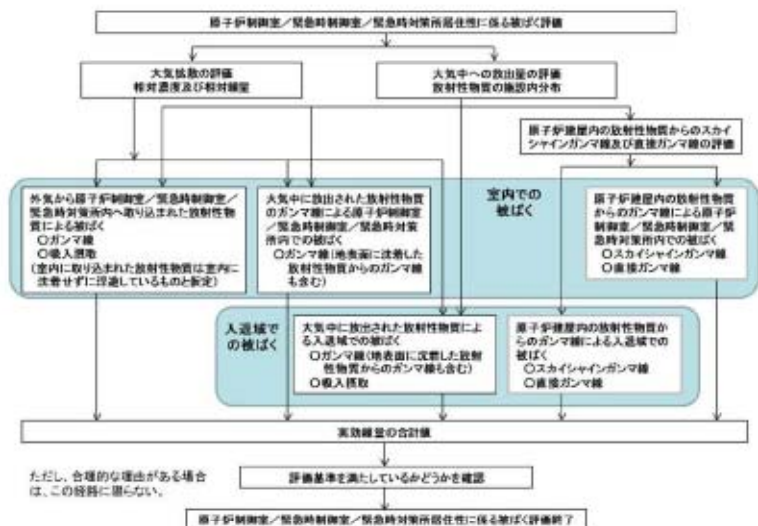
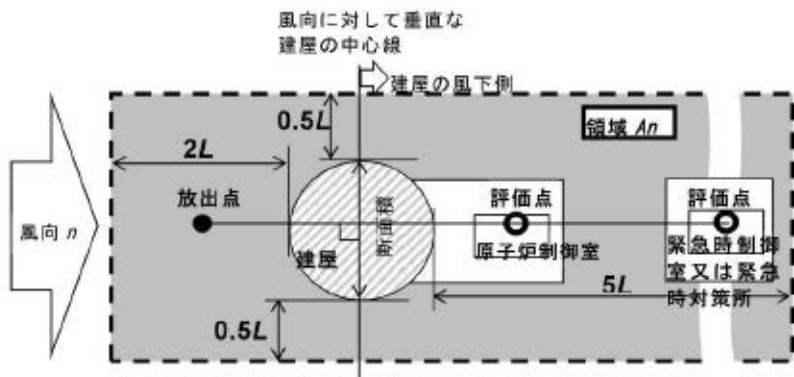


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順



注: L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件 (水平断面での位置関係)

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

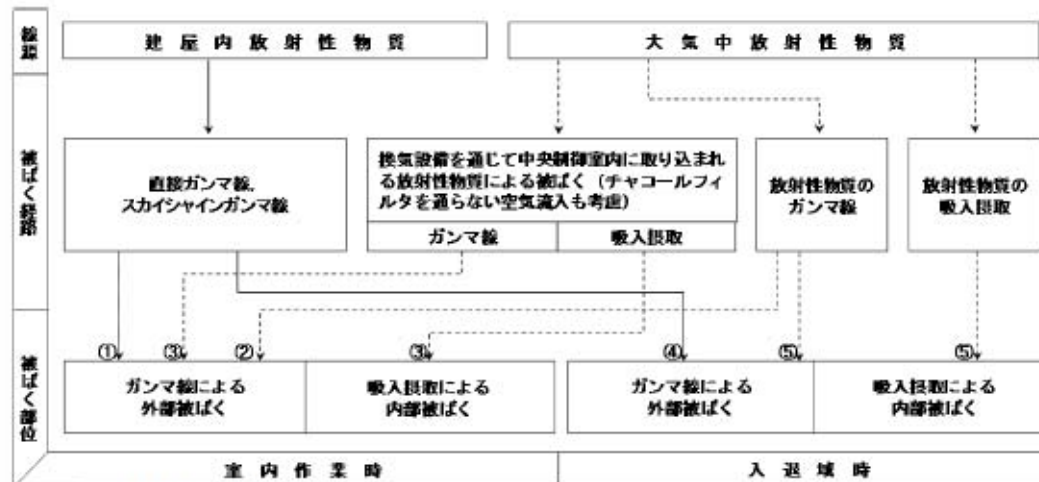


図3 → 審査ガイド通り



評価点 (中央制御室中心: 着目方位5方位)

図4, 5, 6, 7, 8 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

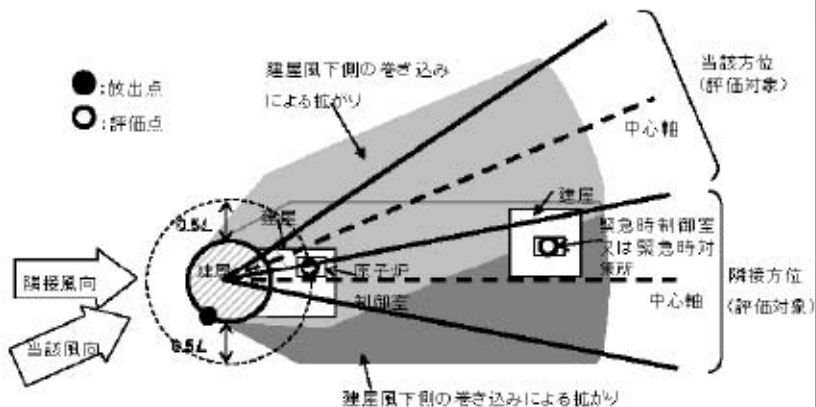
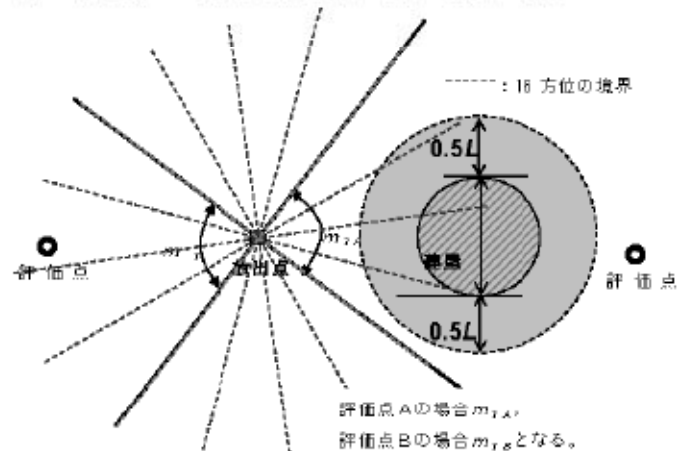


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方
 図6 建屋の風下側で放射核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)

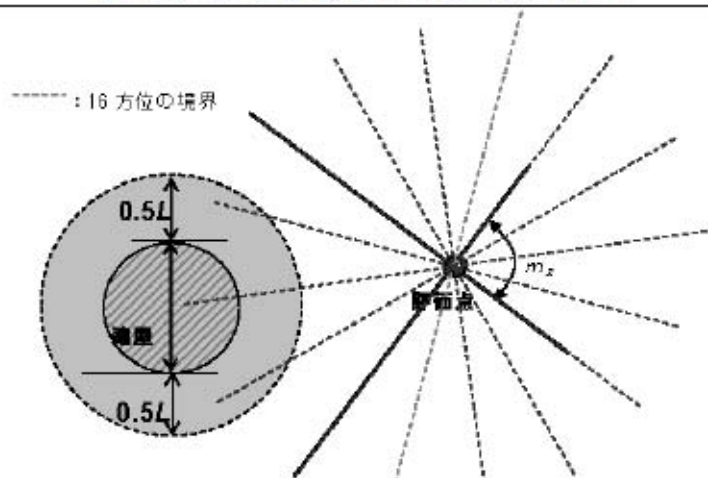


評価点 (中央制御室入口: 着目方位6方位)

図4, 5, 6, 7, 8 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の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小さい方
図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する
風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

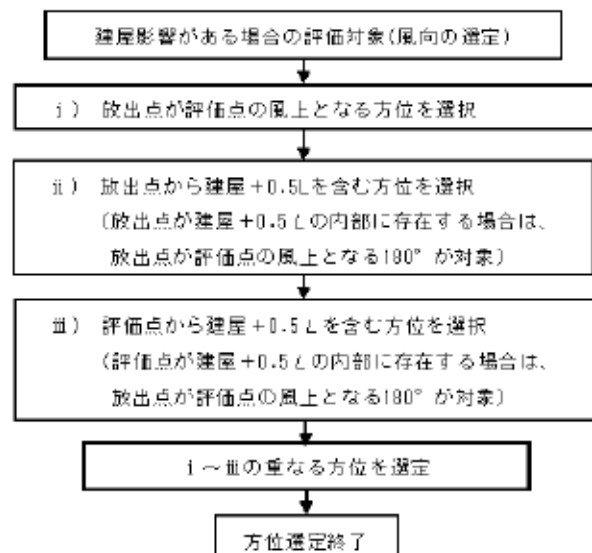


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順



評価点 (出入管理建屋入口: 着目方位3方位)

図4, 5, 6, 7, 8 → 審査ガイド通り

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

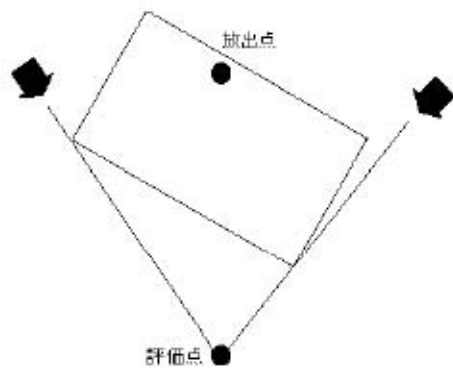


図9 評価対象方位の設定

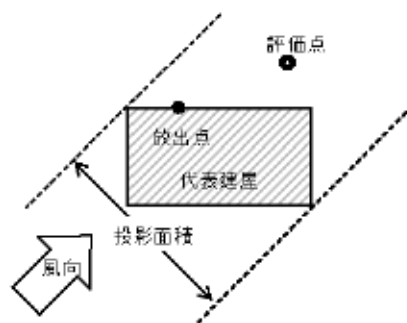


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図9 → 審査ガイド通り

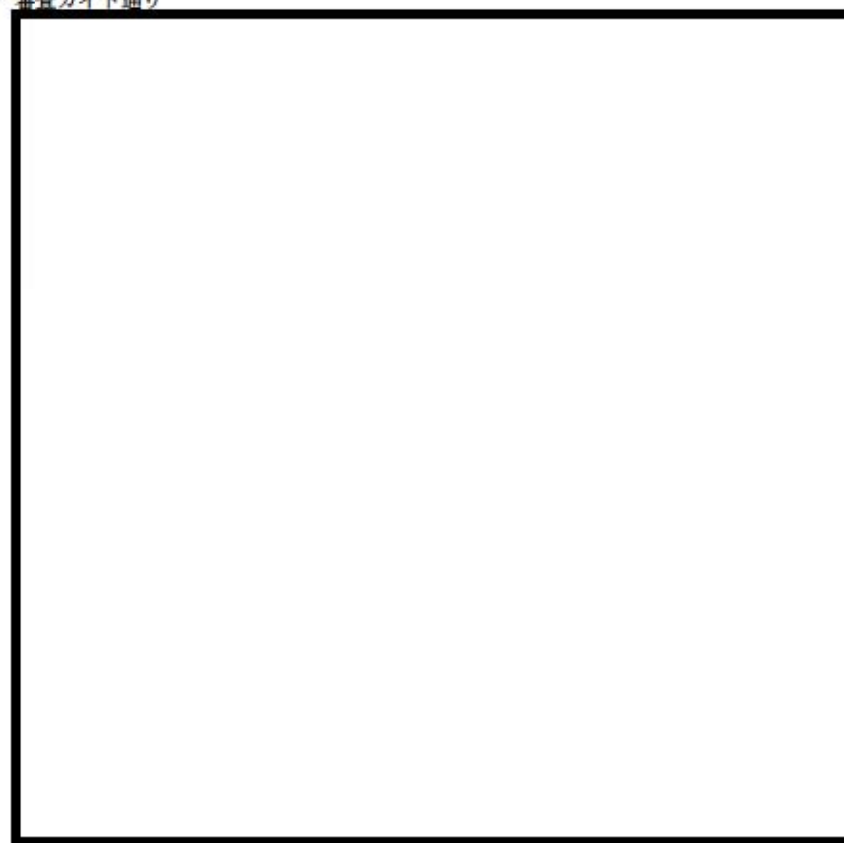


図10 → 審査ガイド通り

2. 中央制御室の放射線管理用資機材について

2.1 中央制御室の想定要員数の整理

事故時の中央制御室の想定要員数は、緊急時対策所の要員数として整理した初動対応要員（発電課長（当直）からの指示等に基づき、必要な初動対応を実施）との整合、また、事故発生タイミングが当直引継時間中であった場合を考慮した3号炉運転員（交替当直要員）を踏まえ第2-1表のとおり31名とする。

第2-1表 中央制御室の想定要員数

要員種別	人数
3号炉運転員	6名
災害対策要員	9名
消火要員	8名
災害対策要員(支援)	2名
3号炉運転員(交替当直要員)	6名
想定要員数 合計	31名

2.2 中央制御室に配備する放射線管理用資機材について

中央制御室には、事故時に使用する防護具類及び汚染検査等を実施するための放射線計測器並びにチェンジングエリア設営用資機材を保管する。

防護具類及びポケット線量計の予定保管数については、中央制御室に滞在する要員数(以下、「想定要員数」という。)に余裕を持たせた数量を保管する。

(1) 防護具類及び除染資材の予定保管数

防護具類の予定保管数については、中央制御室の想定要員数を考慮し第2-2表のとおりとする。

また、発電所構内には予定保管数を大きく上回る在庫を保管しているため、予定保管数の防護具等が足りなくなる事態が発生した場合でも追加補充することが可能である。

第2-2表 主な防護具類及び除染資材の予定保管数

品名	単位	中央制御室 予定保管数	考え方	構内保管 数量 ^{※1}
タイベック	着	50	31名×1.5倍	約2,400
紙帽子	個			約15,000
汚染区域用靴下	足			約7,000
綿手袋	双			約33,000
オーバースューズ(靴カバー)	足			約620
全面マスク	個	100	31名×2(中央制御室内での着用分)×1.5倍	約800
チャコールフィルタ	個	200	31名×2(中央制御室内での着用分)×1.5倍×2個	約270
ゴム手袋	双	100	31名×1.5倍×2重	約73,000
アノラック	着	50	31名×1.5倍	約1,800
セルフエアセット	台	16	—	約72

※1：発電所構内に保管または配備している数量(令和3年8月現在、緊急時対策所配備数を除く)

(2) 放射線計測器の予定保管数

放射線計測器の予定保管数については、使用目的、使用する想定要員数及び予備台数から第2-3表のとおりとする。

a. ポケット線量計

(a) 使用目的

事故発生後の想定要員に対する外部被ばく線量を測定するために使用する。

(b) 予定保管数

ポケット線量計は1人1台携帯するため、中央制御室の想定要員の数に余裕を持たせて第2-3表のとおり50台配備する。

b. GM汚染サーベイメータ

(a) 使用目的

中央制御室外で活動した要員等の身体等に、放射性物質が付着していないことの確認及び中央制御室内の表面汚染密度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

GM汚染サーベイメータの具体的な使用方法は、中央制御室出入口に設置する「チェンジングエリア」内の「スクリーニングエリア」において、中央制御室に入室する要員の身体測定を放管班員1~2名で、中央制御室内における定期的（1回/日以上）な表面汚染密度の測定を放管班員1名で行うことを想定している。

このため、第2-3表のとおり3台配備する。

【参考】

●GM汚染サーベイメータ

- ・測定範囲：0~ 1×10^5 cpm
- ・電 源：乾電池（単2型電池）4本 [連続100時間以上]



c. 電離箱サーベイメータ

(a) 使用目的

中央制御室内の線量当量率を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

電離箱サーベイメータの具体的な使用方法は、中央制御室内における定期的（1回/日以上）な線量当量率の測定を放管班員1名で行うことを想定している。

原子力災害活動に従事する要員の線量管理を行う上で放射線測定は必須であることから、故障等により使用ができない状態も考慮し予備機も含め第2-3表のとおり2台配備する。

【参考】

●電離箱サーベイメータ

- ・測定範囲：1 μ Sv/h～300 mSv/h
- ・電源：乾電池（単3型電池）4本 [連続80時間以上]



第2-3表 放射線計測器の予定保管数

品名	単位	中央制御室 予定保管数	考え方	構内保管 数量 ^{※1}
ポケット線量計	台	50	31名×1.5倍	1,247
GM汚染サーベイメータ	台	3	中央制御室内のモニタリング及び中央制御室入室者の汚染検査に使用	126
電離箱サーベイメータ	台	2	中央制御室内のモニタリングに使用	53

※1：発電所構内に保管または配備している数量（令和3年8月現在、緊急時対策所配備数を除く）

2.3 中央制御室に配備する放射線管理用資機材の補充について

中央制御室予定保管数分の放射線管理用資機材(中央制御室に初期配備している放射線管理用資機材)が不足するような事態となる場合は、構内に保管している放射線管理用資機材を中央制御室に適宜運搬することにより補充する。

中央制御室から管理区域内の各倉庫間の補充経路及び主な放射線管理用資機材保有数量(令和3年8月現在)については、次のとおりとなる。

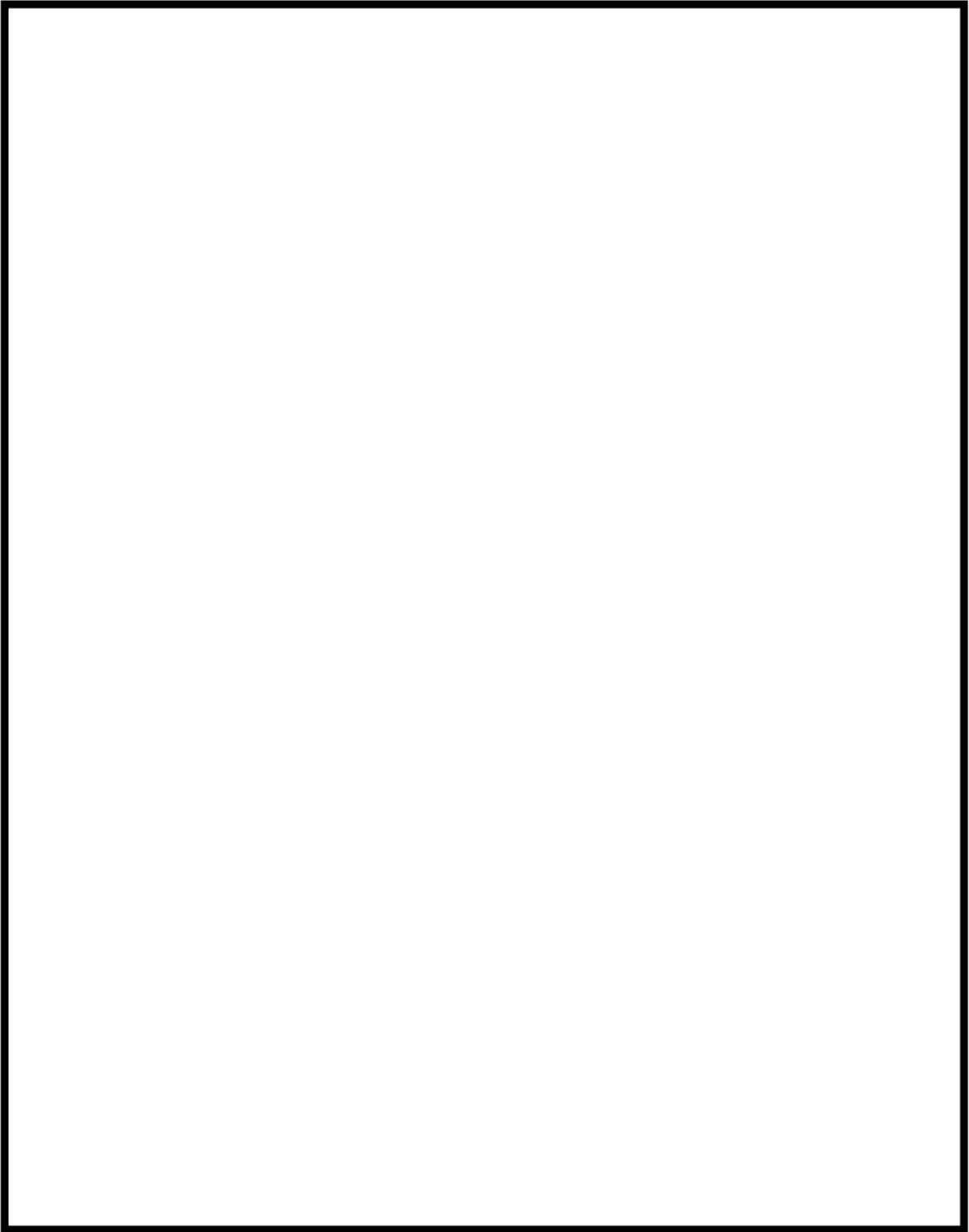
第2-4表 各倉庫の主な放射線管理用資機材保有数量 (令和3年8月現在)

【定検放管資材庫：3号炉 原子炉補助建屋 T.P.24.8 m】

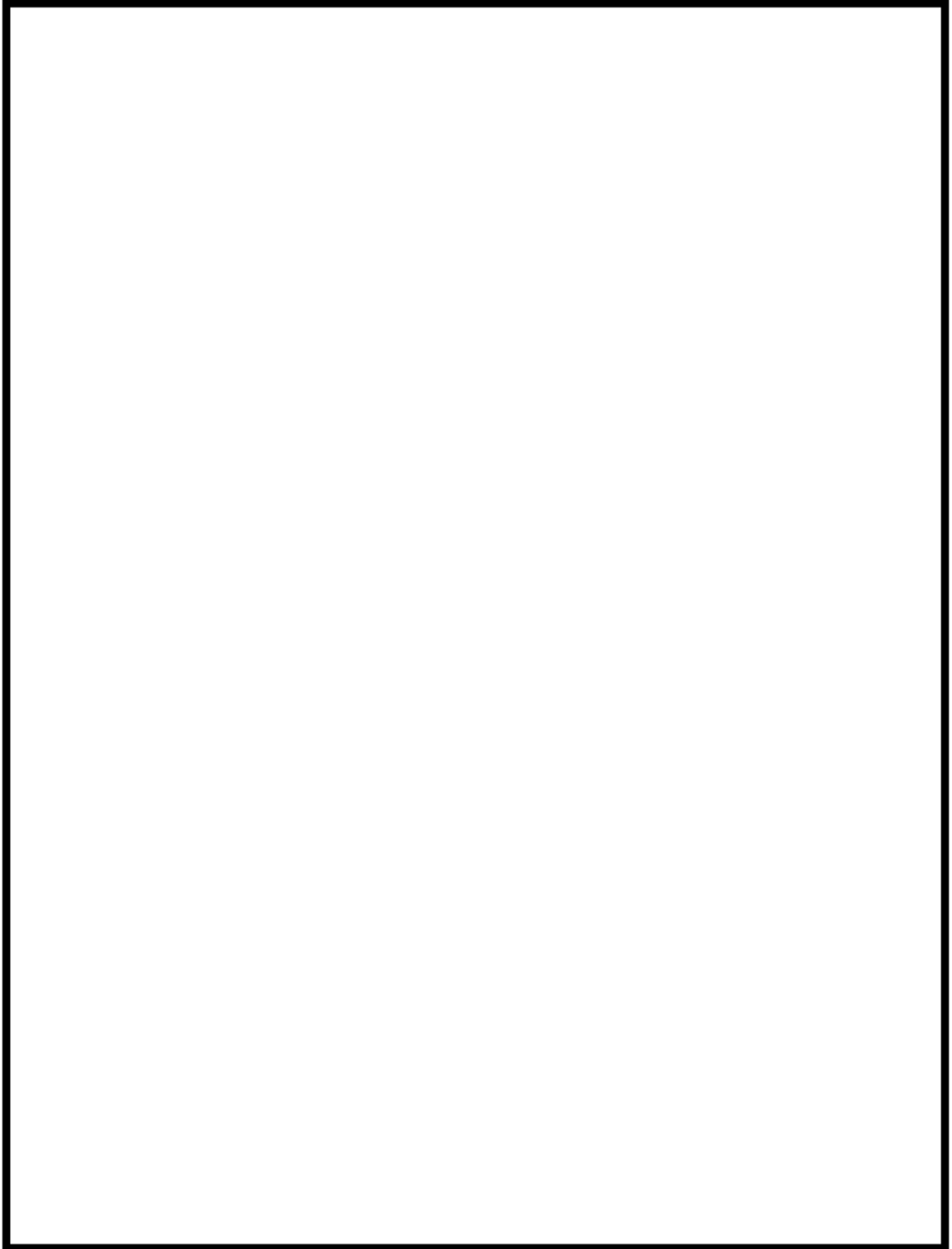
資機材名称	単位	数量	備考
タイベック	着	約 370	
紙帽子	個	約 1,000	
汚染区域用靴下	足	約 700	
綿手袋	双	約 1,000	
全面マスク	個	約 100	
オーバーシューズ (靴カバー)	足	約 300	
チャコールフィルタ	個	約 80	
ゴム手袋	双	約 20,000	
アノラック	着	約 650	

【放管資材倉庫：3号炉 原子炉補助建屋 T.P.2.8 m】

資機材名称	単位	数量	備考
タイベック	着	約 395	
汚染区域用靴下	足	約 200	
全面マスク	個	約 20	
オーバーシューズ (靴カバー)	足	約 100	
チャコールフィルタ	個	約 20	
ゴム手袋	双	約 500	
アノラック	着	約 100	



第 2-1 図 放射線管理用資機材の補充経路 (1/2)



第 2-1 図 放射線管理用資機材の補充経路 (2/2)

3. 中央制御室への汚染の持ち込みを防止する機能（チェンジングエリア）について

3.1 チェンジングエリアの基本的考え方

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（中央制御室）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（中央制御室）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、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的考え方とする。

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

原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

3.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、中央制御室に併設する。概要は下表のとおり。

第 3-1 表 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	中央制御室横通路	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	床面、壁面のシート養生（脱衣エリアはグリーンハウス化）	中央制御室横通路を活用し、床面、壁面をシート養生（脱衣エリアはグリーンハウス化）し、チェンジングエリアを設定。
	グリーンハウスはスチールアルミ製フレームを使用	グリーンハウスは仮設のため、速やかに設営が可能な専用のスチールアルミ製フレームを使用する。
設営時期	事象発生後に設置	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象発生後に設置することとする。 チェンジングエリアの設営に要する時間は約 1 時間 10 分である。

3.3 アクセスルート及び場所

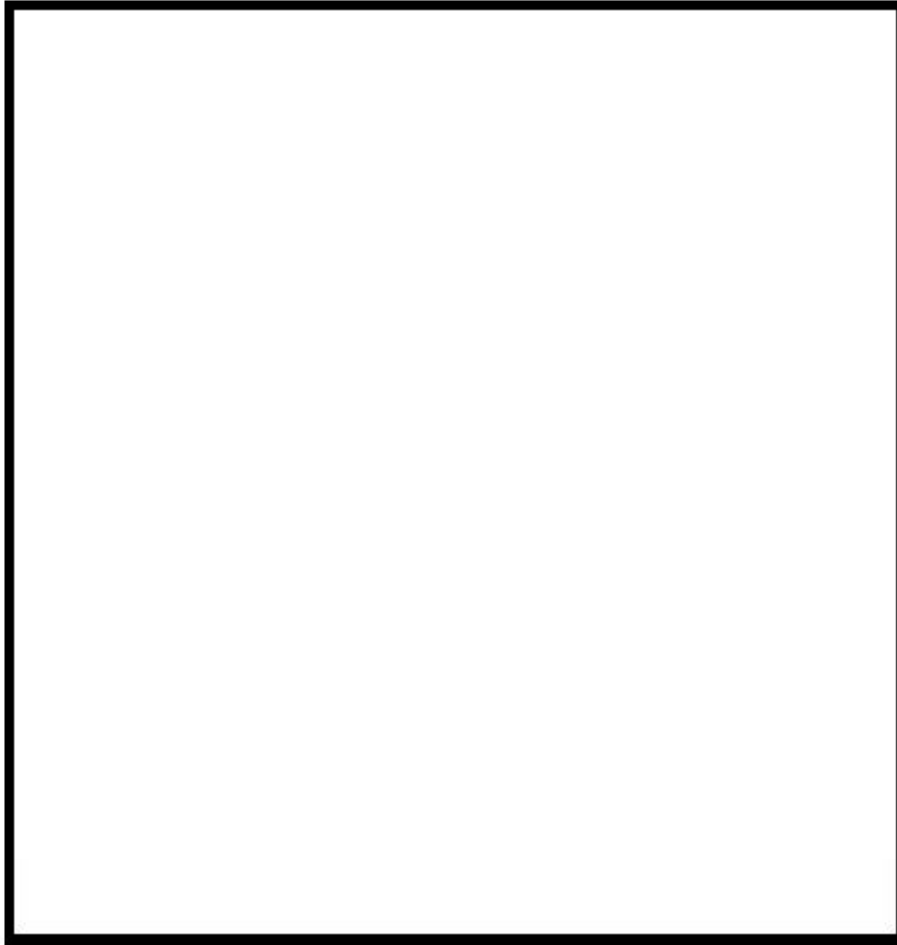
(1) アクセスルート

チェンジングエリアの設置にあたっては、第3-1,2図のアクセスルートにより、チェンジングエリア設置箇所にアクセスする。

具体的には、要員の多くが通常勤務時に滞在している総合管理事務所からアクセス道路まで徒歩による移動でA～Eルートまでの5ルートからアクセスが可能であり、通行可能なルートを選定することでアクセスの多様性は確保できる。また、Aルートはアクセス道路の耐震性に問題はない。なお、他のアクセスルートからアクセス可能な場合には、当該ルートを使用することも可能とする。



第3-1図 チェンジングエリアへの屋外アクセスルート



3号炉中央制御室に移動

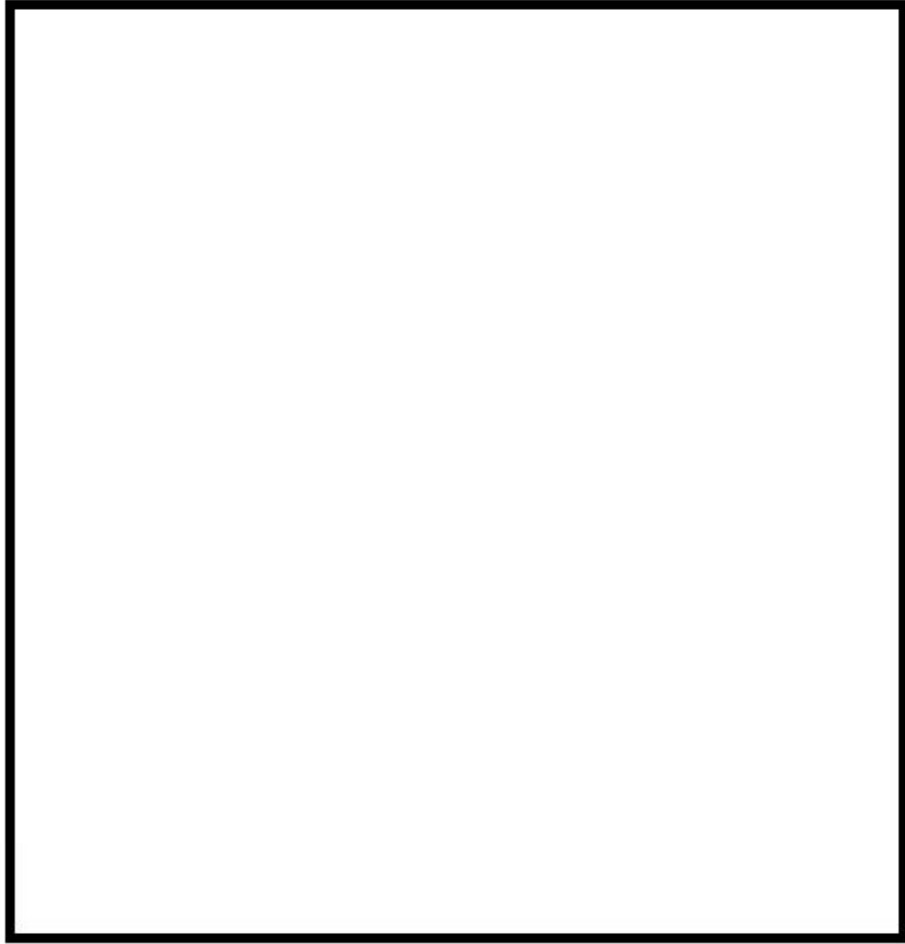


3号炉中央制御室横通路へ
(A, B, Cルート)

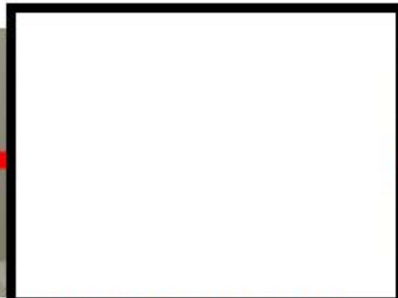


チェンジングエリア

第3-2図 チェンジングエリアへの屋内アクセスルート (1/3)



3号炉中央制御室に移動



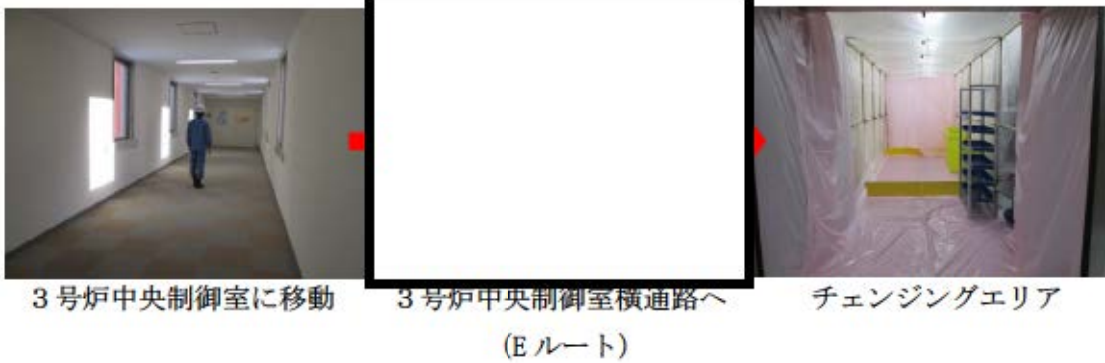
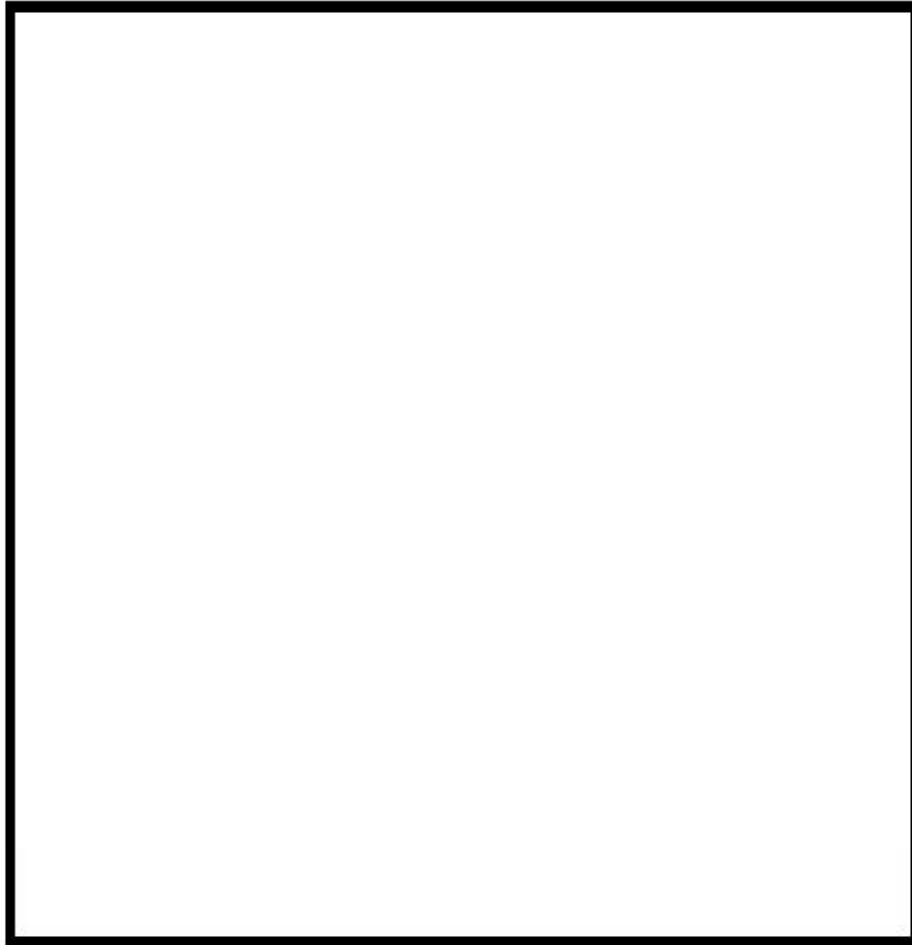
3号炉中央制御室横通路へ



チェンジングエリア

(Dルート)

第3-2図 チェンジングエリアへの屋内アクセスルート (2/3)



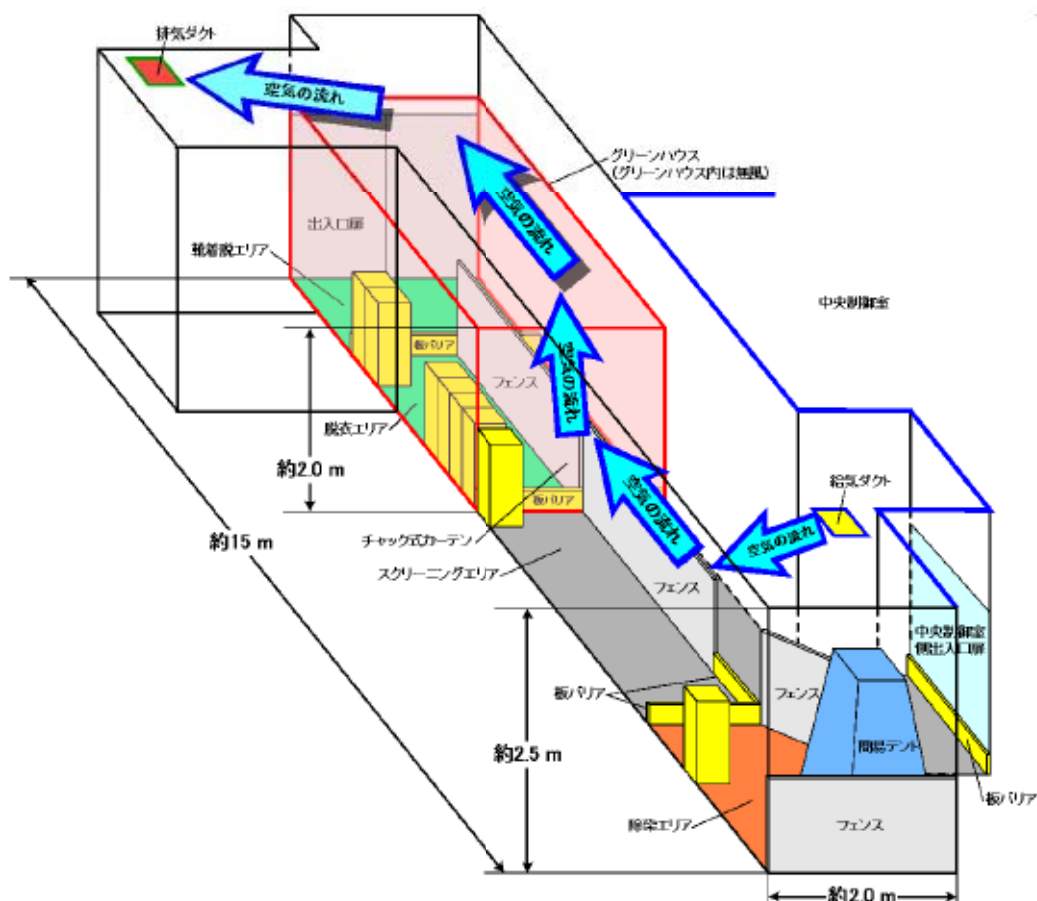
第3-2図 チェンジングエリアへの屋内アクセスルート (3/3)

(2) 場所

a. 設置場所の選定理由

中央制御室内に放射性物質の汚染を持ち込ませないためチェンジングエリアを設営するが、設置場所は以下の観点から、全てのエリア（靴着脱エリア、脱衣エリア、スクリーニングエリア、除染エリア）について、中央制御室空調装置の換気エリア内である、中央制御室アクセス用の核物質防護区域出入口扉と中央制御室出入口との間の通路とした(第3-3図参照)。

- ・上記エリアは、中央制御室出入口近傍の給気ダクトから反対側の排気ダクトへ、常時空調用の空気の流れがあることから、防護具類を脱衣するグリーンハウスの気密性を高めることで、可搬型空気浄化装置を設置しなくても、中央制御室内に放射性物質の流入を防止することが可能である。
- ・上記エリアは直線状の形状で、かつ一定の広さが確保されており、設営の容易性、迅速性及び動線の単純化の観点から好ましい場所となっている。



第 3-3 図 中央制御室内へ放射性物質を流入させない風向

b. 設置場所

チェンジングエリアの設置場所は、第 3-4 図のとおり。

第 3-2 表 チェンジングエリアの設置の考え方

設営場所		機能	設営の考え方
中央制御室	チェンジングエリア	<ul style="list-style-type: none">・脱衣・スクリーニング・除染	<ul style="list-style-type: none">・中央制御室横の通路をチェンジングエリア（脱衣，スクリーニング，除染）として利用。・床面・壁面等は汚染の除去が容易となるように養生シートで養生。



第 3-4 図 中央制御室チェンジングエリア設置場所

3.4 設営（考え方、資機材）

(1) 考え方

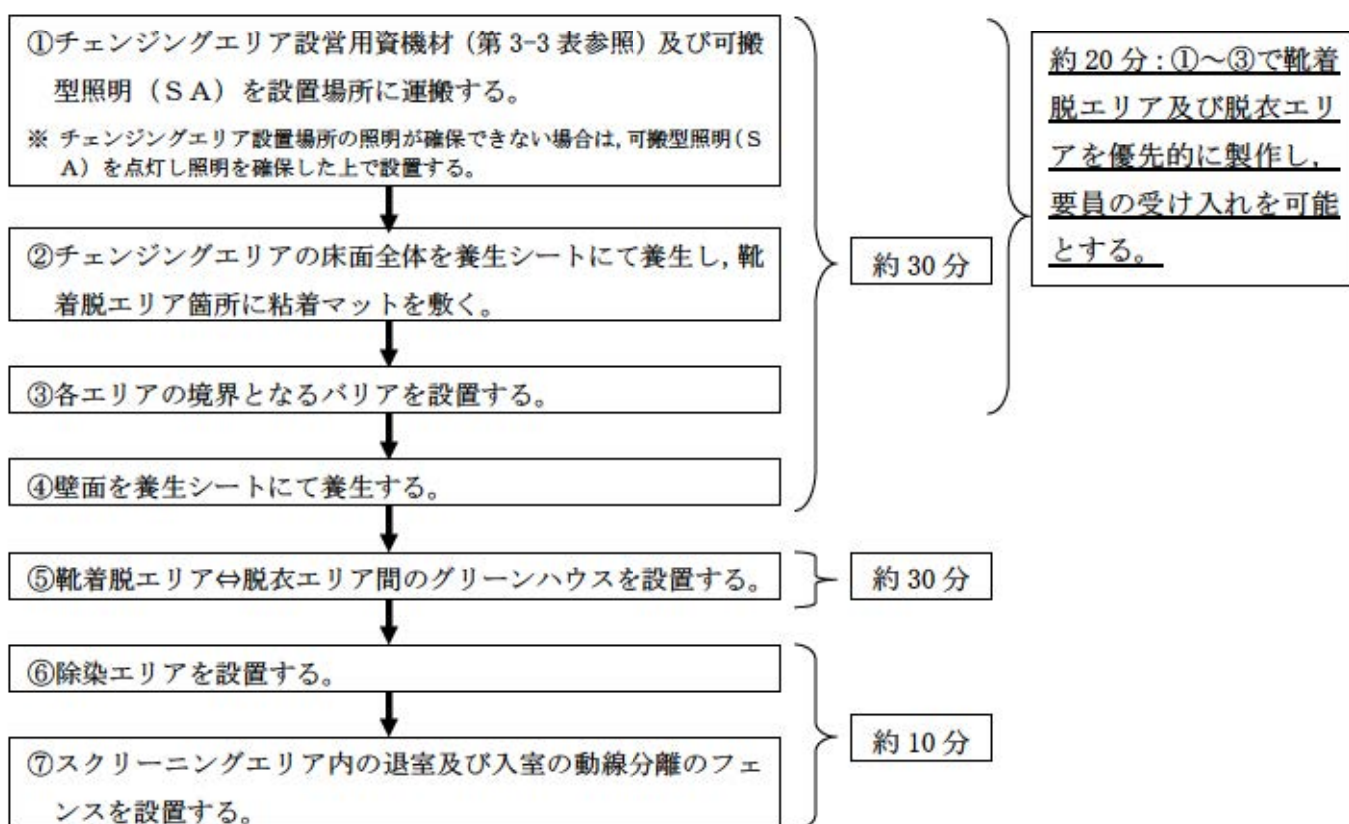
中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、重大事故等が発生した場合、放管班が設置（設置時間は、資機材準備を含めて約1時間10分）を行う。

また、チェンジングエリアの使用に当たっては第3-5図の基本フローに従った準備を行うこととし、チェンジングエリア設営用資機材とともに手順等を保管して、緊急時においても速やかな対応が可能であるようにしている。

中央制御室外で活動する要員は現場対応のため中央制御室から退室し、活動終了後に中央制御室に入室することになり、入室する際にはチェンジングエリアが設営済みであることが望ましいが、現場対応の状況によっては中央制御室から退室後、チェンジングエリア設営中に中央制御室へ戻ってくる可能性もある。

チェンジングエリアの各エリアで最も放射性物質による汚染が生じるおそれがあるのは靴着脱エリア及び脱衣エリアであることから、次のフローのように当該エリアを優先的に設営し要員の受け入れを可能とすることで、チェンジングエリアの設営中の中央制御室への入室者からの放射性物質の持ち込みを防止し、その他のエリアについても迅速に設営する。

なお、チェンジングエリアを設営する放管班員の力量は、定期的（1回/年）に訓練を行い、維持及び向上に努める。



第3-5図 チェンジングエリア使用準備の基本フロー図

(2) チェンジングエリア設営用資機材

チェンジングエリア設営用資機材については、使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の張替え等も想定して第3-3表のとおりとする。

第3-3表 中央制御室チェンジングエリア設営用資機材

品名	単位	中央制御室 予定保管数	考え方
グリーンハウス（透明）	個	2	予備1個含む
グリーンハウス専用フレーム	個	1	—
養生シート （透明・ピンク・白）	本	9	各色3本
バリア （600・750・900 mm）	枚	9	各サイズ3枚
作業用テープ（緑）	巻	5	—
養生テープ（ピンク）	巻	20	—
透明ロール袋（大）	本	10	—
粘着マット	枚	10	—
ウエス	箱	1	24束/箱
ウェットティッシュ	個	62	31名×2個
はさみ・カッター	個	各2	必要数
マジック	本	2	必要数
簡易テント	個	1	必要数
簡易シャワー	個	1	必要数
線量管理用テーブル	台	1	必要数

3.5 運用（出入管理，脱衣，スクリーニング，除染，着衣，汚染管理，廃棄物管理，環境管理）

(1) 出入管理

チェンジングエリアは、放射性物質が屋外等に放出される状況下において、中央制御室外で活動した要員が中央制御室に入室する際に利用する。

中央制御室外は放射性物質により汚染しているおそれがあることから、中央制御室外で活動する要員は防護具類を着用し活動することになる。

チェンジングエリアのレイアウトは、要員の防護具類の脱衣行為に合わせて第3-6図のとおりであり、下記のとおり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」

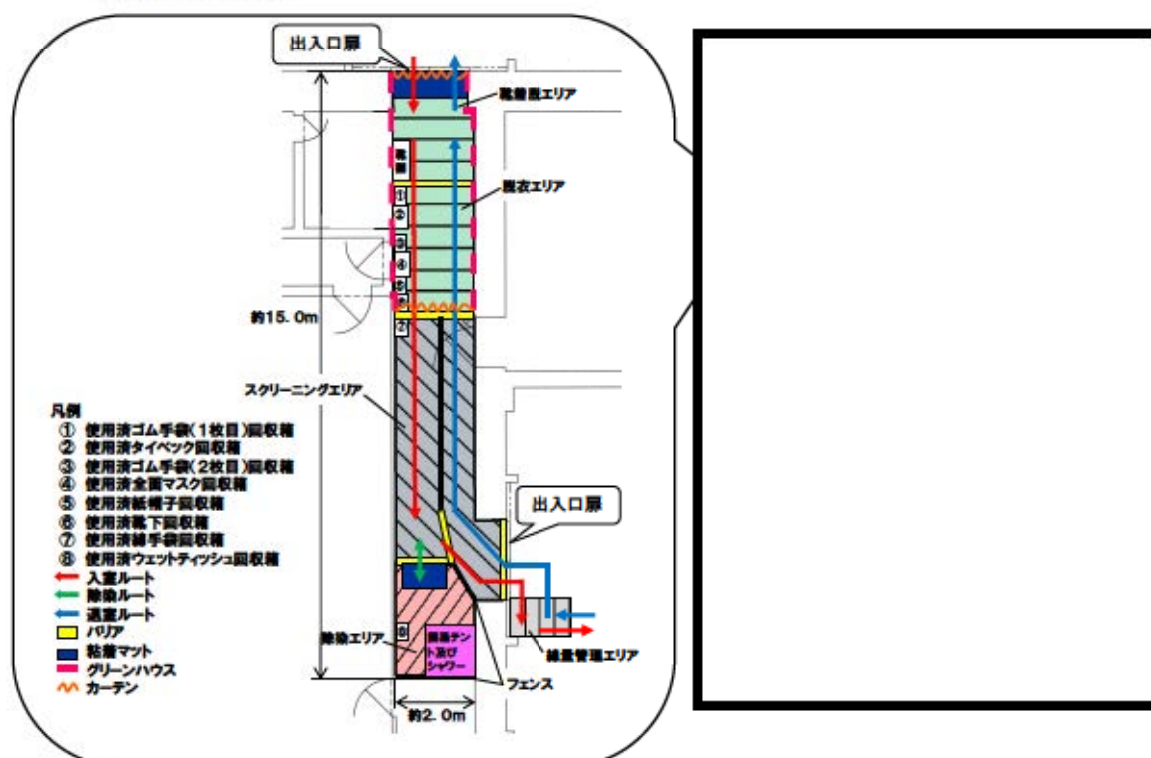
防護具類を適切な順番で脱衣するエリア

②「スクリーニングエリア」

防護具類を脱衣した要員の身体サーベイを行い、汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動するエリア

③「除染エリア」

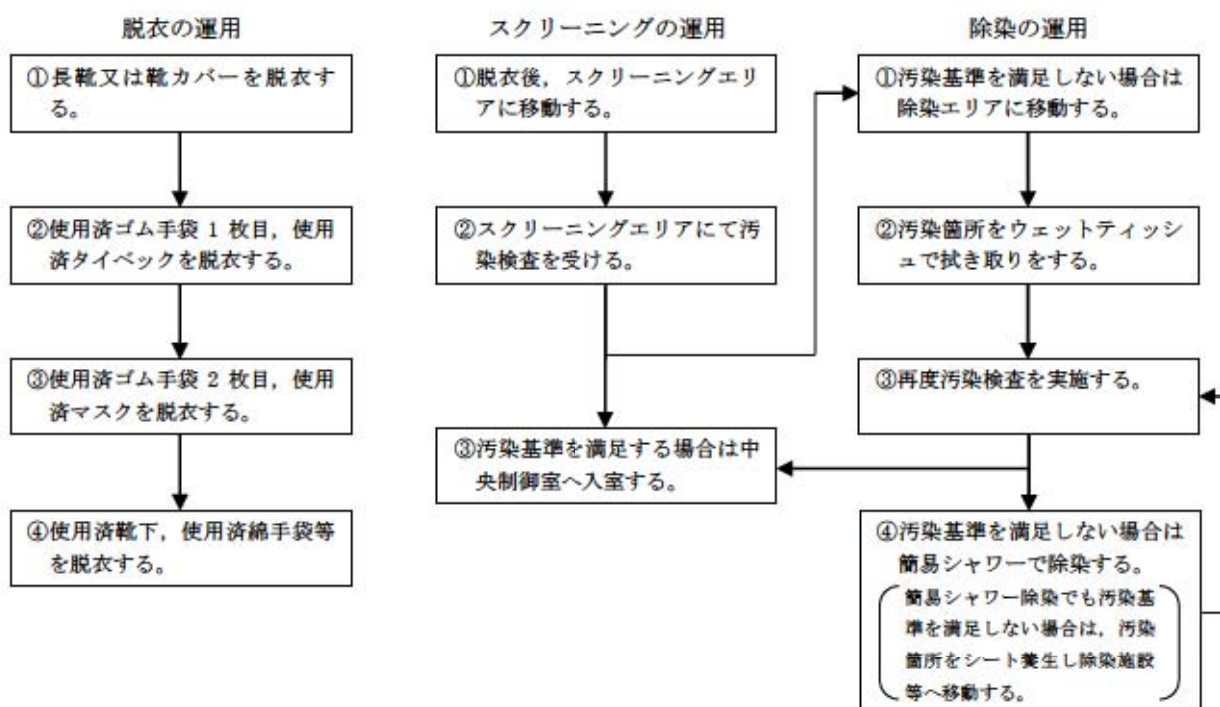
「スクリーニングエリア」で要員の身体に放射性物質による汚染が確認された場合の除染を行うエリア



第3-6図 中央制御室チェンジングエリアイメージ図

各チェンジングエリアの各エリアにおける具体的運用は以下のとおり。

また、チェンジングエリアの運用が適切に実施できるよう定期的な教育・訓練を行い入域時間の短縮及び技術力の向上を図ることとしている。



第 3-7 図 中央制御室チェンジングエリア運用基本フロー図

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具類の脱衣手順は以下のとおり。要員等の防護具類の脱衣場所は脱衣エリアとする。

- ・靴着脱エリアにおいて、長靴または靴カバーを脱衣し、使用済ゴム手袋 1 枚目を外す。
- ・脱衣エリアでは、使用済タイベック、使用済ゴム手袋 2 枚目、使用済全面マスク、使用済靴下、使用済綿手袋を脱衣する。

なお、脱衣手順の間違いは内部被ばくにつながるおそれがあることから、放管班員が要員の防護具類の脱衣状況について、適宜監視し、指導、助言をする。

(3) スクリーニング

チェンジングエリアにおけるスクリーニング手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、スクリーニングエリアに移動する。
- ・スクリーニングエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は除染エリアに移動し、除染を行う。

(4) 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。

- ・スクリーニングにて汚染検査を満足しない場合は除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。(必要に応じて、水のいないシャンプー等を使用する。)
- ・スクリーニングエリアにて再度汚染検査を実施する。
- ・汚染基準を満足しない場合は簡易シャワーで除染する。(簡易シャワー除染でも汚染基準を満足しない場合は汚染箇所をシートで養生し除染施設等へ移動する。)

(5) 着衣

中央制御室内における防護具類の着衣手順は以下のとおり。要員等の防護具類の着衣場所は中央制御室内とする。

- ・中央制御室において、脱衣と反対の手順にて、綿手袋、管理区域用靴下、全面マスク、ゴム手袋1枚目、タイベック、ゴム手袋2枚目を着衣する。

なお、着衣状況は内部被ばくにつながるおそれがあることから、放管班員が要員の防護具類の着衣状況について、適宜監視し、指導、助言をする。

(6) 汚染管理

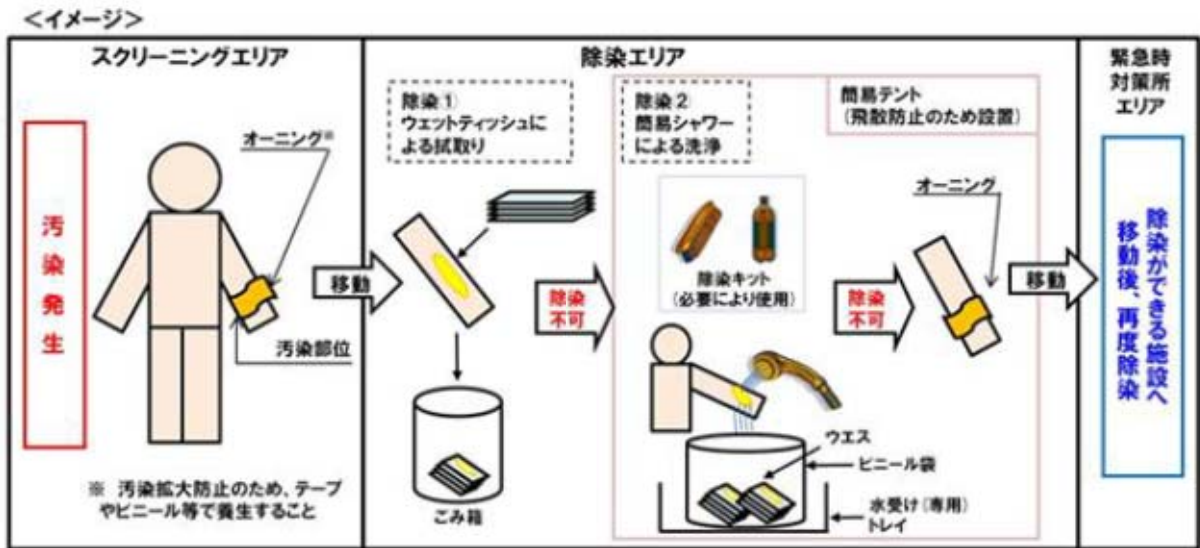
前述のとおり、中央制御室内に放射性物質による汚染を持ち込まないようチェンジングエリアを設ける。スクリーニングエリア内で要員の汚染が確認された場合は、スクリーニングエリアに隣接した「除染エリア」で要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュによる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、汚染部位への水洗による除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。また、簡易シャワーを用いた除染により発生した汚染水は、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など管理された状態で運用を行う。

なお、中央制御室内においては基本的に汚染水の発生はないと考えられるものの仮に汚染水が発生したとしても発生量は限られることから、除染の際に発生する汚染水と同様に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など管理された状態で運用を行う。

汚染水については上記のとおり適切に処理することとし、汚染水が除染エリアから飛散したり漏水したりしないような対策を取る。

また、管理されない状態において汚染水が外部放出されることのないよう運用していく。



第 3-8 図 身体汚染発生時における除染対応及び汚染水処理イメージ図

(7) 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が着用した防護具類については、チェンジングエリアの脱衣エリアで廃棄する。これら放射性廃棄物については、チェンジングエリア内に留め置くと環境線量当量率の上昇及び放射性物質による汚染拡大へつながる要因となることから、適宜持ち出しチェンジングエリア内の環境線量当量率の上昇及び汚染拡大の防止を図る。

(8) 環境管理

放管班員は、中央制御室内の表面汚染密度、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等がないことを確認する。

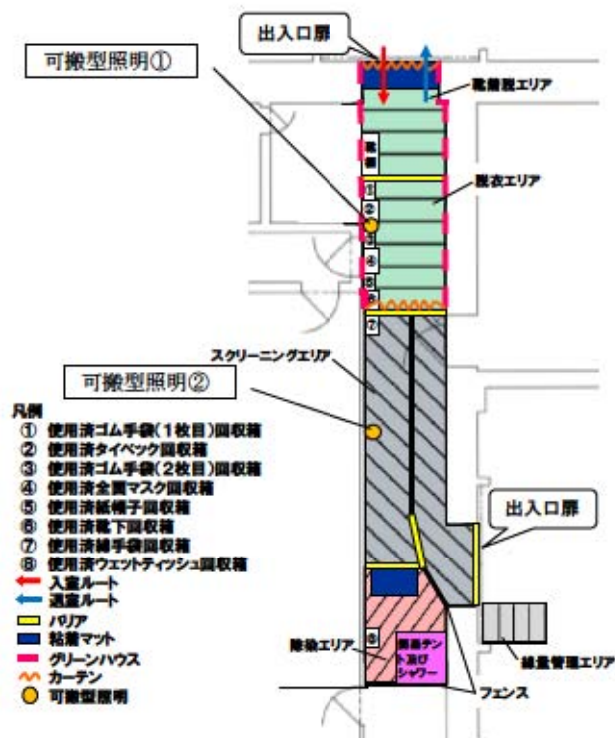
また、必要に応じて防護具類の着用や除染等の対策を講じる。

ブルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度等の測定を実施する。

3.6 チェンジングエリアの可搬型照明（S A）

チェンジングエリア設置箇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、2個使用する。個数はチェンジングエリア設置、身体サーベイ及び除染時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）の照度は、チェンジングエリア内に2個設置した場合で、身体サーベイ等を行う床面において20ルクス以上の照度になるように配置する。



可搬型照明①



可搬型照明②

第3-9図 可搬型照明（S A）確認状況

【設備仕様】

●可搬型照明（S A）

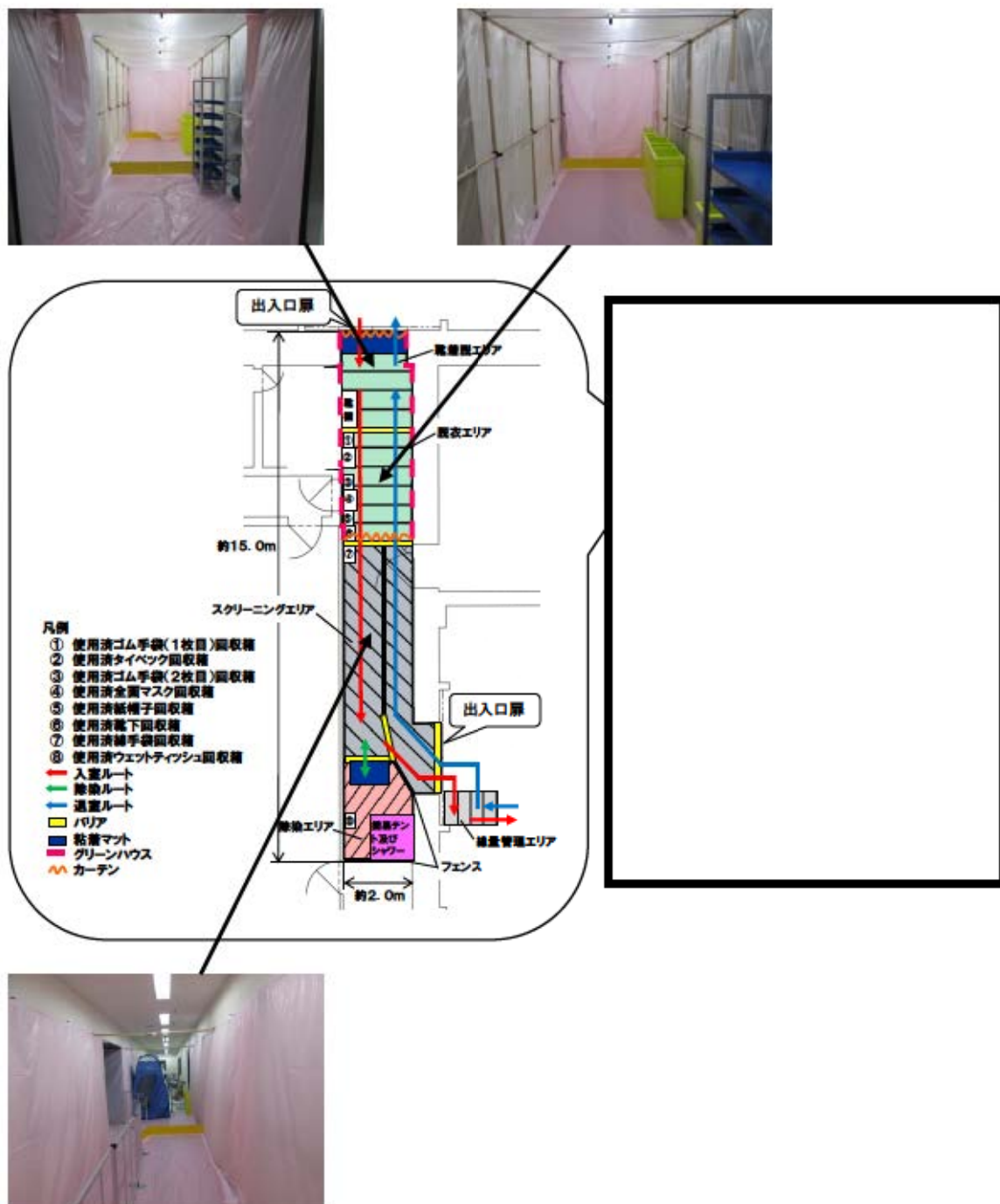
個数：3個（予備1個含む）

3.7 チェンジングエリアにかかる補足事項

(1) チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアの設営状況は第3-10図のとおり。

チェンジングエリアは、汚染の除去の容易さの観点からエリア全体の床面、壁面を養生シートで養生し、脱衣エリアについては組立の容易な紙製パイプを使用する。



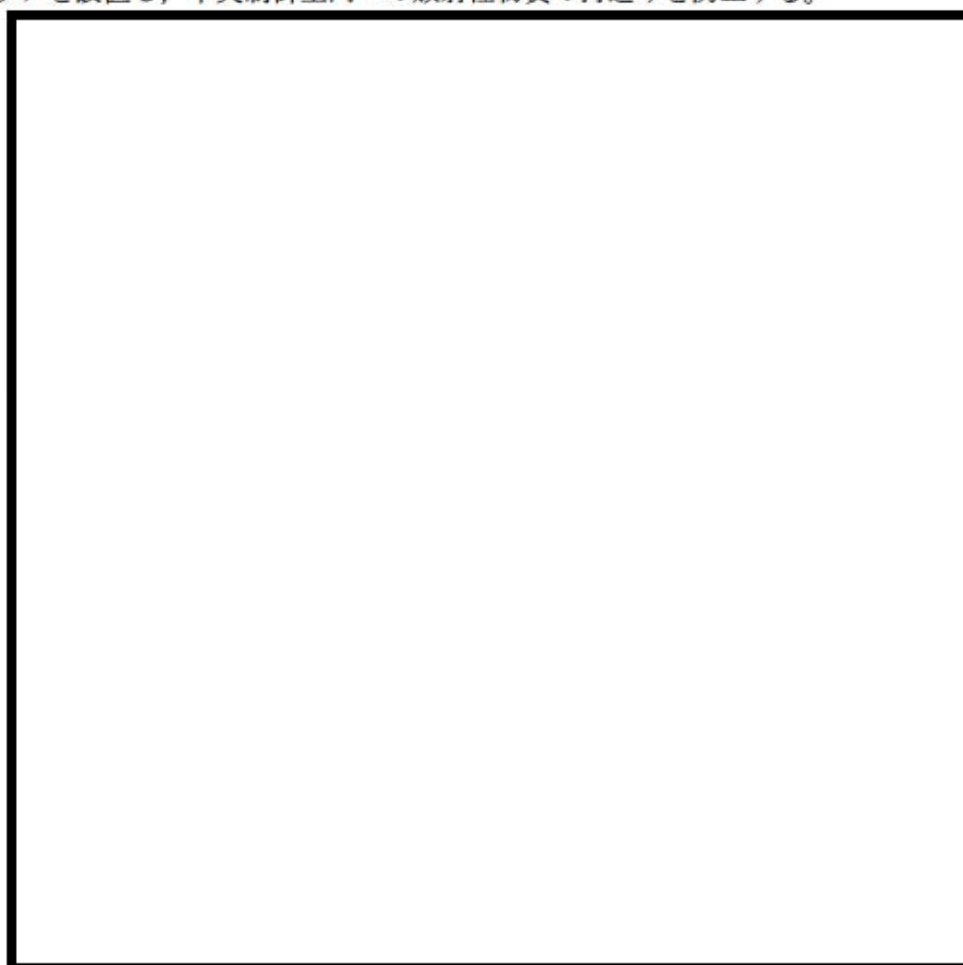
第3-10図 中央制御室チェンジングエリア

(2) 中央制御室への放射性物質の流入防止





a. 出入口扉以外の扉の施錠による放射性物質の流入防止

中央制御室のエリアには複数の扉が設置されているが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室の境界にある扉は全て気密扉であるとともに、第3-11図のとおり出入口となる扉は1箇所のみとし、その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とすることで、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する運用としている。

出入口となる扉1箇所には、要員が装着している防護具類の脱衣エリア及び脱衣後の現場作業要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認するためのスクリーニングエリアを設置し、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。



○凡例

-  : 中央制御室空調装置の換気エリア
-  : 気密扉
-  : 気密扉及び扉施錠箇所
-  : チェンジングエリア

第3-11図 中央制御室出入口扉施錠箇所

- b. グリーンハウスにおける放射性物質の閉じ込めによる中央制御室への流入防止
中央制御室へ放射性物質の流入を防止するため、グリーンハウスの汚染管理方法を以下のとおりとする。
- (a) 表面汚染密度及び空气中放射性物質濃度の管理方法
汚染レベルが高くなると予想される靴着脱エリア及び脱衣エリアをグリーンハウス化することで、靴着脱エリアでの靴の履き替え及び脱衣エリアでの防護具類の脱衣により、防護具類の表面から剥がれ落ちた放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込め、中央制御室内への汚染の持ち込みを防止する。
また、グリーンハウスの両端に取り付けるカーテンは、気密性を向上させるためにチャック式のカーテンとし、放射性物質の閉じ込めに万全を期す。
- (b) 定期的な測定
グリーンハウス内には靴の履き替え等により放射性物質が持ち込まれることになるが定期的（1回/日以上）な測定により汚染の有無を確認し、汚染が確認された場合は、チェンジングエリアに滞在する放管班員が速やかに除染を行う。
- c. 中央制御室内への放射性物質の流入を防止するための運用方法
- (a) グリーンハウスの設営及び要員の入退城の運用
中央制御室内への放射性物質の流入の防止に万全を期すため風向と合わせて、グリーンハウスの設営方法及びチェンジングエリアの要員の入退城の運用に関して以下のとおりとすることとしている。
- ① グリーンハウス内は無風状態を維持するため、グリーンハウス自体の気密性を高くする必要があることから、出入口に取り付けるカーテンについてはチャック式のカーテンとする。
 - ② 要員は出入口扉から入退城することになるが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室空調装置の換気エリア側の出入口扉のカーテン及び中央制御室側のカーテンの同時開放は禁止することとし、カーテン部に注意喚起の標識を掲示する。
また、チャック式カーテン通過後には完全にチャックを閉止することとし、上記の標識の他に注意喚起の標識を合わせて掲示する。
なお、同時開放させないための出入口扉、カーテンの状態の監視は、スクリーニングエリアに常駐する放管班員が行うこととし、必要に応じ放管班員から入退城しようとする要員に対して指示・指導するものとする。
- (b) チャック式のカーテンの開閉運用手順
チャック式のカーテンが同時開放される可能性があるのは、グリーンハウス両端から要員が同時に入退城する場合であり、同時開放を防止するため運用方法を以下のとおりとする。
- ① チェンジングエリア内のスクリーニングエリアに常駐している放管班員は、グリー

ンハウス両端の2箇所を設置されているチャック式のカーテンから入退域しようとする要員がいる場合、要員に対して指示・指導する必要があるため、入退域状況を常時監視する。

- ② 放管班員は2箇所同時にチャック式のカーテンから要員が入退域しようとしている場合、両方の要員に対して放管班員はまず待機を指示する。
- ③ 放管班員は、待機を指示した要員に対してチャック式のカーテンは同時開放が禁止であること及び通過後にはチャックを完全に閉止することを告知する。
- ④ 告知後、放管班員はどちらか一方の要員に通過を指示し、もう一方の要員に対しては待機の継続を指示する。
- ⑤ 先に指示した要員がチャック式のカーテンの通過後、放管班員は待機している要員に通過を指示する。
- ⑥ 待機を指示されたにも関わらず、同時にチャック式のカーテンを通過しようとする要員がいた場合、放管班員は当該要員に対して適切に指導するものとする。
- ⑦ 放管班員は、グリーンハウス内の使用済み防護具類の回収等に合わせて、適宜チャック式カーテンのチャックが完全に閉止しているかを確認する。

d. 中央制御室空調装置による放射性物質の中央制御室への流入防止

仮にグリーンハウスから放射性物質が漏れいした場合においても、放射性物質を中央制御室へ流入させないようにするため、中央制御室空調装置による空気の流れにより、放射性物質の中央制御室への流入を防止する。

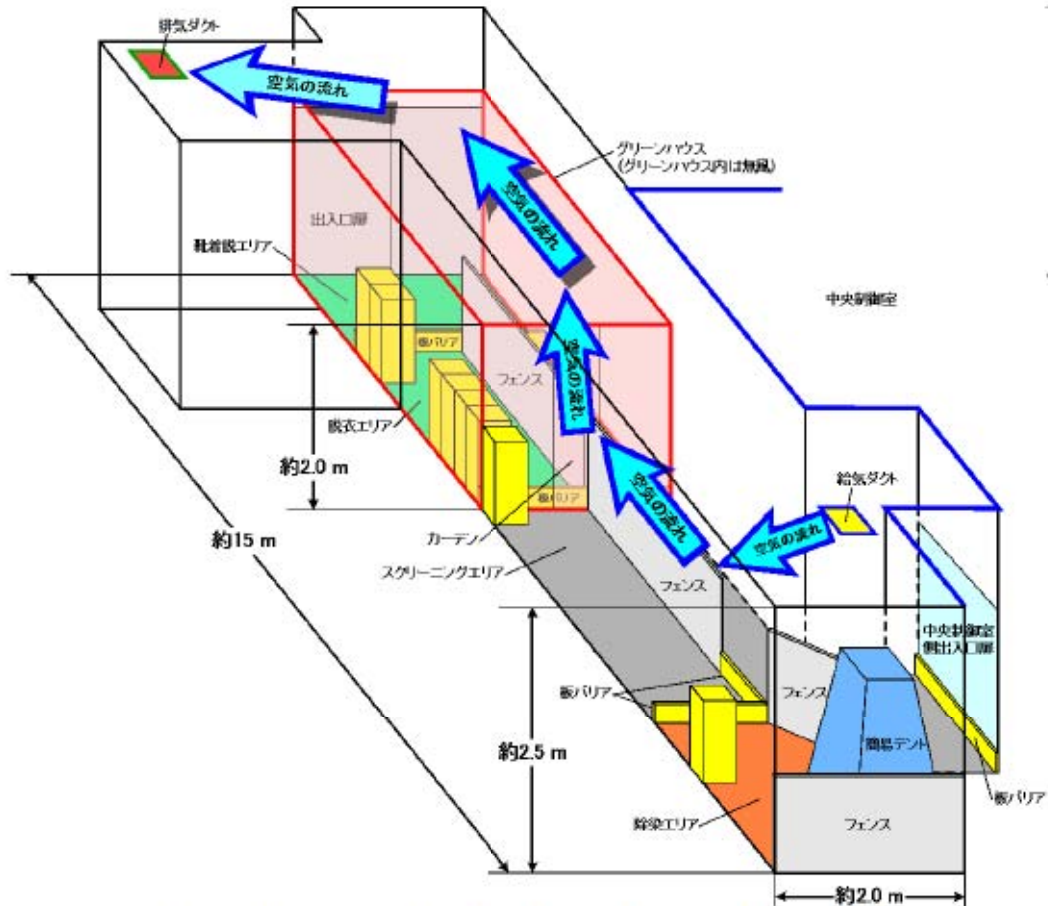
中央制御室に放射性物質を流入させない風向として、グリーンハウス内については放射性物質をグリーンハウス内に留めておくため無風とし、グリーンハウス外については、給気ダクト側から排気ダクト側への風向とする。

以上から、検証のためチェンジングエリアを設営し風向確認試験を行ったが、実際の空気の流れは、第3-12図に示す風向であることを確認した。

試験の概要を以下に示す。

- ① チェンジングエリアに設置する全ての資機材を配置した。
- ② グリーンハウスの両端に設置するカーテンはチャック式とする。
- ③ 中央制御室空調装置は、重大事故時の運転状態である閉回路循環運転にて、試験を行った。
- ④ グリーンハウスから中央制御室内への放射性物質の流入する経路となるようにグリーンハウスのスクリーニングエリア側に取り付けたカーテン、中央制御室出入口扉を開放し、中央制御室空調装置の範囲の境界となる出入口扉及びカーテンについては閉止状態とした。
- ⑤ 確認高さは、中央制御室内、スクリーニングエリア内及びグリーンハウス内は、要員を模擬し床上高さ+1500mmとし、その他にグリーンハウス上、排気ダクト付近については、床上高さ+2000mmで確認を行った。

放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込めること及び中央制御室空調装置により、中央制御室へ放射性物質が流入することはないことから、チェンジングエリアへの可搬型空気浄化装置は設置しない設計とする。



第 3-12 図 チェンジングエリアの空気の流れイメージ図

e. 中央制御室空調装置の換気エリアに設置することによる外部被ばく等の低減
チェンジングエリアを中央制御室空調装置の換気エリアに設置することにより、外部被ばく、衣服汚染及び身体汚染を低減できる。

具体的には以下のとおり。

(a) 外部被ばくの低減

グリーンハウスを中央制御室空調装置の範囲外に設置した場合、チェンジングエリア周辺の汚染レベルが高く、要員が防護具類を脱衣する際に外部被ばくの増加が懸念される。

このため、中央制御室遮へいに囲まれた中央制御室空調装置の換気エリアにチェンジングエリアを設置することで、環境の線量当量率は低くなり、要員の外部被ばくを低減できる。

(b) 衣服汚染及び身体汚染の低減

グリーンハウスを中央制御室空調装置の範囲外に設置した場合、チェンジングエリア

周辺の汚染レベルが高く、中央制御室への要員の入退室時に外部の放射性物質が流入することから、グリーンハウス内に汚染が付着しやすくなり要員の衣服汚染及び身体汚染の発生が増加する懸念がある。

一方、チェンジングエリアを中央制御室空調装置の換気エリアに設置した場合は、中央制御室内の環境の汚染レベルは低いため、衣服汚染及び身体汚染の発生を抑制することができる。

(3) 中央制御室の外側の状況に応じた運用

チェンジングエリアにおいて正確な身体サーベイを行うために、緊対所における外側の状況（主に放射線レベル）（以下、「周辺状況」という。）に応じて汚染の管理基準を柔軟に設定する必要がある。

このため、周辺状況が高放射線下の状況を想定して、チェンジングエリアの運用に係る管理基準等を整理し、状況に応じた設定・運用を以下のとおり行うこととする。

a. 運用の判断基準

(a) 状況及び汚染の管理基準

第3-4表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準により運用する。

第3-4表 チェンジングエリア内における汚染の管理基準

	状況	汚染の管理基準 ^{※1}	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300 cpm (4 Bq/cm ²)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度：40 Bq/cm ² ）の1/10
状況②	大規模ブルームが放出されるような原子力災害時	40,000 cpm ^{※2} (120 Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるO I L 4を準拠
		13,000 cpm ^{※3} (40 Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるO I L 4【1ヶ月後の値】を準拠

※1：計測器の仕様や校正により異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。また、測定する場所のBGに留意する必要がある。

※2：BGの影響が相対的に小さくなる数値のうち最低の水準として設定。（13,000×3≒40,000）

※3：40 Bq/cm²（放射性ヨウ素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100 mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面汚染密度）

【参考1】運用上の介入レベル（O I L 4）について

- 原子力災害対策指針（令和3年7月21日一部改正）より抜粋
 - ・「運用上の介入レベル」（Operational Intervention Level）
 - ・「原子力災害対策指針」において設定された避難等の防護措置の実施を判断する基準
 - ・空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等を原則計測可能な値で表される

基準の種類	基準の概要	初期設定値	防護措置の概要
O I L 4	不注意な経口摂取、皮膚汚染からの外部被ばくを防止するため、除染を講ずるための基準	β 線：40,000 cpm ^{※1} （皮膚から数cmでの検出器の計数率） β 線：13,000 cpm ^{※2} 【1ヵ月後の値】 （皮膚から数cmでの検出器の計数率）	避難又は一時移転の基準に基づいて避難等した避難者等に避難退城時検査を実施して、基準を超える際は迅速に簡易除染等を実施。

※1：我が国において広く用いられている β 線の入射窓面積が20 cm²の検出器を利用した場合の計数率であり、表面汚染密度は約120 Bq/cm²相当となる。他の計測器を使用して測定する場合には、この表面汚染密度から入射窓面積や検出効率を勘案した計数率を求める必要がある。

※2：※1と同様、表面汚染密度は40 Bq/cm²相当となり、計測器の仕様が異なる場合には、計数率の換算が必要である。

上記汚染の管理基準の設定にあたり、中央制御室滞在における内部被ばく線量を試算した。評価条件は表 3-5 表のとおりとし、中央制御室に入室する運転員等の衣類には、40 Bq/cm²の放射性物質が付着しているものと仮定し、付着した放射性物質（40 Bq/cm²）がすべて中央制御室内に持ち込まれ、浮遊するものとして評価した。

第 3-5 表 中央制御室における線量評価条件

項目	使用値	設定理由
運転員等の衣類に付着して中央制御室に持ち込まれる放射性物質の量	2.096E+07 Bq/ 31名	<ul style="list-style-type: none"> ・ 40 Bq/cm² × 16900 cm² (体表面積) × 31名 (衣類に付着した放射性物質が 0~60 s の短時間で中央制御室内へ全量浮遊するものと仮定) ・ Cs-137 と I-131 を想定
中央制御室換気系統処理空間容量	4000 m ³	空調機器の体積を含む中央制御室パウダリ体積として設定
中央制御室非常用循環系統フィルタ容量	85 m ³ /min	設計値
中央制御室非常用循環系統起動時間	60 s	0~60 s に中央制御室操作員の着衣の放射性物質が全て中央制御室内に浮遊するものと仮定。安全側に放射性物質が全量浮遊するまでの中央制御室非常用循環系統のフィルタ効果は期待しないものとした
中央制御室非常用循環系統よう素フィルタによる除去効率	0~60 s : 0 % 60 s ~ : 95 %	設計上期待できる値として設定
中央制御室非常用循環系統微粒子フィルタによる除去効率	0~60 s : 0 % 60 s ~ : 99 %	同上
空気流入率	2000 m ³ /h (0.5 回/h)	空気流入率測定試験結果 (0.15 回/h) を基に余裕を見込んだ値として設定
マスクの着用	考慮しない	被ばく評価上、安全側にマスクの着用を考慮しないものとする
交替回数	20 回	7 日間の直交替回数に余裕をみた値
中央制御室滞在時間	49 時間	運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる班の滞在時間を設定
評価期間	7 日	審査ガイド*1に基づく

* 1 : 「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」

被ばく評価結果を第 3-6 表に示す。衣類の付着物として全量 Cs-137 を仮定した場合は、約 0.8 mSv/7 日、全量 I-131 を仮定した場合は約 0.4 mSv/7 日であり、持ち込まれた放射性物質が全量浮遊したものと仮定しても被ばく線量は小さいものであり、現実的には全量浮遊することはないため、実際の被ばく影響は十分に小さいものとする。

なお、中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、別途「泊発電所 3 号炉 中央制御室について」において審査ガイドに基づき評価しており、本評価は中央制御室入室の汚染管理基準の評価のため試算したものである。

第 3-6 表 衣類に付着した放射性物質による中央制御室での被ばく評価結果

	Cs-137 の衣類への 付着を仮定	I-131 の衣類への 付着を仮定
吸入摂取による 実効線量結果 (mSv/7 日)	約 0.8	約 0.4

なお、さらなる被ばく低減の観点からもより低い管理基準で運用していくことも視野に入れて改善を図っていく。

(4) 中央制御室におけるマスク着用の運用

中央制御室における放射性物質濃度の監視については、重大事故等発生時によろ素、粒子状物質濃度の監視を行うこととしている。この中央制御室内の放射性物質濃度等の確認の結果、あらかじめ定めた管理基準（空气中よろ素濃度： 1×10^{-4} Bq/cm³）を下回る場合はマスクを外すこととし、上回る場合はマスクの着用を判断する。

なお、測定は緊急時対策所の本部長の指示により行う。

また、事象進展が早く、放射性物質濃度の監視の準備が整うまでに、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合（炉心出口温度が350℃を超えて上昇が継続する場合、又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が 1×10^5 mSv/h以上）は、その時点でマスクを着用することとし、その後に放射性物質濃度の監視が開始されて以降は、管理基準に従うこととする。

マスクの着脱の判断方法は第3-7表のとおり。

第3-7表 マスク着用の判断方法

状況	情報	判断方法	判断主体
放射性物質濃度の監視が可能な状況	放射性物質濃度等	放射性物質濃度等の情報によりマスク着脱を判断する。	緊急時対策所 発電所対策本部長
事象の進展が早く放射性物質濃度の監視の準備が整うまで	炉心出口温度等	炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、マスク着用を判断する。（マスクを外す判断は放射性物質濃度の監視が可能な状況と同様）	中央制御室 発電課長（当直）

なお、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合をマスク着用の判断基準とした理由としては、炉心損傷となれば原子炉格納容器内に放出される放射性物質量が急激に増加し、それに伴い大気への放出量が増加し、中央制御室内放射性物質濃度が高くなるリスクが高まることから、炉心損傷に至る前にマスク着用を判断し、確実に被ばく防護を図るためである。事故初期の運転員操作の幅転に鑑みると、マスク着用判断に迷わないことが最優先であり、炉心損傷の判断基準（炉心出口温度350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が 1×10^5 mSv/h以上）よりも前にマスク着用を判断するため、「炉心出口温度350℃以上」と「格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が 1×10^5 mSv/h以上」の基準をそのまま用いるとともに、「及び」ではなく「又は」の条件とする。ただし、マスク着用は対応操作に制約を与えるものであり、炉心出口温度が350℃を若干超過した後下回るような、炉心損傷に至らない事象については、マスクの着用は必要ないことから、「炉心出口温度が350℃を“超えて

上昇が継続する場合」とし、そのような事態を防ぐ判断基準とする。

中央制御室における放射性物質濃度の監視については、可搬式ダストサンプラ（よう素、粒子状物質）を中央制御室内に配備し、重大事故等発生時による素・粒子状物質濃度の監視を行うこととしている。本装置は連続監視が可能ではないものの、適時監視することにより、マスクの着脱の判断を適切に実施することが可能である。

4. バス等の汚染確認方法について

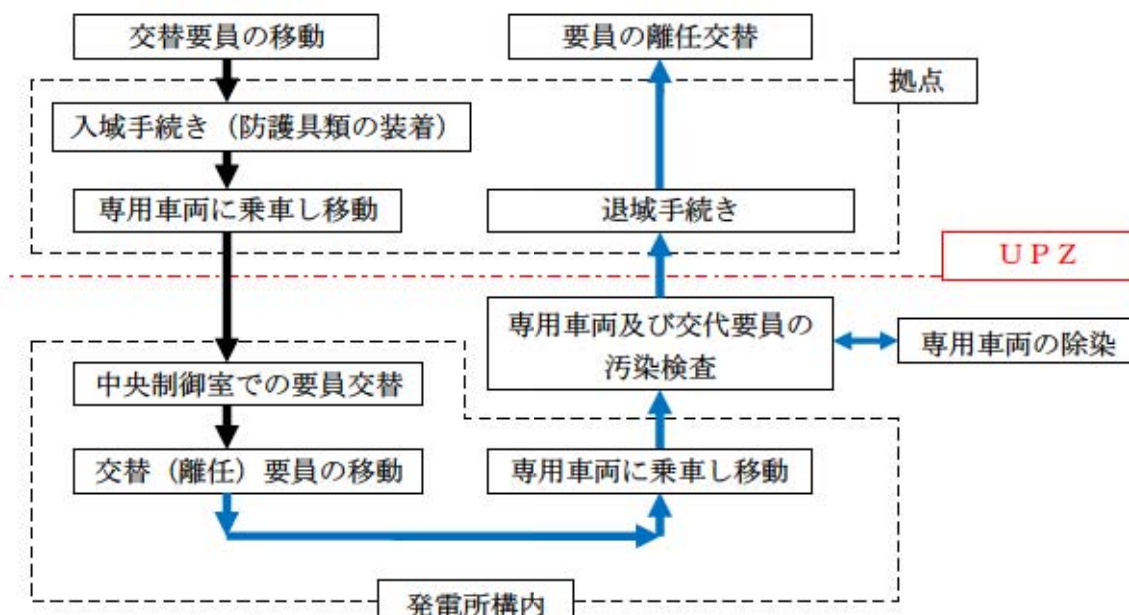
中央制御室居住性に係る被ばく評価に用いている敷地外から発電所内事務所までの動線は、バスによる移動を想定している。

バス等の車両や人の出入り制限と汚染防護のための入退域管理・汚染サーベイ等をおこなう拠点は、通常、UPZ付近等で設定され、バス等の車両もそこで汚染管理を実施することとなる。

バス等の車両の汚染管理としては、当該車両をUPZ内専用の車両として管理するとともに汚染検査等により必要に応じて除染を行うこととする。除染方法としては、内部被ばくの防止の観点から、マスクやゴム手袋等の防護具類を着用し使用済の防護具類は適切に除染または処分する。また、汚染の除去は放射性物質の飛散防止の観点から、基本的に拭き取りによる除去とし、汚染の除去が困難な部品等については新品と交換する等の措置を取る。

乗車員の被ばく管理については、UPZ付近に設定される入退域管理・汚染サーベイの拠点により行い、被ばく低減の観点から、乗車する車両の運行場所の汚染状況により、必要に応じてマスクやゴム手袋等の防護具類を着用し内部被ばくの低減に努めるとともに上記車両の除染により外部被ばくの低減も行うこととする。

また、中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、第4-1表のとおり、入退域時の運転員の被ばくを考慮している。入退域時の被ばく評価において、実際にはバスで移動をするために外気濃度そのものを吸入摂取することはないが外気濃度条件で内部被ばくを評価している等の保守性を有しており、バスに若干の汚染があったとしても、中央制御室の居住性に係る被ばく評価全体に影響を与えることはない。



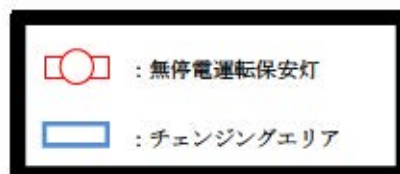
第4-1図 中央制御室の運転員等の交替時における車両等及び人の基本動線

第 4-1 表 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価

被ばく経路		7 日間の実効線量 (mSv)
中央制御室滞在時	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	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}
	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	約 1.1×10^0
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^0
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 1.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 13

5. 全交流動力電源喪失時の中央制御室設備への給電について

全交流動力電源喪失発生時から30分以上無電源で点灯する無停電運転保安灯を中央制御室内に以下のとおり配備しており、代替非常用発電機が起動するまでの間（事故発生後25分以内）の照明は確保されている。無停電運転保安灯により、運転員の操作・監視に支障のない程度の照度を確保しているとともに、全交流動力電源喪失を想定した対応操作訓練を実施している。また、仮に無停電運転保安灯が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、代替非常用発電機から給電できる可搬型照明（SA）を配備する。



なお、空調については代替非常用発電機が起動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、保守的に全交流動力電源喪失発生から5時間後に起動することを条件としている。

また、チェンジングエリア内の照明についても、中央制御室内の照明と同様である。

6. 酸素濃度、二酸化炭素濃度を踏まえた対応について

非常用炉心冷却装置が動作する等の事故時においては、中央制御室空調装置について、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する系統構成（事故時閉回路循環運転モード）となる。

事故時閉回路循環運転中には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に測定し、酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が1%を超えるおそれがある場合は、外気をフィルタで浄化しながら取り入れることとし、その内容を手順に反映する。系統構成概要を添付1に示す。

フィルタで浄化しながらの外気取入れであるため、添付2のとおり、中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響は無視できる程度である。

なお、外気取入れを閉止した際において、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を評価した結果は添付3のとおりであり、中央制御室の居住性に係る被ばく評価の評価期間中、中央制御室に滞在する運転員の操作環境に影響を与えることは考えられない。

外気取入れ時の被ばく影響について

重大事故時の中央制御室外気取入れ遮断（事故時閉回路循環運転モード）中において酸素濃度及び二酸化炭素濃度に係る環境が悪化し、外気を取り入れた場合の居住性に係る被ばく評価への影響を確認する。

外気取入を考慮した影響確認の評価条件と外気取入を考慮していない現行評価の結果は第6-1表のとおりであり、フィルタで浄化しながらの外気取入れであるため、中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響は無視できる程度である。

評価条件を第6-2表に示す。

第6-1表 中央制御室被ばく評価結果比較表（3号炉）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)	
		現行評価 (外気取入を考慮なし)	影響確認 (外気取入を考慮)
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-2}	同左
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}	同左
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.2×10^0	約 2.2×10^0 (約 3.6×10^{-4})*2
	小計 (①+②+③)	約 2.2×10^0	約 2.2×10^0
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^1	同左
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.4×10^0	同左
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1	同左
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 15^{*1}	約 15^{*1}

*1：詳細値を有効数字2桁に切り上げた値

*2：カッコ内は現行評価からの被ばく線量の増加分を記載

第6-2表 評価条件比較表（中央制御室空調装置条件）

項目	現行評価での使用値 (外気取入を考慮なし)	影響確認での使用値 (外気取入を考慮)	影響確認での使用値の 設定理由
事故時における外気取り込み	0～168 h：外気取入れなし	0～96 h：外気取入れなし 96～99 h：5.1×10 ³ m ³ /h 外気をフィルタを介して取り込む 99 h～168 h：外気取入れなし	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素及び二酸化炭素濃度を初期値近くまで戻すために必要な外気取入れ時間として3時間^{*1}を想定。 ・7日（168時間）以内に環境悪化をすることは想定できないため、仮に96時間後の取入れを想定。
中央制御室バウンダリ体積(容積)	4.0×10 ³ m ³	同左	条件変更なし
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	3.8×10 ³ m ³	同左	条件変更なし
空気流入量	2.00×10 ³ m ³ /h (0.5回/h)	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニットよう素フィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：95%	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニット微粒子フィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：99%	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニットフィルタによる除去効率遅れ時間	300分	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環ファン流量	5.1×10 ³ m ³ /h (ただし、300分後に起動)	同左	条件変更なし

※1：酸素濃度19%，二酸化炭素濃度1.0%（運用上の許容濃度を設定）の環境から、3時間外気取入れを実施した場合、酸素濃度20.89%，二酸化炭素濃度0.063%となる。（初期酸素濃度：20.95%，初期二酸化炭素濃度：0.03%）

外気遮断時の中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

1. 設計基準事故時の中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の評価

(1) 概要

「実用発電用原子炉及びその付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、中央制御室空調装置は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

設計基準事故が発生した際の事故時閉回路循環運転により、外気の取り込みを一時的に停止した場合の中央制御室内の居住性について、以下のとおり評価した。

(2) 評価

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

a. 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

(a) 評価条件

- ・ 在室人数：10 人
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積：3,500 m³
- ・ 空気流入率：0.05 回/h※（閉回路循環運転）
※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期酸素濃度：20.95 %
- ・ 1 人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して 24 l/min とする。
- ・ 1 人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.52 l/h とする。
- ・ 許容酸素濃度：19 %以上（鉱山保安法施行規則から）

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は、以下のとおりであり、720 時間外気取入を遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.78 %	20.69 %	20.64 %	20.58 %	20.58 %	20.58 %

b. 二酸化炭素濃度

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

(a) 評価条件

- ・在室人数：10人
- ・中央制御室バウンダリ内体積：3,500 m³
- ・空気流入率：0.05 回/h※（閉回路循環運転）
※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・初期二酸化炭素濃度：0.03 %
- ・1人当たりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046 m³/h とする。
- ・許容二酸化炭素濃度：1 %以下（鉱山保安法施行規則から）

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、以下のとおりであり、720時間外気取入を遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間	720時間
二酸化炭素濃度	0.149 %	0.214 %	0.249 %	0.291 %	0.293 %	0.293 %

2. 重大事故時の中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の評価

(1) 概要

「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈」第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な措置」として、中央制御室空調装置は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

重大事故が発生した際の事故時閉回路循環運転により、外気の取り込みを一時的に停止した場合の中央制御室内の居住性について、以下のとおり評価した。

(2) 評価

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

a. 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

(a) 評価条件

- ・ 在室人数：13人
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積：3,500 m³
- ・ 空気流入率：0～5h 0回/h (SBO想定によるファン停止)
5～168h 0.05回/h※ (閉回路循環運転)
※空気流入率測定試験結果(約0.12回/h)を基に保守的に設定。
- ・ 初期酸素濃度：20.95 %
- ・ 1人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して24 l/minとする。
- ・ 1人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.52 l/hとする。
- ・ 許容酸素濃度：19 %以上 (鉱山保安法施行規則から)

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は、以下のとおりであり、168時間外気取入を遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
酸素濃度	20.72 %	20.60 %	20.54 %	20.47 %	20.46 %

b. 二酸化炭素濃度

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

(a) 評価条件

- ・ 在室人数：13 人
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積：3,500 m³
- ・ 空気流入率：0～5h 0 回/h (SBO 想定によるファン停止)
5～168h 0.05 回/h※ (閉回路循環運転)
※空気流入率測定試験結果 (約 0.12 回/h) を基に保守的に設定。
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03 %
- ・ 1 人当たりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046 m³/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度：1 %以下 (鉱山保安法施行規則から)

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、以下のとおりであり、168 時間外気取入を遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
二酸化炭素濃度	0.191 %	0.273 %	0.317 %	0.369 %	0.372 %

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価における人員について

泊 3 号炉の中央制御室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価において想定する人員の設定については、評価のベースとなる人数として中央制御室の標準人員である 6 人を想定している。そのうえで、中央制御室に立入る可能性のある人員を考慮して、本評価においては以下のとおり設定している。

すなわち、設計基準事故時については 4 人、重大事故等時については 7 人を、評価のベースとなる人数に加えることで、各々 10 人及び 13 人が外気隔離の期間中（設計基準事故時：30 日、重大事故等時：7 日間）に中央制御室に滞在するものとして評価を行っている。

（表 1）

なお、(1)(2)項に設定の考え方を示す。

表 1 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価における人員の設定

	在室人員	評価条件の設定
設計基準事故時	10人	当直員 6 人 ^{※1} に加えて 4 人 ^{※2} を考慮
重大事故等時	13人	当直員 6 人 ^{※1} に加えて 7 人 ^{※3} を考慮

※ 1 : 標準人員（表 2）

※ 2 : 研修員等を想定

※ 3 : 重大事故等時に当直指揮下となる可能性のある災害対策要員（運転支援等）を想定

(1) 評価のベースとなる人数

評価のベースとなる人数（評価期間中は中央制御室内に滞在）としては、標準人員である 6 人を考慮している（表 2）。「標準人員」は、発電課長（当直）、副長、運転員 I 及び運転員 II から成り、通常運転時の対応、停止時の対応、事故等時の事象収束対応等の中央制御室内の操作状況によらず変わるものではない。

一方、保安規定では確保する運転員の人数が原子炉の運転モードに応じて定められており、最も多くなる原子炉運転中の場合では「6 名以上」と定めている。ここで、保安規定で定める運転員の人数に対しては、欠員が生じないように補充することも規定されており、当直体制としての人数が確保されることを前提としている。この人数が標準人員の 6 名であり、評価のベースとしてこの標準人員を用いることは妥当と考える。

表2 標準人員の内訳

	在室人員
発電課長（当直）	1人
副長	1人
運転員Ⅰ・運転員Ⅱ	4人

(2) 評価条件の設定の考え方

本評価においては中央制御室に在室する要員として、(1)で設定したベースの人数に加えて、立入る可能性のある人員を追加し、この人員が評価期間中、中央制御室に常駐しているものと想定した。

ここで、(1)で設定した運転員についても、評価条件を設定するにあたって運転員に加える人員についても、設計基準事故時及び重大事故等時の評価で想定する評価期間（30日間及び7日間）中、常に中央制御室に在室するわけではないが、これらの合計人数が評価期間中は常に在室するものと想定した。

なお、運転員に対して設定している(1)の標準人員に加えて、研修員等が中央制御室に在室することもある。また、重大事故等時には災害対策要員（運転支援等）7人が当直指揮下に入るため中央制御室に立入る可能性がある。一方、事故発生時には、中央制御室への立入りを制限することが定められている。

これらを踏まえて、今回の評価では設計基準事故時の評価では4人、重大事故等時の評価では7人を(1)の標準人員に加えて評価することとした。

なお、中央制御室の平均的な在室人員及び中央制御室の在室人員の推移を表3、表4及び図1、図2にそれぞれ示す。

表3 設計基準事故時における中央制御室の在室人員

	1日目	2日目	3日目	・・・	29日目	30日目	30日間平均
事象発生時点で1, 2, 3直	8.65	8.44	8.65	・・・	8.65	8.44	8.55
事象発生時点で1, 速直	8.44	8.65	8.44	・・・	8.44	8.65	8.55

(単位：人)

表4 重大事故等時（過圧破損シナリオの場合）における中央制御室の在室人員

	1日目			2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	7日間平均
	2時間(初動)	2～24時間	平均							
事象発生時点で1, 2, 3直	8.85	11.13	10.92	5.25	5.38	5.25	5.38	5.25	5.38	6.12
事象発生時点で1, 速直	8.85	10.99	10.80	5.38	5.25	5.38	5.25	5.38	5.25	6.10

(単位：人)

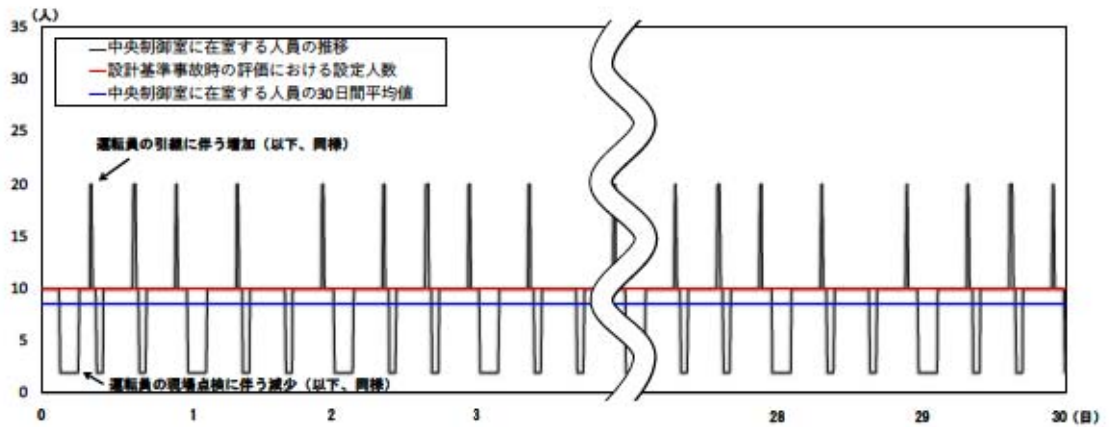


図1 設計基準事故時における中央制御室の在室人員の推移のイメージ

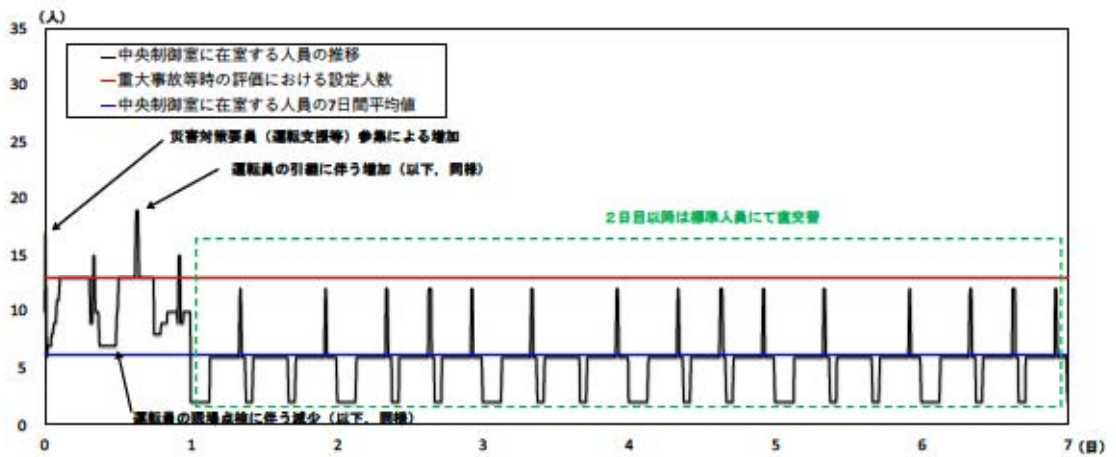


図2 重大事故等時（過圧破損シナリオの場合）における中央制御室の在室人員の推移のイメージ

7. 可搬型照明に求められる照度の考え方について

(1) 中央制御室及びチェンジングエリアにおける必要な照度

中央制御室及びチェンジングエリアについては全ての照明が消灯した場合に、中央制御室内の運転コンソール及び指令コンソールにおける計器、操作器及び手順書の確認等の運転監視操作、チェンジングエリアにおける身体サーベイ及び除染作業等が確実に実施できる照度を確保する必要がある。

これらの作業を確実に実施するために必要となる照度は、当社が実施した視認性確認の結果から、15ルクス以上確保できていれば十分な視認性があり、かつ支障なく作業することができることを確認している。

一方、「JIS Z 9125 (2007) 屋内作業場の照明基準」(以下、「JIS Z 9125」という。)は、“全作業時間にわたっての視作業を、効率よく、かつ、快適で、安全に行うための屋内作業場の照明設計基準、照明要件などについて規定した規格”であるが、その中で通常の照明状態において、人の顔を識別するには約20ルクスの水平面照度を必要とし、20ルクスの水平面照度を照度段階の最低値と定義されている。

これらより、当社が実施した視認性確認の結果から運転監視操作、身体サーベイ及び除染作業等に必要となる照度である15ルクスに余裕を持たせ、中央制御室及びチェンジングエリアの可搬型照明(SA)の照度はJIS Z 9125の照度段階の最低値である20ルクス以上を確保する設計とする。

以下に、中央制御室及びチェンジングエリアにおいて、20ルクス以上を確保するための照度確認結果を示す。

(2) 可搬型照明(SA)による照度確認

中央制御室及びチェンジングエリアの全ての照明を消灯状態とし、可搬型照明(SA)点灯状態において各作業エリアの必要照度が確保されていることを確認した。

なお、中央制御室については、通常の運転操作に影響を及ぼさないようシミュレータ施設を用いて照度を確認している。

a. 中央制御室

(a) 確認目的

中央制御室で運転監視操作を行うため、運転コンソール及び指令コンソールの盤面並びにデスク上において、可搬型照明(SA)を計画した設置場所に設置し必要照度である20ルクス以上を確保できることを確認する。

(b) 確認条件

照度確認に影響を及ぼさないよう、シミュレータ施設の全ての照明、大型表示盤、運転コンソール盤面及び指令コンソール盤面を消灯状態とする。また、可搬型照明(SA)は、最低照度を確保するため運転コンソール及び指令コンソール盤面から約2m隔離した

位置に設置し、地震による転倒・落下の可能性がないよう床面に設置した状態で点灯する。

(c) 確認項目

運転監視操作を行う運転コンソール盤面及び指令コンソール盤面及びデスク上について、代表点の照度を照度計により確認する。(第7-1図参照)

(d) 判定基準

作業のために必要な照度である15ルクスに余裕を持たせ、全ての照度の確認箇所において、20ルクス以上の照度であることを基準とする。

(e) 確認結果

第7-1表のとおり、全ての照度の確認箇所において、判断基準である20ルクス以上の照度であることを確認した。

また、操作箇所に応じて可搬型照明(SA)の向きを変更することにより、さらに照度を確保することが可能であることを確認した。



第7-1図 シミュレータにおける可搬型照明(SA)確認状況

第7-1表 シミュレータにおける照度確認結果

確認点	照度 (ルクス)	確認点	照度 (ルクス)
(1)	197	(5)	51
(2)	197	(6)	42
(3)	180	(7)	29
(4)	47	(8)	22

b. チェンジングエリア

(a) 確認目的

チェンジングエリアで身体サーベイ及び除染作業等を行うため、各作業エリアにおいて、可搬型照明（SA）を計画した設置場所に設置し必要照度である 20 ルクス以上を確保できることを確認する。

(b) 確認条件

照度確認に影響を及ぼさないよう、チェンジングエリアの全ての照明を消灯状態とする。

また、可搬型照明（SA）は、最低照度を確保するためグリーンハウス内及びスクリーニングエリアの中心となる位置に設置し、地震による転倒・落下の可能性がないよう床面に設置した状態で点灯する。

(c) 確認項目

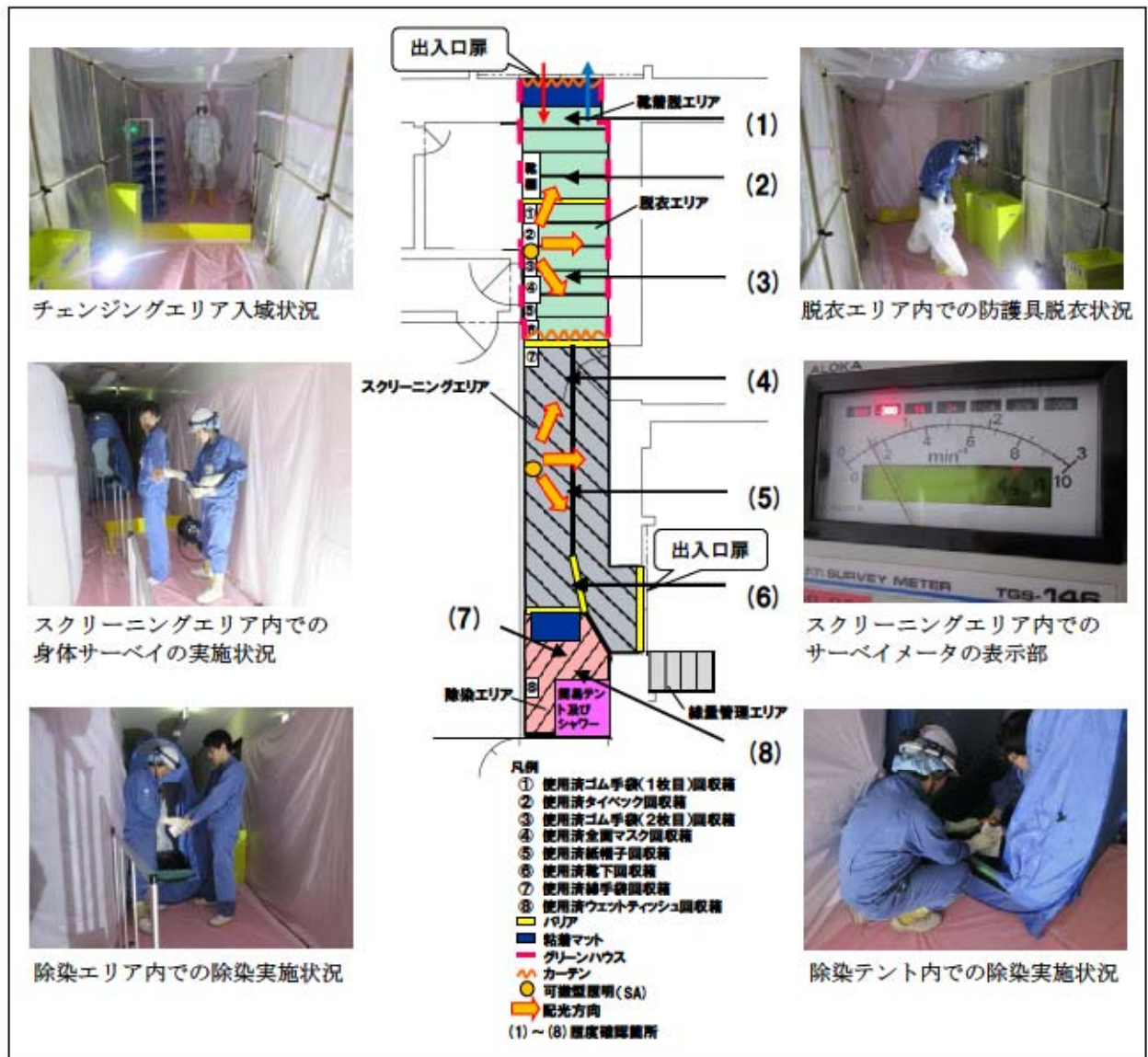
身体サーベイ及び除染作業等を行う各作業エリアについて、代表点の照度を照度計（中央制御室で使用した計器と同一品）により確認する。（第 7-2 図参照）

(d) 判定基準

作業のために必要な照度である 15 ルクスに余裕を持たせ、全ての照度の確認箇所において、20 ルクス以上の照度であることを基準とする。

(e) 確認結果

第 7-2 表のとおり、全ての照度の確認箇所において、判断基準である 20 ルクス以上の照度であることを確認した。



第7-2図 チェンジングエリアにおける可搬型照明（SA）を使用した状態での作業状況

第7-2表 チェンジングエリアにおける照度確認結果

測定点	照度 (ルクス)	測定点	照度 (ルクス)
(1)	45	(5)	80
(2)	71	(6)	65
(3)	86	(7)	39
(4)	42	(8)	21

(3) まとめ

中央制御室及びチェンジングエリアの全ての照明を消灯状態とし、可搬型照明（S A）の点灯状態における各作業エリアの照度を確認した結果、全ての照度の確認箇所において、JIS Z 9125 に規定されている最低値である 20 ルクス以上の照度があり、十分に視認性があり問題なく作業をすることができる照度であることを確認した。

また、現設計における可搬型照明（S A）の設置場所及び設置個数で問題なく作業ができるため、可搬型照明（S A）の設置場所及び設置個数も妥当であると判断できる。

8. 設置許可基準規則 59 条における可搬型照明の扱いについて

(1) 中央制御室用の可搬型照明の扱い

中央制御室用の照明に関しては、設置許可基準規則 59 条解釈において、「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。」とされている。この条文要求は、照明へ給電する代替交流電源設備の設置が要求事項であり、照明自体を重大事故等対処設備とすることが要求事項ではないと考える。

したがって、中央制御室用の照明は条文要求上は重大事故等対処設備とすることが必須とは考えていないが、運転員による中央制御室内でのパラメータ監視や操作のために安定的に制御盤等の照度を確保することの重要性に鑑み、重大事故等対処設備として整理する。具体的には、可搬型照明を重大事故等対処設備として整理し、中央制御室の常設照明は耐震性を有していないため多様性拡張設備として整理する。

(2) チェンジングエリア用の可搬型照明の扱い

チェンジングエリアに関しては、設置許可基準規則 59 条解釈において、「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。」とされており、照明設置に関する要求事項はない。

したがって、チェンジングエリア用の照明については、条文要求上は重大事故等対処設備とすることが必須とは考えていないが、チェンジングエリアの運用のために照明確保は必要であり、また、59 条における照明の扱いの整合性を図るために、チェンジングエリア用の照明についても重大事故等対処設備として扱うこととする。具体的には、可搬型照明を重大事故等対処設備として整理し、チェンジングエリアの常設照明は耐震性を有していないため多様性拡張設備として整理する。

泊發電所 3 号炉

技術的能力説明資料
原子炉制御室等

26条 原子炉制御室等

【追加要求事項】

26条 原子炉制御室等（技術基準38条 原子炉制御室等）

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。

【解釈】

2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。

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

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山噴火に伴う降灰の状況、火災、飛来物）や発電所構内の状況を、監視カメラの映像により昼夜に渡り中央制御室にて把握する

津波監視カメラ等

気象観測装置等に測定された地震、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を、中央制御室にて把握する

気象観測装置等

情報端末等を用いて公的機関からの気象情報、地震及び竜巻情報を入手する

気象情報等を入手する情報端末等を使用した公的機関からの情報入手

（技術基準）

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。

中央制御室の居住環境確認ができること

事故時において、中央制御室への外気取入れを一時停止した場合に、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握する

酸素濃度計
二酸化炭素濃度計

運用による対応

設備による対応

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

【26条 原子炉制御室等】

対象項目	区分	運用対策等
津波監視カメラ等	運用・手順	・操作（津波監視カメラ等の手順整備含む）
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検，定期点検，故障時の補修
	教育・訓練	・操作に関する教育 ・補修に関する教育・訓練
気象観測設備等	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検，定期点検，故障時の補修
	教育・訓練	・補修に関する教育・訓練
情報端末等を使用した公的機関からの情報入手	運用・手順	・情報入手時の運用・手順
	体制	—
	保守・点検	・故障時の補修
	教育・訓練	・情報入手に関する教育・訓練
酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	運用・手順	・濃度測定開始の判断，頻度，濃度低下（上昇）時の運用・対応手順
	体制	—
	保守・点検	・定期点検，故障時の補修
	教育・訓練	・操作に関する教育・訓練