

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA59-9 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 (重大事故等対処設備)

比較表

令和3年10月

北海道電力株式会社

目 次

1. 基本的な設計方針
 - 1.1 耐震性・耐津波性
 - 1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38条】
 - 1.1.2 耐震設計の基本方針【39条】
 - 1.1.3 津波による損傷の防止【40条】
 - 1.2 火災による損傷の防止【41条】
 - 1.3 重大事故等対処設備
 - 1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1 - 五、43条2 - 二、三、43条3 - 三、五、七】
 - 1.3.2 容量等【43条2 - 一、43条3 - 一】
 - 1.3.3 環境条件等【43条1 - 一、六、43条3 - 四】
 - 1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二、三、四、43条3 - 二、六】
2. 個別機能の設計方針
 - 2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】
 - 2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】
 - 2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】
 - 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】
 - 2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】
 - 2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】
 - 2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】
 - 2.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】
 - 2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】
 - 2.10 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【53条】
 - 2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】
 - 2.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】
 - 2.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備【56条】
 - 2.14 電源設備【57条】
 - 2.15 計装設備【58条】
 - 2.16 原子炉制御室【59条】
 - 2.17 監視測定設備【60条】
 - 2.18 緊急時対策所【61条】
 - 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】
 - 2.20 1次冷却設備
 - 2.21 原子炉格納施設
 - 2.22 燃料貯蔵設備
 - 2.23 非常用取水設備
 - 2.24 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く）

表 重大事故等対処設備仕様

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>比較結果等を取りまとめた資料</p> <p>1. 最新審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</p> <p>1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した事項</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの：なし d. 当社が自主的に変更したもの：なし</p> <p>1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った事項</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの：なし d. 当社が自主的に変更したもの：なし</p> <p>1-3) バックフィット関連事項</p> <p>あり。 ・ 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映（原子炉制御室の居住性を確保するための対策）</p> <p>1-4) その他</p> <p>女川2号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正し、結果として差異がなくなった箇所があるが、本比較表には、その該当箇所の識別はしていない。</p>			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
2. 女川2号まとめ資料との比較結果の概要			
・下記の差異については本項で理由を記載するものとし、本文中の差異理由には記載しない。			
2-1) 名称等の相違			
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
発電用原子炉施設	原子炉施設	—	【女川】呼称の差異 泊では「発電用原子炉施設」を「原子炉施設」に読み替えている。
中央制御室遮蔽	中央制御室遮へい	中央制御室遮蔽	設備名称の差異
原子炉冷却系統	1次冷却系統	—	【女川】設備名称の差異
常設代替交流電源設備	代替電源設備である代替非常用発電機	代替電源設備である空冷式非常用発電装置	【女川】記載表現の相違 女川は設備分類を記載しているが、泊は設備名称を記載している。 【大飯】設備名称の相違
非常用交流電源設備	ディーゼル発電機	ディーゼル発電機	【女川】設備名称（呼称）の差異
中央制御室換気空調系	中央制御室空調装置	中央制御室空調装置	【女川】設備名称の差異
中央制御室再循環フィルタ装置	中央制御室非常用循環フィルタユニット	中央制御室非常用循環フィルタユニット	【女川】設備名称の差異
中央制御室再循環送風機	中央制御室非常用循環ファン	中央制御室非常用循環ファン	【女川】設備名称の差異
中央制御室送風機	中央制御室給気ファン	中央制御室空調ファン	設備名称の差異
事故時運転モード	閉回路循環運転	閉回路循環方式	名称の差異
高性能エアフィルタ チャコールエアフィルタ	微粒子フィルタ よう素フィルタ	微粒子フィルタ よう素フィルタ	【女川】設備名称の差異
炉心の著しい損傷が発生した場合	重大事故時 重大事故が発生した場合	重大事故時 重大事故が発生した場合	記載表現の相違 当該箇所は、「重大事故等対処設備」全てに共通する適用条件として記載している箇所であり、女川と記載表現が相違する。但し、泊のバックフィット（PWRは「アニュラス」）の適用条件は、改正法令の表現である「炉心の著しい損傷が発生した場合」としているため、女川と差異は無し。

・上記以外にも、緑で識別した差異のうち、差異理由が「表現の相違」に当たる箇所については出現頻度が多いため、説明が必要な場合を除き差異理由を記載しない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
2-2) 設備・運用の相違			
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
中央制御室待避所 中央制御室待避所遮蔽 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ） 差圧計 無線連絡設備（固定型） 衛星電話設備（固定型） データ表示装置（待避所）	—	—	【女川】設計方針の相違 女川ではフィルタベント操作によるブルーム発生に備え設置している。泊では当該操作はなく、中央制御室待避所および、その内部で活動を行うための設備はない。 （以降「①の相違」と記載する。）
非常用ガス処理系 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	アニュラス空気浄化設備	アニュラス空気浄化設備	【女川】設計方針の相違 PWR と BWR の型式の違いによる設備の差異 本設備は KK6,7 のバックフィット要求として、59 条にて追加で要求された設備である。 アニュラス空気浄化設備は水素排出の目的で従来より 53 条の SA 設備として記載があり、今回 59 条でも追加で記載を行う。 ブローアウトパネル閉止装置は非常用ガス処理系を有効に機能させるために BWR のみに対して規制要求されており、泊では設置していない。 （以降「②の相違」と記載する。）
乾電池内蔵型照明	可搬型照明（SA）	可搬型照明（SA）	【女川】設計方針の相違 ・チェンジングエリアの照明について、女川は資機材である乾電池内蔵型照明を使用する。泊3号はSA設備である可搬型照明(SA)を使用する。 （以降③の相違と記載する。）
中央制御室排風機	中央制御室循環ファン	中央制御室循環ファン	【女川】系統構成の差異 ・女川は中央制御室内の空気を排気のみする設備がある。泊は中央制御室内の空気を循環しながら一部を排気する系統。 （以降④の相違と記載する。）
(中央制御室空気調和装置)	中央制御室給気ユニット	(中央制御室空調ユニット)	【女川】設計方針の差異 泊では非常用ラインを構成する設備についてはSA設備としており、資料中に記載があるが、女川では本文中に記載なし（同様の設備は設備図上に記載あり）。 （以降⑤の相違と記載する。）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59条】</p> <p>ロ 発電用原子炉施設の一般構造 (3) その他の主要な構造 (i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設 (u) 中央制御室 中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備、公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室外の場所から、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及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。</p>	<p>【泊はまとめ資料に記載がないため補正書案を記載】</p> <p>ロ. 発電用原子炉施設の一般構造 (3) その他の主要な構造 (i) 本原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。①</p>		<p>記載表現の相違 ・中央制御室は主要な設備の運転操作、監視、制御及び必要に応じて手動操作を行うことができる設計であることに相違なし。</p> <p>記載表現の相違 ・中央制御室外から、『原子炉を高温停止し、引き続き低温停止に導き、低温停止状態を維持できる設計であることに相違なし。</p> <p>設計方針の相違 ・26条の法令改正に伴い追記</p> <p>記載位置の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また、中央制御室内にとどまり、必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。</p> <p>その他、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス及びばい煙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。</p> <p>中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p>	<p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、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、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置、中央制御室遮蔽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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>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。(1)再掲</p> </div> <p>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。</p>		<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では有毒ガスに燃焼ガスを含んでいる

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異理由
<p>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 (vi) 中央制御室 中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備、公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行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及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。</p> <p>気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス、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。</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また、中央制御室内にとどまり、必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調系等の機能とあいまって、「実用</p>	<p>【泊はまとめ資料に記載がないため補正書案を記載】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、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</p>		<p>記載表現の相違 ・中央制御室は主要な設備の運転操作、監視、制御及び必要に応じて手動操作を行うことができる設計であることに相違なし。</p> <p>記載表現の相違 ・中央制御室外から、『原子炉を高温停止し、引き続き低温停止に導き、低温停止状態を維持できる設計であることに相違なし。</p> <p>設計方針の相違 ・26条の法令改正に伴い追記</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>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。</p> <p>その他、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。</p> <p>さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。</p> <p>中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、可搬型照明（SA）、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室換気空調系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとすることにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は、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、中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>		<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2つ上の段落で記載済みのため記載していない。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はそれぞれの項目を後段の文章内で記載する方針としている。 <p>①の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は目的を記載している。 <p>①の相違</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>100mSv を超えない設計とする。 また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。</p> <p>外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置により浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用する。</p> <p>無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所に待避した運転員が、中央制御室待避所の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避所）を設置する。</p> <p>データ表示装置（待避所）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（SA）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、差圧計を使用する。</p> <p>また、中央制御室内及び中央制御室待避所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ため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うた</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。 (2) 再掲</p> <p>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。</p> <p>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。 (2) 再掲</p> <p>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。</p> <p>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</p>		<p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>めの区画を設ける設計とする。</p> <p>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>また、照明については、乾電池内蔵型照明により確保できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を使用する。非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、現場において、人力により操作できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は、「チ(1)(v)遮蔽設備」に記載する。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）は、「チ(1)(vi)換気空調設備」に記載する。</p>	<p>画を設ける設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: right;">②</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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可搬型窒素ガスポンプ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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>		<p>③の相違</p> <p>③の相違</p> <p>②の相違</p> <p>①の相違 記載箇所の相違 記載箇所の相違</p> <p>①の相違 記載箇所の相違</p> <p>②の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>代替交流電源設備は、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」に記載する。</p> <p>[常設重大事故等対処設備] 中央制御室遮蔽 （「チ(1)(v)遮蔽設備」と兼用） 中央制御室待避所遮蔽 （「チ(1)(v)遮蔽設備」と兼用） 中央制御室送風機 （「チ(1)(vi)換気空調設備」と兼用） 中央制御室排風機 （「チ(1)(vi)換気空調設備」と兼用） 中央制御室再循環送風機 （「チ(1)(vi)換気空調設備」と兼用） 中央制御室再循環フィルタ装置 （「チ(1)(vi)換気空調設備」と兼用） 無線連絡設備（固定型） （「ヌ(3)(vii)通信連絡設備」と兼用） 衛星電話設備（固定型） （「ヌ(3)(vii)通信連絡設備」と兼用） データ表示装置（待避所） 個数一式 差圧計 （「チ(1)(vi)換気空調設備」と兼用） 非常用ガス処理系排風機 （「リ(4)(ii)非常用ガス処理系」と兼用） 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置 （「リ(4)(ii)非常用ガス処理系」と兼用） 個数1</p>	<p>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。</p>		<p>記載方針の相違 ・泊は上で他所に記載するとした物を再掲していない。 ①の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊は上で他所に記載するとした物を再掲していない。</p> <p>①の相違</p> <p>②の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>[可搬型重大事故等対処設備] 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ） （「チ(1)(vi)換気空調設備」と兼用） 可搬型照明（SA） 個数 6（予備1）</p> <p>酸素濃度計 個数 2（予備1） 二酸化炭素濃度計 個数 2（予備1） 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。</p>	<p>[可搬型重大事故等対処設備] 可搬型照明（SA） 個数 5（予備2）</p> <p>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。</p>		<p>①の相違</p> <p>設備の相違 ・泊3号は、中央制御室用5台、故障及び保守点検時に2台の計7台。 ・女川2号は、中央制御室用5台、中央制御室待避所用1台、故障時用1台の計7台。 （保守点検は目視点検であり使用可能）</p> <p>設備の相違 ・泊3号は、中央制御室用1台、故障時用の予備1台、保守点検用の予備1台で計3台。 ・女川2号は、中央制御室用1台、中央制御室待避所用1台、故障及び保守点検用の予備1台で計3台。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異理由
<p>チ 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p>(1) 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(v) 遮蔽設備</p> <p>放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。</p> <p>a. 中央制御室遮蔽</p> <p>中央制御室遮蔽は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調系等の機能とあいまって、100mSvを下回るよう設計する。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として、中央制御室遮蔽を設ける。</p> <p>炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避所を設け、中央制御室待避所には、遮蔽設備として、中央制御室待避所遮蔽を設ける。</p> <p>[常設重大事故等対処設備]</p> <p>中央制御室遮蔽</p> <p>（「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用）一式</p> <p>中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。</p> <p>中央制御室待避所遮蔽</p> <p>（「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用）一式</p> <p>(vi) 換気空調設備</p> <p>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が可能な換気空調設備を設ける。</p>	<p>【泊はまとめ資料に記載がないため補正書案を記載】</p> <p>チ. 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p>(1) 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(iii) 遮蔽設備</p> <p>放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。</p> <p>a. 中央制御室遮へい</p> <p>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、100mSvを下回るよう設計する。</p> <p>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。</p> <p>中央制御室遮へい</p> <p>（「中央制御室」及び「遮蔽設備」と兼用）1式</p> <p>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。</p> <p>(iv) 換気設備</p> <p>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。</p>		<p>記載箇所の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊ではより詳細に記載している。</p> <p>①の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>b. 中央制御室換気空調系 中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室換気空調系を設ける。 中央制御室換気空調系には、通常のラインの他、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。 外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p> <p>中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、事故時運転モードに切り替えることが可能な設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室換気空調系は、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設ける。</p> <p>[常設重大事故等対処設備]</p> <p>中央制御室送風機 (「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用) 台数 1 (予備1) 容量 約80,000 m³/h</p> <p>中央制御室排風機 (「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用) 台数 1 (予備1) 容量 約5,000 m³/h</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。 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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>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)</p> <p>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) (4) 再掲</p> </div> <p>中央制御室非常用循環ファン</p>		<p>①の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊ではより詳細に記載している。</p> <p>系統構成の相違 系統構成の相違</p> <p>④の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>中央制御室再循環送風機 （「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用） 台数 1（予備1） 容量 約8,000 m³/h</p> <p>中央制御室再循環フィルタ装置 （「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用）</p> <p>基数 1</p> <p>粒子除去効率 99.9%以上（直径0.5μm以上の粒子） 系統よう素除去効率 90%以上（相対湿度70%以下において）</p> <p>c. 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ） 炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避所を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）を設ける。</p> <p>[常設重大事故等対処設備] 差圧計 （「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用） 個数 1</p>	<p>（「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）</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>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）</p> <p>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）</p> </div> <p>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）</p> <p>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）</p> <p>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。</p>		<p>系統構成の相違 系統構成の相違</p> <p>記載箇所の相違 ・移動先で比較</p> <p>記載方針の相違 ・泊では型式を記載している。</p> <p>⑤の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊では設備を使用する状況について記載している。</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>[可搬型重大事故等対処設備] 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ） （「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用） 本数 40（予備40） 容量 約47 L（1本あたり） 充填圧力 約19.6 MPa [gage]</p>			<p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異理由
<p>第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p><u>適合のための設計方針</u></p> <p>中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるための設備として、可搬型照明（SA）、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。</p> <p>a . 換気空調設備及び遮蔽設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室換気空調系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとすることにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は、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、中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。</p> <p>中央制御室換気空調系は、外部との遮断が長期にわた</p>	<p>【泊はまとめ資料に記載がないため補正書案を記載】</p> <p>第五十九条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p><u>適合のための設計方針</u></p> <p>中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>重大事故等時に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。</p> <p>(i) 中央制御室空調装置</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪化した場</p>		<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は以降で各設備を記載している。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 空調設備を中心として文章を構成しているため遮へい設備はタイトルには含めていない。 <p>①の相違</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>り、室内の環境条件が悪化した場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>b. 通信連絡設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用する。</p> <p>無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>c. データ表示装置（待避所）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所に待避した運転員が、中央制御室待避所の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避所）を設置する。</p> <p>データ表示装置（待避所）は、全交流動力電源喪失時においても常設又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>d. 中央制御室の照明を確保する設備</p> <p>想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（SA）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>e. 差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、差圧計を使用する。</p> <p>また、中央制御室内及び中央制御室待避所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ため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。</p> <p>(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(ii) 中央制御室の照明を確保する設備</p> <p>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。</p> <p>(iii) 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</p> <p>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。</p> <p>(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p>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。</p>		<p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>また、照明については、乾電池内蔵型照明により確保できる設計とする。</p> <p>(3) 運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を使用する。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、配管・弁類及び計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。</p> <p>なお、本システムを使用することにより重大事故等対応要員の被ばくを低減することも可能である。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により開口部を再閉止できる設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は現場において、人力により操作できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>代替非常用発電機については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>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、アニユラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニユラスへ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニユ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。</p> <p>B-アニユ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-アニユラス全量排気弁は、アニユラス全量排気弁操作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ユ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。</p>		<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は重大事故等対処設備を使用するため、冒頭で方針を記載。 <p>③の相違</p> <p>記載方針の差異</p> <p>②の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>6.10 制御室</p> <p>6.10.2 重大事故等時</p> <p>6.10.2.1 概要</p> <p>中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>中央制御室の系統概要図を第6.10-1図から第6.10-4図に示す。</p> <p>6.10.2.2 設計方針</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に、放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避所を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、可搬型照明（SA）、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。</p> <p>a. 換気空調設備及び遮蔽設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室及び中央制御室待避所の運転員を過度の放射線被ばくから防護するために、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機及び中央制御室再循環フィルタ装置を使用する。</p> <p>中央制御室換気空調系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとすることにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p>	<p>第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備</p> <p>2.16.1 適合方針</p> <p>原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）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。</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>a. 中央制御室空調装置</p> <p>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。</p> <p>(2-2)</p>	<p>第59条 原子炉制御室</p> <p>2.16.1 適合方針</p> <p>原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）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。</p> <p>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。</p> <p>重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮蔽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、中央制御室空調ファン、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、代替電源として空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを使用する。</p> <p>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方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はここで読替えを行っている <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では文章で記載してはいないものの、第6.10.1図から第6.10.3図として概略系統図を掲載している。 <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では冒頭で電源について記載。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 空調設備を中心として文章を構成しているため遮へい設備はタイトルには含めていない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>また、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は、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おいて、中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。</p> <p>中央制御室換気空調系は、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、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室送風機 中央制御室排風機 中央制御室再循環送風機 中央制御室再循環フィルタ装置 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ） 中央制御室遮蔽 中央制御室待避所遮蔽 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） 	<p>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。⁽²⁻¹⁾</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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（2.14 電源設備【57条】） ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】） ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】） 	<p>中央制御室遮蔽は、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。</p> <p>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及び中央制御室遮蔽の機能と併せて、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。</p> <p>可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。</p> <p>外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、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が可能な設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室遮蔽（3号及び4号炉共用） 中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用） 中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用） 中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用） 中央制御室非常用循環フィルタユニット（3号及び4号炉共用） 可搬型照明（SA）（3号及び4号炉共用） 酸素濃度計（3号及び4号炉共用） 二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用） 空冷式非常用発電装置（2.14 電源設備【57条】） 燃料油貯蔵タンク（2.14 電源設備【57条】） 重油タンク（2.14 電源設備【57条】） 	<p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>記載順の相違</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊では代替非常用発電機への燃料補給設備を記載。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>本システムの流路として、中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ及び中央制御室待避所加圧設備（配管・弁）を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 通信連絡設備 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用する。 無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 主要な設備は、以下のとおりとする。 ・無線連絡設備（固定型）（10.12 通信連絡設備） ・衛星電話設備（固定型）（10.12 通信連絡設備） ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>c. データ表示装置（待避所） 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所に待避した運転員が、中央制御室待避所の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避所）を設置する。 データ表示装置（待避所）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>条]) ・可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】）</p> <p>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。</p>	<p>・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（2.14 電源設備【57条】）</p> <p>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、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空調ユニット及びディーゼル発電機があり、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。 また、ディーゼル発電機の詳細については「2.14 電源設備【57条】」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「2.14 電源設備【57条】」にて記載する。</p>	<p>⑤の相違 記載方針の相違 ・女川はe.の後にまとめて記載している</p> <p>設計方針の相違 ・泊は重大事故等時に流路を形成する設備は、原則として既設置許可で登録されている設備を記載する方針（4.3条補足説明資料 共一1）としている。</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・データ表示装置（待避所） ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） 			<p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>d. 中央制御室の照明を確保する設備</p> <p>想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明 (SA) を使用する。 可搬型照明 (SA) は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 主要な設備は、以下のとおりとする。 ・可搬型照明 (SA) ・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>e. 差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室と中央制御室待避所との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、差圧計を使用する。 また、中央制御室内及び中央制御室待避所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ため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。 主要な設備は、以下のとおりとする。 ・差圧計 ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。 非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」にて記載する。 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。 無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）については、「10.12 通信連絡設備」にて記載する。</p>	<p>b. 中央制御室の照明を確保する設備</p> <p>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。</p> <p>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 (2.14 電源設備【57条】) ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (2.14 電源設備【57条】) ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ (2.14 電源設備【57条】) ・可搬型タンクローリー (2.14 電源設備【57条】) 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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>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は、「2.14 電源設備【57条】」に記載する。 (6) 再掲 p24 より</p> </div>		<p>記載方針の相違 ・泊では代替非常用発電機への燃料補給設備を記載。</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>記載箇所の相違 ・泊では a. および b. の後段にて記載している。</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。</p> <p>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>また、照明については、乾電池内蔵型照明により確保できる設計とする。</p>	<p>(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。 ⑤</p> <p>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。</p> <p>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。 ⑤ 再掲</p> <p>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。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明（SA） ・代替非常用発電機（2.14 電源設備【57条】） ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】） ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】） ・可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】） <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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）、空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを使用する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明（SA）（3号及び4号炉共用） ・空冷式非常用発電装置（2.14 電源設備【57条】） ・燃料油貯蔵タンク（2.14 電源設備【57条】） ・重油タンク（2.14 電源設備【57条】） ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（2.14 電源設備【57条】） <p>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、ディーゼル発電機があり、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が、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では冒頭で設備を記載している。 <p>記載位置の相違</p> <p>③の相違</p> <p>③の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>(3) 運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を使用する。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより重大事故等対応要員の被ばくを低減することも可能である。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、現場において、人力により操作できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系排風機 ・原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置 ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） <p>本システムの流路として、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系フィルタ装置、非常用ガス処理系の配管及び弁並びに排気筒を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準対象施設である原子炉建屋原子炉棟を重大事故等対処設備として使用し、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p>非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」にて記載する。</p> <p>常設代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p>	<p>(3) 運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。(6)-2 再掲</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>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。</p> <p>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。(6)-2</p>	<p>【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】</p> <p>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。</p> <p>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、アニュラス空気浄化フィルタユニット、窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用する。</p> <p>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。</p> <p>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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>また、アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）により開操作できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・窒素ポンペ（代替制御用空気供給用） ・可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備） ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備） ・重油タンク（10.2 代替電源設備） ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備） <p>空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p> <p>格納容器空調装置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。</p>	<p>②の相違により、女川との比較は困難であるから本ページについては大飯と比較する。</p> <p>設計による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では電源健全時と電源喪失時の手段を設定しているため、それぞれを別手段として記載した（伊方と同様）。 <p>運用等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では電源が健全な場合の記載を行っているため、用いる設備が異なる。 <p>運用等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊でもディーゼル発電機は使用するが、電源が健全な場合の記載を行っているため、用いる設備が異なる。 <p>運用等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では電源が健全な場合の記載を行っているため、用いる設備が異なる。 <p>記載箇所の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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可搬型窒素ガスポンペ ・ 代替非常用発電機(2.14 電源設備【57条】) ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (2.14 電源設備【57条】) ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ (2.14 電源設備【57条】) ・ 可搬型タンクローリー (2.14 電源設備【57条】) <p>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は、「2.14 電源設備【57条】」に記載する。(6) 再掲</p> <p>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。</p>	<p><u>前項と同様の記載を一部重複させ記載</u></p> <p>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、アニュラス空気浄化フィルタユニット、窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用する。</p> <p>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。</p> <p>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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>また、アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）により開操作できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 窒素ポンペ（代替制御用空気供給用） ・ 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備） ・ 燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備） ・ 重油タンク（10.2 代替電源設備） ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）(10.2 代替電源設備) <p>空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p> <p>格納容器空調装置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。</p>	<p>②の相違により、女川との比較は困難であるから本ページについては大飯と比較する。</p> <p>設計による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊では電源健全時と電源喪失時の手段を設定しているため、それぞれを別手段として記載した（伊方と同様）。 <p>設備名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊では電源喪失時にはB系のアニュラス空気浄化系を使用する。 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大飯では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊では電源喪失時を仮定しているため、ディーゼル発電機についての記載はない（給電できることはa.にて示している。） <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大飯では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊では可搬設備の燃料補給方法を記載 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大飯では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>中央制御室遮蔽, 中央制御室送風機, 中央制御室排風機, 中央制御室再循環送風機, 中央制御室再循環フィルタ装置及び非常用ディーゼル発電機は, 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, 「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし, 多様性及び位置的分散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, 「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟については, 「9.1.2 重大事故等時」に示す。</p>	<p>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。</p> <p>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は, 「2.14 電源設備【57条】」に記載する。 (6)</p>	<p><u>前項の続きを記載</u></p> <p>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, 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が, 詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p>	<p>②の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>・泊では, (1), (2)を通じて最後に記載している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>6.10.2.2.1 多様性、位置的分散 基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>中央制御室換気空調系及び非常用ガス処理系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、非常用ガス処理系排風機及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</p> <p>可搬型照明（SA）は、中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>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。</p>	<p>2.16.1.1 多様性、位置的分散 基本方針については、「1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「2.14 電源設備【57条】」にて記載する。</p> <p>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、「2.14 電源設備【57条】」にて記載する。</p>	<p>2.16.1.1 多様性、位置的分散 基本方針については、「1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>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、系統として多重性を持つ設計とする。また、共用することにより号炉間においても多重性を持つ設計とする。</p> <p>中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「2.14 電源設備【57条】」にて記載する。</p> <p><u>【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】</u></p> <p>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空冷式非常用発電装置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。</p>	<p>②の相違</p> <p>②の相違 ③の相違</p> <p>記載箇所の相違 ・位置的分散について、泊は「容量」の項に配備数と共に記載している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>6.10.2.2.2 悪影響防止 基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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蔽及び中央制御室待避所遮蔽は、制御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。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置及び非常用ガス処理系排風機は、設計基準事故対処設備として使用する場合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。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、他の設備から独立して使用が可能なことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）、データ表示装置（待避所）及び差圧計は、他の設備から独立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。</p> <p>可搬型照明（SA）は、他の設備から独立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。</p> <p>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使用が可能なことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>2.16.1.2 悪影響防止 基本方針については、「1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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蔽は、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。</p> <p>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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>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。 (7) 再掲</p> </div> <p>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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>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。 (7)</p> </div>	<p>2.16.1.2 悪影響防止 基本方針については、「1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>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蔽は、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。</p> <p>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、中央制御室空調ファン、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空調ユニットは、ダンバ操作等によって、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及び系統隔離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>①の相違</p> <p>④の相違 ②の相違 ④の相違 ⑤の相違</p> <p>②の相違</p> <p>①の相違</p> <p>記載箇所の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>非常用ガス処理系は、設計基準事故対処設備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により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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ベは、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。</p>	<p>【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】</p> <p>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、アニュラス空気浄化フィルタユニット及び排気筒は、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。</p> <p>放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）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。</p>	<p>②の相違により比較困難のため、本ページでは大飯との比較を実施する</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 電源系が健全な場合、各機能のDB時の系統構成と同じであり、SA機能を確立するために特別な操作は行わない。電源喪失時には、SA機能確立のための操作が必要なため、条件に応じて記載を書き分けた。（伊方と同様） 排気筒は電源系の状態によらず、DB時の系統構成と同じである。 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯では窒素ポンベに加え可搬式空気圧縮機を整備している

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
		<p>2.16.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>中央制御室及び中央制御室遮蔽は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。</p> <p>各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。</p> <p>中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、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空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。</p> <p>3号炉及び4号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。</p>	<p>大飯しか記載がないので大飯との崔理輔を記載。</p> <p>【大飯】 設計方針の相違 ・泊3号炉では単号炉申請であることから、共用しない</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>6.10.2.2.3 容量等 基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）は、想定される重大事故等時において中央制御室待避所の居住性を確保するため、中央制御室待避所を正圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避所内への外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを1セット40本使用する。保有数は、1セット40本に加えて、加圧時間の余裕並びに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40本を加えた合計80本を保管する。</p> <p>差圧計は、中央制御室待避所の正圧化された室内と中央制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。</p> <p>データ表示装置（待避所）は、中央制御室待避所に待避中の運転員が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの伝送及び表示が可能な設計とする。</p>	<p>2.16.2 容量等 基本方針については、「1.3.2 容量等」に示す。</p> <p>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。</p> <p>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。⑧</p> <p>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。⑨</p>	<p>2.16.2 容量等 基本方針については、「1.3.2 容量等」に示す。</p> <p>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、中央制御室空調ファン、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空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。</p> <p>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3号炉及び4号炉共用で1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検のバックアップ用の2個（3号及び4号炉共用）を含めて合計3個（3号及び4号炉共用）を分散して保管する設計とする。</p>	<p>記載箇所の相違 ・移動して比較</p> <p>記載箇所の相違 ・移動して比較</p> <p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>可搬型照明（SA）は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを5個及び中央制御室待避所内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを1個使用する。保有数は、中央制御室用として1セット5個、中央制御室待避所用として1セット1個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用が可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個の合計7個を中央制御室内に保管する設計とする。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避所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内にあることの測定が可能なものを、それぞれ1個を1セットとし、中央制御室用として1セット、中央制御室待避所用として1セットの合計2セットを使用する。保有数は、重大事故等時に必要な2セットに加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計3セットを保管する設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、設計基準事故対処設備の中央制御室換気空調系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気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。</p> <p>中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の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ため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>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。 (9) 再掲</p> </div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>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。</p> <p>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。 (8) 再掲</p> </div>	<p>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号炉及び4号炉共用で6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3号炉及び4号炉共用で2個使用する。保有数は、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個（3号及び4号炉共用）を含めて合計9個（3号及び4号炉共用）を分散して保管する設計とする。</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では①の相違に伴い待避所内で使用する可搬型照明が必要になっている。一方、泊では③の相違で使用する分を記載している。 ・バックアップ用として用意する個数が異なる。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では①の相違に伴い待避所内で使用する分を記載している。 ・バックアップ用として用意する個数が異なる。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では位置的分散について記載を行っている。 <p>④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>⑤の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異理由
<p>非常用ガス処理系排風機は、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒を通して排気口から放出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。</p>	<p>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。</p> <p>アニュラス全量排気弁操作可搬式窒素ガスポンペは、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。</p> <p>詳細仕様については、第6.10.2表及び第6.10.3表に示す。</p>	<p>【大阪発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】</p> <p>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。</p> <p>窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）は、供給先のアニュラス浄化排気弁等が空気動作式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及び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ものを3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ10本（A系統5本、B系統5本）、可搬式空気圧縮機2台（A系統1台、B系統1台）を使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ10本（A系統5本、B系統5本）、可搬式空気圧縮機2台（A系統1台、B系統1台）、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ2本（A系統1本、B系統1本）、可搬式空気圧縮機1台、あわせて3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ12本、可搬式空気圧縮機3台の合計窒素ポンペ24本、可搬式空気圧縮機6台を保管する設計とする。</p> <p>詳細仕様については、表2.16-1及び表2.16-2に示す。</p>	<p>②の相違により比較困難であるため、大阪との比較を実施する。</p> <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大阪では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B系アニュラス全量排気弁のみへの窒素供給のため、“等”とせず専用供給であることを明確化した。 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大阪では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・供給が必要な弁の数によりポンペの必要数も異なっている。 <p>記載位置の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は59-38にて表に示すことを宣言した上で59-41で表を記載している。 ・泊は26条の説明資料にて表を示し、ここで読み込んでいるが、比較表においては59-41に再掲し比較の参考とする。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>6.10.2.2.4 環境条件等 基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽、中央制御室待避所遮蔽、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置及びデータ表示装置（待避所）は、制御建屋内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>差圧計は、中央制御室待避所に設置し、重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）は、制御建屋内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）、データ表示装置（待避所）、可搬型照明（SA）、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>2.16.3 環境条件等 基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>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。 (14) 再掲 p34 より</p> </div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>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。 (13) 再掲 p33 より</p> </div> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>2.16.3 環境条件等 基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽は、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。</p> <p>中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調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。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>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空調ユニットは、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。</p> <p>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。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内で保管及び使用するため、重大事故等時における中央制御室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。</p>	<p>記載方針の相違 ・女川は複数設備をまとめて記載しているが、泊では分けて詳細に記載している。 ①、④の相違</p> <p>④の相違</p> <p>⑤の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>①の相違 記載箇所の相違 ・女川は操作性についての記載をここでも行っているため、泊の当該内容を移動して記載している。</p> <p>記載方針の相違 ・泊では、本項では環境条件に関して記載している。</p> <p>記載方針の相違 ・泊では、本項では環境条件に関して記載している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>非常用ガス処理系排風機は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p><u>【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】</u></p> <p>アニュラス空気浄化ファンは、重大事故等時におけるアニュラス部の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>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アニュラス部の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）は、原子炉周辺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周辺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。</p> <p>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。</p>	<p>②の相違により比較困難のため本ページでは大飯との比較を実施。</p> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯ではファンとフィルタを別段落で記載しているが、泊では同一段落でまとめて記載している。 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯では窒素ポンベに加え可搬式空気圧縮機を整備している

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>6.10.2.2.5 操作性の確保 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は、制御建屋と一体構造とし、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。</p> <p>中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）、データ表示装置（待避所）、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、電源供給ができない場合においても、現場で人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p>	<p>2.16.4 操作性及び試験・検査性について 基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>(1) 操作性の確保 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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>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。 (10)</p> </div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>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。 (11)</p> </div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>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。 (12)</p> </div> <p>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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>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。 (13)</p> </div>	<p>2.16.4 操作性及び試験・検査性について 基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>中央制御室空調装置の運転モード切替は、中央制御室換気空調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する。中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調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の操作が可能な設計とする。また、中央制御室空調装置の空気作動ダンパは、一般的に使用される工具を用いて人力で開操作が可能な構造とする。</p> <p>酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（SA）は、汎用品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。</p>	<p>①の相違 記載内容の相違 ・特段の操作が不要であることまでは明記していない。 ①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>記載箇所の相違 ・移動先で比較を実施。</p> <p>記載箇所の相違 ・移動先で比較を実施。</p> <p>記載箇所の相違 ・移動先で比較を実施。</p> <p>記載方針の相違 ・泊では設計基準対象施設としての用途と同様である旨を記載。 記載箇所の相違 ・移動先で比較を実施。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>可搬型照明 (SA) は、通常時に使用する設備ではなく、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンプ) は、重大事故等時において、現場での弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系ダンパは、電源供給ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系の起動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電源が喪失した場合に開となり、現場での人力による操作が不要な構造とする。</p> <p>データ表示装置 (待避所) は、通常は、操作を行わずに常時伝送が可能な設計とする。</p> <p>可搬型照明 (SA) の電源ケーブルの接続は、コンセントによる接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続が可能な設計とする。可搬型照明 (SA) は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p>差圧計は、中央制御室待避所に設置し、操作を必要とせず直ちに指示を監視することが可能な設計とする。</p> <p>可搬型照明 (SA)、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p>	<p>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。</p> <p>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。 (11) 再掲</p> <p>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。 (14)</p> <p>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。</p> <p>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。 (13) 再掲</p> <p>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。</p> <p>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。 (13) 再掲</p>		<p>①の相違</p> <p>設計方針の相違 ・泊では空気作動ダンパを用いるため、駆動空気が喪失した場合についても記載している。</p> <p>②の相違 (アニュラス空気浄化設備については次ページに記載)</p> <p>①の相違</p> <p>名称の差異 ・泊では「ジャック接続」と表現しているが、コンセントから給電可能である。</p> <p>①の相違</p> <p>記載方針の相違 ・女川は複数設備をまとめて記載しているが、泊では分けて記載している。</p> <p>記載方針等の相違 ・アクセスルートを確保することを明示した。</p> <p>記載箇所の相違 ・女川では操作性については一つ上の段落にて記載している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>また、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）は、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備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、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 59-7-1</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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したB-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。</p> <p>アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンペ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。</p> <p>アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンペの取付継手は、他の窒素ポンペ（加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンペ、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ペ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ペ）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ペの交換が可能な設計とする。</p>	<p><u>【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3, 4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】</u></p> <p>アニュラス空気浄化ファンを使用した放射性物質の濃度低減を行う系統は、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り替えられる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を使用したアニュラス浄化排気弁等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り替えられる設計とする。</p> <p>窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。</p> <p>また、3号炉及び4号炉で同一形状とする。</p> <p>窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）の接続口は、ポンペ取付継手による接続とし、3号炉及び4号炉の窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用及び代替制御用空気供給用）の取付継手は同一形状とする。</p> <p>また、窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）の接続口は、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ペの交換が可能な設計とする。</p>	<p>①の相違</p> <p>②の相違により比較困難のため、アニュラス空気浄化設備に関しては大飯と比較する。</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス空気浄化フィルタユニットについても記載 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源系が健全な場合、各機能のDB時の系統構成と同じであり、SA機能を確立するために特別な操作は行わない。電源喪失時には、SA機能確立のための操作が必要なため、条件に応じて記載を書き分けた。（伊方と同様） <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・排気筒についても記載を行う。電源系の状態によらず、DB時の系統構成と同じである。 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B系アニュラス全量排気弁のみへの窒素供給のため、“等”とせず専用供給であることを明確化した。 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では号機間の共有は考慮しない。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・具体的な設備は異なるが、他の窒素ポンペと同一形状とする方針は相違ない

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系及び中央制御室換気空調系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 59-7-1 再掲</p> <p>6.10.2.3 主要設備及び仕様 中央制御室（重大事故等時）の設備の主要機器仕様を第6.10-2表及び第6.10-3表に示す。</p>	<p>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。 (10) 再掲</p> <p>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。 (12) 再掲</p>		<p>記載箇所の相違 ・女川では複数の設備をまとめて記載しているため、空調設備について比較するため女川の記載を再掲した。</p> <p>記載位置の相違 ・泊は59-32に記載</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>6.10.2.4 試験検査 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>データ表示装置（待避所）、可搬型照明（SA）、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機及び中央制御室再循環フィルタ装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、事故時運転モードによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室再循環フィルタ装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。また、中央制御室再循環フィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に内部確認を行えるように、点検口を設ける設計とし、性能の確認を行えるように、フィルタを取り出すことが可能な設計とする。</p>	<p>(2) 試験・検査</p> <p>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。</p> <p>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。 (15) 再掲</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。 (15)</p>	<p>(2) 試験・検査</p> <p>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蔽は、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。</p> <p>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、中央制御室空調ファン、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空調ユニット）は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。</p> <p>また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調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。</p> <p>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空調ユニットは、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。</p> <p>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、特性の確認が可能なように、標準器等による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、バッテリー容量の確認が可能なように、点灯状態の継続により機能・性能の確認ができる設計とする。</p>	<p>①の相違 記載方針の相違 ・泊は外観確認の具体的内容を記載している。</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違 記載方針の相違 ・泊は設備毎に文章を構成しており、機能・性能の確認の具体的内容を記載している。</p> <p>④の相違</p> <p>④の相違 ⑤の相違</p> <p>④の相違 ④の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊ではフィルタの取り出しについて記載していないが、設計方針には相違ない。</p> <p>記載箇所の相違 ・移動先で比較を実施。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>非常用ガス処理系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、非常用ガス処理系排風機は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>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。</p> <p>ポンペは規定圧力の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】</p> <p>アニュラス部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、多重性のある試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。</p> <p>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に、点検口を設ける設計とする。よう素フィルタは、フィルタ取り外しができる設計とする。</p> <p>排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>アニュラス部からの放射性物質の濃度低減に使用する窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）は、代替制御用空気供給用配管への空気供給により、アニュラス空気浄化系の弁の開閉試験が可能な設計とする。</p> <p>窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）及び可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）は規定圧力が確認できる設計とする。</p> <p>また、外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>②の相違により比較困難のため、大飯との比較を行う。</p> <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では窒素供給による弁の開閉試験が機能・性能の確認であることを明示した。 <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では窒素ポンペに加え可搬式空気圧縮機を整備している <p>②の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. 中央制御室遮蔽</p> <p>第8.3-1表 遮蔽設備の主要仕様に記載する。</p> <p>b. 中央制御室待避所遮蔽</p> <p>第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。</p> <p>c. 中央制御室換気空調系</p> <p>(a) 中央制御室送風機</p> <p>第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(b) 中央制御室排風機</p> <p>第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(c) 中央制御室再循環送風機</p> <p>第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(d) 中央制御室再循環フィルタ装置</p> <p>第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>d. 無線連絡設備（固定型）</p> <p>第10.12-2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>e. 衛星電話設備（固定型）</p> <p>第10.12-2表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>f. ゲータ表示装置（待避所）</p> <p>個数 1</p> <p>g. 差圧計</p> <p>第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>a. 非常用ガス処理系</p> <p>(a) 非常用ガス処理系排風機</p> <p>第9.1-4表 非常用ガス処理系主要仕様に記載する。</p> <p>b. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置</p> <p>個数 1</p> <p>第6.10-3表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）</p> <p>第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>b. 可搬型照明（SA）</p> <p>個数 6（予備1）</p> <p>c. 酸素濃度計</p> <p>個数 2（予備1）</p> <p>d. 二酸化炭素濃度計</p> <p>個数 2（予備1）</p>	<p>第6.10.2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様</p> <p>(1) 中央制御室遮へい 1式</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室(重大事故等時) 遮蔽設備 <p>(2) 中央制御室非常用循環ファン</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室(重大事故等時) 換気空調設備 <p>台数 2</p> <p>容量 約85m³/min（1台当たり）</p> <p>(3) 中央制御室給気ファン</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室(重大事故等時) 換気空調設備 <p>台数 2</p> <p>容量 約500m³/min（1台当たり）</p> <p>(4) 中央制御室循環ファン</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室(重大事故等時) 換気空調設備 <p>台数 2</p> <p>容量 約500m³/min（1台当たり）</p> <p>(5) 中央制御室非常用循環フィルタユニット</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室(重大事故等時) 換気空調設備 <p>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</p> <p>基数 1</p> <p>容量 約85m³/min</p> <p style="text-align: right;">26条より</p>		<p>記載位置の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では26条の資料として整備しているが、比較のため再掲した。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 女川では本表からさらに別資料に仕様を記載することとしており構成が大きくことなるため、語句の比較は行わず参考として並記することとする。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>(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500m³/min (1基当たり)</p> <p>(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310m³/min (1台当たり)</p> <p>(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310m³/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)</p> <p>(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</p>		<p>記載位置の相違 ・泊では26条の資料として整備しているが、比較のため再掲した。</p> <p>記載方針の相違 ・女川では本表からさらに別資料に仕様を記載することとしており構成が大きくなるため、語句の比較は行わず参考として並記することとする。</p>

26条より

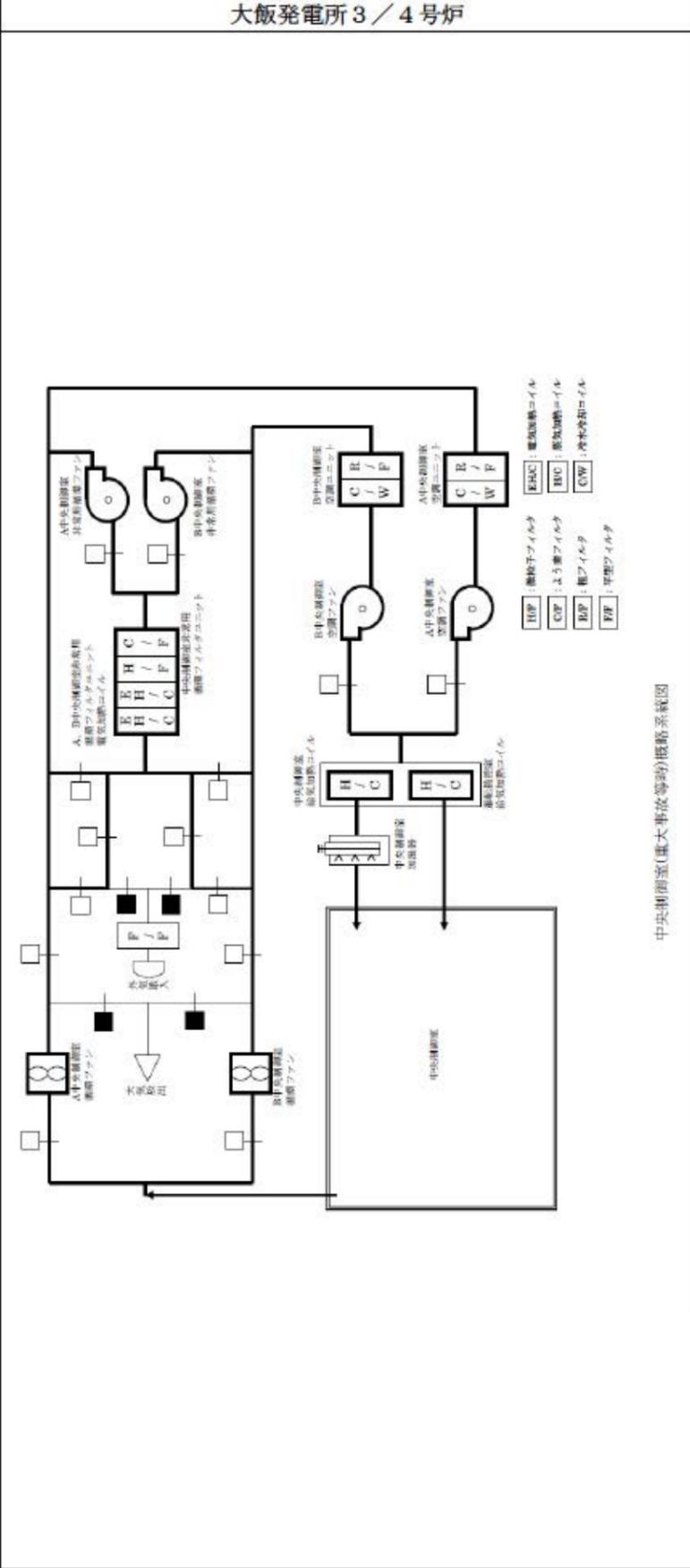
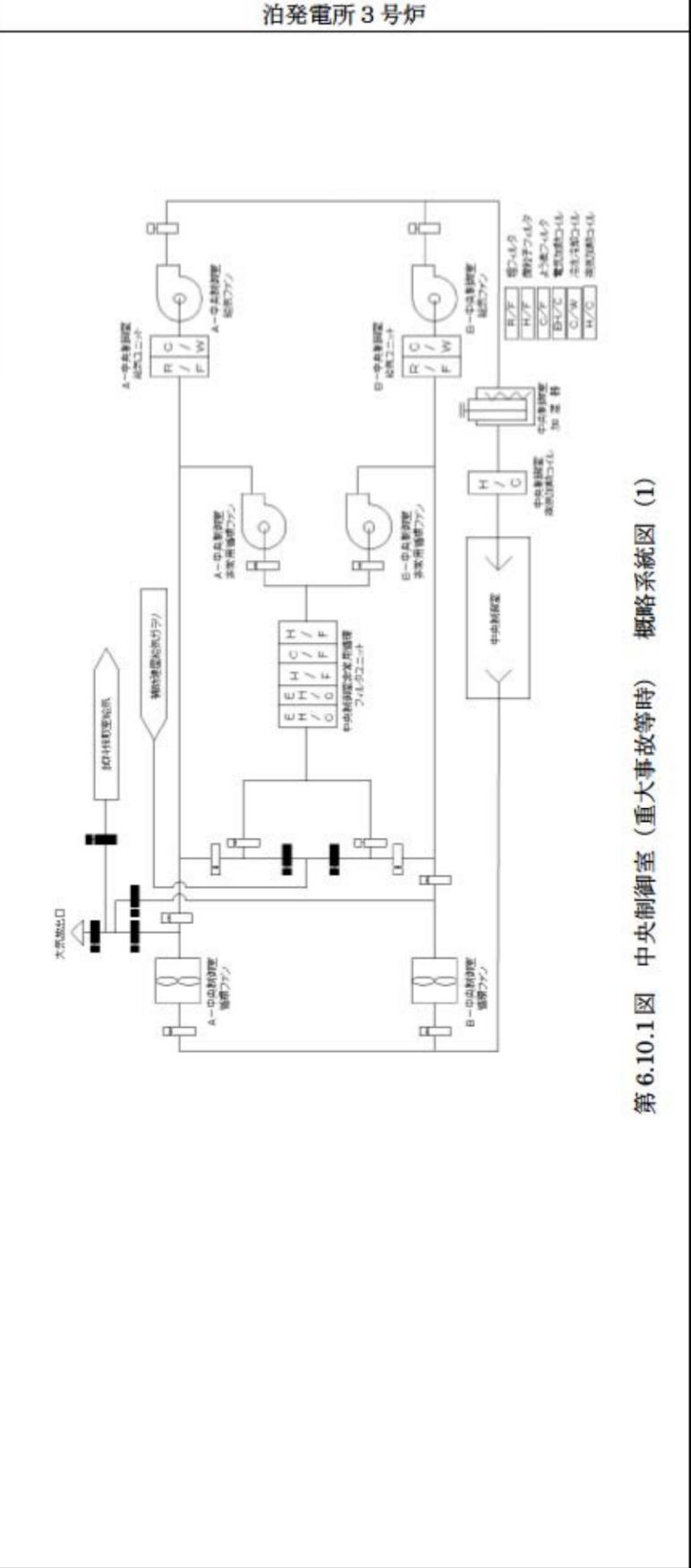
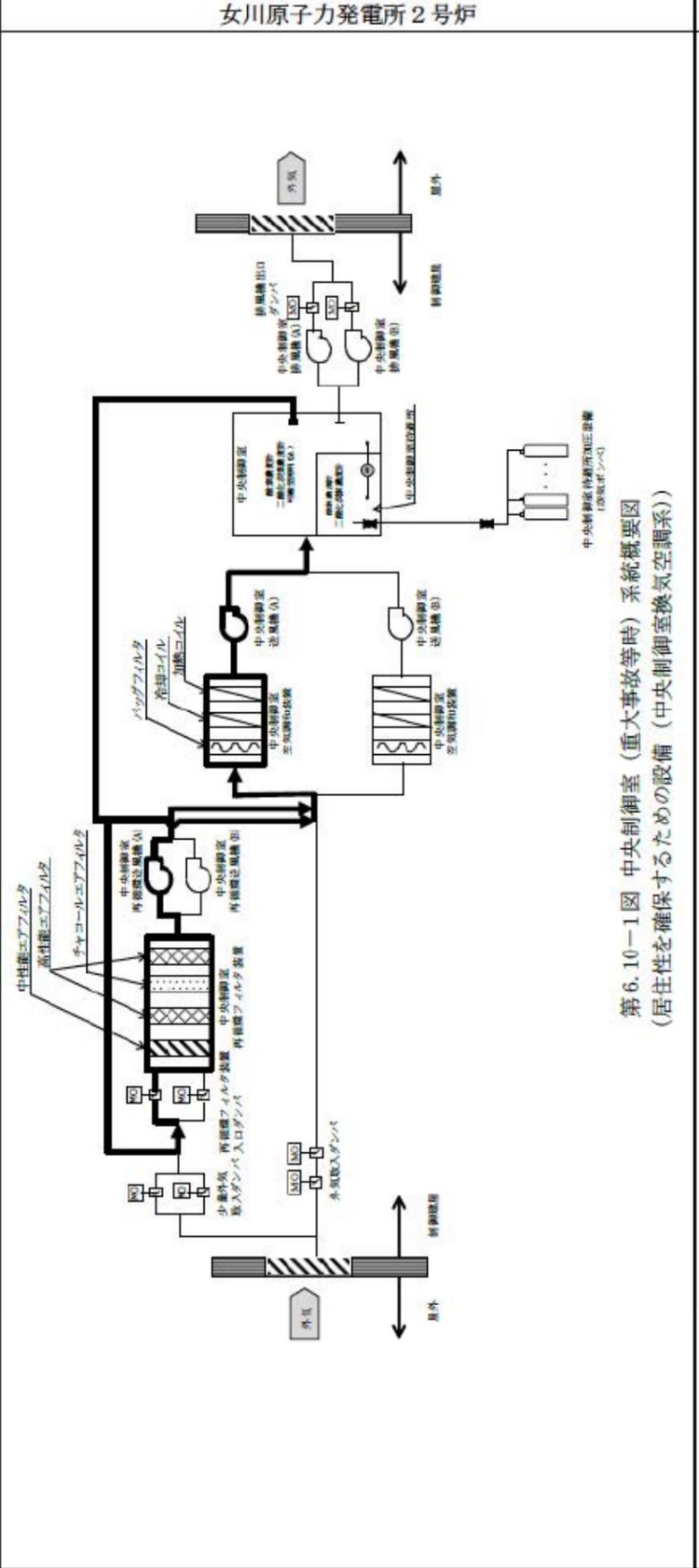
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p data-bbox="884 262 1626 294">第6.10.3表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様</p> <p data-bbox="973 340 1380 409">(1) 可搬型照明（SA） 個数 5（予備2）</p> <p data-bbox="973 455 1469 676">(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 0～40vol% 個数 1（予備2）</p> <p data-bbox="973 722 1537 942">(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 0～10,000ppm 個数 1（予備2）</p> <p data-bbox="958 989 1576 1402">(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 14.7MPa[gage] 供給圧力 約0.74MPa[gage]（供給後圧力）</p> <p data-bbox="1516 1566 1626 1598">26条より</p>		<p data-bbox="2436 191 2594 216">記載位置の相違</p> <p data-bbox="2436 226 2861 294">・泊では26条の資料として整備しているが、比較のため再掲した。</p> <p data-bbox="2436 304 2594 329">記載方針の相違</p> <p data-bbox="2436 340 2861 485">・女川では本表からさらに別資料に仕様を記載することとしており構成が大きくことなるため、語句の比較は行わず参考として並記することとする。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備



差異理由

設計の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

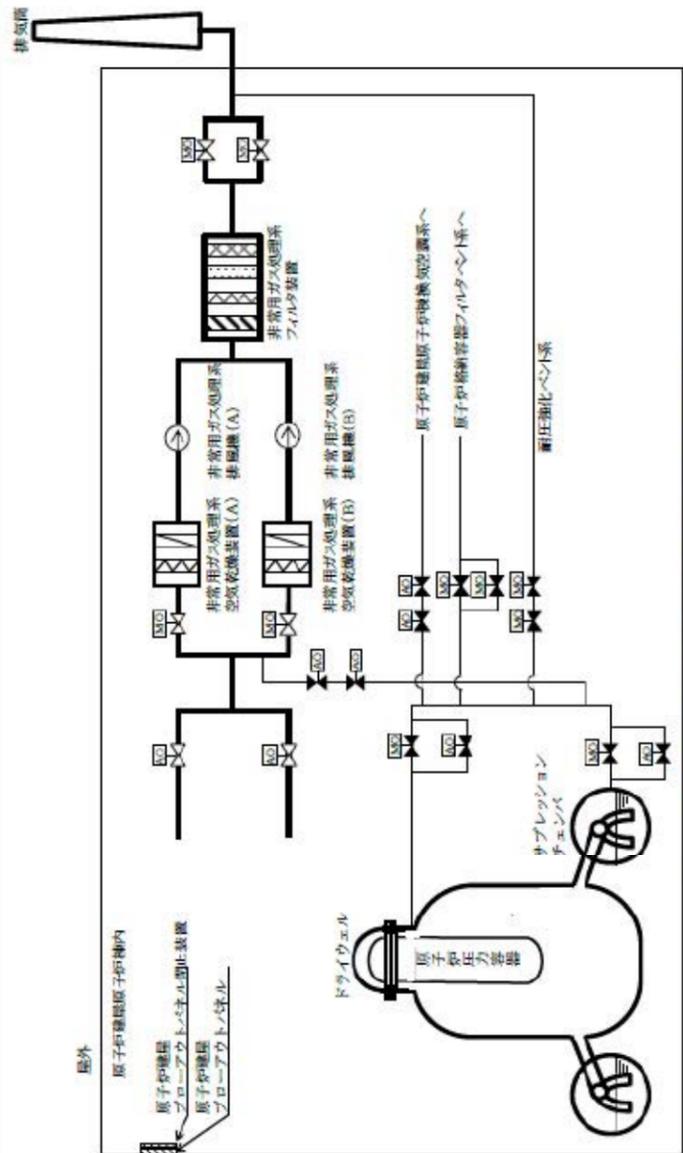
第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>第6.10-2図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図 (居住性を確保するための設備（中央制御室待避所加圧設備）)</p>			<p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

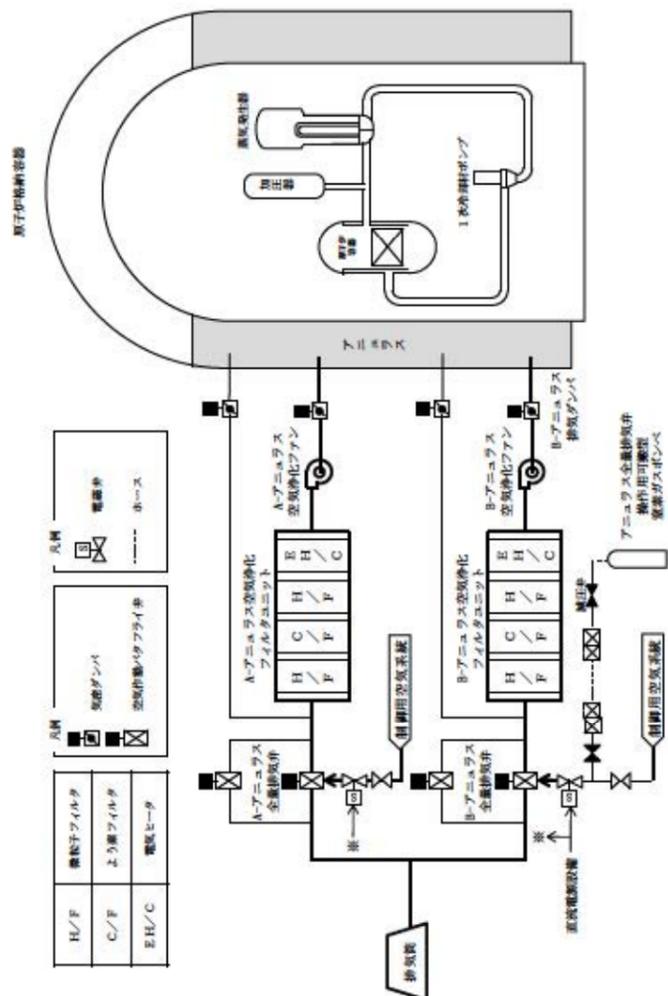
第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉



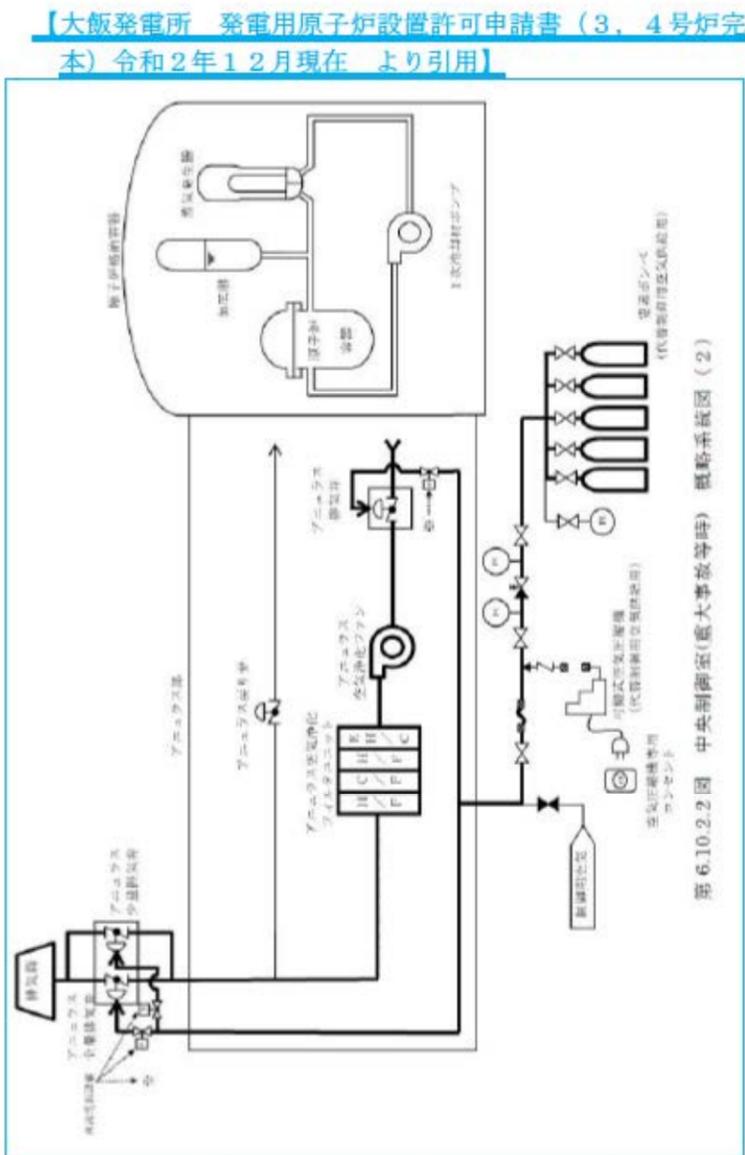
第6.10-3図 中央制御室（重大事故時）系統概略図
 （運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系））

泊発電所3号炉



第6.10.2図 中央制御室（重大事故時）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）

大飯発電所3/4号炉



【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】

第6.10.2.2図 中央制御室（重大事故時）概略系統図（2）

差異理由

②の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

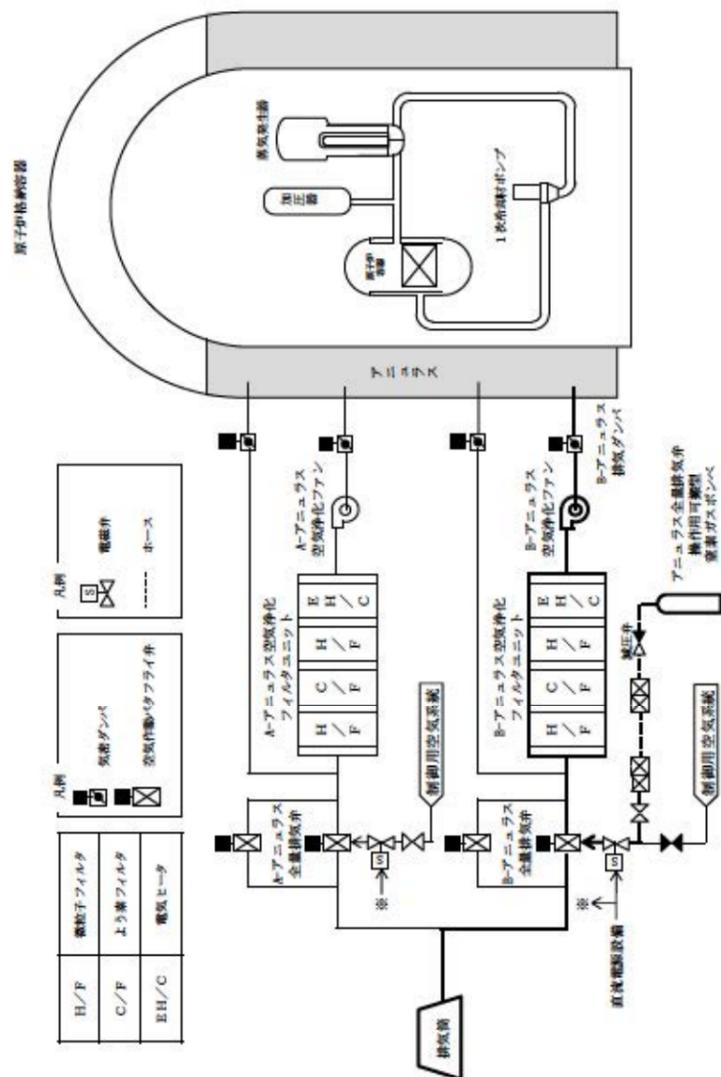
第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

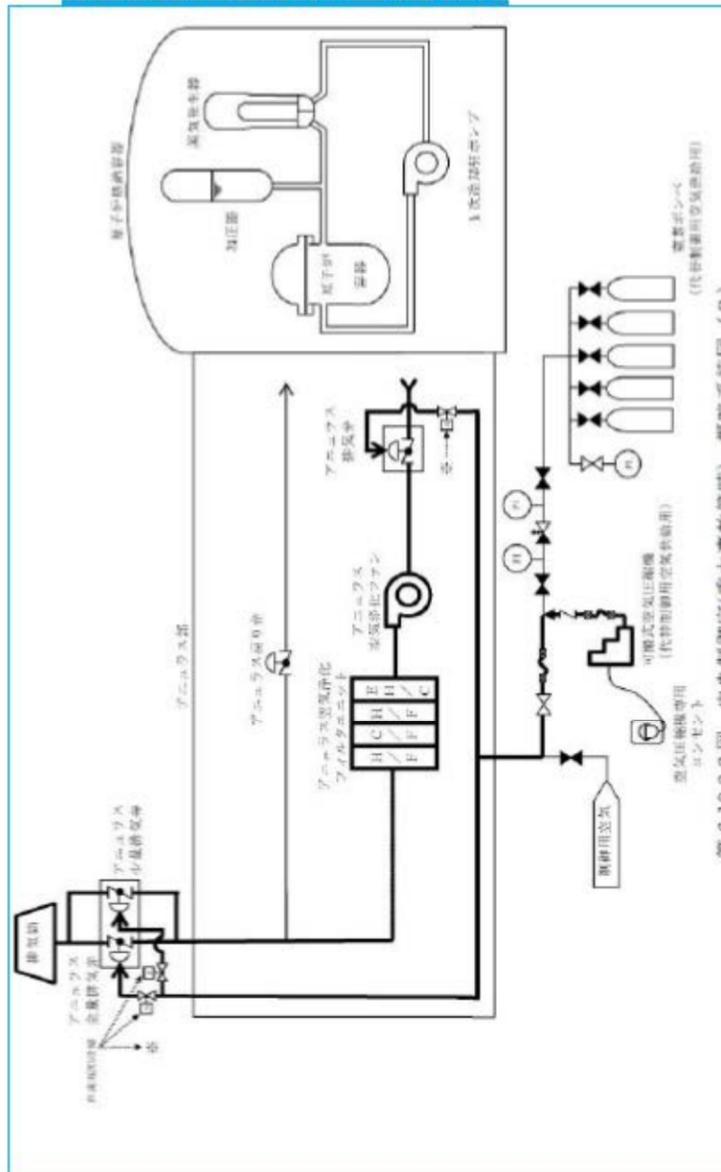
大飯発電所3/4号炉

差異理由



第6.10.3図 中央制御室（重大事故時）概略系統図（3）（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合）

【大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）令和2年12月現在 より引用】

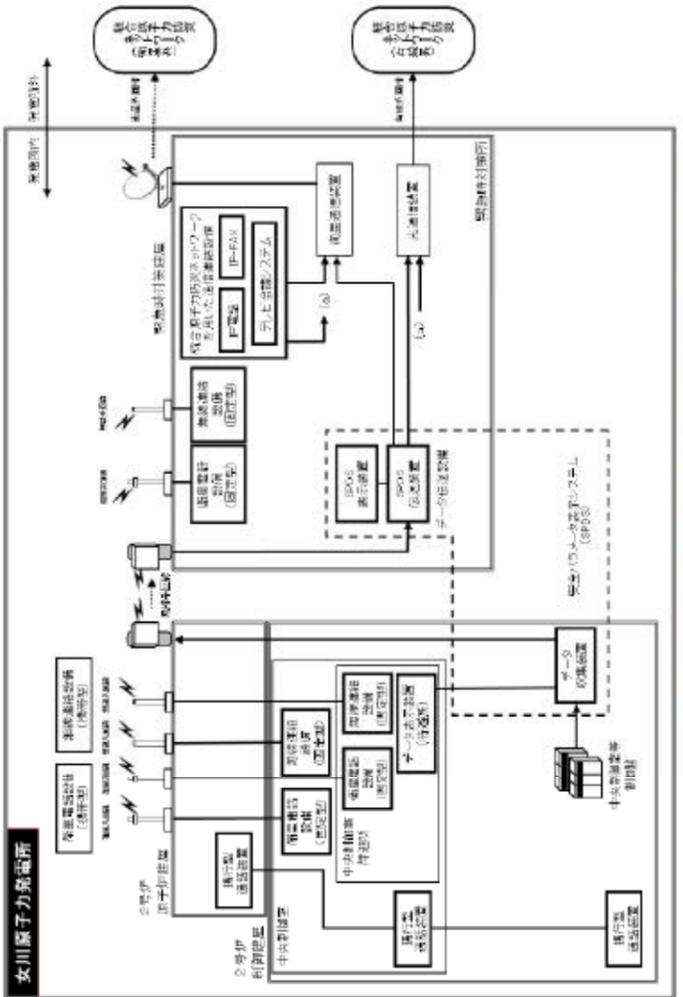


第6.10.2.3図 中央制御室（重大事故等時）概略系統図（3）

②の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
 <p>第6.10-4図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（通信連絡設備等）</p>			<p>①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順（1/2）

分類	運転員を想定する設計基準等に対する設備	対応手段	設備の名称	整備する手順書	手順の分類
存在性の確保	-	-	中央制御室へ向かい	-	-
			中央制御室非常用換気ファン*1		
			中央制御室換気ファン*1		
			中央制御室換気ファン*1		
			中央制御室非常用換気ファン*1		
			中央制御室非常用換気ファン*1		
			非常用換気ファン*1		
			可搬型照明(SA)*1		
			緊急照明計		
			二酸化炭素濃度計		
			代替非常用発電機*2		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
可搬型タンクローリー*3					
ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3					
ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3					
全面マスク*4					
汚染の抑制と防止	-	-	非常用換気ファン*1	-	-
			可搬型照明(SA)*1		
			代替非常用発電機*2		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
			可搬型タンクローリー*3		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
			防護服及びチェンジャー*4		
			防護服*4		
			可搬型照明(SA)*1		
			代替非常用発電機*2		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
可搬型タンクローリー*3					
ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3					
防護服及びチェンジャー*4					
防護服*4					

*1：ディーゼル発電機等により駆動する。
 *2：代替非常用発電機からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *3：代替非常用発電機の燃料供給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *4：「全面マスク」及び「防護服及びチェンジャー*4」は資機材であるため、重大事故等対応設備としない。
 *5：ディーゼル発電機燃料供給ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料供給ポンプからの燃料汲み上げができない場合に使用する。
 *6：重大事故対策において用いる設備の分類
 a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順（2/2）

分類	運転員を想定する設計基準等に対する設備	対応手段	設備の名称	整備する手順書	手順の分類
-	-	-	アユラス空冷浄化ファン*1	-	-
			アユラス空冷浄化ファン*1		

*1：ディーゼル発電機等により駆動する。
 *2：代替非常用発電機からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *3：代替非常用発電機の燃料供給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *4：「全面マスク」及び「防護服及びチェンジャー*4」は資機材であるため、重大事故等対応設備としない。
 *5：ディーゼル発電機燃料供給ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料供給ポンプからの燃料汲み上げができない場合に使用する。
 *6：重大事故対策において用いる設備の分類
 a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

表1.16.1 重大事故等時における対応手段と整備する手順

分類	運転員を想定する設計基準等に対する設備	対応手段	設備の名称	整備する手順書	手順の分類
存在性の確保	-	-	中央制御室へ向かい	-	-
			中央制御室非常用換気ファン*1		
			中央制御室換気ファン*1		
			中央制御室換気ファン*1		
			中央制御室非常用換気ファン*1		
			中央制御室非常用換気ファン*1		
			非常用換気ファン*1		
			可搬型照明(SA)*1		
			緊急照明計		
			二酸化炭素濃度計		
			代替非常用発電機*2		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
可搬型タンクローリー*3					
ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3					
全面マスク*4					
汚染の抑制と防止	-	-	非常用換気ファン*1	-	-
			可搬型照明(SA)*1		
			代替非常用発電機*2		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
			可搬型タンクローリー*3		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
			防護服及びチェンジャー*4		
			防護服*4		
			可搬型照明(SA)*1		
			代替非常用発電機*2		
			ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3		
可搬型タンクローリー*3					
ディーゼル発電機燃料供給ポンプ*3					
防護服及びチェンジャー*4					
防護服*4					

注1：「大飯発電所 重大事故等発生時および大規模機器発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定」
 注2：ディーゼル発電機等により駆動する。
 注3：代替非常用発電機からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 注4：代替非常用発電機の燃料供給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 注5：「全面マスク」及び「防護服及びチェンジャー*4」は資機材であるため、重大事故等対応設備としない。
 注6：重大事故対策において用いる設備の分類
 a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

記載方針の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
		<p>表 2.16-1 常設重大事故等対処設備仕様</p> <p>(1) 中央制御室遮蔽（3号及び4号炉共用） 1式</p> <p>(2) 中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用） 台数 4</p> <p>(3) 中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用） 台数 4</p> <p>(4) 中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用） 台数 4</p> <p>(5) 中央制御室非常用循環フィルタユニット（3号及び4号炉共用） 型式 電気加熱コイル、微粒子フィルタ及び活性炭フィルタ内蔵型 基数 2</p> <p>(6) 中央制御室空調ユニット（3号及び4号炉共用） 型式 粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型 基数 4</p> <p>表 2.16-2 可搬型重大事故等対処設備仕様</p> <p>(1) 可搬型照明（SA）（3号及び4号炉共用） 個数 8（予備1）</p> <p>(2) 酸素濃度計（3号及び4号炉共用） 測定範囲 0～25% 個数 1（予備2）</p> <p>(3) 二酸化炭素濃度計（3号及び4号炉共用） 測定範囲 0～1% 個数 1（予備2）</p>	<p>記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>8.2 換気空調設備</p> <p>8.2.3 主要設備の仕様 換気空調設備の主要機器仕様を第8.2-2表及び第8.2-3表に示す。</p> <p>8.2.4 主要設備 (3) 中央制御室換気空調系 中央制御室換気空調系の系統概要図を第8.2-3 図に示す。</p> <p>中央制御室換気空調系は、設計基準事故時に放射線業務従事者等を内部被ばくから防護し、必要な運転操作を継続することができるようにするため、他の換気系とは独立にして、外気との連絡口を遮断し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置を通して再循環することができ、また、必要に応じて外気を中央制御室再循環フィルタ装置を通して取り入れることができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室に運転員がとどまるために必要な換気空調設備として、中央制御室換気空調系を設ける。本設備については、「6.10 制御室」に記載する。</p> <p>(4) 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ） 炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避所を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）を設ける。本設備については、「6.10 制御室」に記載する。</p>	<p>8.2 換気空調設備</p> <p>8.2.3 主要設備 c. 中央制御室空調装置</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p style="text-align: right;">26条より</p>		<p>記載位置の相違 ・泊では26条の資料として整備しているが、比較のため抜粋して再掲した。</p> <p>記載方針の相違 ・泊では文章では示していないが、表は示している。</p> <p>記載方針の相違 ・泊では文章では示していないが、図は示している。</p> <p>記載方針の相違 ・女川では別資料に記載することとしている。</p> <p>①の相違</p>

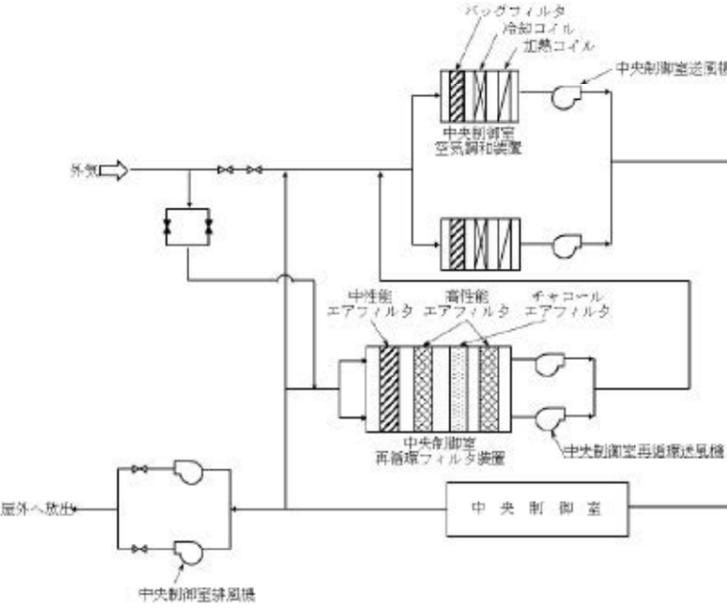
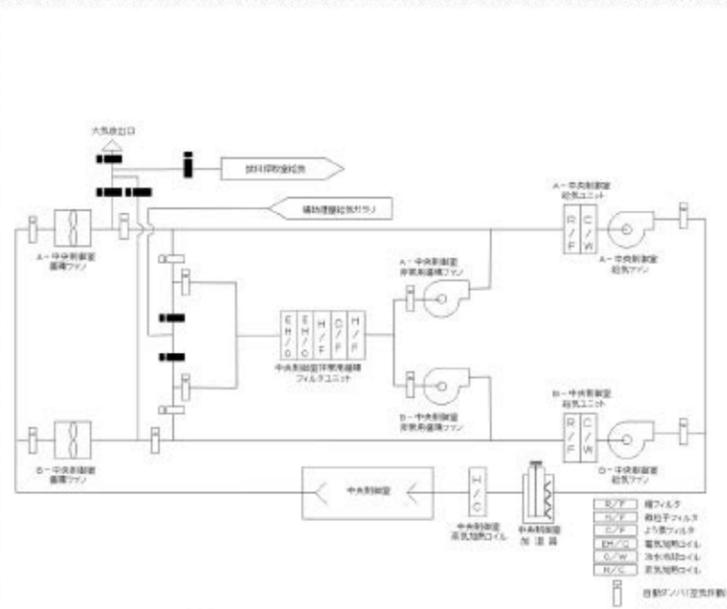
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>第8.2-2表 換気空調設備（重大事故等時）（常設）の主要機器仕様</p> <p>(1) 中央制御室換気空調系</p> <p>a. 中央制御室送風機 第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>b. 中央制御室排風機 第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>c. 中央制御室再循環送風機 第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>d. 中央制御室再循環フィルタ装置 第8.2-1表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>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</p> <p>(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85m³/min（1台当たり）</p> <p>(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台当たり）</p> <p>(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台当たり）</p> <p>(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</p> <p>(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台当たり）</p> <p style="text-align: right;">26条より</p>		<p>記載位置の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では26条の資料として整備しているが、比較のため再掲した。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では本表からさらに別資料に仕様を記載することとしており構成が大きくことなるため、語句の比較は行わず参考として並記することとする。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>(2) 中央制御室待避所</p> <p>a. 差圧計</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室（重大事故等時） <p>台数 1</p> <p>測定範囲 0～200Pa</p> <p>第8.2-3表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）の主要機器仕様</p> <p>(1) 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室（重大事故等時） <p>本数 40（予備40）</p> <p>容量 約47L（1本当たり）</p> <p>充填圧力 約19.6MPa [gage]</p>  <p>第8.2-3図 中央制御室換気空調系統概要図</p>	 <p>第8.2.4図 補助建屋換気空調設備系統図（中央制御室）</p> <p>26条より</p>	<p>大飯発電所3/4号炉</p>	<p>①の相違</p> <p>記載位置の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では26条の資料として整備しているが、比較のため抜粋して再掲した。 <p>設計方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>8.3 遮蔽設備</p> <p>8.3.3 主要設備の仕様 遮蔽設備の主要仕様を第8.3-2表に示す。</p> <p>8.3.4 主要設備</p> <p>8.3.4.5 中央制御室遮蔽 (2) 重大事故等時</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として、中央制御室遮蔽を設ける。 中央制御室遮蔽については、「6.10 制御室」に記載する。</p> <p>8.3.4.6 中央制御室待避所遮蔽 炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避所を設け、中央制御室待避所には、遮蔽設備として、中央制御室待避所遮蔽を設ける。中央制御室待避所遮蔽については、「6.10 制御室」に記載する。</p> <p>第8.3-2表 遮蔽設備（重大事故等時）の主要仕様</p> <p>(1) 中央制御室遮蔽 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） 厚 さ <input type="text"/> mm 以上 材 料 普通コンクリート</p> <p>(2) 中央制御室待避所遮蔽 兼用する設備は以下のとおり。 ・中央制御室（重大事故等時） 厚 さ <input type="text"/> mm 以上 材 料 普通コンクリート</p>	<p>8.1 遮蔽設備</p> <p>8.1.3 主要設備 (6) 中央制御室遮へい 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。</p> <p>第6.10.2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の主要仕様</p> <p>(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</p> <p style="text-align: right;">26条より</p>		<p>記載位置の相違 ・泊では26条の資料として整備しているが、比較のため抜粋して再掲した。</p> <p>記載方針の相違 ・泊では文章では示していないが、表は示している。</p> <p>①の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊では遮蔽設備ではなく中央制御室の主要仕様として記載している。</p> <p>記載方針の相違 ・女川は、遮蔽設備以外で兼用する設備を記載しているが、泊は兼用する設備を全て記載している。 ・泊では重大事故時の表では通常運転時に関する記載はしていない。</p> <p>①の相違</p>

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>比較結果等を取りまとめた資料</p> <p>1. 最新審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</p> <p>1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した事項</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし</p> <p>c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの：なし</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの：なし</p> <p>1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った事項</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし</p> <p>c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの：下記1件。 ・中央制御室の居住性に係る被ばく評価における運転員の勤務体系を踏まえた評価</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの：下記1件。 ・被ばく評価に用いる気象資料が最近の気象条件を代表しているか再検討を行った。 過去から被ばく評価に用いている1997年の気象資料が代表性を保っていることを確認しており、結果を「資料1-1-3 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について」に反映している。</p> <p>1-3) バックフィット関連事項</p> <p>なし。</p> <p>1-4) その他</p> <p>女川2号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正し、結果として差異がなくなった箇所があるが、本比較表には、その該当箇所の識別はしていない。</p>			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

2. 女川2号まとめ資料との比較結果の概要

2-1) 主要な評価条件等の相違

相違内容	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異理由
評価シナリオ	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失したシーケンス	大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレイ失敗	型式の相違 ・互いに「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」を選定しているが、型式の相違により評価シーケンスが異なる。 ・シナリオ選定の考え方は女川・泊ともに添付資料で検討を行っている。
待避所の有無	待避所を設置する。	待避所を設置しない	設計方針の相違 ・女川ではフィルタベント操作によるブルーム発生に備え設置している。泊では当該操作はなく、中央制御室待避所および、その内部で活動を行うための設備はない。 （以降「①の相違」と記載する。）
運転員の被ばくを低減するための設備	非常用ガス処理系 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	アニュラス空気浄化設備	型式の相違 ・PWR と BWR の型式の違いによる設備の差異 （以降「②の相違」と記載する。）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																												
<p>2-1) 資料構成の相違</p> <p>・女川は作成しているが、泊で作成していない資料と、差異理由</p>																															
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="931 210 1222 346">女川資料名称</th> <th data-bbox="1222 210 1768 346">差異理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="931 346 1222 472">2-6 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について</td> <td data-bbox="1222 346 1768 472">型式による相違 ・泊はPWRであるためSGTSは設置しておらず、対象外。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 472 1222 546">2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について</td> <td data-bbox="1222 472 1768 546">記載方針の相違 ・泊も累積出現頻度97%に当たる値を用いる方針に相違ないが、その前後の値について整理をした資料は作成していない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 546 1222 661">2-11 有機よう素の乾性沈着速度について</td> <td data-bbox="1222 546 1768 661">設計等の相違 ・泊では有機よう素についてもエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いており、保守的な扱いとしている。エアロゾル粒子の乾性沈着速度については、資料1-2-18にて記載している。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 661 1222 735">2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について</td> <td data-bbox="1222 661 1768 735">記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 735 1222 808">2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について</td> <td data-bbox="1222 735 1768 808">記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 808 1222 882">2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について</td> <td data-bbox="1222 808 1768 882">記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 882 1222 966">2-18 原子炉格納容器フィルタ系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について</td> <td data-bbox="1222 882 1768 966">設計等の相違 ・泊ではフィルタベントを行わないため対象外。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 966 1222 1039">2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について</td> <td data-bbox="1222 966 1768 1039">記載方針の相違 ・泊では予め炉心熱出力に余裕を見た出力での評価を行っている。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 1039 1222 1123">2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について</td> <td data-bbox="1222 1039 1768 1123">記載方針の相違 ・被ばく評価シナリオ選定についての検討をした資料であるが、泊では資料シナリオ選定の考え方は資料1-2-2に記載している</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 1123 1222 1197">2-22 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について</td> <td data-bbox="1222 1123 1768 1197">記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 1197 1222 1312">2-23 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について</td> <td data-bbox="1222 1197 1768 1312">型式の相違 ・PWRでは、格納容器からの漏洩は大部分がアニュラスにより捕集され、原子炉建屋への拡散は少ないため、保守的にエアロゾルの捕集効果を無視して評価を行っている。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 1312 1222 1501">2-24 原子炉建屋原子炉棟の換気率について</td> <td data-bbox="1222 1312 1768 1501">型式の相違 ・PWRではアニュラス設備により、格納容器から漏洩した放射性物質は大部分がアニュラスを経由して排気筒から放出される。また、アニュラス部以外の部分から漏洩した放射物質は保守的にそのまま環境に放出するものとして評価しており、原子炉建屋を通じての放射性物質の放出パスは仮定していない。よって、原子炉建屋の換気率については評価対象外である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 1501 1222 1711">2-25 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否について</td> <td data-bbox="1222 1501 1768 1711">型式の相違 ・ブローアウトパネル閉止装置は、BWRの非常用ガス処理系が機能するように原子炉建屋の気密性を保つ目的で、必要に応じて設置することが要求されている。 一方、泊（PWR）においては、アニュラス空気浄化設備により放射性物質の低減を行うが、設備構成の相違によりブローアウトパネル閉止装置の要求はなく、設置もしていないため、対象外。</td> </tr> </tbody> </table>	女川資料名称	差異理由	2-6 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について	型式による相違 ・泊はPWRであるためSGTSは設置しておらず、対象外。	2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	記載方針の相違 ・泊も累積出現頻度97%に当たる値を用いる方針に相違ないが、その前後の値について整理をした資料は作成していない。	2-11 有機よう素の乾性沈着速度について	設計等の相違 ・泊では有機よう素についてもエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いており、保守的な扱いとしている。エアロゾル粒子の乾性沈着速度については、資料1-2-18にて記載している。	2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。	2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。	2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。	2-18 原子炉格納容器フィルタ系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	設計等の相違 ・泊ではフィルタベントを行わないため対象外。	2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について	記載方針の相違 ・泊では予め炉心熱出力に余裕を見た出力での評価を行っている。	2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について	記載方針の相違 ・被ばく評価シナリオ選定についての検討をした資料であるが、泊では資料シナリオ選定の考え方は資料1-2-2に記載している	2-22 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。	2-23 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について	型式の相違 ・PWRでは、格納容器からの漏洩は大部分がアニュラスにより捕集され、原子炉建屋への拡散は少ないため、保守的にエアロゾルの捕集効果を無視して評価を行っている。	2-24 原子炉建屋原子炉棟の換気率について	型式の相違 ・PWRではアニュラス設備により、格納容器から漏洩した放射性物質は大部分がアニュラスを経由して排気筒から放出される。また、アニュラス部以外の部分から漏洩した放射物質は保守的にそのまま環境に放出するものとして評価しており、原子炉建屋を通じての放射性物質の放出パスは仮定していない。よって、原子炉建屋の換気率については評価対象外である。	2-25 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否について	型式の相違 ・ブローアウトパネル閉止装置は、BWRの非常用ガス処理系が機能するように原子炉建屋の気密性を保つ目的で、必要に応じて設置することが要求されている。 一方、泊（PWR）においては、アニュラス空気浄化設備により放射性物質の低減を行うが、設備構成の相違によりブローアウトパネル閉止装置の要求はなく、設置もしていないため、対象外。		
女川資料名称	差異理由																														
2-6 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について	型式による相違 ・泊はPWRであるためSGTSは設置しておらず、対象外。																														
2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	記載方針の相違 ・泊も累積出現頻度97%に当たる値を用いる方針に相違ないが、その前後の値について整理をした資料は作成していない。																														
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について	設計等の相違 ・泊では有機よう素についてもエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いており、保守的な扱いとしている。エアロゾル粒子の乾性沈着速度については、資料1-2-18にて記載している。																														
2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。																														
2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。																														
2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。																														
2-18 原子炉格納容器フィルタ系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	設計等の相違 ・泊ではフィルタベントを行わないため対象外。																														
2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について	記載方針の相違 ・泊では予め炉心熱出力に余裕を見た出力での評価を行っている。																														
2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について	記載方針の相違 ・被ばく評価シナリオ選定についての検討をした資料であるが、泊では資料シナリオ選定の考え方は資料1-2-2に記載している																														
2-22 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について	記載方針の相違 ・説明資料は作成していない。																														
2-23 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について	型式の相違 ・PWRでは、格納容器からの漏洩は大部分がアニュラスにより捕集され、原子炉建屋への拡散は少ないため、保守的にエアロゾルの捕集効果を無視して評価を行っている。																														
2-24 原子炉建屋原子炉棟の換気率について	型式の相違 ・PWRではアニュラス設備により、格納容器から漏洩した放射性物質は大部分がアニュラスを経由して排気筒から放出される。また、アニュラス部以外の部分から漏洩した放射物質は保守的にそのまま環境に放出するものとして評価しており、原子炉建屋を通じての放射性物質の放出パスは仮定していない。よって、原子炉建屋の換気率については評価対象外である。																														
2-25 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否について	型式の相違 ・ブローアウトパネル閉止装置は、BWRの非常用ガス処理系が機能するように原子炉建屋の気密性を保つ目的で、必要に応じて設置することが要求されている。 一方、泊（PWR）においては、アニュラス空気浄化設備により放射性物質の低減を行うが、設備構成の相違によりブローアウトパネル閉止装置の要求はなく、設置もしていないため、対象外。																														
<p>なお、泊は作成しているが、女川は作成していない資料については、大飯に該当資料があれば大飯と比較を行っている。</p>																															

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について</p>	<p>59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p style="text-align: right;">別添2</p> <p style="text-align: center;">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）</p>	<p style="text-align: right;">別添2</p> <p style="text-align: center;">大飯発電所3号炉及び4号炉 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について</p>	<p style="text-align: center;">記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p style="text-align: center;">目次</p> <p style="text-align: right;">26条別添2参照 本資料</p> <p>1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について 26条-別添2-1-1</p> <p>1.1 大気中への放出量の評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1</p> <p>1.2 大気拡散の評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1</p> <p>1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1</p> <p>1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1</p> <p>1.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・ 26条-別添2-1-2</p> <p>1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）・・・・・・・・ 26条-別添2-1-2</p> <p>1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）・・・・・・・・ 26条-別添2-1-2</p> <p>1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4</p> <p>1.4.2 入退域時の被ばく・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4</p> <p>1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4</p> <p>1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4</p> <p>1.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・ 26条-別添2-1-5</p> <p>2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について・・・・・・・・ 59-9-2-1</p> <p>2.1 評価事象・・・・・・・・ 59-9-2-1</p> <p>2.2 大気中への放出量の評価・・・・・・・・ 59-9-2-2</p> <p>2.3 大気拡散の評価・・・・・・・・ 59-9-2-3</p> <p>2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価・・・・・・・・ 59-9-2-4</p> <p>2.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・ 59-9-2-5</p> <p>2.4.1.1 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）・・・・・・・・ 59-9-2-5</p> <p>2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）・・・・・・・・ 59-9-2-5</p> <p>2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）・・・・・・・・ 59-9-2-5</p> <p>2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）・・・・・・・・ 59-9-2-5</p> <p>2.4.2 入退域時の被ばく・・・・・・・・ 59-9-2-6</p> <p>2.4.2.1 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）・・・・・・・・ 59-9-2-6</p> <p>2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）・・・・・・・・ 59-9-2-6</p> <p>2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）・・・・・・・・ 59-9-2-6</p> <p>2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）・・・・・・・・ 59-9-2-7</p> <p>2.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・ 59-9-2-7</p> <p style="text-align: right;">26条別添2参照 本資料</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p>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</p> <p>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</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p>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</p> <p>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 SA</p> <div style="text-align: right; margin-top: 20px;"> <p> = DB</p> <p> = SA</p> </div>	<p>記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について</p> <p>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</p> <p>1-2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>1-3 運転員の交替について</p> <p>1-4 内規^{※1}との整合性について</p> <p>添付資料2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について</p> <p>2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表</p> <p>2-2 事象の選定の考え方について</p> <p>2-3 核分裂生成物の放出割合について</p> <p>2-4 放射性物質の大気放出過程について</p> <p>2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について</p> <p>2-6 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について</p> <p>2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について</p> <p>2-9 地表面への沈着速度の設定について</p> <p>2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について</p> <p>2-11 有機よう素の乾性沈着速度について</p> <p>2-12 マスクによる防護係数について</p> <p>2-13 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について</p> <p>2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について</p> <p>2-15 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について</p> <p>2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について</p> <p>2-17 大気中に放出された放射性物質の入域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について</p> <p>2-18 原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について</p> <p>2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について</p> <p>2-20 格納容器雲間気直接加熱発生時の被ばく評価について</p> <p>2-21 原子炉格納容器の漏えい率の設定について</p> <p>2-22 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について</p> <p>2-23 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について</p> <p>2-24 原子炉建屋原子炉棟の換気率について</p> <p>2-25 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否について</p> <p>2-26 審査ガイド^{※2}への適合状況</p> <p>26条別添2参照 本資料</p> <p>（※1）原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）</p> <p>（※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</p>	<p>（比較のため別添3の目次を記載）</p> <p>添付一覧</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>1-1-4 線量評価に用いる大気拡散の評価について</p> <p>1-1-5 空気流入率試験結果について</p> <p>1-1-6 直交替の考え方について SA 条文関連を含む</p> <p>1-1-7 内規^{※1}との整合性について DB 条文関連</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>1-2-2 事故シナシス選定の考え方について</p> <p>1-2-3 居住性評価に用いる炉心選定の考え方について</p> <p>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</p> <p>1-2-5 よう素の化学形態の設定について</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>1-2-8 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>1-2-9 原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>1-2-10 アニユラス空気浄化設備 空気作動弁の開放手順の成立性について</p> <p>1-2-11 フィルタ除去効率の設定について</p> <p>1-2-12 大気への放出放射線量の推移グラフについて</p> <p>1-2-13 中央制御室の直控線、スカイシャイン線評価方法について</p> <p>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</p> <p>1-2-15 マスクによる防護係数について</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>1-2-19 審査ガイド^{※2}との適合性について SA 条文関連</p>	<p>大飯発電所3/4号炉</p>	<p>差異理由</p> <p>以下の識別で目次にて添付資料の比較を行った。</p> <p>なお、本比較表は SA の範囲について比較している。</p> <p>・比較となる資料が存在しない場合は赤下線で示した（差異理由は表紙に記載）。</p> <p>・資料名称は異なるが比較対象とした資料を青下線で整理した。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は、「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。）に基づき行った。</p> <p><small>（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条抜粋）</small></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 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。 </div> <p>評価の結果、7日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約51mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約51mSvとなった。なお、この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。</p> <p>このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。</p> <p>2.1 評価事象</p> <p>女川原子力発電所2号炉においては、「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」である「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。しかしながら、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用した場合のみならず、前述の「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失したシーケンス」において、原子炉格納容器フィルタベント系を経由した格納容器ベントを実施した場合も想定する。</p>	<p>2. 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価</p> <p>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。</p> <p><small>（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）</small></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 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。 </div> <p>2.1 評価事象</p> <p>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。</p>	<p>2. 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価</p> <p>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、「実用発電用原子炉施設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。</p> <p><small>（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）</small></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 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。 </div> <p>2.1. 評価事象</p> <p>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注入および格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。</p>	<p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では後段で被ばく評価結果をまとめている。 <p>型式の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRでは格納容器ベントを用いない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																			
<p>2.2 大気中への放出量の評価</p> <p>大気中へ放出される放射性物質の量は、上記2.1で示した事故シナリオを想定し評価した。なお、原子炉格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への流入量及び原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい量をMAAP解析及びNUREG-1465の知見を用いて評価した。ただし、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、大気中の放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。評価に用いた放出放射エネルギーを表1及び表2に示す。</p>	<p>2.2 大気中への放出量の評価</p> <p>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。</p> <p>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ユ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。</p>	<p>2.2. 大気中への放出量の評価</p> <p>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。</p> <p>大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替低圧注水ポンプによるスプレイおよびアニユ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およ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。</p> <p style="text-align: right;">2-26 図(ウ)-13 = SA</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 取り上げている内容が異なるが、いずれもソースタームの考え方を記載している。 <p>記載箇所の相違 放出放射エネルギーは別添3に記載。</p>																																																																			
<p>表1 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算） （代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）</p> <table border="1" data-bbox="154 676 875 1075"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種グループ</th> <th rowspan="2">停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)</th> <th colspan="2">放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)</th> </tr> <tr> <th>原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 1.6×10¹³</td> <td>約 1.6×10¹⁷</td> <td></td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 2.1×10¹³</td> <td>約 4.5×10¹⁷</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 8.4×10¹⁷</td> <td>約 2.5×10¹²</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 6.0×10¹⁸</td> <td>約 2.7×10¹²</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 1.8×10¹⁹</td> <td>約 2.9×10¹²</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.8×10¹⁹</td> <td>約 4.2×10¹¹</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 5.5×10¹⁸</td> <td>約 2.8×10¹¹</td> <td></td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 4.1×10¹⁹</td> <td>約 7.5×10¹⁰</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	核種グループ	停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)		原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出		希ガス類	約 1.6×10 ¹³	約 1.6×10 ¹⁷		よう素類	約 2.1×10 ¹³	約 4.5×10 ¹⁷		Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 2.5×10 ¹²		Te 類	約 6.0×10 ¹⁸	約 2.7×10 ¹²		Ba 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹²		Ru 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 4.2×10 ¹¹		Ce 類	約 5.5×10 ¹⁸	約 2.8×10 ¹¹		La 類	約 4.1×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁰		<p>表2 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算） （格納容器ベントの実施を想定する場合）</p> <table border="1" data-bbox="154 1176 875 1600"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種グループ</th> <th colspan="2">放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)</th> </tr> <tr> <th>原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出</th> <th>原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 4.6×10¹³</td> <td>約 8.9×10¹⁶</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 3.3×10¹³</td> <td>約 3.0×10¹⁶</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 9.6×10⁸</td> <td>約 2.5×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 6.7×10⁸</td> <td>約 2.7×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 6.3×10⁸</td> <td>約 2.9×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.3×10⁸</td> <td>約 4.2×10¹¹</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 7.9×10⁷</td> <td>約 2.8×10¹¹</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 2.0×10⁷</td> <td>約 7.5×10¹⁰</td> </tr> </tbody> </table>	核種グループ	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)		原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出	希ガス類	約 4.6×10 ¹³	約 8.9×10 ¹⁶	よう素類	約 3.3×10 ¹³	約 3.0×10 ¹⁶	Cs 類	約 9.6×10 ⁸	約 2.5×10 ¹²	Te 類	約 6.7×10 ⁸	約 2.7×10 ¹²	Ba 類	約 6.3×10 ⁸	約 2.9×10 ¹²	Ru 類	約 1.3×10 ⁸	約 4.2×10 ¹¹	Ce 類	約 7.9×10 ⁷	約 2.8×10 ¹¹	La 類	約 2.0×10 ⁷	約 7.5×10 ¹⁰		
核種グループ			停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)																																																																		
	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出																																																																					
希ガス類	約 1.6×10 ¹³	約 1.6×10 ¹⁷																																																																				
よう素類	約 2.1×10 ¹³	約 4.5×10 ¹⁷																																																																				
Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 2.5×10 ¹²																																																																				
Te 類	約 6.0×10 ¹⁸	約 2.7×10 ¹²																																																																				
Ba 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹²																																																																				
Ru 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 4.2×10 ¹¹																																																																				
Ce 類	約 5.5×10 ¹⁸	約 2.8×10 ¹¹																																																																				
La 類	約 4.1×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁰																																																																				
核種グループ	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)																																																																					
	原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出																																																																				
希ガス類	約 4.6×10 ¹³	約 8.9×10 ¹⁶																																																																				
よう素類	約 3.3×10 ¹³	約 3.0×10 ¹⁶																																																																				
Cs 類	約 9.6×10 ⁸	約 2.5×10 ¹²																																																																				
Te 類	約 6.7×10 ⁸	約 2.7×10 ¹²																																																																				
Ba 類	約 6.3×10 ⁸	約 2.9×10 ¹²																																																																				
Ru 類	約 1.3×10 ⁸	約 4.2×10 ¹¹																																																																				
Ce 類	約 7.9×10 ⁷	約 2.8×10 ¹¹																																																																				
La 類	約 2.0×10 ⁷	約 7.5×10 ¹⁰																																																																				

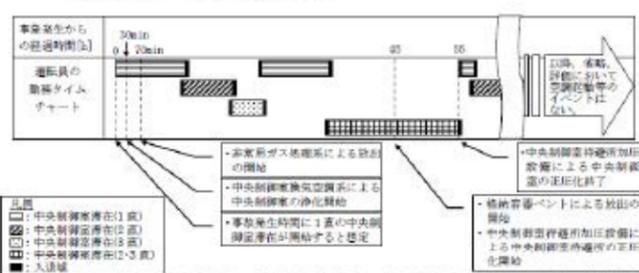
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																								
<p>2.3 大気拡散の評価</p> <p>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て整理し、累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、女川原子力発電所敷地内において観測した2012年1月～2012年12月の1年間における気象データを使用した。</p>	<p>2.3 大気拡散の評価</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>2.3. 大気拡散の評価</p> <p>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、2010年1月～2010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、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。</p>	<p>個別解析による相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊は異常年検定を行っていることを記載。</p> <p>記載箇所の相違 泊は別添3で記載。</p>																																																								
<p>相対濃度及び相対線量の評価結果を表3に示す。</p>																																																											
<p>表3 相対濃度及び相対線量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>放出源及び放出源高さ*</th> <th>評価点</th> <th>着目方位</th> <th>相対濃度 [s/m³]</th> <th>相対線量 [Gy/Bq]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器フィルタベント系排気管(地上36m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>5.8×10⁻⁴</td> <td>4.6×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>8.6×10⁻⁴</td> <td>6.6×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SSW, SW, WSW, W</td> <td>5.0×10⁻⁴</td> <td>4.3×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>制御棟屋出入口</td> <td>SSE, S, SSW, SW, WSW, W</td> <td>7.1×10⁻⁴</td> <td>5.6×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉建屋ブローアウトパネル(地上0m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>1.3×10⁻³</td> <td>5.0×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>ESE, SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>1.6×10⁻³</td> <td>6.3×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SSW, SW, WSW, W</td> <td>9.9×10⁻⁴</td> <td>4.4×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>制御棟屋出入口</td> <td>SSE, S, SSW, SW, WSW, W</td> <td>1.5×10⁻³</td> <td>6.0×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">排気筒(地上80m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SE</td> <td>4.0×10⁻⁴</td> <td>1.4×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>制御棟屋出入口</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻⁸</td> </tr> </tbody> </table> <p>*放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮</p>	放出源及び放出源高さ*	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]	原子炉格納容器フィルタベント系排気管(地上36m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻⁸	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10 ⁻⁴	6.6×10 ⁻⁸	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10 ⁻⁴	4.3×10 ⁻⁸	制御棟屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻⁸	原子炉建屋ブローアウトパネル(地上0m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10 ⁻³	5.0×10 ⁻⁸	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10 ⁻³	6.3×10 ⁻⁸	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁸	制御棟屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10 ⁻³	6.0×10 ⁻⁸	排気筒(地上80m)	中央制御室換気空調系給気口	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁸	中央制御室中心	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁸	出入管理所	SE	4.0×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁸	制御棟屋出入口	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁸			
放出源及び放出源高さ*	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]																																																							
原子炉格納容器フィルタベント系排気管(地上36m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻⁸																																																							
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10 ⁻⁴	6.6×10 ⁻⁸																																																							
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10 ⁻⁴	4.3×10 ⁻⁸																																																							
	制御棟屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻⁸																																																							
原子炉建屋ブローアウトパネル(地上0m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10 ⁻³	5.0×10 ⁻⁸																																																							
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10 ⁻³	6.3×10 ⁻⁸																																																							
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁸																																																							
	制御棟屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10 ⁻³	6.0×10 ⁻⁸																																																							
排気筒(地上80m)	中央制御室換気空調系給気口	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁸																																																							
	中央制御室中心	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁸																																																							
	出入管理所	SE	4.0×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁸																																																							
	制御棟屋出入口	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁸																																																							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																								
<p>2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価</p> <p>被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後7日間とし、運転員が交替（5直3交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを表4に、交替スケジュール例を表5に示す。また、評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。なお、本評価においては、1直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。</p> <p>被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図1及び図2に示す。また、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表9に、被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図3に示す。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表4 直交替サイクル</p> <table border="1"> <tr> <th>勤務</th> <th colspan="2">勤務時間</th> </tr> <tr> <td>1直</td> <td>21時30分～9時00分</td> <td>11時間30分</td> </tr> <tr> <td>2直</td> <td>8時40分～16時50分</td> <td>8時間10分</td> </tr> <tr> <td>3直</td> <td>16時30分～21時50分</td> <td>5時間20分</td> </tr> <tr> <td>2・3直</td> <td>8時40分～21時50分</td> <td>13時間10分</td> </tr> </table> </div> <div style="text-align: center;"> <p>表5 直交替スケジュール例</p> <table border="1"> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>滞在時間</th> <th>入退域回数</th> </tr> <tr> <td>A班</td> <td>2</td> <td>23</td> <td>3</td> <td>/</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>休</td> <td>49:40</td> <td>10回</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>3</td> <td>/</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>休</td> <td>休</td> <td>2</td> <td>36:30</td> <td>8回</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td colspan="7">日勤</td> <td>0:00</td> <td>0回</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>休</td> <td>休</td> <td>2</td> <td>23</td> <td>3</td> <td>49:40</td> <td>10回</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>休</td> <td>休</td> <td>2</td> <td>23</td> <td>3</td> <td>/</td> <td>1</td> <td>38:10</td> <td>8回</td> </tr> </table> <p>※1：1直、2：2直、3：3直、23：2・3直、 休：休日、日勤：事務所勤務日</p> </div>  <p>参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係</p>	勤務	勤務時間		1直	21時30分～9時00分	11時間30分	2直	8時40分～16時50分	8時間10分	3直	16時30分～21時50分	5時間20分	2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数	A班	2	23	3	/	1	1	休	49:40	10回	B班	3	/	1	1	休	休	2	36:30	8回	C班	日勤							0:00	0回	D班	1	1	休	休	2	23	3	49:40	10回	E班	休	休	2	23	3	/	1	38:10	8回
勤務	勤務時間																																																																										
1直	21時30分～9時00分	11時間30分																																																																									
2直	8時40分～16時50分	8時間10分																																																																									
3直	16時30分～21時50分	5時間20分																																																																									
2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分																																																																									
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数																																																																		
A班	2	23	3	/	1	1	休	49:40	10回																																																																		
B班	3	/	1	1	休	休	2	36:30	8回																																																																		
C班	日勤							0:00	0回																																																																		
D班	1	1	休	休	2	23	3	49:40	10回																																																																		
E班	休	休	2	23	3	/	1	38:10	8回																																																																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2.4.1 中央制御室内での被ばく</p> <p>2.4.1.1 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）</p> <p>事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等を踏まえて評価した。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置しているため、原子炉建屋の躯体により遮蔽されるため影響はない。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線については、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線についてはANISN コード及びG33-GP2R コードを用いて評価した。</p> <p>2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。</p> <p>2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）</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、地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。</p>	<p>2.5.1 中央制御室内での被ばく</p> <p>2.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）</p> <p>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。</p> <p>（前頁の記載を再掲）</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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）</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実効線量を評価した。</p> <p>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</p>	<p>2.5.1 中央制御室内での被ばく</p> <p>2.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）</p> <p>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およ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。</p> <p>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）</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。</p> <p style="text-align: right;">= SA</p>	<p>記載箇所の相違 泊は2.4で記載</p> <p>型式の相違 ・PWRでは格納容器ベントを用いない。</p> <p>設計等の相違 ・SCATTERINGコードでは、遮蔽体をモデル化してスカイシャイン線量を評価可能であるため、BWRのように2つのコードを用いる必要はない</p> <p>記載箇所の相違 ・女川の経路③にあたる被ばくは、泊では経路②で考慮している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>SA 条文関連</p>		<p>記載箇所の相違</p>
			<p>差異理由</p>
	<p>線源</p> <p>被ばく経路</p> <p>被ばく部位</p> <p>室内作業時</p> <p>入退域時</p>	<p>線源</p> <p>被ばく経路</p> <p>被ばく部位</p> <p>室内作業時</p> <p>入退域時</p>	<p>第2.1図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路</p> <p>第2.1図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路</p> <p>= SA</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）</p> <p>外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは、中央制御室内の放射性物質濃度を基に、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。</p> <p>なお、内部被ばくの評価に当たっては、マスクの着用による防護効果を考慮した。</p> <p>また、格納容器ベントの際には運転員は図4に示す中央制御室待避所内に滞在すると評価した。</p> <p>中央制御室内の放射性物質濃度の計算は、以下の(1)から(3)に示す効果を考慮した。被ばく評価で想定する空調運用等のタイムチャートを図5に示す。</p> <p>(1) 事故時運転モード（少量外気取入）：中央制御室換気空調系</p> <p>中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）は、通常開いている外気取り入れダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減し、フィルタを通した外気を少量取入れる運転モードである。具体的な系統構成を図3に示す。</p> <p>中央制御室内の放射性物質濃度は事故時運転モード（少量外気取入）で評価している。</p> <p>なお、中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）への切り換え時間については、運転操作や全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し、有効性評価で設定した30分を起動遅れ時間として考慮した。</p> <p>(2) 中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧</p> <p>中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（以下、「加圧設備」という。）により正圧を維持することで、外気の流入を防止する効果を考慮した。</p> <p>(3) 中央制御室への外気の直接流入率</p> <p>中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、保守的に換気率換算で1.0回/hを仮定して評価した。</p>	<p>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）</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た。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(1) 事故時閉回路循環運転モード</p> <p>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入れダンパを閉止し、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。</p> <p>(2) フィルタを通らない空気流入量</p> <p>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。</p>	<p>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）</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およ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。</p> <p>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)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。なお、中央制御室換気設備の起動時間については、全交流動力電源喪失およ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。</p> <p>(1)事故時運転モード</p> <p>中央制御室換気設備の事故時運転モードは、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。なお、大飯発電所3号炉と4号炉の中央制御室はそれぞれ共有している。</p> <p>(2)フィルタを通らない空気流入量</p> <p>大飯発電所3、4号炉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。</p>	<p>型式の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRでは格納容器ベントを用いない <p>②の相違</p> <p>個別解析による相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2.4.2 入退域時の被ばく</p> <p>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制御建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は出入管理所と制御建屋出入口の2箇所とし、入退域ごとに各々の評価点に7分間及び5分間滞在するとして評価した。なお、原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの影響についても、上記と同様の評価点及び滞在時間として評価した。</p>	<p>2.5.2 入退域時の被ばく</p> <p>2.5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>2.5.2 入退域時の被ばく</p> <p>2.5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）</p> <p>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およ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。</p> <p>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、正門、事務所入口および中央制御室入口として評価した。</p> <p style="text-align: right;">= SA</p>	<p>記載箇所の相違</p> <p>設計等の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・具体的に設定した評価点は異なる。 ・泊ではフィルタベントは使用しない。 <p>型式の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊ではフィルタベントは使用しない。
<p>2.4.2.1 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）</p> <p>事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、評価点を屋外とすること以外は「2.4.1.1 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。</p> <p>また、原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価した。</p>	<p>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。</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

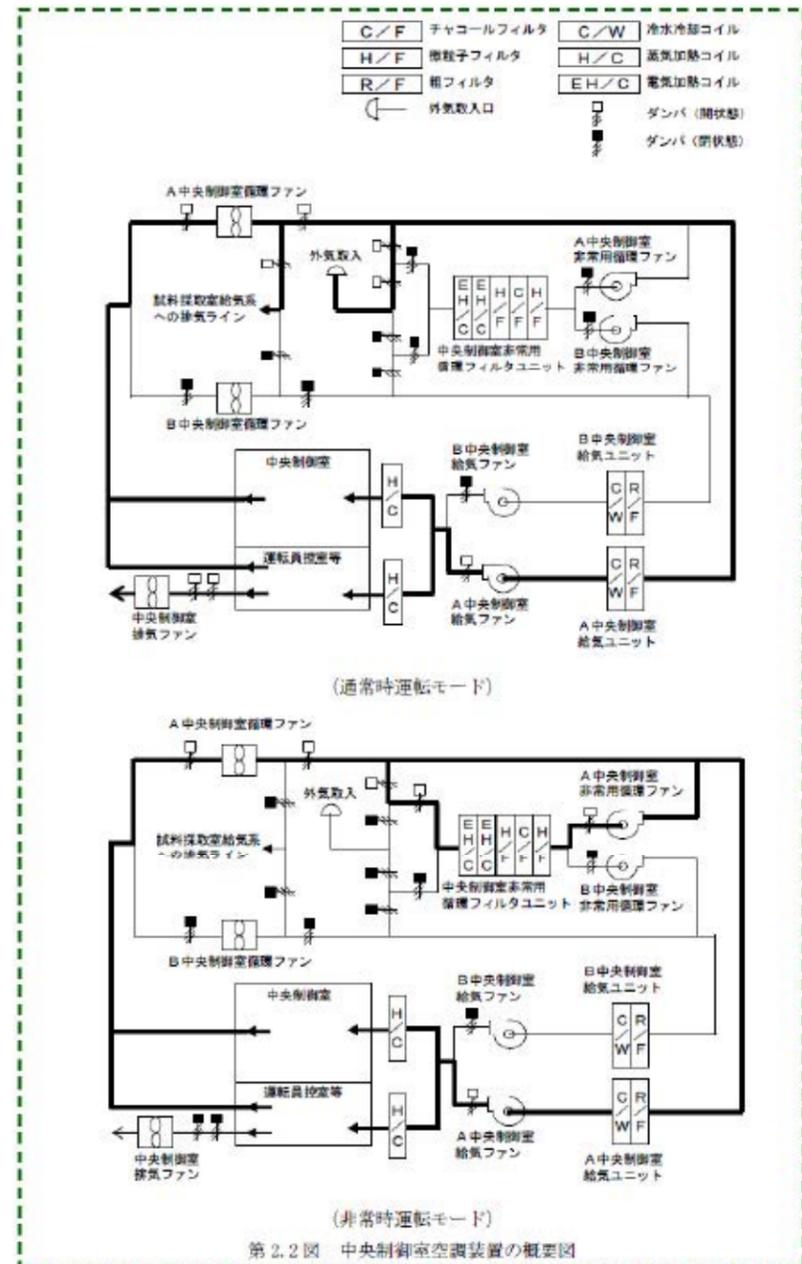
第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

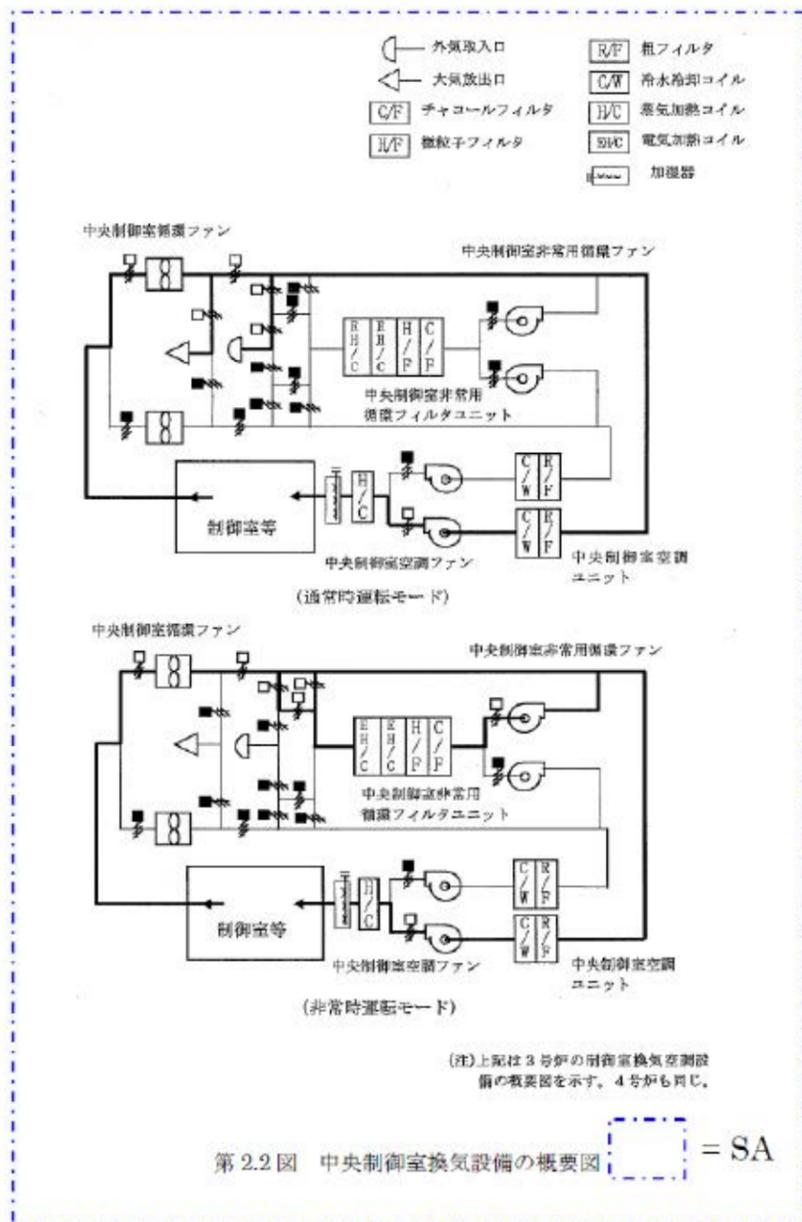
大飯発電所3/4号炉

差異理由



26-別2-16

SA 条文関連



赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で実効線量を評価した。</p> <p>2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。</p> <p>2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧） 入退域時の内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮した。</p>	<p>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、</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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およ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。</p> <p>2.6. 評価結果のまとめ 3号炉、4号炉事故発生時の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日間でそれぞれ約7.2mSv、約4.3mSvである。また、3号炉事故発生時および4号炉事故発生時の合算値は約12mSv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100mSvを超えないこと」を満足している。評価結果の内訳を第2.2表～第2.3表に示す。 なお、マスク着用を考慮しない場合の3号炉、4号炉事故発生時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日間でそれぞれ約66mSv、約49mSvであり、3号炉事故発生時および4号炉事故発生時の合算値は約120mSvである。</p> <p style="text-align: right;">= SA</p>	<p>記載方針の相違 女川は経路⑥、⑦、⑧としている経路について、泊では経路⑤と整理している。</p> <p>個別解析による相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊でも評価条件表にてコンクリートの厚みを保守的に評価していることを記載。 ・泊では参考ケースとしてマスクを着用しないケースの評価を実施している</p>
<p>2.5 評価結果のまとめ 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表6-1-1及び表6-1-2に示す。また、格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表6-2-1及び表6-2-2に示す。さらに、各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表7-1-1から表7-2-2に、被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表8-1-1から表8-2-2に示す。 評価の結果、7日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約51mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約51mSvとなった。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。 このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。 なお、参考として原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果に期待しない（DF=1）場合の評価結果について表6-3及び表6-4に示す。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																																																																																																																								
<p>表6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく線量 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合) (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv) ^{※1)※2)}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約6.2^{※4)}</td> <td>約2.7</td> <td>約1.4</td> <td>-</td> <td>約1.3</td> <td>約1.2</td> <td>-</td> <td>約13</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>約5.3^{※4)}</td> <td>-</td> <td>約1.9</td> <td>約1.5</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約0.87</td> <td>約9.5</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>約46^{※4)}</td> <td>約2.9</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約1.1</td> <td>約1.2</td> <td>約0.47^{※4)}</td> <td>約51</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約1.6</td> <td>約1.6</td> <td>約0.92</td> <td>-</td> <td>約1.3^{※4)}</td> <td>約5.3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 入退域時においてマスク (FF-60) の着用を考慮 ※2 中央制御室内でマスク (FF-60) の着用を考慮、6時間当たり1時間外とするとして評価 ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差だけ薄くした場合の被ばく線量 ※4 中央制御室内及び入退域時において事後後1日目のみマスク (FF-1,000) の着用を考慮、中央制御室内は4時間当たり18分間外とするとして評価 ※5 本評価において想定した直交排スケジュールでは、7日3直の班が中央制御室に在り、交替のために入域する1直勤務の班(本評価では7日1直の班と同じ班を想定)が入域を終了した時点で評価期間終了(事象発生から168時間後)となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日3直の被ばく線量は、7日3直の班が中央制御室に在り評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量を示している。</p> <p>表6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく線量 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合) (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv) ^{※1)※2)}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約7.1^{※4)}</td> <td>約4.8</td> <td>約2.3</td> <td>-</td> <td>約3.2</td> <td>約2.9</td> <td>-</td> <td>約21</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>約6.0^{※4)}</td> <td>-</td> <td>約3.8</td> <td>約3.5</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約2.0</td> <td>約16</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>約520^{※4)}</td> <td>約4.6</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約2.4</td> <td>約3.1</td> <td>約1.2^{※4)}</td> <td>約530</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約3.0</td> <td>約3.8</td> <td>約1.8</td> <td>-</td> <td>約2.9^{※4)}</td> <td>約12</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 入退域時においてマスク (FF-60) の着用を考慮 ※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差だけ薄くした場合の被ばく線量 ※3 入退域時において事後後1日目のみマスク (FF-1,000) の着用を考慮 ※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日1直の被ばく線量に加えて整理、7日3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量(表6-1-1の※4を参照)。</p> <p>表6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合) (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv) ^{※1)※2)}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約6.2^{※4)}</td> <td>約21</td> <td>約1.4</td> <td>-</td> <td>約1.1</td> <td>約0.84</td> <td>-</td> <td>約31</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>約5.3^{※4)}</td> <td>-</td> <td>約1.8</td> <td>約1.4</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約0.65</td> <td>約9.0</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>約46^{※4)}</td> <td>約2.9</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約0.88</td> <td>約0.84</td> <td>約0.34^{※4)}</td> <td>約51</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約1.6</td> <td>約1.3</td> <td>約0.79</td> <td>-</td> <td>約0.98^{※4)}</td> <td>約4.6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 入退域時においてマスク (FF-60) の着用を考慮 ※2 中央制御室内でマスク (FF-60) の着用を考慮、6時間当たり1時間外とするとして評価 ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差だけ薄くした場合の被ばく線量 ※4 中央制御室内及び入退域時において事後後1日目のみマスク (FF-1,000) の着用を考慮、中央制御室内は4時間当たり18分間外とするとして評価 ※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日1直の被ばく線量に加えて整理、7日3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量(表6-1-1の※4を参照)。</p> <p>表6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合) (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv) ^{※1)※2)}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>約7.1^{※4)}</td> <td>約25</td> <td>約2.0</td> <td>-</td> <td>約1.6</td> <td>約1.2</td> <td>-</td> <td>約37</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>約6.0^{※4)}</td> <td>-</td> <td>約3.0</td> <td>約2.4</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約0.75</td> <td>約13</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>約520^{※4)}</td> <td>約4.7</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約1.2</td> <td>約1.1</td> <td>約0.39^{※4)}</td> <td>約520</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>約2.7</td> <td>約2.2</td> <td>約0.97</td> <td>-</td> <td>約1.2^{※4)}</td> <td>約7.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 入退域時においてマスク (FF-60) の着用を考慮 ※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差だけ薄くした場合の被ばく線量 ※3 入退域時において事後後1日目のみマスク (FF-1,000) の着用を考慮 ※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日1直の被ばく線量に加えて整理、7日3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量(表6-1-1の※4を参照)。</p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約6.2 ^{※4)}	約2.7	約1.4	-	約1.3	約1.2	-	約13	B班	約5.3 ^{※4)}	-	約1.9	約1.5	-	-	約0.87	約9.5	C班	-	-	-	-	-	-	-	0	D班	約46 ^{※4)}	約2.9	-	-	約1.1	約1.2	約0.47 ^{※4)}	約51	E班	-	-	約1.6	約1.6	約0.92	-	約1.3 ^{※4)}	約5.3		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約7.1 ^{※4)}	約4.8	約2.3	-	約3.2	約2.9	-	約21	B班	約6.0 ^{※4)}	-	約3.8	約3.5	-	-	約2.0	約16	C班	-	-	-	-	-	-	-	0	D班	約520 ^{※4)}	約4.6	-	-	約2.4	約3.1	約1.2 ^{※4)}	約530	E班	-	-	約3.0	約3.8	約1.8	-	約2.9 ^{※4)}	約12		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約6.2 ^{※4)}	約21	約1.4	-	約1.1	約0.84	-	約31	B班	約5.3 ^{※4)}	-	約1.8	約1.4	-	-	約0.65	約9.0	C班	-	-	-	-	-	-	-	0	D班	約46 ^{※4)}	約2.9	-	-	約0.88	約0.84	約0.34 ^{※4)}	約51	E班	-	-	約1.6	約1.3	約0.79	-	約0.98 ^{※4)}	約4.6		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	約7.1 ^{※4)}	約25	約2.0	-	約1.6	約1.2	-	約37	B班	約6.0 ^{※4)}	-	約3.0	約2.4	-	-	約0.75	約13	C班	-	-	-	-	-	-	-	0	D班	約520 ^{※4)}	約4.7	-	-	約1.2	約1.1	約0.39 ^{※4)}	約520	E班	-	-	約2.7	約2.2	約0.97	-	約1.2 ^{※4)}	約7.0			<p>滞在時間補正の考え方の差異</p>
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																																																																																																																																																																																			
A班	約6.2 ^{※4)}	約2.7	約1.4	-	約1.3	約1.2	-	約13																																																																																																																																																																																																																			
B班	約5.3 ^{※4)}	-	約1.9	約1.5	-	-	約0.87	約9.5																																																																																																																																																																																																																			
C班	-	-	-	-	-	-	-	0																																																																																																																																																																																																																			
D班	約46 ^{※4)}	約2.9	-	-	約1.1	約1.2	約0.47 ^{※4)}	約51																																																																																																																																																																																																																			
E班	-	-	約1.6	約1.6	約0.92	-	約1.3 ^{※4)}	約5.3																																																																																																																																																																																																																			
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																																																																																																																																																																																			
A班	約7.1 ^{※4)}	約4.8	約2.3	-	約3.2	約2.9	-	約21																																																																																																																																																																																																																			
B班	約6.0 ^{※4)}	-	約3.8	約3.5	-	-	約2.0	約16																																																																																																																																																																																																																			
C班	-	-	-	-	-	-	-	0																																																																																																																																																																																																																			
D班	約520 ^{※4)}	約4.6	-	-	約2.4	約3.1	約1.2 ^{※4)}	約530																																																																																																																																																																																																																			
E班	-	-	約3.0	約3.8	約1.8	-	約2.9 ^{※4)}	約12																																																																																																																																																																																																																			
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																																																																																																																																																																																			
A班	約6.2 ^{※4)}	約21	約1.4	-	約1.1	約0.84	-	約31																																																																																																																																																																																																																			
B班	約5.3 ^{※4)}	-	約1.8	約1.4	-	-	約0.65	約9.0																																																																																																																																																																																																																			
C班	-	-	-	-	-	-	-	0																																																																																																																																																																																																																			
D班	約46 ^{※4)}	約2.9	-	-	約0.88	約0.84	約0.34 ^{※4)}	約51																																																																																																																																																																																																																			
E班	-	-	約1.6	約1.3	約0.79	-	約0.98 ^{※4)}	約4.6																																																																																																																																																																																																																			
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																																																																																																																																																																																			
A班	約7.1 ^{※4)}	約25	約2.0	-	約1.6	約1.2	-	約37																																																																																																																																																																																																																			
B班	約6.0 ^{※4)}	-	約3.0	約2.4	-	-	約0.75	約13																																																																																																																																																																																																																			
C班	-	-	-	-	-	-	-	0																																																																																																																																																																																																																			
D班	約520 ^{※4)}	約4.7	-	-	約1.2	約1.1	約0.39 ^{※4)}	約520																																																																																																																																																																																																																			
E班	-	-	約2.7	約2.2	約0.97	-	約1.2 ^{※4)}	約7.0																																																																																																																																																																																																																			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																												
<p>表6-3 各勤務サイクルでの被ばく線量（参考） （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合） （原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果をDF=1とした場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）^{※1※2※3}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>2直 約8.7^{※4}</td> <td>23直 約5.2</td> <td>3直 約3.0</td> <td>-</td> <td>1直 約3.1</td> <td>1直 約2.8</td> <td>-</td> <td>約23</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>3直 約7.5^{※4}</td> <td>-</td> <td>1直 約4.0</td> <td>1直 約3.5</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>2直 約2.2</td> <td>約17</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>1直 約55^{※4}</td> <td>1直 約5.3</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>2直 約2.6</td> <td>23直 約2.9</td> <td>3直 約1.2^{※5}</td> <td>約66</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>2直 約3.4</td> <td>23直 約3.6</td> <td>3直 約2.3</td> <td>-</td> <td>1直 約3.3^{※5}</td> <td>約13</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 入退城時においてマスク（PF=50）の着用を考慮 ※2 中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価 ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量 ※4 中央制御室内及び入退城時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価 ※5 評価期間終了直前の入城に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入城及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※5を参照）</p> <p>表6-4 各勤務サイクルでの被ばく線量（参考） （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合） （原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果をDF=1とした場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）^{※1※2※3}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>1日</th> <th>2日</th> <th>3日</th> <th>4日</th> <th>5日</th> <th>6日</th> <th>7日</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A班</td> <td>2直 約8.7^{※4}</td> <td>23直 約24</td> <td>3直 約3.0</td> <td>-</td> <td>1直 約2.8</td> <td>1直 約2.5</td> <td>-</td> <td>約41</td> </tr> <tr> <td>B班</td> <td>3直 約7.5^{※4}</td> <td>-</td> <td>1直 約3.3</td> <td>1直 約3.3</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>2直 約2.0</td> <td>約16</td> </tr> <tr> <td>C班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>D班</td> <td>1直 約55^{※4}</td> <td>1直 約5.4</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>2直 約2.4</td> <td>23直 約2.6</td> <td>3直 約1.1^{※5}</td> <td>約66</td> </tr> <tr> <td>E班</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>2直 約3.5</td> <td>23直 約3.3</td> <td>3直 約2.2</td> <td>-</td> <td>1直 約3.0^{※5}</td> <td>約12</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 入退城時においてマスク（PF=50）の着用を考慮 ※2 中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価 ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量 ※4 中央制御室内及び入退城時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価 ※5 評価期間終了直前の入城に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入城及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※5を参照）</p>		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	2直 約8.7 ^{※4}	23直 約5.2	3直 約3.0	-	1直 約3.1	1直 約2.8	-	約23	B班	3直 約7.5 ^{※4}	-	1直 約4.0	1直 約3.5	-	-	2直 約2.2	約17	C班	-	-	-	-	-	-	-	0	D班	1直 約55 ^{※4}	1直 約5.3	-	-	2直 約2.6	23直 約2.9	3直 約1.2 ^{※5}	約66	E班	-	-	2直 約3.4	23直 約3.6	3直 約2.3	-	1直 約3.3 ^{※5}	約13		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	A班	2直 約8.7 ^{※4}	23直 約24	3直 約3.0	-	1直 約2.8	1直 約2.5	-	約41	B班	3直 約7.5 ^{※4}	-	1直 約3.3	1直 約3.3	-	-	2直 約2.0	約16	C班	-	-	-	-	-	-	-	0	D班	1直 約55 ^{※4}	1直 約5.4	-	-	2直 約2.4	23直 約2.6	3直 約1.1 ^{※5}	約66	E班	-	-	2直 約3.5	23直 約3.3	3直 約2.2	-	1直 約3.0 ^{※5}	約12			<p>滞在時間補正の考え方の差異</p>
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																																																																							
A班	2直 約8.7 ^{※4}	23直 約5.2	3直 約3.0	-	1直 約3.1	1直 約2.8	-	約23																																																																																																							
B班	3直 約7.5 ^{※4}	-	1直 約4.0	1直 約3.5	-	-	2直 約2.2	約17																																																																																																							
C班	-	-	-	-	-	-	-	0																																																																																																							
D班	1直 約55 ^{※4}	1直 約5.3	-	-	2直 約2.6	23直 約2.9	3直 約1.2 ^{※5}	約66																																																																																																							
E班	-	-	2直 約3.4	23直 約3.6	3直 約2.3	-	1直 約3.3 ^{※5}	約13																																																																																																							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計																																																																																																							
A班	2直 約8.7 ^{※4}	23直 約24	3直 約3.0	-	1直 約2.8	1直 約2.5	-	約41																																																																																																							
B班	3直 約7.5 ^{※4}	-	1直 約3.3	1直 約3.3	-	-	2直 約2.0	約16																																																																																																							
C班	-	-	-	-	-	-	-	0																																																																																																							
D班	1直 約55 ^{※4}	1直 約5.4	-	-	2直 約2.4	23直 約2.6	3直 約1.1 ^{※5}	約66																																																																																																							
E班	-	-	2直 約3.5	23直 約3.3	3直 約2.2	-	1直 約3.0 ^{※5}	約12																																																																																																							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表7-1-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D班）の合計）
 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路	7日間の実効線量 ^{※1}
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10 ⁻²
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰
③ 地表面に沈着し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 6.7×10 ⁰
④ 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 3.2×10 ¹
(内訳) 内部被ばく	(約 2.7×10 ¹)
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)
小計 (①+②+③+④)	約 4.6×10 ¹
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10 ⁻¹
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10 ⁻²
⑦ 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域時の被ばく	約 5.1×10 ⁰
⑧ 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	約 1.2×10 ⁻²
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.3×10 ⁰
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.1×10 ¹

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表7-1-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D班）の合計）
 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路	7日間の実効線量 ^{※1}
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10 ⁻²
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰
③ 地表面に沈着し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 6.7×10 ⁰
④ 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 5.1×10 ¹
(内訳) 内部被ばく	(約 5.0×10 ¹)
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)
小計 (①+②+③+④)	約 5.2×10 ¹
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10 ⁻¹
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10 ⁻²
⑦ 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域時の被ばく	約 5.1×10 ⁰
⑧ 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	約 1.2×10 ⁻²
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.3×10 ⁰
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.3×10 ¹

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

泊発電所3号炉

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

大飯発電所3/4号炉

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}	
	3号炉	4号炉
室内作業時		
① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ⁻³	約 4.0×10 ⁻³
② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ⁻²	約 3.2×10 ⁻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 3.0×10 ⁰	約 2.3×10 ⁰
小計 (①+②+③)	約 3.1×10 ⁰	約 2.4×10 ⁰
入退域時		
④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁰	約 1.2×10 ⁰
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	約 7.6×10 ⁻¹
小計 (④+⑤)	約 4.1×10 ⁰	約 1.9×10 ⁰
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 7.2 ^{*2}	約 4.8 ^{*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

個別解析による相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																																						
<p>表7-2-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D班）の合計） （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>被ばく経路</th> <th>7日間の実効線量^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉建屋原子炉棟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</td> <td>約 4.1×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>② 放射性雲中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</td> <td>約 7.0×10⁰</td> </tr> <tr> <td>③ 地表面に沈着し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</td> <td>約 6.7×10⁰</td> </tr> <tr> <td>④ 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</td> <td>約 3.2×10¹</td> </tr> <tr> <td>(内訳) 内部被ばく</td> <td>(約 2.6×10¹)</td> </tr> <tr> <td>外部被ばく</td> <td>(約 5.6×10⁰)</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 4.5×10¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 1.2×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 1.6×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>⑦ 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域時の被ばく</td> <td>約 5.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑧ 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</td> <td>約 5.7×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.4×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.1×10¹</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量</p> <p>表7-2-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D班）の合計） （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>被ばく経路</th> <th>7日間の実効線量^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉建屋原子炉棟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</td> <td>約 4.1×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>② 放射性雲中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</td> <td>約 7.0×10⁰</td> </tr> <tr> <td>③ 地表面に沈着し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</td> <td>約 6.7×10⁰</td> </tr> <tr> <td>④ 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</td> <td>約 5.0×10²</td> </tr> <tr> <td>(内訳) 内部被ばく</td> <td>(約 5.0×10²)</td> </tr> <tr> <td>外部被ばく</td> <td>(約 5.6×10⁰)</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 5.2×10²</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 1.2×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 1.6×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>⑦ 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域時の被ばく</td> <td>約 5.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑧ 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</td> <td>約 5.7×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.4×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.2×10²</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量</p>	被ばく経路	7日間の実効線量 ^{※1}	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10 ⁻²	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰	③ 地表面に沈着し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 6.7×10 ⁰	④ 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 3.2×10 ¹	(内訳) 内部被ばく	(約 2.6×10 ¹)	外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)	小計 (①+②+③+④)	約 4.5×10 ¹	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10 ⁻¹	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10 ⁻²	⑦ 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域時の被ばく	約 5.2×10 ⁰	⑧ 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	約 5.7×10 ⁻²	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.4×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.1×10 ¹	被ばく経路	7日間の実効線量 ^{※1}	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10 ⁻²	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰	③ 地表面に沈着し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 6.7×10 ⁰	④ 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 5.0×10 ²	(内訳) 内部被ばく	(約 5.0×10 ²)	外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)	小計 (①+②+③+④)	約 5.2×10 ²	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10 ⁻¹	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10 ⁻²	⑦ 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域時の被ばく	約 5.2×10 ⁰	⑧ 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	約 5.7×10 ⁻²	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.4×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.2×10 ²		<p>第2.2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内訳（3号炉）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) ^{※1}</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 4.0×10¹</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10¹</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 4.0×10²</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 1.1×10⁰</td> <td>約 3.0×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 1.1×10⁰</td> <td>約 3.1×10⁰</td> </tr> <tr> <td>④ 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 2.7×10⁰</td> <td>—</td> <td>約 2.7×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 1.4×10⁰</td> <td>約 7.3×10⁻²</td> <td>約 1.4×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 4.0×10⁰</td> <td>約 7.3×10⁻²</td> <td>約 4.1×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 6.0</td> <td>約 1.2</td> <td>約 7.2^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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</p> <p>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内訳（4号炉）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) ^{※1}</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 4.0×10¹</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10¹</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 3.2×10²</td> <td>—</td> <td>約 3.2×10²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.5×10⁰</td> <td>約 8.7×10⁻¹</td> <td>約 2.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.5×10⁰</td> <td>約 8.7×10⁻¹</td> <td>約 2.4×10⁰</td> </tr> <tr> <td>④ 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.2×10⁰</td> <td>—</td> <td>約 1.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 7.3×10⁻¹</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> <td>約 7.6×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> <td>約 1.9×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 3.4</td> <td>約 0.9</td> <td>約 4.3^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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</p> <p style="text-align: right;">□ = SA</p>	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	① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 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	約 4.0×10 ²	—	約 4.0×10 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 1.9×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 3.0×10 ⁰	小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 3.1×10 ⁰	④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁰	—	約 2.7×10 ⁰	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	約 7.3×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁰	小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁰	約 7.3×10 ⁻²	約 4.1×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 1.2	約 7.2 ^{※2}	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	① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 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	約 3.2×10 ²	—	約 3.2×10 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 1.5×10 ⁰	約 8.7×10 ⁻¹	約 2.3×10 ⁰	小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 8.7×10 ⁻¹	約 2.4×10 ⁰	④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10 ⁰	—	約 1.2×10 ⁰	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10 ⁻¹	約 3.8×10 ⁻²	約 7.6×10 ⁻¹	小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁰	約 3.8×10 ⁻²	約 1.9×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 0.9	約 4.3 ^{※2}	
被ばく経路	7日間の実効線量 ^{※1}																																																																																																																																								
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10 ⁻²																																																																																																																																								
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰																																																																																																																																								
③ 地表面に沈着し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 6.7×10 ⁰																																																																																																																																								
④ 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 3.2×10 ¹																																																																																																																																								
(内訳) 内部被ばく	(約 2.6×10 ¹)																																																																																																																																								
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)																																																																																																																																								
小計 (①+②+③+④)	約 4.5×10 ¹																																																																																																																																								
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10 ⁻¹																																																																																																																																								
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10 ⁻²																																																																																																																																								
⑦ 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域時の被ばく	約 5.2×10 ⁰																																																																																																																																								
⑧ 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	約 5.7×10 ⁻²																																																																																																																																								
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.4×10 ⁰																																																																																																																																								
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.1×10 ¹																																																																																																																																								
被ばく経路	7日間の実効線量 ^{※1}																																																																																																																																								
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10 ⁻²																																																																																																																																								
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰																																																																																																																																								
③ 地表面に沈着し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 6.7×10 ⁰																																																																																																																																								
④ 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 5.0×10 ²																																																																																																																																								
(内訳) 内部被ばく	(約 5.0×10 ²)																																																																																																																																								
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)																																																																																																																																								
小計 (①+②+③+④)	約 5.2×10 ²																																																																																																																																								
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10 ⁻¹																																																																																																																																								
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10 ⁻²																																																																																																																																								
⑦ 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域時の被ばく	約 5.2×10 ⁰																																																																																																																																								
⑧ 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	約 5.7×10 ⁻²																																																																																																																																								
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.4×10 ⁰																																																																																																																																								
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.2×10 ²																																																																																																																																								
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																																																																																																																																						
① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 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	約 4.0×10 ²	—	約 4.0×10 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 1.9×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 3.0×10 ⁰																																																																																																																																						
小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 3.1×10 ⁰																																																																																																																																						
④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁰	—	約 2.7×10 ⁰																																																																																																																																						
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	約 7.3×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁰																																																																																																																																						
小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁰	約 7.3×10 ⁻²	約 4.1×10 ⁰																																																																																																																																						
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 1.2	約 7.2 ^{※2}																																																																																																																																						
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																																																																																																																																						
① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 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	約 3.2×10 ²	—	約 3.2×10 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 1.5×10 ⁰	約 8.7×10 ⁻¹	約 2.3×10 ⁰																																																																																																																																						
小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 8.7×10 ⁻¹	約 2.4×10 ⁰																																																																																																																																						
④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10 ⁰	—	約 1.2×10 ⁰																																																																																																																																						
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10 ⁻¹	約 3.8×10 ⁻²	約 7.6×10 ⁻¹																																																																																																																																						
小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁰	約 3.8×10 ⁻²	約 1.9×10 ⁰																																																																																																																																						
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 0.9	約 4.3 ^{※2}																																																																																																																																						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																													
<p>表 8-1-1 評価結果の内訳（D班の1日目） （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>被ばく経路</th> <th>D班の1日目の実効線量^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉建屋原子炉棟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</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>② 放射性雲中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</td> <td>約 7.0×10⁰</td> </tr> <tr> <td>③ 地表面に沈着し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</td> <td>約 5.5×10⁰</td> </tr> <tr> <td>④ 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 (内訳) 内部被ばく (約 2.5×10¹) 外部被ばく (約 5.6×10⁰)</td> <td>約 3.1×10¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 4.3×10¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 5.3×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 3.9×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>⑦ 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域時の被ばく</td> <td>約 2.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑧ 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</td> <td>約 5.0×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 2.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 4.6×10¹</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量</p>	被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁰	④ 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 (内訳) 内部被ばく (約 2.5×10 ¹) 外部被ばく (約 5.6×10 ⁰)	約 3.1×10 ¹	小計 (①+②+③+④)	約 4.3×10 ¹	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³	⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁰	⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁵	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 4.6×10 ¹	<p>【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ナリオ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、選定した事故シナリオでは、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。</p> <p>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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>0～5 h</th> <th>5～7 h</th> <th>7～168 h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用循環システム</td> <td>—</td> <td>作動（フィルタによる放射性物質の低減）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>マスク</td> <td>着用</td> <td>着用</td> <td>—※</td> </tr> </tbody> </table> <p>※入退域のみ着用</p> <p style="text-align: center;">SA 条文関連</p>	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	着用	—※	<p>【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ナリオ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、選定した事故シナリオでは、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設備の起動遅れ時間を300分（5時間）としている。 中央制御室非常用循環設備の起動後は、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設備起動後の室内の放射性物質低減を考慮して、第2.4表のとおり事故発生後5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2.5表及び第2.6表に示す。マスクなしの結果を第2.7表及び第2.8表に示す。</p> <p>第2.4表 中央制御室非常用循環設備の作動状況及びマスク着用時間</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>0～5h</th> <th>5～168h</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用循環設備</td> <td>—</td> <td>作動（フィルタによる放射性物質の低減）</td> </tr> <tr> <td>マスク</td> <td>着用</td> <td>—※</td> </tr> </tbody> </table> <p>※入退域時のみ着用</p> <p style="text-align: right;">□ = SA</p>	時間	0～5h	5～168h	中央制御室非常用循環設備	—	作動（フィルタによる放射性物質の低減）	マスク	着用	—※	<p>個別解析による相違</p>
被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}																																															
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²																																															
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰																																															
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁰																																															
④ 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 (内訳) 内部被ばく (約 2.5×10 ¹) 外部被ばく (約 5.6×10 ⁰)	約 3.1×10 ¹																																															
小計 (①+②+③+④)	約 4.3×10 ¹																																															
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²																																															
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³																																															
⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁰																																															
⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁵																																															
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁰																																															
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 4.6×10 ¹																																															
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	着用	—※																																													
時間	0～5h	5～168h																																														
中央制御室非常用循環設備	—	作動（フィルタによる放射性物質の低減）																																														
マスク	着用	—※																																														
<p>表 8-1-2 評価結果の内訳（D班の1日目） （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>被ばく経路</th> <th>D班の1日目の実効線量^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉建屋原子炉棟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</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>② 放射性雲中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</td> <td>約 7.0×10⁰</td> </tr> <tr> <td>③ 地表面に沈着し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</td> <td>約 5.5×10⁰</td> </tr> <tr> <td>④ 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 (内訳) 内部被ばく (約 5.0×10¹) 外部被ばく (約 5.6×10⁰)</td> <td>約 5.0×10¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 5.1×10¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 5.3×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 3.9×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>⑦ 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域時の被ばく</td> <td>約 2.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑧ 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</td> <td>約 5.0×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 2.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.2×10¹</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量</p>	被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁰	④ 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 (内訳) 内部被ばく (約 5.0×10 ¹) 外部被ばく (約 5.6×10 ⁰)	約 5.0×10 ¹	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10 ¹	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³	⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁰	⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁵	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.2×10 ¹																								
被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}																																															
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²																																															
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁰																																															
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁰																																															
④ 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 (内訳) 内部被ばく (約 5.0×10 ¹) 外部被ばく (約 5.6×10 ⁰)	約 5.0×10 ¹																																															
小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10 ¹																																															
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²																																															
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³																																															
⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁰																																															
⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁵																																															
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁰																																															
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.2×10 ¹																																															

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																										
<p>表 8-2-1 評価結果の内訳（D班の1日目） （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>被ばく経路</th> <th>D班の1日目の実効線量^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉建屋原子炉棟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</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>② 放射性雲中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</td> <td>約 7.0×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>③ 地表面に沈着し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</td> <td>約 5.5×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>④ 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</td> <td>約 3.1×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>(内訳) 内部被ばく</td> <td>(約 2.5×10⁻¹)</td> </tr> <tr> <td>外部被ばく</td> <td>(約 5.6×10⁻¹)</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 4.3×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 5.3×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 3.9×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>⑦ 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域時の被ばく</td> <td>約 2.3×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑧ 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</td> <td>約 5.0×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 2.3×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 4.6×10⁻¹</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量</p>	被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁻¹	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁻¹	④ 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 3.1×10 ⁻¹	(内訳) 内部被ばく	(約 2.5×10 ⁻¹)	外部被ばく	(約 5.6×10 ⁻¹)	小計 (①+②+③+④)	約 4.3×10 ⁻¹	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³	⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁻¹	⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁴	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁻¹	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 4.6×10 ⁻¹	<p>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）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) **</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.7×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 1.7×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.2×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 1.2×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.1×10⁻⁰</td> <td>約 1.4×10⁻¹</td> <td>約 1.5×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.2×10⁻⁰</td> <td>約 1.4×10⁻¹</td> <td>約 1.5×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>④ 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.0×10⁻¹</td> <td>—</td> <td>約 1.0×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく^{*1}</td> <td>約 1.3×10⁻⁰</td> <td>約 7.9×10⁻²</td> <td>約 1.4×10⁻⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 1.2×10⁻¹</td> <td>約 7.9×10⁻²</td> <td>約 1.2×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 13</td> <td>約 14</td> <td>約 28^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*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</p>	被ばく経路	7日間の実効線量 (mSv) **			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	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	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 ^{*2}	<p>第 2.6 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 （3号炉）（5時間までマスク考慮、5時間以降マスクなし）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) **</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 4.0×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 4.0×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.9×10⁻¹</td> <td>約 1.8×10⁻¹</td> <td>約 2.0×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.9×10⁻¹</td> <td>約 1.8×10⁻¹</td> <td>約 2.0×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>④ 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 2.7×10⁻¹</td> <td>—</td> <td>約 2.7×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく^{*1}</td> <td>約 1.4×10⁻¹</td> <td>約 7.3×10⁻²</td> <td>約 1.4×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 4.0×10⁻¹</td> <td>約 7.3×10⁻²</td> <td>約 4.1×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 6.0</td> <td>約 18</td> <td>約 24^{*3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*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</p>	被ばく経路	7日間の実効線量 (mSv) **			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	① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ⁻²	—	約 4.0×10 ⁻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 4.0×10 ⁻²	—	約 4.0×10 ⁻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 1.9×10 ⁻¹	約 1.8×10 ⁻¹	約 2.0×10 ⁻¹	小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.8×10 ⁻¹	約 2.0×10 ⁻¹	④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁻¹	—	約 2.7×10 ⁻¹	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく ^{*1}	約 1.4×10 ⁻¹	約 7.3×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻¹	小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁻¹	約 7.3×10 ⁻²	約 4.1×10 ⁻¹	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 18	約 24 ^{*3}	<p>個別解析による相違</p>
被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}																																																																																																												
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²																																																																																																												
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁻¹																																																																																																												
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁻¹																																																																																																												
④ 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 3.1×10 ⁻¹																																																																																																												
(内訳) 内部被ばく	(約 2.5×10 ⁻¹)																																																																																																												
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁻¹)																																																																																																												
小計 (①+②+③+④)	約 4.3×10 ⁻¹																																																																																																												
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²																																																																																																												
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³																																																																																																												
⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁻¹																																																																																																												
⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁴																																																																																																												
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁻¹																																																																																																												
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 4.6×10 ⁻¹																																																																																																												
被ばく経路	7日間の実効線量 (mSv) **																																																																																																												
	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																																																																																																										
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																																																																																																										
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 ^{*2}																																																																																																										
被ばく経路	7日間の実効線量 (mSv) **																																																																																																												
	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																																																																																																										
① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ⁻²	—	約 4.0×10 ⁻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 4.0×10 ⁻²	—	約 4.0×10 ⁻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 1.9×10 ⁻¹	約 1.8×10 ⁻¹	約 2.0×10 ⁻¹																																																																																																										
小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.8×10 ⁻¹	約 2.0×10 ⁻¹																																																																																																										
④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁻¹	—	約 2.7×10 ⁻¹																																																																																																										
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく ^{*1}	約 1.4×10 ⁻¹	約 7.3×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻¹																																																																																																										
小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁻¹	約 7.3×10 ⁻²	約 4.1×10 ⁻¹																																																																																																										
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 18	約 24 ^{*3}																																																																																																										
<p>表 8-2-2 評価結果の内訳（D班の1日目） （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>被ばく経路</th> <th>D班の1日目の実効線量^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉建屋原子炉棟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</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>② 放射性雲中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</td> <td>約 7.0×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>③ 地表面に沈着し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</td> <td>約 5.5×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>④ 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</td> <td>約 5.0×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>(内訳) 内部被ばく</td> <td>(約 4.9×10⁻²)</td> </tr> <tr> <td>外部被ばく</td> <td>(約 5.6×10⁻¹)</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 5.1×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 5.3×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</td> <td>約 3.9×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>⑦ 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域時の被ばく</td> <td>約 2.3×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑧ 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</td> <td>約 5.0×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 2.3×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.2×10⁻¹</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量</p>	被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁻¹	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁻¹	④ 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 5.0×10 ⁻²	(内訳) 内部被ばく	(約 4.9×10 ⁻²)	外部被ばく	(約 5.6×10 ⁻¹)	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10 ⁻¹	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³	⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁻¹	⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁴	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁻¹	合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.2×10 ⁻¹	<p>SA 条文関連</p>	<p>第 2.6 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 （4号炉）（5時間までマスク考慮、5時間以降マスクなし）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) **</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 4.0×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 3.2×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 3.2×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.5×10⁻¹</td> <td>約 1.4×10⁻¹</td> <td>約 1.5×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.5×10⁻¹</td> <td>約 1.4×10⁻¹</td> <td>約 1.5×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>④ 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.2×10⁻¹</td> <td>—</td> <td>約 1.2×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく^{*1}</td> <td>約 7.3×10⁻¹</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> <td>約 7.6×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 1.9×10⁻¹</td> <td>約 3.8×10⁻²</td> <td>約 1.9×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 3.4</td> <td>約 14</td> <td>約 18^{*3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*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</p>	被ばく経路	7日間の実効線量 (mSv) **			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	① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ⁻²	—	約 4.0×10 ⁻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 3.2×10 ⁻²	—	約 3.2×10 ⁻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 1.5×10 ⁻¹	約 1.4×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁻¹	小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁻¹	約 1.4×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁻¹	④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10 ⁻¹	—	約 1.2×10 ⁻¹	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく ^{*1}	約 7.3×10 ⁻¹	約 3.8×10 ⁻²	約 7.6×10 ⁻¹	小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁻¹	約 3.8×10 ⁻²	約 1.9×10 ⁻¹	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 14	約 18 ^{*3}	<p>個別解析による相違</p>																																							
被ばく経路	D班の1日目の実効線量 ^{※1}																																																																																																												
① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10 ⁻²																																																																																																												
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10 ⁻¹																																																																																																												
③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10 ⁻¹																																																																																																												
④ 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 5.0×10 ⁻²																																																																																																												
(内訳) 内部被ばく	(約 4.9×10 ⁻²)																																																																																																												
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁻¹)																																																																																																												
小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10 ⁻¹																																																																																																												
⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10 ⁻²																																																																																																												
⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10 ⁻³																																																																																																												
⑦ 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域時の被ばく	約 2.3×10 ⁻¹																																																																																																												
⑧ 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	約 5.0×10 ⁻⁴																																																																																																												
小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10 ⁻¹																																																																																																												
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.2×10 ⁻¹																																																																																																												
被ばく経路	7日間の実効線量 (mSv) **																																																																																																												
	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																																																																																																										
① 建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10 ⁻²	—	約 4.0×10 ⁻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 3.2×10 ⁻²	—	約 3.2×10 ⁻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 1.5×10 ⁻¹	約 1.4×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁻¹																																																																																																										
小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁻¹	約 1.4×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁻¹																																																																																																										
④ 建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10 ⁻¹	—	約 1.2×10 ⁻¹																																																																																																										
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく ^{*1}	約 7.3×10 ⁻¹	約 3.8×10 ⁻²	約 7.6×10 ⁻¹																																																																																																										
小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁻¹	約 3.8×10 ⁻²	約 1.9×10 ⁻¹																																																																																																										
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 14	約 18 ^{*3}																																																																																																										

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																																													
	<p>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）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) *1</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>室内作業時</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>①建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.7×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 1.7×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.2×10⁻²</td> <td>—</td> <td>約 1.2×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.1×10⁰</td> <td>約 5.4×10¹</td> <td>約 5.5×10¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.2×10⁰</td> <td>約 5.4×10¹</td> <td>約 5.5×10¹</td> </tr> <tr> <td>入退域時</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>④建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.0×10¹</td> <td>—</td> <td>約 1.0×10¹</td> </tr> <tr> <td>⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 1.3×10⁰</td> <td>約 3.9×10⁰</td> <td>約 5.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 1.2×10¹</td> <td>約 3.9×10⁰</td> <td>約 1.6×10¹</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 13</td> <td>約 57</td> <td>約 71*2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*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</p> <p style="text-align: right;">SA 条文関連</p>	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	<p>第2.7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（3号炉）（マスクなし）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) *1</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>室内作業時</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</td> <td>約 4.0×10¹</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10¹</td> </tr> <tr> <td>②大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 4.0×10¹</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10¹</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 5.6×10¹</td> <td>約 5.8×10¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 5.6×10¹</td> <td>約 5.8×10¹</td> </tr> <tr> <td>入退域時</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 2.7×10⁰</td> <td>—</td> <td>約 2.7×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 1.4×10⁰</td> <td>約 3.7×10⁰</td> <td>約 5.0×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 4.0×10⁰</td> <td>約 3.7×10⁰</td> <td>約 7.7×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 6.0</td> <td>約 60</td> <td>約 66*2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*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</p> <p style="text-align: right;">= SA</p> <p>第2.8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（4号炉）（マスクなし）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">7日間の実効線量 (mSv) *1</th> </tr> <tr> <th>外部被ばくによる実効線量</th> <th>内部被ばくによる実効線量</th> <th>実効線量の合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>室内作業時</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</td> <td>約 4.0×10¹</td> <td>—</td> <td>約 4.0×10¹</td> </tr> <tr> <td>②大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 3.2×10¹</td> <td>—</td> <td>約 3.2×10¹</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>約 1.5×10⁰</td> <td>約 4.3×10¹</td> <td>約 4.5×10¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.5×10⁰</td> <td>約 4.3×10¹</td> <td>約 4.5×10¹</td> </tr> <tr> <td>入退域時</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.2×10⁰</td> <td>—</td> <td>約 1.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 7.3×10¹</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 2.6×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 3.8×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 3.4</td> <td>約 45</td> <td>約 49*2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*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</p> <p style="text-align: right;">= SA</p>	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中央制御室内での被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 ¹	②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 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	約 1.9×10 ⁰	約 5.6×10 ¹	約 5.8×10 ¹	小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 5.6×10 ¹	約 5.8×10 ¹	入退域時				④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁰	—	約 2.7×10 ⁰	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	約 3.7×10 ⁰	約 5.0×10 ⁰	小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁰	約 3.7×10 ⁰	約 7.7×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 60	約 66*2	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中央制御室内での被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 ¹	②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.2×10 ¹	—	約 3.2×10 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	約 1.5×10 ⁰	約 4.3×10 ¹	約 4.5×10 ¹	小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 4.3×10 ¹	約 4.5×10 ¹	入退域時				④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10 ⁰	—	約 1.2×10 ⁰	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10 ¹	約 1.9×10 ⁰	約 2.6×10 ⁰	小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁰	約 1.9×10 ⁰	約 3.8×10 ⁰	合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 45	約 49*2	<p>個別解析による相違</p>
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																																																																																																																																													
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中央制御室内での被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 ¹																																																																																																																																													
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 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	約 1.9×10 ⁰	約 5.6×10 ¹	約 5.8×10 ¹																																																																																																																																													
小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 5.6×10 ¹	約 5.8×10 ¹																																																																																																																																													
入退域時																																																																																																																																																
④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁰	—	約 2.7×10 ⁰																																																																																																																																													
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	約 3.7×10 ⁰	約 5.0×10 ⁰																																																																																																																																													
小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁰	約 3.7×10 ⁰	約 7.7×10 ⁰																																																																																																																																													
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 60	約 66*2																																																																																																																																													
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中央制御室内での被ばく	約 4.0×10 ¹	—	約 4.0×10 ¹																																																																																																																																													
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.2×10 ¹	—	約 3.2×10 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	約 1.5×10 ⁰	約 4.3×10 ¹	約 4.5×10 ¹																																																																																																																																													
小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 4.3×10 ¹	約 4.5×10 ¹																																																																																																																																													
入退域時																																																																																																																																																
④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10 ⁰	—	約 1.2×10 ⁰																																																																																																																																													
⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10 ¹	約 1.9×10 ⁰	約 2.6×10 ⁰																																																																																																																																													
小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁰	約 1.9×10 ⁰	約 3.8×10 ⁰																																																																																																																																													
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 45	約 49*2																																																																																																																																													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

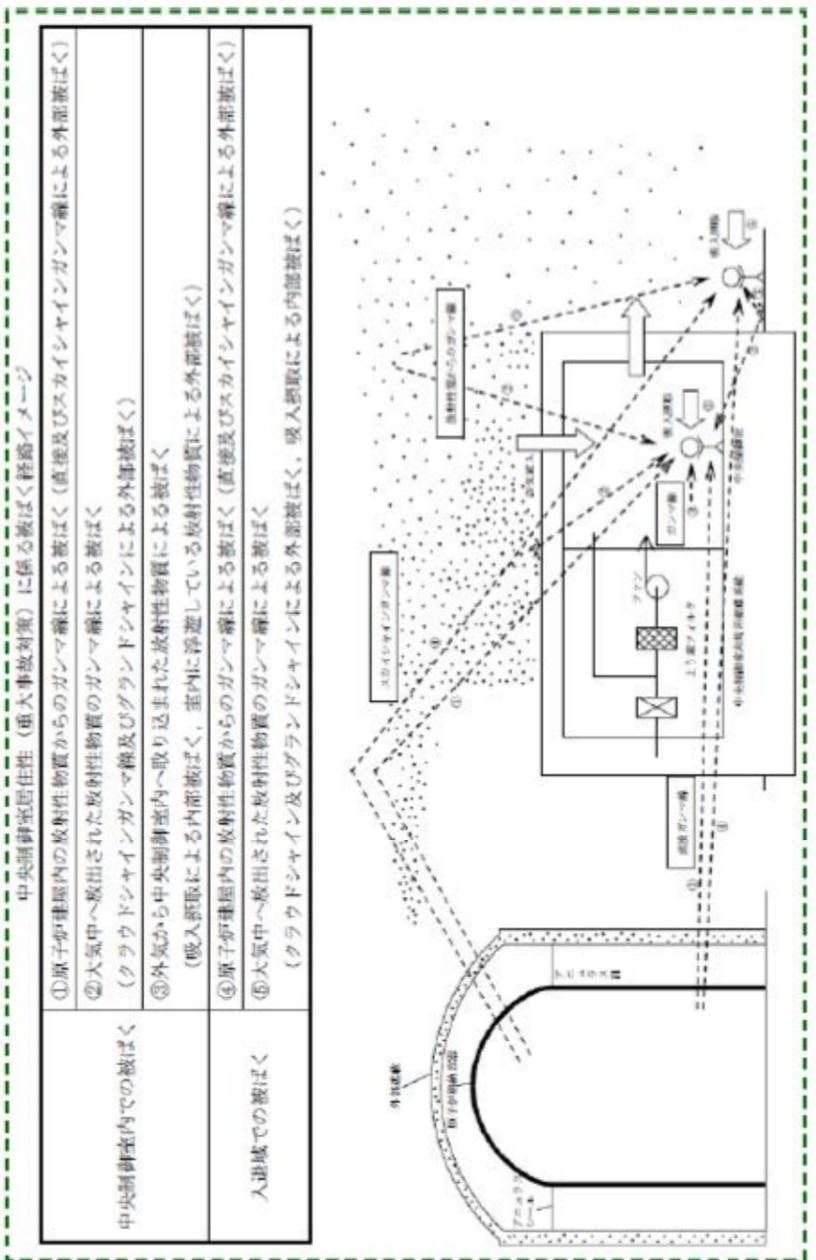
第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

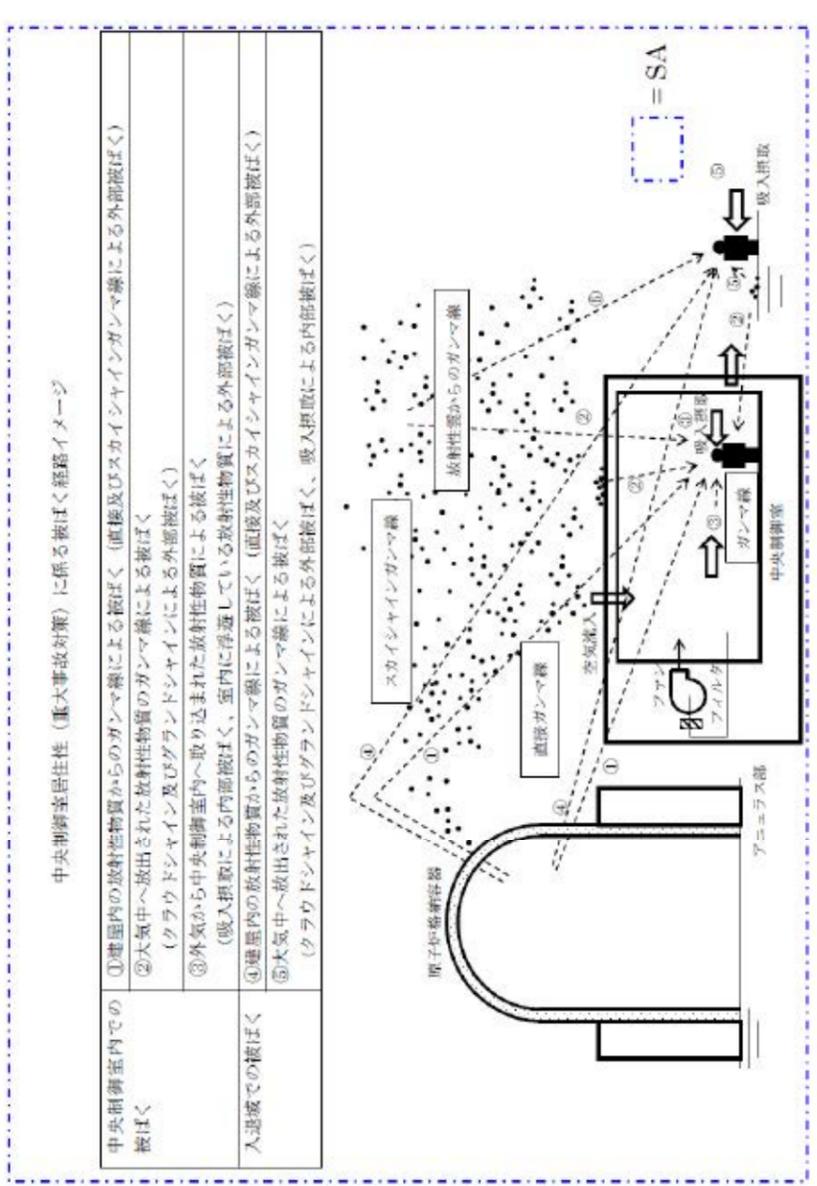
泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由



SA 条文関連



記載箇所の相違
 【大飯】
 ・大飯との比較では図を除き相違はない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/4）

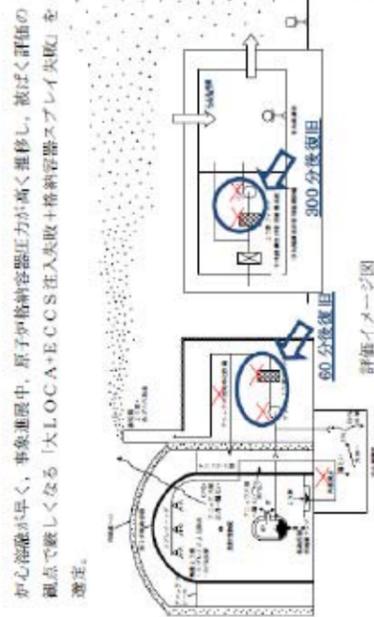
項目	評価条件
発生プラント	2号炉
評価事象	大破断LOCA+MPCS失敗+低圧BOCS失敗 +全交流動力電源喪失
炉心熱出力	2,436MWt
原子炉運転時間	1サイクル：10,000h（約416日） 2サイクル：20,000h 3サイクル：30,000h 4サイクル：40,000h 5サイクル：50,000h
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084
気象資料	女川原子力発電所における1年間の気象データ （2012年1月～2012年12月）（地上約10m、地上約71m）
実効放出継続時間	全放出線：1時間
建屋巻き込み	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 考慮する 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 考慮する 【排気筒】 巻き込みの影響はないため考慮しない
累積出現頻度	小さい方から累積して97%
放出源及び放出源高さ	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 地上30m 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 地上0m 【排気筒】 地上80m ²
中央制御室滞在時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系の給気口：5方位 中央制御室中心：8方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系の給気口：5方位 中央制御室中心：6方位 【排気筒】 中央制御室換気空調系の給気口：1方位 中央制御室中心：1方位
入退域時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4方位 制御建屋出入口：6方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4方位 制御建屋出入口：6方位 【排気筒】 出入管理所：1方位 制御建屋出入口：1方位

*1 排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/4）

項目	評価条件
原子炉格納容器の漏えい開始時刻	事故発生直後（注：燃料性物質は、MAP解析に基づき事故発生の5分後から漏えい）
原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい率	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じて設定。MAP解析上で、原子炉格納容器の圧力に応じた漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1F以下：1.0F ² で0.9%/日 1-1.5F：1.5F ² で1.1%/日 1.5-2F：2.0F ² で1.3%/日 に相当する開口面積
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：94% 有機よう素：4%
原子炉格納容器内の μ m制御の効果	未考慮
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果(E _F)	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮
原子炉格納容器内での粒子状放射物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サブレーションチェーンのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAP解析で評価
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	$9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/a)}$ （上限10 ⁻² ）
サブレーションチェーンのプール水でのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：0
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内輻射量に対して、 希ガス類：約 9.5×10^{-3} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs類：約 1.2×10^{-6} Tb類：約 2.4×10^{-7} Ba類：約 5.4×10^{-6} Ru類：約 1.2×10^{-6} La類：約 5.4×10^{-6} Ce類：約 2.4×10^{-6}

泊発電所3号炉



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)

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質量	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20,000時間 (MOX燃料:1/4)
原子炉格納容器内での低減効果	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
	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	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
環境への放出	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	重力沈着の評価式 ² に基づき算出した沈着率により低減
	原子炉格納容器からの漏えい率	CSE実験に基づき沈着率により低減
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)
	原子炉格納容器からの漏えい率	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
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	エアロゾル:99%、よう素:95% 起動遅れ時間:60分(SBOを想定)
	原子炉格納容器からの漏えい率	フィルタ除去効率

*1：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

$$\lambda_{AS} = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

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
 PWRを模擬したMPEC実験によりスプレイ効率(E/D)を7と設定

*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 ：重力沈着速度
 A_f ：格納容器床面積、 V_g ：格納容器自由体積

26-別2-23

SA条文関連

大飯発電所3/4号炉

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)

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質量	炉心熱出力	定格出力(3411MWt)の102%
	原子炉運転時間	最高40,000時間 NUREG-1465に基づいて設定
原子炉格納容器内での低減効果	核分裂生成物割合	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	重力沈着速度を用いた評価式 ² に基づき算出した沈着率により低減
環境への放出	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	CSE実験に基づき沈着率により低減
	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day(事故期間中一定)
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	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
	原子炉格納容器からの漏えい率	エアロゾル:99%、よう素:95% 起動遅れ時間:60分(SBOを想定)
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	フィルタ除去効率
	原子炉格納容器からの漏えい率	見込んで設定

*1：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 *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

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

λ_{AS} ：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
 PWRを模擬したMPEC実験によりスプレイ効率(E/D)を7と設定

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

λ_d ：自然沈着率、 V_d ：重力沈着速度
 A_f ：格納容器床面積、 V_g ：格納容器自由体積
 SA

個別解析の相違
 型式の相違

【大飯】
 ・大飯との比較では、熱出力等の個別解析の相違はあるが、大きな差異はない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/4）

項目	評価条件
原子炉格納容器外への放出	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.2×10^{-2} よう素類：約 8.3×10^{-4} Cs類：約 3.1×10^{-4} Te類：約 6.3×10^{-7} Ba類：約 2.5×10^{-7} Ru類：約 3.1×10^{-4} La類：約 2.5×10^{-4} Ce類：約 6.3×10^{-4}
原子炉格納容器から 原子炉建屋原子炉棟への流入割合	代替循環冷却系を用いて事象を収束することを 想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-2} Cs類：約 3.1×10^{-4} Te類：約 6.2×10^{-7} Ba類：約 2.5×10^{-7} Ru類：約 3.1×10^{-4} La類：約 2.5×10^{-4} Ce類：約 6.2×10^{-4}
格納容器ベント開始時間	事故発生から約45時間後
原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：500 有機よう素：50
原子炉建屋原子炉棟からの漏えい開始 時刻	事故発生直後
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h
原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間	事故発生から70分後
原子炉建屋原子炉棟の換気率	・事故発生から70分後～168時間後： 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出) ・上記以外の期間： 無限大[回/日]（原子炉建屋原子炉棟からの 漏えい）
非常用ガス処理系の フィルタ装置の除去効果	未考慮

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*

炉心内蓄積量 (Bq)	希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Co類	La類
約 3.0×10^{15}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}	約 1.8×10^{15}	約 3.7×10^{15}	約 6.6×10^{15}	約 6.6×10^{15}	約 6.6×10^{15}

*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	
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
Boron, 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 5 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事故直後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
燃料破砕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。

SA 条文関連

26-別 2-24

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

炉心内蓄積量 (Bq)	希ガス類	ヨウ素類	Te類	Ba類	Ru類	Co類	La類
約 4.0×10^{15}	約 4.0×10^{15}	約 1.7×10^{15}	約 2.5×10^{15}	約 2.5×10^{15}	約 4.5×10^{15}	約 8.6×10^{15}	約 8.8×10^{15}

*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蓄積量。

表 原子炉格納容器への放出割合、放出時間 (MUREG-1466 Table 3.13)

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
Boron, 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 5 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事故直後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
燃料破砕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。

= SA

個別解析の相違
 型式の相違
 【大飯】
 ・大飯との比較では、炉心内蓄積量の個別解析の相違はあるが、同等の内容である。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（4/4）

項目	主要条件
中央制御室換気空調系再循環送風機及び再循環フィルタ装置（風量、フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【風量】 事故発生から0～0.5時間後：0m ³ /h 事故発生から0.5～168時間後：8,000m ³ /h （外気取込500m ³ /hを含む） 【チャコールフィルタ除去効率】 希ガス、粒子状放射性物質：0% 無機よう素、有機よう素：90% 【高性能エアフィルタ除去効率】 希ガス、無機よう素、有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9% 【起動遅れ時間】 0.5時間
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	1.0回/h
中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から0～45時間後：0m ³ /h 事故発生から45～55時間後：30m ³ /h ^{※1} 事故発生から55～168時間後：0m ³ /h
マスク防護係数	入退城時：50（1日目のみ1,000） 中央制御室滞在時：50（1日目のみ1,000）
ヨウ素剤の服用	未考慮
交代要員体制の考慮	考慮する
直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	【原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2Rコード ・スカイシャインガンマ線：ANISNコード、G33-GP2Rコード 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2Rコード
地表面への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着なし
評価期間	7日間

※1 代替循環冷却系により事象収束する場合は加圧設備の効果は考慮しない

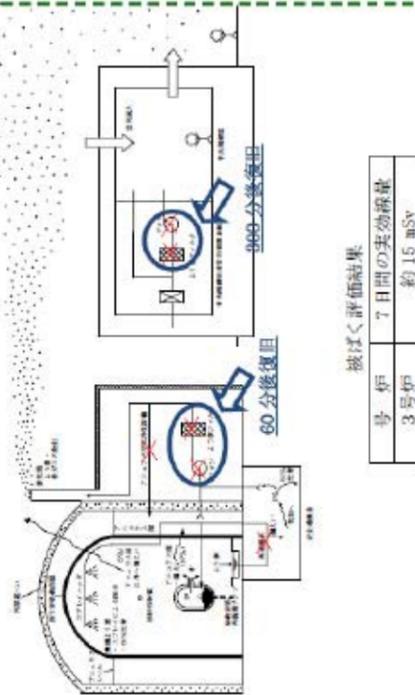
泊発電所3号炉

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)

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） 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)
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系系のフィルタ除去効果及び起動遅れ時間	0.5回/h
	中央制御室の空気流入率	50（事故期間中一定）
	マスクによる除染係数	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城回数を設定
	交代要員体制の考慮	QAD、SCATTERING
	直接線、スカイシャイン線評価コード	7日間

26-別2-5

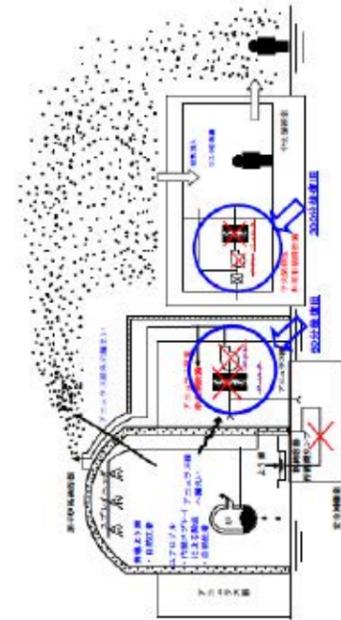
SA条文関連



大飯発電所3/4号炉

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)

大項目	中項目	主要条件
大気拡散	気象資料	2010年1～12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	3号、4号とも対象は5方位（中央制御室） 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)
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系系のフィルタ除去効果及び起動遅れ時間	0.5回/h
	中央制御室の空気流入率	50（事故期間中一定）
	マスクによる除染係数	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城回数を設定
	交代要員体制の考慮	QAD、SCATTERING
	直接線、スカイシャイン線評価コード	7日間



= SA

個別解析の相違
 型式の相違

【大飯】
 ・大飯との比較では、大気拡散や被ばく評価結果の個別解析の相違はあるが、ほぼ同等の内容である。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>図1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路</p>	<p>比較のため再掲</p> <p>図2 中央制御室における中央制御室等の運転員の被ばく経路</p> <p>SA 条文関連</p>	<p>比較のため再掲</p> <p>図3 中央制御室における中央制御室等の運転員の被ばく経路</p> <p>SA</p>	<p>記載方針の相違 女川は「放射性雲中の放射性物質からのガンマ線」と「地表面の放射性物質からのガンマ線」を分けているが、泊ではどちらも「放射性物質のガンマ線」としている。</p> <p>経路の対応 [女川] [泊] ① — ① ②③ — ② ④ — ③ ⑤ — ④ ⑥⑦⑧ — ⑤</p> <p>なお、泊の①～⑤の分類は審査ガイドの分類に合わせた記載となっている。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

中央制御室	①原子炉建屋原子炉内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
制御室門	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシヤインガンマ線による外部被ばく）
入退域	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシヤインガンマ線による外部被ばく） ④室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（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） ⑤原子炉建屋原子炉内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく） ⑥大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシヤインガンマ線による外部被ばく） ⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシヤインガンマ線による外部被ばく） ⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

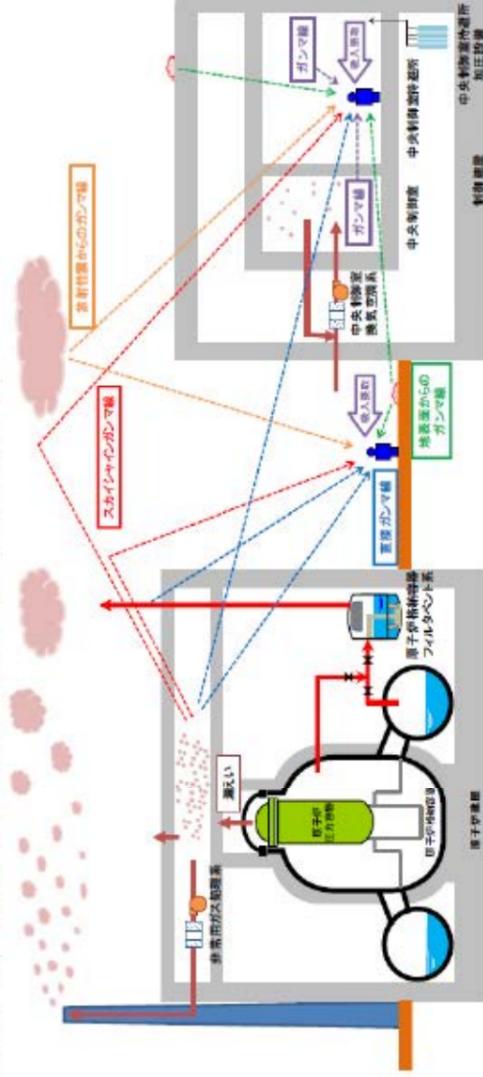
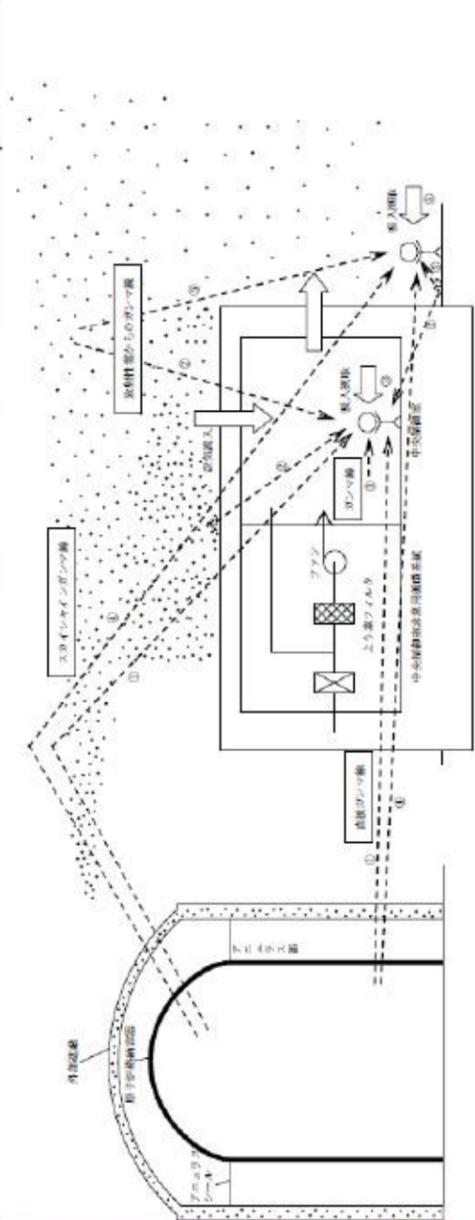


図2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

泊発電所3号炉

比較のため再掲

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく） ②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシヤ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（クラウドシヤイン及びクラウドシヤインによる内部被ばく）

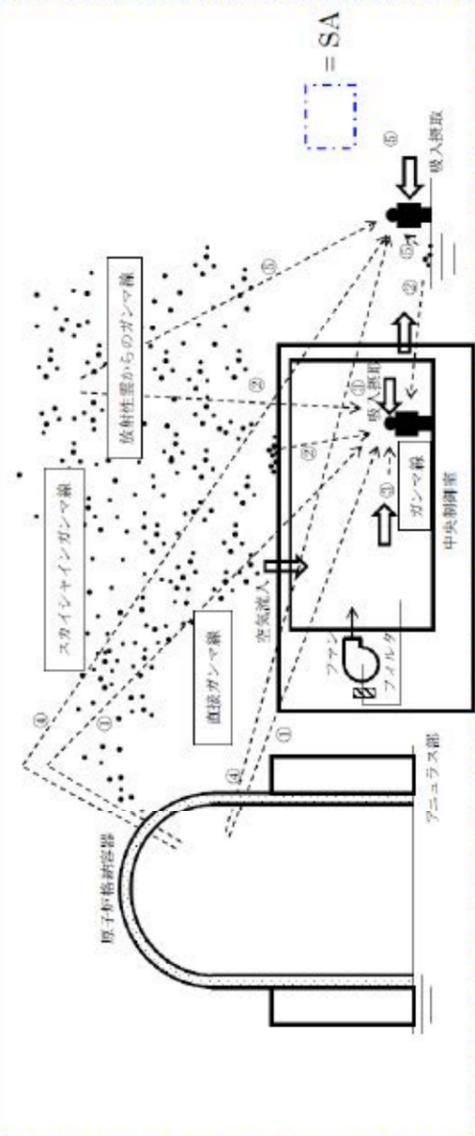


SA 条文関連

大飯発電所3/4号炉

比較のため再掲

中央制御室内での被ばく	①建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（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（クラウドシヤイン及びクラウドシヤ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（クラウドシヤイン及びクラウドシヤインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく）



記載方針の相違
 経路の対応

- | | |
|------|-----|
| [女川] | [泊] |
| ① | ① |
| ②③ | ② |
| ④ | ③ |
| ⑤ | ④ |
| ⑥⑦⑧ | ⑤ |

なお、泊の①～⑤の分類は審査ガイドの分類に合わせた記載となっている。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

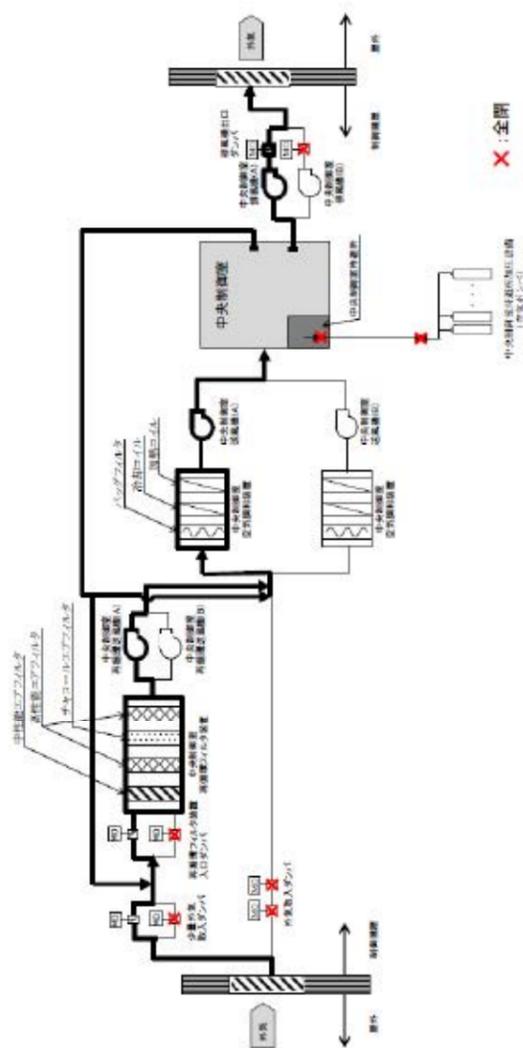
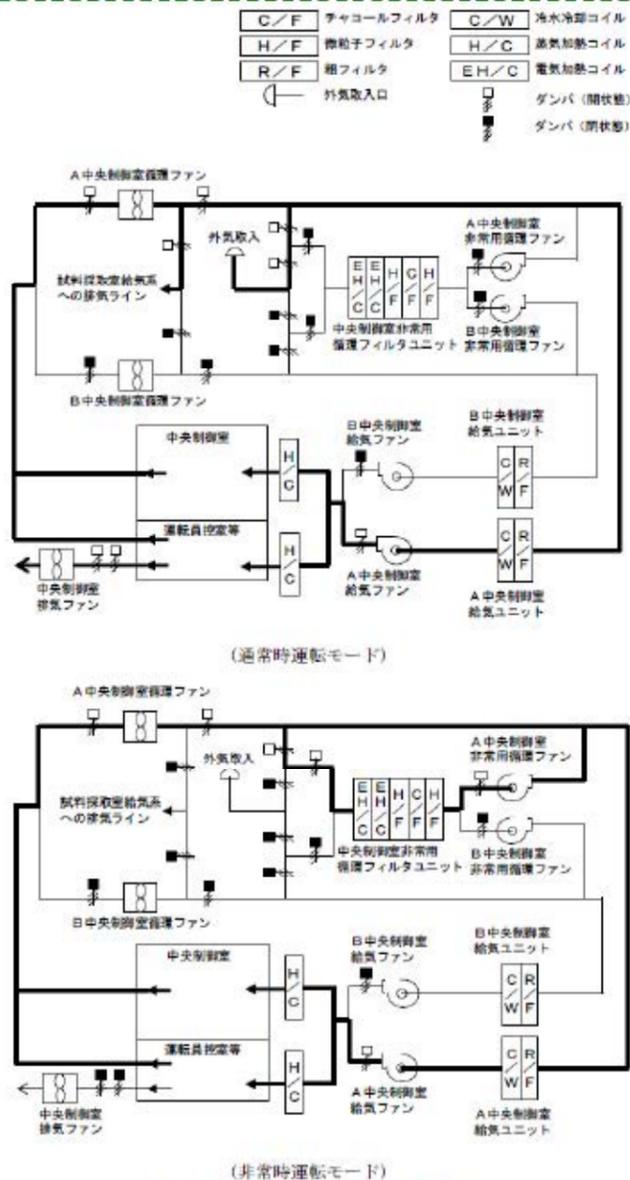


図3 中央制御室換気空調系（事故時運転モード（少量外気吸入））の概要図

比較のため再掲

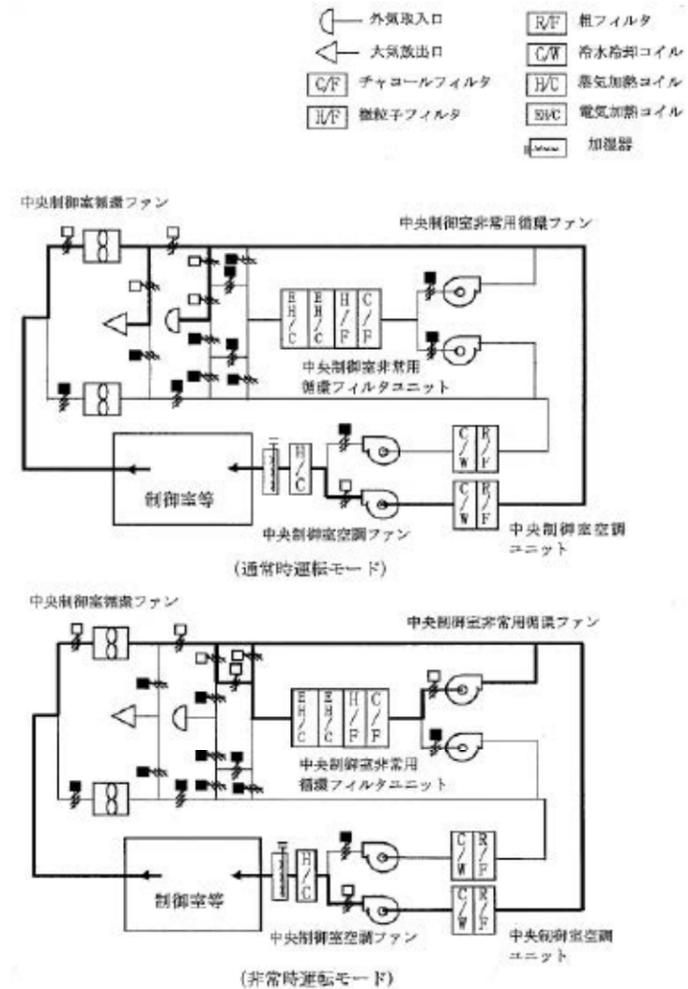


第2.2図 中央制御室空調装置の概要図

26-別2-16

SA 条文関連

比較のため再掲



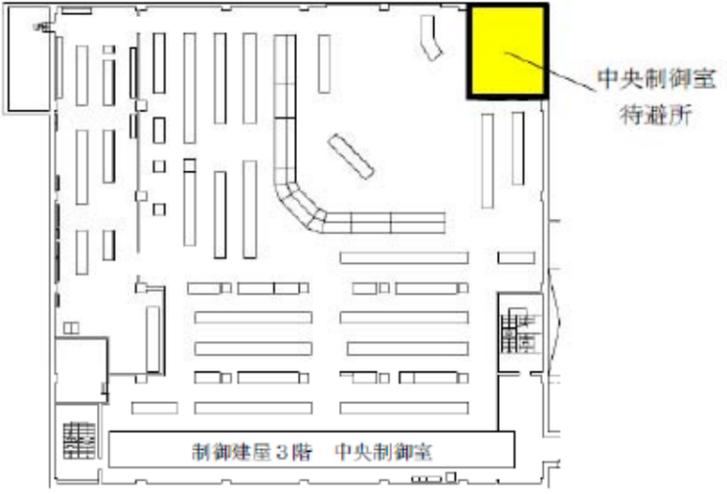
第2.2図 中央制御室換気設備の概要図

= SA

個別設計による相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
 <p data-bbox="267 766 652 798">図4 中央制御室待避所の設置場所</p>			<p data-bbox="2611 220 2730 262">①の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由									
<p>事故発生からの経過時間[h]</p> <table border="1"> <tr> <td>放出経路</td> <td>原子炉建屋原子炉格納容器からの漏えい</td> <td>非常用ガス処理系放出</td> <td>格納容器ベント（代替循環冷却系の運転に失敗した場合）</td> <td>中央制御室換気空調系</td> <td>中央制御室待避所加圧設備^{※1}</td> <td>中央制御室内への外気の直接流入</td> <td>中央制御室に滞在</td> <td>中央制御室待避所に滞在^{※1}</td> </tr> </table> <p>※1 代替循環冷却系を用いて事態を収束する場合は考慮しない 図5 核ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート</p>	放出経路	原子炉建屋原子炉格納容器からの漏えい	非常用ガス処理系放出	格納容器ベント（代替循環冷却系の運転に失敗した場合）	中央制御室換気空調系	中央制御室待避所加圧設備 ^{※1}	中央制御室内への外気の直接流入	中央制御室に滞在	中央制御室待避所に滞在 ^{※1}			<p>①の相違 記載方針の相違 ・泊では中央制御室の加圧を行わないため、タイムチャートは記載していない。</p>
放出経路	原子炉建屋原子炉格納容器からの漏えい	非常用ガス処理系放出	格納容器ベント（代替循環冷却系の運転に失敗した場合）	中央制御室換気空調系	中央制御室待避所加圧設備 ^{※1}	中央制御室内への外気の直接流入	中央制御室に滞在	中央制御室待避所に滞在 ^{※1}				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>59-8 原子炉制御室等について（補足資料）</p>		<p>資料構成の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p style="text-align: right;">別添3</p> <p style="text-align: center;">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）</p>		<p>資料構成の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 		<p>資料構成の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>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。</p> <p style="text-align: center;">添付一覧</p> <div style="border: 1px solid green; padding: 5px;"> <p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 直交棒の考え方について SA 条文関連を含む 1-1-7 内規^{*1}との整合性について <p style="text-align: right;">DB 条文関連</p> </div> <div style="border: 1px dashed green; padding: 5px; margin-top: 5px;"> <p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 スプレー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 アンユラス空気浄化設備 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 大気への放出放射線量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 <p style="text-align: right;">SA 条文関連</p> </div> <p>*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</p>		資料構成の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

添付資料2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表

表 2-1-1 大気中への放出放射能評価条件(1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災フロント	2号炉	運転号炉を想定	4.2(3)h. 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。
評価事象	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シナリオとして選定（添付資料2-2.2.2-20参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に関する被ばく評価では、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要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。
炉心熱出力	2,436MWt	定格熱出力	—
運転時間	1サイクル：10,000h(約416日) 2サイクル：20,000h 3サイクル：30,000h 4サイクル：40,000h 5サイクル：50,000h	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度之余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

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) 大気中への放出放射能評価条件

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故シナリオとして選定（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シナリオに成功した事故シナリオ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)	長半減期種類の燃料により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定	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	長半減期種類の燃料により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定	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精査し、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シナリオ（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗シナリオを含む）を代表する NUREG-1465 ²⁾ 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（添付1-2-3参照）	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したために pH>7 となることを限らないため、pH 平衡を考慮し、有機よう素割合を保守的に設定する（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。

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
 第1表(1/3) 大気中への放出放射能評価条件（3号、4号共通）

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、格納容器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故シナリオとして選定（添付1-2-2参照）	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シナリオに成功した事故シナリオ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(3,411MWt)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	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平均炉心熱出力を考慮し、最高時間を設定	同上
サイクル数(バッチ数)	4	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平均炉心熱出力を考慮し、最高時間を設定	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精査し、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シナリオ（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗シナリオを含む）を代表する NUREG-1465 ²⁾ 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（添付1-2-3参照）	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%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するために pH>7 となることを限らないため、pH 平衡を考慮し、有機よう素割合を保守的に設定する（添付1-2-4参照）	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。

差異理由

個別解析による相違
 ・想定する炉心熱出力について、泊では定常誤差を考慮して102%として評価している。

【大飯】
 ・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容

・泊ではウラン燃料での評価条件と MOX燃料での評価条件を記載している（資料1-2-3参照）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表 2-1-1 大気中への放出放射能評価条件(2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい：事故発生直後（なお、放射性物質は、MAP 解析に基づき事故発生約5分後から漏えい） 格納容器ベント：事故発生から約45時間後 原子炉建屋原子炉棟漏えい：事故発生直後 非常用ガス処理系による放出：事故発生から10分後	原子炉格納容器漏えい：MAP 解析に基づく 格納容器ベント：MAP 解析に基づく 原子炉建屋原子炉棟漏えい：原子炉建屋原子炉棟の負圧が解消している期間 非常用ガス処理系による放出：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間を参照（添付資料 2-2-6 参照）	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 で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。 4.3(4)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。 4.3(4)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。 4.3(4)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)b. で選定した事故シナリオの事故重畳解析結果を基に設定する。 スプレイによるエアロゾルの除去効果については、記載なし。 4.3(4)f. 原子炉格納容器からの漏えい割合について、記載なし。 アニュラス部体積について、記載なし。
原子炉格納容器内の汚染状態の推定	未考慮	原子炉格納容器内の汚染状態の推定は、重大事故等対応設備と位置付けていないため考慮しない	—
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう蒸気の形態	粒子状より蒸：5% 蒸気より蒸：91% 有機より蒸：4%	原子炉格納容器内の汚染状態の推定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	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。
原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい率	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じて設定。MAP 解析上で、原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 10以下：1.0% 1~1.5Pa：1.5% 1.5~2Pa：2.0% 2~3Pa：3.0% に相当する開口面積	4.3(1)c. 原子炉格納容器からの漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シナリオの事故重畳解析結果を基に設定する。	4.3(1)c. 原子炉格納容器からの漏えい割合について、記載なし。 アニュラス部体積について記載なし。

表 2-1-1 大気中への放出放射能評価条件(3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (3F)	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機より蒸：1 有機より蒸：1	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮（添付資料 2-2-23 参照）	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サブプレッションチャンパのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記を MAP 解析で評価	選定した事故シナリオの事故重畳解析結果を基に設定する。 4.3(1)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。	—
原子炉格納容器内での有機より蒸の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での無機より蒸の自然沈着率	9.0×10^{-4} (1/a) (上限 10 ⁻² 参照)	CSE 実験に基づき設定（添付資料 2-2-5 参照）	4.3(1)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。
サブプレッションチャンパによるスクラビングによる無機より蒸の除去効果	無機より蒸：5	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機より蒸：50 有機より蒸：50	設計値	—

泊発電所3号炉

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
放出開始時刻	0 秒	選定した事故シナリオ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 で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。 4.3(4)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元素状（無機）より蒸の沈着効果	9.0×10^{-4} (1/a)	CSE A6 実験に基づき設定（添付 1-2-6 参照）	4.3(4)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。 4.3(4)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)b. で選定した事故シナリオの事故重畳解析結果を基に設定する。 スプレイによるエアロゾルの除去効果については、記載なし。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	6.65×10^{-3} (1/h)	重力沈着速度を用いたモデル $\lambda_d = V_d \cdot V_g$ 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刻	60 分	選定した事故シナリオに基づき、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(4)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
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は、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進展に成功した事故シナリオのうち、最も CV 内圧が高く推移する、対象事故シナリオの CV 内圧にふじした漏えい率を見込んだ値を設定（添付 1-2-9 参照）	4.3(4)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)b. で選定した事故シナリオの事故重畳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	7,800 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。

大飯発電所3/4号炉

第1表(2/3) 大気中への放出量評価条件(3号、4号共通)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	0 秒	選定した事故シナリオ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 で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。 4.3(4)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元素状（無機）より蒸の沈着効果	9.0×10^{-4} (1/a)	CSE A6 実験に基づき設定。（添付 1-2-6 参照）	4.3(4)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。 4.3(4)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)b. で選定した事故シナリオの事故重畳解析結果を基に設定する。 スプレイによるエアロゾルの除去効果については、記載なし。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	0.16 %/day	重力沈着速度を用いたモデルを $\lambda_d = k_p \cdot \frac{A}{V_g}$ 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刻	54 分	選定した事故シナリオに基づき、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(4)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
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は、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進展に成功した事故シナリオのうち、最も格納容器内圧が高く推移する、対象事故シナリオの格納容器内圧にふじした漏えい率を見込んだ値を設定（添付 1-2-8 参照）	4.3(4)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シナリオの事故重畳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	13,100 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。

個別解析による相違
 ・女川とは型式の相違により比較困難。
 【大飯】
 ・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表2-1-1 大気中への放出放射能評価条件(4/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.5×10^4 よう素類：約 3.0×10^4 Cs類：約 1.2×10^4 Te類：約 2.4×10^7 Ba類：約 9.4×10^4 Ra類：約 1.2×10^4 La類：約 9.4×10^{10} Ce類：約 2.4×10^4	MAP解析結果及びNREG-1465の知見に基づき設定（添付資料2-2-3参照） よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	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で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.2×10^7 よう素類：約 8.3×10^4 Cs類：約 3.1×10^4 Te類：約 6.3×10^7 Ba類：約 2.5×10^7 Ra類：約 3.1×10^4 La類：約 2.5×10^4 Ce類：約 6.3×10^4	代替循環冷却器を用いて事故を取束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 6.0×10^4 よう素類：約 2.2×10^4 Cs類：約 3.1×10^4 Te類：約 6.2×10^7 Ba類：約 2.5×10^7 Ra類：約 3.1×10^4 La類：約 2.5×10^4 Ce類：約 6.2×10^4	同上

表2-1-1 大気中への放出放射能評価条件(5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋原子炉棟の換気率	・原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外：無制限[回/日] ・原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率0.5[回/日]により屋外に放出	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質が保持されないものとした。 非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h	非常用ガス処理系の設計値を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間	事故発生から70分後	非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋原子炉棟の設計気密度を基に評価し設定（添付資料2-2-6を参照）	—
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり評価期間を設定	3.判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

泊発電所3号炉

第1表(3/3) 大気中への放出放射能評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
アニュウラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10^4 m ³ /時 (ただし、60分後起動)	ファン1台の起動を想定（選定した事故シナリオに基づき、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. アニュウラス空気浄化設備の動作については、4.1(2)aで選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
アニュウラス負圧達成時間	78分	選定した事故シナリオに基づき、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（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分（添付資料2-2-6を参照））	4.3(3)a. アニュウラス空気浄化設備の動作については、4.1(2)aで選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
アニュウ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. アニュウ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。
アニュウ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"

大飯発電所3/4号炉

第1表(3/3) 大気中への放出放射能評価条件(3号、4号共通)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
アニュウラス空気浄化設備ファン容量	9.36×10^3 m ³ /h (ただし、60分後起動)	ファン1台の起動を想定（選定した事故シナリオに基づき、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. アニュウラス空気浄化設備の動作については、4.1(2)aで選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
アニュウラス負圧達成時間	62分	選定した事故シナリオに基づき、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（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分（添付1-2-11を参照））	同上
アニュウラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~62分：0% 62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1-2-10参照））	4.3(3)b. アニュウ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。
アニュウラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~62分：0% 62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1-2-10参照））	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100mSv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"

差異理由

個別解析による相違
 ・女川とは型式の相違により比較困難。
 【大飯】
 ・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>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</p> <p>単位：Bq (GROSS値)</p> <p>第1-1図 希ガスの大気放出過程</p> <p>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</p>	<p>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</p> <p>単位：Bq (GROSS値)</p> <p>第1-1図 希ガスの大気放出過程</p> <p>アニュラス負圧達成時間(62分)までは直接大気に放出するとして評価</p>	<p>差異理由</p> <p>記載方針の相違</p> <p>【大飯】 ・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容</p>
	<p>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</p> <p>単位：Bq (GROSS値)</p> <p>第1-2図 よう素の大気放出過程</p> <p>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</p>	<p>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</p> <p>単位：Bq (GROSS値)</p> <p>第1-2図 よう素の大気放出過程</p> <p>アニュラス負圧達成時間(62分)までは直接大気に放出するとして評価</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>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</p> <p>大気へ 単位：Bq (GROSS値)</p> <p>セシウム放出量：約3.4×10^{13} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：78分)</p> <p>アニュラス</p> <p>97%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day</p> <p>原子炉格納容器内のセシウム</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRF6.5.2の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度 <p>(NRRG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のセシウムの炉心内蓄積量 約5.9×10^{14} Bq</p> <p>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</p> <p>アニュラス部以外 3%</p> <p>第1-3図 セシウムの大気放出過程</p>	<p>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</p> <p>大気へ 単位：Bq (GROSS値)</p> <p>セシウム放出量：約3.4×10^{13} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：62分)</p> <p>アニュラス</p> <p>97%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/d</p> <p>原子炉格納容器内のセシウム</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRF6.5.2の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度 <p>(NRRG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のセシウムの炉心内蓄積量 約7.8×10^{14} Bq</p> <p>アニュラス負圧達成時間(62分)までは直接大気に放出するとして評価</p> <p>アニュラス部以外 3%</p> <p>第1-3図 セシウムの大気放出過程</p>	<p>差異理由</p> <p>記載方針の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容</p>
	<p>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</p> <p>大気へ 単位：Bq (GROSS値)</p> <p>その他核種放出量：約7.1×10^{13} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：78分)</p> <p>アニュラス</p> <p>97%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day</p> <p>原子炉格納容器内のその他核種</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRF6.5.2の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度 <p>(NRRG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のその他核種の炉心内蓄積量 約2.2×10^{15} Bq</p> <p>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</p> <p>アニュラス部以外 3%</p> <p>第1-4図 その他核種の大気放出過程</p>	<p>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</p> <p>大気へ 単位：Bq (GROSS値)</p> <p>その他核種放出量：約7.6×10^{13} Bq</p> <p>アニュラス空気浄化設備フィルタ (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：62分)</p> <p>アニュラス</p> <p>97%</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/d</p> <p>原子炉格納容器内のその他核種</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRF6.5.2の評価式に基づく除去速度 原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度 <p>(NRRG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合のその他核種の炉心内蓄積量 約2.8×10^{15} Bq</p> <p>アニュラス負圧達成時間(62分)までは直接大気に放出するとして評価</p> <p>アニュラス部以外 3%</p> <p>第1-4図 その他核種の大気放出過程</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

個別解析による相違

表2-1-2 大気中への放出放射線量（7日間積算値）
 （代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射線量[Bq] (gross 値)	
		原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出	
希ガス類	約 1.6×10 ¹⁹	約 1.6×10 ¹⁷	
よう素類	約 2.1×10 ¹⁹	約 4.5×10 ¹⁶	
Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 2.5×10 ¹⁵	
Te 類	約 6.0×10 ¹⁸	約 2.7×10 ¹⁵	
Ba 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 2.9×10 ¹⁵	
Ru 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 4.2×10 ¹⁵	
Ce 類	約 5.5×10 ¹⁸	約 2.8×10 ¹⁵	
La 類	約 4.1×10 ¹⁸	約 7.5×10 ¹⁵	

表2-1-3 大気中への放出放射線量（7日間積算値）
 （格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種グループ	停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射線量[Bq] (gross 値)	
		原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10 ¹⁹	約 4.6×10 ¹⁸	約 8.9×10 ¹⁸
よう素類	約 2.1×10 ¹⁹	約 3.3×10 ¹⁶	約 3.0×10 ¹⁵
Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 9.6×10 ⁵	約 2.5×10 ¹²
Te 類	約 6.0×10 ¹⁸	約 6.7×10 ⁵	約 2.7×10 ¹²
Ba 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 6.3×10 ⁵	約 2.9×10 ¹²
Ru 類	約 1.8×10 ¹⁹	約 1.3×10 ⁵	約 4.2×10 ¹⁵
Ce 類	約 5.5×10 ¹⁸	約 7.9×10 ⁷	約 2.8×10 ¹⁵
La 類	約 4.1×10 ¹⁸	約 2.0×10 ⁷	約 7.5×10 ¹⁵

59-9-添2-1-6

第2表 大気中への放出放射線量評価結果

評価項目	評価結果 ^{※1}	
	Gross 値	
希ガス	Gross 値	約 5.4×10 ¹⁵ 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 放出放射線量の推移グラフは添付 1-2-12 に示すとおりである。

第2表 大気中への放出放射線量評価結果（3号、4号共通）
 （7日積算）

評価項目	評価結果 ^{※1}	
	Gross 値	
希ガス	Gross 値	約 6.7×10 ¹⁶ Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 1.0×10 ¹⁶ Bq
よう素	Gross 値	約 2.3×10 ¹⁴ Bq
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 7.7×10 ¹³ Bq
セシウム	Gross 値	約 3.4×10 ¹³ Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 7.6×10 ¹³ Bq

※1 放出放射線量の推移グラフは添付 1-2-11 に示すとおりである。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																												
<p>表2-1-4 大気拡散条件(1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスブルームモデル</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> <td>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ブルームモデルを適用して計算する。</td> </tr> <tr> <td>気象データ</td> <td> <p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> 女川原子力発電所における1年間の気象データ（2012年1月～2012年12月）（地上約10m）</td> <td> <p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>全放出源：1時間</td> <td>保守的に1時間と設定</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ</td> <td> ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上36m ・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上0m ・排気筒：地上80m </td> <td> 審査ガイドに示されたとおり設定 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用 </td> <td>4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>59-9-添2-1-7</p>	項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル	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ブルームモデルを適用して計算する。	気象データ	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> 女川原子力発電所における1年間の気象データ（2012年1月～2012年12月）（地上約10m）	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用	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	全放出源：1時間	保守的に1時間と設定	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	・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上36m ・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上0m ・排気筒：地上80m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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>第3表(1/3) 大気拡散条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスブルームモデル</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> <td>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ブルームモデルを適用して計算する。</td> </tr> <tr> <td>気象条件</td> <td>泊発電所における1年間の気象資料（1997年1月～1997年12月）</td> <td>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）</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>全核種：1時間</td> <td>保守的に最も短い実効放出継続時間を設定</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ</td> <td>地上 0m 排気筒 73.1m</td> <td>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。</td> <td>4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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。</td> </tr> </tbody> </table>	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	ガウスブルームモデル	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ブ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 0m 排気筒 73.1m	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で選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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>第3表(1/3) 大気拡散条件（3号、4号共通）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスブルームモデル</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> <td>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ブルームモデルを適用して計算する。</td> </tr> <tr> <td>気象資料</td> <td>大飯発電所における1年間の気象資料（2010.1～2010.12） （地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ）</td> <td>建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり大飯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）</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>全核種：1時間</td> <td>保守的に最も短い実効放出継続時間を設定</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ</td> <td>地上 0m 排気筒 73m</td> <td>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。</td> <td>4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	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	ガウスブルームモデル	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ブルームモデルを適用して計算する。	気象資料	大飯発電所における1年間の気象資料（2010.1～2010.12） （地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり大飯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 0m 排気筒 73m	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で選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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>差異理由</p> <p>個別解析による相違 ・放出源の相違は事故シナリオの相違による。</p> <p>【大飯】 ・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容</p>
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載																																																												
大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル	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ブルームモデルを適用して計算する。																																																												
気象データ	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> 女川原子力発電所における1年間の気象データ（2012年1月～2012年12月）（地上約10m）	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用	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	全放出源：1時間	保守的に1時間と設定	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	・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上36m ・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上0m ・排気筒：地上80m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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。																																																												
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	ガウスブルームモデル	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ブ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 0m 排気筒 73.1m	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で選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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。																																																												
項目	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	ガウスブルームモデル	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ブルームモデルを適用して計算する。																																																												
気象資料	大飯発電所における1年間の気象資料（2010.1～2010.12） （地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり大飯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 0m 排気筒 73m	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で選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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。																																																												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉			
表 2-1-4 大気拡散条件(2/4)			
項目	評価条件	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とおり設定 (添付資料 2-2-8を参照)	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。
建屋巻き込み	・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する ・原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する ・排気筒：考慮しない	放出点から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を考慮。 排気筒については高さが周囲の建屋の2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない。	4.2(2)a. 原子炉制御室の居住性評価で特微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	原子炉建屋	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	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。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室滞在時】 ・中央制御室換気空調系給気口 ・中央制御室中心 【入退城時】 ・出入管理所 ・制御建屋出入口	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 2) 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が属する建屋の表面とする。 4.2(2)b. 3) 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定と考えられるので、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。

59-9-添2-1-8

泊発電所3号炉			
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微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。

大飯発電所3/4号炉			
第3表(2/3) 大気拡散条件(3号、4号共通)			
項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から97%	審査ガイドに示されたとおり設定	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居住性評価で特微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。

差異理由

個別解析による相違
 ・女川は排気筒が周囲の建屋の2.5倍以上の高さにあるため、建屋巻き込みを考慮しない。

記載箇所の相違
 ・泊の放射性物質濃度の評価点については次項に記載。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表2-1-4 大気拡散条件(3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【排気筒】 中央制御室換気空調系給気口：1方位 (ESE) 中央制御室中心：1方位 (ESE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付資料2 2-8を参照)	4.2 (2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の後流側での拡散に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射線物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5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。
中央制御室居住時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【排気筒】 中央制御室換気空調系給気口：1方位 (ESE) 中央制御室中心：1方位 (ESE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付資料2 2-8を参照)	4.2 (2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射線物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
入退城時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【排気筒】 出入管理所：1方位 (SE) 制御建屋出入口：1方位 (ESE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付資料2 2-8を参照)	4.2 (2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射線物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。形状係数について、記載なし。

表2-1-4 大気拡散条件(4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	2,050㎡	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2 (2)b.1 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射線物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2 (2)b.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。
形状係数	1/2	「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)」に示されたとおり設定	4.2 (2)a. 放射線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)」による。

泊発電所3号炉

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
放射線物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退城時】 出入管理建屋入口 中央制御室入口	【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定 【入退城時】 入退城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)	【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。 【入退城時】 入退城時の評価点について、記載なし。
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	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)	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では、建屋の風下流側での拡散に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射線物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5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。
建屋投影面積	原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700㎡)	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射線物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。形状係数について、記載なし。
形状係数	1/2	現行許可 (添付書類六) の考え方に同じ	

大飯発電所3/4号炉

第3表(3/3) 大気拡散条件 (3号、4号共通)

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
放射線物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退城時】 正門 事務所入口 中央制御室入口	【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定 【入退城時】 入退城時の移動経路に従った適切な評価点を設定	【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。 【入退城時】 入退城時の評価点について、記載なし。
着目方位	3号機 中央制御室：5方位 正門：2方位 事務所入口：3方位 中央制御室入口：5方位 4号機 中央制御室：5方位 正門：1方位 事務所入口：2方位 中央制御室入口：3方位	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)	4.2(2)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では、建屋の風下流側での拡散に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射線物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5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。
建屋投影面積	原子炉格納容器の垂直な投影面積(2.8×10 ³ ㎡)	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射線物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	現行許可(添付書類六)の考え方に同じ。	形状係数について、記載なし。

差異理由

個別解析による相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<div data-bbox="1026 222 1685 877" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1231 903 1409 928">第3-1図 評価点全体図</p> <div data-bbox="1074 982 1632 1885" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1647 1528 1676 1795">第3-2図 中央制御室中心及び入口評価点</p> <div data-bbox="1647 1092 1676 1318" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1647 1092 1676 1318">第3-3図 出入管理建屋入口評価点</p>		<p data-bbox="2617 226 2804 256">記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表2-1-5 相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q)

放出源及び放出源高さ*	評価点	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
原子炉格納容器フィルタベント系排気管 (地上36m)	中央制御室換気空調系給気口	5.8×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻¹⁸
	中央制御室中心	8.6×10 ⁻⁴	6.6×10 ⁻¹⁸
	出入管理所	5.0×10 ⁻⁴	4.3×10 ⁻¹⁸
	制御建屋出入口	7.1×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻¹⁸
原子炉建屋ブローアウトパネル (地上0m)	中央制御室換気空調系給気口	1.3×10 ⁻²	5.0×10 ⁻¹⁸
	中央制御室中心	1.6×10 ⁻²	6.3×10 ⁻¹⁸
	出入管理所	9.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻¹⁸
	制御建屋出入口	1.5×10 ⁻²	6.0×10 ⁻¹⁸
排気筒 (地上80m)	中央制御室換気空調系給気口	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹
	中央制御室中心	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹
	出入管理所	4.0×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻¹⁹
	制御建屋出入口	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹

*放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

泊発電所3号炉

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 x/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
		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

*1 放出源から評価点までの水平距離

大飯発電所3/4号炉

第4表 相対濃度及び相対線量

号機	評価対象	評価点	評価距離*	着目方位	評価方位	相対濃度 x/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
3号	室内作業時	中央制御室中心	60 m	5	SSE,S,SSW,SW,WSW	地上放出：7.1×10 ⁻⁴ 排気筒放出：3.6×10 ⁻⁴	地上放出：3.3×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：5.4×10 ⁻¹⁹
		正門	280 m	2	SSE,S	地上放出：2.2×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.1×10 ⁻⁴	地上放出：1.3×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：7.2×10 ⁻¹⁹
	入退域時	事務所入口	140 m	3	E,ESE,SE	地上放出：3.1×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.6×10 ⁻⁴	地上放出：1.6×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：3.5×10 ⁻¹⁹
		中央制御室入口	70 m	5	SE,SSE,S,SSW,SW	地上放出：7.3×10 ⁻⁴ 排気筒放出：3.7×10 ⁻⁴	地上放出：3.3×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：7.7×10 ⁻¹⁹
	室内作業時	中央制御室中心	85 m	5	ESE,E,ENE,NE,NNE	地上放出：5.6×10 ⁻⁴ 排気筒放出：2.8×10 ⁻⁴	地上放出：2.5×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：4.4×10 ⁻¹⁹
		正門	260 m	1	SE	地上放出：1.0×10 ⁻⁴ 排気筒放出：5.2×10 ⁻⁵	地上放出：6.3×10 ⁻¹⁹ 排気筒放出：3.4×10 ⁻²⁰
4号	入退域時	事務所入口	230 m	2	ENE,E	地上放出：2.1×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.0×10 ⁻⁴	地上放出：1.2×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：3.0×10 ⁻¹⁹
		中央制御室入口	110 m	3	ENE,E,ESE	地上放出：3.7×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.8×10 ⁻⁴	地上放出：1.7×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：4.4×10 ⁻¹⁹

* 放出源から評価点までの水平距離

差異理由

個別解析の相違
 ・評価点数の相違は放出源数と評価地点数が異なることによる。
 ・放出源数の相違(女川3、泊2)は、フィルタベントの相違による。
 ・評価地点数の相違(女川4、泊3)は事故時に給気口からの外気取り入れを前提とするかどうかの相違による。
【大飯】
 ・大飯とは入退域時に設定している評価点数および号機数が異なる。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																	
<p>表 2-1-6 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布</td> <td>放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、運転員の交替ごとの積算線源強度を計算</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>事故の評価期間</td> <td>7日</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">計算モデル</td> <td>原子炉建屋遮蔽厚さ</td> <td>図 2-1-1 のとおり</td> <td rowspan="2">審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定）</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽厚さ</td> <td>(評価点高さ) 床面上 1.2m</td> </tr> <tr> <td>評価点</td> <td>中央制御室及び中央制御室待避所において、最も線量の高い箇所を選定</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>評価コード</td> <td>直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード、G33-GP2R コード (参考) 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード</td> <td>直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元、三次元形状を扱う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。したがって、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-CGGP2R、ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	線源強度	原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、運転員の交替ごとの積算線源強度を計算	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	計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定）	中央制御室遮蔽厚さ	(評価点高さ) 床面上 1.2m	評価点	中央制御室及び中央制御室待避所において、最も線量の高い箇所を選定	—	評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード、G33-GP2R コード (参考) 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元、三次元形状を扱う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。したがって、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-CGGP2R、ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	—	<p>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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4">以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様</td> </tr> <tr> <td>線源強度</td> <td>原子炉格納容器内線源強度分布</td> <td>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</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td></td> <td>事故の評価期間</td> <td>7日</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計算モデル</td> <td>原子炉格納容器遮蔽厚さ</td> <td>ドーム部： 円筒部： 施工誤差+5mmを考慮する</td> <td>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、遮蔽体強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽厚さ</td> <td>壁： 天井： 施工誤差+5mmを考慮する</td> <td>設計値に施工誤差(+5mm)を考慮（図付1-2-13参照）</td> </tr> </tbody> </table> <p>第6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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">計算モデル</td> <td>直接線・スカイシャイン線評価コード</td> <td>直接線評価： 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.90a)</td> <td>QAD及びSCATTERINGは共に三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。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>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。</td> </tr> </tbody> </table>	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		事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：  円筒部：  施工誤差+5mmを考慮する	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、遮蔽体強度、施設的位置、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：  天井：  施工誤差+5mmを考慮する	設計値に施工誤差(+5mm)を考慮（図付1-2-13参照）	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.90a)	QAD及びSCATTERINGは共に三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。	<p>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 (3号、4号共通)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4">以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様</td> </tr> <tr> <td>線源強度</td> <td>原子炉格納容器内線源強度分布</td> <td>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</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td></td> <td>事故の評価期間</td> <td>7日</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計算モデル</td> <td>原子炉格納容器遮蔽厚さ</td> <td>PCCVドーム部： PCCV円筒部： 原子炉格納容器(外部遮蔽)の厚さは、PCCVドーム部及びPCCV円筒部は、円筒部において安全全層ドーム遮蔽、円筒部において安全全層ドーム遮蔽付(1-2-12参照)</td> <td>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、遮蔽体強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス壁厚さ</td> <td>アニュラス上部：遮断しない アニュラス下部： 施工誤差については、+5mmを考慮する</td> <td>設計値に施工誤差(+5mm)を考慮</td> </tr> </tbody> </table> <p>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 (3号、4号共通)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">計算モデル</td> <td>中央制御室遮蔽厚さ</td> <td>壁： 天井： 施工誤差については、+5mmを考慮する</td> <td>設計値に施工誤差(+5mm)を考慮（図付1-2-12参照）</td> </tr> <tr> <td>直接線・スカイシャイン線評価コード</td> <td>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.90a)</td> <td>QAD及びSCATTERINGは共に三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。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>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。</td> </tr> </tbody> </table>	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		事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	PCCVドーム部：  PCCV円筒部：  原子炉格納容器(外部遮蔽)の厚さは、PCCVドーム部及びPCCV円筒部は、円筒部において安全全層ドーム遮蔽、円筒部において安全全層ドーム遮蔽付(1-2-12参照)	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、遮蔽体強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。	アニュラス壁厚さ	アニュラス上部：遮断しない アニュラス下部：  施工誤差については、+5mmを考慮する	設計値に施工誤差(+5mm)を考慮	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	中央制御室遮蔽厚さ	壁：  天井：  施工誤差については、+5mmを考慮する	設計値に施工誤差(+5mm)を考慮（図付1-2-12参照）	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.90a)	QAD及びSCATTERINGは共に三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。	<p>個別解析による相違 ・SCATTERING コードでは、遮蔽体をモデル化してスカイシャイン線量を評価可能であるため、BWRのように2つのコードを用いる必要はない 【大飯】 ・大飯はPCCVのため、アニュラスが外部遮蔽の外にあり、遮蔽を別途評価している。</p>
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載																																																																																																	
線源強度	原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、運転員の交替ごとの積算線源強度を計算	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																																																																																																	
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定）																																																																																																	
	中央制御室遮蔽厚さ	(評価点高さ) 床面上 1.2m																																																																																																		
	評価点	中央制御室及び中央制御室待避所において、最も線量の高い箇所を選定	—																																																																																																	
評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード、G33-GP2R コード (参考) 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元、三次元形状を扱う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。したがって、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-CGGP2R、ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	—																																																																																																	
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																																																																																																	
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定																																																																																																	
計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：  円筒部：  施工誤差+5mmを考慮する	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、遮蔽体強度、施設的位置、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：  天井：  施工誤差+5mmを考慮する	設計値に施工誤差(+5mm)を考慮（図付1-2-13参照）																																																																																																	
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.90a)	QAD及びSCATTERINGは共に三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。																																																																																																	
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																																																																																																	
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定																																																																																																	
計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	PCCVドーム部：  PCCV円筒部：  原子炉格納容器(外部遮蔽)の厚さは、PCCVドーム部及びPCCV円筒部は、円筒部において安全全層ドーム遮蔽、円筒部において安全全層ドーム遮蔽付(1-2-12参照)	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、遮蔽体強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。																																																																																																	
	アニュラス壁厚さ	アニュラス上部：遮断しない アニュラス下部：  施工誤差については、+5mmを考慮する	設計値に施工誤差(+5mm)を考慮																																																																																																	
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	中央制御室遮蔽厚さ	壁：  天井：  施工誤差については、+5mmを考慮する	設計値に施工誤差(+5mm)を考慮（図付1-2-12参照）																																																																																																	
	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.90a)	QAD及びSCATTERINGは共に三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。																																																																																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

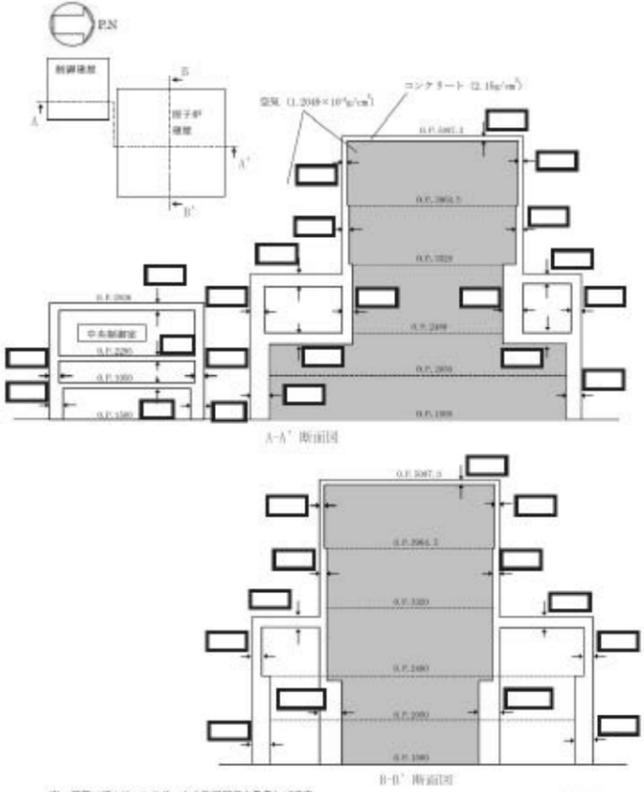
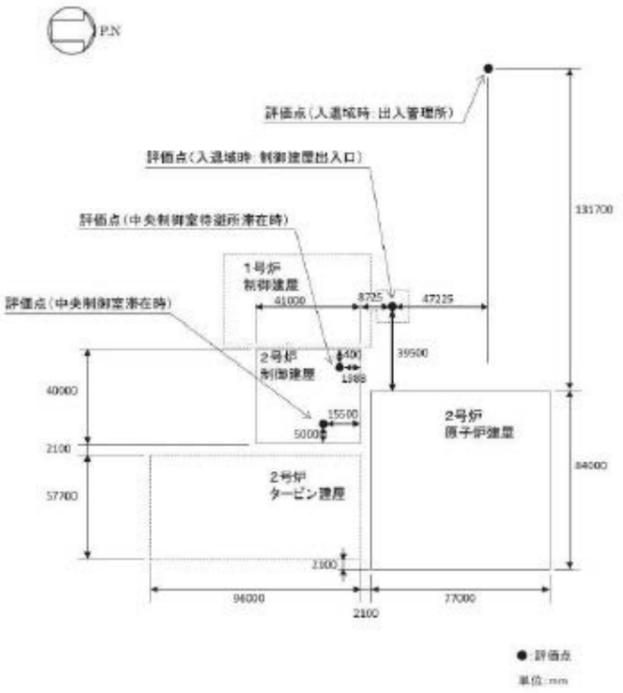
女川原子力発電所2号炉

表2-1-7 直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋原子炉内の積算線源強度(1/2) (代替建屋冷却系を用いて事態を収束する場合)

エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/s)							
	上限 (代表エネルギー)	24時間後	48時間後	72時間後	96時間後	120時間後	144時間後	168時間後
1.00×10 ⁻¹	1.00×10 ¹	1.12×10 ¹	1.25×10 ¹	1.38×10 ¹	1.51×10 ¹	1.64×10 ¹	1.77×10 ¹	1.90×10 ¹
1.00×10 ⁻²	1.00×10 ⁰	1.12×10 ⁰	1.25×10 ⁰	1.38×10 ⁰	1.51×10 ⁰	1.64×10 ⁰	1.77×10 ⁰	1.90×10 ⁰
1.00×10 ⁻³	1.00×10 ⁻¹	1.12×10 ⁻¹	1.25×10 ⁻¹	1.38×10 ⁻¹	1.51×10 ⁻¹	1.64×10 ⁻¹	1.77×10 ⁻¹	1.90×10 ⁻¹
1.00×10 ⁻⁴	1.00×10 ⁻²	1.12×10 ⁻²	1.25×10 ⁻²	1.38×10 ⁻²	1.51×10 ⁻²	1.64×10 ⁻²	1.77×10 ⁻²	1.90×10 ⁻²
1.00×10 ⁻⁵	1.00×10 ⁻³	1.12×10 ⁻³	1.25×10 ⁻³	1.38×10 ⁻³	1.51×10 ⁻³	1.64×10 ⁻³	1.77×10 ⁻³	1.90×10 ⁻³
1.00×10 ⁻⁶	1.00×10 ⁻⁴	1.12×10 ⁻⁴	1.25×10 ⁻⁴	1.38×10 ⁻⁴	1.51×10 ⁻⁴	1.64×10 ⁻⁴	1.77×10 ⁻⁴	1.90×10 ⁻⁴
1.00×10 ⁻⁷	1.00×10 ⁻⁵	1.12×10 ⁻⁵	1.25×10 ⁻⁵	1.38×10 ⁻⁵	1.51×10 ⁻⁵	1.64×10 ⁻⁵	1.77×10 ⁻⁵	1.90×10 ⁻⁵
1.00×10 ⁻⁸	1.00×10 ⁻⁶	1.12×10 ⁻⁶	1.25×10 ⁻⁶	1.38×10 ⁻⁶	1.51×10 ⁻⁶	1.64×10 ⁻⁶	1.77×10 ⁻⁶	1.90×10 ⁻⁶
1.00×10 ⁻⁹	1.00×10 ⁻⁷	1.12×10 ⁻⁷	1.25×10 ⁻⁷	1.38×10 ⁻⁷	1.51×10 ⁻⁷	1.64×10 ⁻⁷	1.77×10 ⁻⁷	1.90×10 ⁻⁷
1.00×10 ⁻¹⁰	1.00×10 ⁻⁸	1.12×10 ⁻⁸	1.25×10 ⁻⁸	1.38×10 ⁻⁸	1.51×10 ⁻⁸	1.64×10 ⁻⁸	1.77×10 ⁻⁸	1.90×10 ⁻⁸
1.00×10 ⁻¹¹	1.00×10 ⁻⁹	1.12×10 ⁻⁹	1.25×10 ⁻⁹	1.38×10 ⁻⁹	1.51×10 ⁻⁹	1.64×10 ⁻⁹	1.77×10 ⁻⁹	1.90×10 ⁻⁹
1.00×10 ⁻¹²	1.00×10 ⁻¹⁰	1.12×10 ⁻¹⁰	1.25×10 ⁻¹⁰	1.38×10 ⁻¹⁰	1.51×10 ⁻¹⁰	1.64×10 ⁻¹⁰	1.77×10 ⁻¹⁰	1.90×10 ⁻¹⁰
1.00×10 ⁻¹³	1.00×10 ⁻¹¹	1.12×10 ⁻¹¹	1.25×10 ⁻¹¹	1.38×10 ⁻¹¹	1.51×10 ⁻¹¹	1.64×10 ⁻¹¹	1.77×10 ⁻¹¹	1.90×10 ⁻¹¹
1.00×10 ⁻¹⁴	1.00×10 ⁻¹²	1.12×10 ⁻¹²	1.25×10 ⁻¹²	1.38×10 ⁻¹²	1.51×10 ⁻¹²	1.64×10 ⁻¹²	1.77×10 ⁻¹²	1.90×10 ⁻¹²
1.00×10 ⁻¹⁵	1.00×10 ⁻¹³	1.12×10 ⁻¹³	1.25×10 ⁻¹³	1.38×10 ⁻¹³	1.51×10 ⁻¹³	1.64×10 ⁻¹³	1.77×10 ⁻¹³	1.90×10 ⁻¹³
1.00×10 ⁻¹⁶	1.00×10 ⁻¹⁴	1.12×10 ⁻¹⁴	1.25×10 ⁻¹⁴	1.38×10 ⁻¹⁴	1.51×10 ⁻¹⁴	1.64×10 ⁻¹⁴	1.77×10 ⁻¹⁴	1.90×10 ⁻¹⁴
1.00×10 ⁻¹⁷	1.00×10 ⁻¹⁵	1.12×10 ⁻¹⁵	1.25×10 ⁻¹⁵	1.38×10 ⁻¹⁵	1.51×10 ⁻¹⁵	1.64×10 ⁻¹⁵	1.77×10 ⁻¹⁵	1.90×10 ⁻¹⁵
1.00×10 ⁻¹⁸	1.00×10 ⁻¹⁶	1.12×10 ⁻¹⁶	1.25×10 ⁻¹⁶	1.38×10 ⁻¹⁶	1.51×10 ⁻¹⁶	1.64×10 ⁻¹⁶	1.77×10 ⁻¹⁶	1.90×10 ⁻¹⁶
1.00×10 ⁻¹⁹	1.00×10 ⁻¹⁷	1.12×10 ⁻¹⁷	1.25×10 ⁻¹⁷	1.38×10 ⁻¹⁷	1.51×10 ⁻¹⁷	1.64×10 ⁻¹⁷	1.77×10 ⁻¹⁷	1.90×10 ⁻¹⁷
1.00×10 ⁻²⁰	1.00×10 ⁻¹⁸	1.12×10 ⁻¹⁸	1.25×10 ⁻¹⁸	1.38×10 ⁻¹⁸	1.51×10 ⁻¹⁸	1.64×10 ⁻¹⁸	1.77×10 ⁻¹⁸	1.90×10 ⁻¹⁸
1.00×10 ⁻²¹	1.00×10 ⁻¹⁹	1.12×10 ⁻¹⁹	1.25×10 ⁻¹⁹	1.38×10 ⁻¹⁹	1.51×10 ⁻¹⁹	1.64×10 ⁻¹⁹	1.77×10 ⁻¹⁹	1.90×10 ⁻¹⁹
1.00×10 ⁻²²	1.00×10 ⁻²⁰	1.12×10 ⁻²⁰	1.25×10 ⁻²⁰	1.38×10 ⁻²⁰	1.51×10 ⁻²⁰	1.64×10 ⁻²⁰	1.77×10 ⁻²⁰	1.90×10 ⁻²⁰
1.00×10 ⁻²³	1.00×10 ⁻²¹	1.12×10 ⁻²¹	1.25×10 ⁻²¹	1.38×10 ⁻²¹	1.51×10 ⁻²¹	1.64×10 ⁻²¹	1.77×10 ⁻²¹	1.90×10 ⁻²¹
1.00×10 ⁻²⁴	1.00×10 ⁻²²	1.12×10 ⁻²²	1.25×10 ⁻²²	1.38×10 ⁻²²	1.51×10 ⁻²²	1.64×10 ⁻²²	1.77×10 ⁻²²	1.90×10 ⁻²²
1.00×10 ⁻²⁵	1.00×10 ⁻²³	1.12×10 ⁻²³	1.25×10 ⁻²³	1.38×10 ⁻²³	1.51×10 ⁻²³	1.64×10 ⁻²³	1.77×10 ⁻²³	1.90×10 ⁻²³
1.00×10 ⁻²⁶	1.00×10 ⁻²⁴	1.12×10 ⁻²⁴	1.25×10 ⁻²⁴	1.38×10 ⁻²⁴	1.51×10 ⁻²⁴	1.64×10 ⁻²⁴	1.77×10 ⁻²⁴	1.90×10 ⁻²⁴
1.00×10 ⁻²⁷	1.00×10 ⁻²⁵	1.12×10 ⁻²⁵	1.25×10 ⁻²⁵	1.38×10 ⁻²⁵	1.51×10 ⁻²⁵	1.64×10 ⁻²⁵	1.77×10 ⁻²⁵	1.90×10 ⁻²⁵
1.00×10 ⁻²⁸	1.00×10 ⁻²⁶	1.12×10 ⁻²⁶	1.25×10 ⁻²⁶	1.38×10 ⁻²⁶	1.51×10 ⁻²⁶	1.64×10 ⁻²⁶	1.77×10 ⁻²⁶	1.90×10 ⁻²⁶
1.00×10 ⁻²⁹	1.00×10 ⁻²⁷	1.12×10 ⁻²⁷	1.25×10 ⁻²⁷	1.38×10 ⁻²⁷	1.51×10 ⁻²⁷	1.64×10 ⁻²⁷	1.77×10 ⁻²⁷	1.90×10 ⁻²⁷
1.00×10 ⁻³⁰	1.00×10 ⁻²⁸	1.12×10 ⁻²⁸	1.25×10 ⁻²⁸	1.38×10 ⁻²⁸	1.51×10 ⁻²⁸	1.64×10 ⁻²⁸	1.77×10 ⁻²⁸	1.90×10 ⁻²⁸
1.00×10 ⁻³¹	1.00×10 ⁻²⁹	1.12×10 ⁻²⁹	1.25×10 ⁻²⁹	1.38×10 ⁻²⁹	1.51×10 ⁻²⁹	1.64×10 ⁻²⁹	1.77×10 ⁻²⁹	1.90×10 ⁻²⁹
1.00×10 ⁻³²	1.00×10 ⁻³⁰	1.12×10 ⁻³⁰	1.25×10 ⁻³⁰	1.38×10 ⁻³⁰	1.51×10 ⁻³⁰	1.64×10 ⁻³⁰	1.77×10 ⁻³⁰	1.90×10 ⁻³⁰
1.00×10 ⁻³³	1.00×10 ⁻³¹	1.12×10 ⁻³¹	1.25×10 ⁻³¹	1.38×10 ⁻³¹	1.51×10 ⁻³¹	1.64×10 ⁻³¹	1.77×10 ⁻³¹	1.90×10 ⁻³¹
1.00×10 ⁻³⁴	1.00×10 ⁻³²	1.12×10 ⁻³²	1.25×10 ⁻³²	1.38×10 ⁻³²	1.51×10 ⁻³²	1.64×10 ⁻³²	1.77×10 ⁻³²	1.90×10 ⁻³²
1.00×10 ⁻³⁵	1.00×10 ⁻³³	1.12×10 ⁻³³	1.25×10 ⁻³³	1.38×10 ⁻³³	1.51×10 ⁻³³	1.64×10 ⁻³³	1.77×10 ⁻³³	1.90×10 ⁻³³
1.00×10 ⁻³⁶	1.00×10 ⁻³⁴	1.12×10 ⁻³⁴	1.25×10 ⁻³⁴	1.38×10 ⁻³⁴	1.51×10 ⁻³⁴	1.64×10 ⁻³⁴	1.77×10 ⁻³⁴	1.90×10 ⁻³⁴
1.00×10 ⁻³⁷	1.00×10 ⁻³⁵	1.12×10 ⁻³⁵	1.25×10 ⁻³⁵	1.38×10 ⁻³⁵	1.51×10 ⁻³⁵	1.64×10 ⁻³⁵	1.77×10 ⁻³⁵	1.90×10 ⁻³⁵
1.00×10 ⁻³⁸	1.00×10 ⁻³⁶	1.12×10 ⁻³⁶	1.25×10 ⁻³⁶	1.38×10 ⁻³⁶	1.51×10 ⁻³⁶	1.64×10 ⁻³⁶	1.77×10 ⁻³⁶	1.90×10 ⁻³⁶
1.00×10 ⁻³⁹	1.00×10 ⁻³⁷	1.12×10 ⁻³⁷	1.25×10 ⁻³⁷	1.38×10 ⁻³⁷	1.51×10 ⁻³⁷	1.64×10 ⁻³⁷	1.77×10 ⁻³⁷	1.90×10 ⁻³⁷
1.00×10 ⁻⁴⁰	1.00×10 ⁻³⁸	1.12×10 ⁻³⁸	1.25×10 ⁻³⁸	1.38×10 ⁻³⁸	1.51×10 ⁻³⁸	1.64×10 ⁻³⁸	1.77×10 ⁻³⁸	1.90×10 ⁻³⁸
1.00×10 ⁻⁴¹	1.00×10 ⁻³⁹	1.12×10 ⁻³⁹	1.25×10 ⁻³⁹	1.38×10 ⁻³⁹	1.51×10 ⁻³⁹	1.64×10 ⁻³⁹	1.77×10 ⁻³⁹	1.90×10 ⁻³⁹
1.00×10 ⁻⁴²	1.00×10 ⁻⁴⁰	1.12×10 ⁻⁴⁰	1.25×10 ⁻⁴⁰	1.38×10 ⁻⁴⁰	1.51×10 ⁻⁴⁰	1.64×10 ⁻⁴⁰	1.77×10 ⁻⁴⁰	1.90×10 ⁻⁴⁰
1.00×10 ⁻⁴³	1.00×10 ⁻⁴¹	1.12×10 ⁻⁴¹	1.25×10 ⁻⁴¹	1.38×10 ⁻⁴¹	1.51×10 ⁻⁴¹	1.64×10 ⁻⁴¹	1.77×10 ⁻⁴¹	1.90×10 ⁻⁴¹
1.00×10 ⁻⁴⁴	1.00×10 ⁻⁴²	1.12×10 ⁻⁴²	1.25×10 ⁻⁴²	1.38×10 ⁻⁴²	1.51×10 ⁻⁴²	1.64×10 ⁻⁴²	1.77×10 ⁻⁴²	1.90×10 ⁻⁴²
1.00×10 ⁻⁴⁵	1.00×10 ⁻⁴³	1.12×10 ⁻⁴³	1.25×10 ⁻⁴³	1.38×10 ⁻⁴³	1.51×10 ⁻⁴³	1.64×10 ⁻⁴³	1.77×10 ⁻⁴³	1.90×10 ⁻⁴³
1.00×10 ⁻⁴⁶	1.00×10 ⁻⁴⁴	1.12×10 ⁻⁴⁴	1.25×10 ⁻⁴⁴	1.38×10 ⁻⁴⁴	1.51×10 ⁻⁴⁴	1.64×10 ⁻⁴⁴	1.77×10 ⁻⁴⁴	1.90×10 ⁻⁴⁴
1.00×10 ⁻⁴⁷	1.00×10 ⁻⁴⁵	1.12×10 ⁻⁴⁵	1.25×10 ⁻⁴⁵	1.38×10 ⁻⁴⁵	1.51×10 ⁻⁴⁵	1.64×10 ⁻⁴⁵	1.77×10 ⁻⁴⁵	1.90×10 ⁻⁴⁵
1.00×10 ⁻⁴⁸	1.00×10 ⁻⁴⁶	1.12×10 ⁻⁴⁶	1.25×10 ⁻⁴⁶	1.38×10 ⁻⁴⁶	1.51×10 ⁻⁴⁶	1.64×10 ⁻⁴⁶	1.77×10 ⁻⁴⁶	1.90×10 ⁻⁴⁶
1.00×10 ⁻⁴⁹	1.00×10 ⁻⁴⁷	1.12×10 ⁻⁴⁷	1.25×10 ⁻⁴⁷	1.38×10 ⁻⁴⁷	1.51×10 ⁻⁴⁷	1.64×10 ⁻⁴⁷	1.77×10 ⁻⁴⁷	1.90×10 ⁻⁴⁷
1.00×10 ⁻⁵⁰	1.00×10 ⁻⁴⁸	1.12×10 ⁻⁴⁸	1.25×10 ⁻⁴⁸	1.38×10 ⁻⁴⁸	1.51×10 ⁻⁴⁸	1.64×10 ⁻⁴⁸	1.77×10 ⁻⁴⁸	1.90×10 ⁻⁴⁸
1.00×10 ⁻⁵¹	1.00×10 ⁻⁴⁹	1.12×10 ⁻⁴⁹	1.25×10 ⁻⁴⁹	1.38×10 ⁻⁴⁹	1.51×10 ⁻⁴⁹	1.64×10 ⁻⁴⁹	1.77×10 ⁻⁴⁹	1.90×10 ⁻⁴⁹
1.00×10 ⁻⁵²	1.00×10 ⁻⁵⁰	1.12×10 ⁻⁵⁰	1.25×10 ⁻⁵⁰	1.38×10 ⁻⁵⁰	1.51×10 ⁻⁵⁰	1.64×10 ⁻⁵⁰	1.77×10 ⁻⁵⁰	1.90×10 ⁻⁵⁰
1.00×10 ⁻⁵³	1.00×10 ⁻⁵¹	1.12×10 ⁻⁵¹	1.25×10 ⁻⁵¹	1.38×10 ⁻⁵¹	1.51×10 ⁻⁵¹	1.64×10 ⁻⁵¹	1.77×10 ⁻⁵¹	1.90×10 ⁻⁵¹
1.00×10 ⁻⁵⁴	1.00×10 ⁻⁵²	1.12×10 ⁻⁵²	1.25×10 ⁻⁵²	1.38×10 ⁻⁵²	1.51×10 ⁻⁵²	1.64×10 ⁻⁵²	1.77×10 ⁻⁵²	1.90×10 ⁻⁵²
1.00×10 ⁻⁵⁵	1.00×10 ⁻⁵³	1.12×10 ⁻⁵³	1.25×10 ⁻⁵³	1.38×10 ⁻⁵³	1.51×10 ⁻⁵³	1.64×10 ⁻⁵³	1.77×10 ⁻⁵³	1.90×10 ⁻⁵³
1.00×10 ⁻⁵⁶	1.00×10 ⁻⁵⁴	1.12×10 ⁻⁵⁴	1.25×10 ⁻⁵⁴	1.38×10 ⁻⁵⁴	1.51×10 ⁻⁵⁴	1.64×10 ⁻⁵⁴	1.77×10 ⁻⁵⁴	1.90×10 ⁻⁵⁴
1.00×10 ⁻⁵⁷	1.00×10 ⁻⁵⁵	1.12×10 ⁻⁵⁵	1.25×10 ⁻⁵⁵	1.38×10 ⁻⁵⁵	1.51×10 ⁻⁵⁵	1.64×10 ⁻⁵⁵	1.77×10 ⁻⁵⁵	1.90×10 ⁻⁵⁵
1.00×10 ⁻⁵⁸	1.00×10 ⁻⁵⁶	1.12×10 ⁻⁵⁶	1.25×10 ⁻⁵⁶	1.38×10 ⁻⁵⁶	1.51×10 ⁻⁵⁶	1.64×10 ⁻⁵⁶	1.77×10 ⁻⁵⁶	1.90×10 ⁻⁵⁶
1.00×10 ⁻⁵⁹	1.00×10 ⁻⁵⁷	1.12×10 ⁻⁵⁷	1.25×10 ⁻⁵⁷	1.38×10 ⁻⁵⁷	1.51×10 ⁻⁵⁷	1.64×10 ⁻⁵⁷	1.77×10 ⁻⁵⁷	1.90×10 ⁻⁵⁷
1.00×10 ⁻⁶⁰	1.00×10 ⁻⁵⁸	1.12×10 ⁻⁵⁸	1.25×10 ⁻⁵⁸	1.38×10 ⁻⁵⁸	1.51×10 ⁻⁵⁸	1.64×10 ⁻⁵⁸	1.77×10 ⁻⁵⁸	1.90×10 ⁻⁵⁸
1.00×10 ⁻⁶¹	1.00×10 ⁻⁵⁹	1.12×10 ⁻⁵⁹	1.25×10 ⁻⁵⁹	1.38×10 ⁻⁵⁹	1.51×10 ⁻⁵⁹	1.64×10 ⁻⁵⁹	1.77×10 ⁻⁵⁹	1.90×10 ⁻⁵⁹
1.00×10 ⁻⁶²	1.00×10 ⁻⁶⁰	1.12×10 ⁻⁶⁰	1.25×10 ⁻⁶⁰	1.38×10 ⁻⁶⁰	1.51×10 ⁻⁶⁰	1.64×10 ⁻⁶⁰	1.77×10 ⁻⁶⁰	1.90×10 ⁻⁶⁰
1.00×10 ⁻⁶³	1.00×10 ⁻⁶¹	1.12×10 ⁻⁶¹	1.25×10 ⁻⁶¹	1.38×10 ⁻⁶¹	1.51×10 ⁻⁶¹	1.64×10 ⁻⁶¹	1.77×10 ⁻⁶¹	1.90×10 ⁻⁶¹
1.00×10 ⁻⁶⁴	1.00×10 ⁻⁶²	1.12×10 ⁻⁶²	1.25×10 ⁻⁶²	1.38×10 ⁻⁶²	1.51×10 ⁻⁶²	1.64×10 ⁻⁶²	1.77×10 ⁻⁶²	1.90×10 ⁻⁶²
1.00×10 ⁻⁶⁵	1.00×10 ⁻⁶³	1.12×10 ⁻⁶³	1.25×10 ⁻⁶³	1.38×10 ⁻⁶³	1.51×10 ⁻⁶³	1.64×10 ⁻⁶³	1.77×10 ⁻⁶³	1.90×10 ⁻⁶³
1.00×10 ⁻⁶⁶	1.00×10 ⁻⁶⁴	1.12×10 ⁻⁶⁴	1.25×10 ⁻⁶⁴	1.38×10 ⁻⁶⁴	1.51×10 ⁻⁶⁴	1.64×10 ⁻⁶⁴	1.77×10 ⁻⁶⁴	1.90×10 ⁻⁶⁴
1.00×10 ⁻⁶⁷	1.00×10 ⁻⁶⁵	1.12×10 ⁻⁶⁵	1.25×10 ⁻⁶⁵	1.38×10 ⁻⁶⁵	1.51×10 ⁻⁶⁵	1.64×10 ⁻⁶⁵	1.77×10 ⁻⁶⁵	1.90×10 ⁻⁶⁵
1.00×10 ⁻⁶⁸	1.00×10 ⁻⁶⁶	1.12×10 ⁻⁶⁶	1.25×10 ⁻⁶⁶	1.38×10 ⁻⁶⁶	1.51×10 ⁻⁶⁶	1.64×10 ⁻⁶⁶	1.77×10 ⁻⁶⁶	1.90×10 ⁻⁶

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
 <p>図 2-1-1 直接ガンマ線及びビスカイシャインガンマ線の計算モデル (1/2)</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>  <p>図 2-1-1 直接ガンマ線及びビスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/2)</p>			<p>記載方針の相違 泊のモデルは資料 1-2-13 に記載</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表2-1-8 防護装置の設備条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環ファン流量	事故発生から 0分～30分：0m³/h 30分～168時間：8,000m³/h	炉心の著しい損傷が発生した場合に備え、設置の中央制御室換気空調系のチャコールフィルタ及び高性能エンプフィルタにより放射性物質を低減	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基づいて計算する。
中央制御室換気空調系非常用再循環運転の起動遅れ時間	30分	選定した事故シナリオに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間を	4.3(3). 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。
事故時における外気取り込み	事故時運転モード（少量外気取入）： 500m³/h	審査ガイドに従って非常用換気空調系から室内に取り入れることを考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室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身元から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室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）
中央制御室待避所追加設備の空気供給量	事故発生から0～45時間後：0m³/h 事故発生から45～168時間後：30m³/h 事故発生から168～168時間後：0m³/h ※1 格納容器ベントの実験に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（仮時間（添付資料2-2-4 図2-4-5 参照））に余裕を持たせ、追加設備による正圧化時間を30時間と設定	運用を基に設定。なお、代替補給冷却系を用いて事故を収束する号炉からの影響に対しては、追加設備の効果も考慮しないものとした。	4.3(3). 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。

比較のため一部再掲

表2-1-8 防護装置の設備条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調パウンダリ体積	中央制御室パウンダリ： 8,900m³ 中央制御室内待避所： 140m³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室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パウンダリ体積（容積）を用いて計算する。

比較のため一部再掲

表2-1-8 防護装置の設備条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室パウンダリへの外気の直接流入率	1.0回/h	「原子力発電所中央制御室の居住性に関する評価手法について（内閣）」に基づき、1,2号炉の中央制御室（空間容積：11,000m³）において空気流入率試験を実施した結果、最大で0.21回/hであり、空気流入量換算では2,940m³/hであった。仮に2号炉中央制御室（空間容積：8,900m³）のみへの空気流入量を2,940m³/hと仮定すると、換気率換算で0.33回/hとなるため、被ばく評価においては保守的に1.0回/hとして設定した。	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。

泊発電所3号炉

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取り込まれることを仮定する。 一 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） 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）
中央制御室パウンダリ体積（容積）	4.0×10³ m³	空調機器の体積を含む中央制御室パ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パウンダリ体積（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	3.8×10³ m³	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。

大飯発電所3/4号炉

第7表(1/2) 中央制御室換気設備条件（3号、4号共通）

項目	使用値	選定理由	審査ガイドとの関係性
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。 一 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） 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）
中央制御室パウンダリ体積（容積）	5.1×10³ m³	空調機器の体積を含む中央制御室パ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パウンダリ体積（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	4.9×10³ m³	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（0.17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。

差異理由

個別解析による相違
①の相違

記載箇所の相違

【大飯】
・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

比較のため再掲

表2-1-8 防護装置の設備条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環ファン流量	事故発生から 0分～30分：0m³/h 30分～108時間：8,000m³/h	炉心の著しい損傷が発生した場合に想定される中央制御室換気空調系再循環ファン流量のチャコールフィルタ及び高性能エアフィルタにより放射状汚染物質を削減	4.2(2)c. 原子炉制御室内への外気導入による放射状汚染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基づいて計算する。
中央制御室換気空調系非常用再循環運転の起動遅延時間	30分	選定した事故シナリオに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間を設定する。	4.2(D)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率率は、使用条件での設計値を基準に設定する。なお、フィルタ効率の設計に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
事故時における外気取り込み	事故時運転モード（少量外気取入）：500m³/h	審査ガイドに記述されている非常用換気空調系から室内に取り入れることを考慮	4.2(2)c. 原子炉制御室の壁面空気中から、次の二つの経路で放射状汚染物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室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）
中央制御室内蔵所加圧設備の空気供給量	事故発生から0～45時間後：0m³/h 事故発生から45～55時間後：300m³/h 事故発生から55～108時間後：0m³/h ※1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射状汚染物質のうち、大部分が放出される期間（長時間（添付資料2-2-4図2-4-5参照））に余裕を持たせ、加圧設備による正圧化時間を10時間と設定	運用を基準に設定。なお、代替格納容器冷却系を用いて事故を収束する号からの影響に対しては、加圧設備の効果を考慮しないものとした。	4.3(3)g. 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準に設定する。

表2-1-9 防護装置の設備条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：0% 有機よう素：0% 粒子状放射状汚染物質：99.9%	設計値を基準に設定	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準に設定する。なお、フィルタ効率の設計に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置チャコールフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：90% 有機よう素：90% 粒子状放射状汚染物質：0%	同上	同上
中央制御室パウングラへの外気の直接流入率	1.0回/h	原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）に基づき、1,2号炉の中央制御室（空間容積：14,000m³）について空気流入率試験を実施した結果、最大で0.21回/hであり、空気流入量換算では2,940m³/hであった。仮に2号炉中央制御室（空間容積：8,900m³）のみへの空気流入量を2,940m³/hと仮定すると、換気率換算で0.33回/hとなるため、被ばく評価においては保守的に1.0回/hとして設定した。	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準に設定する。

泊発電所3号炉

第7表(2/2) 中央制御室換気空調設備条件

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(D)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率率は、使用条件での設計値を基準に設定する。なお、フィルタ効率の設計に際し、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 除去効率遅延時間	300分	選定した事故シナリオに基づき、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延時間を見込んだ値 起動遅延時間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プ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準に設定する。
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)	選定した事故シナリオに基づき、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状汚染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基づいて計算する。
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、マスクの除去係数については、記載なし。

大飯発電所3/4号炉

第7表(2/2) 中央制御室換気空調設備条件(3号、4号共通)

項目	使用値	設定理由	審査ガイドとの関係性
中央制御室非常用循環設備より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1-2-10参照）	4.2(D)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準に設定する。なお、フィルタ効率の設計に際し、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設備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設備フィルタによる除去効率遅延時間	300分	選定した事故シナリオに基づき、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延時間を見込んだ値 起動遅延時間300分は、空冷式非常用発電機による電源回復操作および現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンプ開操作を想定（添付1-2-13参照）	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準に設定する。
中央制御室換気設備非常用循環ファン流量	$1.38 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ (ただし、300分後に起動)	選定した事故シナリオに基づき、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状汚染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基づいて計算する。
マスクによる除去係数	50 (評価期間中マスク着用)	性能上期待できる値 (添付1-2-14、添付1-2-15参照)	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、マスクの除去係数については、記載なし。

差異理由

個別解析による相違

記載箇所の相違
 （マスクについて泊は次項に記載）
 ・女川は電動ファン付き全面マスクを用いることで一部期間において防護係数を1000として評価している。

【大飯】
 ・個別解析による相違はあるが概ね同等の内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉			
表2-1-8 防護装置の設備条件(3/3)			
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調パウンダリ体積	中央制御室パウンダリ： 8,900m ³ 中央制御室内待避所： 148m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室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パウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室パウンダリ： 8,900m ³ 中央制御室内待避所： 148m ³	同上	同上
マスクの防護係数	入退域時：50 (1日目のみ1,000) 中央制御室滞在時：50 (1日目のみ1,000)	性能上期待できる値(添付資料2-2-12参照)。入退域時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。	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。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交待	考慮する	運用を基に設定	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。
入退域に要する時間	入域及び退域でそれぞれ1回当たり、 ・出入管理所に7分とどまるものとする ・制御建屋出入口に5分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	—

第8表 運転員交替考慮条件

泊発電所3号炉			
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	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。	入退域時の滞在時間について、記載なし。

第8表 運転員交代考慮条件(3号、4号共通)

大飯発電所3/4号炉			
評価条件	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交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在時間として設定(添付1-1-6参照)	交代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	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、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)	交代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、 ・正門に3分 ・事務所入り口に3分 ・中央制御室入り口に5分 とどまるものとする。	入退域時の滞在時間について、記載なし。

滞在時間補正の考え方の差異

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																
<p>表2-1-9 線量換算係数及び地表への沈着速度の条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく</td> <td>ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2 m³/h</td> <td>ICRP Publication 71 に基づき、成人活動時の呼吸率を設定</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>地表への沈着速度</td> <td>エアロゾル粒子: 1.2 cm/s 無機よう素: 1.2 cm/s 有機よう素: 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス: 沈着なし</td> <td>線量目標値詳細指針(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2^{※1} 及び NRPB-R322 より設定。(添付資料: 2-9, 2-10, 2-11 を参照)</td> <td>4.2.(2)d.放射性物質の地表への沈着評価では、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。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—	呼吸率	1.2 m ³ /h	ICRP Publication 71 に基づき、成人活動時の呼吸率を設定	—	地表への沈着速度	エアロゾル粒子: 1.2 cm/s 無機よう素: 1.2 cm/s 有機よう素: 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス: 沈着なし	線量目標値詳細指針(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※1} 及び NRPB-R322 より設定。(添付資料: 2-9, 2-10, 2-11 を参照)	4.2.(2)d.放射性物質の地表への沈着評価では、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>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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドでの記載</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>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</td> <td>ICRP Publication 71 等に基づく</td> <td>線量換算係数について、記載なし。</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2 m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく</td> <td>呼吸率について、記載なし。</td> </tr> <tr> <td>地表への沈着速度</td> <td>1.2 cm/s</td> <td>評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を参考に、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)</td> <td>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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"</p>	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参考に、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。	<p>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(3号、4号共通)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> <th>審査ガイドとの関係性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>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</td> <td>ICRP Publication 71 等に基づく</td> <td>線量換算係数について、記載なし。</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2 m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく</td> <td>呼吸率について、記載なし。</td> </tr> <tr> <td>地表への沈着速度</td> <td>1.2 cm/s</td> <td>評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を参考に、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1-2-16, 1-2-17参照)</td> <td>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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"</p>	項目	使用値	選定理由	審査ガイドとの関係性	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参考に、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1-2-16, 1-2-17参照)	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。	<p>個別解析による相違 ・女川では有機よう素の沈着速度を別途評価しているが、泊は保守的に他と同じ値を採用している。</p>
項目	評価条件	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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—																																																
呼吸率	1.2 m ³ /h	ICRP Publication 71 に基づき、成人活動時の呼吸率を設定	—																																																
地表への沈着速度	エアロゾル粒子: 1.2 cm/s 無機よう素: 1.2 cm/s 有機よう素: 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス: 沈着なし	線量目標値詳細指針(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※1} 及び NRPB-R322 より設定。(添付資料: 2-9, 2-10, 2-11 を参照)	4.2.(2)d.放射性物質の地表への沈着評価では、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。																																																
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参考に、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。																																																
項目	使用値	選定理由	審査ガイドとの関係性																																																
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参考に、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1-2-16, 1-2-17参照)	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。																																																

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2-2 事象の選定の考え方について</p> <p>炉心の著しい損傷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当たっては、評価事象として、重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち、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選定する必要がある。</p> <p>女川原子力発電所2号炉においては、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。</p> <p>なお、女川原子力発電所2号炉においては、炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサブプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。</p> <p>1. 事象の概要（格納容器ベント実施時）</p> <p>(1) 大破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。</p> <p>(2) 更にHPCS失敗、低圧ECCS失敗、全交流動力電源喪失(SBO)を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。</p> <p>(3) その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約44時間経過した時点で、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達しスプレイを停止する。</p> <p>(4) 格納容器スプレイを停止後、事象発生から約45時間後に原子炉格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。</p> <p>2. 想定事故シナリオ選定</p> <p>想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起回事象の選定を行い、起回事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。</p> <p>(1) 起回事象の選定</p> <p>プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起回事象）について選定する。</p> <p>プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転</p>	<p>資料1-2-2</p> <p>事故シーケンス選定の考え方について</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>炉心損傷に至るまでの時間が短い場合では、アニユラス空気浄化設備の起動によりアニユ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。</p> <p>格納容器スプレイが失敗する場合は、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よう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。</p> <p>原子炉格納容器圧力が高く推移する場合は、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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>事故シーケンス選定の考え方について</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>炉心が損傷する事象としては、大飯発電所3,4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+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+ECCS 注入失敗」である。</p> <p>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。</p> <p>炉心損傷に至るまでの時間が短い場合では、アニユラス空気浄化設備の起動によりアニユ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。</p> <p>格納容器スプレイが失敗する場合は、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よう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。</p> <p>原子炉格納容器圧力が高く推移する場合は、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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・具体的な方針として型式による相違はあるものの、最も被ばく評価が厳しくなるシーケンスを選定した考え方を記載していることに差異はない。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉															
<p>時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。</p> <p>プラント外部で発生する事象については、地震、津波及び地震・津波以外の自然現象の55事象から、地域性等を考慮して12事象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起回事象とする。</p>															
<p>(2) 起回事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類</p> <p>イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象（起回事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有するシステムの動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。</p> <p>抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表2-2-1のとおりグループ別に分類する。</p>															
<p>表2-2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ</td> </tr> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ</td> </tr> </tbody> </table>		出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要	崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ	高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ	全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ	原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ	LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要														
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ														
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ														
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ														
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ														
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ														
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ														
<p>(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定</p> <p>(2) で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失及び原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。</p> <p>しかしながら、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失）に加えて、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料</p>															

泊発電所3号炉	
<p>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。</p> <p>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。</p>	
<p>中央制御室被ばくへの影響</p> <p>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。</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。</p> <p>原子炉格納容器圧力が高く推移する。原子炉格納容器圧力が高い率で推移する。等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。</p>	
シナジェネ	<p>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</p> <p>約19分</p> <p>失敗 (代替格納容器スプレイによる格納容器スプレイ成功)</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。</p> <p>原子炉格納容器の圧力が上昇し、高圧圧力容器で推移する。</p>
シナジェネ	<p>全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象</p> <p>約3時間</p> <p>成功</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。</p> <p>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。</p>
シナジェネ	<p>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</p> <p>約24分</p> <p>成功</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。</p> <p>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。</p>

第1表 各シナジェネの比較

大飯発電所3/4号炉		差異理由
<p>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。</p> <p>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。</p>		
シナジェネ	<p>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</p> <p>約21分</p> <p>失敗 (代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ成功)</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。</p> <p>事故発生初期から、高い圧力で推移する。</p>	
シナジェネ	<p>全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象</p> <p>約3.1時間</p> <p>失敗 (代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ成功)</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作後に放出が開始。フィルタ効果を期待できる。</p> <p>冷却材喪失事故でないため、原子炉格納容器の圧力上昇は緩やかである。</p>	
シナジェネ	<p>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</p> <p>約27分</p> <p>成功</p> <p>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。</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。</p> <p>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。</p>	
シナジェネ	<p>中央制御室被ばくへの影響</p> <p>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。</p> <p>アニュウラス空気が浄化設備動作後はフィルタで捕集されるため、アニュウラス空気が浄化設備動作前に放出が開始される方が厳しい結果となる。</p> <p>原子炉格納容器圧力が高く推移する。原子炉格納容器圧力が高い率で推移する。等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。</p>	

第1表 各シナジェネの比較

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>ー冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計5つを想定している※1。</p> <p>これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA時注水機能喪失とDCHに集約されているため、LOCA時注水機能喪失とDCHのうち、運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果、LOCA時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。</p> <p>以上より、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。</p> <p>なお、前述のとおり、炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一には代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。</p> <p>※1 格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は、重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。</p>			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																								
	<p style="text-align: right;">資料1-2-3</p> <p style="text-align: center;">居住性評価に用いる炉心選定の考え方について</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <div style="text-align: center;"> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="1023 987 1662 1165"> <thead> <tr> <th rowspan="2">炉心種別</th> <th colspan="2">γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MOX燃料装荷炉心</td> <td>I-131等価換算 (Bq)</td> <td>約 4.2E+20</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ウラン燃料炉心</td> <td>γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)</td> <td>約 4.4E+20</td> </tr> <tr> <td>I-131等価換算 (Bq)</td> <td>約 2.1E+20</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">MOX/ウラン比</td> <td>γ線エネルギー0.5 MeV換算 (-)</td> <td>約 97 %</td> </tr> <tr> <td>I-131等価換算 (-)</td> <td>約 315 %</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="text-align: center;"> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="979 1218 1706 1491"> <thead> <tr> <th rowspan="2">炉心種別</th> <th rowspan="2">γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)</th> <th colspan="2">アニュラス</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>外部</th> <th>経由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">MOX燃料装荷炉心</td> <td>γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)</td> <td>約 4.8E+14</td> <td>約 9.1E+15</td> <td>約 9.5E+15</td> </tr> <tr> <td>I-131等価換算 (Bq)</td> <td>約 6.6E+13</td> <td>約 8.3E+13</td> <td>約 1.5E+14</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ウラン燃料炉心</td> <td>γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)</td> <td>約 4.8E+14</td> <td>約 9.0E+15</td> <td>約 9.5E+15</td> </tr> <tr> <td>I-131等価換算 (Bq)</td> <td>約 4.7E+13</td> <td>約 7.5E+13</td> <td>約 1.2E+14</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">MOX/ウラン比</td> <td>γ線エネルギー0.5 MeV換算 (-)</td> <td>約 100.1%</td> <td>約 100.4%</td> <td>約 100.4%</td> </tr> <tr> <td>I-131等価換算 (-)</td> <td>約 139%</td> <td>約 111%</td> <td>約 122%</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="text-align: center;"> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="1009 1596 1676 1732"> <thead> <tr> <th>MOX燃料装荷炉心 (MeV)</th> <th>ウラン燃料炉心 (MeV)</th> <th>MOX/ウラン比</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 4.18 × 10²⁴</td> <td>約 4.20 × 10²⁴</td> <td>約 99.4 %</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>(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。</p>	炉心種別	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)		MOX燃料装荷炉心	I-131等価換算 (Bq)	約 4.2E+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 %	炉心種別	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)	アニュラス		合計	外部	経由	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%	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 %		<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では、ウラン燃料炉心、MOX燃料装荷炉心それぞれの炉心内蓄積量と放出放射エネルギーを評価し、炉心選定の考え方について記載している。
炉心種別	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)																																																										
	MOX燃料装荷炉心	I-131等価換算 (Bq)	約 4.2E+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 %																																																									
炉心種別	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)	アニュラス		合計																																																							
		外部	経由																																																								
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%																																																							
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 %																																																									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																												
<p>2-3 核分裂生成物の放出割合について</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の原子炉格納容器外への放出割合をMAAP コードとNUREG-1465 の知見を利用し評価している。</p> <p>大破断LOCA+HPCS 失敗+低圧ECCS 失敗+全交流動力電源喪失するシナリオ (W/Wベント) でのMAAP 解析による放出割合の評価結果 (事故発生から168 時間後時点) を表2-3-3 に示す。ただし、以下に示すとおり、表2-3-3 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。</p> <p>表2-3-3 によると、高揮発性核種 (CsI やCsOH) の放出割合 (10⁻⁶ オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が大きい (10⁻⁵ オーダー) という結果となっている。</p> <p>一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることがわかっている。</p> <p>表2-3-4 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。</p> <p>さらに、表2-3-5 は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。</p> <p>また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており※1、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。</p> <p>希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。 I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。 Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また、被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。 Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件 (酸化条件or 還元条件) に大きな影響を受ける。 Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。</p> <p>※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究 (JAEA-Review 2013-034, 2013 年12 月)」</p>	<p>資料1-2-4</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>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。</p> <p>第1表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="964 861 1736 1774"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surry</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB'</td> <td>LOOP, no PCS and no APWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-δ</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (2"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLB'</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (3"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="9">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (1/2") with SBO</td> </tr> <tr> <td>TBA</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SBO Station Blackout</td> <td>LOCA Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td></td> <td>RCP Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td></td> <td>PCS Power Conversion System</td> <td>ESF Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td></td> <td>CS Containment Spray</td> <td>CSRS CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ATWS Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB'	LOOP, no PCS and no APWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	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 APWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB'	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	3HF3	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 APW 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	<p>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</p> <p>重大事故等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、重大事故等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。</p> <p>1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>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。</p> <p>第1表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="1795 861 2567 1774"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surry</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB'</td> <td>LOOP, no PCS and no APWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-δ</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (2"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLB'</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (3"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="9">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (1/2") with SBO</td> </tr> <tr> <td>TBA</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SBO Station Blackout</td> <td>LOCA Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td></td> <td>RCP Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td></td> <td>PCS Power Conversion System</td> <td>ESF Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td></td> <td>CS Containment Spray</td> <td>CSRS CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ATWS Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 では、重大事故等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。</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB'	LOOP, no PCS and no APWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	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 APWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB'	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	3HF3	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 APW 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	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下記の通り、説明している内容に相違はあるが、核分裂生成物の放出割合について、NUREG-1465 を適用することの説明を行っている方針に相違はない。 <p>【女川 要約】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MAAP 解析では誤差が大きくなる要因等を記載。 ・次に誤差が大きくなる条件でのMAAP 解析結果とNUREG-1465 との比較を行い、事象進展に大きな差がないことから NUREG-1465 の適用性を説明。 ・その後、MAAP 結果を NUREG-1465 により補正する手法を記載。 <p>【泊 要約】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・まず、NUREG-1465 位置付けを説明し、本評価シーケンスへの適用性について記載。 ・次にMAAP 解析結果と NUREG-1465 との比較を行い、事象進展に大きな差がないことから NUREG-1465 の適用性を説明。 ・さらに、高燃焼度燃料及びMOX 燃料への適用性を記載。
Plant	Sequence	Description																																																																																																																													
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																													
	TMLB'	LOOP, no PCS and no APWS																																																																																																																													
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																													
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																													
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																													
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 APWS—DCH fails containment																																																																																																																													
Oconee 3	TMLB'	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																																																																																																																													
	3HF3	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 APW 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																																																																																																																													
Plant	Sequence	Description																																																																																																																													
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																													
	TMLB'	LOOP, no PCS and no APWS																																																																																																																													
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																													
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																													
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																													
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 APWS—DCH fails containment																																																																																																																													
Oconee 3	TMLB'	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																																																																																																																													
	3HF3	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 APW 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																																																																																																																													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																						
<p>表2-3-3 の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大破断LOCA+HPCS 失敗+低圧ECCS 失敗+全交流動力電源喪失するシナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。</p> <p>MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元であるEPRI からも、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及びMo) の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。 Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりもMAAP コードの方が放出量を多く評価する。 <p>なお、高揮発性核種（セシウムやヨウ素）については、炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けないものと考えられる。</p> <p>以上のことから、大破断LOCA+HPCS 失敗+低圧ECCS 失敗+全交流動力電源喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単にMAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。</p> <p>そこで、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は、MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されているNUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。</p> <p>なお、事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS 失敗+低圧ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP 解析事象進展（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）とNUREG-1465 の想定と比較は表2-3-1 のとおりであり、NUREG-1465 の想定とMAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価においてNUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。</p> <p>NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表2-3-6 に示す。</p>	<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>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 スプレイ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。</p> <p>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）</p> <table border="1" data-bbox="973 556 1721 850"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (Hours)</td> <td>0.5</td> <td>1.3</td> <td>2.0</td> <td>10.0</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases**</td> <td>0.05</td> <td>0.95</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05</td> <td>0.35</td> <td>0.25</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.35</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0</td> <td>0.02</td> <td>0.1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>0</td> <td>0.0025</td> <td>0.0025</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>0</td> <td>0.0005</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>0</td> <td>0.0002</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 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.</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>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。</p> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="949 1365 1685 1543"> <thead> <tr> <th></th> <th>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</th> <th>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</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP 解析結果</td> <td>0～約19分</td> <td>約19分～約1.5時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p>		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		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	<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>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 注入および格納容器スプレイ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。</p> <p>第2表 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）</p> <table border="1" data-bbox="1810 577 2522 808"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (Hours)</td> <td>0.5</td> <td>1.3</td> <td>2.0</td> <td>10.0</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases**</td> <td>0.05</td> <td>0.95</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05</td> <td>0.35</td> <td>0.25</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.35</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0</td> <td>0.02</td> <td>0.1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>0</td> <td>0.0025</td> <td>0.0025</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>0</td> <td>0.0005</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>0</td> <td>0.0002</td> <td>0.005</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 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.</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>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 を用いた大飯3号炉及び4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。</p> <p>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の比較</p> <table border="1" data-bbox="1786 1354 2576 1554"> <thead> <tr> <th></th> <th>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</th> <th>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</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>0～約21分</td> <td>約21分～約1.4時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心溶融開始および原子炉容器損傷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。</p>		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		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	0～約21分	約21分～約1.4時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	<p>・加えて、被ばく評価結果から MAAP に対する NUREG-1465 の保守性を記載。</p> <p>【大飯】 ・大飯と比較するとほぼ同等の資料構成となっている。</p>
	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																																																																																																																					
	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																																																																																																																							
	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																																																																																																																					
	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	0～約21分	約21分～約1.4時間																																																																																																																							
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																																																							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由									
<p>表2-3-1 MAAP解析事象進展とNUREG-1465の想定と比較</p> <table border="1" data-bbox="142 268 896 424"> <tr> <td></td> <td>燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップからの放射性物質が放出される期間</td> <td>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器を破損するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>MAAP</td> <td>約5分～約30分^{※1}</td> <td>約30分～約3.0時間^{※2}</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>～30分</td> <td>30分～2時間</td> </tr> </table> <p>※1 炉心損傷開始（燃料被覆管温度1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度2500K） ※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間</p> <p>各MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価方法は以下に示すとおり。</p> <p>1. 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ</p> <p>希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合ともにMAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。</p> <p>なお、Cs の放出割合はCsI グループとCsOH グループの放出割合※1※2 及びI 元素とCs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する。</p> $F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I / M_{Cs} \times W_{Cs} / W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$ <p> $F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合 $F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合 $F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合 M_I : 停止直後の I 元素の炉内内蔵重量 M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉内内蔵重量 W_I : I の原子量 W_{Cs} : Cs の原子量 </p> <p>※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。 ※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。</p> <ol style="list-style-type: none"> ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。 ①の評価をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。 ②の結果をMAAP コードにインプットし、MAAP コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。 各化合物は表2-3-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。 		燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップからの放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器を破損するまでの期間	MAAP	約5分～約30分 ^{※1}	約30分～約3.0時間 ^{※2}	NUREG-1465	～30分	30分～2時間	<p>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。ここでは、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。</p> <p>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。</p> <div data-bbox="949 850 1736 961" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>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)</p> </div> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <div data-bbox="949 1722 1736 1774" style="font-size: small;"> <p>² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> </div>	<p>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。ここでは、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。</p> <p>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/NRC02-202 2 (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。</p> <div data-bbox="1795 850 2582 961" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>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)</p> </div> <p>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、炉心平均燃焼度50 GWd/tを対象としている。</p> <p>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 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1)。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。</p> <p>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ものと結論付けている。</p> <p>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62GWd/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。</p> <div data-bbox="1795 1722 2582 1774" style="font-size: small;"> <p>² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> </div>	
	燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップからの放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器を破損するまでの期間										
MAAP	約5分～約30分 ^{※1}	約30分～約3.0時間 ^{※2}										
NUREG-1465	～30分	30分～2時間										

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

表2-3-2 各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む)
希ガス	Xe, Kr	
CeI	CsI, RbI	
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂	
SrO	SrO	
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TcO ₂ , RhO ₂	
CsOH	CsOH, RbOH	
BaO	BaO	
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃ , ZrO ₂ , Nb ₂ O ₅ , Am ₂ O ₃ , Cm ₂ O ₃	
CoO ₂	CoO ₂ , NiO ₂ , PuO ₂	
Sb	Sb	
UO ₂	UO ₂	

※表中に示すTe₂の炉内内蔵量[kg]は、停止時に炉内に存在するTe元素の全量がTe₂の形態で存在する場合の値に相当する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについてはMAAP解析の結果得られた放出割合は採用せず、MAAP解析の結果から得られたCsの放出割合、希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用し放出割合を評価する。

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一※1とし、Csの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が、168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。表2-3-7及び表2-3-8にNUREG-1465で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

3.2 Release Fractions³³

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（SAND2011-0128³³）。

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55GWd/t、MOX燃料で45GWd/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75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/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61GWd/t、MOX燃料で53GWd/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62GWd/tの範囲内にある。このため、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。

³³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

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。（SAND2011-0128³³）

高燃焼度燃料の放出割合は、別紙1の第1-2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 (高燃焼燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)
希ガス類	1.0	1.0	0.97
よう素類	0.75	0.85	0.60
Cs類	0.75	0.75	0.31

※ 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。

大飯3,4号炉の燃料集合体（ウラン燃料）の最高燃焼度は、55GWd/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75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、大飯3,4号炉の燃料棒の最高燃焼度は61GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒の最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、大飯3,4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。

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p style="text-align: center;">$F_i(T) = F_{\text{ noble gas}}(T) \times \gamma_i / \gamma_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{h}) / F_{\text{ noble gas}}(168\text{h})$</p> <p>$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合 $F_{\text{ noble gas}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合 γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器内への放出割合 γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器内への放出割合</p> <p>※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外はほとんど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大气中に放出され得ると考えられる。</p> <p>格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。</p> <p>以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。</p> <p>(2) 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合 放出割合の経時的な振る舞いはCs と同一※2 とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168 時間経過時点においてNUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。</p> <p style="text-align: center;">$F_i(T) = F_{\text{Cs}}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{\text{Cs}}}$</p> <p>$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合 γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器内への放出割合 γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器内への放出割合</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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)</p> <p>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。</p>	<p>2. 各核種グループの内訳について NUREG-1465 の高燃焼度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。</p> <p>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。高燃焼度燃料に対する 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。</p> <p>(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0.5MeV 換算)</p> <p>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0.5MeV 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62%、Cs 類が約16%、その他が約22%となっており、γ線エネルギー0.5MeV 換算は希ガス類が約92%、ハロゲン（よう素類）が約6%、Cs 類が約2%、その他が約1%となっている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

※2 中・低揮発性の核種グループは原子炉格納容器内で粒子状物質として振舞い、沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また、事故発生後、原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

本評価では、中・低揮発性の核種グループ同様、原子炉格納容器内で粒子状物質として除去されるCsを代表として参照し、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を、「各時刻におけるCsの漏えい割合」に比例するものとした。

表2-3-3 MAMP解析による放出割合の評価結果

(炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 (事故発生から168時間後時点)
希ガス	約 9.6×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 4.5×10^{-7}
SrO	約 4.7×10^{-9}
MoO ₂	約 1.1×10^{-9}
CsOH	約 1.2×10^{-6}
BaO	約 2.5×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 4.2×10^{-7}
CeO ₂	約 4.2×10^{-7}
Sb	約 2.5×10^{-9}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs ²⁰¹	約 1.2×10^{-6}

※1 CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価（評価式は参考1を参照）

表2-3-4 TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

核種	(単位：%)								
	軽揮発性			中揮発性			重揮発性		
	¹³⁴ Ce	¹³⁷ Ba	¹³⁷ La	⁹⁰ Sr	¹³⁴ Ru	¹³⁷ Sr	¹³⁴ Cs	¹³⁷ I	¹³⁷ Te
原子炉建屋									
原子炉格納容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
凝縮水、気相ダンプ液	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47) ¹	54
補修漏液	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	123	110	93	94	119	95	57	85

¹ 広範囲の1週間測定値と多量のデブリ(おもに凝縮水沈着物)のため、ここでの保持量はがインベントリーで大きく上回る分析結果となります。したがって、ここに示された1のインベントリーはCsと同等であると考える。

出典：TMI-2号機の調査研究成果（渡会信祐、井上康、野田藤夫 日本原子力学会誌 Vol.32, No.4(1990)）

泊発電所3号炉

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 (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0.5MeV換算)

核種グループ	放出放射能 (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

大飯発電所3/4号炉

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 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)
Xe類	約0.0	0
I類	約 7.7×10^{13}	62
Cs類	約 1.9×10^{13}	16
Te類	約 4.2×10^{12}	3
Ba類	約 7.7×10^{12}	6
Ru類	約 4.9×10^{11}	<1
Ce類	約 9.4×10^{12}	8
La類	約 5.7×10^{12}	5
合計	約 1.2×10^{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

(注3) 大飯発電所3号炉又は4号炉の1基あたりの放出放射能

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0.5MeV換算)

核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)
Xe類	約 1.0×10^{16}	92
I類	約 6.1×10^{14}	6
Cs類	約 1.7×10^{14}	2
Te類	約 2.9×10^{13}	<1
Ba類	約 2.0×10^{13}	<1
Ru類	約 8.6×10^{11}	<1
Ce類	約 1.3×10^{12}	<1
La類	約 3.7×10^{12}	<1
合計	約 1.1×10^{16}	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

(注3) 大飯発電所3号炉又は4号炉の1基あたりの放出放射能

差異理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表 2-3-5 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

核種	1号炉		2号炉		3号炉		4号炉		5号炉		6号炉		7号炉	
	検出濃度	単位												
Cs-137	1.2E+01	Bq/kg												

出典：東京電力ホールディングス(株)HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表 2-3-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合

(炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 (事故発生から168時間後時点)
希ガス	約 9.6 × 10 ⁻¹
CsI	約 1.3 × 10 ⁻⁶
TeO ₂	約 2.4 × 10 ⁻⁷
SrO	約 9.5 × 10 ⁻⁸
MoO ₂	約 1.2 × 10 ⁻⁸
CsOH	約 1.2 × 10 ⁻⁶
BaO	約 9.5 × 10 ⁻⁸
La ₂ O ₃	約 9.5 × 10 ⁻¹⁰
CoO ₂	約 2.4 × 10 ⁻⁹
Sb	約 2.4 × 10 ⁻⁷
Te ₂	0 ⁹²
UO ₂	0 ⁹²
Cs ²⁺	約 1.2 × 10 ⁻⁶

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は参考1を参照）

※2 本評価において「Te₂グループ」及び「UO₂グループ」の放出割合のMAAP解析結果はゼロであるため、NUREG-1465の知見を用いた補正の対象外とした。

泊発電所3号炉

(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。

大飯発電所3/4号炉

(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64%、ハロゲン（よう素類）が約26%、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 2.9 × 10 ²	64
I類	約 1.2 × 10 ²	26
Cs類	約 2.1 × 10 ¹	5
Te類	約 8.5 × 10 ⁰	2
Ba類	約 6.6 × 10 ⁰	1
Ru類	約 2.6 × 10 ⁻¹	<1
Ce類	約 5.6 × 10 ⁻¹	<1
La類	約 7.5 × 10 ⁰	2
合計	約 4.5 × 10 ²	100

(注1) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注2) 大飯発電所3号炉の1基あたりの7日間積算線量

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。

差異理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表 2-3-7 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器内への放出割合 ^{※1}
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照（NUREG-1465 では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。）

表 2-3-8 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sn, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pa, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
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.

59-9-添 2-3-10

泊発電所3号炉

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) **		
	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**

*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。

大飯発電所3/4号炉

第7表 (1/2) 中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価
 （大飯3号炉）（マスク着用ありの結果）

被ばく経路	7日間の成人実効線量 (mSv) **		
	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 4.0×10 ²	—	約 4.0×10 ²
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.0×10 ²	—	約 4.0×10 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 1.9×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 3.0×10 ⁰
小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 3.1×10 ⁰
入退域時			
④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁰	—	約 2.7×10 ⁰
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	約 7.3×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁰
小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁰	約 7.3×10 ⁻²	約 4.1×10 ⁰
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 1.2	約 7.2**

*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

第7表 (2/2) 中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価
 （大飯4号炉）（マスク着用ありの結果）

被ばく経路	7日間の成人実効線量 (mSv) **		
	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 4.0×10 ²	—	約 4.0×10 ²
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.2×10 ⁰	—	約 3.2×10 ⁰
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 1.5×10 ⁰	約 8.7×10 ⁻¹	約 2.3×10 ⁰
小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 8.7×10 ⁻¹	約 2.4×10 ⁰
入退域時			
④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10 ⁰	—	約 1.2×10 ⁰
⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10 ⁻¹	約 3.8×10 ⁻²	約 7.6×10 ⁻¹
小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁰	約 3.8×10 ⁻²	約 1.9×10 ⁰
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 0.9	約 4.3**

*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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																						
<p>参考1</p> <p>セシウムの放出割合の評価方法</p> <p>1. セシウムの放出割合</p> <p>(1) CsIの形態で存在しているセシウム</p> <p>全よう素がCsIの形態で存在するものとして整理する。CsIの形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。</p> $\text{CsIの初期重量[kg]} = M_I + M_I/W_I \times W_{Cs}$ $\text{CsI初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs}$ <p>セシウム元素初期重量[kg] : M_{Cs} よう素元素初期重量[kg] : M_I セシウム原子量[-] : W_{Cs} よう素原子量[-] : W_I</p> <p>(2) CsOHの形態で存在しているセシウム</p> <p>全セシウムがCsIとCsOHの形態で存在するものとして整理する。CsOHの形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。</p> $\text{CsOH初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_{Cs} - \text{CsI初期重量中のセシウム重量[kg]}$ $= M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}$ <p>(3) セシウムの放出量</p> <p>MAAP解析によりCsIとCsOHの原子炉格納容器外への放出割合を評価</p> $\text{セシウムの放出重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$ <p>X : CsI放出割合 (MAAP解析により得られる) Y : CsOH放出割合 (MAAP解析により得られる)</p> <p>(4) セシウムの放出割合</p> <p>1. (3)で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価</p> $\text{セシウムの放出割合} = \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量}$ $= M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y$ $= Y + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I (X - Y)$ <p>59-9-添2-3-11</p>	<p>(1) 外気から取り込まれた放射性物質による被ばく</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>b. 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて</p> <p>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。</p> <p>c. 原子炉格納容器からの放出割合の比較について</p> <p>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。</p> <p>第8表 原子炉格納容器からの放出割合の比較*1</p> <table border="1" data-bbox="943 1291 1748 1654"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP解析*2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 1.1×10^{-2}</td> <td>約 9.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 3.6×10^{-4}</td> <td>約 3.0×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 2.0×10^{-4}</td> <td>約 1.9×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 8.0×10^{-5}</td> <td>約 1.5×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 3.2×10^{-5}</td> <td>約 6.9×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 1.3×10^{-6}</td> <td>約 1.3×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 1.4×10^{-6}</td> <td>約 4.7×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 1.4×10^{-6}</td> <td>約 7.4×10^{-9}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*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。</p>	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}	<p>(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</p> <p>中央制御室内での被ばくに対して、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。</p> <p>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</p> <p>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、本文資料「大飯3号炉及び4号炉原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」にて示すとおりである。</p> <p>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放出される。</p> <p>b. 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて</p> <p>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。</p> <p>c. 原子炉格納容器からの放出割合の比較について</p> <p>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。</p> <p>第8表 原子炉格納容器内からの放出割合の比較*1</p> <table border="1" data-bbox="1783 1308 2588 1619"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP解析*2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 1.1×10^{-2}</td> <td>約 8.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 3.6×10^{-4}</td> <td>約 2.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 2.2×10^{-4}</td> <td>約 1.8×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 8.9×10^{-5}</td> <td>約 1.5×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 3.5×10^{-5}</td> <td>約 6.0×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 1.6×10^{-6}</td> <td>約 6.9×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> <td>約 8.7×10^{-9}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 表における割合の数値は、詳細値を四捨五入し2桁に丸めた値 *2 Cs類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。</p>	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 8.9×10^{-3}	よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 2.8×10^{-4}	Cs類	約 2.2×10^{-4}	約 1.8×10^{-5}	Te類	約 8.9×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	Ba類	約 3.5×10^{-5}	約 6.0×10^{-7}	Ru類	約 1.5×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}	Ce類	約 1.6×10^{-6}	約 6.9×10^{-8}	La類	約 1.5×10^{-6}	約 8.7×10^{-9}	
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}																																																							
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 8.9×10^{-3}																																																							
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 2.8×10^{-4}																																																							
Cs類	約 2.2×10^{-4}	約 1.8×10^{-5}																																																							
Te類	約 8.9×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}																																																							
Ba類	約 3.5×10^{-5}	約 6.0×10^{-7}																																																							
Ru類	約 1.5×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}																																																							
Ce類	約 1.6×10^{-6}	約 6.9×10^{-8}																																																							
La類	約 1.5×10^{-6}	約 8.7×10^{-9}																																																							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>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。</p> <p>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</p> <p>MAAPコードによる評価のCV外への放出割合 (②/①) < 今回の評価のCV外への放出割合 (③/①)</p>	<p>第8表より、原子炉格納容器からの放出割合については、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。</p> <p>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</p> <p>MAAPコードによる評価のCV外への放出割合 (②/①) < 今回の評価のCV外への放出割合 (③/①)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由												
	<p>(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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">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</p> <table border="1" data-bbox="943 1255 1745 1339"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP 解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td> <td>約 3.1×10^{24}</td> <td>約 2.5×10^{24}</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	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}	<p>(2) 建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">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</p> <table border="1" data-bbox="1786 1255 2588 1327"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP 解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td> <td>約 4.0×10^{24}</td> <td>約 3.2×10^{24}</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>(3) 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 「(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」に同じ。</p> <p>(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。</p>	項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析	線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{24}	約 3.2×10^{24}	
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}													
項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析													
線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{24}	約 3.2×10^{24}													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

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)¹

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.5)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.61; 0.61; 0.61; 0.61; 1.0TR (0.53)	0.3 (0)	4 (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 (0.15)	0.1 (0.1)
Tellurium group	4.005 (0)	0.14; 0.36; 0.31; 0.35; 0.7TR (0.65)	0.40 (0.25)	0.20 (0.045)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 1.7TR ⁴	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.4025; 0.0425; 0.01; 0.01; 0.42TR	0.025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.14; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.32TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 4.001; 0.002; 0.007TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.32TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (see 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, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	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
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

¹Note 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 29 GWd/t.

²The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.11).
³TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.
⁴NE = No entry, the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
⁵Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCOORS and BPAV (ORNL) experiments cited show a 10% 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.
⁶Three 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)	0.5; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ²	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.5)	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; 0.03; 0.55 TR ³ (0.05)	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; 0.2; 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 (0.25)	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 ⁴ ; 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)	(0.0015)	(0.0015)	(0)
Mn, 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; 0.01	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)

¹The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.11).
²TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel releases.
³NE = No entry, the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
⁴The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU insertion.

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)¹

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.5)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.61; 0.61; 0.61; 0.61; 1.0TR (0.53)	0.3 (0)	4 (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	4.005 (0)	0.14; 0.36; 0.36; 0.35; 0.7TR (0.65)	0.40 (0.25)	0.20 (0.045)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ⁴	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.4025; 0.0425; 0.01; 0.01; 0.42TR	0.025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.14; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.32TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 4.001; 0.002; 0.007TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.32TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (see 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, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	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
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

¹Note 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 19 GWd/t.

²The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.11).
³TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.
⁴NE = No entry, the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
⁵Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCOORS and BPAV (ORNL) experiments cited show a 10% 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.
⁶Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

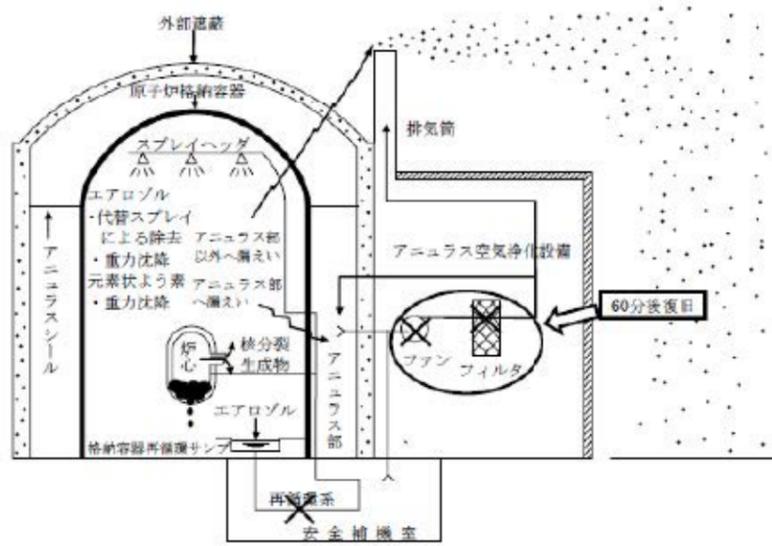
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																																																																																				
	<p>第1-3表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>0.22 (0.5)</td> <td>4.5 (1.5)</td> <td>4.8 (2.0)</td> <td>143 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.017 (0.05)</td> <td>0.34 (0.35)</td> <td>0.011 (0)</td> <td>0.003 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.37 (0.35)</td> <td>0.011 (0.25)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.003 (0.05)</td> <td>0.23 (0.25)</td> <td>0.32 (0.35)</td> <td>0.36 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.006 (0)</td> <td>0.004 (0.02)</td> <td>0.003 (0.10)</td> <td>- (-)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.004 (0)</td> <td>0.39 (0.05)</td> <td>0.003 (0.25)</td> <td>0.19 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.98 (0.0025)</td> <td>0.31 (0.0025)</td> <td>0.33 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>[0.0025]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁴ (2x10⁻⁴)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁴ (5x10⁻⁴)</td> <td>2.4x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第1-4表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）</p> <p>Table 13. 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).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>0.36 (0.50)</td> <td>4.4 (1.3)</td> <td>6.5 (2.0)</td> <td>16 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.88 (0.95)</td> <td>0.05 (0)</td> <td>0.026 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.48 (0.35)</td> <td>0.06 (0.25)</td> <td>0.055 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.014 (0.050)</td> <td>0.44 (0.25)</td> <td>0.07 (0.35)</td> <td>0.026 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>-</td> <td>0.0015 (0.020)</td> <td>0.008 (0.1)</td> <td>9x10⁻⁴ (0)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.014 (0)</td> <td>0.48 (0.05)</td> <td>0.04 (0.25)</td> <td>0.055 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.27 (0.0025)</td> <td>[0.0025]</td> <td>0.024 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.005 (0.0025)</td> <td>[0.0025]</td> <td>3 x10⁻⁴ (0)</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.1 x10⁻⁴ (0.0002)</td> <td>3 x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.0 x10⁻⁴ (0.0005)</td> <td>5 x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release		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)	0.34 (0.35)	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)	0.32 (0.35)	0.36 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.39 (0.05)	0.003 (0.25)	0.19 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.98 (0.0025)	0.31 (0.0025)	0.33 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (2x10 ⁻⁴)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-	Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release		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)	0.88 (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)	0.026 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10 ⁻⁴ (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 ⁻⁴ (0.0002)	3 x10 ⁻⁴ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10 ⁻⁴ (0.0005)	5 x10 ⁻⁴ (0.005)	-	<p>第1-2表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>0.22 (0.5)</td> <td>4.5 (1.5)</td> <td>4.8 (2.0)</td> <td>143 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.017 (0.05)</td> <td>0.34 (0.35)</td> <td>0.011 (0)</td> <td>0.003 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.37 (0.35)</td> <td>0.011 (0.25)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.003 (0.05)</td> <td>0.23 (0.25)</td> <td>0.32 (0.35)</td> <td>0.36 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.006 (0)</td> <td>0.004 (0.02)</td> <td>0.003 (0.10)</td> <td>- (-)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.004 (0)</td> <td>0.39 (0.05)</td> <td>0.003 (0.25)</td> <td>0.19 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.98 (0.0025)</td> <td>0.31 (0.0025)</td> <td>0.33 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>[0.0025]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁴ (2x10⁻⁴)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁴ (5x10⁻⁴)</td> <td>2.4x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release		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)	0.34 (0.35)	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)	0.32 (0.35)	0.36 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.39 (0.05)	0.003 (0.25)	0.19 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.98 (0.0025)	0.31 (0.0025)	0.33 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (2x10 ⁻⁴)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-	
Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																																																																																			
	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)	0.34 (0.35)	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)	0.32 (0.35)	0.36 (0.10)																																																																																																																																																																																			
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)																																																																																																																																																																																			
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.39 (0.05)	0.003 (0.25)	0.19 (0.005)																																																																																																																																																																																			
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.98 (0.0025)	0.31 (0.0025)	0.33 (0)																																																																																																																																																																																			
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-																																																																																																																																																																																			
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (2x10 ⁻⁴)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-																																																																																																																																																																																			
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																																																																																			
Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																																																																																			
	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)	0.88 (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)	0.026 (0.10)																																																																																																																																																																																			
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10 ⁻⁴ (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 ⁻⁴ (0.0002)	3 x10 ⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																																																																																			
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10 ⁻⁴ (0.0005)	5 x10 ⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																																																																																			
Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																																																																																			
	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)	0.34 (0.35)	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)	0.32 (0.35)	0.36 (0.10)																																																																																																																																																																																			
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)																																																																																																																																																																																			
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.39 (0.05)	0.003 (0.25)	0.19 (0.005)																																																																																																																																																																																			
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.98 (0.0025)	0.31 (0.0025)	0.33 (0)																																																																																																																																																																																			
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-																																																																																																																																																																																			
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (2x10 ⁻⁴)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-																																																																																																																																																																																			
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁴ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																																																																																			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2-4 放射性物質の大気放出過程について</p> <p>原子炉格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質は、原子炉格納容器フィルタベント系を経由し大気中に放出される。</p> <p>また、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋原子炉棟から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を経由して、又は直接大気中に放出される。</p> <p>大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式※1を以下に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図2-4-1から図2-4-4に示し、大気中への放出トレンドを図2-4-5から図2-4-7に示す。</p> <p>※1 各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。</p> <p>1. 原子炉格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質</p> $q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow PCVS}(t) \times \frac{1}{DF}$ <p>$q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合 [1/s] $q_{PCV \rightarrow PCVS}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの流入割合 [1/s] （原子炉格納容器からサブプレッションチェンバの排気ライン） DF：原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数 [-]※1</p> <p>※1 除去係数は添付資料 2-2-1 を参照</p> <p>2. 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質 ① 事故発生から原子炉建屋原子炉棟の負圧達成まで（事故発生70分後※1まで）</p> $q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow R/B}(t) \quad (t < T_1)^{\text{※2}}$ <p>$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉建屋原子炉棟からの大気中への放出割合 [1/s] $q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合 [1/s] T_1：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間（事故発生70分後） [s]</p> <p>※1 SGTS 起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋原子炉棟の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 2-2-6 を参照） ※2 この期間では原子炉建屋原子炉棟の負圧が達成されていないことから、放射性物質は原子炉建屋原子炉棟から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては、原子炉建屋原子炉棟の換気率を保守的に無限大 [回/日] とした。</p>	<p>資料1-2-12</p> <p>大気中への放出放射エネルギーの推移グラフについて</p> <p>1. 大気中への放出放射エネルギー評価の概略について</p> <p>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。</p>  <p>第1図 評価イメージ</p> <p>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、炉心熔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、アニユ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。</p>		<p>記載内容の相違 記載位置の相違 ・PWRとBWRの設備の差異もあるため直接の比較はできないが、大気中への放出放射エネルギーをグラフで示している資料1-2-12を記載した。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>②原子炉建屋原子炉棟負圧達成後 （事故発生70分後から168時間後（評価期間（7日間）中でSGTSは停止しないことを想定）</p> $q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (t < T_1) \text{ ※1}$ $\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$ $Q_{R/B}(T_1) \text{ ※2} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$ <p> $q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉建屋原子炉棟から大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合[1/s] $Q_{R/B}(t)$：時刻 t における原子炉建屋原子炉棟内での存在割合[-] λ：原子炉建屋原子炉棟の換気率[1/s]（原子炉建屋原子炉棟の設計気密度を基に設定※） T_1：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間（事故発生70分後）[s] </p> <p>※1 この期間では原子炉建屋原子炉棟の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建屋原子炉棟から大気中に直接放出されず、SGTSを経由して大気中へ放出される。 ※2 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間（T_1）における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建屋原子炉棟内での存在割合は、保守的に時刻 T_1 までに原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋原子炉棟内に存在するものとして評価した。 ※3 原子炉建屋原子炉棟の換気率は、SGTSを用いる場合の原子炉建屋原子炉棟の設計換気率（0.5回/日）を採用している。</p>	<p>各種の炉心内蓄積量の算定</p> <p>NUREG-1465に基づく、炉心から原子炉格納容器に放出される割合の決定</p> <p>原子炉格納容器内での低減効果の算定</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内での重力沈降によるエアロゾルの自然沈着速度の算出 (NUPEC) $\lambda_a = V_a \frac{d_f}{V_g}$ <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の自然沈着速度の算出 (NUPEC) $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log \left(\frac{\rho_1}{\rho_0} \right)$ <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内のスプレイ領域での代替格納容器スプレイによるエアロゾル除去速度の算出 (SHP6.5.2) $\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_c D}$ <p>原子炉格納容器からの漏えい率の決定</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAP解析値に基づく漏えい率を包絡する値を設定(0.16%/日) <p>原子炉格納容器からの漏えい割合の算定</p> <p>アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率等を考慮した環境への放出量（7日間）の算出</p> <p>第2図 大気中への放出放射能算定の概略フロー</p> <p>第3図は、放出放射能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。</p> <p>第3図 放出放射能評価のクロノロジ</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

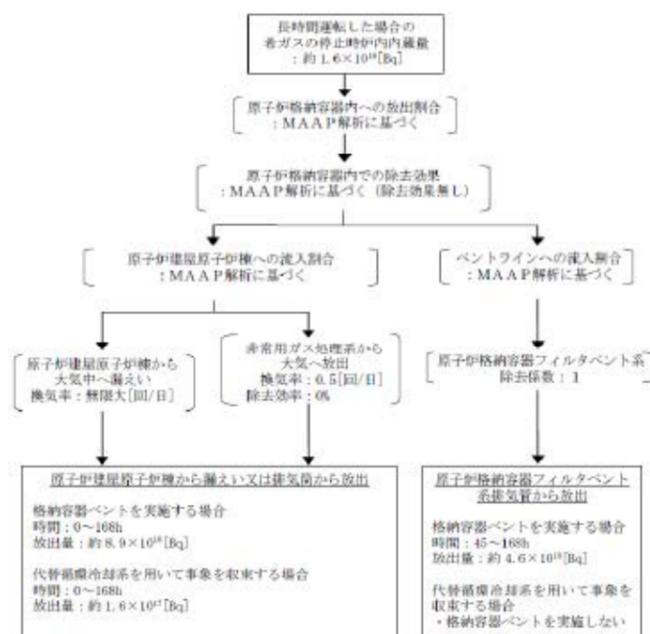


図2-4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

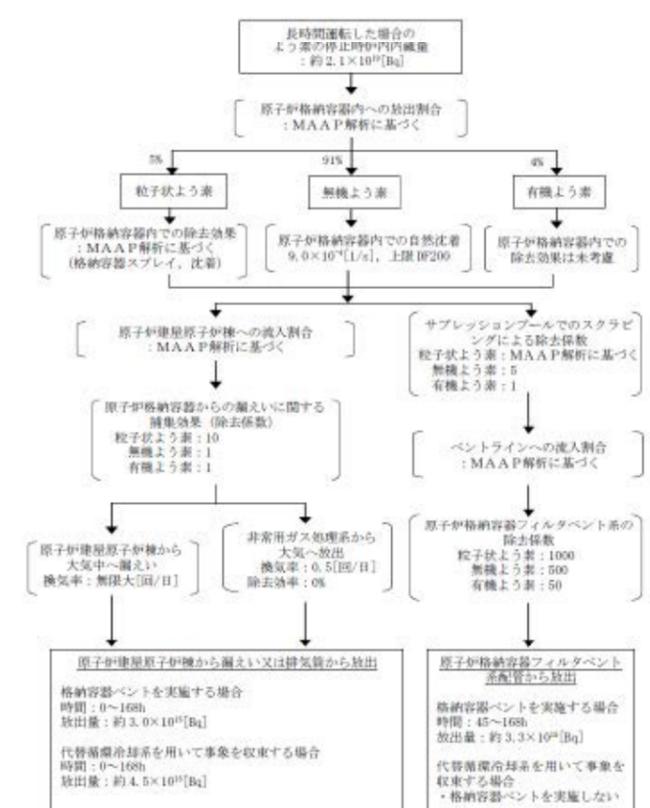
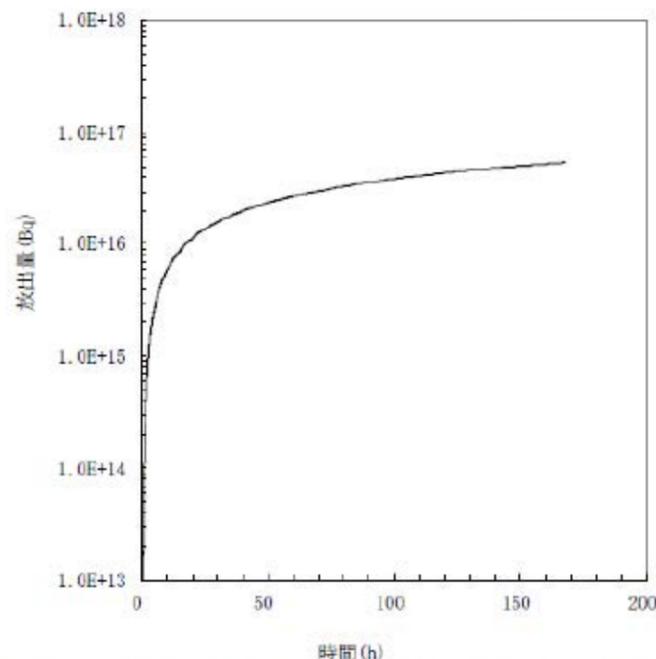


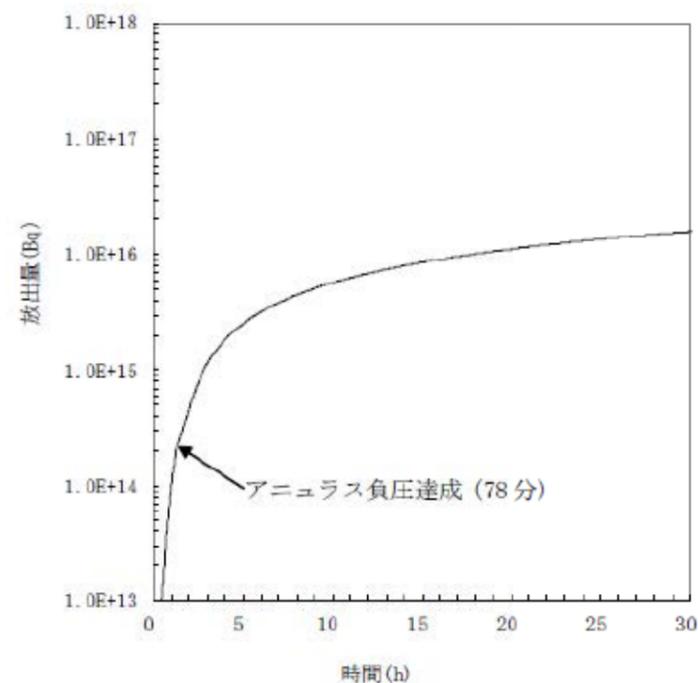
図2-4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

泊発電所3号炉

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)

大飯発電所3/4号炉

差異理由

記載方針の相違
 泊では、放射性物質の放出経路については資料1-2-2にて記載している。

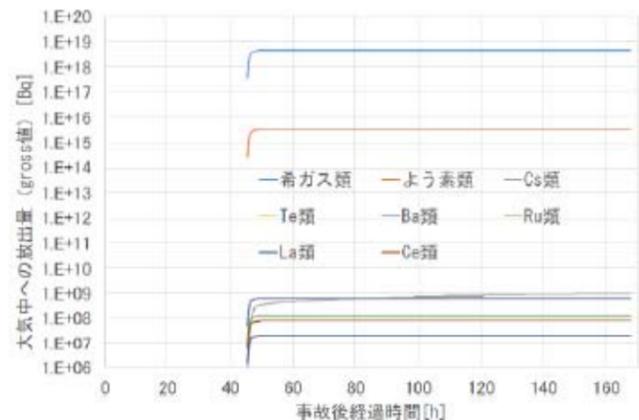
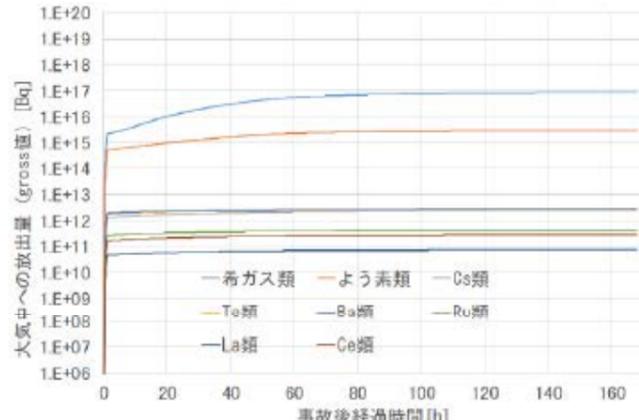
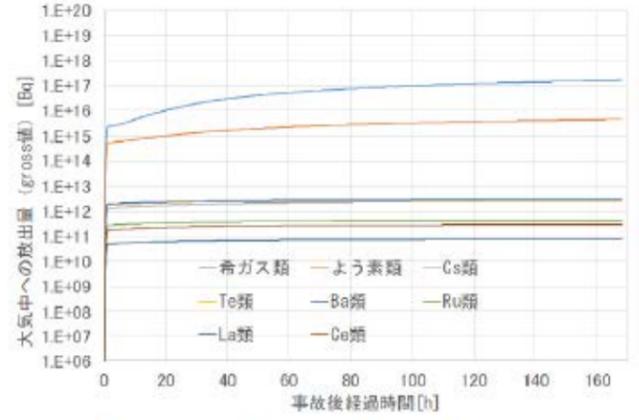
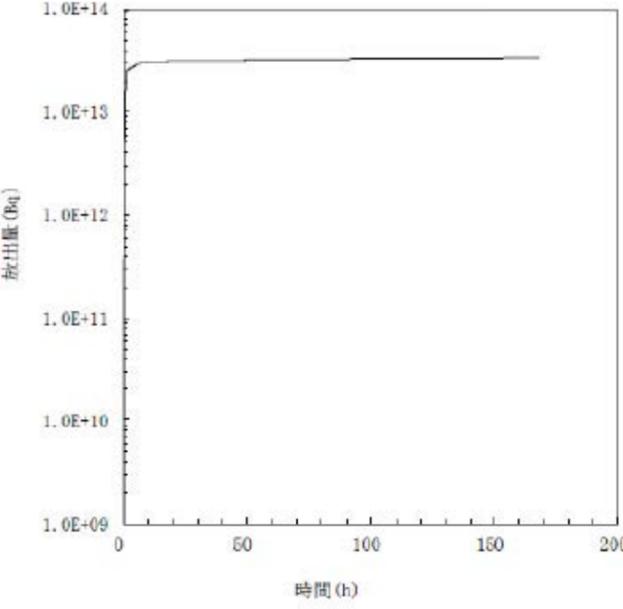
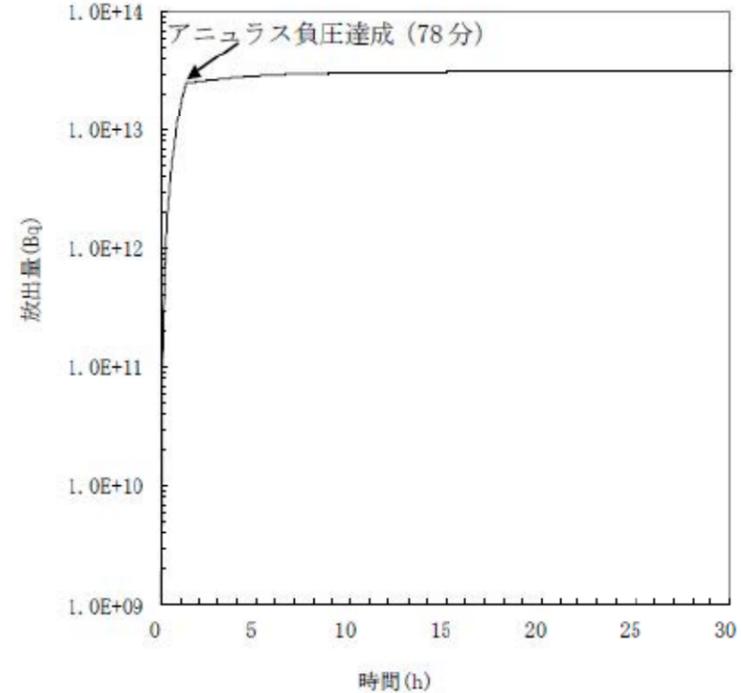
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>図 2-4-3 炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウムの大気放出過程</p>	<p>第5-1図 よう素積算放出放射能(GROSS値)の推移(7日間(168時間))</p>	<p>第5-2図 よう素積算放出放射能(GROSS値)の推移(30時間)</p>	
<p>図 2-4-4 炉心の著しい損傷が発生した場合のその他核種の大気放出過程</p>			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
 <p>図2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド</p>  <p>図2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋原子炉棟経由の放出トレンド</p>  <p>図2-4-7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の原子炉建屋原子炉棟経由の放出トレンド</p>	 <p>第6-1図 セシウム積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移(7日間(168時間))</p>  <p>第6-2図 セシウム積算放出放射エネルギー(Gross値)の推移(30時間)</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p style="text-align: right;">資料1-2-5</p> <p style="text-align: center;">よう素の化学形態の設定について</p> <p>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.1.195 “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。</p> <p>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））。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p style="text-align: center;">よう素の化学形態の設定について</p> <p>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.1.195 “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。</p> <p>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））。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>女川には比較対象の資料がないため、大飯と比較を実施する。 （本ページ相違なし。）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

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
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

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
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

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 %

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
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

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
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

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 %

は比較対象の資料がないため、大飯と比較を実施する。
 （本ページ相違なし。）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2-5 原子炉格納容器等への無機ヨウ素の沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内における無機ヨウ素の自然沈着率については、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）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。自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内における無機ヨウ素の濃度の時間変化は、無機ヨウ素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$ <p>$\rho(t)$: 時刻 t における原子炉格納容器内における無機ヨウ素の濃度 [$\mu\text{g}/\text{m}^3$] λ_d : 自然沈着率 [1/s]</p> <p>これを解くことで、自然沈着率は、時刻 t_0, t_1 での原子炉格納容器内における無機ヨウ素の濃度を用いて以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \log\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$ <p>NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” 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、時刻及び濃度を上式に代入することで無機ヨウ素の自然沈着率 $9.0 \times 10^{-4} [1/\text{s}]$ を算出している。</p> <p>これは事故初期のヨウ素の浮遊量が多く、格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の無機ヨウ素が1/200になるまでは無機ヨウ素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>CSE A6 実験等から、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質量の数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り、原子炉格納容器内の無機ヨウ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ことが分かっている。</p>	<p>資料1-2-6</p> <p>原子炉格納容器等への元素状ヨウ素の沈着効果について</p> <p>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ヨウ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。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状ヨウ素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状ヨウ素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>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、元素状ヨウ素の自然沈着速度 $9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$ を算出している。</p> <p>これは事故初期のヨウ素の浮遊量が多く、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ヨウ素濃度が1/200になるまでは元素状ヨウ素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状ヨウ素が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。</p> <p>原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数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ヨウ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。</p>	<p>原子炉格納容器等への元素状ヨウ素の沈着効果について</p> <p>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ヨウ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。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度を d とすると、原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状ヨウ素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状ヨウ素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>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。」それを上式に代入することで、元素状ヨウ素の自然沈着速度 $9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$ を算出している。</p> <p>これは事故初期のヨウ素の浮遊量が多く、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ヨウ素濃度が1/200になるまでは元素状ヨウ素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状ヨウ素が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。</p> <p>原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数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ヨウ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。</p>	<p>記載方針の相違 ・DF=200となる時刻について記載している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

そこで、原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては、自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率 ($9.0 \times 10^{-4} [1/s]$) を代表として適用し、また、自然沈着による上限DF (除去効率) を200 とした。

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における無機よう素濃度の時間変化を図2-5-1 に示す。

なお、CSE A6 実験における無機よう素の初期濃度は $1 \times 10^5 \mu g/m^3$ となっており、女川2号炉において原子炉格納容器気相部に放出される無機よう素の濃度も同じ 10^5 オーダーとなっている。

BNWL-1244

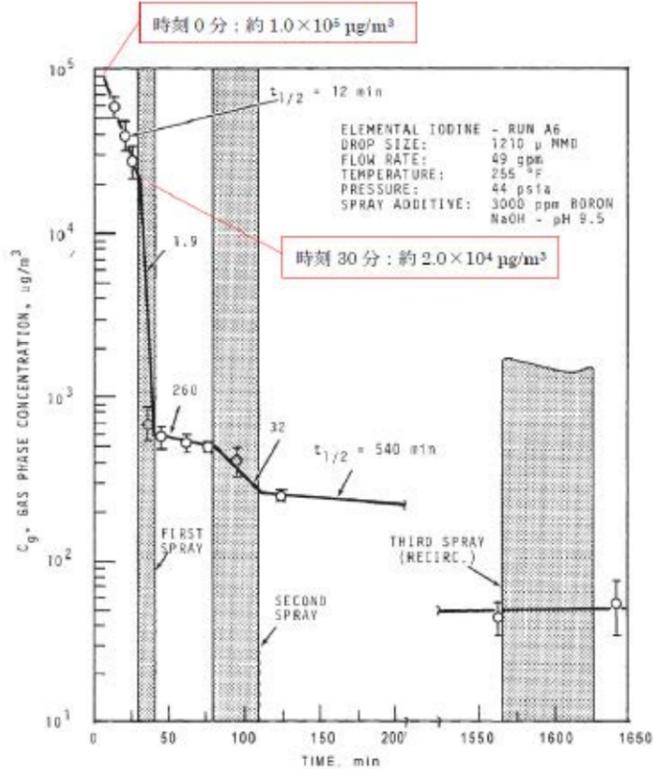


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図2-5-1 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

出典：BNWL-1244, "Removal of Iodine and PARTICLES from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

59-9-添2-5-2

泊発電所3号炉

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 $10^5 \mu g/m^3$ 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。

参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ (NaOH) が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。

BNWL-1244

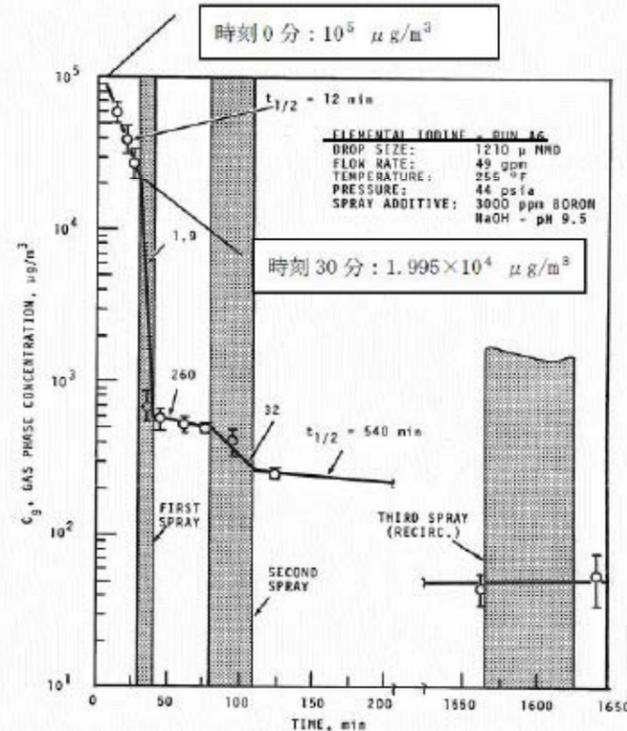


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

大飯発電所3/4号炉

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 $10^5 \mu g/m^3$ となっており、大飯3, 4号機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。

参考：

BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ (NaOH) が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。

BNWL-1244

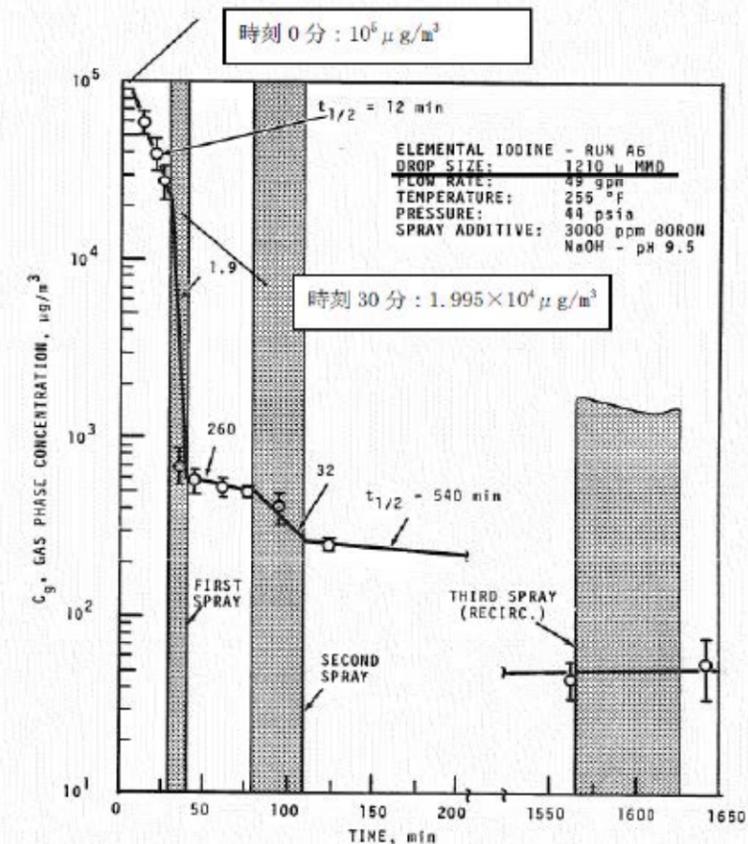


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

差異理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

CSE 実験 でスプレイを使用しないA-5 及びA-11 における無機よう素の原子炉格納容器気相部濃度の時間変化を図2 に示す。

初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については、A-6 の場合と大きな差は認められず、初期濃度より数100 分の1 以上低下した後、沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

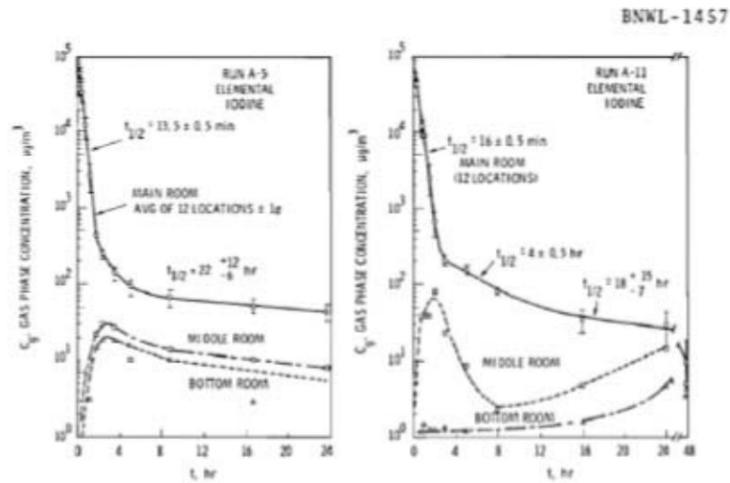


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

図2 CSE A-5 及び A-11 実験による無機よう素の原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

泊発電所3号炉

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、スプレイあり（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。

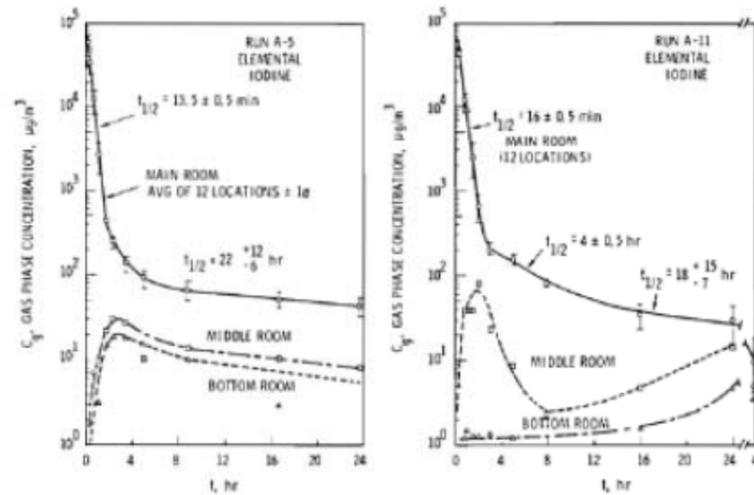


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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：スプレイが行われた後の値

大飯発電所3/4号炉

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、スプレイあり（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。

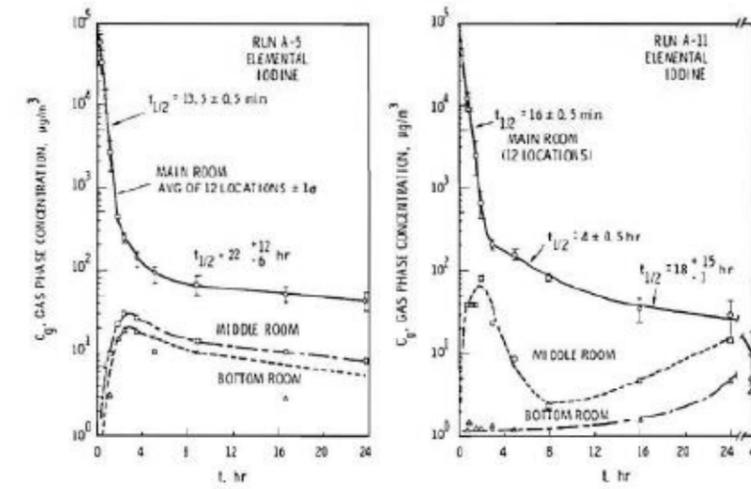


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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：スプレイが行われた後の値

差異理由

記載の方針の相違
 ・泊は等価半減期を表に記載

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																														
	<p>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。</p> <p style="text-align: center;">第3表 感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="943 451 1478 667"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td> <td>12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td> <td>同上</td> <td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第4表 感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="943 760 1478 865"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素の CV 外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td> <td>$3.6E-4$ (1.00) ※</td> <td>$3.7E-4$ (1.03) ※</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ カッコ内はベース条件に対する割合</p> <p>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、スプレイされることでスプレイ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。</p> <p>また、スプレイ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。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。</p>		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)		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) ※	<p>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格納容器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。</p> <p style="text-align: center;">第3表 感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1783 451 2318 667"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td> <td>12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td> <td>同上</td> <td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第4表 感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1783 760 2318 907"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素の格納容器外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td> <td>$3.6E-4$ (1.00) ※</td> <td>$3.7E-4$ (1.03) ※</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ カッコ内はベース条件に対する割合</p> <p>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。 格納容器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、スプレイされることでスプレイ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、スプレイ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 試験の格納容器内のよう素濃度は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。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格納容器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表に示す通り、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。</p>		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)		ベース条件	感度解析	よう素の格納容器外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※	<p>記載方針の相違 ・泊はより詳細に記載している。</p>
	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)																															
	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) ※																															
	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)																															
	ベース条件	感度解析																															
よう素の格納容器外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※																															

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																																																												
<p>CSE 実験における体系と女川2号炉の比表面積について表2に示す。CSE 実験と女川2号炉の比表面積は同程度となっており、CSE 実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。</p> <p>表2 CSE 実験と女川2号炉の比表面積の比較</p> <table border="1" data-bbox="172 919 825 1066"> <tr><th></th><th>CSE 実験体系</th><th>女川2号炉</th></tr> <tr><td>体積(m³)</td><td>約600</td><td>約13,000</td></tr> <tr><td>表面積(m²)</td><td>約570</td><td>約12,000</td></tr> <tr><td>比表面積(m⁻¹)</td><td>約0.96</td><td>約0.93</td></tr> </table>		CSE 実験体系	女川2号炉	体積(m ³)	約600	約13,000	表面積(m ²)	約570	約12,000	比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約0.93	<p>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</p> <table border="1" data-bbox="973 247 1745 424"> <tr><th>申請ケース</th><th>感度解析①</th><th>感度解析②</th></tr> <tr><td>等価半減期(初期)</td><td>12分</td><td>同左</td></tr> <tr><td>等価半減期(DF=200到達後)</td><td>同上</td><td>40時間^{*2}</td></tr> <tr><td>よう素のCV外への放出割合</td><td>約3.6E-04</td><td>約3.7E-04</td></tr> <tr><td>申請ケースに対する比</td><td>1.00</td><td>1.03</td></tr> </table> <p>※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</p> <p>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。</p> <p>第6表 CSE 試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較</p> <table border="1" data-bbox="973 907 1715 1075"> <tr><th></th><th>CSE 試験体系</th><th>泊発電所3号炉</th></tr> <tr><td>体積(m³)</td><td>約600</td><td>約65,500</td></tr> <tr><td>表面積(m²)</td><td>約570</td><td>約69,000</td></tr> <tr><td>比表面積(m⁻¹)</td><td>約0.96</td><td>約1.05</td></tr> </table> <p>(参考) CSE 試験体系</p> <p>TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments</p> <table border="1" data-bbox="994 1285 1706 1774"> <tr><td>Volume above deck including drywell</td><td>21 005 ft³</td><td>595 m³</td></tr> <tr><td>Surface area above deck including drywell</td><td>6 140 ft²</td><td>569 m²</td></tr> <tr><td>Surface area/volume</td><td>0.293/ft</td><td>0.958/m</td></tr> <tr><td>Cross-section area, main vessel</td><td>490 ft²</td><td>45.5 m²</td></tr> <tr><td>Cross-section area, drywell</td><td>95 ft²</td><td>8.8 m²</td></tr> <tr><td>Volume, middle room</td><td>2 089 ft³</td><td>59 m³</td></tr> <tr><td>Surface area, middle room</td><td>1 363 ft²</td><td>127 m²</td></tr> <tr><td>Volume, lower room</td><td>3 384 ft³</td><td>96 m³</td></tr> <tr><td>Surface area, lower room</td><td>2 057 ft²</td><td>191 m²</td></tr> <tr><td>Total volume of all rooms</td><td>26 477 ft³</td><td>751 m³</td></tr> <tr><td>Total surface area, all rooms</td><td>9 560 ft²</td><td>888 m²</td></tr> <tr><td>Drop fall height to deck</td><td>33.8 ft</td><td>10.3 m</td></tr> <tr><td>Drop fall height to drywell bottom</td><td>60.5 ft</td><td>18.4 m</td></tr> <tr><td>Surface coating</td><td colspan="2">All interior surfaces coated with phenolic paint^a</td></tr> <tr><td>Thermal insulation</td><td colspan="2">All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation^b</td></tr> </table> <p>^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carbolite Co., St. Louis, Missouri. ^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.</p>	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	等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{*2}	よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	申請ケースに対する比	1.00	1.03		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	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	60.5 ft	18.4 m	Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a		Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b		<p>第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素の格納容器外への放出割合</p> <table border="1" data-bbox="1783 247 2555 514"> <tr><th>申請ケース</th><th>感度解析①</th><th>感度解析②</th></tr> <tr><td>等価半減期(初期)</td><td>12分</td><td>同左</td></tr> <tr><td>等価半減期(DF=200到達後)</td><td>同上</td><td>40時間^{*2}</td></tr> <tr><td>よう素の格納容器外への放出割合</td><td>約3.6E-04</td><td>約3.7E-04</td></tr> <tr><td>申請ケースに対する比</td><td>1.00</td><td>1.03</td></tr> </table> <p>*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</p> <p>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 の試験体系と大飯3, 4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 の試験体系と大飯3, 4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大飯3, 4号炉に適用可能である。</p> <p>第6表 CSE 試験と大飯3, 4号炉の比表面積の比較</p> <table border="1" data-bbox="1825 907 2546 1054"> <tr><th></th><th>CSE 試験体系</th><th>大飯3, 4号炉</th></tr> <tr><td>体積(m³)</td><td>約600</td><td>約73,000</td></tr> <tr><td>表面積(m²)</td><td>約570</td><td>約74,000</td></tr> <tr><td>比表面積(m⁻¹)</td><td>約0.96</td><td>約1.01</td></tr> </table> <p>(参考) CSE 試験体系</p> <p>TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments</p> <table border="1" data-bbox="1825 1285 2546 1774"> <tr><td>Volume above deck including drywell</td><td>21 005 ft³</td><td>595 m³</td></tr> <tr><td>Surface area above deck including drywell</td><td>6 140 ft²</td><td>569 m²</td></tr> <tr><td>Surface area/volume</td><td>0.293/ft</td><td>0.958/m</td></tr> <tr><td>Cross-section area, main vessel</td><td>490 ft²</td><td>45.5 m²</td></tr> <tr><td>Cross-section area, drywell</td><td>95 ft²</td><td>8.8 m²</td></tr> <tr><td>Volume, middle room</td><td>2 089 ft³</td><td>59 m³</td></tr> <tr><td>Surface area, middle room</td><td>1 363 ft²</td><td>127 m²</td></tr> <tr><td>Volume, lower room</td><td>3 384 ft³</td><td>96 m³</td></tr> <tr><td>Surface area, lower room</td><td>2 057 ft²</td><td>191 m²</td></tr> <tr><td>Total volume of all rooms</td><td>26 477 ft³</td><td>751 m³</td></tr> <tr><td>Total surface area, all rooms</td><td>9 560 ft²</td><td>888 m²</td></tr> <tr><td>Drop fall height to deck</td><td>33.8 ft</td><td>10.3 m</td></tr> <tr><td>Drop fall height to drywell bottom</td><td>60.5 ft</td><td>18.4 m</td></tr> <tr><td>Surface coating</td><td colspan="2">All interior surfaces coated with phenolic paint^a</td></tr> <tr><td>Thermal insulation</td><td colspan="2">All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation^b</td></tr> </table> <p>^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carbolite Co., St. Louis, Missouri. ^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.</p>	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	等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{*2}	よう素の格納容器外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	申請ケースに対する比	1.00	1.03		CSE 試験体系	大飯3, 4号炉	体積(m ³)	約600	約73,000	表面積(m ²)	約570	約74,000	比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.01	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	60.5 ft	18.4 m	Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a		Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b		<p>記載方針の相違 ・泊は感度解析結果を記載</p> <p>個別解析による相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊は参考情報を記載</p>
	CSE 実験体系	女川2号炉																																																																																																																																																													
体積(m ³)	約600	約13,000																																																																																																																																																													
表面積(m ²)	約570	約12,000																																																																																																																																																													
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約0.93																																																																																																																																																													
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																																																																																																																																																													
等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{*2}																																																																																																																																																													
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04																																																																																																																																																													
申請ケースに対する比	1.00	1.03																																																																																																																																																													
	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																																																																																																																																																													
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	60.5 ft	18.4 m																																																																																																																																																													
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a																																																																																																																																																														
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b																																																																																																																																																														
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																																																																																																																																																													
等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{*2}																																																																																																																																																													
よう素の格納容器外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04																																																																																																																																																													
申請ケースに対する比	1.00	1.03																																																																																																																																																													
	CSE 試験体系	大飯3, 4号炉																																																																																																																																																													
体積(m ³)	約600	約73,000																																																																																																																																																													
表面積(m ²)	約570	約74,000																																																																																																																																																													
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.01																																																																																																																																																													
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	60.5 ft	18.4 m																																																																																																																																																													
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a																																																																																																																																																														
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b																																																																																																																																																														

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
	<p>参考：その他の知見(PHEBUS FP 試験)に対する考察について</p> <p>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。</p> <p>PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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</p>	<p>参考：その他の知見(PHEBUS FP 試験)に対する考察について</p> <p>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 23GWd/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。</p> <p>PHEBUS FP 試験装置の概念図を第 1 図に示す。</p> <p>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積したFP を下部サンプルに洗い出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。</p> <p>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 CSE 実験と同様の傾向である。</p> <p>以上から、より新しい知見である PHEBUS FP 試験が CSE 実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参照資料(1)、(2)で整理された PHEBUS FP 試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されている CSE 実験を評価上適用することとしている。</p> <p>(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</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は参考情報を記載</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

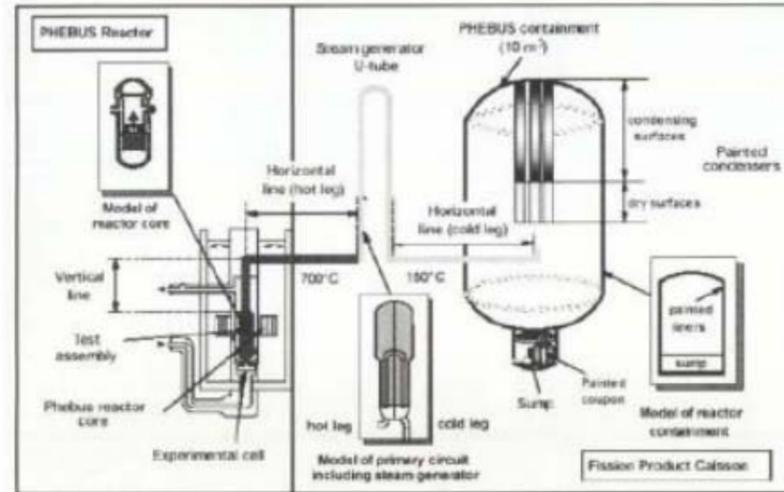
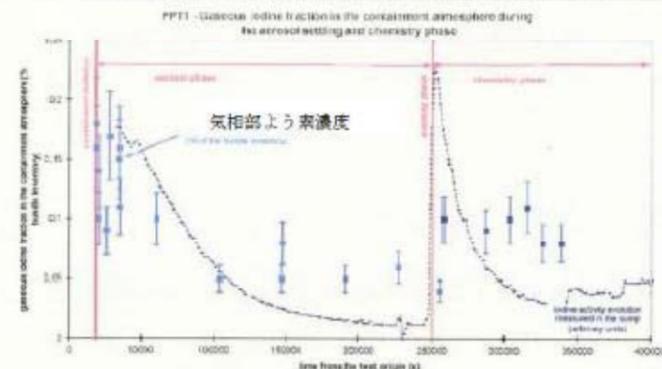


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

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、イ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64%のため)

第2図 PHEBUS FP 試験結果(2)

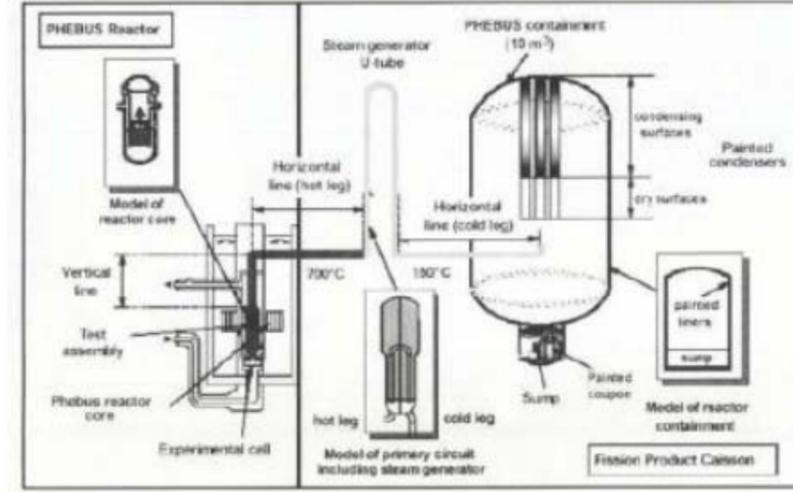
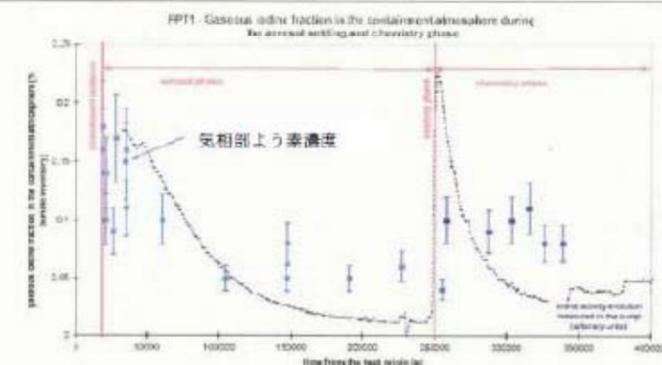


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

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、イ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64%のため)

第2図 PHEBUS FP 試験結果(2)

記載方針の相違
 ・泊は参考情報を記載

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																				
<p>2-6 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間70分（=非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）排風機起動60分+排風機起動から原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間10分）は、表2-6-1に示すとおり設定している。なお、排風機起動から負圧達成までの時間については、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい量、原子炉建屋原子炉棟外からのインリーク量を考慮して算出している（別紙参照）。</p> <p>表2-6-1 女川原子力発電所2号炉の原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間について</p> <table border="1" data-bbox="124 590 905 871"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>2号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">原子炉建屋原子炉棟自由空間体積</td> <td>115,000m³</td> </tr> <tr> <td colspan="2">SGTS排風機流量</td> <td>2,500m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間</td> <td>事故発生～SGTS排風機起動</td> <td>60分</td> </tr> <tr> <td>SGTS排風機起動～負圧達成</td> <td><約10分</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td><約70分</td> </tr> <tr> <td colspan="2">評価において使用する原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間</td> <td>70分</td> </tr> </tbody> </table>			2号炉	原子炉建屋原子炉棟自由空間体積		115,000m ³	SGTS排風機流量		2,500m ³ /h	原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間	事故発生～SGTS排風機起動	60分	SGTS排風機起動～負圧達成	<約10分			<約70分	評価において使用する原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間		70分			<p>型式による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はPWRであるためSGTSは設置していない。 <p><参考></p> <p>アニュラス負圧達成時間は78分と評価している。（資料1-2-1に記載）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はSBO+LUHSを想定し起動時間60分+負圧達成時間18分の計78分となっている。
		2号炉																					
原子炉建屋原子炉棟自由空間体積		115,000m ³																					
SGTS排風機流量		2,500m ³ /h																					
原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間	事故発生～SGTS排風機起動	60分																					
	SGTS排風機起動～負圧達成	<約10分																					
		<約70分																					
評価において使用する原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間		70分																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p style="text-align: right;">(別紙)</p> <p style="text-align: center;">原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間の算出について</p> <p>原子炉建屋原子炉棟をSGTS 排風機で排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。</p> <p>1. 評価モデル</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の圧力評価モデルを図1に示す。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟圧力は、SGTS 排風機による排気と、原子炉建屋原子炉棟のインリーク及び原子炉格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。</p> <div data-bbox="192 688 825 1117" data-label="Diagram"> </div> <p style="text-align: center;">図1 原子炉建屋原子炉棟の圧力評価モデル</p> <p>2. 評価式</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の圧力変化率は、気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。</p> $\frac{dp}{dt} = \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \dots (1)$ <p>したがって、原子炉建屋原子炉棟の圧力 (p(t)) は次式に従う。</p> $p(t+\Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left[\frac{p(t)}{RT} (-Q_{ex} + Q_{in}(t) + Q_{leak}(t)) \right] \dots (2)$ <p> Q_{ex} : SGTS排風機流量[m³/s] $Q_{in}(t)$: 原子炉建屋原子炉棟インリーク流量[m³/s] $Q_{leak}(t)$: 原子炉格納容器からの漏えい流量[m³/s] </p> <p>原子炉建屋原子炉棟インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建屋原子炉棟の圧力の差により流量が変化し、その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。</p> $Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(p_{atm} - p(t))}{\rho}} \dots (3)$ <p>A : 原子炉建屋原子炉棟等価漏えい面積[m²]</p>			<p>型式による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は PWR であるため SGTS は設置していない。

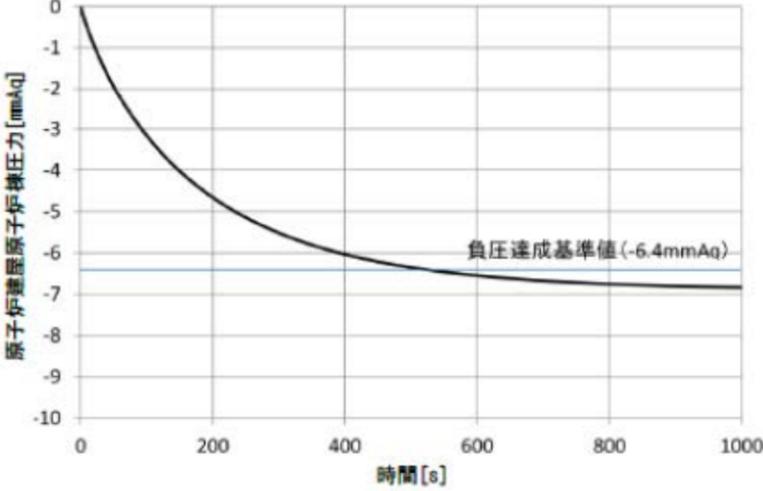
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																												
<p>原子炉建屋原子炉棟等価漏えい面積A は、原子炉建屋原子炉棟の設計気密度に基づき、式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい流量は、原子炉格納容器内のガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいし、体積膨張するものとして求める。すべての漏えいガスが凝縮せず、理想気体として存在すると仮定すると、その流量は次式のとおりとなる。</p> $Q_{FCV}(t) = V_{FCV} \times \frac{\gamma_{FCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{FCV}}{T_{FCV}} \times \frac{T}{P(t)} \quad \dots (4)$ <p>γ_{FCV}：原子炉格納容器設計漏えい率[%/日]</p> <p>したがって、式(2)～(4)より、原子炉建屋原子炉棟の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。</p> $P(t + \Delta t) - P(t) + \Delta t \frac{P(t)}{V} \left(-Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(P_{atm} - P(t))}{\rho}} + V_{FCV} \times \frac{\gamma_{FCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{FCV}}{T_{FCV}} \times \frac{T}{P(t)} \right)$ <p>3. 評価条件</p> <p>原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間の評価に用いる条件を表1に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAqとする。</p> <p>表1 原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間の評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>式中記号</th> <th>単位</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気圧</td> <td>P_{atm}</td> <td>Pa(abs) (kPa(abs))</td> <td>101,325 (101.325)</td> <td>標準大気圧</td> </tr> <tr> <td>大気密度</td> <td>ρ</td> <td>kg/m³</td> <td>1.127</td> <td>気温40℃の密度を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟圧力</td> <td>$P(t)$</td> <td>Pa(abs)</td> <td>-</td> <td>事故発生後、原子炉建屋原子炉棟圧力は大気圧まで降ると想定し、初期圧力には大気圧を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟容積</td> <td>V</td> <td>m³</td> <td>115,000</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟温度</td> <td>T</td> <td>K</td> <td>313.15</td> <td>40℃と仮定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟等価漏えい面積</td> <td>A</td> <td>m²</td> <td>0.003</td> <td>原子炉建屋原子炉棟の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出[※]</td> </tr> <tr> <td>SGTS排風機流量</td> <td>Q_{out}</td> <td>m³/s (m³/h)</td> <td>0.634 (2500)</td> <td>設計値（定格流量）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>P_{FCV}</td> <td>Pa(gage) (kPa(gage))</td> <td>384×10³ (384)</td> <td>原子炉格納容器最高使用圧力の0.9倍</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器容積</td> <td>V_{FCV}</td> <td>m³</td> <td>13,100</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>T_{FCV}</td> <td>K</td> <td>313.15</td> <td>保守的に原子炉建屋原子炉棟と同じ温度を仮定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器設計漏えい率</td> <td>γ_{FCV}</td> <td>%/日</td> <td>0.5</td> <td>原子炉格納容器最高使用圧力の0.9倍までの設計漏えい率</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 原子炉建屋原子炉棟の設計気密度は、「0.4mmAqの負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が1日につき内部空間容積の50%以下」である。ここでは、保守的に50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。</p>	項目	式中記号	単位	値	備考	大気圧	P_{atm}	Pa(abs) (kPa(abs))	101,325 (101.325)	標準大気圧	大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温40℃の密度を設定	原子炉建屋原子炉棟圧力	$P(t)$	Pa(abs)	-	事故発生後、原子炉建屋原子炉棟圧力は大気圧まで降ると想定し、初期圧力には大気圧を設定	原子炉建屋原子炉棟容積	V	m ³	115,000	設計値	原子炉建屋原子炉棟温度	T	K	313.15	40℃と仮定	原子炉建屋原子炉棟等価漏えい面積	A	m ²	0.003	原子炉建屋原子炉棟の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出 [※]	SGTS排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.634 (2500)	設計値（定格流量）	原子炉格納容器圧力	P_{FCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10 ³ (384)	原子炉格納容器最高使用圧力の0.9倍	原子炉格納容器容積	V_{FCV}	m ³	13,100	設計値	原子炉格納容器温度	T_{FCV}	K	313.15	保守的に原子炉建屋原子炉棟と同じ温度を仮定	原子炉格納容器設計漏えい率	γ_{FCV}	%/日	0.5	原子炉格納容器最高使用圧力の0.9倍までの設計漏えい率			<p>型式による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はPWRであるためSGTSは設置していない。
項目	式中記号	単位	値	備考																																																											
大気圧	P_{atm}	Pa(abs) (kPa(abs))	101,325 (101.325)	標準大気圧																																																											
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温40℃の密度を設定																																																											
原子炉建屋原子炉棟圧力	$P(t)$	Pa(abs)	-	事故発生後、原子炉建屋原子炉棟圧力は大気圧まで降ると想定し、初期圧力には大気圧を設定																																																											
原子炉建屋原子炉棟容積	V	m ³	115,000	設計値																																																											
原子炉建屋原子炉棟温度	T	K	313.15	40℃と仮定																																																											
原子炉建屋原子炉棟等価漏えい面積	A	m ²	0.003	原子炉建屋原子炉棟の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出 [※]																																																											
SGTS排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.634 (2500)	設計値（定格流量）																																																											
原子炉格納容器圧力	P_{FCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10 ³ (384)	原子炉格納容器最高使用圧力の0.9倍																																																											
原子炉格納容器容積	V_{FCV}	m ³	13,100	設計値																																																											
原子炉格納容器温度	T_{FCV}	K	313.15	保守的に原子炉建屋原子炉棟と同じ温度を仮定																																																											
原子炉格納容器設計漏えい率	γ_{FCV}	%/日	0.5	原子炉格納容器最高使用圧力の0.9倍までの設計漏えい率																																																											

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>4. 評価結果</p> <p>原子炉建屋原子炉棟圧力の時間変化を図2に示す。</p> <p>SGTS 排風機起動後、原子炉建屋原子炉棟圧力は単調に低下し、約520秒後に負圧達成と判断する基準値（-6.4mmAq）を下回る。</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として、約520秒を丸めて保守的に10分を使用する。</p>  <p>図2 原子炉建屋原子炉棟圧力の時間変化</p>			<p>型式による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は PWR であるため SGTS は設置していない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由													
<p>2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>女川原子力発電所敷地内において観測した2012年1月から2012年12月までの1年間の気象データを用いて評価を行うにあたり、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施した。</p> <p>以下に検定方法及び検討結果を示す。</p> <p>1. 検定方法</p> <p>(1) 検定に用いた観測データ</p> <p>気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する地上高71mの観測データに加え、参考として地上高10mの観測データを用いて検定を行った。</p> <p>(2) データ統計期間</p> <p>統計年：2002年1月～2011年12月 検定年：2012年1月～2012年12月</p> <p>(3) 検定方法</p> <p>不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。</p> <p>2. 検定結果</p> <p>検定の結果、排気筒高さ付近を代表する地上高71mの観測データについては、有意水準5%で棄却された項目が0項目であり、地上高10mの観測データについては1項目であったことから、棄却数が少なく検定年が長期間の気象状態を代表していると判断した。</p> <p>検定結果を表2-7-1 から表2-7-4 に示す。←</p>	<p>添付1-1-3</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>以下に検定方法及び検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 本居住性評価では、保守的に地上風（標高20m）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20mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>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</p> <p>c. 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>→ 第1表に検定結果を示す。また、標高20m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84mでの棄却検定表を第4表及び第5表に示す。</p> <p>標高20m、標高84m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20mは0個、標高84m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。</p> <p>第1表：異常年検定結果</p> <table border="1" data-bbox="943 1648 1745 1879"> <thead> <tr> <th>観測点</th> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高20m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高84m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>2項目棄却 (風向：SSE, W)</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>1項目棄却 (風速階級：0.5 m/s～1.4 m/s)</td> </tr> </tbody> </table>	観測点	観測項目	検定結果	標高20m	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84m	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)		<p>記載位置の相違 比較のため資料1-1-3を記載。</p> <p>個別解析による相違</p> <p>個別解析による相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊は図表の説明を丁寧に記載</p> <p>個別解析による相違 ・棄却数の相違はあるが、代表性を確認したという内容に相違なし。</p> <p>記載方針の相違 ・泊は結果を表でも記載。</p>
観測点	観測項目	検定結果														
標高20m	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84m	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)														

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

表2-7-1 塵埃検定表(風向)(地上高71m)

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

Table with columns for direction (風向), year (検定年), and dust concentration (塵埃濃度). Rows include N, NE, E, SE, S, SW, W, NW, NNW, and CALM.

表2-7-2 塵埃検定表(風速)(地上高71m)

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

Table with columns for wind speed range (風速範囲), year (検定年), and dust concentration (塵埃濃度). Rows include 0.0~0.4, 0.5~1.4, 1.5~2.4, etc.

表2-7-3 塵埃検定表(風向)(地上高10m)

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

Table with columns for direction (風向), year (検定年), and dust concentration (塵埃濃度). Rows include N, NE, E, SE, S, SW, W, NW, NNW, and CALM.

表2-7-4 塵埃検定表(風速)(地上高10m)

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

Table with columns for wind speed range (風速範囲), year (検定年), and dust concentration (塵埃濃度). Rows include 0.0~0.4, 0.5~1.4, 1.5~2.4, etc.

泊発電所3号炉

第2表 棄却検定表(風向別出現頻度)(標高20m)

Table with columns for direction (風向), year (検定年), and frequency (出現頻度). Rows include N, NE, E, SE, S, SW, W, NW, NNW.

第3表 棄却検定表(風速階級別出現頻度)(標高20m)

Table with columns for wind speed range (風速階級), year (検定年), and frequency (出現頻度). Rows include 0.0~0.4, 0.5~1.4, 1.5~2.4, etc.

第4表 棄却検定表(風向別出現頻度)(標高84m)

Table with columns for direction (風向), year (検定年), and frequency (出現頻度). Rows include N, NE, E, SE, S, SW, W, NW, NNW.

第5表 棄却検定表(風速階級別出現頻度)(標高84m)

Table with columns for wind speed range (風速階級), year (検定年), and frequency (出現頻度). Rows include 0.0~0.4, 0.5~1.4, 1.5~2.4, etc.

大飯発電所3/4号炉

差異理由

個別解析による相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																																				
<p>2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について</p> <p>中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、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。着目方位を図2-8-1 から図2-8-12、評価結果を表2-8-1 に示す。</p> <p>相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表2-8-2 から表2-8-5 に示す。</p> <p>表 2-8-1 各評価点における相対濃度及び相対線量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>放出源及び放出源高さ*</th> <th>評価点</th> <th>着目方位</th> <th>相対濃度 [α/m³]</th> <th>相対線量 [Gy/Bq]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器フィルタベント系排気管 (地上30m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>5.8×10⁻⁴</td> <td>4.6×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>8.6×10⁻⁴</td> <td>6.8×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SSW, SW, WSW, W</td> <td>5.0×10⁻⁴</td> <td>4.0×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td>制御建屋出入口</td> <td>SSE, S, SSW, SW, WSW, W</td> <td>7.1×10⁻⁴</td> <td>5.6×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉建屋ブローアウトパネル (地上0m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>1.3×10⁻³</td> <td>5.0×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>ESE, SE, SSE, S, SSW, SW</td> <td>1.6×10⁻³</td> <td>6.3×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SSW, SW, WSW, W</td> <td>9.9×10⁻⁴</td> <td>4.4×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td>制御建屋出入口</td> <td>SSE, S, SSW, SW, WSW, W</td> <td>1.5×10⁻³</td> <td>6.0×10⁻¹⁸</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">排気筒 (地上80m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁶</td> <td>1.0×10⁻¹⁹</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁶</td> <td>1.0×10⁻¹⁹</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SE</td> <td>4.0×10⁻⁶</td> <td>1.4×10⁻¹⁹</td> </tr> <tr> <td>制御建屋出入口</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁶</td> <td>1.0×10⁻¹⁹</td> </tr> </tbody> </table> <p>*放出源高さは放出エネルギーによる影響は考慮</p> <p>表 2-8-2 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室換気空調系給気口）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価点</th> <th rowspan="2">放出源</th> <th colspan="2">相対濃度</th> <th colspan="2">相対線量</th> </tr> <tr> <th>累積出現頻度[%]</th> <th>値 [α/m³]</th> <th>累積出現頻度[%]</th> <th>値 [Gy/Bq]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">中央制御室換気空調系給気口</td> <td rowspan="4">原子炉格納容器フィルタベント系排気管</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>97.01</td> <td>5.8E-04</td> <td>97.01</td> <td>4.6E-18</td> </tr> <tr> <td>97.00</td> <td>5.8E-04</td> <td>97.00</td> <td>4.6E-18</td> </tr> <tr> <td>96.99</td> <td>5.8E-04</td> <td>96.99</td> <td>4.6E-18</td> </tr> <tr> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉建屋ブローアウトパネル</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>97.01</td> <td>1.3E-03</td> <td>97.01</td> <td>5.0E-18</td> </tr> <tr> <td>97.00</td> <td>1.3E-03</td> <td>97.00</td> <td>5.0E-18</td> </tr> <tr> <td>96.99</td> <td>1.3E-03</td> <td>96.99</td> <td>5.0E-18</td> </tr> <tr> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">排気筒</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>97.02</td> <td>2.8E-06</td> <td>97.02</td> <td>1.0E-19</td> </tr> <tr> <td>97.01</td> <td>2.8E-06</td> <td>97.01</td> <td>1.0E-19</td> </tr> <tr> <td>96.99</td> <td>2.8E-06</td> <td>96.99</td> <td>1.0E-19</td> </tr> <tr> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table>	放出源及び放出源高さ*	評価点	着目方位	相対濃度 [α/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]	原子炉格納容器フィルタベント系排気管 (地上30m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻¹⁸	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10 ⁻⁴	6.8×10 ⁻¹⁸	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10 ⁻⁴	4.0×10 ⁻¹⁸	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻¹⁸	原子炉建屋ブローアウトパネル (地上0m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10 ⁻³	5.0×10 ⁻¹⁸	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10 ⁻³	6.3×10 ⁻¹⁸	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻¹⁸	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10 ⁻³	6.0×10 ⁻¹⁸	排気筒 (地上80m)	中央制御室換気空調系給気口	ESE	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹	中央制御室中心	ESE	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹	出入管理所	SE	4.0×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻¹⁹	制御建屋出入口	ESE	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹	評価点	放出源	相対濃度		相対線量		累積出現頻度[%]	値 [α/m ³]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]	中央制御室換気空調系給気口	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	97.01	5.8E-04	97.01	4.6E-18	97.00	5.8E-04	97.00	4.6E-18	96.99	5.8E-04	96.99	4.6E-18	原子炉建屋ブローアウトパネル	97.01	1.3E-03	97.01	5.0E-18	97.00	1.3E-03	97.00	5.0E-18	96.99	1.3E-03	96.99	5.0E-18	排気筒	97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19	97.01	2.8E-06	97.01	1.0E-19	96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19			<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊も女川同様に累積出現頻度 97%に当たる値を用いるという評価方法に相違ないが、その前後の値について整理をした資料は作成していない。
放出源及び放出源高さ*	評価点	着目方位	相対濃度 [α/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]																																																																																																																																			
原子炉格納容器フィルタベント系排気管 (地上30m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10 ⁻⁴	6.8×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10 ⁻⁴	4.0×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
原子炉建屋ブローアウトパネル (地上0m)	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10 ⁻³	5.0×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10 ⁻³	6.3×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10 ⁻³	6.0×10 ⁻¹⁸																																																																																																																																			
排気筒 (地上80m)	中央制御室換気空調系給気口	ESE	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹																																																																																																																																			
	中央制御室中心	ESE	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹																																																																																																																																			
	出入管理所	SE	4.0×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻¹⁹																																																																																																																																			
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻¹⁹																																																																																																																																			
評価点	放出源	相対濃度		相対線量																																																																																																																																			
		累積出現頻度[%]	値 [α/m ³]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]																																																																																																																																		
中央制御室換気空調系給気口	原子炉格納容器フィルタベント系排気管																																																																																																																																		
		97.01	5.8E-04	97.01	4.6E-18																																																																																																																																		
		97.00	5.8E-04	97.00	4.6E-18																																																																																																																																		
		96.99	5.8E-04	96.99	4.6E-18																																																																																																																																		
																																																																																																																																			
	原子炉建屋ブローアウトパネル																																																																																																																																	
		97.01	1.3E-03	97.01	5.0E-18																																																																																																																																		
		97.00	1.3E-03	97.00	5.0E-18																																																																																																																																		
		96.99	1.3E-03	96.99	5.0E-18																																																																																																																																		
																																																																																																																																			
	排気筒																																																																																																																																	
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19																																																																																																																																		
97.01		2.8E-06	97.01	1.0E-19																																																																																																																																			
96.99		2.8E-06	96.99	1.0E-19																																																																																																																																			
...																																																																																																																																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉				大飯発電所3/4号炉				差異理由			
表 2-8-3 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室中心）													
評価点	放出源	相対濃度		相対線量		評価点	放出源	相対濃度		相対線量			
		累積出現頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]			累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]		
中央制御室中心	原子炉格納容器フィルタベント系排気管		原子炉格納容器フィルタベント系排気管		
		97.01	8.6E-04	97.01	6.6E-18			97.01	5.6E-18				
		97.00	8.6E-04	97.00	6.6E-18			97.00	5.6E-18				
		96.99	8.6E-04	96.99	6.6E-18			96.99	5.6E-18				
	原子炉建屋ブローアウトパネル		原子炉建屋ブローアウトパネル
		97.01	1.6E-03	97.01	6.3E-18			97.01	6.3E-18				
		97.00	1.6E-03	97.00	6.3E-18			97.00	6.3E-18				
		96.99	1.6E-03	96.99	6.3E-18			96.99	6.3E-18				
	排気筒		排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19			97.02	1.0E-19				
		97.01	2.8E-06	97.01	1.0E-19			97.01	1.0E-19				
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19			96.99	1.0E-19				
表 2-8-5 相対濃度及び相対線量の値（制御建屋出入口）													
評価点	放出源	相対濃度		相対線量		評価点	放出源	相対濃度		相対線量			
		累積出現頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]			累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]		
制御建屋出入口	原子炉格納容器フィルタベント系排気管		原子炉格納容器フィルタベント系排気管		
		97.01	7.1E-04	97.01	5.6E-18			97.01	5.6E-18				
		97.00	7.1E-04	97.00	5.6E-18			97.00	5.6E-18				
		96.99	7.1E-04	96.99	5.6E-18			96.99	5.6E-18				
	原子炉建屋ブローアウトパネル		原子炉建屋ブローアウトパネル
		97.01	1.5E-03	97.01	6.0E-18			97.01	6.0E-18				
		97.00	1.5E-03	97.00	6.0E-18			97.00	6.0E-18				
		96.99	1.5E-03	96.99	6.0E-18			96.99	6.0E-18				
	排気筒		排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19			97.02	1.0E-19				
		97.01	2.8E-06	97.01	1.0E-19			97.01	1.0E-19				
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19			96.99	1.0E-19				
表 2-8-4 相対濃度及び相対線量の値（出入管理所）													
評価点	放出源	相対濃度		相対線量		評価点	放出源	相対濃度		相対線量			
		累積出現頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]			累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]	累積出現頻度[%]	値 [Gy/Bq]		
出入管理所	原子炉格納容器フィルタベント系排気管		原子炉格納容器フィルタベント系排気管		
		97.01	5.0E-04	97.01	4.3E-18			97.01	4.3E-18				
		97.00	5.0E-04	97.00	4.3E-18			97.00	4.3E-18				
		96.99	5.0E-04	96.99	4.3E-18			96.99	4.3E-18				
	原子炉建屋ブローアウトパネル		原子炉建屋ブローアウトパネル
		97.01	9.9E-04	97.01	4.4E-18			97.01	4.4E-18				
		97.00	9.9E-04	97.00	4.4E-18			97.00	4.4E-18				
		96.99	9.9E-04	96.99	4.4E-18			96.99	4.4E-18				
	排気筒		排気筒
		97.02	4.0E-06	97.02	1.4E-19			97.02	1.4E-19				
		97.01	4.0E-06	97.01	1.4E-19			97.01	1.4E-19				
		96.99	4.0E-06	96.99	1.4E-19			96.99	1.4E-19				

記載方針の相違
 ・泊も女川同様に累積出現頻度 97%に当たる値を用いるという評価方法に相違ないが、その前後の値について整理をした資料は作成していない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2-9 地表面への沈着速度の設定について</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s、有機よう素4.0×10⁻³ cm/s）を用いている。</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料2 2-10、2-11を参照）の4倍と設定した。</p> <p>湿性沈着を考慮した沈着速度を、乾性沈着速度の4倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。</p> <p>1. 検討手法</p> <p>湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比が4倍を超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。</p> <p>(1) 乾性沈着率</p> <p>乾性沈着率は「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」（社団法人日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「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）」（原子力安全・保安院 平成21年8月12日）【解説5.3】(1)に従い評価した相対濃度を用いた。</p> $(\chi/Q)_d(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \dots\dots\dots (1)$ <p>($\chi/Q)_d(x,y,z)_i$: 時刻<i>i</i>での乾性沈着率[1/m²] $\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻<i>i</i>での相対濃度[s/m³] V_d : 沈着速度[m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2より)</p> <p>(2) 湿性沈着率</p> <p>降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率($\chi/Q)_w(x,y)_i$は「学会標準」解説4.11より以下のように表される。</p>	<p>資料1-2-18</p> <p>湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について</p> <p>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衰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。</p> <p>(1) 乾性沈着率</p> <p>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。</p> $D_{di} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 \dots\dots\dots (1)$ <p>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)</p> <p>(2) 湿性沈着率</p> <p>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。</p>		<p>記載位置の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・比較のため資料 1-2-18 を記載。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・文章表現は異なるが、乾性沈着率と湿性沈着率を具体的に評価し、合計の地表沈着率と湿性沈着率の比を評価し4倍することの保守性を説明する方針に相違ない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p> $(\chi/Q)_w(x,y) = A \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(x,y,z) dz = \chi/Q(x,y,0) \cdot A \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_a \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_a^2}\right] \dots (2)$ </p> <p> $(\chi/Q)_w(x,y)$: 時刻 t での湿性沈着率 [1/m²] $\chi/Q(x,y,0)$: 時刻 t での地表面高さでの相対濃度 [s/m³] A : ウォッシュアウト係数 [1/s] ($-9.5 \times 10^{-5} \times Pr_t^{0.8}$ 学会標準より) Pr_t : 時刻 t での降水強度 [mm/h] Σ_a : 時刻 t での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m] h : 放出高さ [m] </p> <p> 乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は以下で定義される。 </p> <p> 乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値 乾性沈着率の累積出現頻度97%値 </p> $\frac{\left(V_{gd} \cdot \chi/Q(x,y,z) + \chi/Q(x,y,0) \cdot A \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_a \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_a^2}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_{gd} \cdot \chi/Q(x,y,z) \right)_{97\%}} \dots (3)$	<p> $D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(z) dz \dots (2)$ </p> <p> 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] </p> <p> ここで、$\chi/Q(z)$ が正規分布をとると仮定すると、 </p> $D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z \dots (3)$ <p> Σ_z : 鉛直拡散幅 [m] χ/Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度) </p> <p> * Chamberlain, A.C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955) </p> <p> (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。 </p> $A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z \dots (4)$ <p> A : 単位時間あたりの地表沈着率 [1/m²] </p> <p> 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。 </p> $\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{\left(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z \right)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots (5)$ <p> $()_{97\%}$: 年間の97%積算値 χ/Q_{0t} : 時刻 t の地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度) </p>		<p> 記載位置の相違 ・比較のため資料 1-2-18 を記載。 記載表現の相違 ・文章表現は異なるが、乾性沈着率と湿性沈着率を具体的に評価し、合計の地表沈着率と湿性沈着率の比を評価し4倍することの保守性を説明する方針に相違ない。 </p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																			
<p>2. 評価結果</p> <p>表2-9-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点における検討結果を示す。</p> <p>乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.0~1.2 程度となった。</p> <p>以上より、湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の4 倍と設定することは保守的であるといえる。</p> <p style="text-align: center;">表2-9-1 沈着率評価結果</p> <table border="1" data-bbox="163 688 881 1438"> <thead> <tr> <th>放出源及び放出源高さ*</th> <th>評価点</th> <th>①乾性沈着率 (1/m²)</th> <th>②乾性沈着率+湿性沈着率 (1/m²)</th> <th>比 (②/①)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器フィルタベント系排気管 (地上36m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>約 1.7×10⁻⁶</td> <td>約 2.0×10⁻⁶</td> <td>約 1.2</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>約 2.6×10⁻⁶</td> <td>約 2.7×10⁻⁶</td> <td>約 1.0</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>約 1.5×10⁻⁶</td> <td>約 1.8×10⁻⁶</td> <td>約 1.2</td> </tr> <tr> <td>制御建屋出入口</td> <td>約 2.1×10⁻⁶</td> <td>約 2.6×10⁻⁶</td> <td>約 1.2</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉建屋ブローアウトパネル (地上0m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>約 3.9×10⁻⁶</td> <td>約 4.1×10⁻⁶</td> <td>約 1.1</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>約 4.8×10⁻⁶</td> <td>約 5.5×10⁻⁶</td> <td>約 1.1</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>約 3.0×10⁻⁶</td> <td>約 3.3×10⁻⁶</td> <td>約 1.1</td> </tr> <tr> <td>制御建屋出入口</td> <td>約 4.5×10⁻⁶</td> <td>約 5.3×10⁻⁶</td> <td>約 1.2</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">排気筒 (地上80m)</td> <td>中央制御室換気空調系給気口</td> <td>約 8.4×10⁻⁹</td> <td>約 9.0×10⁻⁹</td> <td>約 1.1</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>約 8.4×10⁻⁹</td> <td>約 9.0×10⁻⁹</td> <td>約 1.1</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>約 1.2×10⁻⁸</td> <td>約 1.3×10⁻⁸</td> <td>約 1.1</td> </tr> <tr> <td>制御建屋出入口</td> <td>約 8.4×10⁻⁹</td> <td>約 9.0×10⁻⁹</td> <td>約 1.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮</p>	放出源及び放出源高さ*	評価点	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率+湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)	原子炉格納容器フィルタベント系排気管 (地上36m)	中央制御室換気空調系給気口	約 1.7×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.2	中央制御室中心	約 2.6×10 ⁻⁶	約 2.7×10 ⁻⁶	約 1.0	出入管理所	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.8×10 ⁻⁶	約 1.2	制御建屋出入口	約 2.1×10 ⁻⁶	約 2.6×10 ⁻⁶	約 1.2	原子炉建屋ブローアウトパネル (地上0m)	中央制御室換気空調系給気口	約 3.9×10 ⁻⁶	約 4.1×10 ⁻⁶	約 1.1	中央制御室中心	約 4.8×10 ⁻⁶	約 5.5×10 ⁻⁶	約 1.1	出入管理所	約 3.0×10 ⁻⁶	約 3.3×10 ⁻⁶	約 1.1	制御建屋出入口	約 4.5×10 ⁻⁶	約 5.3×10 ⁻⁶	約 1.2	排気筒 (地上80m)	中央制御室換気空調系給気口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1	中央制御室中心	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1	出入管理所	約 1.2×10 ⁻⁸	約 1.3×10 ⁻⁸	約 1.1	制御建屋出入口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1	<p>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）</p> <table border="1" data-bbox="946 302 1745 537"> <thead> <tr> <th rowspan="2">累積出現頻度 97 %値</th> <th>$x/Q(s/m^2)$</th> <th>約 5.7×10^{-4}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 乾性沈着率(1/m²)</td> <td></td> <td>約 1.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度 97 %値</td> <td>② 地表面沈着率(1/m²) (乾性+湿性)</td> <td>約 2.2×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td colspan="2">降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td> <td>約 1.3</td> </tr> </tbody> </table> <p>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）</p> <table border="1" data-bbox="946 613 1745 842"> <thead> <tr> <th rowspan="2">累積出現頻度 97 %値</th> <th>$x/Q(s/m^2)$</th> <th>約 3.8×10^{-4}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 乾性沈着(1/m²)</td> <td></td> <td>約 1.1×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度 97 %値</td> <td>② 地表面沈着率(1/m²) (乾性+湿性)</td> <td>約 1.4×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td colspan="2">降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td> <td>約 1.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、x/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。</p> <p>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。</p> <p>また、評価に使用するパラメータを第3 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第3表 地表沈着関連パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="946 1245 1745 1661"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>乾性沈着速度 V_{gr}</td> <td>0.3 (cm/s)</td> <td>NUREG/CR-4551 Vol.2</td> </tr> <tr> <td>鉛直拡散幅 Σz</td> <td>気象指針に基づき計算 $\Sigma z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$</td> <td>1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A: 2700 (m²) ・ 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)</td> </tr> <tr> <td>洗浄係数 Λ</td> <td>$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8} (s^{-1})$ Pr: 降水強度 (mm/h)</td> <td>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）</td> </tr> <tr> <td>気象条件</td> <td>1997年</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>	累積出現頻度 97 %値	$x/Q(s/m^2)$	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	累積出現頻度 97 %値	$x/Q(s/m^2)$	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	パラメータ	値	備考	乾性沈着速度 V_{gr}	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	<p>大飯発電所3/4号炉</p>	<p>差異理由</p> <p>記載位置の相違 ・ 比較のため資料 1-2-18 を記載。 記載表現の相違 ・ 文章表現は異なるが、乾性沈着率と湿性沈着率を具体的に評価し、合計の地表沈着率と湿性沈着率の比を評価し4 倍することの保守性を説明する方針に相違ない。</p>
放出源及び放出源高さ*	評価点	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率+湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)																																																																																																		
原子炉格納容器フィルタベント系排気管 (地上36m)	中央制御室換気空調系給気口	約 1.7×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.2																																																																																																		
	中央制御室中心	約 2.6×10 ⁻⁶	約 2.7×10 ⁻⁶	約 1.0																																																																																																		
	出入管理所	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.8×10 ⁻⁶	約 1.2																																																																																																		
	制御建屋出入口	約 2.1×10 ⁻⁶	約 2.6×10 ⁻⁶	約 1.2																																																																																																		
原子炉建屋ブローアウトパネル (地上0m)	中央制御室換気空調系給気口	約 3.9×10 ⁻⁶	約 4.1×10 ⁻⁶	約 1.1																																																																																																		
	中央制御室中心	約 4.8×10 ⁻⁶	約 5.5×10 ⁻⁶	約 1.1																																																																																																		
	出入管理所	約 3.0×10 ⁻⁶	約 3.3×10 ⁻⁶	約 1.1																																																																																																		
	制御建屋出入口	約 4.5×10 ⁻⁶	約 5.3×10 ⁻⁶	約 1.2																																																																																																		
排気筒 (地上80m)	中央制御室換気空調系給気口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1																																																																																																		
	中央制御室中心	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1																																																																																																		
	出入管理所	約 1.2×10 ⁻⁸	約 1.3×10 ⁻⁸	約 1.1																																																																																																		
	制御建屋出入口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1																																																																																																		
累積出現頻度 97 %値	$x/Q(s/m^2)$	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																																																																																																				
累積出現頻度 97 %値	$x/Q(s/m^2)$	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																																																																																																				
パラメータ	値	備考																																																																																																				
乾性沈着速度 V_{gr}	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																																																																																																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について</p> <p>中央制御室の居住性評価では、地表面へのエアロゾル粒子の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度1.2cm/s、添付資料2 2-9 参照）を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。</p> <p>エアロゾル粒子の乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551※1に基づき0.3cm/sと設定した。NUREG/CR-4551では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く、建屋屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。</p> <p>また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されているが、原子炉格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は原子炉格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾル粒子は放出されにくいと考えられる。</p> <p>また、W.G.N. Slinn の検討※2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0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度（図2-10-1）である。</p>	<p>2. 乾性沈着速度の設定について</p> <p>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。</p> <p>また、NUREG/CR-4551では0.5 μm～5 μm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。</p> <p>また、W.G.N. Slinn 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 μm～5 μmの粒径では沈着速度は0.3 cm/s程度である。</p> <div data-bbox="964 1066 1745 1774" data-label="Figure"> <p>図 様々な粒径における地表面沈着速度（参考文献2）</p> </div>		<p>記載位置の相違 ・比較のため資料 1-2-18 を記載。</p> <p>記載方針の相違 ・泊の資料構成では章が変わったポイントに当たるため、特段書き出しの文章は記載していない。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>以上のことから、中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として0.3cm/sを適用できると判断した。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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着速度は、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 μm 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 μm 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。</p> <p>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 μm 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 μm 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 μm 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 μm に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。</p> <p>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 μm 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。</p> <p>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 μm～5 μm 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。</p>		<p>記載方針の相違 ・泊は、エアロゾル粒形の適用性について記載している。 記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

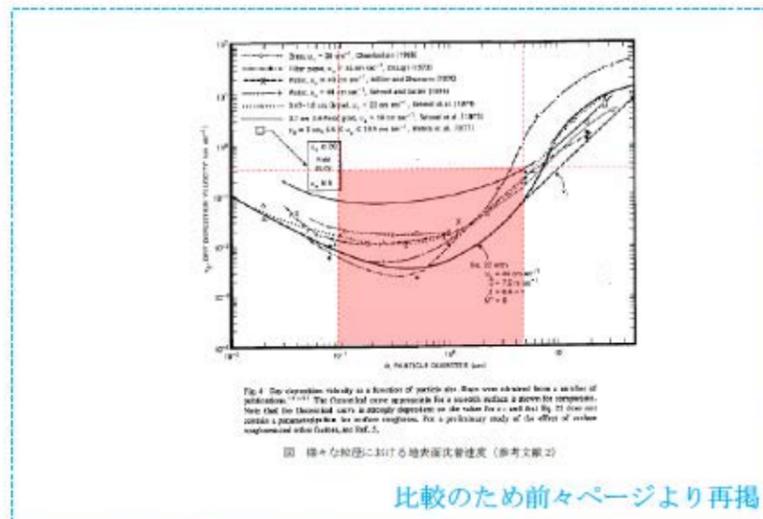
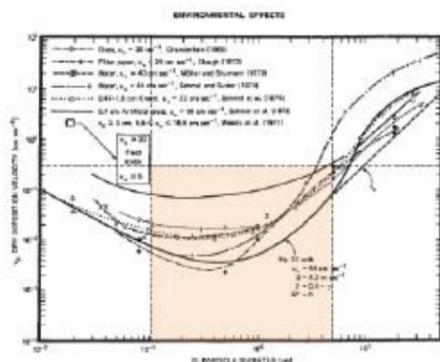


図2-10-1 様々な粒径における地表沈着速度（Nuclear Safety Vol. 19※2）

※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

※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）」

記載方針の相違

・泊は、エアロゾル粒形の適用性について記載しており、その参考文献を記載している。

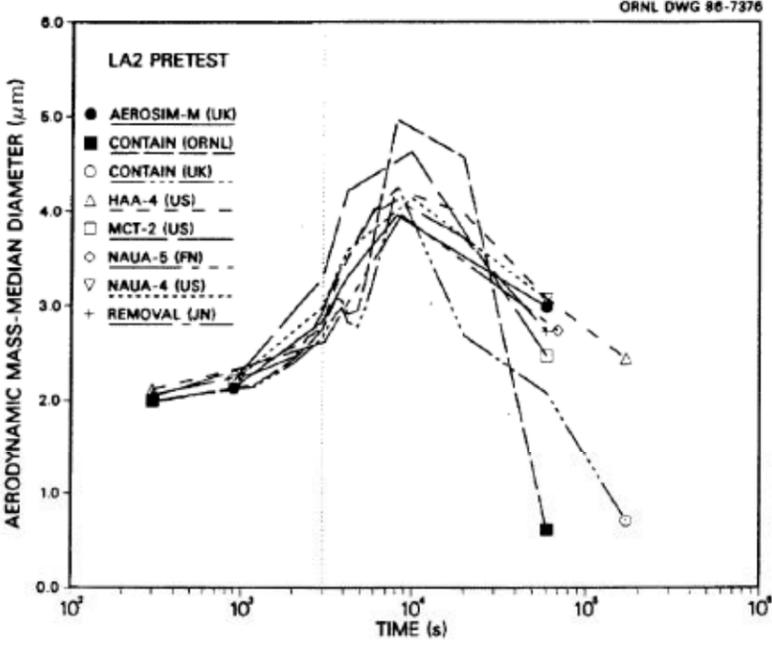
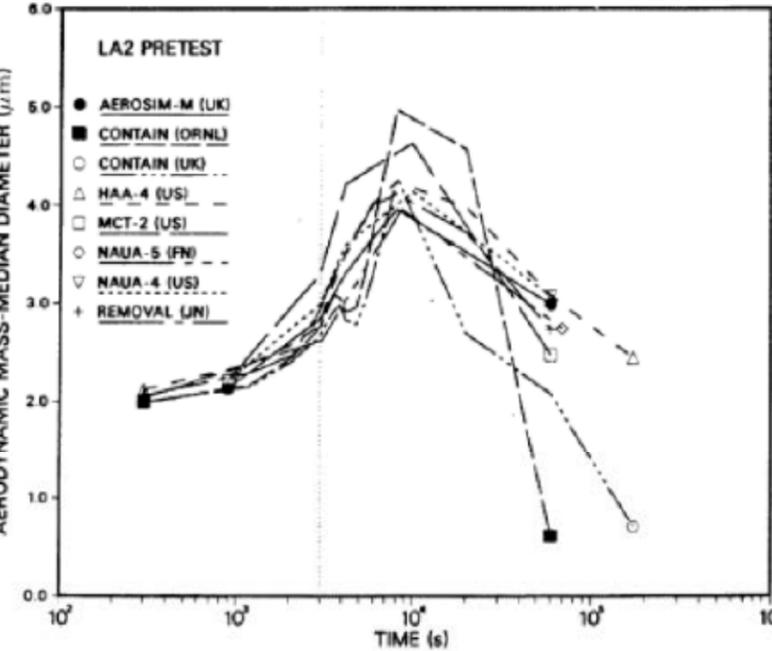
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																															
<p style="text-align: right;">(参考)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「0.1μm以上」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。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合には原子炉格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、炉心の著しい損傷が発生した場合の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子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等）や各国の合同で実施されている炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。</p> <p>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（原子炉格納容器、一次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、0.1μm以上のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。</p> <p>表1 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="94 1365 926 1806"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^①</td> <td>約0.5~5 (図1参照)</td> <td>炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^②</td> <td>0.25~2.5 (参考1-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、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</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した試験^③</td> <td>0.1~3.0 (参考1-2)</td> <td>炉心の著しい損傷が発生した場合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</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^④</td> <td>0.29~0.56 (参考1-2)</td> <td>炉心の著しい損傷が発生した場合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</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHÉBUS-FP^⑤</td> <td>0.5~0.65 (参考1-2)</td> <td>炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）</td> </tr> </tbody> </table>	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 (図1参照)	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験	②	NUREG/CR-5901 ^②	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、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が実施した試験 ^③	0.1~3.0 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合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 ^④	0.29~0.56 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合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 ^⑤	0.5~0.65 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）	<p style="text-align: right;">添付3</p> <p>シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について</p> <p>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0.1μm~5μm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。</p> <p>シビアアクシデント時にはCV内にスプレー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。</p> <p>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。</p> <p>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、0.1μm~5μm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られる。</p> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="926 1365 1765 1806"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^①</td> <td>約0.5~5 (第1図参照)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^②</td> <td>0.25~2.5 (添付-1)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した実験^③</td> <td>0.1~3.0 (添付-2)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^④</td> <td>0.29~0.56 (添付-2)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHÉBUS FP^⑤</td> <td>0.5~0.65 (添付-2)</td> <td>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。）</td> </tr> </tbody> </table>	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 ^④	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 ^⑤	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。）	<p>記載位置の相違 ・比較のため資料1-2-18を記載。</p> <p>記載表現の相違 ・文献調査の上限値も踏まえ、泊では上限値も記載している。</p> <p>記載表現の相違 ・同上</p>
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 (図1参照)	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験																																															
②	NUREG/CR-5901 ^②	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、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が実施した試験 ^③	0.1~3.0 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合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 ^④	0.29~0.56 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合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 ^⑤	0.5~0.65 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）																																															
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 ^④	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 ^⑤	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。）																																															

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>参考文献</p> <p>※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL</p> <p>※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</p> <p>※3 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5</p>  <p>ORNL DWG 86-7376</p> <p>Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p>図1 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ</p>	<p>参考文献</p> <p>※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</p> <p>※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</p> <p>※3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5</p>  <p>ORNL DWG 86-7376</p> <p>Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p>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</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p data-bbox="133 199 519 241">参考1-1 NUREG/CR-5901の抜粋</p> <p data-bbox="133 283 905 472">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.</p> <p data-bbox="133 483 905 577">(6) <u>Solute Mass</u>. 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 g/kilogram H₂O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H₂O) = 4.61.</p> <p data-bbox="133 598 905 714">(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. 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.</p> <p data-bbox="133 724 905 892">(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ (ρ = 2.2 g/cm³) or SiO₂ (ρ = 2.2 g/cm³) from the concrete and UO₂ (ρ = 10 g/cm³) or ZrO₂ (ρ = 5.9 g/cm³) 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.</p> <p data-bbox="133 913 905 1029">(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be Sσ(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:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p data-bbox="133 1155 519 1186">where σ(w) is the surface tension of pure water.</p> <p data-bbox="133 1207 905 1323">(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. 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.</p>	<p data-bbox="1394 220 1765 262">添付-1 NUREG/CR-5901の抜粋</p> <p data-bbox="994 304 1736 483">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.</p> <p data-bbox="994 493 1736 588">(6) <u>Solute Mass</u>. 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 g/kilogram H₂O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H₂O) = 4.61.</p> <p data-bbox="994 598 1736 714">(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. 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.</p> <p data-bbox="994 724 1736 892">(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ (ρ = 2.2 g/cm³) or SiO₂ (ρ = 2.2 g/cm³) from the concrete and UO₂ (ρ = 10 g/cm³) or ZrO₂ (ρ = 5.9 g/cm³) 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.</p> <p data-bbox="994 903 1736 1018">(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be Sσ(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:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p data-bbox="994 1144 1380 1176">where σ(w) is the surface tension of pure water.</p> <p data-bbox="994 1186 1736 1312">(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. 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.</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>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 $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. 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.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. 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.</p> <p>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.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>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:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$ <p>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:</p>	<p>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 $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. 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.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. 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.</p> <p>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.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>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:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$ <p>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:</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																
<p>参考 1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>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.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>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.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHÉBUS FP</p> <p>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 also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.</p>	<p>添付-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>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.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>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.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHÉBUS FP</p> <p>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</p>																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>試験の概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AECL が実施した試験</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>PBF-SFD</td> <td>米国の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並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験</td> </tr> <tr> <td>PHÉBUS-FP</td> <td>フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から1次系を経て原子炉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</td> </tr> </tbody> </table>	試験名又は報告書名等	試験の概要	AECL が実施した試験	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	米国の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並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験	PHÉBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から1次系を経て原子炉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	<p>試験の概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>試験の概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AECL が実施した試験</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>PBF-SFD</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>PHÉBUS FP</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>	試験名又は報告書名等	試験の概要	AECL が実施した試験	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		
試験名又は報告書名等	試験の概要																		
AECL が実施した試験	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	米国の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並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験																		
PHÉBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から1次系を経て原子炉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																		
試験名又は報告書名等	試験の概要																		
AECL が実施した試験	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																		