

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA59H-9 r. 4.0
提出年月日	令和4年8月31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)
補足説明資料
比較表

59条

令和4年8月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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 原子炉制御室等（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;">59-9</p> <p style="text-align: center;">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;">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>		<p>資料構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では59-7で居住性に係る被ばく評価の概要説明を行い、59-8に補足的な事項を記載している。 ・女川はいずれも59-9としてまとめている。

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;">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>資料構成の相違 ・泊では59-7として26条の別添2を添付することとしており、別添2の表紙が入る。女川も26条の資料と同じ資料を読みこむ構成は同じだが表紙はない。</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	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 1.1 大気中への放出量の評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1 1.2 大気拡散の評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1 1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1 1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価・・・・・・・・ 26条-別添2-1-1 1.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-2 1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-2 1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-2 1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4 1.4.2 入退城時の被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4 1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく（経路④）・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4 1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退城時の被ばく（経路⑤）・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-4 1.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・ 26条-別添2-1-5</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 2.1 評価事象・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-1 2.2 大気中への放出量の評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-2 2.3 大気拡散の評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-3 2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価・・・・・・・・ 59-9-2-4 2.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-5 2.4.1.1 原子炉建屋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 2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-5 2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-5 2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-5</p> <p style="text-align: right;">26条別添2参照 本資料</p> <p>2.4.2 入退城時の被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6 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 2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6 2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6 2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-7 2.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-7</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 12. 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>→26条 別添2の比較表で記載</p> <p>→本比較表で記載</p> <p>→本比較表で記載</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</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</p> <p style="text-align: right;">= DB - SA</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 目次の記載の仕方が異なるが、1.にてDB被ばく評価、2.にSA被ばく評価を記載する構成は同じ。 本比較表ではSA被ばく評価について比較を行い、DB被ばく評価については26条の比較表で記載する。

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（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所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>26条別添2参照 本資料</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メ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 格納容器雰囲気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断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>（※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59-8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 原子炉密封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 質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 直交登の考え方について</p> <p>1-1-7 内規^{※1}との整合性について</p> <p>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 事故シナジェネ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 スプレー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 アニュラス空気浄化設備 空気作動弁の開閉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 大気への放出放射能量の推移グラフについて</p> <p>1-2-13 中央制御室の直送線、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扉時循環運転時における空気作動ダンパ強制閉扉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 中央制御室のグラウ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 運転員の勤務体系を踏まえた被ばく評価結果について</p> <p>1-2-20 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>1-2-21 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>1-2-22 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>1-2-23 審査ガイド^{※2}との適合性について</p> <p>SA条文関連</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方法について（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>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>差異理由</p> <p>補足的な事項について泊は59-8にて記載しているため、59-8の目次を貼り付け、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>添付資料1-1については26条別添3の比較表で記載。</p> <p>【識別】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・比較となる資料が存在しない場合は赤字下線で示した（差異理由は資料記載箇所に記載）。 ・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。

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>（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）</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <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。 <p>評価の結果、7日間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>（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）</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 本規定第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 <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>（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）</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 本規定第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 <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>本比較表ではSA被ばく評価について比較を行い、DB被ばく評価(1.)については26条の比較表で記載する。</p> <p>記載箇所の相違 ・泊では後段で被ばく評価結果をまとめている。</p> <p>型式の相違 ・PWRでは格納容器ベントを用いない。</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	大阪発電所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能を表1及び表2に示す。</p> <p>表1 大気中への放出放射能（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="120 515 663 818"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種グループ</th> <th rowspan="2">停止時炉内内蔵量 [Bq](gross 値)</th> <th colspan="2">放出放射能[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 1.6×10¹⁹</td> <td>約 1.6×10¹⁷</td> <td></td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 2.1×10¹⁹</td> <td>約 4.5×10¹⁸</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 5.5×10¹⁹</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> <p>表2 大気中への放出放射能（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="120 895 663 1222"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種グループ</th> <th colspan="2">放出放射能[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 4.6×10¹⁸</td> <td>約 8.9×10¹⁶</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 3.3×10¹⁸</td> <td>約 3.0×10¹⁶</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 9.6×10⁶</td> <td>約 2.5×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 6.7×10⁶</td> <td>約 2.7×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 6.3×10⁶</td> <td>約 2.9×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.3×10⁶</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	停止時炉内内蔵量 [Bq](gross 値)	放出放射能[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 ¹⁸		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 ¹⁹	約 2.8×10 ¹¹		La 類	約 4.1×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁰		核種グループ	放出放射能[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 ¹⁸	約 8.9×10 ¹⁶	よう素類	約 3.3×10 ¹⁸	約 3.0×10 ¹⁶	Cs 類	約 9.6×10 ⁶	約 2.5×10 ¹²	Te 類	約 6.7×10 ⁶	約 2.7×10 ¹²	Ba 類	約 6.3×10 ⁶	約 2.9×10 ¹²	Ru 類	約 1.3×10 ⁶	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	<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ッド設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。</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ッドおよびアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失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;">9-9R III(9)-13 = SA</p>	<p>差異理由</p> <p>記載内容の相違 ・取り上げている内容が異なるが、いずれもゾースタームの考え方を記載している。</p> <p>記載箇所の相違 放出放射能は別添3で記載。</p>
核種グループ			停止時炉内内蔵量 [Bq](gross 値)	放出放射能[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 ¹⁸																																																																				
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 ¹⁹	約 2.8×10 ¹¹																																																																				
La 類	約 4.1×10 ¹⁹	約 7.5×10 ¹⁰																																																																				
核種グループ	放出放射能[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 ¹⁸	約 8.9×10 ¹⁶																																																																				
よう素類	約 3.3×10 ¹⁸	約 3.0×10 ¹⁶																																																																				
Cs 類	約 9.6×10 ⁶	約 2.5×10 ¹²																																																																				
Te 類	約 6.7×10 ⁶	約 2.7×10 ¹²																																																																				
Ba 類	約 6.3×10 ⁶	約 2.9×10 ¹²																																																																				
Ru 類	約 1.3×10 ⁶	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>相対濃度及び相対線量の評価結果を表3に示す。</p> <table border="1" data-bbox="136 507 633 1018"> <caption>表3 相対濃度及び相対線量</caption> <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>4.6×10⁻¹⁴</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>6.6×10⁻¹⁴</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SSW, SW, WSW, W</td> <td>5.0×10⁻⁴</td> <td>4.3×10⁻¹⁴</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>5.6×10⁻¹⁴</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">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>5.0×10⁻¹⁴</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>6.3×10⁻¹⁴</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SSW, SW, WSW, W</td> <td>9.9×10⁻⁴</td> <td>4.4×10⁻¹⁴</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>1.0×10⁻¹³</td> </tr> <tr> <td>中央制御室中心</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻¹³</td> </tr> <tr> <td>出入管理所</td> <td>SE</td> <td>4.0×10⁻⁴</td> <td>1.4×10⁻¹³</td> </tr> <tr> <td>制御建屋出入口</td> <td>ESE</td> <td>2.8×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻¹³</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 [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 ⁻¹⁴	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10 ⁻⁴	6.6×10 ⁻¹⁴	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10 ⁻⁴	4.3×10 ⁻¹⁴	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻¹⁴	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 ⁻¹⁴	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10 ⁻³	6.3×10 ⁻¹⁴	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻¹⁴	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 ⁻¹³	中央制御室中心	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻¹³	出入管理所	SE	4.0×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻¹³	制御建屋出入口	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻¹³	<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>
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 ⁻¹⁴																																																			
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10 ⁻⁴	6.6×10 ⁻¹⁴																																																			
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10 ⁻⁴	4.3×10 ⁻¹⁴																																																			
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻¹⁴																																																			
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 ⁻¹⁴																																																			
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10 ⁻³	6.3×10 ⁻¹⁴																																																			
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻¹⁴																																																			
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 ⁻¹³																																																			
	中央制御室中心	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻¹³																																																			
	出入管理所	SE	4.0×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻¹³																																																			
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻¹³																																																			

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 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"> <thead> <tr> <th>勤務</th> <th>勤務時間</th> <th>勤務時間</th> </tr> </thead> <tbody> <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> </tbody> </table> </div> <div style="text-align: center;"> <p>表5 直交替スケジュール例</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>滞在時間</th> <th>入退域回数</th> </tr> </thead> <tbody> <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" style="text-align: center;">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> </tbody> </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> <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> </div>	勤務	勤務時間	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	<p>2.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価した。</p> <p>2.5 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）は、第2.1図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。</p>	<p>2.4. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価した。</p> <p>2.5. 中央制御室居住性に係る被ばく評価 被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑥）は、第2.1図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。 中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後7日間とした。運転員の勤務形態としては5直2.5交代とし、7日間の評価期間において最も中央制御室の滞在時間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7日間の積算線量を滞在期間および入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。</p>	<p>記載箇所の相違 ・次項で比較</p> <p>⑥の相違</p>
勤務	勤務時間	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>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 条文関連</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>	<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（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して評価した。</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>2.4.2.1 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>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>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>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。

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）

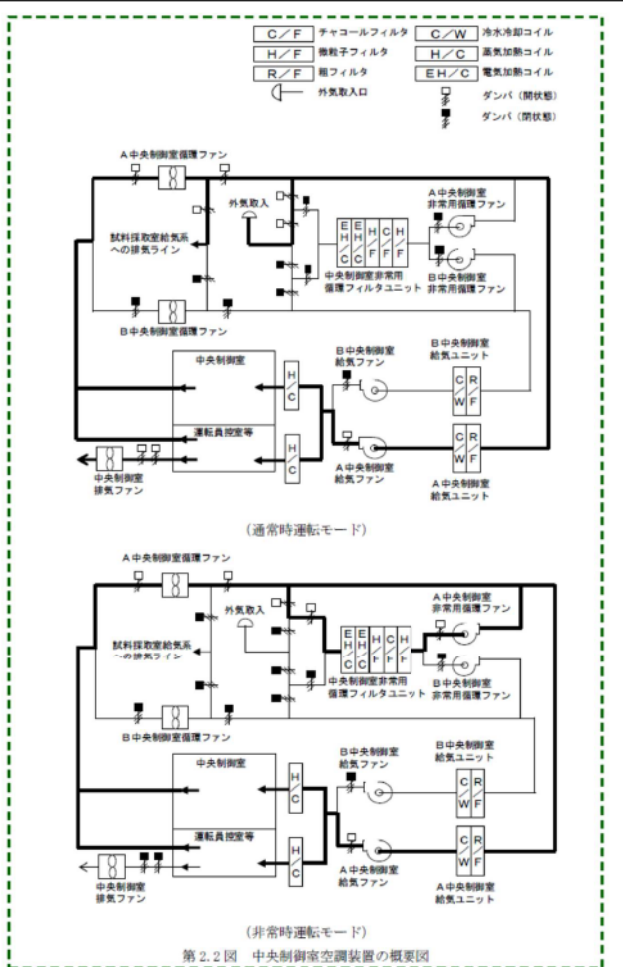
第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

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

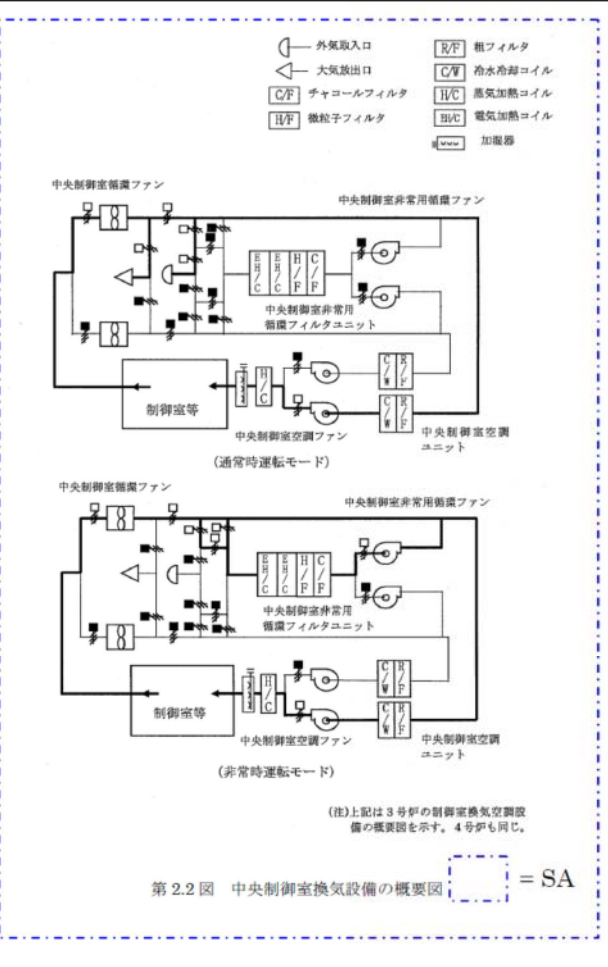
差異理由



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



第2.2図 中央制御室換気設備の概要図 = SA

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	大阪発電所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） 入退城時の内部被ばくは、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 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>2.5.2.2 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城時について、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>入退城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 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>	<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城時について、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。 入退城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>

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）}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1班] 約6.2 ^{※4}	2班] 約2.7	3班] 約1.4	4班] -	5班] 約1.3	6班] 約1.2	7班] -	約13
B班	1班] 約5.3 ^{※4}	-	2班] 約1.9	3班] 約1.5	-	-	4班] 約0.87	約9.5
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1班] 約46 ^{※4}	2班] 約2.9	-	-	3班] 約1.1	4班] 約1.2	5班] 約0.47 ^{※5}	約53
E班	-	-	1班] 約1.6	2班] 約1.6	3班] 約0.92	-	4班] 約1.3 ^{※4}	約5.3

- ※1 入込時刻においてマスク（PFR-05）の着用を考慮
- ※2 中央制御室内でマスク（PFR-05）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 避難モデル上のコンタク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込時刻において事後1日目のみマスク（PFR-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 本評価において想定した変更スケジュールでは、7日3直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入城する1直勤務の班（本評価では7日1直の班と同じ班を想定）が入城を終了した時点で評価期間終了（事象発生から18時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入城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滞在中に評価期間終了となることから、入城及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

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）}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1班] 約7.1 ^{※4}	2班] 約4.8	3班] 約2.3	4班] -	5班] 約3.2	6班] 約2.9	7班] -	約21
B班	1班] 約6.0 ^{※4}	-	2班] 約3.8	3班] 約3.5	-	-	4班] 約2.0	約16
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1班] 約520 ^{※4}	2班] 約4.6	-	-	3班] 約2.4	4班] 約3.1	5班] 約1.2 ^{※4}	約530
E班	-	-	1班] 約3.0	2班] 約3.9	3班] 約1.8	-	4班] 約2.9 ^{※4}	約12

- ※1 入込時刻においてマスク（PFR-05）の着用を考慮
- ※2 避難モデル上のコンタク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
- ※3 入込時刻において事後1日目のみマスク（PFR-1,000）の着用を考慮
- ※4 評価期間終了直前の入城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）

表6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
 （原子伊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）}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1班] 約6.2 ^{※4}	2班] 約2.1	3班] 約1.4	4班] -	5班] 約1.1	6班] 約0.84	7班] -	約13
B班	1班] 約5.3 ^{※4}	-	2班] 約1.8	3班] 約1.4	-	-	4班] 約0.65	約9.0
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1班] 約46 ^{※4}	2班] 約2.9	-	-	3班] 約0.58	4班] 約0.84	5班] 約0.34 ^{※5}	約53
E班	-	-	1班] 約1.6	2班] 約1.3	3班] 約0.79	-	4班] 約0.96 ^{※4}	約4.6

- ※1 入込時刻においてマスク（PFR-05）の着用を考慮
- ※2 中央制御室内でマスク（PFR-05）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 避難モデル上のコンタク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込時刻において事後1日目のみマスク（PFR-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）

表6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
 （原子伊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）}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1班] 約7.1 ^{※4}	2班] 約2.5	3班] 約2.0	4班] -	5班] 約1.6	6班] 約1.2	7班] -	約27
B班	1班] 約6.0 ^{※4}	-	2班] 約3.0	3班] 約2.4	-	-	4班] 約0.75	約13
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	1班] 約520 ^{※4}	2班] 約4.7	-	-	3班] 約1.2	4班] 約1.1	5班] 約0.39 ^{※5}	約530
E班	-	-	1班] 約2.7	2班] 約2.2	3班] 約0.97	-	4班] 約1.2 ^{※4}	約7.0

- ※1 入込時刻においてマスク（PFR-05）の着用を考慮
- ※2 避難モデル上のコンタク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
- ※3 入込時刻において事後1日目のみマスク（PFR-1,000）の着用を考慮
- ※4 評価期間終了直前の入城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）

⑥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	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" data-bbox="85 260 678 480"> <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>20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>20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>20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" data-bbox="85 722 678 943"> <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>20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>20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>20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}	20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	20直 約 2.9	3直 約 1.2 ^{※5}	約 66	E班	-	-	2直 約 3.4	20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}	20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	20直 約 2.6	3直 約 1.1 ^{※5}	約 66	E班	-	-	2直 約 3.5	20直 約 3.3	3直 約 2.2	-	1直 約 3.0 ^{※5}	約 12			<p>⑥の相違</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}	20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	20直 約 2.9	3直 約 1.2 ^{※5}	約 66																																																																																																							
E班	-	-	2直 約 3.4	20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}	20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	20直 約 2.6	3直 約 1.1 ^{※5}	約 66																																																																																																							
E班	-	-	2直 約 3.5	20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	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異理由																																																																																																																				
<p>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）</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 4.1×10²</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 (内部) 内部被ばく 外部被ばく</td> <td>約 3.2×10⁰ (約 2.7×10⁰) (約 5.6×10⁰)</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 4.6×10⁰</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城時の被ばく</td> <td>約 1.4×10¹</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城時の被ばく</td> <td>約 2.5×10⁰</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城時の被ばく</td> <td>約 5.1×10⁰</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城時の被ばく</td> <td>約 1.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.1×10⁰</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 7-1-2 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）</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 4.1×10²</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 (内部) 内部被ばく 外部被ばく</td> <td>約 5.1×10⁰ (約 5.0×10⁰) (約 5.6×10⁰)</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 5.2×10⁰</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城時の被ばく</td> <td>約 1.4×10¹</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城時の被ばく</td> <td>約 2.5×10⁰</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城時の被ばく</td> <td>約 5.1×10⁰</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城時の被ばく</td> <td>約 1.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)</td> <td>約 5.3×10⁰</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 (内部) 内部被ばく 外部被ばく	約 3.2×10 ⁰ (約 2.7×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)	小計 (①+②+③+④)	約 4.6×10 ⁰	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 2.5×10 ⁰	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 1.2×10 ⁰	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 ⁰	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 (内部) 内部被ばく 外部被ばく	約 5.1×10 ⁰ (約 5.0×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)	小計 (①+②+③+④)	約 5.2×10 ⁰	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 2.5×10 ⁰	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 1.2×10 ⁰	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 ⁰	<p>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</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 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 1.1×10⁰</td> <td>約 2.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.2×10⁰</td> <td>約 1.1×10⁰</td> <td>約 2.2×10⁰</td> </tr> <tr> <td>④ 建屋からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 1.0×10¹</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 7.9×10⁻²</td> <td>約 1.4×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 1.2×10¹</td> <td>約 7.9×10⁻²</td> <td>約 1.2×10¹</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 13</td> <td>約 1.1</td> <td>約 15^{*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</p> <p>※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: center;">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	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	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}	<p>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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="2">7日間の実効線量 (mSv) ^{*1}</th> </tr> <tr> <th>3号炉</th> <th>4号炉</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 4.0×10³</td> <td>約 4.0×10³</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>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 3.0×10⁰</td> <td>約 2.3×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 3.1×10⁰</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 2.7×10⁰</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 1.4×10⁰</td> <td>約 7.6×10⁻¹</td> </tr> <tr> <td>小計 (④+⑤)</td> <td>約 4.1×10⁰</td> <td>約 1.9×10⁰</td> </tr> <tr> <td>合計 (①+②+③+④+⑤)</td> <td>約 7.2^{*2}</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</p> <p>※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}		3号炉	4号炉	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	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 4.3 ^{*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 ^{※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 (内部) 内部被ばく 外部被ばく	約 3.2×10 ⁰ (約 2.7×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)																																																																																																																						
小計 (①+②+③+④)	約 4.6×10 ⁰																																																																																																																						
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 2.5×10 ⁰																																																																																																																						
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 1.2×10 ⁰																																																																																																																						
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 ⁰																																																																																																																						
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 (内部) 内部被ばく 外部被ばく	約 5.1×10 ⁰ (約 5.0×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)																																																																																																																						
小計 (①+②+③+④)	約 5.2×10 ⁰																																																																																																																						
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 2.5×10 ⁰																																																																																																																						
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 1.2×10 ⁰																																																																																																																						
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 ⁰																																																																																																																						
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 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																																																																																																																				
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}																																																																																																																				
被ばく経路	7日間の実効線量 (mSv) ^{*1}																																																																																																																						
	3号炉	4号炉																																																																																																																					
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																																																																																																																					
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 4.3 ^{*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

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）

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 ⁰
(内訳) 内部被ばく	(約 2.6×10 ⁰)
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)
小計 (①+②+③+④)	約 4.5×10 ⁰
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城時の被ばく	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城時の被ばく	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.7×10 ³
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 ⁰

※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 7-2-2 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）

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 ⁰
(内訳) 内部被ばく	(約 5.0×10 ⁰)
外部被ばく	(約 5.6×10 ⁰)
小計 (①+②+③+④)	約 5.2×10 ⁰
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城時の被ばく	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城時の被ばく	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.7×10 ³
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 ⁰

※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

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）

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 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 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}

*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

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）

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 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 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}

*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

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 3.8×10⁻¹</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</td> <td>約 3.1×10¹</td> </tr> <tr> <td>(内訳) 内部被ばく 外部被ばく</td> <td>(約 2.5×10⁰) (約 5.6×10⁰)</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城時の被ばく</td> <td>約 5.3×10⁻¹</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城時の被ばく</td> <td>約 3.9×10⁻¹</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城時の被ばく</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城時の被ばく</td> <td>約 5.0×10⁻¹</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> <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 3.8×10⁻¹</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</td> <td>約 5.0×10⁰</td> </tr> <tr> <td>(内訳) 内部被ばく 外部被ばく</td> <td>(約 5.0×10⁰) (約 5.6×10⁰)</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③+④)</td> <td>約 5.1×10⁰</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城時の被ばく</td> <td>約 5.3×10⁻¹</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城時の被ばく</td> <td>約 3.9×10⁻¹</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城時の被ばく</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城時の被ばく</td> <td>約 5.0×10⁻¹</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 5.2×10⁰</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 ⁻¹	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	約 3.1×10 ¹	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.5×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)	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城時の被ばく	約 5.3×10 ⁻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城時の被ばく	約 3.9×10 ⁻¹	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.0×10 ⁻¹	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	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 ⁻¹	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	約 5.0×10 ⁰	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 5.0×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10 ⁰	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城時の被ばく	約 5.3×10 ⁻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城時の被ばく	約 3.9×10 ⁻¹	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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.0×10 ⁻¹	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 ⁰	<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、入退城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>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※入退城のみ着用</p> <p>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	—	—	<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、入退城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>※入退城時のみ着用</p> <p>= 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 ⁻¹																																																																											
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	約 3.1×10 ¹																																																																											
(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.5×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)																																																																											
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城時の被ばく	約 5.3×10 ⁻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城時の被ばく	約 3.9×10 ⁻¹																																																																											
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.0×10 ⁻¹																																																																											
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																																																																											
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 ⁻¹																																																																											
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	約 5.0×10 ⁰																																																																											
(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 5.0×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)																																																																											
小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10 ⁰																																																																											
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城時の被ばく	約 5.3×10 ⁻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城時の被ばく	約 3.9×10 ⁻¹																																																																											
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.0×10 ⁻¹																																																																											
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 ⁰																																																																											
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	—	—																																																																									
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	—																																																																										

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 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）

	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	約 3.1×10 ⁰
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.5×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)
	小計 (①+②+③+④)	約 4.3×10 ⁰
入退城時		
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 3.9×10 ⁰
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.0×10 ⁰
	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 ⁰

※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 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）

	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	約 5.0×10 ⁰
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 4.9×10 ⁰) (約 5.6×10 ⁰)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10 ⁰
入退城時		
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 3.9×10 ⁰
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城時の被ばく	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城時の被ばく	約 5.0×10 ⁰
	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 ⁰

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

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

*1 入退城時については常にマスクを着用とした。

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

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

SA 条文関連

大飯発電所3/4号炉

第2.5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）

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 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 2.0×10 ⁰
小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 2.0×10 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*1	約 1.4×10 ⁰	約 7.3×10 ⁰	約 1.4×10 ⁰
小計 (④+⑤)	約 4.0×10 ⁰	約 7.3×10 ⁰	約 4.1×10 ⁰
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.0	約 18	約 24**

*1：入退城時については常にマスクを着用とした。

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

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

SA

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）

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 ⁰	約 1.4×10 ⁰	約 1.5×10 ⁰
小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 1.4×10 ⁰	約 1.5×10 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*1	約 7.3×10 ⁰	約 3.8×10 ⁰	約 7.6×10 ⁰
小計 (④+⑤)	約 1.9×10 ⁰	約 3.8×10 ⁰	約 1.9×10 ⁰
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 3.4	約 14	約 18**

*1：入退城時については常にマスクを着用とした。

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

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

SA

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>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>入道域時</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	入道域時				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) **</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 5.6×10⁰</td> <td>約 5.8×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.9×10⁰</td> <td>約 5.6×10⁰</td> <td>約 5.8×10⁰</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 80</td> <td>約 66**</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) **			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 ⁰	約 5.8×10 ⁰	小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 5.6×10 ⁰	約 5.8×10 ⁰	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 80	約 66**	<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>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 4.3×10⁰</td> <td>約 4.5×10⁰</td> </tr> <tr> <td>小計 (①+②+③)</td> <td>約 1.5×10⁰</td> <td>約 4.3×10⁰</td> <td>約 4.5×10⁰</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**</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 ⁰	約 4.5×10 ⁰	小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 4.3×10 ⁰	約 4.5×10 ⁰	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**	<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																																																																																																																														
入道域時																																																																																																																																	
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) **																																																																																																																																
	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 ⁰	約 5.8×10 ⁰																																																																																																																														
小計 (①+②+③)	約 1.9×10 ⁰	約 5.6×10 ⁰	約 5.8×10 ⁰																																																																																																																														
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 80	約 66**																																																																																																																														
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 ⁰	約 4.5×10 ⁰																																																																																																																														
小計 (①+②+③)	約 1.5×10 ⁰	約 4.3×10 ⁰	約 4.5×10 ⁰																																																																																																																														
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**																																																																																																																														

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 2.2×10^4 よう素類：約 8.3×10^4 Cs類：約 3.1×10^9 Te類：約 6.3×10^7 Ba類：約 2.5×10^7 Ru類：約 3.1×10^8 La類：約 2.5×10^9 Ce類：約 6.3×10^9
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 6.0×10^4 よう素類：約 2.2×10^4 Cs類：約 3.1×10^9 Te類：約 6.2×10^7 Ba類：約 2.5×10^7 Ru類：約 3.1×10^8 La類：約 2.5×10^9 Ce類：約 6.2×10^9
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 事故直後の炉心内蔵積存量*

項目	Te 類	Ba 類	Ru 類	Ce 類	La 類
事故直後の炉心内蔵積存量*	約 1.9×10^{19}	約 1.8×10^{19}	約 3.7×10^{19}	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^{19}

*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蔵積存量

Table 3.13 PWR Releases Into Containment*

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

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** Values shown are fractions of total fission product inventory.
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事故直後の各フューエースは大きく以下のように整理されている。

- ・Gap-Release/Early In-Vessel
- ・燃料格納容器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。

26-別 2-24

SA 条文関連

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 事故直後の炉心内蔵積存量*1

項目	Te 類	Ba 類	Ru 類	Ce 類	La 類
事故直後の炉心内蔵積存量*1	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 4.5×10^{19}	約 8.6×10^{19}	約 8.8×10^{19}

*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蔵積存量。

表 原子炉格納容器への放出割合、放出時間 (MRRG-1405 Table3.13)

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

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** Values shown are fractions of total fission product inventory.
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事故直後の各フューエースは大きく以下のように整理されている。

- ・Gap-Release/Early In-Vessel
- ・燃料格納容器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。

個別解析の相違
 型式の相違
 【大飯】
 ・大飯との比較では、炉心内蔵積存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）

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）
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を考慮しない

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)

号炉	7日間の実効線量
3号炉	約15 mSv

大項目	中項目	主要条件	評価期間
大気拡散	気象資料	1997年1月～12月 全機種：1時間 小さいほうから97%	7日間
	実効放出継続時間 累積出現頻度	小さいほうから97%	
運転員の被ばく評価	著目方位	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)	7日間
	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)	
	マスクによる防護係数	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域回数を設定	
	交代要員体制の考慮 直接線、スカイシャイン線評価コード	QAD、SCATTERING	

SA条文関連

中央制御室居住性(重大事故対策)に係る被ばく評価の主要条件 (3/3)

号炉	7日間の実効線量
3号炉	約7.2mSv
4号炉	約4.3mSv
3号炉+4号炉	約12mSv

大項目	中項目	主要条件	評価期間
大気拡散	気象資料	2010年1～12月 全機種：1時間 小さいほうから97%	7日間
	実効放出継続時間 累積出現頻度	小さいほうから97%	
運転員の被ばく評価	著目方位	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)	7日間
	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)	
	マスクによる防護係数	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域回数を設定	
	交代要員体制の考慮 直接線、スカイシャイン線評価コード	QAD、SCATTERING	

SA

差異理由

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>SA 条文関連</p>	<p>比較のため再掲</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>差異理由</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 家内	①原子炉建屋原子炉建屋からの放射線による被ばく（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）
内	②大気中へ放出された放射線物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③地表面に沈着した放射線物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャ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線物質による被ばく（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原子炉建屋原子炉建屋内の放射線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）
入 造 域	⑥大気中へ放出された放射線物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑦地表面に沈着した放射線物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインガンマ線による内部被ばく）
	⑧大気中へ放出された放射線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）

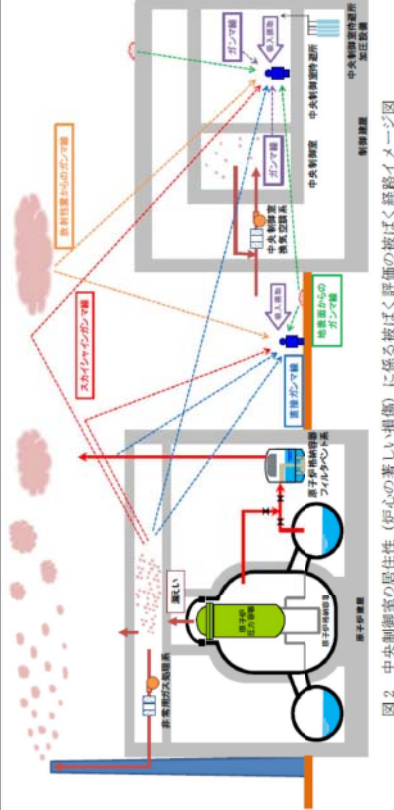
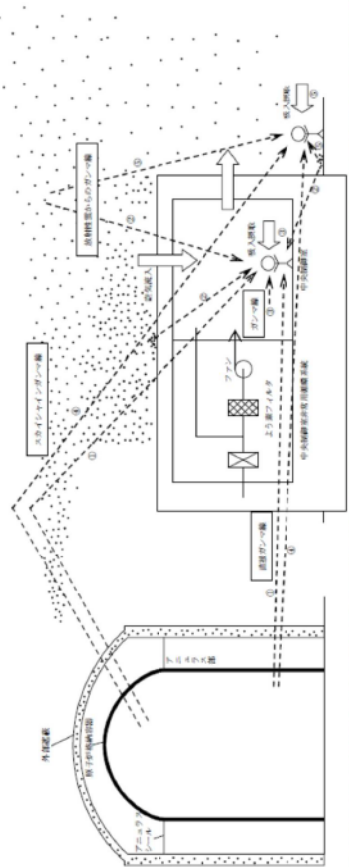


図2 中央制御室の居住性（中心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

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線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） （クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインによる外部被ばく）
入 造 域 での被ばく	②大気中へ放出された放射線物質からのガンマ線による被ばく（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） ③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射線物質による被ばく（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） ④原子炉建屋内の放射線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線物質の吸入摂取による被ばく（クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく）

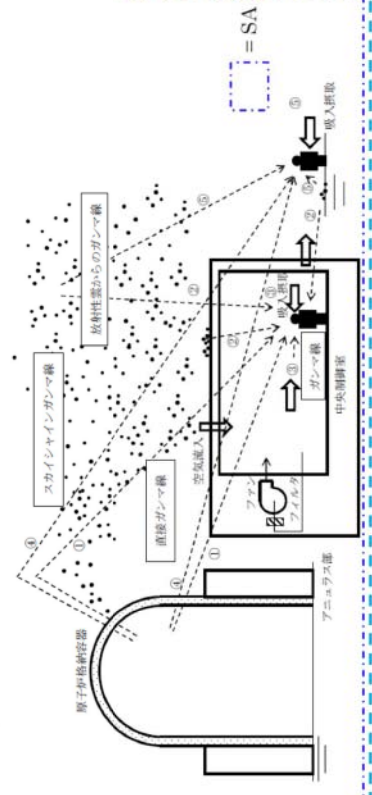


SA 条文関連

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建屋内の放射線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線物質のガンマ線による被ばく（クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく） ③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射線物質による被ばく（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 造 域 での被ばく	④建屋内の放射線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線物質のガンマ線による被ばく（クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく）



差異理由	<p>記載方針の相違 経路の対応 [女川] [泊]</p> <p>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

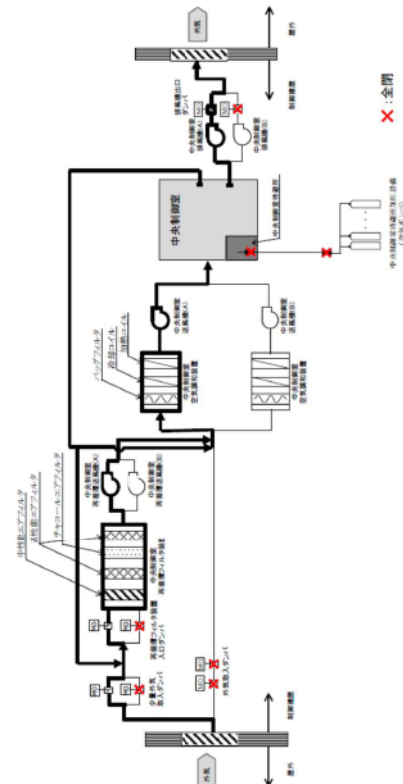
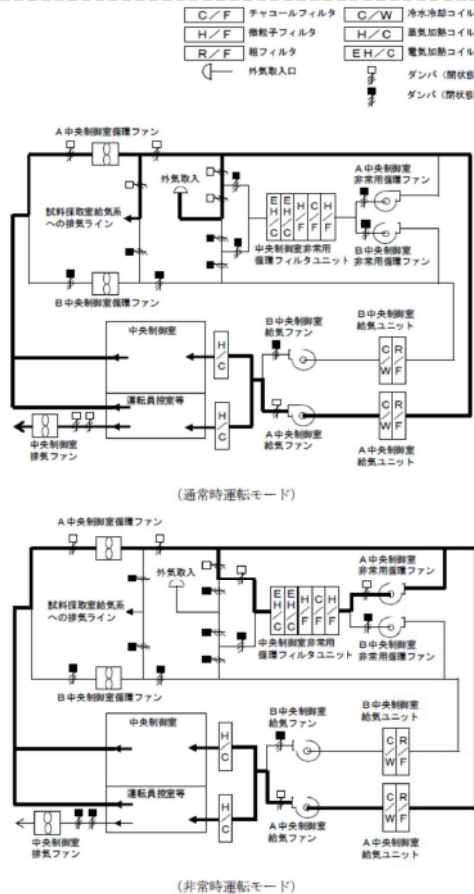


図3 中央制御室換気空調系（事故時運転モード（少量外気取入））の概要図

泊発電所3号炉

比較のため再掲



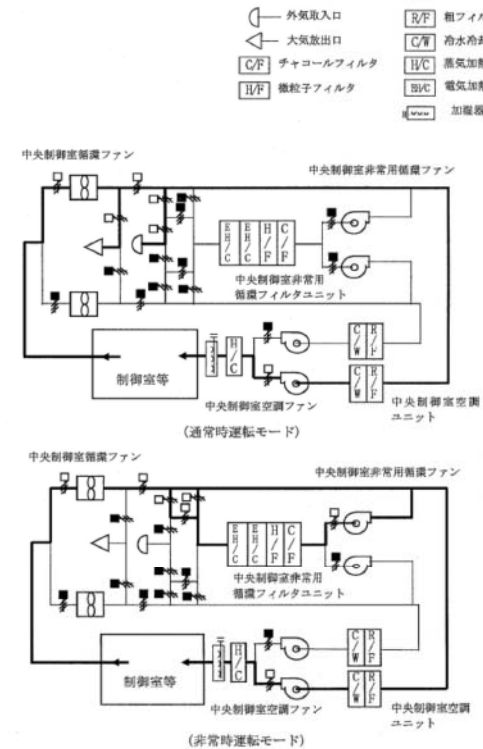
第2.2図 中央制御室空調装置の概要図

26-別 2-16

SA 条文関連

大飯発電所3/4号炉

比較のため再掲



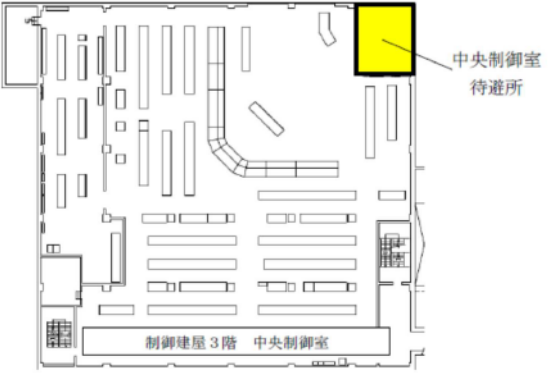
第2.2図 中央制御室換気設備の概要図

= 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="201 582 492 606">図4 中央制御室待避所の設置場所</p>			<p data-bbox="1971 167 2060 199">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																				
<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="flex: 1;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">事故発生からの経過時間[h]</th> <th style="width: 80%;">内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0</td> <td>原子炉建屋原子炉棟からの漏えい</td> </tr> <tr> <td>30min</td> <td>放出経路</td> </tr> <tr> <td>70min</td> <td>非常用ガス処理系放出</td> </tr> <tr> <td>45</td> <td>格納容器ベント (代替設備冷却系の運転に失敗した場合)</td> </tr> <tr> <td>55</td> <td>中央制御室換気空調系</td> </tr> <tr> <td>70min</td> <td>中央制御室待避所 加圧設備^{※1}</td> </tr> <tr> <td>70min</td> <td>中央制御室内への外気の直接流入</td> </tr> <tr> <td>168</td> <td>中央制御室に滞在</td> </tr> <tr> <td>168</td> <td>中央制御室待避所に滞在^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="flex: 0.5; font-size: small; margin-left: 5px;"> <p>※1 代替設備冷却系を用いて事業を収束する場合は考慮しない。 図15 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート</p> </div> </div>	事故発生からの経過時間[h]	内容	0	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい	30min	放出経路	70min	非常用ガス処理系放出	45	格納容器ベント (代替設備冷却系の運転に失敗した場合)	55	中央制御室換気空調系	70min	中央制御室待避所 加圧設備 ^{※1}	70min	中央制御室内への外気の直接流入	168	中央制御室に滞在	168	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>
事故発生からの経過時間[h]	内容																						
0	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい																						
30min	放出経路																						
70min	非常用ガス処理系放出																						
45	格納容器ベント (代替設備冷却系の運転に失敗した場合)																						
55	中央制御室換気空調系																						
70min	中央制御室待避所 加圧設備 ^{※1}																						
70min	中央制御室内への外気の直接流入																						
168	中央制御室に滞在																						
168	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> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では59-7で居住性に係る被ばく評価の概要説明を行い、59-8に補足的な事項を記載している。 ・女川はいずれも59-9としてまとめており、表紙はない。

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
	<p style="text-align: right;">別添3</p> <p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">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> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では59-8として26条の別添3を添付することとしており、別添3の表紙が入る。女川も26条の資料と同じ資料を読みこむ構成は同じだが表紙はない。

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
	<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. パ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 ・構成の相違により泊のみ目次が存在する。</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（補足説明資料）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所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 black; 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> <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 原子炉密封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 積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</p> <p>1-1-7 内規^{*1}との整合性について</p> <p style="text-align: right;">SA 条文関連を含む</p> </div> <p style="text-align: right;">DB 条文関連</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 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> <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 事故シーケン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洗着効果について</p> <p>1-2-7 原子炉格納容器等へのエアロゾルの洗着効果について</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 原子炉格納容器備えい率の設定について</p> <p>1-2-10 アニュラス空気浄化設備 空気作動弁の開閉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 大気への放出放射能量の推移グラフについて</p> <p>1-2-13 中央制御室の直線線、スガ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タンバ強制開放手順の成立性について</p> <p>1-2-15 マスクによる防護率について</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 湿性洗着を考慮した地表面洗着速度の設定について</p> <p>1-2-19 運転員の勤務体系を踏まえた被ばく評価結果について</p> <p>1-2-20 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>1-2-21 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>1-2-22 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</p> <p>1-2-23 審査ガイド^{*2}との適合性について</p> <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作業所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>		<p>資料構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 構成の相違により泊のみ目次が存在する。 比較は 59-補足-4 にて実施。

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線量評価条件(1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	2号炉	運転号炉を想定	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
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. 2-2-20 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオを代表とする NUREG-1465 記載の放出割合（破断管破損後～晩期圧力容器内放出まで）を考慮（添付1-2-4参照）
炉心熱出力	2,436MWt	定格熱出力	4.3(1)h. 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。
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	4.3(1)h. 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。
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	4.3(1)h. 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線量評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
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	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
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	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉運転時間	最高40,000時間(ウラン燃料) 最高30,000時間(MOX燃料)	定格出力(2,652 MWt)の102% 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定 評価対象炉心は、被ばく評価において厳しいMOX燃料装荷中心を設定	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
サイクル数(バッチ数)	4(ウラン燃料)、3(MOX燃料) 装荷比率は、3/4；ウラン燃料1/4；MOX燃料	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定 (添付1-2-3参照)	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器に放出される体積生成物量、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	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定 (添付1-2-3参照)	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状より素：5% 元素状より素：91% 有機より素：4%	既定の格納容器スプレイ失敗を想定するたに、pH7 とするのを保つため、pHに依らず有機より素割合を保守的に設定するため、R.G.1.195 ²⁾ のよう素割合に基づき設定（添付1-2-5参照）	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。

添付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
 第1表(1/3) 大気中への放出放射線量評価条件（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
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	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
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	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
炉心熱出力	定格出力(3,411MWt)の102%	定格熱出力(3,411MWt)の102%を考慮	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)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を考慮し、最高時間を設定	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
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を考慮し、最高時間を設定	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器に放出される体積生成物量、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	既定の格納容器スプレイ失敗を想定するたに、pH7 とするのを保つため、pHに依らず有機より素割合を保守的に設定するため、R.G.1.195 ²⁾ のよう素割合に基づき設定（添付1-2-3参照）	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状より素：5% 元素状より素：91% 有機より素：4%	既定の格納容器スプレイ失敗を想定するたに、pH7 とするのを保つため、pHに依らず有機より素割合を保守的に設定するため、R.G.1.195 ²⁾ のよう素割合に基づき設定（添付1-2-4参照）	4.3(1)h. 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から結果が最も厳しくなる事故シナリオ)のソースターム解析結果を基に設定する。

大飯発電所3/4号炉

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（添付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 大気中への放射線量評価条件(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（5分、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生後5分後から漏えい） 格納容器ベント：事故発生から約45分間後 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70分後	選定理由 MAAP解析に基づく 格納容器ベント：MAAP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：非常用ガス処理系による放出	審査ガイドでの記載 4.3(3)c. 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(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。 4.3(3)e. 原子炉格納容器スプレイの作用については、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(3)f. 原子炉格納容器漏えい率は、4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内のpH制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内のpH制御設備は、重大事故等発生時稼働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量の相違	粒子状より量：5% 無機より量：91% 有機より量：4%	原子炉格納容器内のpH制御の効果に期待しないため、凡そ1.105に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、3の蒸気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】 104以下 1.0%で 0.9%/日 1~1.504 1.0%で 1.1%/日 1.5~204 1.0%で 1.3%/日 に相当する開口面積	AEC方式に基づき設定	4.3(3)c. 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ソースターム解析結果を基に設定する。

表2-1-1 大気中への放射線量評価条件(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（BE）	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機より量：1 有機より量：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バのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価	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	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの存在については、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(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機より量の除去効果	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量の自然沈着率	9.0×10^{-4} (1/a) (上限10 ⁻²⁰⁰)	CSE実験に基づき設定（添付資料2-2-5参照）	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
サブプレッションプールでのスクラビングによる無機より量の除去効果	無機より量：5	Standard Review Plan, 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 無機より量：500 有機より量：50	— 設計値	—

泊発電所3号炉

第1表(2/3) 大気中への放射線量評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時間	0秒	選定した事故シ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(3)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。
原子炉格納容器等への元減状（漏れ）より量の沈着効果	沈着速度 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(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/h)	重力沈着速度を用いたモデル $\lambda_g = V_d \cdot V_a$ 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エアロゾルのエアロゾル除去効果	60分	選定した事故シナリオに基づき、全交差動力電機損失最終ヒートドレン喪失を想定した起動遅延時間を見込んだ値として設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作用については、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。
原子炉格納容器からの漏えい割合	0.16%/day	SRP6.5.2*に示された評価式に基づき設定（添付1-2-8参照） 有効性評価で想定する事故収束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内圧力に対応した漏えい率を見込んだ値を設定（添付1-2-9参照）	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2) a で選定した事故シ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%	添付十番ばく評価に同じ	原子炉格納容器からの漏えい割合について、記載なし。
アニュラス部体積	7,860 m ³	設計値として設定	アニュラス部体積について、記載なし。

大飯発電所3/4号炉

第1表(2/3) 大気中への放射線量評価条件（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
放出開始時間	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(3)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。
原子炉格納容器等への元減状（漏れ）より量の沈着効果	9.0×10^{-4} (1/a)	CSE A6実験に基づき設定（添付1-2-5参照）	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	重力沈着速度を用いたモデルを $\lambda_g = k_p \frac{\Delta T}{V_a}$ を基に設定。（添付1-2-6参照）	選定した事故シナリオに基づき、全交差動力電機損失最終ヒートドレン喪失を想定した起動遅延時間を見込んだ値として設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作用については、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エアロゾル除去効果	SRP6.5.2*に示された評価式に基づき設定（添付1-2-7参照）	有効性評価で想定する事故収束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内圧力に対応した漏えい率を見込んだ値を設定（添付1-2-8参照）	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2) a で選定した事故シ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の漏えい割合	0.16%/day	添付十番ばく評価に同じ	原子炉格納容器からの漏えい割合について、記載なし。
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%	添付十番ばく評価に同じ	アニュラス部体積について記載なし。
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線評価条件(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ペ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 ヨウ素類：約3.0×10 ⁴ Cs類：約1.2×10 ⁴ Te類：約2.4×10 ⁴ Ba類：約9.4×10 ⁴ Ru類：約1.2×10 ⁴ La類：約9.4×10 ⁴ Ce類：約2.4×10 ⁴	M&P解析結果及び基準6-1465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イム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から、原子炉建屋原子炉種への流入割合	格納容器ペ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 ⁴ よう素類：約8.3×10 ⁴ Cs類：約3.1×10 ⁴ Te類：約6.3×10 ⁴ Ba類：約2.5×10 ⁴ Ru類：約3.1×10 ⁴ La類：約2.5×10 ⁴ Ce類：約6.3×10 ⁴	同上	同上
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 ⁴ よう素類：約2.2×10 ⁴ Cs類：約3.1×10 ⁴ Te類：約6.2×10 ⁴ Ba類：約2.5×10 ⁴ Ru類：約3.1×10 ⁴ La類：約2.5×10 ⁴ Ce類：約6.2×10 ⁴	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 ⁴ よう素類：約2.2×10 ⁴ Cs類：約3.1×10 ⁴ Te類：約6.2×10 ⁴ Ba類：約2.5×10 ⁴ Ru類：約3.1×10 ⁴ La類：約2.5×10 ⁴ Ce類：約6.2×10 ⁴	同上	同上

表2-1-1 大気中への放出放射線評価条件(5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋原子炉種の換気率	・原子炉建屋原子炉種負圧維持時間以外：無限大[回/日] ・原子炉建屋原子炉種負圧維持時間：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種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	-
原子炉建屋原子炉種負圧達成時間	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種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線評価条件

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イ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んだ値（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分（添付十表）+起動遅れ時間10分）	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イム解析結果を基に設定する。
アニュウラス空気浄化設備 より希ガス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、事故期間中相保できなくなる可能性があるため、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55Fe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、フィルタ効率の選定に際し、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：英国 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 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線評価条件(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 ⁴ 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んだ値（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分（添付十表）+起動遅れ時間10分））	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イ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んだ値（起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分（添付十表）+起動遅れ時間10分）	同上
アニュウラス空気浄化設備 より希ガス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、事故期間中相保できなくなる可能性があるため、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55Fe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、フィルタ効率の選定に際し、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、事故期間中相保できなくなる可能性があるため、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：英国 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 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	大阪発電所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>大気へ</p> <p>希ガス放出量：約5.4×10^{13} Bq</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希ガス</p> <p>(原子炉格納容器内での低減効果無視)</p> <p>NUREG-1465に基づく放出割合</p> <p>長時間運転した場合の希ガスの炉心内蓄積量 約3.0×10^{13} Bq</p> <p>第1-1図 希ガスの大気放出過程</p> <p>アンモニア系圧縮時間(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>大気へ</p> <p>希ガス放出量：約6.7×10^{13} Bq</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希ガス</p> <p>(原子炉格納容器内での低減効果無視)</p> <p>NUREG-1465に基づく放出割合</p> <p>長時間運転した場合の希ガスの炉心内蓄積量 約4.0×10^{13} Bq</p> <p>第1-1図 希ガスの大気放出過程</p> <p>アンモニア系圧縮時間(60分)までは直接大気に放出するとして評価</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別解析による相違はあるが概ね同等の内容
	<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>大気へ</p> <p>よう素放出量：約2.5×10^{14} Bq</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よう素</p> <p>長時間運転した場合のよう素の炉心内蓄積量 約2.7×10^{14} Bq</p> <p>第1-2図 よう素の大気放出過程</p> <p>アンモニア系圧縮時間(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>大気へ</p> <p>よう素放出量：約2.3×10^{14} Bq</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よう素</p> <p>長時間運転した場合のよう素の炉心内蓄積量 約3.3×10^{14} Bq</p> <p>第1-2図 よう素の大気放出過程</p> <p>アンモニア系圧縮時間(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	大阪発電所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>大気へ</p> <p>セシウム放出量：約 3.4×10^{12} Bq</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> <p>代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRP.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> <p>(NUREG-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^{18} Bq</p> <p>第1-3回 セシウムの大気放出過程</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>大気へ</p> <p>セシウム放出量：約 3.4×10^{12} Bq</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> <p>代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRP.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> <p>(NUREG-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^{18} Bq</p> <p>第1-3回 セシウムの大気放出過程</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>【大阪】</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>単位：Bq (GROSS 値)</p> <p>大気へ</p> <p>その他核種放出量：約 7.1×10^{11} Bq</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> <p>代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRP.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> <p>(NUREG-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^{18} Bq</p> <p>第1-4回 その他核種の大気放出過程</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>大気へ</p> <p>その他核種放出量：約 7.6×10^{11} Bq</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> <p>代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRP.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> <p>(NUREG-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^{18} Bq</p> <p>第1-4回 その他核種の大気放出過程</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>表 2-1-2 大気中への放出放射能 (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)</p> <table border="1"> <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">放出放射能 [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 1.6×10¹⁵</td> <td colspan="2">約 1.6×10¹⁷</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 2.1×10¹⁵</td> <td colspan="2">約 4.5×10¹⁵</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 8.4×10¹⁷</td> <td colspan="2">約 2.5×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 6.0×10¹⁵</td> <td colspan="2">約 2.7×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 1.8×10¹⁵</td> <td colspan="2">約 2.9×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.8×10¹⁵</td> <td colspan="2">約 4.2×10¹¹</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 5.5×10¹⁵</td> <td colspan="2">約 2.8×10¹¹</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 4.1×10¹⁵</td> <td colspan="2">約 7.5×10¹⁰</td> </tr> </tbody> </table>	核種グループ	停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能 [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 ¹⁵	約 1.6×10 ¹⁷		よう素類	約 2.1×10 ¹⁵	約 4.5×10 ¹⁵		Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 2.5×10 ¹²		Te 類	約 6.0×10 ¹⁵	約 2.7×10 ¹²		Ba 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 2.9×10 ¹²		Ru 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 4.2×10 ¹¹		Ce 類	約 5.5×10 ¹⁵	約 2.8×10 ¹¹		La 類	約 4.1×10 ¹⁵	約 7.5×10 ¹⁰		<p>第2表 大気中への放出放射能評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">希ガス</td> <td>Gross 値 約 5.4×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値 約 8.7×10¹⁵ Bq</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">よう素</td> <td>Gross 値 約 2.5×10¹⁴ Bq</td> </tr> <tr> <td>I-131 等価量 (成人実効線量係数換算) 約 8.2×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム</td> <td>Gross 値 約 3.4×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>上記以外の核種</td> <td>Gross 値 約 7.1×10¹³ Bq</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 放出放射能の推移グラフは添付 1-2-12 に示すとおりである。</p>	評価項目	評価結果 ^{※1}	希ガス	Gross 値 約 5.4×10 ¹⁶ Bq	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値 約 8.7×10 ¹⁵ Bq	よう素	Gross 値 約 2.5×10 ¹⁴ Bq	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算) 約 8.2×10 ¹³ Bq	セシウム	Gross 値 約 3.4×10 ¹³ Bq	上記以外の核種	Gross 値 約 7.1×10 ¹³ Bq	<p>第2表 大気中への放出放射能評価結果 (3号、4号共通) (7日積算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">希ガス</td> <td>Gross 値 約 6.7×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値 約 1.0×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">よう素</td> <td>Gross 値 約 2.3×10¹⁴ Bq</td> </tr> <tr> <td>I-131等価量 (成人実効線量係数換算) 約 7.7×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム</td> <td>Gross 値 約 3.4×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>上記以外の核種</td> <td>Gross 値 約 7.6×10¹³ Bq</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 放出放射能の推移グラフは添付 1-2-11 に示すとおりである</p>	評価項目	評価結果 ^{※1}	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	<p>個別解析による相違</p>
核種グループ			停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能 [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 ¹⁵	約 1.6×10 ¹⁷																																																															
よう素類	約 2.1×10 ¹⁵	約 4.5×10 ¹⁵																																																															
Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 2.5×10 ¹²																																																															
Te 類	約 6.0×10 ¹⁵	約 2.7×10 ¹²																																																															
Ba 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 2.9×10 ¹²																																																															
Ru 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 4.2×10 ¹¹																																																															
Ce 類	約 5.5×10 ¹⁵	約 2.8×10 ¹¹																																																															
La 類	約 4.1×10 ¹⁵	約 7.5×10 ¹⁰																																																															
評価項目	評価結果 ^{※1}																																																																
希ガス	Gross 値 約 5.4×10 ¹⁶ Bq																																																																
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値 約 8.7×10 ¹⁵ Bq																																																																
よう素	Gross 値 約 2.5×10 ¹⁴ Bq																																																																
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算) 約 8.2×10 ¹³ Bq																																																																
セシウム	Gross 値 約 3.4×10 ¹³ Bq																																																																
上記以外の核種	Gross 値 約 7.1×10 ¹³ Bq																																																																
評価項目	評価結果 ^{※1}																																																																
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																																																																
<p>表 2-1-3 大気中への放出放射能 (7日間積算値) (格納容器ベントの実施を想定する場合)</p> <table border="1"> <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">放出放射能 [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 1.6×10¹⁵</td> <td>約 4.6×10¹⁵</td> <td>約 8.9×10¹⁵</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 2.1×10¹⁵</td> <td>約 3.3×10¹⁵</td> <td>約 3.0×10¹⁵</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 8.4×10¹⁷</td> <td>約 9.6×10⁸</td> <td>約 2.5×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 6.0×10¹⁵</td> <td>約 6.7×10⁸</td> <td>約 2.7×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 1.8×10¹⁵</td> <td>約 6.3×10⁸</td> <td>約 2.9×10¹²</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.8×10¹⁵</td> <td>約 1.3×10⁸</td> <td>約 4.2×10¹¹</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 5.5×10¹⁵</td> <td>約 7.9×10⁷</td> <td>約 2.8×10¹¹</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 4.1×10¹⁵</td> <td>約 2.0×10⁷</td> <td>約 7.5×10¹⁰</td> </tr> </tbody> </table>	核種グループ	停止時炉内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射能 [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 ¹⁵	約 4.6×10 ¹⁵	約 8.9×10 ¹⁵	よう素類	約 2.1×10 ¹⁵	約 3.3×10 ¹⁵	約 3.0×10 ¹⁵	Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 9.6×10 ⁸	約 2.5×10 ¹²	Te 類	約 6.0×10 ¹⁵	約 6.7×10 ⁸	約 2.7×10 ¹²	Ba 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 6.3×10 ⁸	約 2.9×10 ¹²	Ru 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 1.3×10 ⁸	約 4.2×10 ¹¹	Ce 類	約 5.5×10 ¹⁵	約 7.9×10 ⁷	約 2.8×10 ¹¹	La 類	約 4.1×10 ¹⁵	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)	放出放射能 [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 ¹⁵	約 4.6×10 ¹⁵	約 8.9×10 ¹⁵																																																														
よう素類	約 2.1×10 ¹⁵	約 3.3×10 ¹⁵	約 3.0×10 ¹⁵																																																														
Cs 類	約 8.4×10 ¹⁷	約 9.6×10 ⁸	約 2.5×10 ¹²																																																														
Te 類	約 6.0×10 ¹⁵	約 6.7×10 ⁸	約 2.7×10 ¹²																																																														
Ba 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 6.3×10 ⁸	約 2.9×10 ¹²																																																														
Ru 類	約 1.8×10 ¹⁵	約 1.3×10 ⁸	約 4.2×10 ¹¹																																																														
Ce 類	約 5.5×10 ¹⁵	約 7.9×10 ⁷	約 2.8×10 ¹¹																																																														
La 類	約 4.1×10 ¹⁵	約 2.0×10 ⁷	約 7.5×10 ¹⁰																																																														
<p>59-9-添2-1-6</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2-1-4 大気拡散条件(1/4)

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	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	<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】 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> <p>【排気筒】 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71m）</p>	<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】 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</p> <p>【排気筒】 排気筒と同じ高さの高所風(地上約71m)の気象データを使用</p> <p>また、審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象データを使用（添付資料2-2-7を参照）</p>	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	<p>・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上36m</p> <p>・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上0m</p> <p>・排気筒：地上80m</p>	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。

59-9-添2-1-7

泊発電所3号炉

第3表(1/3) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定
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）
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
放出源及び放出源高さ	<p>地上 0m</p> <p>排気筒 73.1m</p>	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。

大飯発電所3/4号炉

第3表(1/3) 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
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	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1-3参照）	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	<p>地上 0m</p> <p>排気筒 73m</p>	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。

差異理由

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。
 【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2-1-4 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/緊急時制御室/緊急時対策所居住性の評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合は、建屋による巻き込み現象を考慮した大気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 【入込域時】 ・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) 1) 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様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室/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徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合は、建屋による巻き込み現象を考慮した大気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徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散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2-2-4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、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合格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がある複数の方位を対象とする。
	【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 (SSR, 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 (SSR, 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 (ESE) 制御建屋出入口：1方位 (ESE)		

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、放射性物質の濃度を求めるため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ので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数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. 放射性物質の大気拡散の予測は、「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
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退室時】 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 【入退室時】 入退室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。 【入退室時】 入退室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、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合格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がある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700 m ²)	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、放射性物質の濃度を求めるため大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	現行許認可（添付書類六）の考え方に同じ	形状係数について、記載なし。

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	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退室時】 入退室時の移動経路に従った適切な評価点を設定 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 【入退室時】 入退室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。 【入退室時】 入退室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、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合格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が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 m ²)	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、放射性物質の濃度を求めるため大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	現行許認可（添付書類六）の考え方に同じ。	形状係数について、記載なし。

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="775 169 1272 671" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="931 683 1066 703">第3-1図 評価点全体図</p> <div data-bbox="810 746 1232 1433" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1245 826 1263 1002" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%;">第3-3図 出入管理棟出入口評価点</p> <p data-bbox="1245 1161 1263 1369" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 70%;">第3-2図 中央制御室中心及び出入口評価点</p>		<p data-bbox="1975 172 2123 193">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 ⁻³	5.0×10 ⁻¹⁸
	中央制御室中心	1.6×10 ⁻³	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 ⁻³	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, WW, 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, WW, NW, NNW, N, NNE	地上放出：約 5.7×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約 2.8×10 ⁻⁴	地上放出：約 2.3×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約 4.7×10 ⁻¹⁹

※1 放出源から評価点までの水平距離

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
4号	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 ⁻¹⁹
	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

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

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 （評価点高さ） 床面上1.2m	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	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	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。	—
	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バ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		

泊発電所3号炉

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

以下の事項を除き、大気中への放出評価条件と同様

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
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
線源強度	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定
	原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部 円筒部 施工誤差 ±mm 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、積算線源強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
計算モデル	中央制御室遮蔽厚さ	天井 施工誤差 ±mm を考慮する	設計値に施工誤差（±5mm）を考慮（図付1-2-13参照）
			同上

第5表(2/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	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： ANISNコード及び [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 遮蔽等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。
	中央制御室遮蔽厚さ	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）
計算モデル	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 遮蔽等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。
	中央制御室遮蔽厚さ	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）

大飯発電所3/4号炉

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）

以下の事項を除き、大気中への放出評価条件と同様

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
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	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設的位置、遮蔽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：考慮しない アニュラス下部：±5mmを考慮する	設計値に施工誤差（±5mm）を考慮

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）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	中央制御室遮蔽厚さ	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 遮蔽等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。

差異理由

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。

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2-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋原子炉内の積算線源強度(L/2)（代替簡易測定法を用いて事業を収束する場合）

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	192時間後	216時間後	240時間後	264時間後	288時間後	312時間後	336時間後	360時間後
1.00E+01	1.00E+01	1.12E+01	1.25E+01	1.38E+01	1.51E+01	1.64E+01	1.77E+01	1.90E+01	2.03E+01	2.16E+01	2.29E+01	2.42E+01	2.55E+01	2.68E+01	2.81E+01	2.94E+01
1.00E+02	1.00E+02	1.12E+02	1.25E+02	1.38E+02	1.51E+02	1.64E+02	1.77E+02	1.90E+02	2.03E+02	2.16E+02	2.29E+02	2.42E+02	2.55E+02	2.68E+02	2.81E+02	2.94E+02
1.00E+03	1.00E+03	1.12E+03	1.25E+03	1.38E+03	1.51E+03	1.64E+03	1.77E+03	1.90E+03	2.03E+03	2.16E+03	2.29E+03	2.42E+03	2.55E+03	2.68E+03	2.81E+03	2.94E+03
1.00E+04	1.00E+04	1.12E+04	1.25E+04	1.38E+04	1.51E+04	1.64E+04	1.77E+04	1.90E+04	2.03E+04	2.16E+04	2.29E+04	2.42E+04	2.55E+04	2.68E+04	2.81E+04	2.94E+04
1.00E+05	1.00E+05	1.12E+05	1.25E+05	1.38E+05	1.51E+05	1.64E+05	1.77E+05	1.90E+05	2.03E+05	2.16E+05	2.29E+05	2.42E+05	2.55E+05	2.68E+05	2.81E+05	2.94E+05
1.00E+06	1.00E+06	1.12E+06	1.25E+06	1.38E+06	1.51E+06	1.64E+06	1.77E+06	1.90E+06	2.03E+06	2.16E+06	2.29E+06	2.42E+06	2.55E+06	2.68E+06	2.81E+06	2.94E+06
1.00E+07	1.00E+07	1.12E+07	1.25E+07	1.38E+07	1.51E+07	1.64E+07	1.77E+07	1.90E+07	2.03E+07	2.16E+07	2.29E+07	2.42E+07	2.55E+07	2.68E+07	2.81E+07	2.94E+07
1.00E+08	1.00E+08	1.12E+08	1.25E+08	1.38E+08	1.51E+08	1.64E+08	1.77E+08	1.90E+08	2.03E+08	2.16E+08	2.29E+08	2.42E+08	2.55E+08	2.68E+08	2.81E+08	2.94E+08
1.00E+09	1.00E+09	1.12E+09	1.25E+09	1.38E+09	1.51E+09	1.64E+09	1.77E+09	1.90E+09	2.03E+09	2.16E+09	2.29E+09	2.42E+09	2.55E+09	2.68E+09	2.81E+09	2.94E+09
1.00E+10	1.00E+10	1.12E+10	1.25E+10	1.38E+10	1.51E+10	1.64E+10	1.77E+10	1.90E+10	2.03E+10	2.16E+10	2.29E+10	2.42E+10	2.55E+10	2.68E+10	2.81E+10	2.94E+10

※1 有効数字3桁目を四捨五入した値

表2-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋原子炉内の積算線源強度(L/2)（格納容器ベントの実施を想定する場合）

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	192時間後	216時間後	240時間後	264時間後	288時間後	312時間後	336時間後	360時間後
1.00E+01	1.00E+01	1.12E+01	1.25E+01	1.38E+01	1.51E+01	1.64E+01	1.77E+01	1.90E+01	2.03E+01	2.16E+01	2.29E+01	2.42E+01	2.55E+01	2.68E+01	2.81E+01	2.94E+01
1.00E+02	1.00E+02	1.12E+02	1.25E+02	1.38E+02	1.51E+02	1.64E+02	1.77E+02	1.90E+02	2.03E+02	2.16E+02	2.29E+02	2.42E+02	2.55E+02	2.68E+02	2.81E+02	2.94E+02
1.00E+03	1.00E+03	1.12E+03	1.25E+03	1.38E+03	1.51E+03	1.64E+03	1.77E+03	1.90E+03	2.03E+03	2.16E+03	2.29E+03	2.42E+03	2.55E+03	2.68E+03	2.81E+03	2.94E+03
1.00E+04	1.00E+04	1.12E+04	1.25E+04	1.38E+04	1.51E+04	1.64E+04	1.77E+04	1.90E+04	2.03E+04	2.16E+04	2.29E+04	2.42E+04	2.55E+04	2.68E+04	2.81E+04	2.94E+04
1.00E+05	1.00E+05	1.12E+05	1.25E+05	1.38E+05	1.51E+05	1.64E+05	1.77E+05	1.90E+05	2.03E+05	2.16E+05	2.29E+05	2.42E+05	2.55E+05	2.68E+05	2.81E+05	2.94E+05
1.00E+06	1.00E+06	1.12E+06	1.25E+06	1.38E+06	1.51E+06	1.64E+06	1.77E+06	1.90E+06	2.03E+06	2.16E+06	2.29E+06	2.42E+06	2.55E+06	2.68E+06	2.81E+06	2.94E+06
1.00E+07	1.00E+07	1.12E+07	1.25E+07	1.38E+07	1.51E+07	1.64E+07	1.77E+07	1.90E+07	2.03E+07	2.16E+07	2.29E+07	2.42E+07	2.55E+07	2.68E+07	2.81E+07	2.94E+07
1.00E+08	1.00E+08	1.12E+08	1.25E+08	1.38E+08	1.51E+08	1.64E+08	1.77E+08	1.90E+08	2.03E+08	2.16E+08	2.29E+08	2.42E+08	2.55E+08	2.68E+08	2.81E+08	2.94E+08
1.00E+09	1.00E+09	1.12E+09	1.25E+09	1.38E+09	1.51E+09	1.64E+09	1.77E+09	1.90E+09	2.03E+09	2.16E+09	2.29E+09	2.42E+09	2.55E+09	2.68E+09	2.81E+09	2.94E+09
1.00E+10	1.00E+10	1.12E+10	1.25E+10	1.38E+10	1.51E+10	1.64E+10	1.77E+10	1.90E+10	2.03E+10	2.16E+10	2.29E+10	2.42E+10	2.55E+10	2.68E+10	2.81E+10	2.94E+10

※1 有効数字3桁目を四捨五入した値

第6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の積算線源強度

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

第6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の積算線源強度（3号、4号共通）（7日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)	アニュラス内積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	2.2×10^{23}	2.3×10^{18}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.1×10^{22}	2.3×10^{17}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	2.4×10^{23}	1.1×10^{18}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	4.1×10^{23}	2.0×10^{18}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.9×10^{24}	9.9×10^{18}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.8×10^{24}	7.2×10^{18}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	6.4×10^{23}	3.4×10^{18}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.5×10^{23}	1.5×10^{18}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	9.7×10^{22}	3.9×10^{18}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	7.9×10^{21}	2.5×10^{17}
3.5	$3 < E \leq 4$	8.1×10^{20}	2.3×10^{16}
5	$4 < E \leq 6$	1.5×10^{20}	4.0×10^{15}
7	$6 < E \leq 8$	1.0×10^{19}	2.5×10^7
9.5	$8 < E$	1.6×10^{12}	3.8×10^6

個別解析による相違
 ・評価コードが異なるため、エネルギーの区分が異なる。

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>図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (1/2)</p> <p>評価モデルはコンクリートの施工断差を考慮して設定 単位：cm</p> <p>評価モデルはコンクリートの施工断差を考慮して設定 単位：cm</p>			<p>記載方針の相違 泊のモデルは添付 1-2-13 に記載</p>
<p>図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/2)</p> <p>● 評価点 単位：mm</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：0m ³ /h 30分～168時間：8,000m ³ /h	炉心の著しい損傷が発生した場合には原設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アフィルタにより放射性物質を低減	4.2(2)c. 原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
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起動遅れ時間	4.3(3)イ. 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常に設定する。
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） 500m ³ /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)c. 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 事故発生から55～168時間後：0m ³ /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性物質のうち、大部分が放出される期間（取時間（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30分延滞時間を19時間と設定	運用を基に設定。なお、待避所高圧弁を用いて事故を収束する影響が大きいことから、非常用電源の作動状態を常に設定する。	4.3(3)イ. 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常に設定する。

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： 8,900m ³ 中央制御室内待避所： 140m ³	設計値を基に設定	4.2(2)c. 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（内閣）」に基づき、1.2号炉の中央制御室（空間容積：14,000m ³ ）について空気流入率試験を実施した結果、最大で0.21回/hであり、空気流入率換算では2.940回/hであった。仮に2号炉中央制御室（空間容積：8,900m ³ ）のみへの空気流入率を2.940回/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/緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室/緊急時対策所内パウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室パウンダリ体積（容積）	4.0×10 ³ m ³	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/緊急時対策所内パウンダリ体積（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	3.8×10 ³ m ³	事故時運転員が立ち入る可能性がある同フロアのエアリヤ体積を設定	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	設定理由	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/緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室/緊急時対策所内パウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室パウンダリ体積（容積）	5.1×10 ³ m ³	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/緊急時対策所内パウンダリ体積（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	4.9×10 ³ m ³	事故時運転員が立ち入る可能性がある同フロアのエアリヤ体積を設定	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

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異理由

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内循環ファン流量	事故発生から 0分～30分:0m³/h 30分～168時間:6,000m³/h		4.2(1)g. 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循環ファン流量	30分	4.3(3)h. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の稼働については、非常用電源の稼働状態を基に設定する。	4.2(1)g. 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。
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）： 50m³/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(1)g. 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。
中央制御室汚染付加装置の空気供給量	事故発生から0～45時間間:0m³/h 事故発生から45～33時間間:300m³/h 事故発生から35～168時間間:0m³/h 中1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（取替期間（評価資料2-4-4回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時間と設定した。	運用を基に設定。なお、代替格納容器を用いて事故を収束する号炉からの影響については、加圧設備の効果も考慮しなされた。	4.2(1)g. 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。

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
中央制御室換気空調系内循環ファン流量	事故発生から: 有機上り流:0% 無機上り流:0% 有機下り流:0% 粒子放射放射性物質:99.9%	設計値を基に設定	4.2(1)g. ヨウ素類及びエアロゾルの汚染は、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内循環ファン流量	事故発生から: 有機上り流:90% 有機下り流:90% 粒子放射放射性物質:0%	同上	同上
中央制御室パウダリハの汚染の直接流入率	1.0回/h	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る指針」に基づき、1.2号炉の中央制御室（空間容積:14,000m³）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号中央制御室（空間容積:8,900m³）のみの空気流入量とすると、換気率換算で0.33回/hとなるため、指針において1.0回/hとして設定した。	4.2(1)g. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

第7表(2/2) 中央制御室換気設備条件

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システム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1-2-11参照）	4.2(1)g. 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。
中央制御室非常用循環システム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）	4.2(1)g. 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。
中央制御室非常用循環システムフィルタによる除去効率	300分	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	4.2(1)g. 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。
中央制御室非常用循環システムファン流量	5.1×10³ m³/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(1)g. 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。
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/緊急時制御室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、記載なし。

第7表(2/2) 中央制御室換気設備条件(3号、4号共)

項目	使用値	選定理由	審査ガイドとの関係性
中央制御室非常用循環システム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(1)g. ヨウ素類及びエアロゾルの汚染は、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システム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システムフィルタによる除去効率	300分	選定した事故シナリオに基づき、全電源喪失+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	4.2(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の設計及び運転条件を基に設定する。
中央制御室非常用循環システムファン流量	1,388.10 m³/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(1)g. 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。
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1-2-14、添付1-2-15参照）	4.2(3)c. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時制御室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、記載なし。

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
中央制御室の空調バウンダリ体積	中央制御室バウンダリ： 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バウンダリ体積（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	中央制御室バウンダリ： 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)	性能上期待できる値(添付資料2.2-12参照)。入退城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。
コウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交替	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。
入退城に要する時間	入城及び退城でそれぞれ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	—

泊発電所3号炉

第8表 運転員交替考慮条件

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

大飯発電所3/4号炉

第8表 運転員交代考慮条件(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
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
回数	10回	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城回数として設定(添付1-1-6参照)	交代考慮時の入退城回数について、記載なし
入退城滞在時間	入退城1回あたり、 入退城の経路に沿って、 ・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。	周辺監視区域境界から制御室入口口までを評価対象とし、周辺監視区域から正門、正門から事務所入り口までは車での移動を考慮して、事務所入り口から中央制御室入り口までは徒歩での移動を考慮して設定。	入退城時の滞在時間について、記載なし。

差異理由

⑥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

表2-1-9 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

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	線量目標値評価指針（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 2-9,2-10,2-11を参照）	4.2.(2)d.放射性物質 の地表面への沈着評 価では、地表面への乾 性沈着及び降雨による 湿性沈着を考慮して 地表面沈着濃度を計 算する。

*1 NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

泊発電所3号炉

第9表 線量換算係数、呼吸率及び地表面への沈着速度の条件

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

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

大飯発電所3/4号炉

第9表 線量換算係数、呼吸率及び地表面への沈着速度の条件（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
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） F-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq F-132 : 3.1×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq F-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq F-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq F-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に 基づく	ICRP Publication 71 等に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	呼吸率について、記載なし。
地表への沈着速度	1.2 cm/s	評価点での気象条件を踏まえた地表面 沈着速度を基に、湿性沈着を考慮して 乾性沈着速度の4倍を設定 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。

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

差異理由

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。

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因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。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) 起因事象の選定</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（起因事象）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>添付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には、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には、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には、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には、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>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。

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）

時、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。

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、考慮すべき起因事象とする。

(2) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

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

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表2-2-1のとおりグループ別に分類する。

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

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

(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

(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、重大事故等対策設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失）に加えて、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料

イ機能が喪失する事象」が、中央制御室の被ばく評価上最も厳しい結果となる。

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

第1表 各シーケンスの比較

シーケンス	大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象		全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象		大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象	
	約19分	約3時間	約3時間	約24分	約19分	約24分
炉心溶融開始	失効	失効	失効	成功	失効	成功
①格納容器スプレイ	失効	失効	失効	成功	失効	成功
②エアニユラス空気が浄化設備の動作	動作開始	動作開始	動作開始	動作開始	動作開始	動作開始
③原子炉格納容器の圧力	上昇	上昇	上昇	低下	低下	低下

中央制御室被ばくへの影響

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。

エアニユラス空気が浄化設備後にはフィルタで捕集されるため、エアニユ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。

原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。

大飯発電所3/4号炉

ブレイ機能が喪失する事象」が、中央制御室の被ばく評価上最も厳しい結果となる。

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

第1表 各シーケンスの比較

シーケンス	大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象		全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象		大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象	
	約21分	約3.1時間	約3.1時間	約27分	約21分	約27分
炉心溶融開始	失効	失効	失効	成功	失効	成功
①格納容器スプレイ	失効	失効	失効	成功	失効	成功
②エアニユラス空気が浄化設備の動作	動作開始	動作開始	動作開始	動作開始	動作開始	動作開始
③原子炉格納容器の圧力	上昇	上昇	上昇	低下	低下	低下

中央制御室被ばくへの影響

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。

エアニユラス空気が浄化設備後にはフィルタで捕集されるため、エアニユ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。

原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。

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	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由
<p>一冷却材相互作用（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）

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;">添付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> <p style="text-align: center;">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="779 754 1256 887"> <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 4.2E+20</td> </tr> <tr> <td>I-131等価換算 (Bq)</td> <td>約 6.6E+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> </table> <p style="text-align: center;">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="745 930 1285 1134"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>アニュラス 部外</th> <th>アニュラス 経由</th> <th>合計</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> <p style="text-align: center;">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="770 1214 1263 1318"> <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> <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>	MOX燃料装荷炉心	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)	約 4.2E+20	I-131等価換算 (Bq)	約 6.6E+20	ウラン燃料炉心	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)	約 4.4E+20	I-131等価換算 (Bq)	約 2.1E+20	MOX/ウラン比	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (-)	約 97 %	I-131等価換算 (-)	約 315 %			アニュラス 部外	アニュラス 経由	合計	MOX燃料装荷炉心	γ線エネルギー 0.5 MeV換算 (Bq)	約 4.8E+14	約 9.1E+15	約 9.5E+15	I-131等価換算 (Bq)	約 6.6E+13	約 8.3E+13	約 1.5E+14	ウラン燃料炉心	γ線エネルギー 0.5 MeV換算 (Bq)	約 4.8E+14	約 9.0E+15	約 9.5E+15	I-131等価換算 (Bq)	約 4.7E+13	約 7.5E+13	約 1.2E+14	MOX/ウラン比	γ線エネルギー 0.5 MeV換算 (-)	約 100.1%	約 100.4%	約 100.4%	I-131等価換算 (-)	約 139%	約 111%	約 122%	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で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。
MOX燃料装荷炉心	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)		約 4.2E+20																																																					
	I-131等価換算 (Bq)	約 6.6E+20																																																						
ウラン燃料炉心	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (Bq)	約 4.4E+20																																																						
	I-131等価換算 (Bq)	約 2.1E+20																																																						
MOX/ウラン比	γ線エネルギー0.5 MeV換算 (-)	約 97 %																																																						
	I-131等価換算 (-)	約 315 %																																																						
		アニュラス 部外	アニュラス 経由	合計																																																				
MOX燃料装荷炉心	γ線エネルギー 0.5 MeV換算 (Bq)	約 4.8E+14	約 9.1E+15	約 9.5E+15																																																				
	I-131等価換算 (Bq)	約 6.6E+13	約 8.3E+13	約 1.5E+14																																																				
ウラン燃料炉心	γ線エネルギー 0.5 MeV換算 (Bq)	約 4.8E+14	約 9.0E+15	約 9.5E+15																																																				
	I-131等価換算 (Bq)	約 4.7E+13	約 7.5E+13	約 1.2E+14																																																				
MOX/ウラン比	γ線エネルギー 0.5 MeV換算 (-)	約 100.1%	約 100.4%	約 100.4%																																																				
	I-131等価換算 (-)	約 139%	約 111%	約 122%																																																				
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	大阪発電所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ノイドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034, 2013 年12 月）」</p>	<p>添付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="728 654 1310 1348"> <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">Sary</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>S2D-φ</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</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="8">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 (3") 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>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP</td> <td>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	Sary	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	S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment	Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no 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 (3") 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="1355 654 1937 1348"> <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">Sary</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>S2D-φ</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</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="8">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 (3") 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>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP</td> <td>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	Sary	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	S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment	Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no 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 (3") 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い条件での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																																																																																																																																											
Sary	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																																																																																																																																											
S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																												
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																											
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																											
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																											
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no 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 (3") 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																																																																																																																																											
Sary	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																																																																																																																																											
S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																												
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																											
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																											
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																											
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no 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 (3") 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

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。

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、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。

・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。

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にくいものと考えられる。

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。

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。

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。

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。

泊発電所3号炉

1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

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。

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

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

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

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。
 ・Gap-Release/Early In-Vessel
 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。
 ・Ex-Vessel/Late In-Vessel
 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。

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

第3表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミング比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約19分	約19分～約1.6時間
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間

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

大飯発電所3/4号炉

1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

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。

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

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

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

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。
 ・Gap-Release/Early In-Vessel
 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。
 ・Ex-Vessel/Late In-Vessel
 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた大飯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。

第3表 溶融を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

	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

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。

・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。

【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。

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="107 204 676 322"> <tr> <td></td> <td>燃料被覆管の損傷が開始し、キ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 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 元素の炉心内内蔵重量 M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量 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。 ① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。 ② 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。 ③ 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。 ④ 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。</p>		燃料被覆管の損傷が開始し、キ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="719 651 1317 730" 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="719 1310 1317 1353" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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="1350 651 1948 730" 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="1350 1310 1948 1353" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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、キ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

表2-3-2 各種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各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	
CsI	CsI, RbI	
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂	
SrO	SrO	
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TeO 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 , AmO ₂ , CmO ₂	
CeO ₂	CeO ₂ , NpO 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。

泊発電所3号炉

3.2 Release Fractions^{3f}
 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 60,000 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（SAND2011-0128^{3f}）。

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) ^{3f}	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) ^{3f}	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

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

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

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

大飯発電所3/4号炉

3.2 Release Fractions^{3f}
 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 60,000 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。（SAND2011-0128^{3f}）

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 (高燃焼度燃料) ^{3f}	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、55 GwD/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75 GwD/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度59 GwD/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61 GwD/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62 GwD/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;">$F_i(T) = F_{\text{ noble gas } i}(T) \times \gamma_i / \gamma_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{h}) / F_{\text{ noble gas } i}(168\text{h})$</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 $F_{\text{ noble gas } i}(T)$: 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</p> <p>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</p> <p>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る舞い、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 MAAP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 ⁻⁶
MoO ₂	約1.1×10 ⁻⁶
CsOH	約1.2×10 ⁻⁶
BaO	約2.5×10 ⁻⁵
La ₂ O ₃	約4.2×10 ⁻⁵
CeO ₂	約4.2×10 ⁻⁵
Sb	約2.5×10 ⁻⁶
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	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹³² I	⁹⁰ Sr	¹³⁸ La	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹³² I	
原子炉建屋	108.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉格納容器	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
原子炉格納容器系	—	—	—	—	—	—	—	—	—
地盤水、気相メソフ類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47) ¹	54
雑巾雑服	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	108	123	110	93	94	119	95	97	85

¹ 広範囲の1週測定結果と多量のプブリ(おもに地盤水沈着物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリより七六大きく上回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持されたIのインベントリは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、榎田藤夫 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 (Bq) ^(注1, 2)	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 (Bq) ^(注1, 2)	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 (Bq) ^(注1, 2, 3)	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 (Bq) ^(注1, 2, 3)	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 2-3-7 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
CoO 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, Sb, 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, Pu, 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) *1		
	外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時			
①原子炉建屋からのガンマ線による中央制御室での被ばく	約 1.7×10 ⁻²	—	約 1.7×10 ⁻²
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.2×10 ⁻²	—	約 1.2×10 ⁻²
③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 2.2×10 ⁰
小計 (①+②+③)	約 1.2×10 ⁰	約 1.1×10 ⁰	約 2.2×10 ⁰
入退城時			
④原子炉建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10 ¹	—	約 1.0×10 ¹
⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10 ⁰	約 7.9×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁰
小計 (④+⑤)	約 1.2×10 ¹	約 7.9×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹
合計 (①+②+③+④+⑤)	約 13	約 1.1	約 15*2

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

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

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) *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 ⁻³	—	約 4.0×10 ⁻³
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
入退城時			
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*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) *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 ⁻³	—	約 4.0×10 ⁻³
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 ⁻²	—	約 3.2×10 ⁻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 1.5×10 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
入退城時			
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*2

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

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

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 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> $CsI \text{ 初期重量 [kg]} = M_i + M_j/W_i \times W_{Cs}$ $CsI \text{ 初期重量中のセシウム重量 [kg]} = M_i/W_i \times W_{Cs}$ <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 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> $CsOH \text{ 初期重量中のセシウム重量 [kg]} = M_{Cs} - CsI \text{ 初期重量中のセシウム重量 [kg]}$ $= M_{Cs} - M_i/W_i \times W_{Cs}$ <p>(3) セシウムの放出量 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> $セシウムの放出重量 [kg] = M_j/W_j \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_j/W_j \times W_{Cs}) \times Y$ <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> $セシウムの放出割合 = \frac{\text{セシウムの放出量}}{\text{セシウム元素初期重量}}$ $= \frac{M_j/W_j \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_j/W_j \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y}{1}$ <p style="text-align: right;">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 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 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 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 style="text-align: center;">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="714 981 1323 1257"> <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 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 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 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 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 style="text-align: center;">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="1346 994 1955 1230"> <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="712 957 1317 1021"> <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="1344 957 1948 1021"> <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

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

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

- ² The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).
- ³ TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.
- ⁴ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
- ⁵ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCOR and HAVI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 7% to the containment, based upon all data available to date.
- ⁶ These 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

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

- ¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).
- ² TR = total release. The practice in France is to not divide the source terms into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.
- ³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
- ⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

第1-1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

Duration (Hours)	Gap Release 0.4 (0.1) ²	Early In-Vessel 1.4 (1.3)	Ex-Vessel 2.0 (2.0)	Late In-Vessel 10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40(0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0)	(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	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) ⁵	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.005; 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	0.001; 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

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

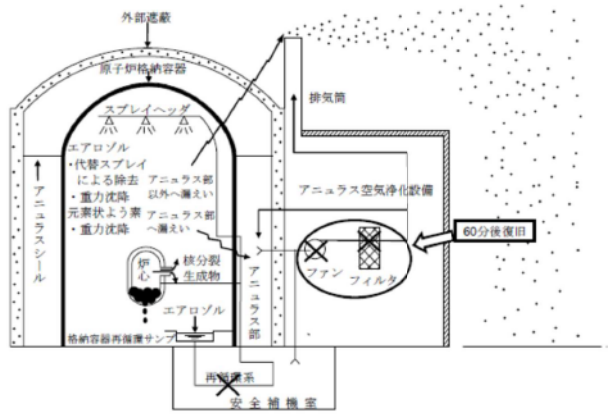
- ² The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).
- ³ TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.
- ⁴ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
- ⁵ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCOR and HAVI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 7% to the containment, based upon all data available to date.
- ⁶ These 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）

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 0.22 (0.5)</th> <th>In-vessel Release 4.5 (1.5)</th> <th>Ex-vessel Release 4.8 (2.0)</th> <th>Late In-vessel Release 143 (10)</th> </tr> </thead> <tbody> <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>0.02 (0.35)</td> <td>0.06 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.0006 (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>0.30 (0.05)</td> <td>0.003 (0.25)</td> <td>0.10 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.06 (0.0025)</td> <td>0.11 (0.0025)</td> <td>0.03 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (2x10⁻⁷)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (5x10⁻⁷)</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 15. 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 0.36 (0.50)</th> <th>In-vessel Release 4.4 (1.3)</th> <th>Ex-vessel Release 6.5 (2.0)</th> <th>Late In-vessel Release 16 (10)</th> </tr> </thead> <tbody> <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>0.86 (0.05)</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>0.025 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>-</td> <td>0.0016 (0.020)</td> <td>0.008 (0.1)</td> <td>5x10⁻⁶ (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>0.27 (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>0.005 (0.0025)</td> <td>3x10⁻⁴ (0)</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.1x10⁻⁶ (0.0002)</td> <td>3x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.0x10⁻⁶ (0.0005)</td> <td>5x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 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)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.11 (0.0025)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁷)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-	Duration (hours)	Gap Release 0.36 (0.50)	In-vessel Release 4.4 (1.3)	Ex-vessel Release 6.5 (2.0)	Late In-vessel Release 16 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.05)	0.05 (0)	0.026 (0)	Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0016 (0.020)	0.008 (0.1)	5x10 ⁻⁶ (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)	0.27 (0.0025)	0.024 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.005 (0.0025)	3x10 ⁻⁴ (0)	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1x10 ⁻⁶ (0.0002)	3x10 ⁻⁶ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0x10 ⁻⁶ (0.0005)	5x10 ⁻⁶ (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 0.22 (0.5)</th> <th>In-vessel Release 4.5 (1.5)</th> <th>Ex-vessel Release 4.8 (2.0)</th> <th>Late In-vessel Release 143 (10)</th> </tr> </thead> <tbody> <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>0.02 (0.35)</td> <td>0.06 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.0006 (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>0.30 (0.05)</td> <td>0.003 (0.25)</td> <td>0.10 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.06 (0.0025)</td> <td>0.11 (0.0025)</td> <td>0.03 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (2x10⁻⁷)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (5x10⁻⁷)</td> <td>2.4x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 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)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.11 (0.0025)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁷)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-	
Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 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)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)																																																																																																																																																																				
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)																																																																																																																																																																				
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)																																																																																																																																																																				
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.11 (0.0025)	0.03 (0)																																																																																																																																																																				
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-																																																																																																																																																																				
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-																																																																																																																																																																				
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁷)	2.4x10 ⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																																																																				
Duration (hours)	Gap Release 0.36 (0.50)	In-vessel Release 4.4 (1.3)	Ex-vessel Release 6.5 (2.0)	Late In-vessel Release 16 (10)																																																																																																																																																																				
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																																																																								
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.05)	0.05 (0)	0.026 (0)																																																																																																																																																																				
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)																																																																																																																																																																				
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)																																																																																																																																																																				
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0016 (0.020)	0.008 (0.1)	5x10 ⁻⁶ (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)	0.27 (0.0025)	0.024 (0)																																																																																																																																																																				
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.005 (0.0025)	3x10 ⁻⁴ (0)																																																																																																																																																																				
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1x10 ⁻⁶ (0.0002)	3x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																																																																																																																				
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0x10 ⁻⁶ (0.0005)	5x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																																																																																																																				
Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 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)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)																																																																																																																																																																				
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)																																																																																																																																																																				
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)																																																																																																																																																																				
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.11 (0.0025)	0.03 (0)																																																																																																																																																																				
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-																																																																																																																																																																				
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-																																																																																																																																																																				
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁷)	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經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。）を經由して、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> $q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow FCVS}(t) \times \frac{1}{DF}$ <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] $q_{PCV \rightarrow FCVS}(t)$: 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> $q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow R/B}(t) \quad (t < T_1) \quad \text{※2}$ <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>添付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、解析のクロノログを第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、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら、格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の格納容器内圧の変化をもとに設定された格納容器からの漏えい率にしたがって漏えいし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、各種類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添付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> $q_{R/B-大気}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (t < T_1)^{※1}$ $\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV-R/B}(t)$ $Q_{R/B}(T_1)^{※2} = \int_0^{T_1} q_{PCV-R/B}(t) dt$ <p> $q_{R/B-大気}(t)$: 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] $q_{PCV-R/B}(t)$: 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^{※3}) 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>各核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) $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g}$ 原子炉格納容器内での元素状イオンの自然沈着速度の算出(NUPEC) $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log \left(\frac{\rho_1}{\rho_0} \right)$ 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(SRP6.5.2) $\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_g D}$ <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

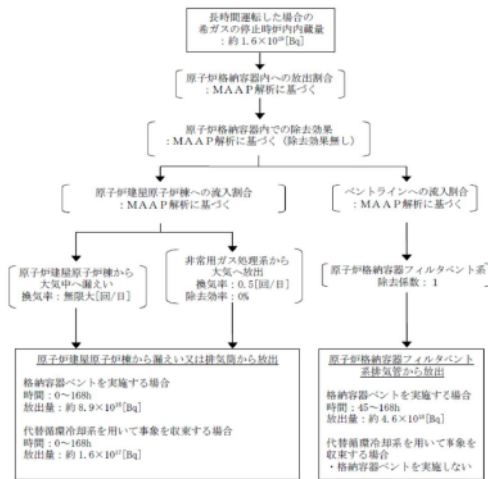


図2-4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

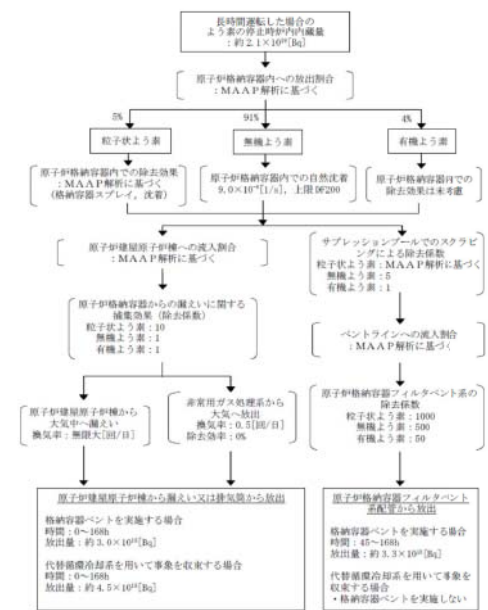
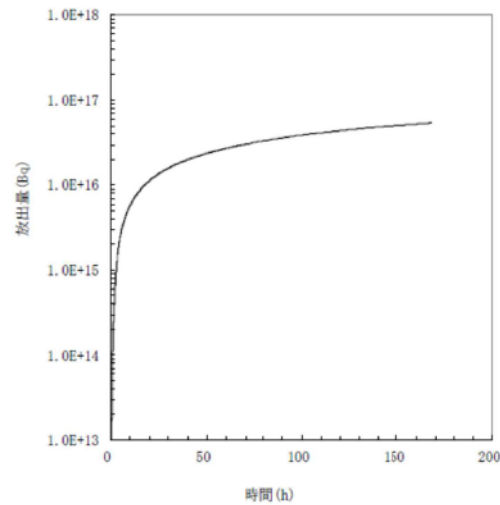


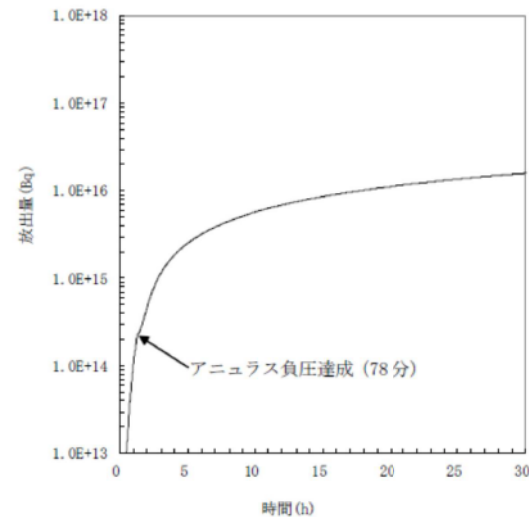
図2-4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

泊発電所3号炉

2. 大気中への放出放射量の推移
 大気中への放出放射量の推移グラフを第4図～第6図に示す。



第4-1図 希ガス積算放出放射量(GROSS値)の推移(7日間(168時間))



第4-2図 希ガス積算放出放射量(GROSS値)の推移(30時間)

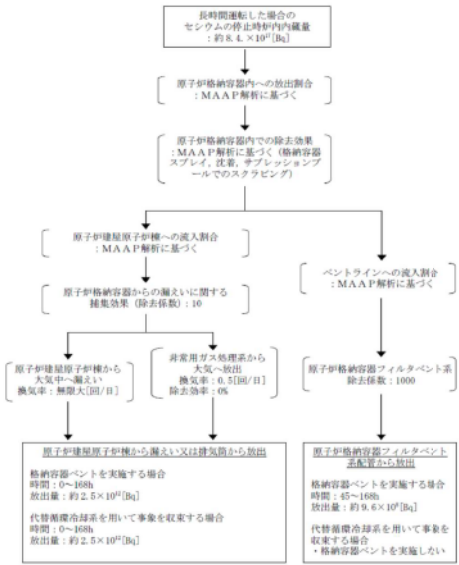
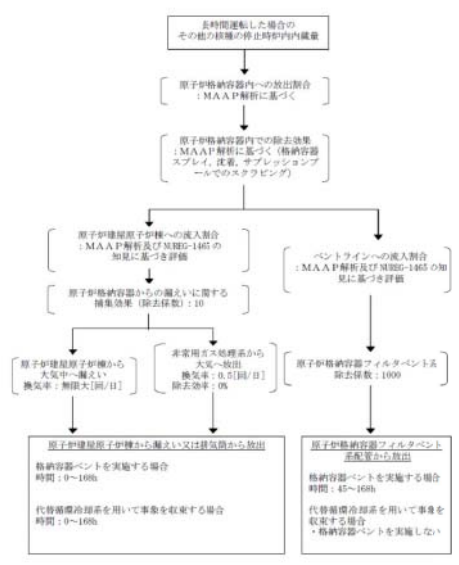
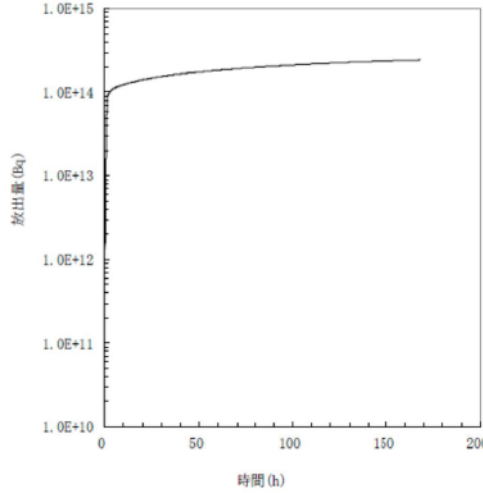
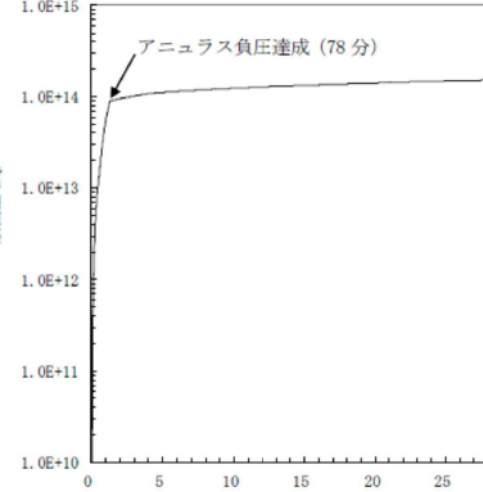
大阪発電所3/4号炉

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添付1-2-2にて記載している。

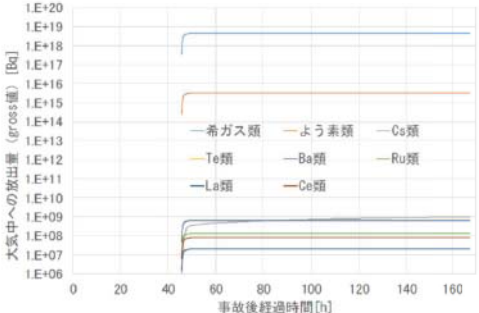
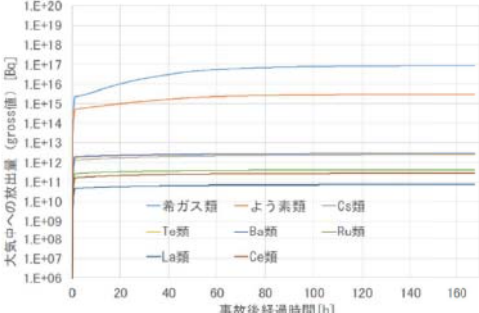
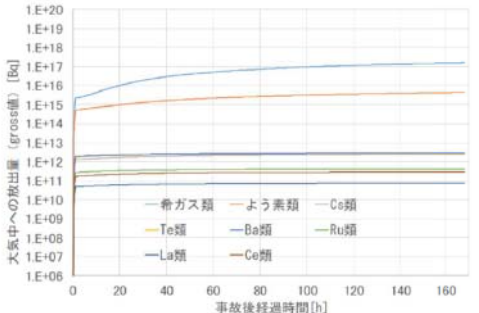
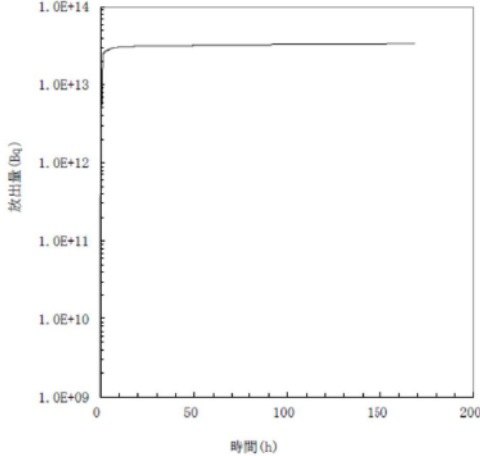
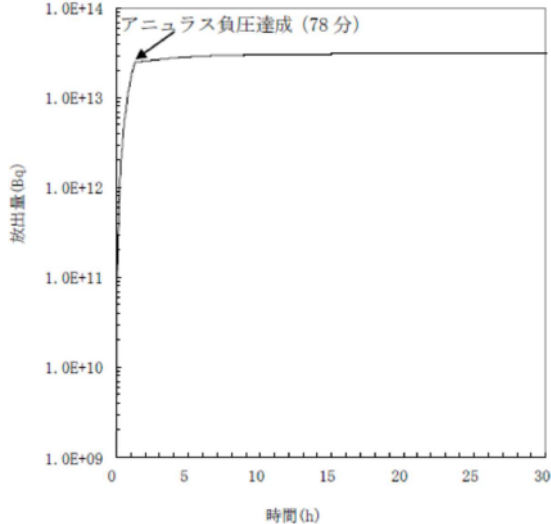
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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本気放出過程</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>	 <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>		

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 格納容器ペント実施時のペントライン経由の放出トレンド</p>  <p>図2-4-6 格納容器ペ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 代替補償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能(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能(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）

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;">添付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																																																																																																																																																																																																																												
	<p>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)</p> <p>Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Plant</th> <th rowspan="2">Accident</th> <th colspan="4">Fraction of total iodine in containment (%)</th> </tr> <tr> <th>I₂ (g)</th> <th>I₁ (f)</th> <th>I₀ (f)</th> <th>CH₃I (g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">Grand Gulf</td> <td>TC γ</td> <td>0.05</td> <td>0.03</td> <td>99.92</td> <td>0.001</td> </tr> <tr> <td>TQUV γ</td> <td>0.01</td> <td>0.03</td> <td>99.96</td> <td>0.0003</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Peach Bottom</td> <td>AE γ</td> <td>0.002</td> <td>0.03</td> <td>99.97</td> <td>0.0001</td> </tr> <tr> <td>TC2 γ</td> <td>0.02</td> <td>0.03</td> <td>99.95</td> <td>0.0004</td> </tr> <tr> <td>Sequoyah</td> <td>TBA</td> <td>0.21</td> <td>0.03</td> <td>99.76</td> <td>0.004</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Surry</td> <td>TMLB' γ</td> <td>1.9</td> <td>0.03</td> <td>98.0</td> <td>0.03</td> </tr> <tr> <td>AB γ</td> <td>2.4</td> <td>0.03</td> <td>97.5</td> <td>0.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>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)</p> <p>Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Plant</th> <th rowspan="2">Accident</th> <th colspan="4">Fraction of total iodine in containment (%)</th> </tr> <tr> <th>I₂ (g)</th> <th>I₁ (f)</th> <th>I₀ (f)</th> <th>CH₃I (g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">Grand Gulf</td> <td>TC γ</td> <td>26.6</td> <td>15.3</td> <td>58.0</td> <td>0.2</td> </tr> <tr> <td>TQUV γ</td> <td>6.6</td> <td>18.3</td> <td>75.1</td> <td>0.06</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Peach Bottom</td> <td>AE γ</td> <td>1.6</td> <td>21.6</td> <td>76.8</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>TC2 γ</td> <td>10.9</td> <td>18.0</td> <td>71.0</td> <td>0.07</td> </tr> <tr> <td>Sequoyah</td> <td>TBA</td> <td>69.2</td> <td>9.9</td> <td>20.5</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Surry</td> <td>TMLB' γ</td> <td>97.1</td> <td>1.5</td> <td>0.7</td> <td>0.7</td> </tr> <tr> <td>AB γ</td> <td>97.6</td> <td>1.2</td> <td>0.6</td> <td>0.6</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>R. G. 1. 195</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>元素状よう素</td> <td>4.85 %</td> <td>91 %</td> </tr> <tr> <td>有機よう素</td> <td>0.15 %</td> <td>4 %</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素</td> <td>95 %</td> <td>5 %</td> </tr> </tbody> </table>	Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)				I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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	Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)				I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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		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 %	<p>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)</p> <p>Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Plant</th> <th rowspan="2">Accident</th> <th colspan="4">Fraction of total iodine in containment (%)</th> </tr> <tr> <th>I₂ (g)</th> <th>I₁ (f)</th> <th>I₀ (f)</th> <th>CH₃I (g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">Grand Gulf</td> <td>TC γ</td> <td>0.05</td> <td>0.03</td> <td>99.92</td> <td>0.001</td> </tr> <tr> <td>TQUV γ</td> <td>0.01</td> <td>0.03</td> <td>99.96</td> <td>0.0003</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Peach Bottom</td> <td>AE γ</td> <td>0.002</td> <td>0.03</td> <td>99.97</td> <td>0.0001</td> </tr> <tr> <td>TC2 γ</td> <td>0.02</td> <td>0.03</td> <td>99.95</td> <td>0.0004</td> </tr> <tr> <td>Sequoyah</td> <td>TBA</td> <td>0.21</td> <td>0.03</td> <td>99.76</td> <td>0.004</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Surry</td> <td>TMLB' γ</td> <td>1.9</td> <td>0.03</td> <td>98.0</td> <td>0.03</td> </tr> <tr> <td>AB γ</td> <td>2.4</td> <td>0.03</td> <td>97.5</td> <td>0.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>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)</p> <p>Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Plant</th> <th rowspan="2">Accident</th> <th colspan="4">Fraction of total iodine in containment (%)</th> </tr> <tr> <th>I₂ (g)</th> <th>I₁ (f)</th> <th>I₀ (f)</th> <th>CH₃I (g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">Grand Gulf</td> <td>TC γ</td> <td>26.6</td> <td>15.3</td> <td>58.0</td> <td>0.2</td> </tr> <tr> <td>TQUV γ</td> <td>6.6</td> <td>18.3</td> <td>75.1</td> <td>0.06</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Peach Bottom</td> <td>AE γ</td> <td>1.6</td> <td>21.6</td> <td>76.8</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>TC2 γ</td> <td>10.9</td> <td>18.0</td> <td>71.0</td> <td>0.07</td> </tr> <tr> <td>Sequoyah</td> <td>TBA</td> <td>69.2</td> <td>9.9</td> <td>20.5</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Surry</td> <td>TMLB' γ</td> <td>97.1</td> <td>1.5</td> <td>0.7</td> <td>0.7</td> </tr> <tr> <td>AB γ</td> <td>97.6</td> <td>1.2</td> <td>0.6</td> <td>0.6</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>R. G. 1. 195</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>元素状よう素</td> <td>4.85 %</td> <td>91 %</td> </tr> <tr> <td>有機よう素</td> <td>0.15 %</td> <td>4 %</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素</td> <td>95 %</td> <td>5 %</td> </tr> </tbody> </table>	Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)				I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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	Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)				I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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		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 %	<p>差異理由</p> <p>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>
Plant	Accident			Fraction of total iodine in containment (%)																																																																																																																																																																																																																											
		I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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																																																																																																																																																																																																																										
Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)																																																																																																																																																																																																																													
		I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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																																																																																																																																																																																																																										
	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 %																																																																																																																																																																																																																													
Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)																																																																																																																																																																																																																													
		I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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																																																																																																																																																																																																																										
Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)																																																																																																																																																																																																																													
		I ₂ (g)	I ₁ (f)	I ₀ (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																																																																																																																																																																																																																										
	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 %																																																																																																																																																																																																																													

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よう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よう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よう素の濃度の時間変化は、無機よう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よう素の濃度[$\mu\text{g}/\text{m}^3$] 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よう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よう素の自然沈着率 $9.0 \times 10^{-4} [1/\text{s}]$ を算出している。</p> <p>これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、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よう素が1/200になるまでは無機よう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の数の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よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。</p>	<p>添付1-2-6</p> <p>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>重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG -1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。</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よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) 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よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。</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、元素状よう素の自然沈着速度 $9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$ を算出している。</p> <p>これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。</p> <p>原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が放出された放射性物質の数の100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。</p>	<p>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>重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成9年度 NUREG - 1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 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よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) 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よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。</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、元素状よう素の自然沈着速度 $9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$ を算出している。</p> <p>これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素が DF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。</p> <p>原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が放出された放射性物質の数の100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。</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

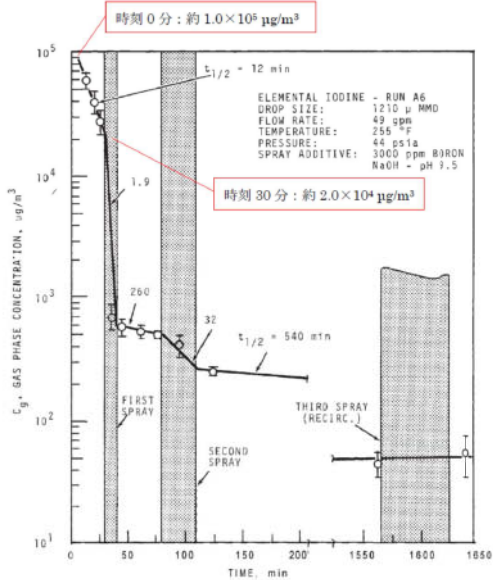


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

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

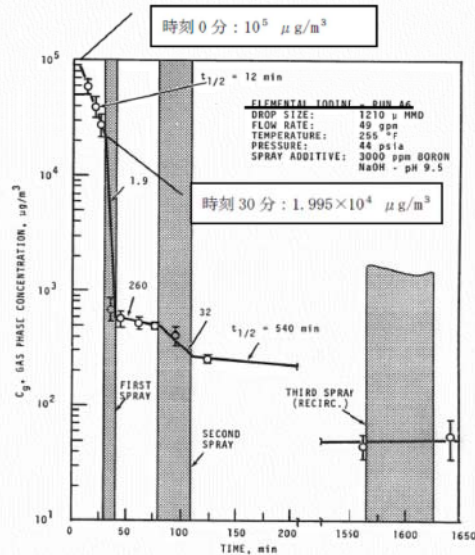


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

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

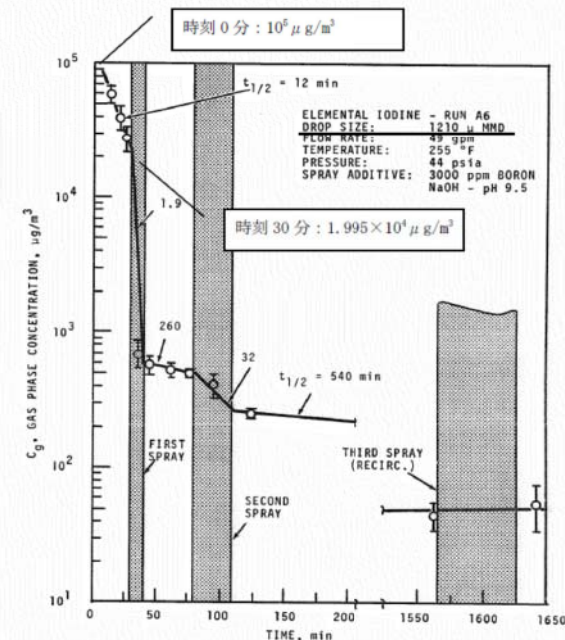


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

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	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異理由																																																																																				
<p>(参考)</p> <p>CSE 実験の適応性について</p> <p>CSE 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS 失敗+低圧ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」におけるMAAP 解析結果による原子炉格納容器内の条件を表1 で比較する。また、CSE 実験の試験体系を図1 に示す。</p> <p>なお、NUPEC 報告書においては、スプレイが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており、実験条件は女川原子力発電所2号炉の事故シーケンスに対するMAAP 解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。</p> <p>表1 CSE 実験条件と女川2号炉の条件の比較</p> <table border="1" data-bbox="136 539 598 759"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE 実験の Run No.</th> <th rowspan="2">女川2号炉</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾⁽²⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> <th>A-11⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>蒸気+窒素(+水素)</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約 0.20</td> <td>約 0.22</td> <td>約 0.24</td> <td>約 0.31⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (°C)</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 170⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠⁽²⁾</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (無機状素は自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) R.K.Hilliard, A.K.Postas, J.D.McCormack and L.F.Coleman, "Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment", Nucl. Technol., Vol.10, 499-519, 1971 (2) R.K.Hilliard, L.F.Coleman, C.E.Linderoth, J.D.McCormack and A.K.Postas, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays- Containment System Experiment Interim Report", BNWL-1244, 1970 (3) R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiment", BNWL-1457, 1970 [1] 自然沈着速度の算出には1回目のスプレイが使用される前の原子炉格納容器内の濃度を用いている。 [2] 格納容器過圧破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「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、炉心から大量放出された後（事象初期）の値</p>  <p>図1 CSE 実験の試験体系（スプレイ実施時）</p>		CSE 実験の Run No.			女川2号炉	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	蒸気+窒素(+水素)	雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.31 ⁽²⁾	雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 170 ⁽²⁾	スプレイ	間欠 ⁽²⁾	なし	なし	あり (無機状素は自然沈着のみ考慮)	<p>(添付)</p> <p>CSE 実験の適用性について</p> <p>CSE 実験の条件と泊発電所3号炉の比較について第1 表にまとめる。</p> <p>また、NUPEC の報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水によるCV 内壁等への濡れはない。これは、CV 内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。</p> <p>第1表 CSE 実験条件と泊発電所3号炉の比較</p> <table border="1" data-bbox="719 550 1310 826"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE 実験の Run No.</th> <th rowspan="2">泊発電所3号炉 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾⁽²⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> <th>A-11⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約 0.20</td> <td>約 0.22</td> <td>約 0.24</td> <td>約 0.335*²</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (°C)</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 138*³</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に有り*¹</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1)R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971 (2)R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment atmospherics by sprays", BNWL-1244 (3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457</p> <p>*1：自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。 *2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値 *3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値</p>		CSE 実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* ²	雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* ³	スプレイ	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)	<p>(添付)</p> <p>CSE 実験の適用性について</p> <p>CSE 実験の条件と大飯3, 4号機の比較について第1 表にまとめる。</p> <p>また、NUPEC の報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水による格納容器内壁等への濡れはない。これは、格納容器内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。</p> <p>第1表 CSE 実験条件と大飯3, 4号機の比較</p> <table border="1" data-bbox="1350 550 1946 821"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE 実験の Run No.</th> <th rowspan="2">大飯3,4号機 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾⁽²⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> <th>A-11⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約 0.20</td> <td>約 0.22</td> <td>約 0.24</td> <td>約 0.43*²</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (°C)</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 120</td> <td>約 144*³</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に有り*¹</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1)R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971 (2)R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment atmospherics by sprays", BNWL-1244 (3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457</p> <p>*1：自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。 *2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値 *3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値</p>		CSE 実験の Run No.			大飯3,4号機 解析結果	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.43* ²	雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 144* ³	スプレイ	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は実験条件について記載しているが、泊は保守性について記載している。 ・泊も実験条件を第1表に記載しており、概ね同等であることを示している。 <p>個別解析による相違</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は図を示している。
		CSE 実験の Run No.				女川2号炉																																																																																	
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾																																																																																				
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	蒸気+窒素(+水素)																																																																																			
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.31 ⁽²⁾																																																																																			
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 170 ⁽²⁾																																																																																			
スプレイ	間欠 ⁽²⁾	なし	なし	あり (無機状素は自然沈着のみ考慮)																																																																																			
	CSE 実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果																																																																																			
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾																																																																																				
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左																																																																																			
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* ²																																																																																			
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* ³																																																																																			
スプレイ	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)																																																																																			
	CSE 実験の Run No.			大飯3,4号機 解析結果																																																																																			
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾																																																																																				
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左																																																																																			
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.43* ²																																																																																			
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 144* ³																																																																																			
スプレイ	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)																																																																																			

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 における無機ヨウ素の原子炉格納容器気相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。

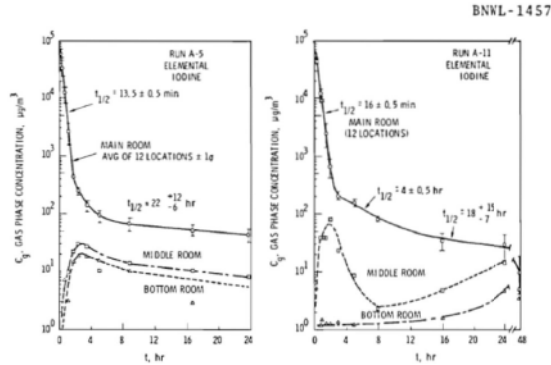


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

図2 CSE A-5 及びA-11 実験による無機ヨウ素の原子炉格納容器内気相濃度の時間変化

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。

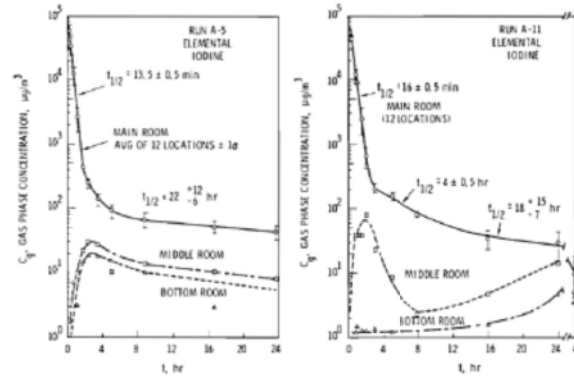


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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。

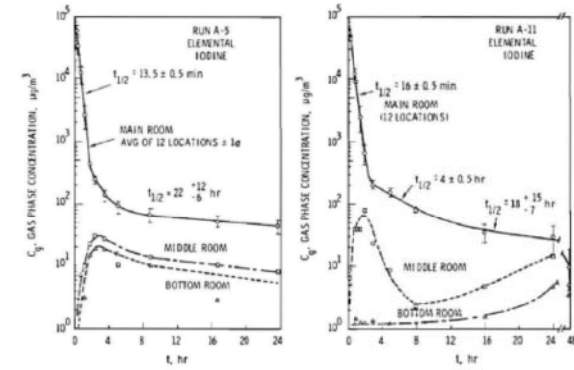


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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