

高浜発電所設計及び工事計画認可審査資料	
提出年月日	2020年12月11日

高浜発電所3, 4号機

設計及び工事計画認可申請書 補足説明資料

中央制御室の居住性評価に係る設計及び工事計画認可申請について

2020年12月

関西電力株式会社

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

本資料は、中央制御室の居住性評価に係る設計及び工事計画認可申請について、既認可の工事計画認可申請書（以下「既認可申請書」という。）との差異、「放射性物質の放出割合、格納容器内の自然沈着、スプレイ効果、漏えい率等について」、申請書に添付する書類及び申請に関連する技術基準規則の条文等を整理するものである。

(添付資料)

- 添付資料－１：中央制御室の居住性評価他に関する既認可申請書との差異について
- 添付資料－２：中央制御室の居住性評価に関する放射性物質の放出割合、格納容器内の自然沈着、スプレイ効果、漏えい率等について
- 添付資料－３：外部遮蔽の熱除去の評価について
- 添付資料－４：本申請と高浜１，２号機再稼働との関係について
- 添付資料－５：マスクの着用を考慮しない場合の被ばく評価について
- 添付資料－６：設計及び工事計画認可申請書に添付する書類の整理について
- 添付資料－７：設計及び工事計画認可申請に関連する技術基準規則

## 中央制御室の居住性評価他に関する既認可申請書との差異について

## 1. 申請概要

高浜 3, 4 号機の中央制御室の居住性評価のうち重大事故等時の被ばく評価については、高浜 3, 4 号機の再稼働申請時（3 号機は平成 27 年 8 月 4 日付け原規規発第 1508041 号、4 号機は平成 27 年 10 月 9 日付け原規規発第 1510091 号にて認可）に、3, 4 号機の同時被災を想定し、工事計画の認可を取得していた。

その後、高浜 1, 2 号機の再稼働申請にあたり 1～4 号機の同時被災を想定し、1, 2 号機中央制御室及び 3, 4 号機中央制御室それぞれ判断基準を満足することを確認し、設置変更許可を取得している。1, 2 号機の中央制御室の居住性評価については、既に 1～4 号機の同時被災の想定で工事計画の認可を取得しており、今回の申請により、3, 4 号機の中央制御室の居住性評価についても、1～4 号機の同時被災を想定した評価他を設計及び工事計画に反映するものである。

## 2. 既認可申請書との差異

高浜 3, 4 号機中央制御室の居住性評価他に関する工事計画については、新規制基準施行以降、以下申請により認可を受けている。

- ・ 高浜 3, 4 号機再稼働
- ・ 柏崎刈羽 6, 7 号機審査を通じて得られた技術的知見の反映（令和元年 5 月 20 日付け原規規発第 1905201 号）※
- ・ 有毒ガス防護（令和 2 年 3 月 30 日付け原規規発第 2003306 号）※  
※ 3 号機の認可番号のみを記載。

本申請では、中央制御室の居住性評価他に関して、3, 4 号機同時被災の想定から 1～4 号機同時被災の想定に見直し、放射線管理施設の本文又は添付資料に評価条件及び評価結果を反映している。

これら評価条件や評価結果のうち被ばく評価の記載については、高浜 1, 2（3, 4）号機再稼働の設置変更許可申請における安全審査資料又は高浜 1, 2 号機再稼働の工事計画認可申請書の添付資料に記載した内容を反映したものであり、中央制御室遮蔽の熱除去に関する計算については、本申請において新たに記載したものである。

本資料においては、放射線管理施設の本文（基本設計方針、要目表）及び添付資料（生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去に関する計算書、中央制御室の居住性に関する説明書）について、1～4 号機同時被災の想定に見直したことによる既認可申請書との差異を別紙に整理した。なお、3 号機及び 4 号機の申請書間の差異は、共用号機の記載のみであることから、3 号機を代表として説明する。

－ 以 上 －

(別紙)

1. 放射線管理施設の基本設計方針
  2. 放射線管理施設の要目表
  3. 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去に関する計算書
  4. 中央制御室の居住性に関する説明書
- ※ 既認可申請書との差異は、赤枠にて明示。

放射線管理施設の基本設計方針

4 放射線管理施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

申請範囲に係る部分に限る。

変更前	変更後
<p>用語の定義は「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」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <p>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。）</p> <p>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。）</p> <p>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。）</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 換気装置、生体遮蔽装置</p> <p>2. 1 中央制御室、緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどま</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 換気装置、生体遮蔽装置</p> <p>2. 1 中央制御室、緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどま</p>

変更前	変更後
<p>っても、中央制御室遮蔽（3・4号機共用（以下同じ。）を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置（3・4号機共用（以下同じ。）及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等」の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを超えない設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスクの着用及び運転員交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>重大事故等時の居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、重大事故等時に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室空調装置の起動遅れ等、重大事故等時の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>設計基準事故時及び重大事故等時において、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計（3・4号機共用、3号機に保管）及び二酸化炭素濃度計（3・4号機共用、3号機</p>	<p>っても、中央制御室遮蔽（3・4号機共用（以下同じ。）を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置（3・4号機共用（以下同じ。）及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等」の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを超えない設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスクの着用及び運転員交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えない設計とする。重大事故等時の居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、重大事故等時に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室空調装置の起動遅れ等、重大事故等時の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>設計基準事故時及び重大事故等時において、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計（3・4号機共用、3号機に保管）及び二酸化炭素濃度計（3・4号機共用、3号機</p>

変更前	変更後
<p>に保管) を使用し、中央制御室の居住性を確保できるようにする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>中央制御室と身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画の照明は、計測制御系統施設の可搬型照明 (S A) (3・4号機共用、3号機に保管 (以下同じ。)) を使用する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設のアニュラス空気浄化設備により、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減できる設計とする。中央制御室空調装置、可搬型照明 (S A) 及びアニュラス空気浄化設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>重大事故等時において、緊急時対策所 (緊急時対策所建屋内) の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所換気設備 (1号機設備、1・2・3・4号機共用 (以下同じ。)) 及び緊急時対策所遮蔽 (1号機設備、1・2・3・4号機共用 (以下同じ。)) を設ける。</p>	<p>に保管) を使用し、中央制御室の居住性を確保できるようにする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>中央制御室と身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画の照明は、計測制御系統施設の可搬型照明 (S A) (3・4号機共用、3号機に保管 (以下同じ。)) を使用する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設のアニュラス空気浄化設備により、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減できる設計とする。中央制御室空調装置、可搬型照明 (S A) 及びアニュラス空気浄化設備は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>重大事故等時において、緊急時対策所 (緊急時対策所建屋内) の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所換気設備 (1号機設備、1・2・3・4号機共用 (以下同じ。)) 及び緊急時対策所遮蔽 (1号機設備、1・2・3・4号機共用 (以下同じ。)) を設ける。</p>

変更前	変更後
<p>緊急時対策所換気設備は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するとともに、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とする。この区画では、サーベイメータ等を用いて出入管理を行い、汚染の持ち込みを防止する。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>3. 主要対象設備 放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>緊急時対策所換気設備は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するとともに、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気設計を行い、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を平常時より設ける設計とする。この区画では、サーベイメータ等を用いて出入管理を行い、汚染の持ち込みを防止する。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して平常時より設ける設計とする。これらの対応に必要な資機材の管理については、保安規定に定める。</p> <p>3. 主要対象設備 放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>



## 放射線管理施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

### 3 生体遮蔽装置の名称、種類、主要寸法、冷却方法及び材料

以下の設備は、既存の1号機設備（重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用（緊急時対策所 被ばく評価）、1号機及び2号機共用（1・2号機中央制御室 被ばく評価）並びに [ ] [ ]）であり、本設計及び工事の計画で重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用並びに [ ] [ ]とする。

外部遮蔽（1号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び [ ]）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

以下の設備は、既存の2号機設備（重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用（緊急時対策所 被ばく評価）、1号機及び2号機共用（1・2号機中央制御室 被ばく評価）並びに [ ] [ ]）であり、本設計及び工事の計画で重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1号機、2号機、3号機及び4号機共用並びに [ ] [ ]とする。

外部遮蔽（2号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び [ ]）

[ ] 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

資料 3 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	T3-添3-1
2. 生体遮蔽装置の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去に関する基本方針 .....	T3-添3-1
2.1 基本方針 .....	T3-添3-1
2.2 放射線の遮蔽及び熱除去の評価 .....	T3-添3-2
2.3 適用基準及び適用規格等 .....	T3-添3-2
3. 遮蔽設計 .....	T3-添3-5
3.1 中央制御室遮蔽 .....	T3-添3-5
3.2 外部遮蔽 .....	T3-添3-5
4. 放射線の遮蔽及び熱除去の評価 .....	T3-添3-6
4.1 放射線の遮蔽評価 .....	T3-添3-6
4.2 熱除去の評価 .....	T3-添3-27
4.3 放射線の遮蔽及び熱除去の評価のまとめ .....	T3-添3-31
別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要	

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第54条第1項第1号及び第74条並びにそれらの「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（以下「解釈」という。）」に基づき、重大事故等時の中央制御室（3・4号機共用（以下同じ。））の居住性を確保するために設置する中央制御室遮蔽（3・4号機共用（以下同じ。））の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去の評価について説明するものである。また、重大事故等時の中央制御室の居住性を確保するために、その遮蔽効果を期待していることから、外部遮蔽（重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[ ]）、外部遮蔽（1号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[ ]）、外部遮蔽（2号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[ ]）及び外部遮蔽（4号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び[ ]）（以下「外部遮蔽」という。）の設計並びに放射線遮蔽及び熱除去の評価についても説明する。

今回の申請は、技術基準規則第54条第1項第1号及び第74条並びにそれらの解釈に基づき、重大事故等時における1・2・3・4号機の同時被災を考慮した、生体遮蔽装置の放射線の遮蔽の評価及び熱除去の評価について説明するものであり、今回の申請においてはそれ以外の変更は行わない。

## 2. 生体遮蔽装置の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去に関する基本方針

### 2.1 基本方針

#### (1) 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、技術基準規則第74条及びその解釈に基づき、以下のとおり遮蔽設計及び評価を行う。

重大事故等時における中央制御室の居住性については、運転員が中央制御室に入り、とどまった場合に、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量に中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量を加算した線量が、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、事故後7日間で100mSvを超えないことを居住性に係る被ばく評価の判断基準とする。

中央制御室遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室の建物の気密性及び中央制御室換気設備（3・4号機共用（以下同じ。））の性能とあいまって、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## (2) 外部遮蔽

外部遮蔽は、技術基準規則第74条及びその解釈に基づき、中央制御室の居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

### 2.2 放射線の遮蔽及び熱除去の評価

中央制御室遮蔽における放射線の遮蔽評価は、重大事故等時に中央制御室にとどまる運転員が受ける線量を計算し、その結果が居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えないことを評価する。中央制御室遮蔽及び外部遮蔽における放射線の遮蔽評価に当たっては、「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」（平成25年6月19日原規技発第13061918号原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照し、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮して評価する。

中央制御室遮蔽及び外部遮蔽における熱除去の評価は、遮蔽体（鉄筋コンクリート）中の温度上昇が最も厳しい箇所について、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果がコンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下となることを評価する。

### 2.3 適用基準及び適用規格等

生体遮蔽装置の設計並びに放射線の遮蔽及び熱除去の評価に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）
- ・核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号）
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について（（原子力安全委員会了承、平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日）
- ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）
- ・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21年7月27日原院第1号）
- ・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂）

- ・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承、平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日）
- ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）
- ・原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）（平成15年5月23日制定、平成20年6月24日第1回改訂）
- ・原子力発電所放射線遮へい設計指針（JEAG4615-2003）（平成15年5月23日制定）
- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第37条の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（平成25年6月19日原規技発第1306193号）
- ・被曝計算に用いる放射線エネルギーについて（原子炉安全専門審査会、昭和46年7月6日）
- ・Compilation of Fission Product Yields NEDO-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974
- ・Fundamental Aspects of Reactor Shielding(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U. S. A., 1959)
- ・G-33 CODE(Melvin L. Couchman and George H. Anno, NUS-TM-NA-42, November 1965)
- ・Reactor Physics Constants (ANL-5800, July 1963)
- ・SCATTERINGコードの概要（平成14年3月三菱重工業 MAPI-1021 改7）
- ・SPAN-3;A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer (W. H. Guilinger, N. D. Cook and P. A. Gillis, WAPD-TM-235, February 1962)
- ・SPANコードの概要（平成14年3月 三菱重工業 MAPI-1049 改3）
- ・Table of Isotopes, Sixth Edition(C. M. Lederer, et al. John Wiley & Sons, Inc., 1968)
- ・X-ray Attenuation Coefficients From 10 kev to 100 Mev(G. W. Grodstein, NBS-583, April 1957)
- ・スプレイによるよう素除去効果 MAPI-1008 改7 三菱原子力工業、昭和61年
- ・チャコールフィルタのよう素除去効果 MAPI-1010 改1 三菱原子力工業、昭和52年
- ・事故時の格納容器漏洩率 MAPI-1060 改1 三菱重工業、平成12年
- ・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（平成25年6月19日原規技発第13061918号）
- ・JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999年2月）
- ・BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by

- Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” , February 1970
- L.Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” , NUREG-1465, February 1995
  - NUPEC 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）
  - Oak Ridge National Laboratory Radiation Shielding Information Center Data Package DLC-136, “PHOTX, Photon Interaction Cross Section Library” (1988)
  - R.E.Malenfant, “QAD : A Series of Point Kernel General Purpose Shielding Programs” , LA-3573(1967)
  - Y.Sakamoto and S.Tanaka, “QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP” , JAERI-M 90-110(1990)
  - 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003
  - 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
  - 米国NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters” , February 1994
  - R.G.Jaeger, “Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol.9.1.12.6” , (1975)
  - 高温(175°C)を受けたコンクリートの強度性状（セメント・コンクリートNo.449, July 1984)
  - 高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究（日本建築学会構造系論文集第457号、1994年3月）
  - 伝熱工学資料 改訂第5版（日本機械学会,2009)



### 3. 遮蔽設計

#### 3.1 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、中央制御室内にとどまる運転員を直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線から防護するための十分な遮蔽厚さを有するものとし、「2.1 基本方針」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画から変更はない。

#### 3.2 外部遮蔽

外部遮蔽は、中央制御室内にとどまる運転員を直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線から防護するための十分な遮蔽厚さを有するものとし、「2.1 基本方針」に示す判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画、平成27年10月9日付け原規規発第1510091号にて認可された工事計画、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された工事計画及び平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画から変更はない。

## 4. 放射線の遮蔽及び熱除去の評価

### 4.1 放射線の遮蔽評価

#### 4.1.1 中央制御室の放射線の遮蔽評価

##### 4.1.1.1 評価方針

重大事故等時の中央制御室の放射線の遮蔽評価に当たって、共通となる評価手順及び評価条件を本項において示す。

##### (1) 評価の概要

重大事故等時の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

被ばく評価上は、設計値又は結果が厳しくなるように設計値に余裕を見込んだ値等の条件を設定する。放射性物質の炉心内蓄積量、原子炉格納容器内の線源強度及び大気中への放出量の評価条件は、3・4号機及び1・2号機でそれぞれ共通の評価条件とする。また、中央制御室の位置、遮蔽構造、換気設備等の評価条件は、3・4号機で共通である。

具体的な手順は以下のとおり。居住性に係る被ばく評価の手順を第4-1-1-1-1図に示す。

- a. 評価事象は、重大事故等時について線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、発電用原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

##### (a) 中央制御室内での被ばく

- i. 前項d.の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。なお、外部遮蔽の遮蔽効果も期待する。

- ロ. 前項c. 及びe. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
  - ハ. 前項c. 及びe. の結果を用いて、室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、換気設備の室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。
- (b) 入退域時の被ばく
- イ. 前項d. の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
  - ロ. 前項c. 及びe. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。
- g. 前項f. の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。中央制御室内での3・4号機原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、各計算条件が3・4号機共通であり、3・4号機からの線量は共通のものを用いる。また、1・2号機の当該被ばく経路からの被ばくについては、2号機を代表として1号機にも共通の計算条件及び線量を用いる。

## (2) 評価事象の選定

重大事故等時において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。

具体的には、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第37条の「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」の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する。また、重大事故等時の評価においては、1・2・3・4号機の同時被災を想定する。

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は、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く維持される事象である、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時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故とし、さらに全交流動力電源

喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失の重畳を考慮する。1・2号機においても、想定する事故シーケンスは同じである。

炉心損傷の時間が早い事象は、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）が起動し、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）のフィルタによる放出量低減効果が有効になる前に放射性物質が放出されるため、放射性物質の放出量が大きくなる。

格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象は、代替格納容器スプレイに期待することから、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が、格納容器スプレイよりも除去されにくくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。さらに、格納容器スプレイに成功する事象と比較すると、原子炉格納容器圧力が高く推移することから原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。

また、敷地内に1・2・3・4号機が存在するため、1・2・3・4号機同時に事故が発生するものとし、評価期間は、解釈に従い、事故後7日間とする。

重大事故等時の評価事象に係る条件を第4-1-1-1表に示す。

### (3) 被ばく経路の選定

重大事故等時においては、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、大気中に放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれること等により、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交代に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。また、評価事象ごとに対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展及び運転員の交代要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを第4-1-1-1-2図及び第4-1-1-1-3図に示す。

#### a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉冷却材喪失等の放射性物質の原子炉格納容器内放出事故において、原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で

散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。なお、外部遮蔽の遮蔽効果も期待する。

- (b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、本評価においては、グランドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、重大事故等時においては、格納容器破損防止対策が有効に機能している場合を想定しており、その大気中への放出量においては、中央制御室遮蔽による遮蔽効果により有意な線量とはならないため考慮しない。

- (c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）。

b. 入退域時の被ばく

- (a) 被ばく経路④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

- (b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。

(4) 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算に当たっては、被ばく経路ごとに結果が厳しくなるように条件を設定する。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視し、大気中へ放出された放射性物質による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる大気中への

放射性物質の放出を考慮することとする。

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及びその結果から計算する線源強度並びに大気中への放出量の計算は、重大事故等時において、事故の形態、規模により、中央制御室の運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

事故発生直前まで、3・4号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。3・4号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-1-2表に示す。

1・2号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。1・2号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-1-3表に示す。

重大事故等時の評価で使用する3・4号機の炉心内蓄積量は、MOX燃料装荷炉心(炉心の3/4にウラン燃料、1/4にMOX燃料を装荷した炉心)がウラン燃料装荷炉心より厳しい結果を与えることから、MOX燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-1-4表に示す。

重大事故等時の評価で使用する1・2号機の炉心内蓄積量は、ウラン燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-1-5表に示す。

また、ORIGEN2 Ver. 2.1コードについては、「JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32」(JAERI-Data/Code 99-003(1999年2月))において、核種生成量について照射後試験結果と、ORIGEN2 Ver. 2.1による計算値の比較を実施している。

なお、評価に用いる解析コードORIGEN2 Ver. 2.1の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

b. 評価の対象とする放射性核種

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。また、原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及びその結果から計算する線源強度の計算に当たっては、さらにその他の核種も考慮する。

加えて、炉心損傷を想定していることを踏まえた粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 原子炉格納容器内の線源強度の計算

- a. 放射性物質の炉心内蓄積量及び原子炉格納容器内への放出割合から放射性物質存在量分布を設定する。
- b. 事故時に炉心等から原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器内に浮遊又は沈着する放射性物質は、原子炉格納容器内気相部に均一に分布するものとする。また、重大事故等時においては、原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質のうち、代替低圧注水ポンプによるスプレイにて液相部へ移行した粒子状放射性物質については、原子炉格納容器内下部区画（液相部）に均一に分布するものとする。
- c. 原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行は保守的に無視する。
- d. 評価期間中のガンマ線積算線源強度は、原子炉格納容器内の放射性物質によるガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。

重大事故等時の3・4号機及び重大事故等時の1・2号機の原子炉格納容器内の線源強度計算条件を第4-1-1-1-6表に示す。

(6) 大気拡散の計算

発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度( $\chi/Q$ )及び相対線量( $D/Q$ )を計算する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が、大気を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻iの相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$\delta_i^d$  : 時刻iで、風向が評価対象dの場合 ( $\delta_i^d = 1$ )

時刻iで、風向が評価対象外の場合 ( $\delta_i^d = 0$ )

(排気筒放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} U_i}$$

$$\Sigma_{y_i} = \sqrt{\sigma_{y_i}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \Sigma_{z_i} = \sqrt{\sigma_{z_i}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{y_i} \cdot \Sigma_{z_i} U_i}$$

ここで、

$U_i$  : 時刻iの放出源を代表する風速 (m/s)

$\Sigma_{y_i}$  : 時刻iの建屋の影響を加算した  
濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)

$\Sigma_{z_i}$  : 時刻iの建屋の影響を加算した  
濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_{y_i}$  : 時刻iの濃度のy方向の拡がりパラメータ (m)

$\sigma_{z_i}$  : 時刻iの濃度のz方向の拡がりパラメータ (m)

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)

c : 形状係数(-)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び  $\sigma_{y_i}$ 、 $\sigma_{z_i}$  を求めるために必要な大気安定度）については「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投



影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとする。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求まる条件であることから、個別に設定する。

$\sigma_{yi}$ 及び $\sigma_{zi}$ については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$D/Q = (K_1/Q)E \mu_a \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ここで、

D/Q : 評価点(x, y, 0)における相対線量( $\mu$  Gy/Bq)

(K<sub>1</sub>/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数<sup>(注1)</sup>

$$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2} \right)$$

E : ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)

$\mu_a$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数<sup>(注1)</sup> (1/m)

$\mu$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数<sup>(注1)</sup> (1/m)

r : (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離(m)

B( $\mu$  r) : 空気に対するガンマ線の再生係数<sup>(注1)</sup> (—)

$\chi(x', y', z')$  : (x', y', z')の濃度(Bq/m<sup>3</sup>)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量日標値に対する評価指針」  
昭和51年9月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

b. 気象データ

2006年1月～2006年12月の1年間における気象データを使用する。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、10年間（2001年1月～2005年12月、2007年1月～2011年12月）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。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は、以下のとおりとする。

重大事故等時の中央制御室内滞在時においては、換気設備による外気の取入れを遮断するため、室内へ放射性物質が直接流入するものとする。その上で、評価期間中は外気を遮断することを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表点とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

d. 評価対象方位

事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉格納容器を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉格納容器の影響を受けて拡散すること、及び原子炉格納容器の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a) 放出点が評価点の風上にあること。

(b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉格納容器の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。

(c) 原子炉格納容器の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉格納容器を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L（Lは原子炉格納容器の風向に垂直な面での幅とする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉格納容器に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉格納容器+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、評価点

が中央制御室内の場合において、3号機は5方位(WNW, NW, NNW, N, NNE)、4号機は5方位(NE, ENE, E, ESE, SE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は1方位(W)となる。評価対象とする風向を、第4-1-1-1-4図及び第4-1-1-1-5図に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として、原子炉格納容器の風向に対して垂直な建屋投影面積を厳しめに、3・4号機は3,200m<sup>2</sup>、1・2号機は3,500m<sup>2</sup>とする。

f. 形状係数

建屋の形状係数は1/2<sup>(注1)</sup>とする。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日  
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る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%<sup>(注1)</sup>に当たる値を用いる。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日  
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

重大事故等時の3・4号機及び重大事故等時の1・2号機の大气拡散計算条件を第4-1-1-1-7表に示す。

(7) 線量計算

直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線は、放射線源からのガンマ線が物質中を減衰しながら評価点に達し線量を与える。従って、これらの計算に必要な主な条件は線源条件及び遮蔽体条件である。これらの条件を用いて、以下の手法にてそれぞれ線量を計算する。放射線の線源計算と線量計算の関係を第4-1-1-1-6図に示す。

a. 解析コード

線量計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し線源からのガンマ線量評価が可能な以下の解析コードを使用する。

(a) SCATTERING Ver. 90mコード

点減衰核積分法を使用した1回散乱近似法による遮蔽解析コードであり、ガンマ線が空気中で散乱を受けた後、観測点に到達する散乱線量（スカイシャインガンマ線量）を計算する。この解析コードでは次式を用いている。また、計算体系を第4-1-1-1-7図に示す。なお、SCATTERING Ver. 90mコードの概要については、「SCATTERINGコードの概要」（平成14年3月三菱重工業MAPI-1021改7）に示されている。

$$D = \int_V \frac{S(E)}{4\pi R^2} \cdot e^{-b} \cdot B(E, b^0) \cdot K(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b') \cdot e^{-b'} dV$$

ここで、

- D : スカイシャインガンマ線量率 ( $\mu\text{Gy/h}$ )
- V : 散乱体積 ( $\text{cm}^3$ )
- S(E) : 線源エネルギーEの線源強度 ( $\text{MeV/s}$ )
- R : 線源点から散乱点までの距離 (cm)
- b : 減衰距離 ( $b = \sum_i \sum_j \mu_i \cdot x_j$ )
- K(E') : 散乱エネルギーE' に対する空気カーマ率  
換算係数  $\left( \frac{\mu\text{Gy/h}}{\text{MeV}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})} \right)$
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$  : Klein-Nishina の微分散乱断面積 ( $\text{cm}^2$ )
- $\theta$  : 散乱角 (rad)
- N : 空気中の電子数密度 ( $\text{cm}^{-3}$ )
- r : 散乱点から計算点までの距離 (cm)
- B(E,  $b^0$ ) : 線源エネルギーEのガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮蔽体 $b^0$ に対するビルドアップ係数  
( $b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k \cdot x_n$ )
- B(E',  $b'$ ) : 散乱エネルギーE' のガンマ線の散乱点から計算点までの空気を含む遮蔽体 $b'$  に対するビルドアップ係数 ( $b' = \sum_{\ell} \sum_m \mu'_{\ell} \cdot x'_m$ )
- $\mu_i, \mu_k, \mu'_{\ell}$  : 線源エネルギーE、散乱エネルギーE' における物質i、k、 $\ell$ の線減衰係数 ( $\text{cm}^{-1}$ )

$x_j, x_n, x'_m$  : 領域j, n, mの透過距離 (cm)

上記のうち、 $K(E')$ については、「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U.S.A., 1959)に基づくガンマ線束から照射線量率への換算係数((R/h)/(MeV/(cm<sup>2</sup>·s)))に照射線量から空気カーマへの換算係数(Gy/R)を乗じることによってコード内で算出される値を、 $B(E, b^0)$ 及び $B(E', b')$ については、「G-33 CODE」(Melvin L. Couchman and George H. Anno, NUS-TM-NA-42, November 1965)に示される計算式によりコード内で算出される値を、 $\mu_i, \mu_k, \mu'_l$ については、「Reactor Physics Constants」(ANL-5800, July 1963)に基づく質量減衰係数(cm<sup>2</sup>/g)に物質の密度(g/cm<sup>3</sup>)を乗じることによってコード内で算出される値を用いる。なお、文献に記載のない値については、内挿計算する。

評価に用いる解析コードSCATTERING Ver. 90mの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(b) QAD-CGGP2R Ver. 1.04コード

点減衰核積分法による線源及び遮蔽体を直方体、円筒、球等の3次元形状で模擬した計算体系による遮蔽解析コードであり、直接ガンマ線量及びグランドシャインガンマ線量を計算する。この計算の基本式を以下に示す。また、計算体系を第4-1-1-1-8図に示す。なお、QAD-CGGP2R Ver. 1.04コードの概要については、R.E.Malenfant, “QAD: A Series of Point Kernel General Purpose Shielding Programs”, LA-3573(1967)に示されている。

$$D(r) = F \cdot \int_V \frac{S(r', E) \cdot B(\mu \cdot |r - r'|, E) \cdot e^{-\mu \cdot |r - r'|}}{4 \cdot \pi \cdot |r - r'|^2} dV$$

ここで、

- $r$  : 線量率を計算する位置 (cm)
- $r'$  : 個々の点線源の位置 (cm)
- $D(r)$  :  $r$ 点での線量率 (mSv/h)
- $S(r', E)$  :  $r'$ 点におけるエネルギーEのガンマ線源強度 (MeV/(cm<sup>3</sup>·s))

- $\mu$  : エネルギーEのガンマ線の線減衰係数 (cm<sup>-1</sup>)  
 $B(\mu \cdot |r - r'|, E)$  : エネルギーEの線量ビルドアップ係数  
 $V$  : 線源領域全空間 (cm<sup>3</sup>)  
 $F$  : エネルギーEの線量率換算係数  
 ((mSv/h)/(MeV/(cm<sup>2</sup>·s)))  
 $\mu \cdot |r - r'|$  : 減衰距離

QAD-CGGP2R Ver. 1.04コードでは、エネルギー第j群の線量率を求めるのに上式を近似的に次式で計算し、線量率D<sub>i</sub>をすべての線源エネルギー群について加えることにより全線量率が計算される。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{\left(-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k\right)} \cdot B_{ij}$$

ここで、

- $j$  : エネルギー群番号  
 $i$  : 線源点番号  
 $k$  : 物質番号  
 $F_j$  : 線量率換算係数((mSv/h)/(MeV/(cm<sup>2</sup>·s)))  
 $S_{ij}$  : i番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギーj群の点線源強度 (MeV/(cm<sup>3</sup>·s))  
 $R_i$  : i番目の線源点と計算点の距離 (cm)  
 $B_{ij}$  : ビルドアップ係数  
 $\mu_{jk}$  : 領域kにおける、エネルギーj群のガンマ線に対する線減衰係数 (cm<sup>-1</sup>)  
 $t_k$  : 領域kをガンマ線が透過する距離 (cm)

上記のうち、 $F_j$ については、「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U. S. A., 1969)に基づくガンマ線束から照射線量率への換算係数((R/h)/(MeV/(cm<sup>2</sup>·s)))に照射線量から空気カーマへの換算係数(Gy/R)及び「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)に基づく空気カーマから実効線量へ

の換算係数(mSv/Gy)を乗じることでコード内で算出される値を、 $B_{ij}$ については、Y.Sakamoto and S.Tanaka, “QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP”, JAERI-M 90-110(1990)に記載のGP型ビルドアップ係数の算出式にてコード内で算出される値を、 $\mu_{jk}$ については、Oak Ridge National Laboratory Radiation Shielding Information Center Data Package DLC-136, “PHOTX, Photon Interaction Cross Section Library” (1988)に基づく質量減衰係数( $\text{cm}^2/\text{g}$ )に物質の密度( $\text{g}/\text{cm}^3$ )を乗じることでコード内で算出される値を用いる。なお、文献に記載のない値については、内挿計算する。

評価に用いる解析コードQAD-CGGP2R Ver. 1.04の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

#### b. 生体遮蔽装置

評価で考慮する生体遮蔽装置は以下のとおりである。

##### (a) 外部遮蔽

###### イ. 3・4号機外部遮蔽

外部遮蔽は、ドーム部 $\square$ mm(最小厚さ)、円筒部 $\square$ mmである。線量計算では、ドーム部については、テーパ形状( $\square$ mm)及び設計値に施工誤差(-5mm)を考慮し、円筒部については $\square$ mmを安全側に丸めて $\square$ mmの厚さとし計算する。コンクリート密度は $2.1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

###### ロ. 1・2号機 外部遮蔽

外部遮蔽は、ドーム部 $\square$ mm、円筒部 $\square$ mm(最小厚さ)である。円筒部については実際の形状を模擬し、線量計算では、ドーム部 $\square$ mm、円筒部 $\square$ mm及び円筒部に対し増厚した $\square$ mmにそれぞれ施工誤差-5mmを考慮する。コンクリート密度は $2.1\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

##### (b) 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、壁 $\square$ mm、天井 $\square$ mm、床 $\square$ mmに施工誤差-5mmを考慮して計算に用いる。コンクリート密度は $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ とする。

#### c. 線量換算係数

空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は $1\text{Sv}/\text{Gy}$  (注1) とする。

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂  
生体遮蔽装置及び線量換算係数に係る条件を第4-1-1-1-8表に示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

#### d. 線量計算

重大事故等時の線量計算に当たっては、交代要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

##### (a) 中央制御室内での被ばく

###### イ. 被ばく経路①

原子炉格納容器内の線源強度及び中央制御室遮蔽条件を基に、解析コードを使用し、直接ガンマ線量及びスカイシャインガンマ線量を計算する。なお、外部遮蔽の遮蔽効果も期待する。

###### ロ. 被ばく経路②

クラウドシャインガンマ線量については、次式のとおり、大気中への放射性物質放出量及び相対線量を用いて、空気中時間積分濃度及び空気カーマから全身に対しての線量への換算係数の積で計算する。また、中央制御室遮蔽によるガンマ線の減衰を考慮する。クラウドシャインガンマ線量計算の概要を第4-1-1-1-9図に示す。

$$D_c = K \cdot (D/Q) \cdot Q_\gamma \cdot R \cdot 1,000$$

$D_c$  : 滞在時のクラウドからの外部被ばく線量 (mSv)

$K$  : 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数 (Sv/Gy)

$D/Q$  : 気象データに基づくガンマ線エネルギー0.5MeV換算の相対線量 (Gy/Bq)

$Q_\gamma$  : 評価期間中の積算放出放射エネルギー (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値) (Bq)

$R$  : 中央制御室遮蔽コンクリートによるガンマ線の減衰率 (-)

###### ハ. 被ばく経路③

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時には審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料4「中央制御室の居住性に関する説明書」の結果を用いる。

##### (b) 入退域時の被ばく

###### イ. 被ばく経路④

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時には審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料4「中央制御室の居住性に関する説明書」の結果を用いる。



ロ. 被ばく経路⑤

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料4「中央制御室の居住性に関する説明書」の結果を用いる。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvと比較する。

被ばく経路①については、3・4号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制御室までの距離が同じであり、3号機からの線量と4号機からの線量が同じであることから、3・4号機は共通の線量を用いる。また、1・2号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制御室までの距離が近いのは2号機であり、被ばく評価上厳しいため、2号機の線量を1・2号機共通の線量とし、1・2号機の線量の合算に当たって、2号機の線量を2倍する。

被ばく経路②、③及び⑤については、大気拡散の効果を考慮して号機ごとにそれぞれ線量を計算し、被ばく経路④については、評価距離が異なることから、号機ごとにそれぞれ線量を計算する。

線量の合算に当たって、重大事故等時における評価については、1・2・3・4号機それぞれ①～⑤の経路における線量を計算し、各号機からの線量を足し合わせた合計値を判断基準と比較する。

#### 4.1.1.2 中央制御室の評価条件及び評価結果

重大事故等時における線量評価は、以下の条件を考慮する。

##### (1) 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及びその結果から計算する線源強度

- a. 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る放射性物質は、NUREG-1465<sup>(注1)</sup>の炉心内蓄積量に対する割合を基に設定する。NUREG-1465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溶融炉心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、本評価事象も対象に含まれる。また、NUREG-1465と本評価の事象進展解析の炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングはほぼ同じであり、原子炉格納容器内への放射性物質の放出が大きい初期の事象進展に大きな差はない。なお、本評価においては、NUREG-1465のソースタームに基づく炉心内蓄積量に対する原子炉格納容器外への放出割合は、保守的な放射性物質の原子炉格納容器内の沈着率、スプレイによる除去効果、原子炉格納容器からの漏えい率及び大気中への放出過程の設定を前提としており、事象進展解析に基づく評価より保守的な結果を与える。

(注1) L. Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, February 1995

- b. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、粒子状よう素は5%、無機(元素状)よう素は91%、有機よう素は4%とする。
- c. 代替低圧注水ポンプによるスプレイは、起動遅れ時間に余裕を見込み事故後60分で起動するものとし、スプレイによるエアロゾルの除去効果を期待する。

3・4号機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を第4-1-1-2-1表、1・2号機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を第4-1-1-2-2表に示す。

以上の条件に基づき、算出した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3・4号機の原子炉格納容器内の積算線源強度を第4-1-1-2-3表、1・2号機の原子炉格納容器内の積算線源強度を第4-1-1-2-4表に示す。

##### (2) 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気放出過程を第4-1-1-2-1図～第4-1-1-2-4図に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

a. 3・4号機

- (a) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、前項(1)に同じ。
- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素の性状の割合は、前項(1)に同じ。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s)とする。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 $6.46 \times 10^{-3}$  (1/時)とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレイの効果は、前項(1)に同じ。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価事象の原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込み0.16%/dとする。
- (g) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に $10,360\text{m}^3$ とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有する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原子炉補機冷却機能の喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量 $250\text{m}^3/\text{min}$ のアニュラス空気浄化設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで78分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出され、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。

大気中への放出量評価条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-1-2-5表に示す。

また、上記条件により評価した3・4号機の結果を第4-1-1-2-6表に示す。

b. 1・2号機

- (a) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、前項(1)に同じ。
- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素の性状の割合は、前項(1)に同じ。

- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) とする。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 $5.76 \times 10^{-3}$  (1/時) とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレイの効果は、前項(1)に同じ。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価事象の原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込み0.16%/d とする。
- (g) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に $10,900\text{m}^3$  とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気再循環設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量 $113\text{m}^3/\text{min}$ のアニュラス空気再循環設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで106分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出され、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) アニュラス空気再循環設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。

大気中への放出量評価条件の詳細について、1・2号機の条件を第4-1-1-2-7表に示す。

また、上記条件により評価した1・2号機の結果を第4-1-1-2-8表に示す。

### (3) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、評価結果が厳しくなるよう、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒放出時は排気筒高さ、地上放出時は地上とする。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。

大気拡散条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-1-2-9表、1・

2号機の条件を第4-1-1-2-10表に示す。

これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を第4-1-1-2-11表及び第4-1-1-2-12表に示す。

#### (4) 線量評価

運転員の勤務形態は、平常時に通常勤務をする運転員が事故時に交代要員に加わることを考慮して5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在期間として49時間、入退域の回数を10回とし、事故後7日間の積算線量をこれらの割合で配分して実効線量を評価する。運転員交代考慮条件を第4-1-1-2-13表に示す。

##### a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線量及びスカイシャインガンマ線量の計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を模擬し、それぞれQAD-CGGP2R Ver. 1.04コード及びSCATTERING Ver. 90mコードにより計算する。計算モデルを第4-1-1-2-5図～第4-1-1-2-8図に示す。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

クラウドシャインガンマ線量の計算に当たっては、大気中への放射性物質放出量及び相対線量を用いる。中央制御室遮蔽コンクリートによるガンマ線の減衰率は、遮蔽体中でより減衰しにくい高エネルギー側のガンマ線の値である2.5MeVに対するコンクリート減衰率として、次式のとおりテラー型ビルドアップ係数を考慮して算出する。

$$R = A \cdot e^{-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot t} + (1-A) \cdot e^{-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot t}$$

ここで、

R : 中央制御室遮蔽コンクリートによるガンマ線の減衰率(—)

A,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  : ビルドアップ因子<sup>(註1)</sup>

$\mu$  : 線減衰係数( $\text{cm}^{-1}$ )

t : 中央制御室遮蔽厚(cm)

上記のうち、 $\mu$ については、「X-ray Attenuation Coefficients From 10 keV to 100 MeV」(G.W.Grodstein, NBS-583, April 1957)に基づく質量減衰係数( $\text{cm}^2/\text{g}$ )を内挿計算し、中央制御室遮蔽コンクリートの密度( $\text{g}/\text{cm}^3$ )を乗じることで算出される値を用いる。

(注1) 「SPAN-3; A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer」(W.H.Guilinger, N.D.Cook and P.A.Gillis, WAPD-TM-235, February 1962)

#### (5) 被ばく評価結果

重大事故等時に生体遮蔽装置を透過する放射線による線量は、第4-1-1-2-14表に示すとおり、3号機では約 $9.7 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、4号機では約 $7.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、1号機では約 $2.0 \times 10^0 \text{mSv}$ 、2号機では約 $2.7 \times 10^0 \text{mSv}$ である。

重大事故等時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、第4-1-1-2-15表～第4-1-1-2-18表に示すとおり、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量を合算すると3号機では約 $6.5 \text{mSv}$ 、4号機では約 $4.5 \text{mSv}$ 、1号機では約 $6.4 \text{mSv}$ 、2号機では約 $6.1 \text{mSv}$ となる。また、1・2・3・4号機同時被災時の合算値は約 $24 \text{mSv}$ であり、居住性に係る被ばく評価の判断基準 $100 \text{mSv}$ を超えない。

## 4.2 熱除去の評価

### 4.2.1 中央制御室遮蔽の熱除去の評価

#### 4.2.1.1 中央制御室遮蔽の評価方針

##### (1) 中央制御室遮蔽の評価の概要

中央制御室遮蔽及び外部遮蔽の熱除去に関する設計のために、放射線による遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が遮蔽機能上問題ないことを評価する。なお、温度上昇については、遮蔽体の熱伝導率や遮蔽体からの放熱は、保守的な評価条件となるように評価する。

熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体の温度上昇を計算する。評価に当たっては、遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所について、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値として設定する170℃以下<sup>(注1)</sup>となることを評価する。なお、中央制御室遮蔽は、重大事故等時における温度上昇が1℃以下となることを確認する。

本評価では、保守的な結果となるように以下のとおり遮蔽体の温度上昇を計算する。

- ・遮蔽体は鉄筋コンクリートであるが、コンクリートに比べ鉄筋は熱伝導率が大きく、鉄筋によりコンクリートの熱が除去されることから、ガンマ発熱量の計算上はコンクリートのみとする。
- ・コンクリートに入射、吸収されたガンマ線はすべて温度上昇に寄与するものとし、外気や室内への放熱はないものとする。
- ・遮蔽体の温度上昇の計算に用いるガンマ発熱量は、各評価点でガンマ発熱量を計算し、これらの結果を合計したものとする。

(注1) 温度制限値とする170℃は、「R. G. Jaeger, “Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol. 9. 1. 12. 6”, (1975) 」によるコンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値177℃を保守的に切り下げて設定する。

なお、強度評価上は、既往の文献である「高温(175℃)を受けたコンクリートの強度性状(セメント・コンクリートNo. 449, July 1984)」及び「高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究(日本建築学会構造系論文集第457号、1994年3月)」によると、コンクリートを175℃程度、91日間加熱した試験でも、コンクリートの圧縮強度の低下及び剛性の低下は小さいとされている。

(2) 中央制御室遮蔽のガンマ発熱量の計算

各評価点のガンマ線入射線束に遮蔽体の構成物質（コンクリート）に応じたエネルギー吸収係数を乗じて各評価点のガンマ発熱量を次式により計算し、これらの結果を合計したものを1点に入射させた場合のガンマ発熱量を温度上昇の計算に用いる。

$$Q = I_{\gamma} \cdot f \cdot B$$

ここで、

Q : ガンマ発熱量(kJ/cm<sup>3</sup>)

I<sub>γ</sub> : ガンマ線入射線束(MeV/cm<sup>2</sup>)

f : MeVからkJへの換算係数(1.602×10<sup>-16</sup>kJ/MeV)

B : コンクリートの線エネルギー吸収係数(cm<sup>-1</sup>)<sup>(注1)</sup>

(注1) 「Reactor Physics Constants」 (ANL-5800, July 1963)

(3) 中央制御室遮蔽の遮蔽体における温度上昇の計算

「4.2.1.1(2) 中央制御室遮蔽のガンマ発熱量の計算」により計算したガンマ発熱量を用いて、比熱の定義( $c = Q / (m \cdot \Delta T)$ )を $\Delta T$ について解いた次式により温度上昇を計算する。

$$\Delta T = Q \cdot 1000 / (c \cdot \rho)$$

ここで

$\Delta T$  : 温度上昇(°C)

Q : ガンマ発熱量(kJ/cm<sup>3</sup>)

c : コンクリートの比熱(0.95 (kJ/(kg·°C)))<sup>(注1)</sup>

$\rho$  : コンクリート密度(g/cm<sup>3</sup>)

(中央制御室遮蔽 : 2.2 g/cm<sup>3</sup>)<sup>(注2)</sup>

(注1) 「伝熱工学資料 改訂第5版」(日本機械学会, 2009)

(注2) 昭和56年5月22日付け55資庁第17094号にて認可された工事計画による設計確認値



#### 4.2.1.2 中央制御室遮蔽の評価条件及び評価結果

##### (1) 中央制御室遮蔽のガンマ線入射線束の評価点の設定

遮蔽体のガンマ線入射線束の評価点は、入射線束が最も高くなるように、中央制御室のガンマ線入射線束の評価点は、第4-2-1-2-1図に示すとおり、直接ガンマ線については中央制御室遮蔽のうち線源である原子炉格納容器に最近接の壁外側表面、スカイシャインガンマ線及びクラウドシャインガンマ線については天井壁外側表面とする。

##### (2) 中央制御室遮蔽のガンマ線入射線束の設定

重大事故等時における中央制御室遮蔽のガンマ線入射線束は、「4.1.1.2 中央制御室の評価条件及び評価結果」に示す放射線の遮蔽計算の線源及びモデルを使用し、直接ガンマ線はQAD-CGGP2R Ver. 1.04コード、スカイシャインガンマ線はSCATTERING Ver. 90mコード、クラウドシャインガンマ線は0.5MeV換算の線量率及び線量率換算係数を用いて計算する。これらのガンマ線入射線束の計算結果を第4-2-1-2-1表に示す。

##### (3) 中央制御室遮蔽の遮蔽体におけるガンマ発熱量及び温度上昇の評価

###### a. ガンマ発熱量の評価

「4.2.1.1(2) 中央制御室遮蔽のガンマ発熱量の計算」の計算式により得られた重大事故等時における事故後7日間積算のガンマ発熱量は第4-2-1-2-1表に示すとおり約 $1.8 \times 10^{-6} \text{kJ/cm}^3$ となる。

###### b. 温度上昇の評価

「4.2.1.1(3) 中央制御室遮蔽の遮蔽体における温度上昇の計算」の計算式により得られた重大事故等時における事故後7日間積算の温度上昇は第4-2-1-2-1表に示すとおり約 $0.001^\circ\text{C}$ となる。

##### (4) 中央制御室遮蔽の熱除去の評価結果

「4.2.1.2(3)b. 温度上昇の評価」に示すとおり中央制御室遮蔽の重大事故等時における温度上昇は $1^\circ\text{C}$ 以下となり、コンクリートのガンマ線に対する温度制限値を満足している。

#### 4.2.2 外部遮蔽の熱除去の評価

外部遮蔽の熱除去の評価に係る評価方針、評価条件及び評価結果は、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画の資料3-4「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」、平成27年10月9日付け原規規発第1510091号にて認可された工事計画の資料3-4「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」、平成28年6月10日付け原規規発第1606104号にて認可された工事計画の資料3-4「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び平成28年6月10日付け原規規発第1606105号にて認可された工事計画の資料3-4「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」による。

#### 4.3 放射線の遮蔽及び熱除去の評価のまとめ

中央制御室遮蔽、外部遮蔽について、放射線の遮蔽及び熱除去の評価を行った結果、それぞれの判断基準を満足していることから、遮蔽機能上問題がないものとして評価する。

##### 4.3.1 放射線の遮蔽の評価結果

中央制御室の放射線の遮蔽の評価結果は次のとおりである。

(被ばく評価の判断基準)

重大事故等時における中央制御室の居住性については、事故後7日間で100mSvを超えないこと。

(評価結果)

重大事故等時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量を合算すると3号機では約6.5mSv、4号機では約4.5mSv、1号機では約6.4mSv、2号機では約6.1mSvとなる。また、1・2・3・4号機同時被災時の合算値は約24mSvであり、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvを超えないことを確認した。

##### 4.3.2 熱除去の評価結果

中央制御室遮蔽の熱除去の評価結果は次のとおりである。

(熱除去の判断基準)

熱除去の評価は、遮蔽体（鉄筋コンクリート）中の温度上昇が最も厳しい箇所について、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下（170℃以下）となること。なお、中央制御室遮蔽は、重大事故等時における温度上昇が1℃以下となることを確認する。

(評価結果)

中央制御室遮蔽の熱除去の評価結果は、重大事故等時における事故後7日間積算の温度上昇は、約0.001℃となることより、重大事故時における温度上昇は1℃以下となり、コンクリートのガンマ線に対する温度制限値を満足していることを確認した。

第4-1-1-1表 評価事象に係る条件 (1・2・3・4号機共通)

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の評価期間	重大事故等時 事故後7日間	解釈に基づき評価 期間を設定	解釈 1b)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。
評価事象	重大事故等時 大破断LOCA +ECCS注入失敗 +CVスプレイ注入失敗  全交流動力電源及び原子 炉補機冷却機能の喪失を 考慮する	炉心損傷が早く、 また、原子炉格納 容器内の圧力が高 く維持される事象 であることから、 中央制御室の運転 員の被ばくの観点 から結果が最も厳 しくなる事故シー ケンスとして選定	解釈 1b)① 設置許可基準規則第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を 想定すること。

第4-1-1-1-2表 炉心内蓄積量評価条件（3・4号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。  審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉運転時間	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	3	同上	

第4-1-1-1-3表 炉心内蓄積量評価条件（1・2号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,432MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。  審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
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衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	4	同上	

第4-1-1-1-4表 炉心内蓄積量（3・4号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 $3.0 \times 10^{19}$
よう素類	約 $3.1 \times 10^{19}$
Cs類	約 $1.2 \times 10^{19}$
Te類	約 $1.9 \times 10^{19}$
Ba類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ru類	約 $3.6 \times 10^{19}$
Ce類	約 $6.6 \times 10^{19}$
La類	約 $6.6 \times 10^{19}$

第4-1-1-1-5表 炉心内蓄積量（1・2号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 $2.9 \times 10^{19}$
よう素類	約 $2.9 \times 10^{19}$
Cs類	約 $1.2 \times 10^{19}$
Te類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ba類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ru類	約 $3.2 \times 10^{19}$
Ce類	約 $6.1 \times 10^{19}$
La類	約 $6.3 \times 10^{19}$

第4-1-1-1-6表 原子炉格納容器内の線源強度計算条件 (1・2・3・4号機共通)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
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放射性物質が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質はすべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定	被ばく評価手法 (内規) 6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。  審査ガイド 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。
アニュラス内線源強度分布	考慮しない	アニュラス部が外部遮蔽壁の内側に存在するため、アニュラス部内に漏えいした放射性物質によるガンマ線は考慮しない	被ばく評価手法 (内規) 6.1(3)f) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在する場合は、アニュラス部内に漏えいした希ガス及びヨウ素によるガンマ線も含めて計算する。原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。

第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件 (1・2・3・4号機共通) (1/5)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 <sup>(注1)</sup> を参考として、放射線雲は風下方向に線的に流され、放射性雲の軸のまわりで正規分布に広がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。  審査ガイド 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	高浜発電所における1年間の気象資料(2006.1~2006.12) (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 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。  審査ガイド 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。
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針 <sup>(注1)</sup> を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を小さい方から順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。  審査ガイド 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。

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）



第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件 (1・2・3・4号機共通) (2/5)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考																		
建屋の影響	考慮する	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	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>審査ガイド 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評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>																		
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1002 1272 1380 1413"> <thead> <tr> <th>放射性物質の種類</th> <th>建屋の種類</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性核種</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>放射性核種</td> <td>原子炉建屋</td> <td>放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>放射性核種</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>放射性核種</td> <td>タービン建屋</td> <td>放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>放射性核種</td> <td>燃料取扱建屋</td> <td>放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド 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扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1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。</p>	放射性物質の種類	建屋の種類	選定理由	放射性核種	原子炉格納容器	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定	放射性核種	原子炉建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定	放射性核種	原子炉補助建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定	放射性核種	タービン建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定	放射性核種	燃料取扱建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定
放射性物質の種類	建屋の種類	選定理由																			
放射性核種	原子炉格納容器	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定																			
放射性核種	原子炉建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定																			
放射性核種	原子炉補助建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定																			
放射性核種	タービン建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定																			
放射性核種	燃料取扱建屋	放射性物質の巻き込みの対象となる建屋として選定																			

第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件 (1・2・3・4号機共通) (3/5)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質 濃度の 評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心	<p>【中央制御室内】 外気の取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>審査ガイド 【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／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p>

第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件 (1・2・3・4号機共通) (4/5)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	<p>【中央制御室内】</p> <p>1号機：2方位 2号機：1方位 3号機：5方位 4号機：5方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下のi)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド</p> <p>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域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

第4-1-1-1-7表 大気拡散計算条件 (1・2・3・4号機共通) (5/5)

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋投影面積	<p>【1・2号】 3,500m<sup>2</sup></p> <p>【3・4号】 3,200m<sup>2</sup></p>	<p>保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)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に大気拡散式の入力とする。</p> <p>審査ガイド 4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>
形状係数	1/2	<p>気象指針を参考として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。</p>

第4-1-1-1-8表 生体遮蔽装置及び線量換算係数 (1・2・3・4号機共通) (1/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
3・4号機 外部遮蔽	<p>第4-1-1-2-5～6図のとおり、ドーム部、円筒部それぞれ遮蔽厚さを設定</p> <p>ドーム部： [ ]mm</p> <p>円筒部： [ ]mm</p> <p>ドーム部について、施工誤差-5mmを考慮する。</p>	<p>外部遮蔽厚さはドーム部 [ ]mm、円筒部は [ ]mmである。線量計算では、ドーム部については設計値に施工誤差(-5mm)を考慮し、円筒部では [ ]mmを安全側に丸めて [ ]mmの厚さでモデル化</p>	<p>被ばく評価手法(内規)</p> <p>6.2(3) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮蔽のドーム部と円筒部の遮蔽厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p>
1・2号機 外部遮蔽	<p>第4-1-1-2-7～8図のとおり、ドーム部、円筒部それぞれ遮蔽厚さを設定</p> <p>ドーム部： [ ]mm</p> <p>円筒部： [ ]mm、 [ ]mm</p> <p>ドーム部、円筒部及び円筒部に対し増厚した遮蔽について、施工誤差-5mmを考慮する。</p>	<p>外部遮蔽厚さはドーム部 [ ]mm、円筒部は [ ]mm(最小厚さ)である。線量計算では、ドーム部 [ ]mm、円筒部 [ ]mm及び円筒部に対し増厚した [ ]mmにそれぞれ施工誤差-5mmを考慮する</p>	<p>さらに、アニュラスの構造壁の遮蔽効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p> <p>審査ガイド</p> <p>4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件から計算する。</p>
アニュラス壁	考慮しない	アニュラス部は外部遮蔽壁の内側に存在するが、アニュラス部内に漏えいする放射性物質は原子炉格納容器にとどまるものとして、アニュラスによる遮蔽は考慮しない	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第4-1-1-1-8表 生体遮蔽装置及び線量換算係数 (1・2・3・4号機共通) (2/2)

項目	評価条件	選定理由	備考
3・4号機 中央制御室 遮蔽	設計図書より第4-1-1- 2-5～8図のとおり設定  壁 : <input type="text"/> mm 天井 : <input type="text"/> mm 床 : <input type="text"/> mm 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	被ばく評価手法 (内規) 7.1.1(2)c) 線源から中央制御室に 至るまでの遮蔽効果を、構造物の 配置、形状及び組成から計算す る。建屋等の構造壁又は天井に対 して、配置、形状及び組成を明ら かにして、遮蔽効果を見込んで よい。  審査ガイド 4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物 質からのスカイシャインガンマ線 及び直接ガンマ線による外部被ば く線量は、積算線源強度、施設の 位置、遮蔽構造及び地形条件から 計算する。
空気カーマ から全身に 対しての線 量への換算 係数	1 Sv/Gy	被ばく評価手法 (内規) に示され たとおり設定	被ばく評価手法 (内規) 6.2(2)/6.3(2) 空気カーマから全 身に対しての線量換算係数は、ガ ンマ線エネルギーに依存した実効 線量への換算係数又は1Sv/Gyとす る。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第4-1-1-2-1表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

(3・4号機共通) (重大事故等時)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 <sup>(注1)</sup> 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機（元素状）よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G.1.195 <sup>(注2)</sup> のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間（約49分）に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ時間約49分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除染係数 (DF) < 50 0.35 (1/時) 除染係数 (DF) ≥ 50 0.042 (1/時)	SRP6.5.2 <sup>(注3)</sup> に示された評価式等に基づき設定	—

(注1) 米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

(注2) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

(注3) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第4-1-1-2-2表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件  
(1・2号機共通) (重大事故等時)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類 : 100% よう素類 : 75% Cs類 : 75% Te類 : 30.5% Ba類 : 12% Ru類 : 0.5% Ce類 : 0.55% La類 : 0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス(大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む)を代表するNUREG-1465 <sup>(注1)</sup> 記載の放出割合(被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮)を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機(元素状)よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G.1.195 <sup>(注2)</sup> のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間(約50分)に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ時間約50分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除染係数(DF) < 50 0.25 (1/時) 除染係数(DF) ≥ 50 0.029 (1/時)	SRP6.5.2 <sup>(注3)</sup> に示された評価式等に基づき設定	—

(注1) 米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

(注2) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

(注3) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007



第4-1-1-2-3表 原子炉格納容器内の積算線源強度（気相部、液相部）

（3・4号機共通）（中央制御室 重大事故等時）

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 (気相部) (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (液相部) (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	$1.4 \times 10^{23}$	$2.4 \times 10^{22}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$5.8 \times 10^{21}$	$1.0 \times 10^{22}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$1.0 \times 10^{23}$	$8.7 \times 10^{22}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$2.9 \times 10^{23}$	$3.7 \times 10^{22}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$1.1 \times 10^{24}$	$2.9 \times 10^{23}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$8.9 \times 10^{23}$	$4.0 \times 10^{23}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$3.9 \times 10^{23}$	$1.0 \times 10^{23}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$8.7 \times 10^{22}$	$2.8 \times 10^{22}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$6.8 \times 10^{22}$	$4.2 \times 10^{21}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$4.0 \times 10^{21}$	$1.8 \times 10^{21}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$3.7 \times 10^{20}$	$2.1 \times 10^{20}$
5	$4 < E \leq 6$	$5.0 \times 10^{19}$	$5.6 \times 10^{19}$
7	$6 < E \leq 8$	$1.2 \times 10^{12}$	$2.3 \times 10^{13}$
9.5	$8 < E$	$1.8 \times 10^{11}$	$3.6 \times 10^{12}$

第4-1-1-2-4表 原子炉格納容器内の積算線源強度（気相部、液相部）

（1・2号機共通）（中央制御室 重大事故等時）

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 (気相部) (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (液相部) (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	$1.3 \times 10^{23}$	$2.2 \times 10^{22}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$5.5 \times 10^{21}$	$9.3 \times 10^{21}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$9.4 \times 10^{22}$	$7.8 \times 10^{22}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$2.6 \times 10^{23}$	$3.3 \times 10^{22}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$1.0 \times 10^{24}$	$3.2 \times 10^{23}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$8.2 \times 10^{23}$	$4.2 \times 10^{23}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$3.6 \times 10^{23}$	$9.8 \times 10^{22}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$8.2 \times 10^{22}$	$2.6 \times 10^{22}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$6.6 \times 10^{22}$	$3.6 \times 10^{21}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$4.1 \times 10^{21}$	$1.6 \times 10^{21}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$4.1 \times 10^{20}$	$1.9 \times 10^{20}$
5	$4 < E \leq 6$	$6.0 \times 10^{19}$	$5.0 \times 10^{19}$
7	$6 < E \leq 8$	$3.9 \times 10^{11}$	$5.7 \times 10^{12}$
9.5	$8 < E$	$5.6 \times 10^{10}$	$8.7 \times 10^{11}$

第4-1-1-2-5表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	$9.0 \times 10^{-4}$ (1/s)	CSE実験 <sup>(注1)</sup> に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	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率	$6.46 \times 10^{-3}$ (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 <sup>(注2)</sup> に基づき設定	同上
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部：97% アニュラス部外：3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,360m <sup>3</sup>	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	250m <sup>3</sup> /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定 (ファン1台の起動を想定して設定(選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む))	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”, February 1970

(注2) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-1-2-5表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（2/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
アニュラス負圧達成 時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUIS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）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化 設備よう素フィルタ による除去効率	0～78分：0% 78分～：95%	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）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気浄化 設備微粒子フィルタ による除去効率	0～78分：0% 78分～：99%	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）	同上

第4-1-1-2-6表 大気中への放出量評価結果（3・4号機共通）  
 （事故後7日間積算）（中央制御室 重大事故等時）

評価項目	評価結果(Bq)	
希ガス	gross値	約 $5.2 \times 10^{16}$
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 $7.6 \times 10^{15}$
よう素	gross値	約 $2.4 \times 10^{14}$
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 $8.1 \times 10^{13}$
セシウム	gross値	約 $3.1 \times 10^{13}$
上記以外の核種	gross値	約 $7.1 \times 10^{13}$
合計	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 $8.5 \times 10^{15}$

第4-1-1-2-7表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	$9.0 \times 10^{-4}$ (1/s)	CSE実験 <sup>(注1)</sup> に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	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率	$5.76 \times 10^{-3}$ (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 <sup>(注2)</sup> に基づき設定	同上
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部：97% アニュラス部外：3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,900m <sup>3</sup>	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気再循環設備ファン流量	113m <sup>3</sup> /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定 (ファン1台の起動を想定して設定（選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む）)	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス(PWR)の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”, February 1970

(注2) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-1-2-7表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（中央制御室 重大事故等時）（2/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
アンユラス負圧達成 時間	106分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUIS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46分）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンベによるアンユラス空気再循環設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アンユラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アンユラス空気再循環設備よう素フィルタによる除去効率	0～106分：0% 106分～：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）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アンユラス空気再循環設備微粒子フィルタによる除去効率	0～106分：0% 106分～：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）	同上

第4-1-1-2-8表 大気中への放出量評価結果（1・2号機共通）  
 （事故後7日間積算）（中央制御室 重大事故等時）

評価項目	評価結果(Bq)	
希ガス	gross値	約 $4.9 \times 10^{16}$
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 $7.6 \times 10^{15}$
よう素	gross値	約 $2.8 \times 10^{14}$
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 $8.5 \times 10^{13}$
セシウム	gross値	約 $4.7 \times 10^{13}$
上記以外の核種	gross値	約 $1.1 \times 10^{14}$
合計	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 $8.6 \times 10^{15}$



第4-1-1-2-9表 大気拡散評価条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 80m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-1-2-10表 大気拡散評価条件（1・2号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 81m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-1-2-11表 相対濃度及び相対線量の評価結果（3・4号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
3号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： $1.2 \times 10^{-3}$ 排気筒放出： $6.0 \times 10^{-4}$	地上放出： $5.5 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $9.1 \times 10^{-19}$
	入退域時	止門	地上放出： $8.7 \times 10^{-5}$ 排気筒放出： $4.4 \times 10^{-5}$	地上放出： $8.0 \times 10^{-19}$ 排気筒放出： $4.6 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出： $3.9 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $2.0 \times 10^{-4}$	地上放出： $2.0 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $3.9 \times 10^{-19}$
		中央制御室入口	地上放出： $1.0 \times 10^{-3}$ 排気筒放出： $5.0 \times 10^{-4}$	地上放出： $4.6 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $1.1 \times 10^{-18}$
4号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： $7.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $3.9 \times 10^{-4}$	地上放出： $3.7 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $6.5 \times 10^{-19}$
	入退域時	止門	地上放出： $1.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $9.1 \times 10^{-5}$	地上放出： $1.4 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $6.9 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出： $4.5 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $2.2 \times 10^{-4}$	地上放出： $2.4 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $5.2 \times 10^{-19}$
		中央制御室入口	地上放出： $5.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $2.9 \times 10^{-4}$	地上放出： $2.8 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $7.1 \times 10^{-19}$

第4-1-1-2-12表 相対濃度及び相対線量の評価結果（1・2号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
1号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : $6.1 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.0 \times 10^{-4}$	地上放出 : $3.6 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-18}$
	入退域時	正門	地上放出 : $3.4 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $1.7 \times 10^{-4}$	地上放出 : $2.0 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $7.9 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出 : $6.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.4 \times 10^{-4}$	地上放出 : $4.2 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-18}$
		中央制御室入口	地上放出 : $6.2 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.1 \times 10^{-4}$	地上放出 : $3.7 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.4 \times 10^{-18}$
2号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : $4.5 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $2.2 \times 10^{-4}$	地上放出 : $2.8 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $6.8 \times 10^{-19}$
	入退域時	正門	地上放出 : $2.1 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-4}$	地上放出 : $1.4 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $5.5 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出 : $7.4 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.7 \times 10^{-4}$	地上放出 : $4.5 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-18}$
		中央制御室入口	地上放出 : $4.6 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $2.3 \times 10^{-4}$	地上放出 : $2.8 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $9.1 \times 10^{-19}$

第4-1-1-2-13表 運転員交代考慮条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	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	—
入退域	回数： 10回  滞在時間： 入退域1回当たり、入退域の経路に沿って、 ・正門に3分 ・事務所入口に3分 ・中央制御室入口に5分 とどまるものとする。	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の入退域回数として設定  入退域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を評価対象としている。 正門に3分とは、周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い正門に3分間滞在することとして評価する。 事務所入口に3分とは、正門から事務所入口までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い事務所入口に3分間滞在することとして評価する。 中央制御室入口に5分とは、事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い中央制御室入口に5分間滞在することとして評価する。	—

第4-1-1-2-14表 生体遮蔽装置を透過する放射線による線量（重大事故等時）

（単位：mSv）

種類		線量			
		1号機発災時	2号機発災時	3号機発災時	4号機発災時
室内作業時	直接ガンマ線量及び スカイシャインガンマ線量	約 $1.5 \times 10^{-1}$	約 $1.5 \times 10^{-1}$	約 $2.7 \times 10^{-3}$	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	クラウドシャインガンマ線量	約 $4.7 \times 10^{-3}$	約 $3.2 \times 10^{-3}$	約 $4.2 \times 10^{-3}$	約 $2.9 \times 10^{-3}$
入退域時	直接ガンマ線量及び スカイシャインガンマ線量	約 $2.0 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $9.6 \times 10^{-1}$	約 $7.0 \times 10^{-1}$
合計		約 $2.0 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $9.7 \times 10^{-1}$	約 $7.1 \times 10^{-1}$

第4-1-1-2-15表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（3号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.2 \times 10^{-3}$	—	約 $4.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
	小 計（①+②+③）	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	—	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^0$
	小 計（④+⑤）	約 $2.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $2.2 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 4.6	約 1.9	約 6.5 <sup>(注1)</sup>

(注1) 有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-1-2-16表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（4号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.9 \times 10^{-3}$	—	約 $2.9 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
	小 計（①+②+③）	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $7.0 \times 10^{-1}$	—	約 $7.0 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	小 計（④+⑤）	約 $1.6 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $1.7 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 3.2	約 1.3	約 4.5 (注1)

(注1) 有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-1-2-17表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（1号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.7 \times 10^{-3}$	—	約 $4.7 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
	小 計（①+②+③）	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.0 \times 10^0$	—	約 $2.0 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小 計（④+⑤）	約 $3.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.0	約 1.3	約 6.4 <sup>(注1)</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値



第4-1-1-2-18表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（2号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-1}$	—	約 $1.5 \times 10^{-1}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $3.2 \times 10^{-3}$	—	約 $3.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小 計（①+②+③）	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^0$	—	約 $2.7 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^0$
	小 計（④+⑤）	約 $4.2 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $4.2 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.1	約 1.0	約 6.1 <sup>(注1)</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

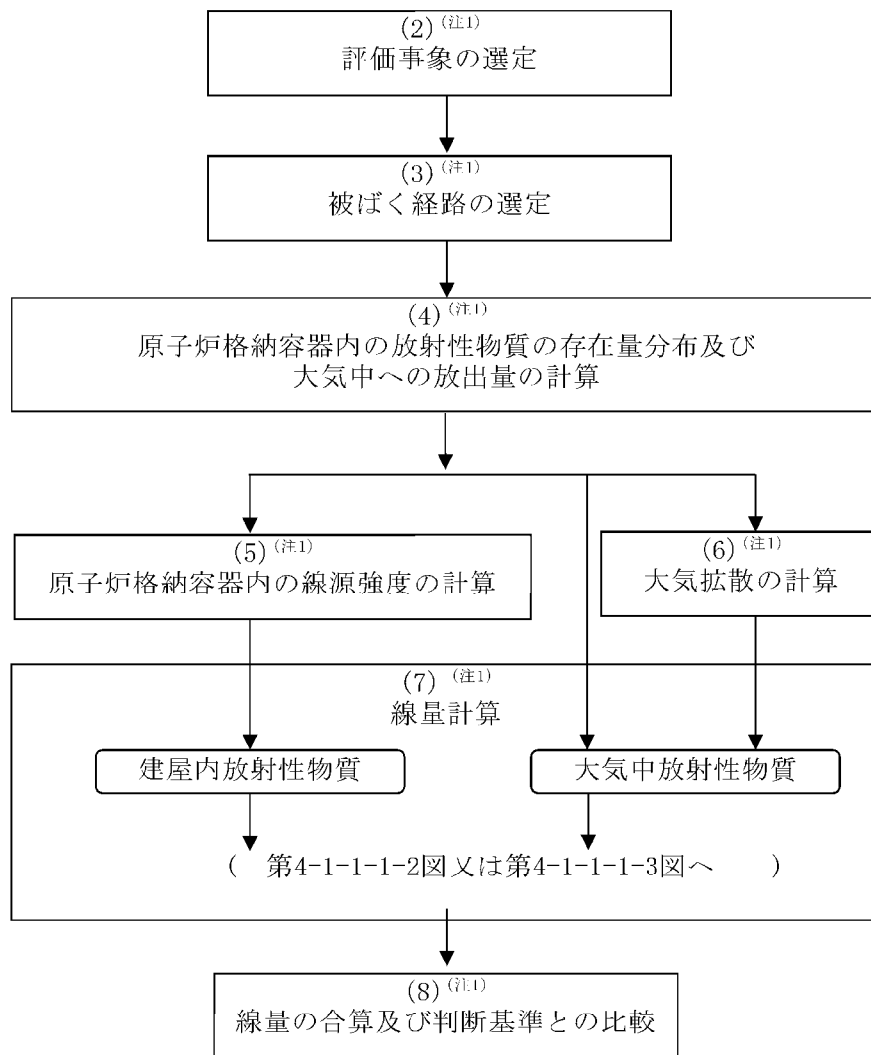
第4-2-1-2-1表 中央制御室遮蔽の熱除去の検討に係る  
ガンマ線入射線束、ガンマ発熱量及び温度上昇（重大事故等時）

号機	ガンマ線 <sup>(注1)</sup>		ガンマ線 入射線束 <sup>(注2)</sup> (MeV/cm <sup>2</sup> )	ガンマ発熱量 <sup>(注2)</sup> (kJ/cm <sup>3</sup> )		温度上昇 (℃)	
	①	直接 ガンマ線	約6.8×10 <sup>10</sup>	約5.8×10 <sup>-7</sup>	約1.8×10 <sup>-6</sup>		
1～4号機 同時被災時	②	スカイ シャイン ガンマ線	約1.1×10 <sup>11</sup>	約1.1×10 <sup>-6</sup>		約1.8×10 <sup>-6</sup>	約0.001
	③	クラウド シャイン ガンマ線	約7.6×10 <sup>9</sup>	約7.9×10 <sup>-8</sup>			

(注1) 表中の①～③は第4-2-1-2-1図による各ガンマ線の評価点を示す。

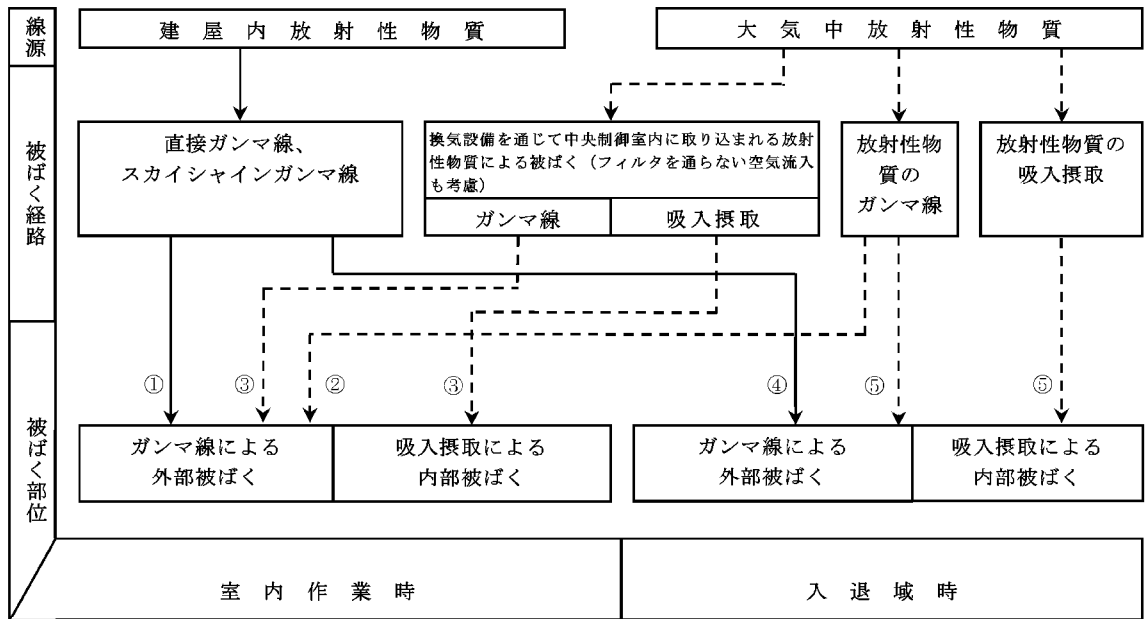
①：原子炉格納容器に最近接の壁外側表面、②③：天井壁外側表面

(注2) 事故後7日間積算



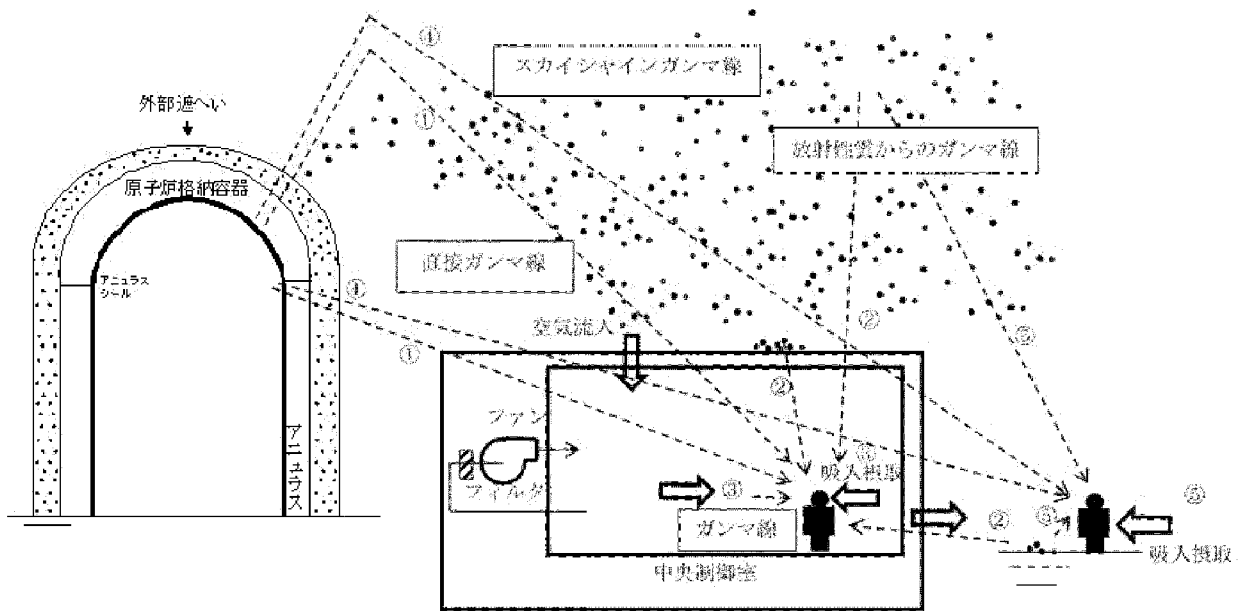
(注1) 「4.1.1.1 評価方針」の項番号を示す。

第4-1-1-1-1図 居住性に係る被ばく評価の手順



第4-1-1-1-2図 中央制御室の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
入退域での被ばく	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく



※被ばく経路⑤のうちグラウンドシャインガンマ線については、重大事故等時のみ考慮

(注1) 直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価においては、放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮しない。

第4-1-1-1-3図 中央制御室の被ばく経路イメージ



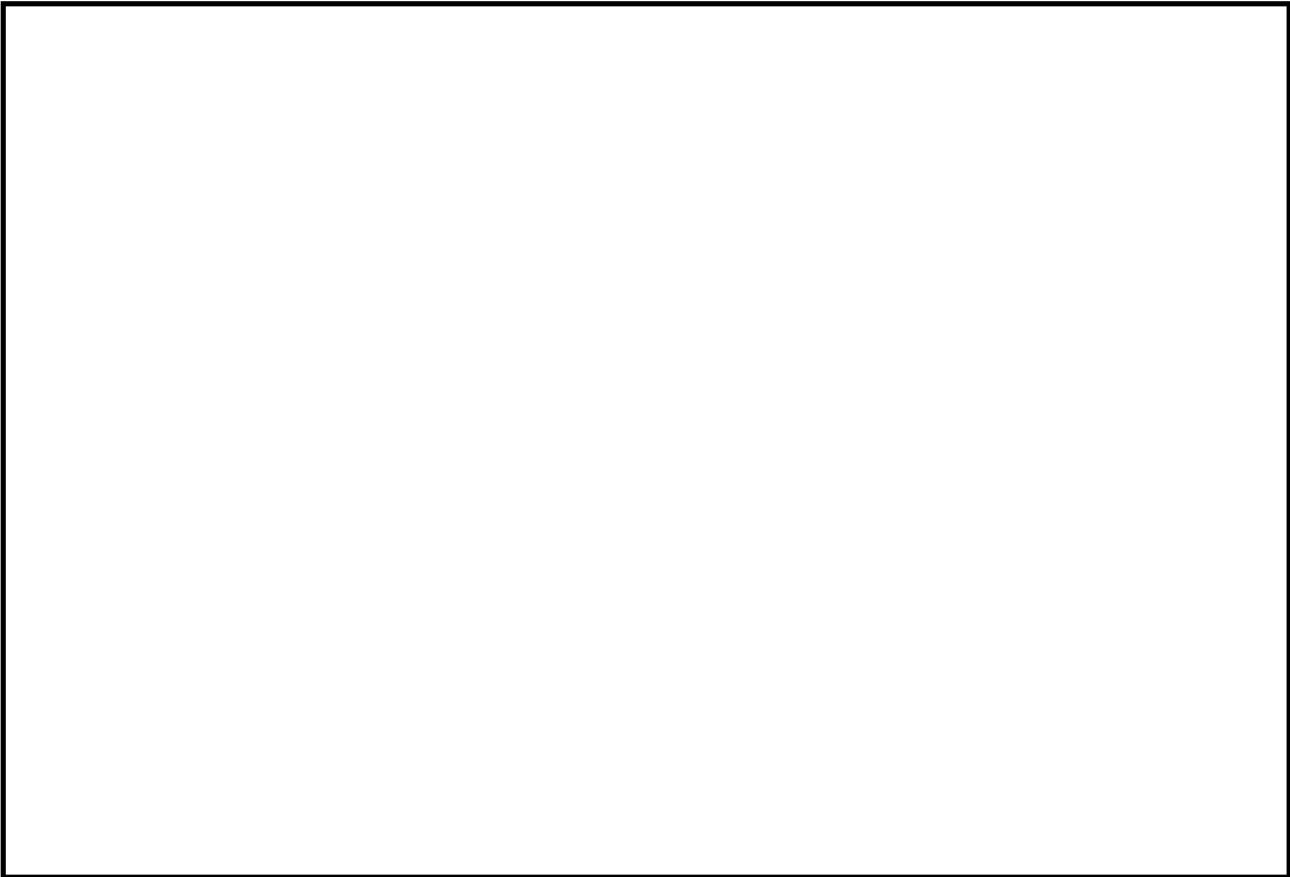
第4-1-1-1-4図 評価対象とする風向<sup>(注2)</sup>の選定

(放出源：3・4号機／評価点：中央制御室)

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

(注2) ここでいう評価対象とする風向は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象とする風向とは180°向きが異なる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

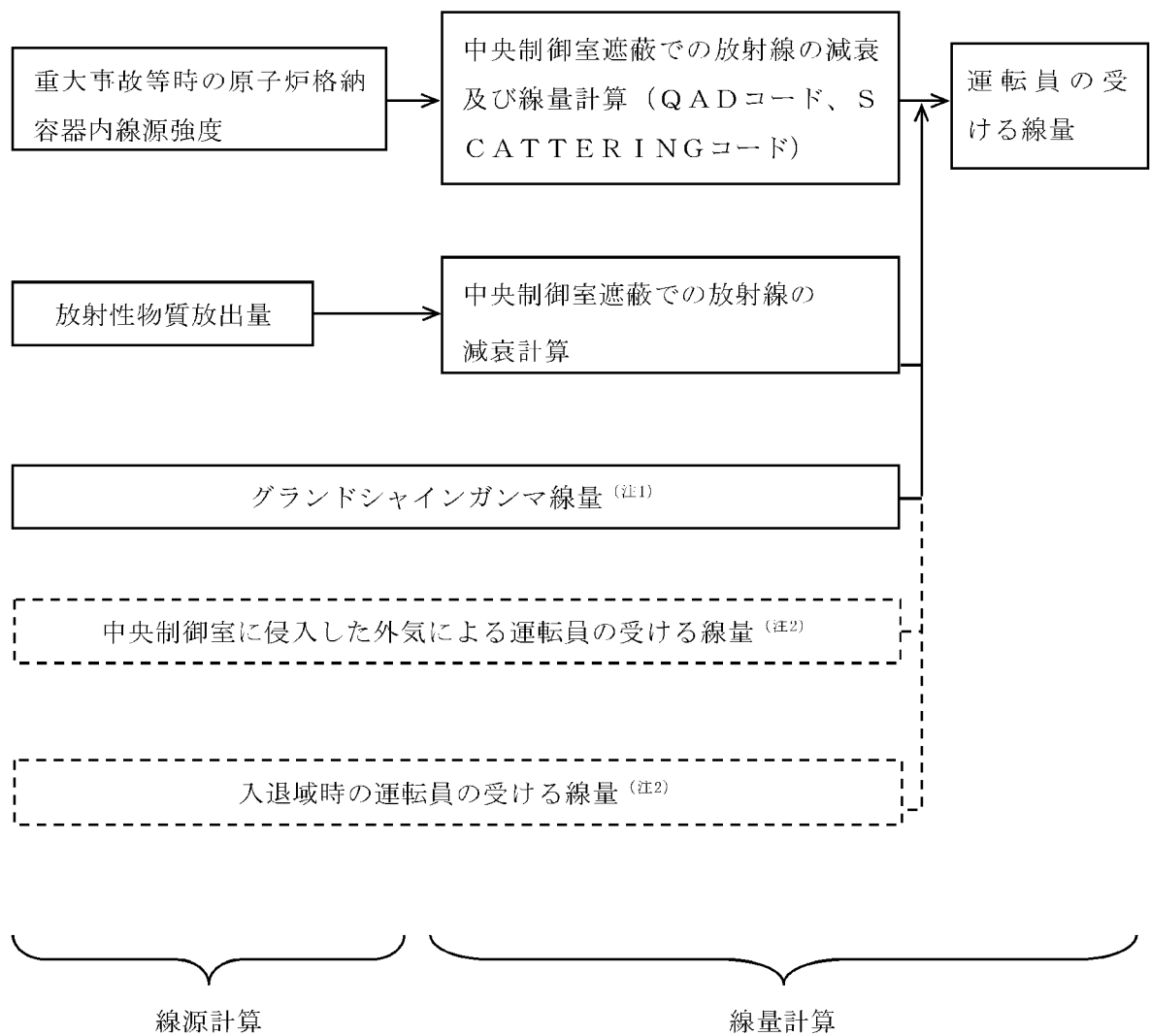


第4-1-1-1-5図 評価対象とする風向<sup>(注2)</sup>の選定  
(放出源：1・2号機／評価点：中央制御室)

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

(注2) ここでいう評価対象とする風向は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象とする風向とは180°向きが異なる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

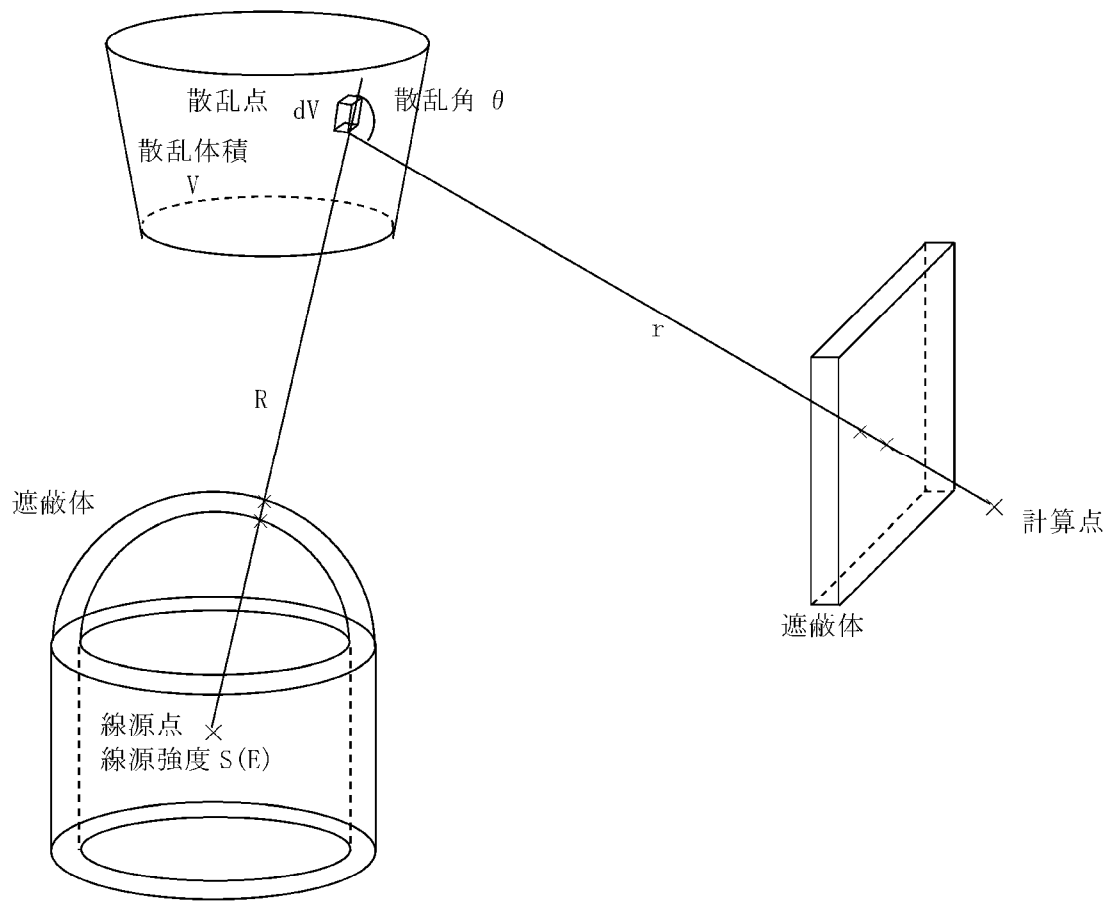


(注1) 格納容器破損防止対策が有効に機能している場合、当該線量は小さい

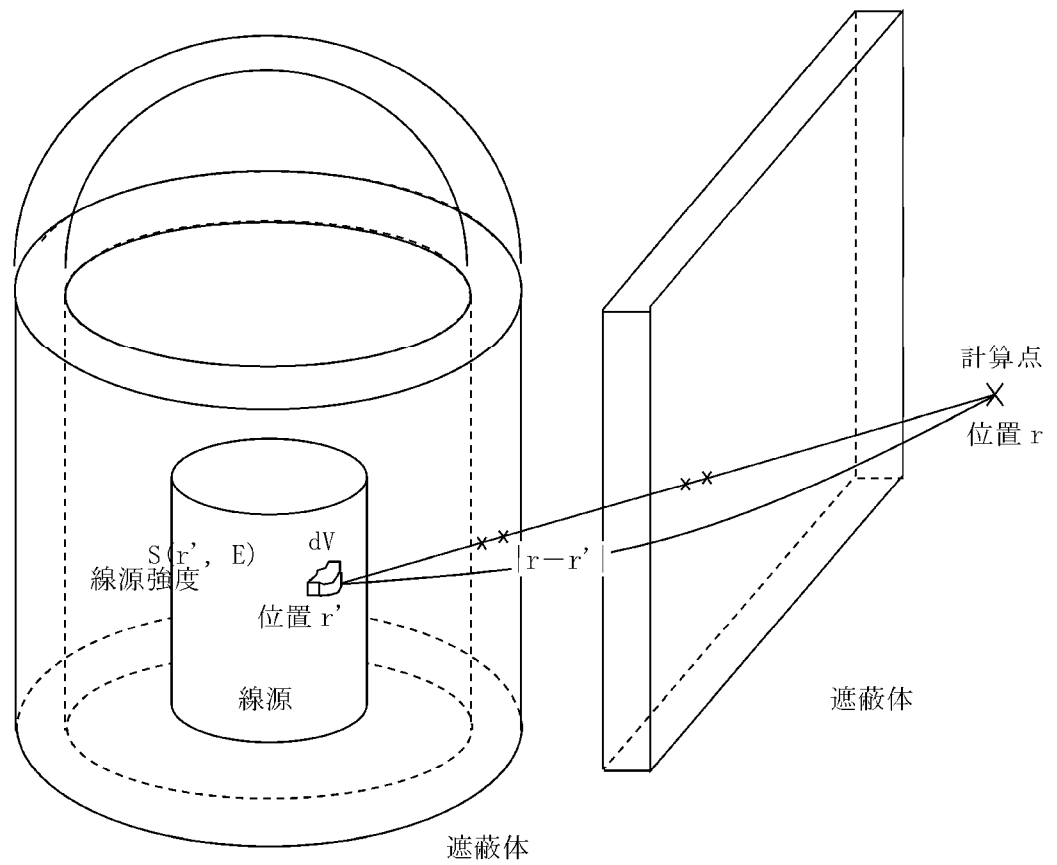
(注2) 中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量以外の線量

第4-1-1-1-6図 放射線の線源計算と線量計算の関係図  
(中央制御室の重大事故等時)

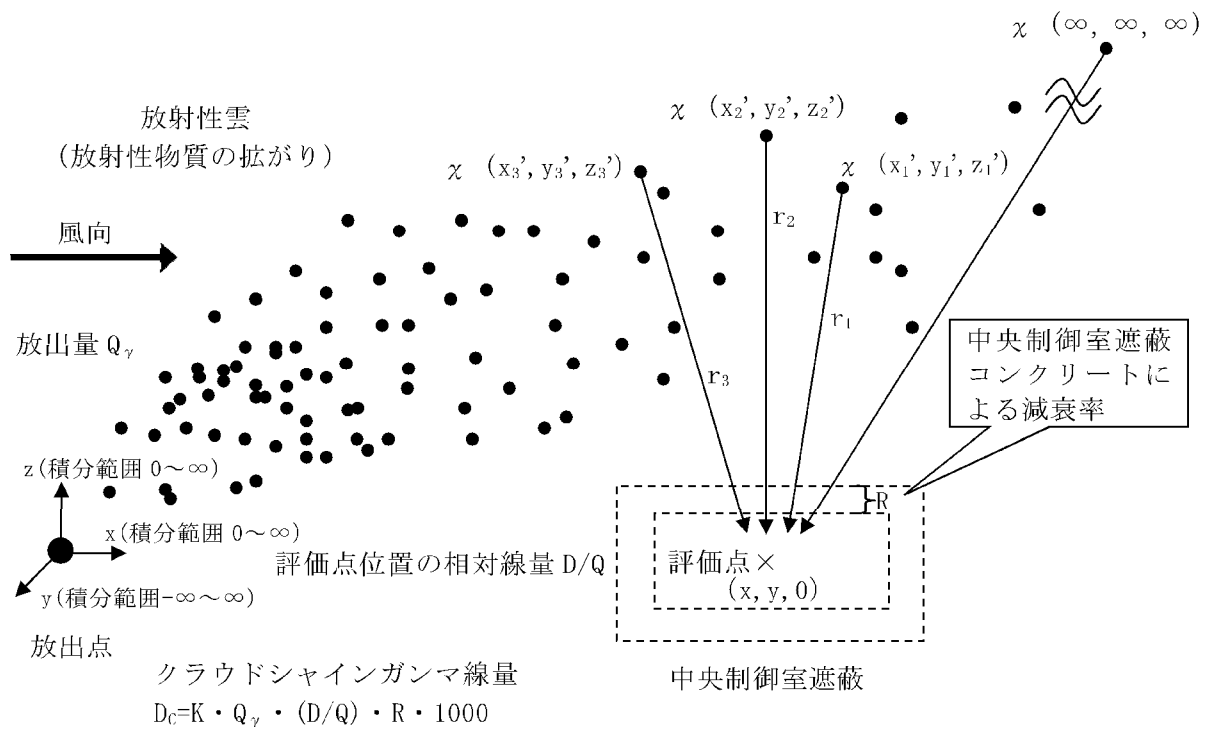




第4-1-1-1-7図 SCATTERING Ver. 90mコードの計算体系



第4-1-1-1-8図 QAD-CGGP2R Ver. 1.04コードの計算体系



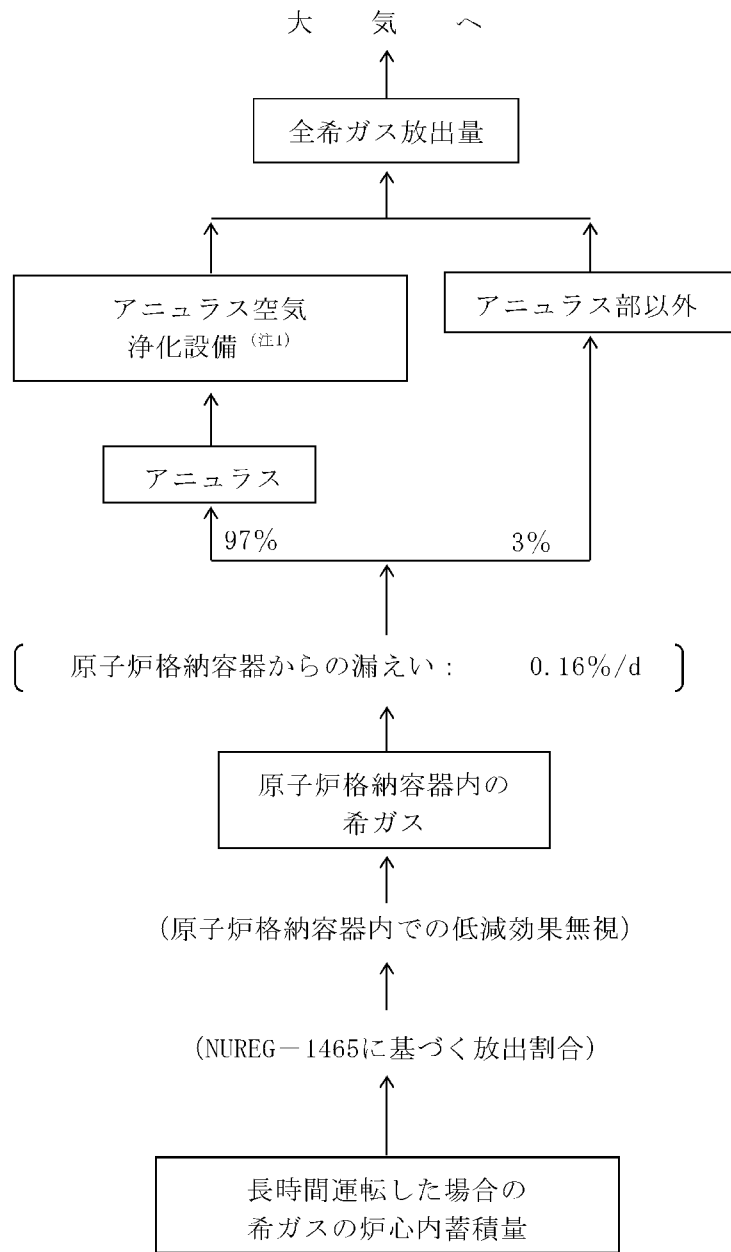
$\chi(x', y', z')$  は  $D/Q$  の計算式に示される  $(x', y', z')$  の濃度

x、 $x'$  : 風下方向の距離

y、 $y'$  : 風下方向と垂直な水平方向の距離

z、 $z'$  : 鉛直方向の距離

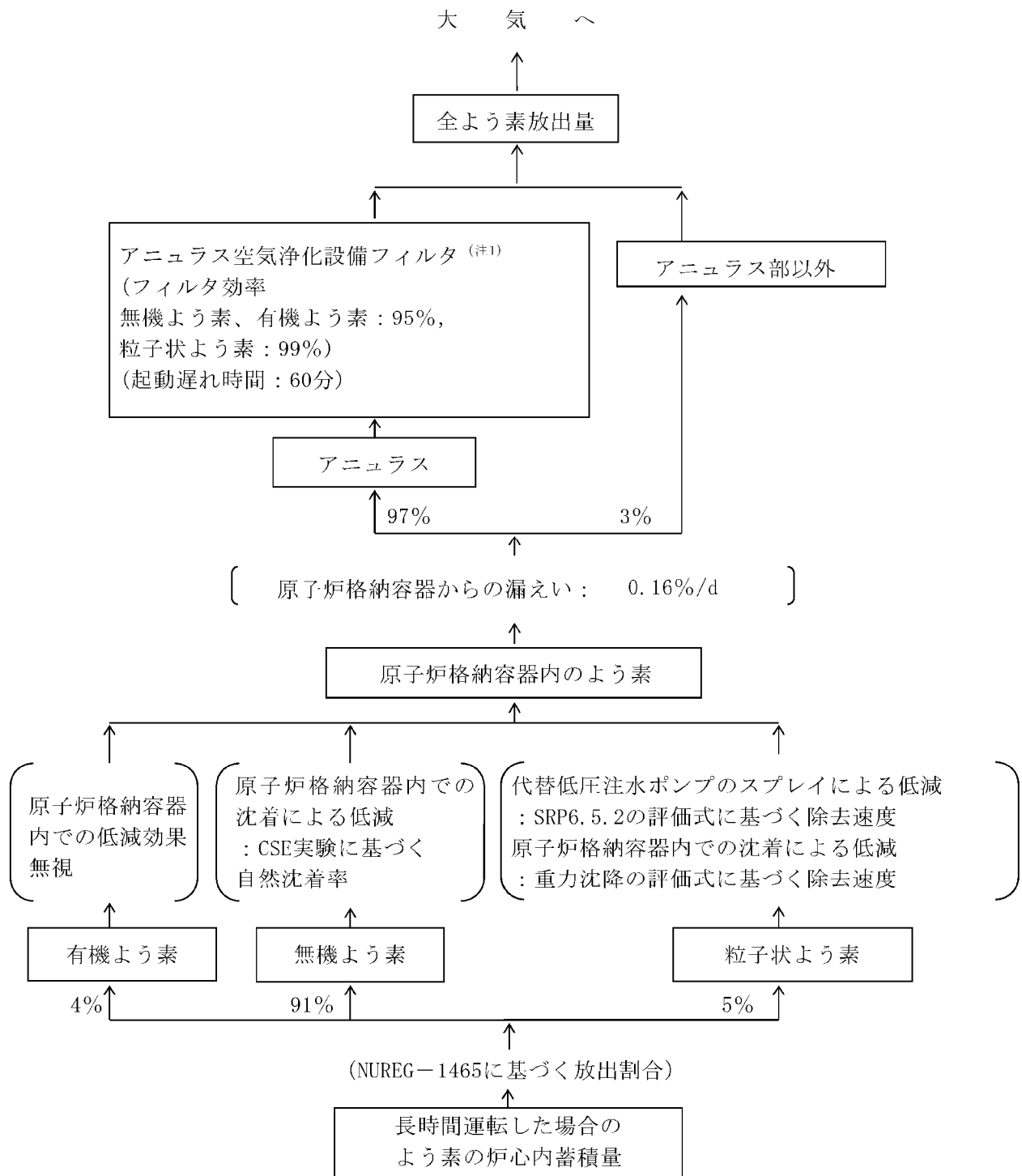
第4-1-1-1-9図 クラウドシャインガンマ線量計算の概要



第4-1-1-2-1図 重大事故等時の希ガスの大気放出過程

(1・2・3・4号機共通：中央制御室の重大事故等時)

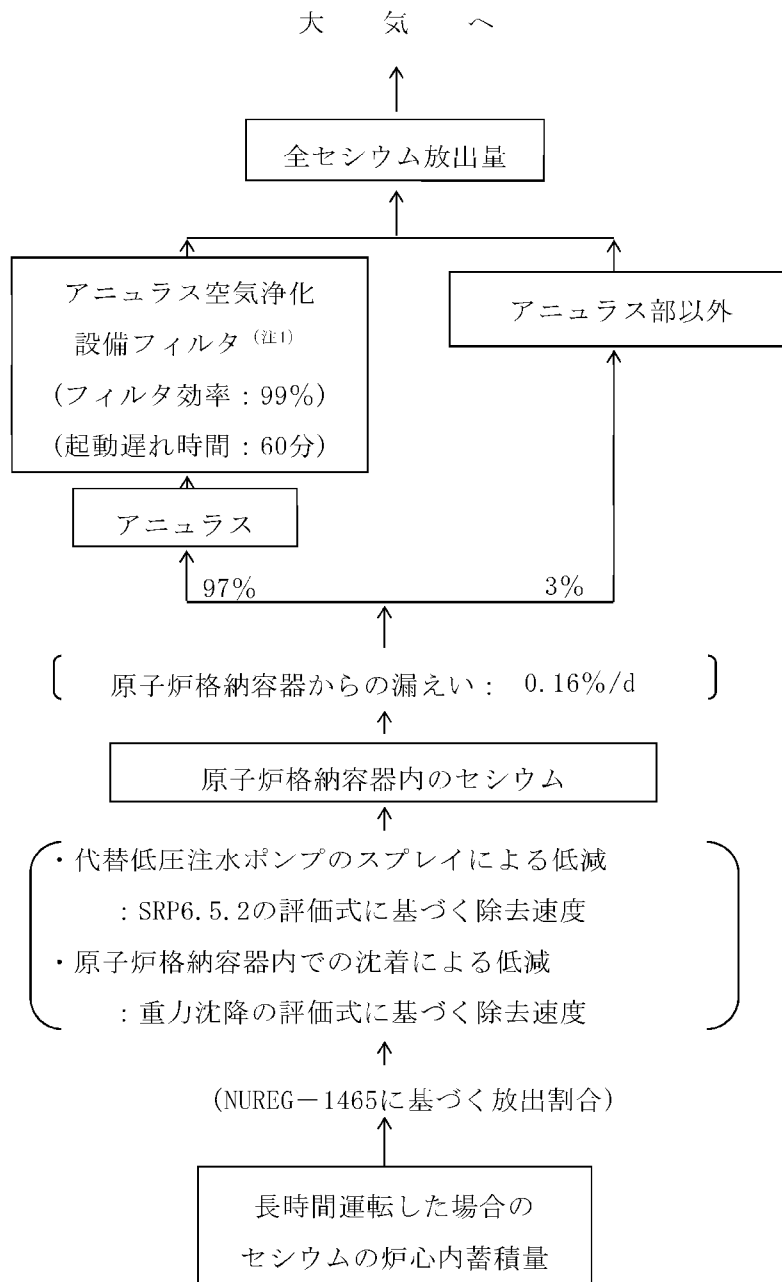
(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価  
1・2号機はアニュラス空気再循環設備



第4-1-1-2-2図 重大事故等時のよう素の大気放出過程

(1・2・3・4号機共通：中央制御室の重大事故等時)

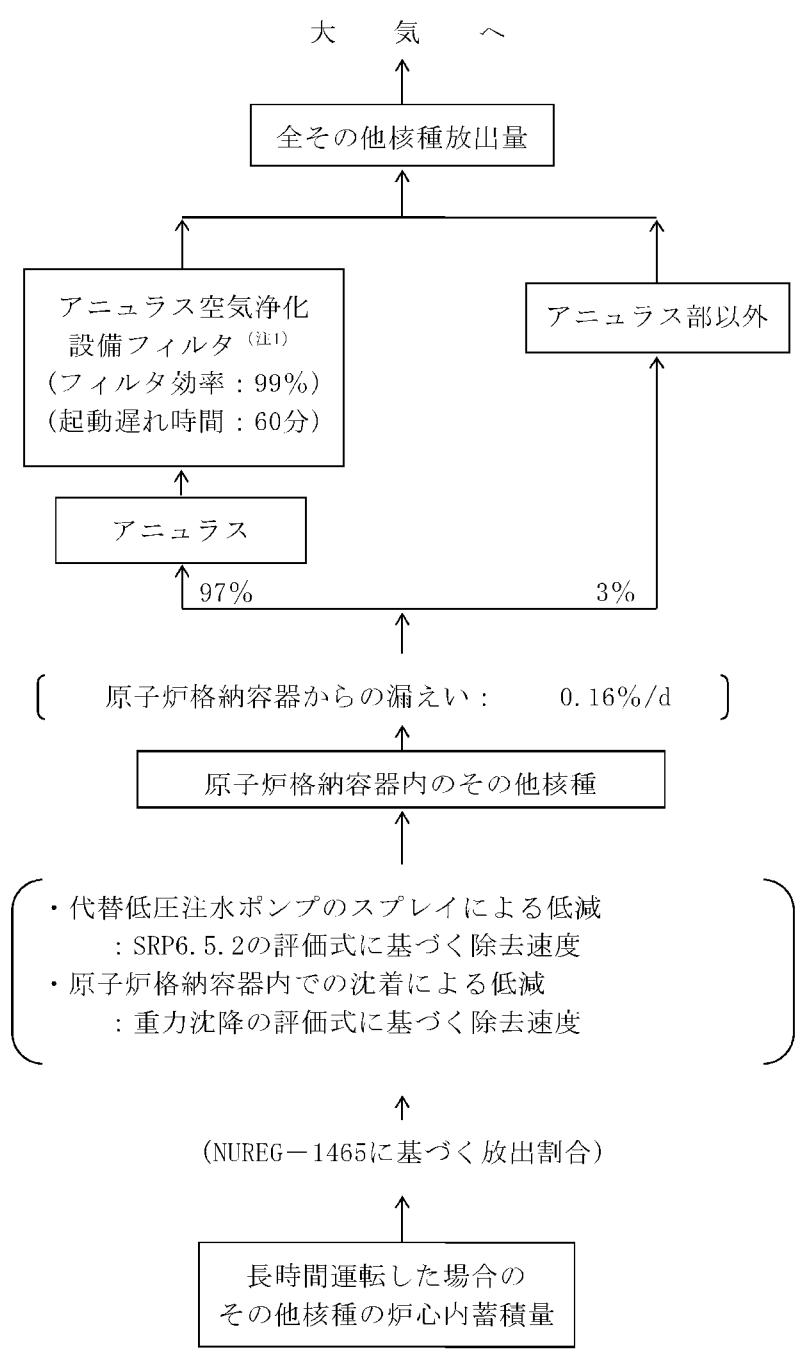
(注1) アニユラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価  
1・2号機はアニユラス空気再循環設備フィルタ



第4-1-1-2-3図 重大事故等時のセシウムの大気放出過程

(1・2・3・4号機共通：中央制御室の重大事故等時)

(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価  
1・2号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ



第4-1-1-2-4図 重大事故等時のその他核種の大気放出過程  
 (1・2・3・4号機共通: 中央制御室の重大事故等時)

(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価  
 3・4号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 4-1-1-2-5 図 直接ガンマ線量の計算モデル (中央制御室の重大事故等時)

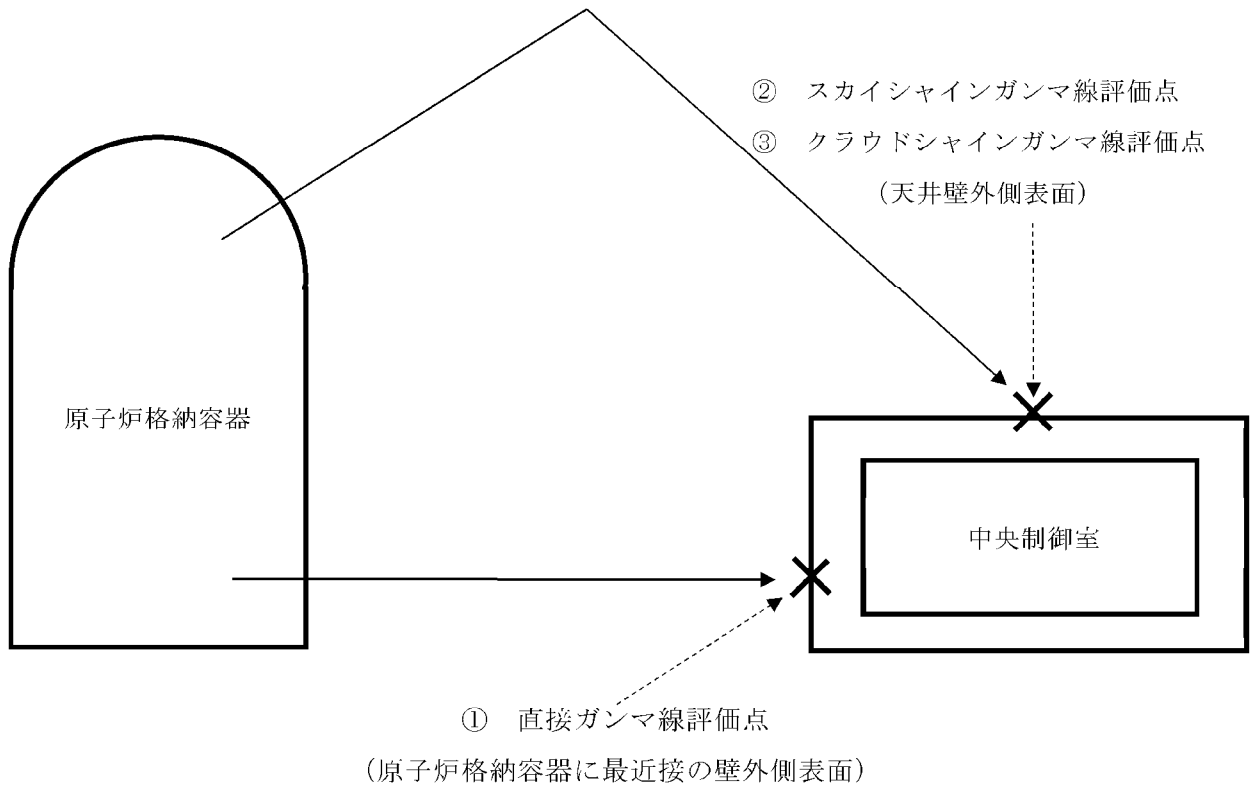


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 4-1-1-2-6 図 スカイラインガンマ線量の計算モデル (中央制御室の重大事故等時)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第4-2-1-2-1|㉔ 中央制御室遮蔽の熱除去検討における温度上昇の評価点

資料 4 中央制御室の居住性に関する説明書

## 目 次

	頁
1. 概要 .....	T3-添4-1
2. 中央制御室の居住性に関する基本方針 .....	T3-添4-1
2.1 基本方針 .....	T3-添4-1
2.2 適用基準及び適用規格等 .....	T3-添4-2
3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置 .....	T3-添4-5
4. 中央制御室の居住性評価 .....	T3-添4-5
4.1 線量評価 .....	T3-添4-5
4.2 中央制御室の居住性評価のまとめ .....	T3-添4-25
別添 中央制御室空調装置のフィルタ除去性能の維持について	
別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要	

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第74条及びその「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（以下「解釈」という。）」に基づき、中央制御室（3・4号機共用（以下同じ。））の居住性について、居住性を確保するための基本方針、防護措置及びその有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

今回の申請は、技術基準規則第74条及びその解釈に基づき、重大事故等時における中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えないことについて設計するものであり、今回の申請においてはそれ以外の変更は行わない。

## 2. 中央制御室の居住性に関する基本方針

### 2.1 基本方針

- (1) 重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

中央制御室は、換気設備（中央制御室空調装置（3・4号機共用（以下同じ。）））及び生体遮蔽装置（中央制御室遮蔽（3・4号機共用（以下同じ。）））により居住性を確保する。

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度計（3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））及び二酸化炭素濃度計（3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））により、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。また、計測制御系統施設の可搬型照明（SA）（3・4号機共用、3号機に保管（以下同じ。））により、重大事故等時に必要な照明を確保する。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設のアニュラス空気浄化設備により、原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減できる設計とする。中央制御室空調装置、可搬型照明（SA）及びアニュラス空気浄化設備は、代替電源設備から給電できる設計とする。

これら、居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価を行い、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

重大事故等時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「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」（平成25年6月19日原規技発第13061918号原子力規制委員会決定）（以下

「審査ガイド」という。)を参照して放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

## 2.2 適用基準及び適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）
- ・ 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（平成29年4月5日原規技発第1704051号）
- ・ 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（平成29年11月29日原規技発第1711293号）
- ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）
- ・ 被ばく評価手法（内規）
- ・ 鉱山保安法（昭和24年法律第70号）鉱山保安法施行規則（平成16年9月27日経済産業省令第96号、最終改正平成26年6月24日経済産業省令第32号）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日 原子力委員会決定、平成13年3月29日 一部改訂）
- ・ 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承、平成元年3月27日）一部改訂 平成13年3月29日）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）
- ・ 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622-2009) 平成21年6月23日制定
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第37条の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（平成25年6月19日原規技発第1306193号）
- ・ 被曝計算に用いる放射線エネルギーについて（原子炉安全専門審査会、昭和46年7月6日）
- ・ Compilation of Fission Product Yields NED0-12154-1, M.E.Meek and B.F.Rider, Vallections Nuclear Center, 1974
- ・ Fundamental Aspects of Reactor Shielding(H.Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U.S.A., 1959)



- SPAN-3; A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer  
(W. H. Guilinger, N. D. Cook and P. A. Gills, WAPD-TM-235, February 1962)
- Table of Isotopes, Sixth Edition  
(C. M. Lederer, et al. John Wiley & Sons, Inc., 1968)
- X-ray Attenuation Coefficients From 10 keV to 100 MeV (G. W. Grodstein, NBS-583, April 1957)
- スプレイによるよう素除去効果 MAPI-1008 改7 三菱原子力工業、昭和61年
- チャコールフィルタのよう素除去効果 MAPI-1010 改1 三菱原子力工業、昭和52年
- 空気調和・衛生工学便覧 第14版 (H22.2月)
- 事故時の格納容器漏洩率 MAPI-1060 改1 三菱重工業、平成12年
- ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995
- ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, 1996
- 空気調和・衛生工学規格 SHASE-S 116-2003(2004)
- 米国 Regulatory Guide 1.52 Revision 4 “Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post-Accident Engineered-Safety-Feature Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, September 2012
- 米国材料試験協会規格 ASTM E741-00(2006)
- 審査ガイド
- JENDL-3.2に基づく ORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32 (JAERI-Data/Code 99-003 (1999年2月))
- BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”, February 1970
- L. Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, February 1995
- NUPEC 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)
- 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”, February 1994
- 米国 NUREG/CR-6547 “DOSFAC2 User’s Guide”, December 1997
- 米国 Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating

Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003

- 美国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007

### 3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

重大事故等時において、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の建物の気密性並びに中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、1・2・3・4号機の同時被災を考慮しても、7日間で100mSvを超えない設計とする。

## 4. 中央制御室の居住性評価

### 4.1 線量評価

#### 4.1.1 評価方針

重大事故等時の中央制御室の居住性評価に当たって、共通となる評価手順及び評価条件を本項において示す。

#### (1) 評価の概要

重大事故等時の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

被ばく評価上は、設計値又は結果が厳しくなるように設計値に余裕を見込んだ値等の条件を設定する。放射性物質の炉心内蓄積量、原子炉格納容器内の線源強度及び大気中への放出量は、3・4号機及び1・2号機でそれぞれ共通の評価条件とする。また、中央制御室の位置、遮蔽構造、換気設備等の評価条件は、3・4号機で共通である。

具体的な手順は以下のとおり。居住性に係る被ばく評価の手順を第4-1-1-1図に示す。

- a. 評価事象は、重大事故等時について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらず経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。

f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. 前項d.の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ロ. 前項c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ハ. 前項c.及びe.の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室空調装置の室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

- イ. 前項d.の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
- ロ. 前項c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）を計算する。

g. 前項f.の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。中央制御室内での3・4号機原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、各計算条件が3・4号機共通であり、3・4号機からの線量は共通のものを用いる。また、1・2号機の当該被ばく経路からの被ばくについては、2号機を代表として1号機にも共通の計算条件及び線量を用いる。

(2) 評価事象の選定

重大事故等時において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第37条の「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」の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する。また、重大事故等時の評価においては、1・2・3・4号機の同時被災を想定する。

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は、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力

が高く維持される事象である、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時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故とし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失の重畳を考慮する。1・2号機においても、想定する事故シーケンスは同じである。

炉心損傷の時間が早い事象は、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）が起動し、アニュラス空気浄化設備（1・2号機はアニュラス空気再循環設備）のフィルタによる放出量低減効果が有効になる前に放射性物質が放出されるため、放射性物質の放出量が大きくなる。

格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象は、代替格納容器スプレイに期待することから、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が、格納容器スプレイよりも除去されにくくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。さらに、格納容器スプレイに成功する事象と比較すると、原子炉格納容器圧力が高く推移することから原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、放射性物質の放出量が大きくなる。

また敷地内に1・2・3・4号機が存在するため、1・2・3・4号機同時に事故が発生するものとし、評価期間は、解釈に従い、事故後7日間とする。

重大事故等時の評価事象に係る条件を第4-1-1-1表に示す。

### (3) 被ばく経路の選定

重大事故等時には、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、大気中に放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれること等により、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交代に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。また、評価事象ごとに対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展及び運転員の交代要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを第4-1-1-2図及び第4-1-1-3図に示す。

#### a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉冷却材喪失等の放射性物質の原子炉格納容器内放出事故において、

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし、本評価においては、グランドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は、重大事故等時においては、格納容器破損防止対策が有効に機能している場合を想定しており、その大気中への放出量においては、中央制御室遮蔽による遮蔽効果により有意な線量とはならないため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線及び呼吸による吸入摂取）。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。

(4) 原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算に当たっては、被ばく経路ごとに結果が厳しくなるように条件を設定する。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視し、大気中へ放出された放射性物質による被ばくについては、原子炉格納容器からの漏えいによる大気中への放射性物質の放出を考慮することとする。

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布については、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

大気中への放出量の計算は、重大事故等時において、それぞれの事故の形態、規模により、運転員への被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

事故発生直前まで、3・4号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。3・4号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-2表に示す。

1・2号機の原子炉は定格熱出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。1・2号機の炉心内蓄積量計算条件を第4-1-1-3表に示す。

重大事故等時の評価で使用する3・4号機の炉心内蓄積量は、MOX燃料装荷炉心(炉心の3/4にウラン燃料、1/4にMOX燃料を装荷した炉心)がウラン燃料装荷炉心より厳しい結果を与えることから、MOX燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-4表に示す。

重大事故等時の評価で使用する1・2号機の炉心内蓄積量は、ウラン燃料装荷炉心を条件にORIGEN2 Ver. 2.1コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を第4-1-1-5表に示す。

また、ORIGEN2 Ver. 2.1コードについては、「JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32」(JAERI-Data/Code 99-003(1999年2月))において、核種生成量について照射後試験結果と、ORIGEN2 Ver. 2.1による計算値の比較を実施している。

なお、評価に用いる解析コードORIGEN2 Ver. 2.1の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

b. 評価の対象とする放射性核種

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。また、炉心損傷を想定していることを踏まえた粒子状放射性物質も含めた放射性核種

を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 原子炉格納容器内の線源強度の計算

原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①の計算については、重大事故等時においては審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

(6) 大気拡散の計算

発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度( $\chi/Q$ )及び相対線量(D/Q)を計算する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が、大気を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 ( $s/m^3$ )

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻 i の相対濃度 ( $s/m^3$ )

$\delta_i^d$  : 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合 ( $\delta_i^d = 1$ )

時刻 i で、風向が評価対象外の場合 ( $\delta_i^d = 0$ )



(排気筒放出の場合)

$$(X/Q)_i = \frac{1}{2\pi \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} U_i}$$
$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(X/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} U_i}$$

ここで、

- $U_i$  : 時刻*i*の放出源を代表する風速 (m/s)  
 $\Sigma_{yi}$  : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の*y*方向の拡がりのパラメータ (m)  
 $\Sigma_{zi}$  : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の*z*方向の拡がりのパラメータ (m)  
 $\sigma_{yi}$  : 時刻*i*の濃度の*y*方向の拡がりパラメータ (m)  
 $\sigma_{zi}$  : 時刻*i*の濃度の*z*方向の拡がりパラメータ (m)  
 $A$  : 建屋などの風向方向の投影面積 (m<sup>2</sup>)  
 $c$  : 形状係数 (—)

上記のうち、気象項目（風向、風速及び $\sigma_{yi}$ 、 $\sigma_{zi}$ を求めるために必要な大気安定度）については「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「e. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとする。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求まる条件であることから、個別に設定する。

$\sigma_{yi}$ 及び $\sigma_{zi}$ については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$D/Q = (K_1/Q)E \mu_a \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ここで、

$D/Q$  : 評価点  $(x, y, 0)$  における相対線量 ( $\mu$  Gy/Bq)

$(K_1/Q)$  : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数 <sup>(注1)</sup>

$$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2} \right)$$

$E$  : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

$\mu_a$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 <sup>(注1)</sup> (1/m)

$\mu$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 <sup>(注1)</sup> (1/m)

$r$  :  $(x', y', z')$  から  $(x, y, 0)$  までの距離 (m)

$B(\mu r)$  : 空気に対するガンマ線の再生係数 <sup>(注1)</sup> (—)

$\chi(x', y', z')$  :  $(x', y', z')$  の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」

昭和51年9月28日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改

訂

#### b. 気象データ

2006年1月～2006年12月の1年間における気象データを使用する。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、10年間（2001年1月～2005年12月、2007年1月～2011年12月）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。

#### c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は、以下のとおりとする。

##### (a) 中央制御室内滞在時

換気設備による外気の取入れを遮断するため、室内へ放射性物質が直接流入するものとする。その上で、評価期間中は外気を遮断することを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表点とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

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出入口までの運転員の移動経路を対象とし、入退域時の評価点は、第4-1-1-4図に示すとおり、入退域の経路及び移動手段の観点から以下の3点を選定する。

イ. 正門

周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い正門とする。

ロ. 事務所入口

正門から事務所入口までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い事務所入口とする。

ハ. 中央制御室入口

事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い中央制御室入口とする。

d. 評価対象方位

中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋としては、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉格納容器を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉格納容器の影響を受けて拡散すること、及び原子炉格納容器の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a) 放出点が評価点の風上にあること。

(b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉格納容器の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。

(c) 原子炉格納容器の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉格納容器を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L（Lは原子炉格納容器の風向に垂直な面での幅とする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の

風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉格納容器に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉格納容器+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、評価点が中央制御室内の場合において、3号機は5方位(WNW, NW, NNW, N, NNE)、4号機は5方位(NE, ENE, E, ESE, SE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は1方位(W)となり、評価点が正門の場合において、3号機は1方位(E)、4号機は2方位(E, ESE)、1号機は2方位(ESE, E)、2号機は1方位(ESE)となり、評価点が事務所入口の場合において、3号機は2方位(ENE, E)、4号機は2方位(E, ESE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は2方位(W, W)となり、評価点が中央制御室入口の場合において、3号機は5方位(NW, NNW, N, NNE, NE)、4号機は3方位(ENE, E, ESE)、1号機は2方位(W, WNW)、2号機は1方位(W)となる。評価対象方位とする風向の選定を、第4-1-1-5図～第4-1-1-8図に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として、原子炉格納容器の風向に対して垂直な建屋投影面積を厳しめに、3・4号機は3,200m<sup>2</sup>、1・2号機は3,500m<sup>2</sup>とする。

f. 形状係数

建屋の形状係数は1/2<sup>(注1)</sup>とする。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日  
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る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%<sup>(注1)</sup>に当たる値を用いる。

(注1) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和57年1月28日  
原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

3・4号機及び1・2号機の大気拡散計算条件をそれぞれ第4-1-1-6表及び第4-1-1-7表に示す。

## (7) 線量計算

線量計算に当たっては、交代要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

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出入口までの運転員の移動経路を対象とし、以下のとおり、入退域の経路及び移動手段の観点から3点を選定し、評価点ごとに入退域1回当たりの評価時間を設定する。

### ・ 正門

周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い正門に3分間滞在するものとする。

### ・ 事務所入口

正門から事務所までの車での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い事務所入口に3分間滞在するものとする。

### ・ 中央制御室入口

事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように原子炉格納容器に近い中央制御室入口に5分間滞在するものとする。

## a. 中央制御室内での被ばく

### (a) 被ばく経路①

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時には審査ガイドを参照し、同じ事故事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

### (b) 被ばく経路②

本被ばく経路の線量計算は、重大事故等時には審査ガイドを参照し、同じ事象を対象として評価している資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の結果を用いる。

### (c) 被ばく経路③

#### イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

##### (イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室空調装置等を考慮した評価を実施する。中央制御室空調装置の系統構成の概要を第4-1-1-9図に、処理対象となるバウンダリの概

要を第4-1-1-10図に示す。

$$\frac{dM^k(t)}{dt} = -\lambda^k M^k(t) - \frac{G+\alpha}{V} M^k(t) + (1-E^k) \frac{G}{V} M^k(t) + \alpha S^k(t)$$

$M^k(t)$  : 時刻tにおける中央制御室内の放射性物質kの量 (Bq)

V : 中央制御室バウンダリ体積 (m<sup>3</sup>)

$E^k$  : 中央制御室非常用循環設備のフィルタ除去効率 (-)

G : 中央制御室非常用循環設備のフィルタ流量 (m<sup>3</sup>/s)

$\lambda^k$  : 放射性物質kの崩壊定数 (1/s)

$\alpha$  : 中央制御室への空気流入量 (m<sup>3</sup>/s)

$S^k(t)$  : 時刻tにおける流入する放射性物質kの濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

(ロ) 事故時運転

中央制御室空調装置の事故時運転は、外気取込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより低減する運転モードである。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に5,100m<sup>3</sup>とする。また、ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の容積から除外し、4,700m<sup>3</sup>とする。

(ニ) フィルタ除去効率

- i. 中央制御室空調装置のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- ii. 中央制御室空調装置の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。

(ホ) 中央制御室非常用循環設備フィルタ流量

中央制御室非常用循環ファンの起動により、流量は設計上期待できる値として200m<sup>3</sup>/minとする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、換気率換算で設計上期待できる値として0.5回/hとする。

重大事故等時の中央制御室内放射性物質濃度計算条件を第4-1-1-8表に示す。

ロ. 線量計算

中央制御室内の放射性物質濃度により、以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばくを計算する。

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

$$I_{D\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \cdot \frac{K}{\mu} \left[ \frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E_\gamma \cdot A_{CR}(t)}{0.5} dt$$

ここで、

$I_{D\gamma}$  : 時刻Tまでのガンマ線による線量 (mSv)

K : 線量率換算係数 ((mSv/s)/(γ/cm<sup>2</sup>/s))

A、 $\alpha_1$ 、 $\alpha_2$  : テーラー型ビルドアップ係数 (-)  
(空気中0.5MeVガンマ線)<sup>(注1)</sup>

$\mu$  : 線減衰係数 (cm<sup>-1</sup>) (空気中0.5MeVガンマ線)

$R_0$  : 半球の半径

$$R_0 = \left( \frac{3}{2} \cdot \frac{V}{\pi} \right)^{1/3} \times 100 \quad (\text{cm})$$

V : 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 (m<sup>3</sup>)

$E_\gamma$  : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

$A_{CR}(t)$  : 中央制御室内放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

上記のうち、Kについては、「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」(H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U.S.A., 1959)に基づくガンマ線束から照射線量率への換算係数((R/h)/(MeV/cm<sup>2</sup>・s))に照射線量から空気カーマへの換算係数(Gy/R)及び「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)に基づく空気カーマから実効線量への換算係数(mSv/Gy)を乗じることで算出され単位換算した値を、 $\mu$ については、「X-ray Attenuation Coefficients from 10 keV to 100 MeV」(G.W.Grodstein, NBS-583, April 1957)に基づく質量減衰係数(cm<sup>2</sup>/g)に空気の比重(g/cm<sup>3</sup>)を乗じることで算出される値を用いる。

(注1) 「SPAN-3; A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer」  
(W. H. Guilinger, N. D. Cook and P. A. Gillis, WAPD-TM-235, February  
1962)

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

$$I_{DI} = \int_0^T H_{\infty} \cdot B \cdot E_1 \cdot A_{CT}(t) \cdot 1.0 \times 10^6 dt$$

$$= H_{\infty} \cdot B \cdot \int_0^T A_{CTI}(t) \cdot 1.0 \times 10^6 dt$$

ここで、

$I_{DI}$  : 時刻Tまでの吸入摂取による内部被ばく線量 (mSv)  
 $H_{\infty}$  : I-131の吸入摂取による線量換算係数 (mSv/Bq) <sup>(注1)</sup>  
 $E_1$  : I-131等価量への換算係数 (-) <sup>(注1)</sup>  
 $B$  : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s) <sup>(注2)</sup>  
 $A_{CT}(t)$  : 中央制御室内放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)  
 $A_{CTI}(t)$  : 中央制御室内放射能濃度 (I-131等価量) (Bq/cm<sup>3</sup>)

(注1) ・ ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members  
of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4  
Inhalation Dose Coefficients”, 1995  
 ・ ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members  
of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5  
Compilation of Ingestion and Inhalation Dose  
Coefficients”, 1996

(注2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」  
平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日  
一部改訂

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

評価期間中に原子炉格納容器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の評価手  
法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動す  
るため、中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤



イ. 外部被ばく

$$D_{C2} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_y \cdot 1,000$$

ここで、

$D_{C2}$  : 入退域時のクラウドからの外部被ばく線量(mSv)

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数(Sv/Gy)

(1Sv=1Gyとする)<sup>(注1)</sup>

$D/Q$  : 相対線量(Gy/Bq)

$Q_y$  : 環境への積算放出放射エネルギー(Bq)

(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

ロ. 内部被ばく

$$H_I = B \cdot H_{\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_I$$

ここで、

$H_I$  : 吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (mSv)

$B$  : 呼吸率 ( $m^3/s$ )<sup>(注1)</sup>

$H_{\infty}$  : I-131の吸入摂取による線量換算係数 (mSv/Bq)<sup>(注2)</sup>

$\chi/Q$  : 相対濃度 ( $s/m^3$ )

$Q_I$  : 環境への積算放出放射エネルギー (Bq) (I-131等価量)

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

(注2) ・ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

・ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, 1996

線量計算条件を第4-1-1-9表に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvと比較する。

被ばく経路①については、3・4号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制

御室までの距離が同じであり、3号機からの線量と4号機からの線量が同じであることから、3・4号機は共通の線量を用いる。また、1・2号機の原子炉格納容器から3・4号機中央制御室までの距離が近いのは2号機であり、被ばく評価上厳しいため、2号機の線量を1・2号機共通の線量とし、1・2号機の線量の合算に当たって、2号機の線量を2倍する。

被ばく経路②、③及び⑤については、大気拡散の効果を考慮して号機ごとにそれぞれ線量を計算し、被ばく経路④については、評価距離が異なることから、号機ごとにそれぞれ線量を計算する。

線量の合算に当たって、重大事故等時における評価については、1・2・3・4号機それぞれ①～⑤の経路における線量を計算し、各号機の線量を足し合わせた合計値を判断基準と比較する。

#### 4.1.2 評価条件及び評価結果

重大事故等時における線量評価においては、共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

##### (1) 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気放出過程を第4-1-2-1図～第4-1-2-4図に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

##### a. 3・4号機

(a) 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る放射性物質は、NUREG-1465<sup>(注1)</sup>の炉心内蓄積量に対する割合を基に設定する。NUREG-1465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熔融炉心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、本評価事象も対象に含まれる。また、NUREG-1465と本評価の事象進展解析の炉心熔融開始及び原子炉容器破損のタイミングはほぼ同じであり、原子炉格納容器内への放射性物質の放出が大きい初期の事象進展に大きな差はない。なお、本評価においては、NUREG-1465のソースタームに基づく炉心内蓄積量に対する原子炉格納容器外への放出割合は、保守的な放射性物質の原子炉格納容器内の沈着率、スプレイによる除去効果、原子炉格納容器からの漏えい率及び大気中への放出過程の設定を前提としており、事象進展解析に基づく評価より保守的な結果を与える。

(注1) L.Soffer, et al., “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, February 1995

- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、粒子状よう素は5%、無機（元素状）よう素は91%、有機よう素は4%とする。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s)とする。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 $6.46 \times 10^{-3}$  (1/時)とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレーは、起動遅れ時間に余裕を見込み事故後60分で起動するものとし、スプレーによるエアロゾルの除去効果を期待する。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価事象の原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込み0.16%/dとする。
- (g) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に $10,360\text{m}^3$ とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有する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原子炉補機冷却機能の喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量 $250\text{m}^3/\text{min}$ のアニュラス空気浄化設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで78分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出され、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。

大気中への放出量評価条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-2-1表に示す。

また、上記条件により評価した3・4号機の結果を第4-1-2-2表に示す。

b. 1・2号機

- (a) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質については、前項a.に同じ。
- (b) 原子炉格納容器内に放出されたよう素の性状の割合については、前項a.に同

じ。

- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機（元素状）よう素の沈着率は、前項a.に同じ。
- (d) 原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着率は、 $5.76 \times 10^{-3}$ （1/時）とする。
- (e) 代替低圧注水ポンプによるスプレイに係る評価条件は、前項a.に同じ。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、前項a.に同じ。
- (g) 原子炉格納容器からの漏えいに係る評価条件は、前項a.に同じ。
- (h) アニュラス部体積は、アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に $10,900\text{m}^3$ とする。
- (i) 大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気再循環設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失を想定した起動遅れ（事故発生後60分）を考慮し、設計上期待できる値として流量 $113\text{m}^3/\text{min}$ のアニュラス空気再循環設備ファン1台の起動を想定する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、起動遅れ時間及び起動後負圧達成時間に余裕を見込んで106分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出され、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。
- (j) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率は、設計上期待できる値として95%とする。
- (k) アニュラス空気再循環設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。

大気中への放出量評価条件の詳細について、1・2号機の条件を第4-1-2-3表に示す。

また、上記条件により評価した1・2号機の結果を第4-1-2-4表に示す。

## (2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、評価結果が厳しくなるよう、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、排気筒放出時は排気筒高さ、地上放出時は地上とする。また、放出エネルギーは保守的な結果となるよう考慮しないと仮定する。

大気拡散条件の詳細について、3・4号機の条件を第4-1-2-5表に、**1・2号機**

の条件を第4-1-2-6表に示す。

また、これらの条件による3・4号機の相対濃度及び相対線量の評価結果を第4-1-2-7表に、1・2号機の相対濃度及び相対線量の評価結果を第4-1-2-8表に示す。

### (3) 線量評価

運転員の勤務形態は、平常時に通常勤務をする運転員が事故時に交代要員に加わることを考慮して5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在期間として49時間、入退域の回数を10回とし、事故後7日間の積算線量をこれらの割合で配分して実効線量を評価する。運転員交代考慮条件を第4-1-2-9表に示す。

#### a. 中央制御室内での被ばく

##### (a) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価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する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室空調装置等の効果を考慮した評価を実施する。中央制御室空調装置等の条件を第4-1-2-10表に示す。

イ. 中央制御室非常用循環ファンの起動時間については、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失並びに電源回復操作及び現場での手動によるダンパ開操作を想定した起動遅れ（事故発生後300分）を考慮し、流量200m<sup>3</sup>/minの中央制御室非常用循環ファン1台の起動を想定する。

ロ. 炉心損傷が予想される状態となった場合、炉心損傷の徴候が見られた場合又は発電所対策本部長が必要と判断した場合は、全面マスクを着用するため、評価期間中マスクを着用しているものとして評価する。このとき、マスクの除染係数は50とする。

#### b. 入退域時の被ばく

##### (a) 被ばく経路④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

評価期間中に原子炉格納容器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の評価手法は、被ばく経路①と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの評価手法は、被ばく経路③と同様であるが、入退域時は中央制御室外を移動するため、大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

また、グランドシャインガンマ線については、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)<sup>(注1)</sup>の4倍の値である1.2cm/sを用い、以下のとおり地表沈着量を算出し線量を計算する。

$$\frac{dAG_i(t)}{dt} = VG \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i(t) - \lambda_i \cdot AG_i(t)$$

ここで、

$AG_i(t)$	: 時刻 $t$ , 核種 $i$ の地表面沈着量 (Bq/m <sup>2</sup> )
$VG$	: 沈着速度 (m/s)
$\chi/Q$	: 相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )
$Q_i(t)$	: 時刻 $t$ , 核種 $i$ の放出率 (Bq/s)
$\lambda_i$	: 核種 $i$ の崩壊定数 (1/s)

地表沈着量を基にグランドシャインガンマ線量は以下の式にて計算する。

$$DDG(T) = \int_0^T \sum_i KG_i \cdot AG_i(t) dt$$

ここで、

$DDG(T)$	: 時刻 $T$ までのグランドシャインガンマ線量 (Sv)
$KG_i$	: 核種 $i$ の線量率換算係数 ((Sv/s) / (Bq/m <sup>2</sup> )) <sup>(注2)</sup>

地表面への沈着速度の条件を第4-1-2-11表に示す。

(注1) 米国NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters” , February 1994

(注2) 米国 NUREG/CR-6547 “DOSFAC2 User’ s Guide” , December 1997

(4) 被ばく評価結果

重大事故等時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を第4-1-2-12

表～第4-1-2-15表に示す。1・2・3・4号機の被ばく評価結果は実効線量でそれぞれ約6.4mSv、約6.1mSv、約6.5mSv、約4.5mSv、1・2・3・4号機同時被災時の合算値は約24mSvであり、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvを超えない。

#### 4.2 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価を行い、その結果、重大事故等時において1・2・3・4号機の同時被災時を考慮しても判断基準を満足していることを確認したことから、中央制御室の居住性を確保できると評価する。

第4-1-1-1表 評価事象に係る条件 (1・2・3・4号機共通)

項目	評価条件	選定理由	備考
事故の評価期間	重大事故等時 事故後7日間	解釈に基づき評価 期間を設定	解釈 1b)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。
評価事象	重大事故等時 大破断LOCA +ECCS注入失敗 +CVスプレイ注入失敗  全交流動力電源及び原子 炉補機冷却機能の喪失を 考慮する	炉心損傷が早く、 また、原子炉格納 容器内の圧力が高 く維持される事象 であることから、 中央制御室の運転 員の被ばくの観点 から結果が最も厳 しくなる事故シー ケンスとして選定	解釈 1b)① 設置許可基準規則第 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 を想定すること。



第4-1-1-2表 炉心内蓄積量計算条件（3・4号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。  審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉運転時間	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	3	同上	

第4-1-1-3表 炉心内蓄積量計算条件（1・2号機共通）

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心熱出力	100% (2,432MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	被ばく評価手法（内規） 4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。  審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
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衡炉心を考慮し、最高時間を設定	
サイクル数 (バッチ数)	4	同上	

第4-1-1-4表 炉心内蓄積量（3・4号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 $3.0 \times 10^{19}$
よう素類	約 $3.1 \times 10^{19}$
Cs類	約 $1.2 \times 10^{19}$
Te類	約 $1.9 \times 10^{19}$
Ba類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ru類	約 $3.6 \times 10^{19}$
Ce類	約 $6.6 \times 10^{19}$
La類	約 $6.6 \times 10^{19}$

第4-1-1-5表 炉心内蓄積量（1・2号機共通）（重大事故等時）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 $2.9 \times 10^{19}$
よう素類	約 $2.9 \times 10^{19}$
Cs類	約 $1.2 \times 10^{19}$
Te類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ba類	約 $1.8 \times 10^{19}$
Ru類	約 $3.2 \times 10^{19}$
Ce類	約 $6.1 \times 10^{19}$
La類	約 $6.3 \times 10^{19}$

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（1/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 <sup>(注1)</sup> を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。  審査ガイド 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	高浜発電所における 1年間の気象資料 (2006.1～2006.12)  (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 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的low風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。  審査ガイド 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。
累積出現 頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を小さい方から順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。  審査ガイド 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。

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（2/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考												
建屋の影響	考慮する	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	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>審査ガイド</p> <p>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評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>												
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定</p> <p>また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="986 1261 1401 1395"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>世帯事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1000MW原子炉施設</td> <td>原子炉格納容器、主蒸気発生機</td> <td>原子炉建屋（建屋影響が最も大きい）、原子炉補助建屋及びタービン建屋（商業が設置しうる場合）</td> </tr> <tr> <td>900MW原子炉施設</td> <td>原子炉格納容器喪失</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉補助建屋（原子炉格納施設）及びタービン建屋</td> </tr> <tr> <td>高圧蒸気発生機設置設備</td> <td></td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉補助建屋（原子炉格納施設）及び原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド</p> <p>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扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1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。</p>	原子炉施設	世帯事故	建屋の種類	1000MW原子炉施設	原子炉格納容器、主蒸気発生機	原子炉建屋（建屋影響が最も大きい）、原子炉補助建屋及びタービン建屋（商業が設置しうる場合）	900MW原子炉施設	原子炉格納容器喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉補助建屋（原子炉格納施設）及びタービン建屋	高圧蒸気発生機設置設備		原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉補助建屋（原子炉格納施設）及び原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋
原子炉施設	世帯事故	建屋の種類													
1000MW原子炉施設	原子炉格納容器、主蒸気発生機	原子炉建屋（建屋影響が最も大きい）、原子炉補助建屋及びタービン建屋（商業が設置しうる場合）													
900MW原子炉施設	原子炉格納容器喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉補助建屋（原子炉格納施設）及びタービン建屋													
高圧蒸気発生機設置設備		原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉補助建屋（原子炉格納施設）及び原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋													

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（3/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 正門 事務所入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 外気の取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p> <p>審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】 4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 —</p>
着目方位	<p>【中央制御室内】 3号機：5方位 4号機：5方位</p> <p>【入退域時】 3号機：正門は1方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は5方位 4号機：正門は2方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は3方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii) の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド</p> <p>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域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

第4-1-1-6表 大気拡散計算条件（3・4号機共通）（4/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
建屋投影面積	3,200m <sup>2</sup>	保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)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に大気拡散式の入力とする。  審査ガイド 4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（1/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 <sup>(注1)</sup> を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。  審査ガイド 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	高浜発電所における 1年間の気象資料 (2006.1～2006.12)  (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 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的low風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。  審査ガイド 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。
累積出現 頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を小さい方から順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。  審査ガイド 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。

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（2/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考												
建屋の影響	考慮する	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	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>審査ガイド</p> <p>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評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</p>												
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定</p> <p>また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉施設</td> <td>原子炉炉心溶融・主蒸気系統破断</td> <td>原子炉建屋（建屋影響がある風向き）、原子炉補助建屋及びタービン建屋（商業が設置した上で設置）</td> </tr> <tr> <td>原子炉施設</td> <td>原子炉炉心溶融</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>高圧蒸気発生器系統破断</td> <td></td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>審査ガイド</p> <p>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扱建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1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。</p>	原子炉施設	事故	建屋の種類	原子炉施設	原子炉炉心溶融・主蒸気系統破断	原子炉建屋（建屋影響がある風向き）、原子炉補助建屋及びタービン建屋（商業が設置した上で設置）	原子炉施設	原子炉炉心溶融	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋	高圧蒸気発生器系統破断		原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋
原子炉施設	事故	建屋の種類													
原子炉施設	原子炉炉心溶融・主蒸気系統破断	原子炉建屋（建屋影響がある風向き）、原子炉補助建屋及びタービン建屋（商業が設置した上で設置）													
原子炉施設	原子炉炉心溶融	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋													
高圧蒸気発生器系統破断		原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋													



第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（3/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 正門 事務所入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 外気の取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p> <p>審査ガイド</p> <p>【中央制御室内】 4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 —</p>
着目方位	<p>【中央制御室内】 1号機：2方位 2号機：1方位</p> <p>【入退域時】 1号機：正門は2方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は2方位 2号機：正門は1方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は1方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii) の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気の評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法（内規）</p> <p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド</p> <p>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域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

第4-1-1-7表 大気拡散計算条件（1・2号機共通）（4/4）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
建屋投影面積	3,500m <sup>2</sup>	保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)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に大気拡散式の入力とする。  審査ガイド 4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

第4-1-1-8表 中央制御室内放射性物質濃度計算条件（3・4号機共通）（1/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
事故時におけるフィルタを通した外気取込み	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	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 b)中央制御室内に直接、流入すること 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）
中央制御室非常用循環設備処理空間容積	5, 100m <sup>3</sup>	中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7) a) 中央制御室内への取込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積	4, 700m <sup>3</sup>	同上	被ばく評価手法（内規） 7.3.4 (3)b)ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。

第4-1-1-8表 中央制御室内放射性物質濃度計算条件（3・4号機共通）（2/2）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	重大事故等時 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）	審査ガイド 4.2(1)a. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室非常用循環設備微粒子フィルタによる除去効率	重大事故等時 99%	同上	同上
中央制御室非常用循環設備フィルタ流量	200m <sup>3</sup> /min	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7) a) 中央制御室内への取込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。  審査ガイド 4.2(2)e. 原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取込みについては、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。
空気流入率	0.5回/h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法（内規） 7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。  審査ガイド 4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

第4-1-1-9表 線量計算条件 (3・4号機共通)

項目	評価条件	設定理由	備考
線量換算係数	<p>重大事故等時 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す)</p> <p>I-131 : <math>2.0 \times 10^{-8}</math> Sv/Bq I-132 : <math>3.1 \times 10^{-10}</math> Sv/Bq I-133 : <math>4.0 \times 10^{-9}</math> Sv/Bq I-134 : <math>1.5 \times 10^{-10}</math> Sv/Bq I-135 : <math>9.2 \times 10^{-10}</math> Sv/Bq Cs-134 : <math>2.0 \times 10^{-8}</math> Sv/Bq Cs-136 : <math>2.8 \times 10^{-9}</math> Sv/Bq Cs-137 : <math>3.9 \times 10^{-8}</math> Sv/Bq</p> <p>上記以外の核種はICRP Publication 71 (注1), 72 (注2) に基づく</p>	ICRP Publication 71 (注1), 72 (注2) に基づく	—
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針 (注3) に基づく	<p>被ばく評価手法 (内規) 7.3.3(1) 吸入摂取による 運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> $H_1 = \int_0^T R H_{\infty} C_1(t) dt$ <p>R : 呼吸率 (成人活動時) H<sub>∞</sub> : よう素 (I-131) 吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) C<sub>1</sub>(t) : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (I-131 等価量) (Bq/m<sup>3</sup>) T : 計算期間 (30日間)</p>

(注1) ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

(注2) ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, 1996

(注3) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (原子力安全委員会)

第4-1-2-1表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（重大事故等時）（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 <sup>(注1)</sup> 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機（元素状）よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R. G. 1. 195 <sup>(注2)</sup> のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	$9.0 \times 10^{-4}$ (1/s)	CSE実験 <sup>(注3)</sup> に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	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率	$6.46 \times 10^{-3}$ (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 <sup>(注4)</sup> に基づき設定	同上

（注1）米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

（注2）米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003

（注3）BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” , February 1970

（注4）NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-2-1表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（重大事故等時）（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間（約49分）に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ49分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.35 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.042 (1/時)	SRP6.5.2 (注1)に示された評価式等に基づき設定	—
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部外 3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,360m <sup>3</sup>	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	250m <sup>3</sup> /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定（ファン1台の起動を想定して設定（選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む））	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” March 2007

第4-1-2-1表 大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）

（重大事故等時）（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHS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）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：95%	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）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：99%	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）	同上

第4-1-2-2表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（3・4号機共通）

（事故後7日間積算）（重大事故等時）

評価項目		評価結果(Bq)
希ガス	gross値	約 $5.2 \times 10^{16}$
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 $7.6 \times 10^{15}$
よう素	gross値	約 $2.4 \times 10^{14}$
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 $8.1 \times 10^{13}$
セシウム	gross値	約 $3.1 \times 10^{13}$
上記以外の核種	gross値	約 $7.1 \times 10^{13}$



第4-1-2-3表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（重大事故等時）（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 <sup>(注1)</sup> 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期压力容器内放出までを考慮）を設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機（元素状）よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R. G. 1. 195 <sup>(注2)</sup> のよう素割合に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着率	$9.0 \times 10^{-4}$ (1/s)	CSE実験 <sup>(注3)</sup> に基づき無機（元素状）よう素の自然沈着率を設定	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率	$5.76 \times 10^{-3}$ (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式 <sup>(注4)</sup> に基づき設定	同上

（注1）米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

（注2）米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003

（注3）BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report” , February 1970

（注4）NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」

第4-1-2-3表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（重大事故等時）（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間（約50分）に余裕を見込んだ値として設定 起動遅れ約50分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替低圧注水ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.25 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.029 (1/時)	SRP6.5.2 (注1)に示された評価式等に基づき設定	—
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最も原子炉格納容器内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部外 3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	10,900m <sup>3</sup>	アニュラス部全体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気再循環設備ファン流量	113m <sup>3</sup> /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定（ファン1台の起動を想定して設定（選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む））	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

(注1) 米国Standard Review Plan 6.5.2 Revision 4 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” March 2007

第4-1-2-3表 大気中への放出量評価条件（1・2号機共通）

（重大事故等時）（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
アニュラス負圧達成時間	106分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHS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46分）起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気再循環設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気再循環設備よう素フィルタによる除去効率	0~106分：0% 106分～：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）	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気再循環設備微粒子フィルタによる除去効率	0~106分：0% 106分～：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）	同上

第4-1-2-4表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（1・2号機共通）

（事故後7日間積算）（重大事故等時）

評価項目		評価結果(Bq)
希ガス	gross値	約 $4.9 \times 10^{16}$
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 $7.6 \times 10^{15}$
よう素	gross値	約 $2.8 \times 10^{14}$
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 $8.5 \times 10^{13}$
セシウム	gross値	約 $4.7 \times 10^{13}$
上記以外の核種	gross値	約 $1.1 \times 10^{14}$

第4-1-2-5表 大気拡散評価条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 80m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-2-6表 大気拡散評価条件（1・2号機共通）（重大事故等時）

項目	評価条件		設定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1時間		保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源 及び 放出源高さ	地上 放出	排気筒 81m	排気筒放出時は排気筒高さ（設計値）、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

第4-1-2-7表 相対濃度及び相対線量の評価結果（3・4号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
3号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： $1.2 \times 10^{-3}$ 排気筒放出： $6.0 \times 10^{-4}$	地上放出： $5.5 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $9.1 \times 10^{-19}$
	入退域時	正門	地上放出： $8.7 \times 10^{-5}$ 排気筒放出： $4.4 \times 10^{-5}$	地上放出： $8.0 \times 10^{-19}$ 排気筒放出： $4.6 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出： $3.9 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $2.0 \times 10^{-4}$	地上放出： $2.0 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $3.9 \times 10^{-19}$
		中央制御室入口	地上放出： $1.0 \times 10^{-3}$ 排気筒放出： $5.0 \times 10^{-4}$	地上放出： $4.6 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $1.1 \times 10^{-18}$
4号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： $7.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $3.9 \times 10^{-4}$	地上放出： $3.7 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $6.5 \times 10^{-19}$
	入退域時	正門	地上放出： $1.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $9.1 \times 10^{-5}$	地上放出： $1.4 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $6.9 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出： $4.5 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $2.2 \times 10^{-4}$	地上放出： $2.4 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $5.2 \times 10^{-19}$
		中央制御室入口	地上放出： $5.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出： $2.9 \times 10^{-4}$	地上放出： $2.8 \times 10^{-18}$ 排気筒放出： $7.1 \times 10^{-19}$

第4-1-2-8表 相対濃度及び相対線量の評価結果（1・2号機）（重大事故等時）

号機	評価対象	評価点	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
1号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : $6.1 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.0 \times 10^{-4}$	地上放出 : $3.6 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-18}$
	入退域時	正門	地上放出 : $3.4 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $1.7 \times 10^{-4}$	地上放出 : $2.0 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $7.9 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出 : $6.8 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.4 \times 10^{-4}$	地上放出 : $4.2 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-18}$
		中央制御室入口	地上放出 : $6.2 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.1 \times 10^{-4}$	地上放出 : $3.7 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.4 \times 10^{-18}$
2号機 発災時	室内作業時	中央制御室中心	地上放出 : $4.5 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $2.2 \times 10^{-4}$	地上放出 : $2.8 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $6.8 \times 10^{-19}$
	入退域時	正門	地上放出 : $2.1 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-4}$	地上放出 : $1.4 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $5.5 \times 10^{-19}$
		事務所入口	地上放出 : $7.4 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $3.7 \times 10^{-4}$	地上放出 : $4.5 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $1.1 \times 10^{-18}$
		中央制御室入口	地上放出 : $4.6 \times 10^{-4}$ 排気筒放出 : $2.3 \times 10^{-4}$	地上放出 : $2.8 \times 10^{-18}$ 排気筒放出 : $9.1 \times 10^{-19}$

第4-1-2-9表 運転員交代考慮条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	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	—
入退域	回数： 10回  滞在時間： 入退域1回当たり、入退域の経路に沿って、 ・正門に3分 ・事務所入口に3分 ・中央制御室入口に5分 とどまるものとする。	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の入退域回数として設定  入退域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を評価対象としている。 正門に3分とは、周辺監視区域境界から正門までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い正門に3分間滞在することとして評価する。 事務所入口に3分とは、正門から事務所入口までの車での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い事務所入口に3分間滞在することとして評価する。 中央制御室入口に5分とは、事務所入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、原子炉格納容器に近い中央制御室入口に5分間滞在することとして評価する。	—

第4-1-2-10表 中央制御室空調装置等条件（3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドとの関係性
中央制御室非常用循環設備フィルタによる除去効率遅れ時間	300分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動遅れ時間300分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作を想定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
マスクによる除染係数	50 (評価期間中マスク着用)	性能上期待できる値	—

第4-1-2-11表 地表面への沈着速度の条件（1・2・3・4号機共通）（重大事故等時）

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審査ガイドとの関係性
地表面への沈着速度	1.2cm/s	線量目標値評価指針 <sup>(注1)</sup> 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-4551Vol.2 <sup>(注2)</sup> より設定	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。

(注1) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

(注2) 米国NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters” , February 1994



第4-1-2-12表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（3号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.2 \times 10^{-3}$	—	約 $4.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
	小計（①+②+③）	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	—	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^0$
	小計（④+⑤）	約 $2.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $2.2 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 4.6	約 1.9	約 6.5 <sup>（注1）</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-2-13表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（4号機発災時）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.9 \times 10^{-3}$	—	約 $2.9 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
	小計（①+②+③）	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $7.0 \times 10^{-1}$	—	約 $7.0 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	小計（④+⑤）	約 $1.6 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $1.7 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 3.2	約 1.3	約 4.5 <sup>（注1）</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-2-14表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（1号機発災時）

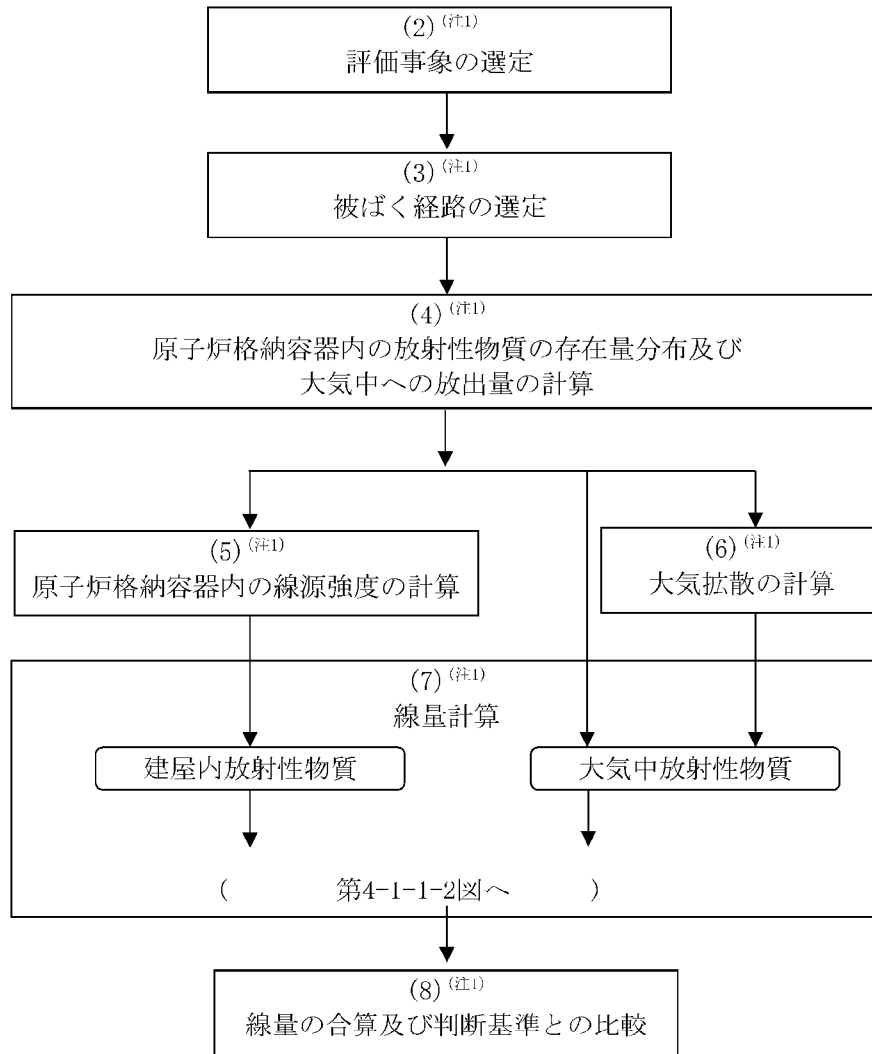
被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.7 \times 10^{-3}$	—	約 $4.7 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
	小 計（①+②+③）	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.0 \times 10^0$	—	約 $2.0 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小 計（④+⑤）	約 $3.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.0	約 1.3	約 6.4 <sup>(注1)</sup>

(注1) 有効数字2桁で切り上げた値

第4-1-2-15表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（2号機発災時）

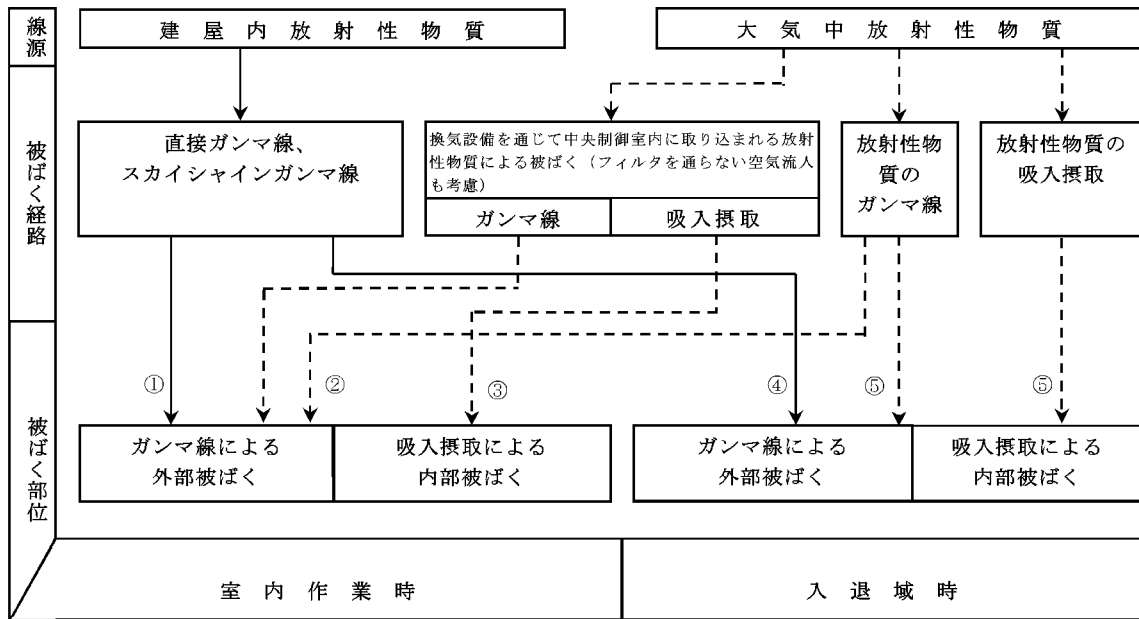
被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $3.2 \times 10^{-3}$	—	約 $3.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小 計（①+②+③）	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^0$	—	約 $2.7 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^0$
	小 計（④+⑤）	約 $4.2 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $4.2 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.1	約 1.0	約 6.1 <sup>(注1)</sup>

(注1) 有効数字2桁で切り上げた値



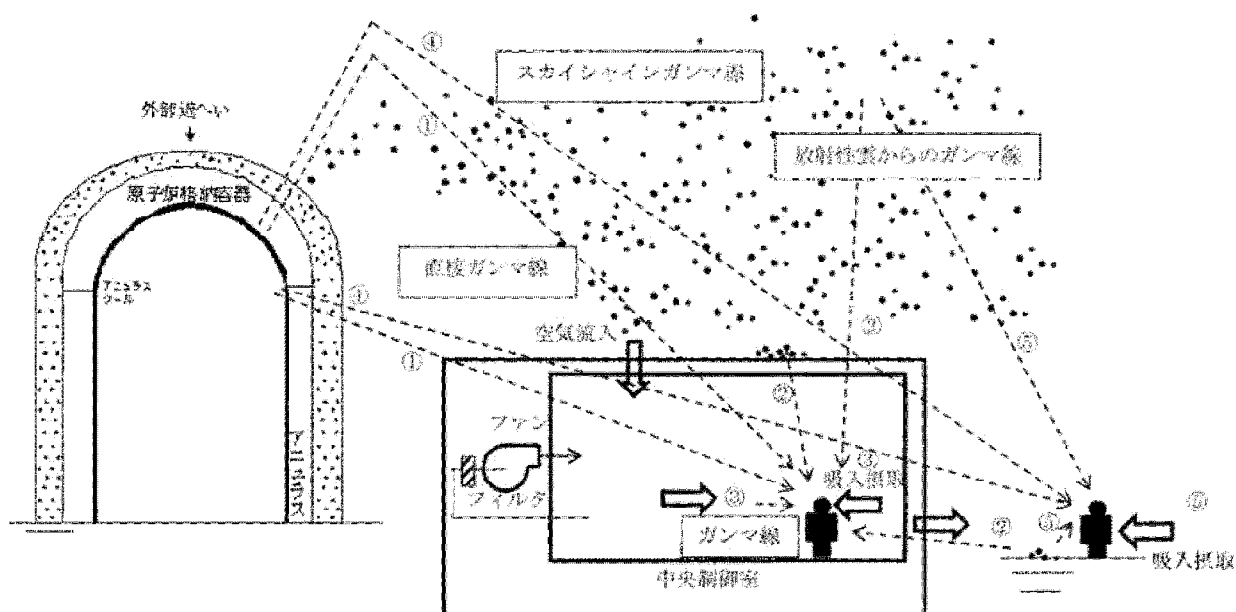
(注1) 「4.1.1評価方針」の項番号を示す。

第4-1-1-1図 居住性に係る被ばく評価の手順



第4-1-1-2図 中央制御室等の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
入退城時の被ばく	④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく



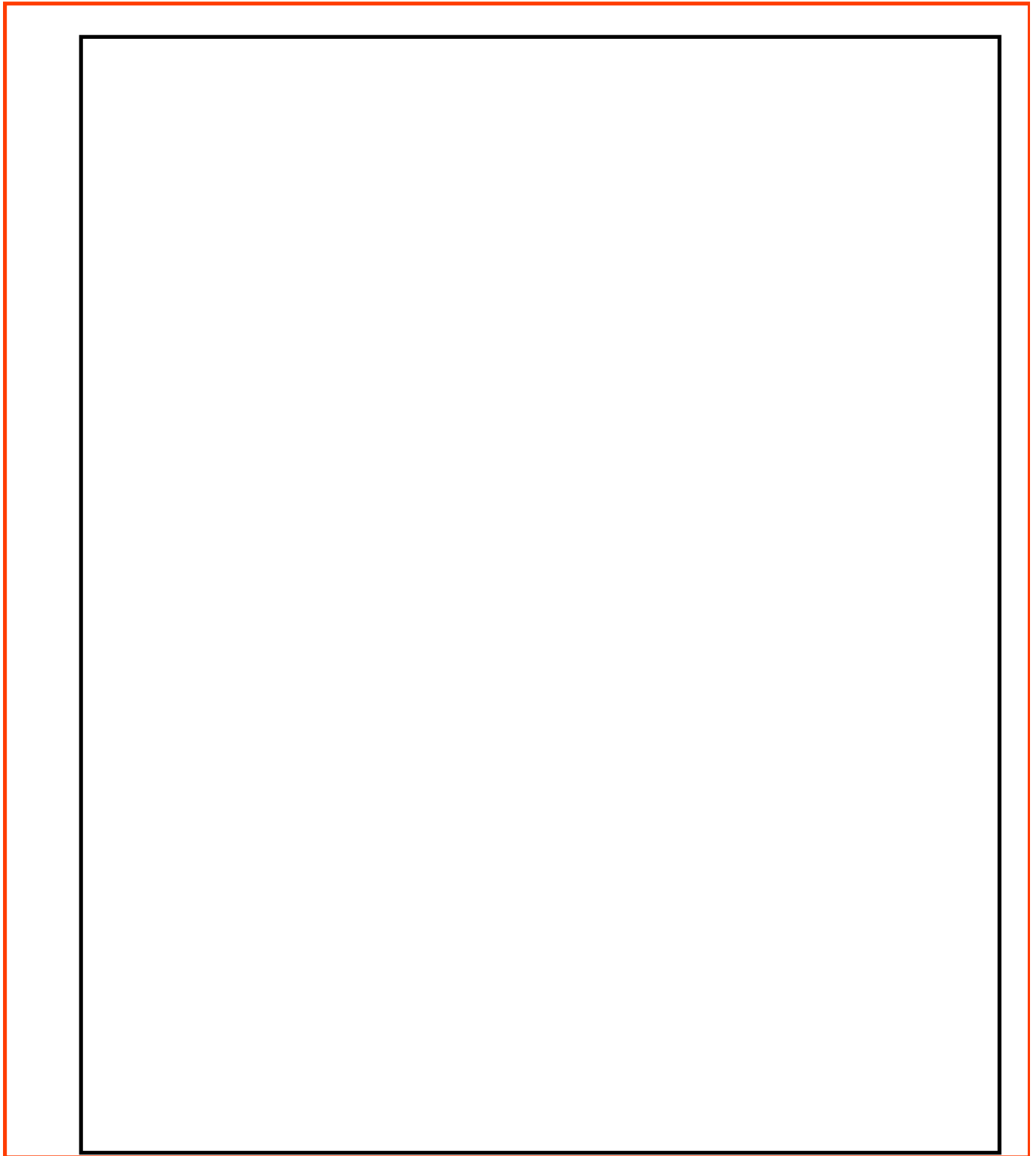
(注1) 直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価においては、保守的に放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮していない。

第4-1-1-3図 被ばく経路イメージ



第4-1-1-4図 入退城時の評価点

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

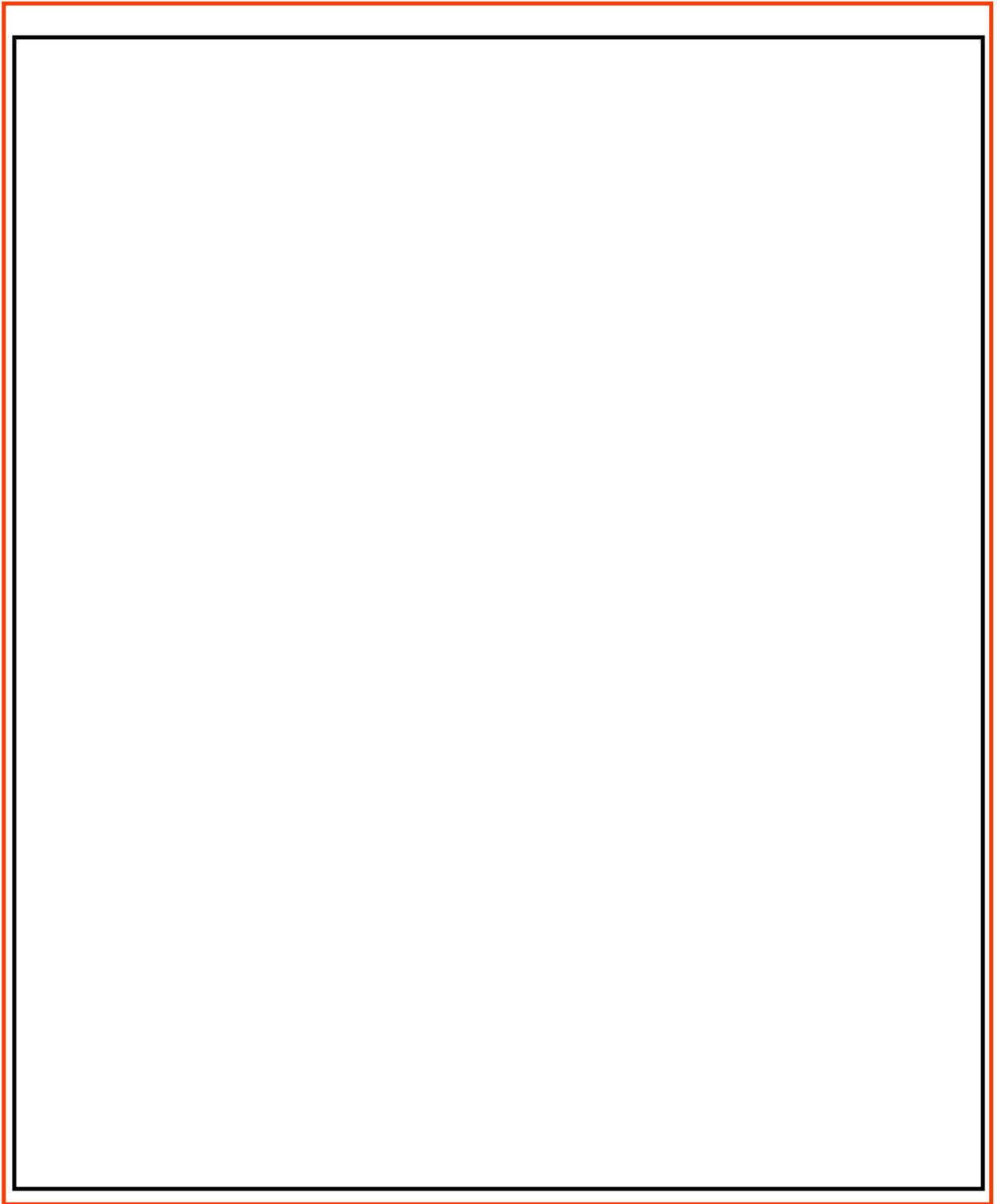


第4-1-1-5図 室内作業時の評価対象とする風向（評価点：中央制御室）<sup>(注2)</sup>

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

(注2) ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180° 向きが異なる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



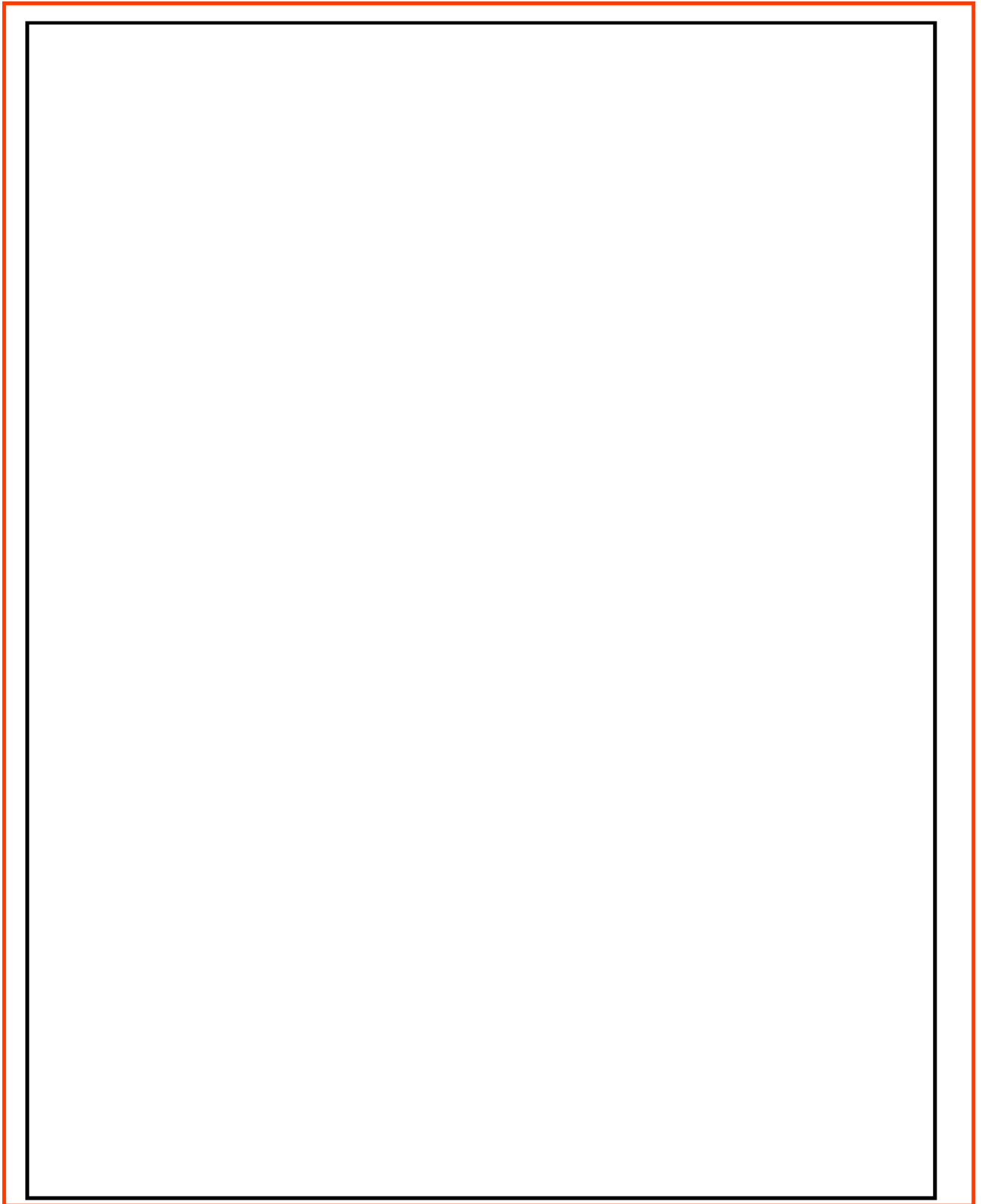
第4-1-1-6図 入退域時の評価対象とする風向（評価点：正門）<sup>(注2)</sup>

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

(注2) ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180° 向きが異なる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



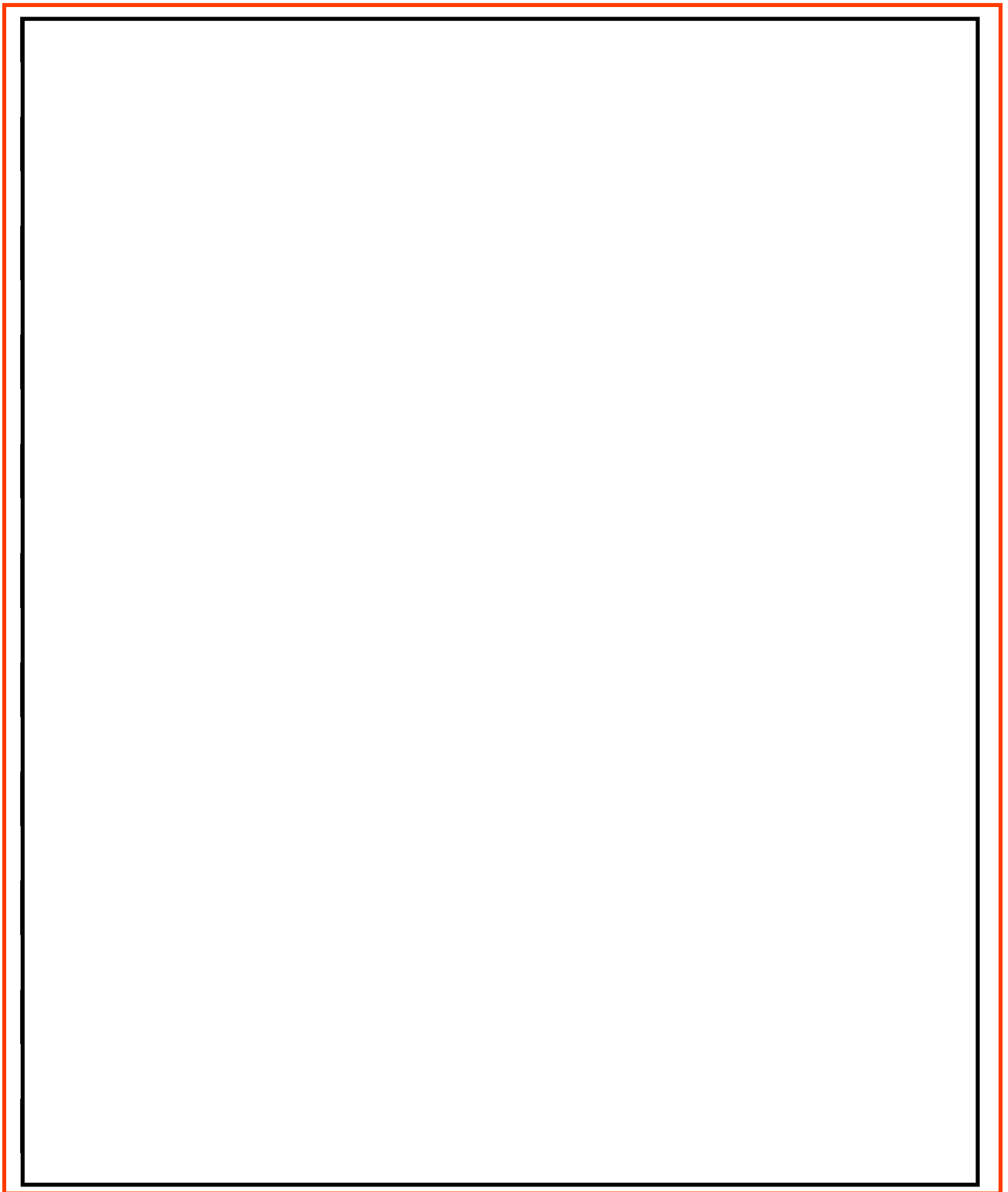


第4-1-1-7図 入退域時の評価対象とする風向（評価点：事務所入口）<sup>(注2)</sup>

(注1) Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

(注2) ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180°向きが異なる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

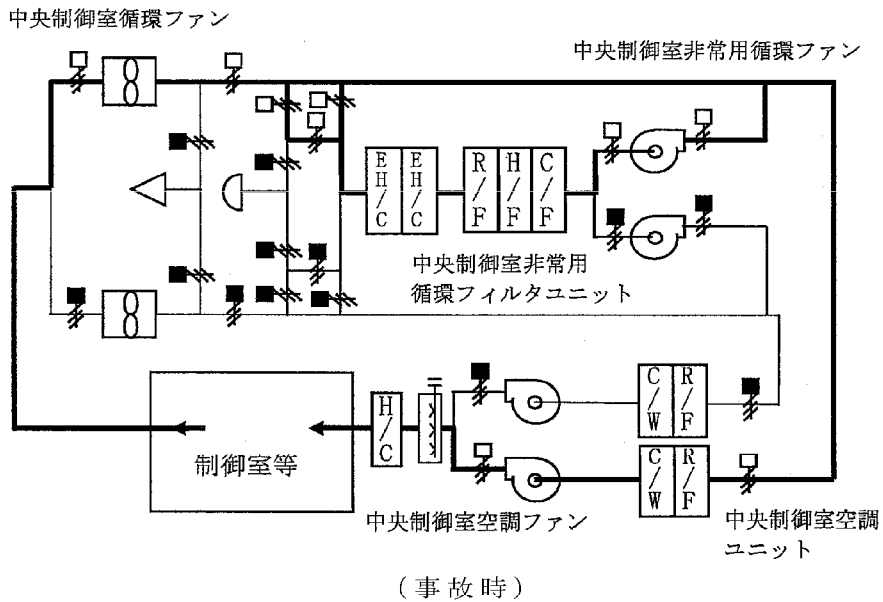
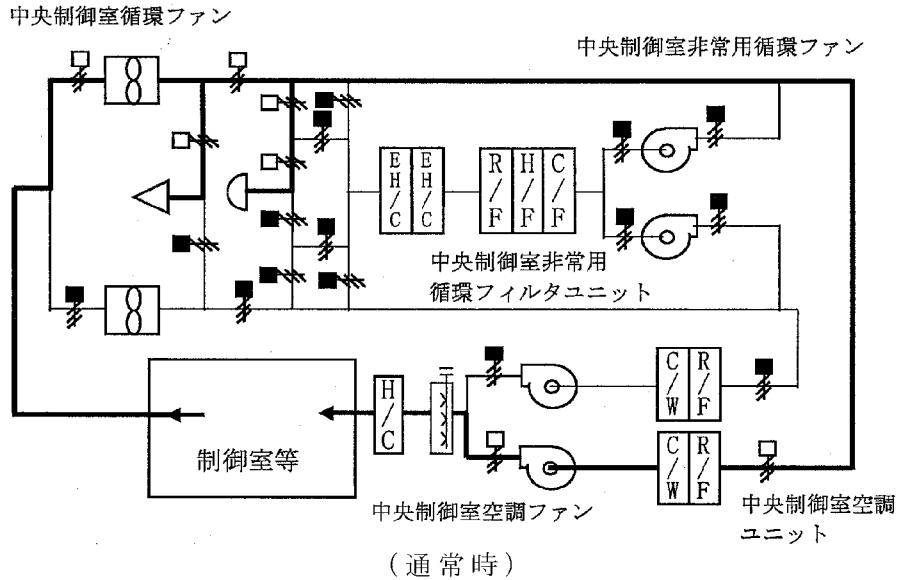
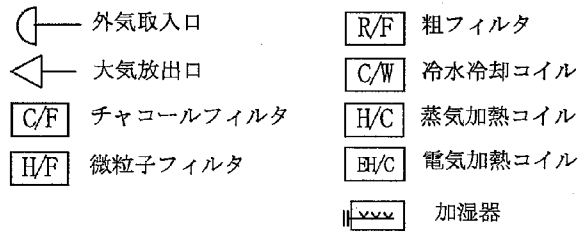


第4-1-1-8図 入退域時の評価対象とする風向（評価点：中央制御室入口）<sup>(注2)</sup>

（注1）Lは、巻き込みを生じる代表建屋（原子炉格納容器）の風向に垂直な面での幅とする。

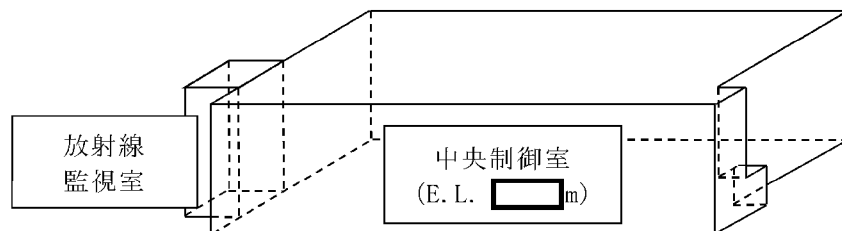
（注2）ここでいう評価対象方位（風向）は、評価点からの放出点の方位を示している。一方、着目方位は、放出点からの評価点の方位であり、評価対象方位（風向）とは180°向きが異なる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



(注1) 上記は3号機の中央制御室空調装置の概要図を示す。4号機も同じ

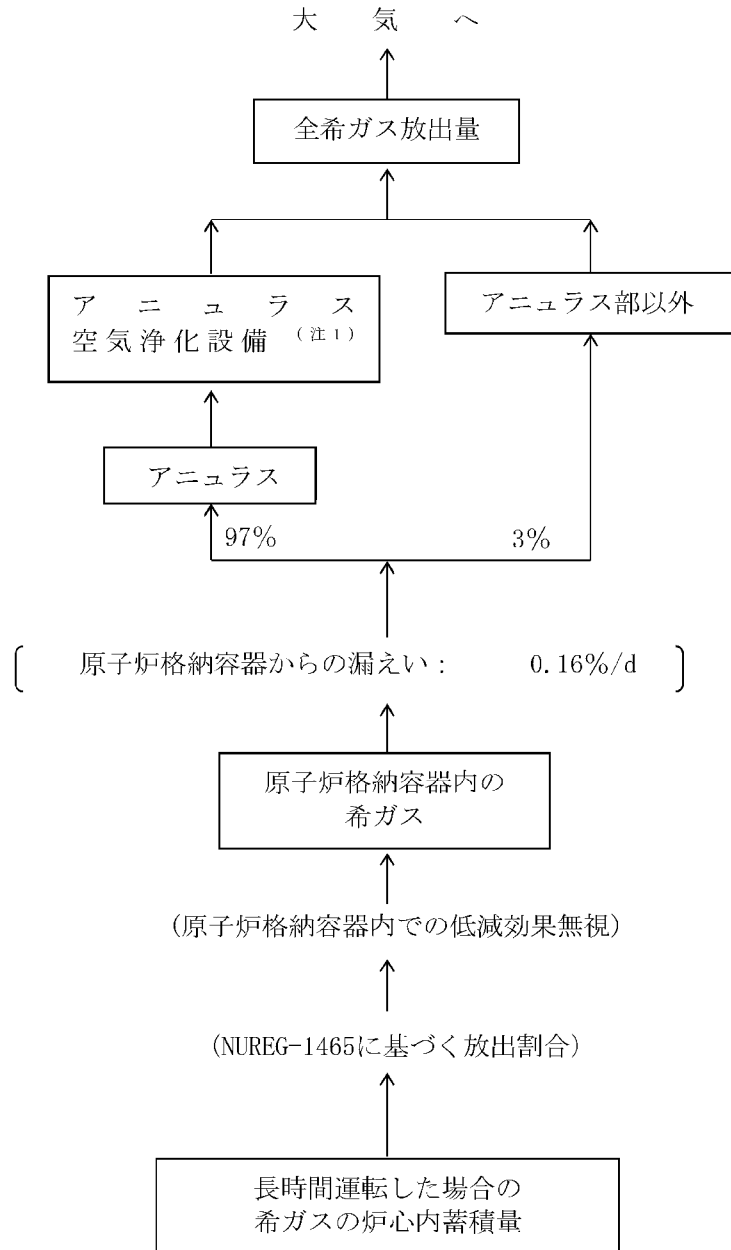
第4-1-1-9図 中央制御室空調装置の系統構成の概要



第4-1-1-10図 中央制御室空調装置の処理対象となる

バウンダリの概要

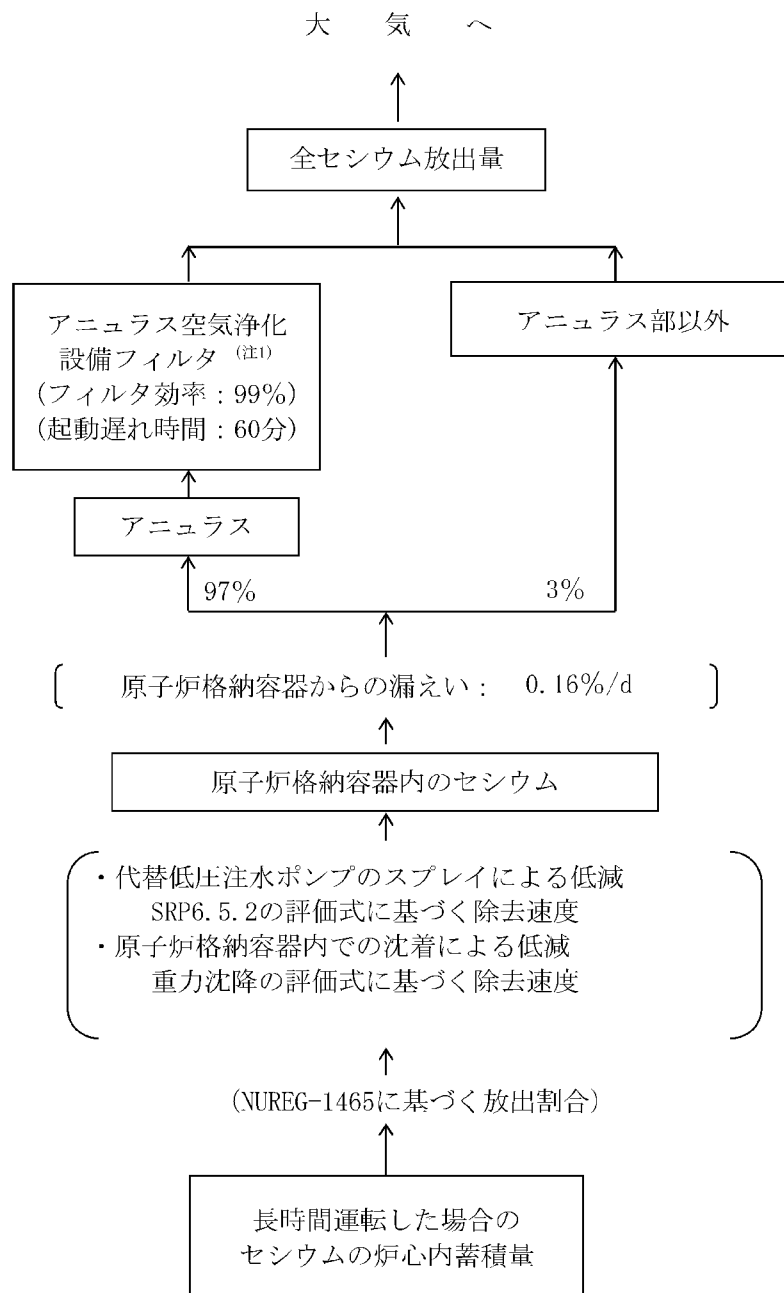
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第4-1-2-1図 重大事故等時の希ガスの大気放出過程  
 (1・2・3・4号機共通)

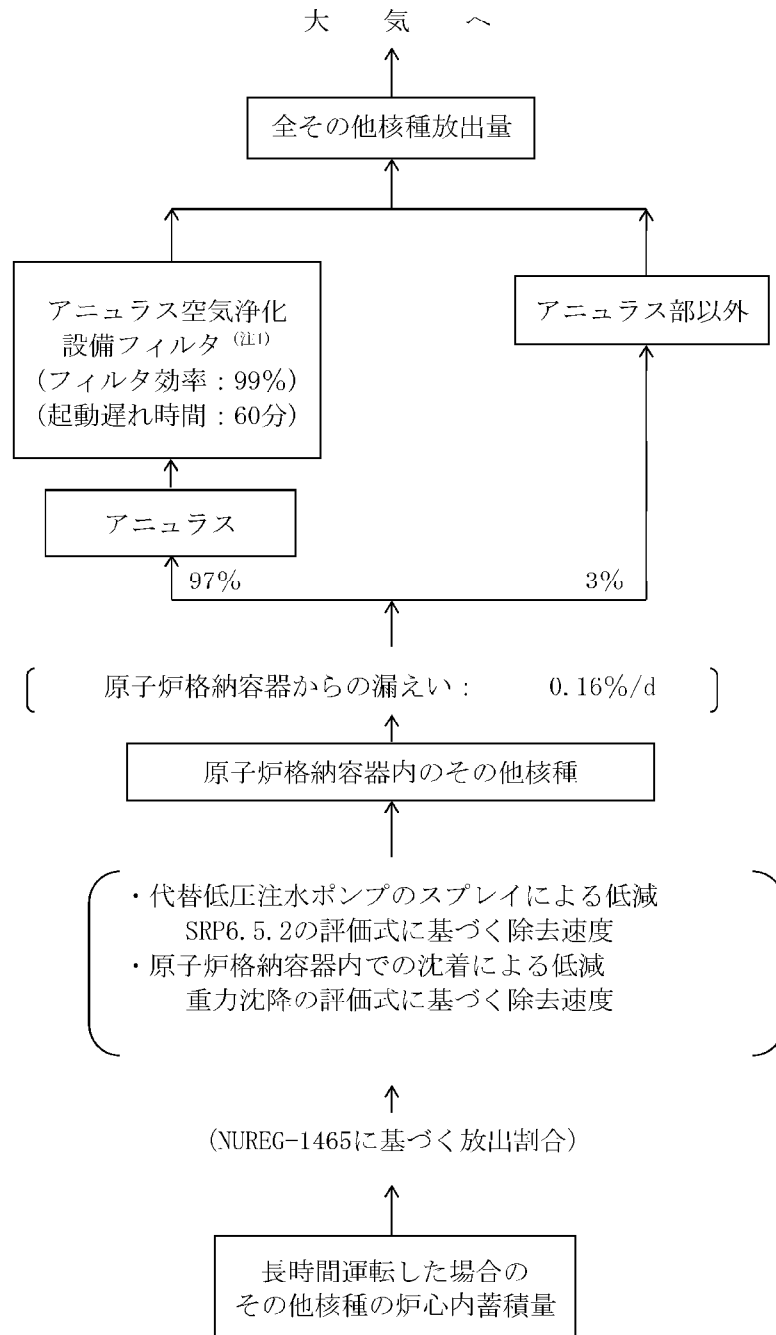
(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価  
 1・2号機はアニュラス空気再循環設備





第4-1-2-3図 重大事故等時のセシウムの大気放出過程  
 (1・2・3・4号機共通)

(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価  
 1・2号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ



第4-1-2-4) 重大事故等時のその他核種の大気放出過程  
(1・2 3・4号機共通)

(注1) アニュラス負圧達成時間 (3・4号機は78分、1・2号機は106分) までは直接大気に放出するとして評価  
1・2号機はアニュラス空気再循環設備



## 中央制御室空調装置のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室空調装置のフィルタである中央制御室非常用循環フィルタユニットは、設置場所において想定される微粒子及びよう素に対し、除去効率（性能）を維持できるよう、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。

## 1. フィルタ捕集量

中央制御室空調装置の微粒子フィルタは、原子炉格納容器から離れた場所に設置する。

中央制御室空調装置の設置場所における微粒子フィルタのフィルタ捕集量は、第1表に示す炉心内蓄積質量及び第1図及び第2図に示す過程による評価の結果、微粒子（エアロゾル）量は約0.2g、よう素量は約14mgである。

中央制御室空調装置の微粒子フィルタ保持容量は約5.2kg、よう素フィルタ吸着容量は約990g<sup>(注1)</sup>であることから、中央制御室空調装置の設置場所における微粒子及びよう素を十分に捕集できる。

中央制御室非常用循環フィルタユニットの捕集量並びに保持容量及び吸着容量を第2表に示す。

(注1) よう素吸着能力は、米国R.G.1.52 (Regulatory Guide 1.52 Revision 4 “Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post-Accident Engineered-Safety-Feature Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, September 2012) より活性炭1g当たり2.5mgである。中央制御室空調装置のよう素フィルタの充てん量は、約396kgであることから、吸着容量は、約990g(2.5mg/g×396kg)である。

第1表 (1/2) 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む) (3・4号機共通)

核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	約 $1.8 \times 10^1$ (約 $1.7 \times 10^1$ )
Cs類	約 $2.5 \times 10^2$
Te類	約 $4.6 \times 10^1$
Ba類	約 $1.7 \times 10^2$
Ru類	約 $7.1 \times 10^2$
Ce類	約 $8.2 \times 10^2$
La類	約 $7.1 \times 10^2$
合計	約 $2.7 \times 10^3$

第1表 (2/2) 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む) (1・2号機共通)

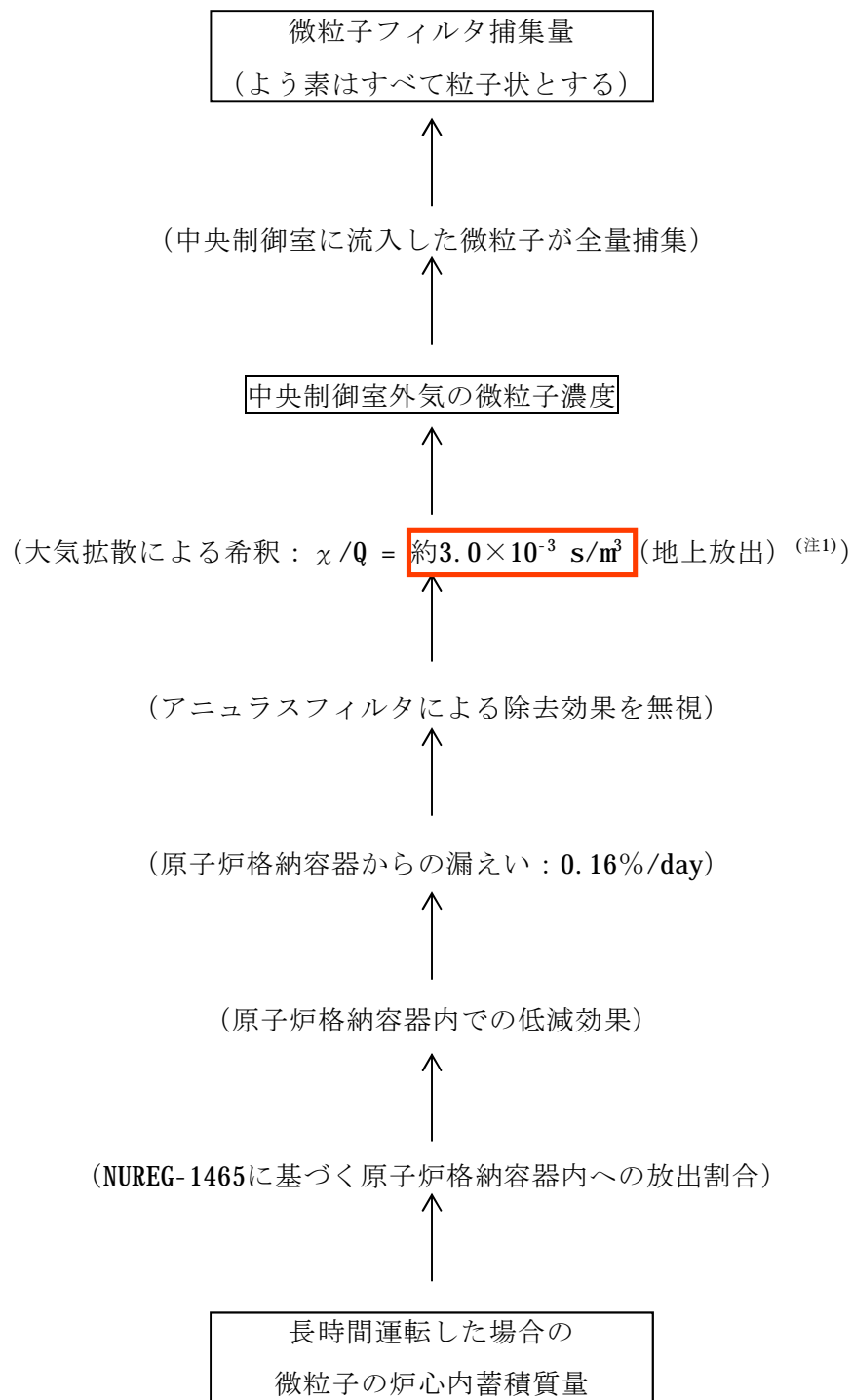
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	約 $1.9 \times 10^1$ (約 $1.8 \times 10^1$ )
Cs類	約 $2.9 \times 10^2$
Te類	約 $5.2 \times 10^1$
Ba類	約 $2.1 \times 10^2$
Ru類	約 $7.7 \times 10^2$
Ce類	約 $1.1 \times 10^3$
La類	約 $1.1 \times 10^3$
合計	約 $3.5 \times 10^3$

第2表 中央制御室非常用循環フィルタユニットの捕集量  
並びに保持容量及び吸着量

	捕集量 (注1)	保持容量／吸着容量 (注2)
微粒子	約0.2g	約5.2kg
よう素	約14mg	約990g

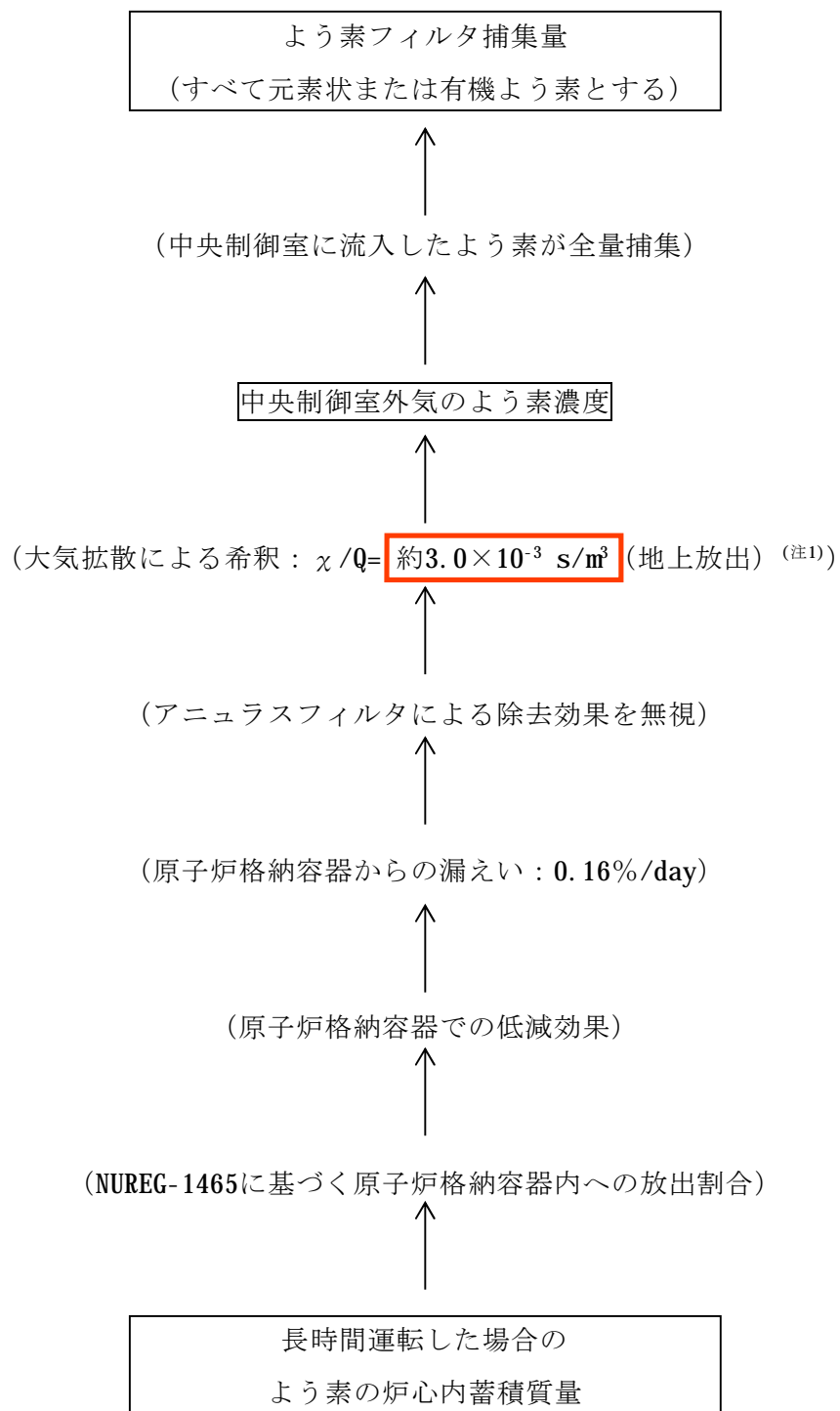
(注1) 第1表に示す炉心内蓄積質量及び第1図及び第2図に示す過程による捕集量

(注2) 中央制御室非常用循環フィルタユニットの保持容量（微粒子）及び吸着容量（よう素）



(注1) : 捕集量が多くなるように地上放出の  $\chi/Q$  で代表する  
記載値は 1号～4号 の  $\chi/Q$  の合計値

第1図 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



(注1) : 捕集量が多くなるように地上放出の  $\chi/Q$  で代表する  
記載値は 1号～4号の  $\chi/Q$  の合計値

第2図 中央制御室換気空調装置のよう素フィルタ捕集量評価の過程

中央制御室の居住性評価に関する

放射性物質の放出割合、格納容器内の自然沈着、スプレイ効果、漏えい率等について

本申請では、高浜 3，4 号機中央制御室の居住性評価のうち重大事故等時の被ばく評価について、高浜 3，4 号機の再稼働申請にて認可（3 号機：平成 27 年 8 月 4 日付け原規規発第 1508041 号及び 4 号機：平成 27 年 10 月 9 日付け原規規発第 1510091 号）された工事計画で想定していた「3，4 号機同時被災」から「1～4 号機同時被災」に見直した居住性評価他を反映した。

本資料は、既認可申請書の補足説明資料として提出した「中央制御室の居住性に関する説明書に係る補足説明資料 中央制御室に関して、放射性物質の放出割合、格納容器内の自然沈着、スプレイ効果、漏えい率等について」について、「1～4 号機同時被災」に想定を見直した被ばく評価条件又は評価結果を反映するものである。

なお、既認可申請書の補足説明資料のうち、補足 1、補足 3～補足 13、補足 15～補足 22 及び補足 25 については、補足説明内容に変更がないことから、添付を省略する。

－ 以 上 －

(補足説明資料)

1. 被ばく評価手法（内規）との適合状況
2. 審査ガイドとの適合状況【本資料に添付】
3. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に係る適用法令
4. 重大事故等時の居住性に係る被ばく評価で想定する事象の選定について
5. 設計基準事故時における炉心内蓄積量の算出について
6. 気象資料の代表性について
7. 運転員の中央制御室入退城時の評価点について
8. 設計基準事故時の中央制御室空調装置事故時運転モード切替時間について
9. 設計基準事故時における格納容器スプレイによる無機よう素の除去効果について
10. 原子炉冷却材喪失時（設計基準事故）の原子炉格納容器漏えい率について
11. 原子炉冷却材喪失時（設計基準事故）における再循環開始時間について
12. 蒸気発生器伝熱管破損時（設計基準事故）の追加放出に寄与する放射性物質質量について
13. 重大事故等時における居住性評価に用いる炉心選定の考え方について
14. 重大事故等時における原子炉格納容器への放射性物質の放出割合の設定について【本資料に添付】
15. 重大事故等時における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
16. 重大事故等時における原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
17. 重大事故等時における代替格納容器スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
18. 重大事故等時における原子炉格納容器漏えい率の設定について
19. 重大事故等時におけるアニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率の設定について
20. 重大事故等時における大気中への放出放射エネルギー過程について
21. 重大事故等時における大気中への放出放射エネルギーの推移について
22. 重大事故等時におけるマスクによる防護係数について
23. 重大事故等時におけるグランドシャイン線量の評価方法について【本資料に添付】
24. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の評価条件比較【本資料に添付】
25. 被ばく評価における直交代の考え方について

従来の補足説明資料との差異は、赤字にて記載。

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p> <p>第7.4条 (原子炉制御室)</p> <p>1 第7.4条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</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> <p>① 設置許可基準規則解釈第3.7条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナケンス(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。</p> <p>② 運転員はマスクを着用してよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>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。</p> <p>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>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>1 b) → 審査ガイド通り</p> <p>① 評価事象については、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スペースレイ注入に失敗するシナケンスを評価対象としている。</p> <p>② 運転員はマスクを着用しているとして評価している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態 (5直 2.5交代) を考慮して評価している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の被ばく</p> <p>原子炉建屋 (二次格納施設 (BWR 型原子炉施設) 又は原子炉格納容器及びビュラス部 (PWR 型原子炉施設)) 内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉</p>	<p>4. 1 → 審査ガイド通り</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>実験等に基いて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (1) → 審査ガイド通り</p> <p>制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイド通り</p>



<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>
<p>建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイド通り</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 審査ガイド通り</p> <p>建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>	<p>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>制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>

<p>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 居住性に関する被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (クラウドシヤイン)</li> <li>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (グラウンドシヤイン)</li> <li>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> </ul> <p>(2) 評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に関する被ばく評価の手順を図3に示す。</p>	<p>4. 1 (1) ⑤ → 審査ガイド通り</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②」大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばくと同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (2) → 審査ガイド通り 中央制御室居住性に関する被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイド通り 中央制御室居住性に関する被ばく評価における放射性物質の大気中への放出量は、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシナケンスを解析することにより設定している。また、評価対象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、NUREG-1465の被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までの原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価している。</p> <p>4. 1 (2) b. → 審査ガイド通り 被ばく評価に用いて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について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、2006年1月～2006年12月の1年間に於ける気象データを使用している。</p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイド通り 原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、建屋内の線源強度を計算している。</p>
<p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に関する被ばく評価に用いるソースタームを設定する。 ・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<sup>(※2)</sup>で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に関する被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p>	

<p>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>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の運転員又は対策要員の被ばく量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく）及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。</li> </ul> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p>	<p>4. 1 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>前項 c の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p>
<p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスブルームモデルを適用して計算する。</li> <li>・なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</li> <li>・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。</li> <li>・ガウスブルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針<sup>(*)</sup>における相関式を用いて計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</li> <li>・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と</li> </ul>	<p>4. 1 (2) e. → 審査ガイド通り</p> <p>前項 d で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足していることを確認している。</p> <p>4. 2 (1) a. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室非常用循環設備のフィルタ除去効率は、使用条件での設計上、期待できる値として、ヨウ素類フィルタ除去効率は 95%、微粒子フィルタ除去効率は 99% と仮定して評価している。運転員のマスク着用（マスクの除染係数：50）を考慮している。</p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイド通り</p> <p>空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に余裕を見込んだ値（0.5 回/h）と設定している。</p> <p>4. 2 (2) a. → 審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p>
<p>高浜発電所内で観測して得られた 2006 年 1 月 1 日から 2006 年 12 月 31 日の 1 年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約 10m）の気象データを使用している。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（排気筒）から近距離の建屋（原子炉格納容器）の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p>	<p>4. 2 (2) a. → 審査ガイド通り</p> <p>高浜発電所内で観測して得られた 2006 年 1 月 1 日から 2006 年 12 月 31 日の 1 年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約 10m）の気象データを使用している。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（排気筒）から近距離の建屋（原子炉格納容器）の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p>

<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。 放出点（排気筒）と建屋の高さがほぼ同じであるため、<b>2.5</b> 倍に満たない。 放出点（排気筒）の位置は、図 4 の領域 <b>An</b> の中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉格納容器）の風下側にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位（3 号機事故時、4 号機事故時とも）に 5 方位）を対象としている。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイド通り</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（排気筒）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉格納容器を代表建屋としている。</p> <p>事故時に外気の取入れを遮断するため、室内へ直接流入するとして評価している。</p>	<p>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関する被ばく評価に関する審査ガイド</p> <p>巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>一 放出点の高さが建屋の高さの <b>2.5</b> 倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 <b>n</b> について、放出点の位置が風向 <b>n</b> と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4 の領域 <b>An</b>）の中にある場合</p> <p>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする（※4）。</p> <p>・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領域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（※1）による。</p> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>・巻き込みを生じる代表建屋</p> <p>1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</p> <p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コンタ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。</p> <p>・放射性物質濃度の評価点</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の <b>i</b>）又は <b>ii</b>）によって、 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいと考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p>	<p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心とし、保守的に放出点と評価点と同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p>

<p>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>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(3号機事故時、4号機事故時ともに5方位)を対象としている。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(3号機事故時、4号機事故時ともに5方位)を評価方位として選定としている。</p> <p>「着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p>
--	---

<p>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>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>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。</li> <li>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。</li> </ul> <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>原子炉格納容器の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>すべての方位について、原子炉格納容器の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉格納容器の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイド通り</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間（保守的に1時間とする）を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づき相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>地表面物質への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>沈着速度(1.2cm/s)については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より設定</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイド通り</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、二の経路（直接流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、外気取入れは行わないとして評価している。</p>
---	---

<p>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>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。</li> <li>放射線は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所パウダンダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>(3) 線量評価</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシヤイン） <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul> </li> <li>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシヤイン） <ul style="list-style-type: none"> <li>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> </li> </ul> </li> </ol>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、外気取入りは行わないとして評価している。</p> <p>空気流入量は空気流入率及び中央制御室パウダンダリ体積を用いて計算している。</p> <p>4. 2 (3) a → 審査ガイド通り</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室に関しては、グラウンドシヤインによる被ばくは、中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮し全体の線量に比べ十分に小さく、評価結果に影響を与えないことを確認している。</p> <p>4. 2 (3) c → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p>



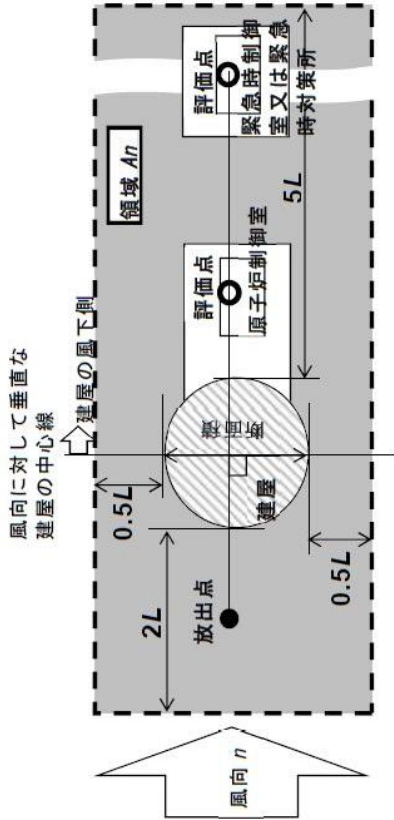
<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p> <p>質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</li> </ul> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> </ul> <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。</li> </ul> <p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ノースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。</li> </ul>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適状状況</p> <p>マスクの着用を考慮して評価している。また、マスク着用を考慮しない場合についても評価している。</p> <p>4. 2 (3) d → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e → 審査ガイド通り</p> <p>入退域でのクラウドシヤイン線量については、空气中濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) f → 審査ガイド通り</p> <p>入退域でのグラウンドシヤイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) g → 審査ガイド通り</p> <p>入退域での内部被ばくについては空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>入退域での放射線防護（マスク着用）による被ばく低減を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) h. → 審査ガイド通り</p> <p>1号機、2号機、3号機、4号機それぞれ個別に評価し、その結果を合算している。</p> <p>4. 3 (1) → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質はNUREG-1465の被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮した原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価している。</p> <p>核種グループについてはNUREG-1465で想定されたグループ類であり、希ガス類、よう素類、Cs類、Te</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及びLa 類を考慮する。</p> <p>・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <p>・原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p> <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) フィルタ効率率ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着</p> <p>原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p> <p>e. 原子炉格納容器漏えい率</p> <p>原子炉格納容器漏えい率は、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析結果を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備</p> <p>原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p>	<p>類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及びLa 類を考慮している。よう素の性状については、pH によらず保守的に設定するために R.G. 1.195 のよう素割合に基づき設定している。NUREG-1465 は、当該シークエンスを含む、早期から RCS 圧力が低く推移するシークエンスを代表するよう設定されたものである。また、NUREG-1465 に基づく「格納容器に放出される割合」の設定については、MAP コードによる評価結果に比べて保守的ではない核種があるものの、MAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果は本評価での低減効果に比べて大きいため、被ばく評価に直接寄与する「原子炉格納容器外に放出される割合」については、本評価は MAP コードによる評価よりも保守的な設定となる。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>全交流動力電源喪失を仮定した評価条件としているため、電源は空冷式非常用発電装置からの供給とすることを仮定している。具体的にはアニュラス空気浄化設備及び中央制御室非常用循環設備等の起動時間については、空冷式非常用発電装置からの受電までに要する余裕時間を見込んでいる。</p> <p>4. 3 (3) a. → 審査ガイド通り</p> <p>アニュラス空気浄化設備の作動時間については、選定した事故シークエンスに基づき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見込んだ(起動遅れ 60 分+起動後負圧達成時間 18 分)評価としている。起動遅れ時間 60 分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及びポンプ、コンプレッサーによるアニュラス空気浄化設備ダンプへの作動空気供給操作を想定している。</p> <p>4. 3 (3) b. → 審査ガイド通り</p> <p>アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率については、使用条件での設計上期待できる値として、よう素フィルタ除去効率は 9.5%、微粒子フィルタ除去効率は 9.9%と仮定して評価している。</p> <p>なお、よう素類の性状を適切に考慮し、有機よう素及び元素状よう素はよう素フィルタで除去され、粒子状よう素は微粒子フィルタで除去されると評価している。</p> <p>4. 3 (3) c. → 審査ガイド通り</p> <p>スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4. 3 (3) d. → 審査ガイド通り</p> <p>自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定している。</p> <p>無機よう素の自然沈着率は、CSE 実験に基づき、<math>9.0 \times 10^{-4}</math> (1/s) と仮定している。</p> <p>エアロゾルの自然沈着率は、重力沈降速度を用いた自然沈着率の評価式に基づき、計算している。</p> <p>4. 3 (3) e. → 審査ガイド通り</p> <p>4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を基に設定している。</p> <p>4. 3 (3) f. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室換気設備の作動時間については、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(300 分)を考慮した評価としている。起動遅れ時間 300 分は空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンプ開操作を想定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく評価の適状状況</p>
<p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射線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している。実効放出継続時間は保守的に1時間としている。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、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。4.1 (2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。</li> <li>・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。</li> </ul>	<p>4.3 (4) a. → 審査ガイド通り 放射線物質の大気中への放出開始時刻は、4.1 (2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に1時間としている。</p> <p>4.3 (4) b. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは、排気筒放出の場合は排気筒高さ、地上放出の場合は地上高さを仮定している。</p> <p>4.3 (5) a. → 審査ガイド通り</p> <p>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、想定事故時に原子炉格納容器内に放出された放射性物質を設定し、スカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質からのスカイシヤインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記で評価した積算線源強度、施設的位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮蔽構造（原子炉格納容器外部遮蔽構造又はアニュラス遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接ガンマ線量を QAD コード、スカイシヤインガンマ線量を SCATTERING コードで計算している。</p> <p>4.3 (5) b. → 審査ガイド通り 原子炉格納容器内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3 (5) a と同様の条件で計算している。</p>



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

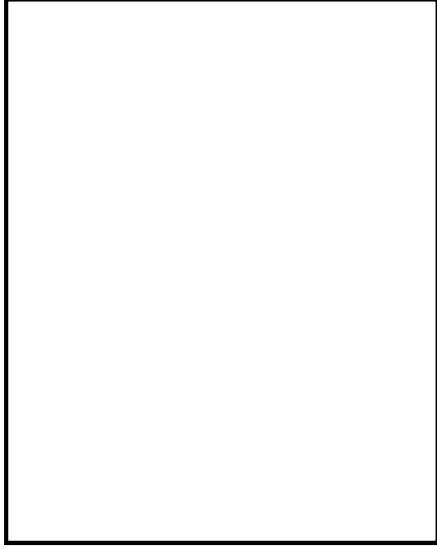


注：L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図 4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(3号側)



(4号側)

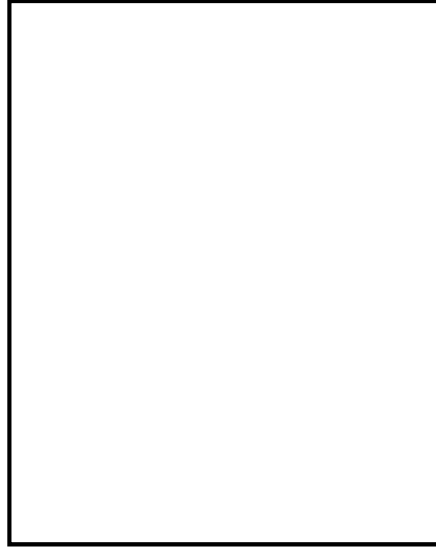


図 4 → 審査ガイド通り。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

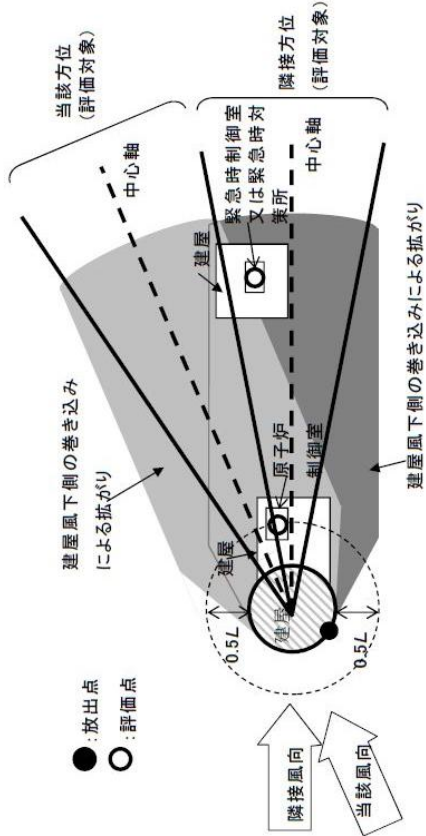
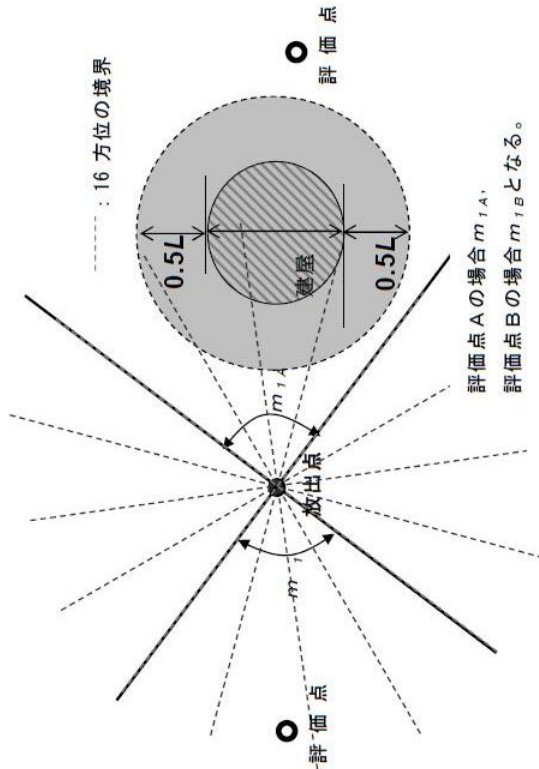


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイド通り



注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方  
図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 $m_1$ の選定方法  
(水平断面での位置関係)

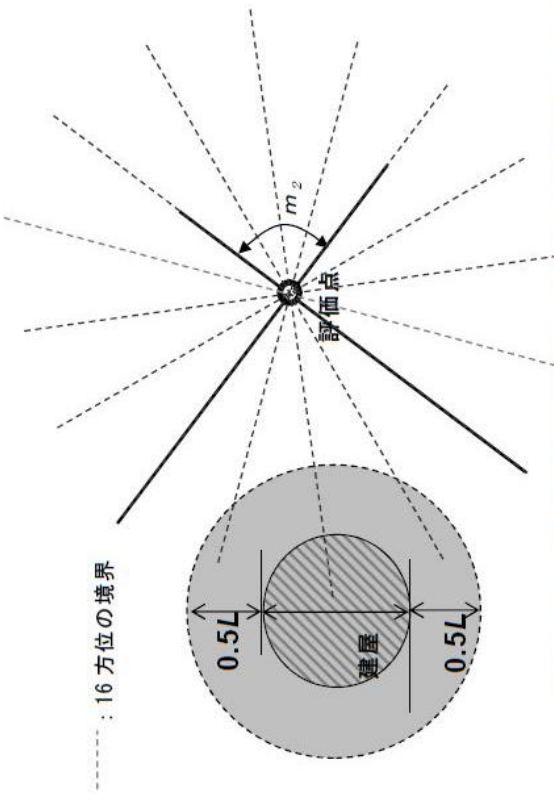
評価点 (中央制御室中心：評価方位5方位)

図6, 7, 8 → 審査ガイド通り

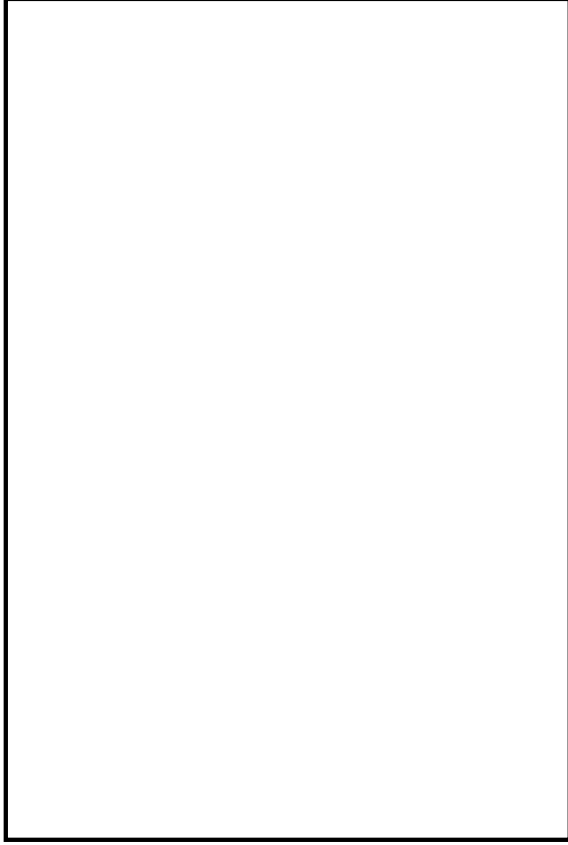
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

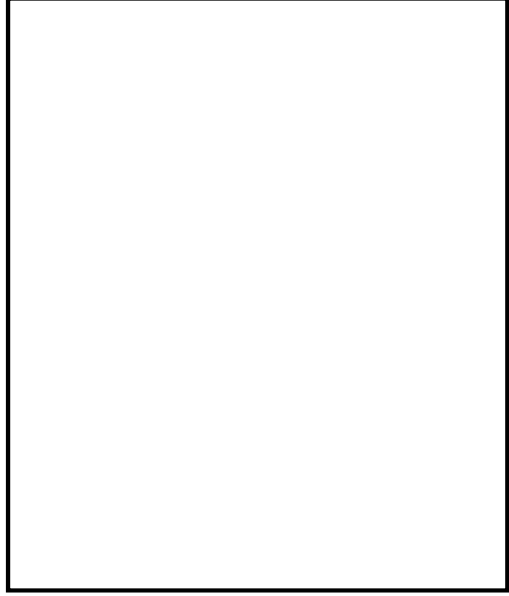
制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方  
図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する  
風向の方位 $m_2$ の選定方法(水平断面での位置関係)



評価点 (正門：評価対象方位1方位(3号), 2方位(4号))



評価点 (事務所入口：評価対象方位2方位)

図6, 7, 8 → 審査ガイド通り

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)

i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択

ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択  
(放出点から建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、  
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択  
(評価点から建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、  
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

i ~ iiiの重なる方位を選択

方位選定終了

図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

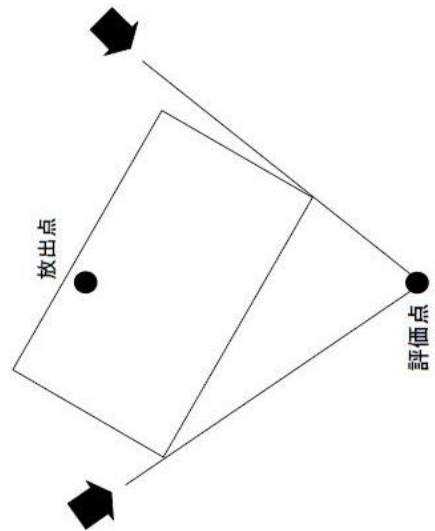
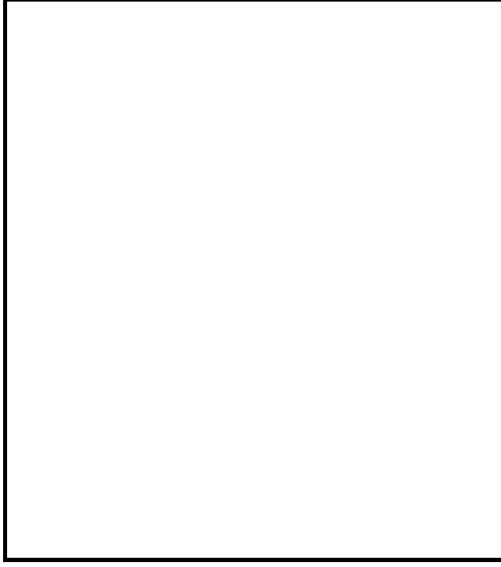


図9 評価対象方位の設定

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



評価点 (中央制御室入口: 評価対象方位5方位(3号), 3方位(4号))

図6, 7, 8 → 審査ガイド通り

図9 → 審査ガイド通り

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



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

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

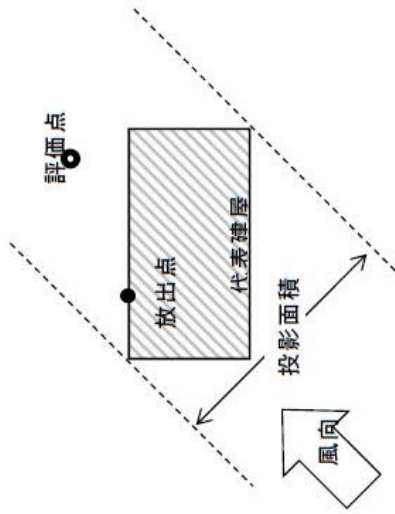


図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方



付図 原子炉格納容器の投影面積

図 10 → 審査ガイド通り

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 重大事故等時における原子炉格納容器への核分裂生成物の 放出割合の設定について

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。

### 1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

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

第 1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB*	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D-β	SBLOCA, no ECCS and H <sub>2</sub> combustion	
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H <sub>2</sub> burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H <sub>2</sub> or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB*	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

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

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

<sup>1</sup> Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

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 を用いた高浜 3 号機及び 4 号機の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第 3 表のとおりとなる。

第 3 表 炉心溶融の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 19 分	約 19 分～約 1.5 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分～1.8 時間

炉心溶融開始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。

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

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202<sup>2</sup> (2002 年 11 月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

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

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

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

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

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

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 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。

---

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

### 3.2 Release Fractions<sup>10</sup>

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.

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

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MDX 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<sup>3</sup>)

高燃焼度燃料及び MDX 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 MDX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 4 表にそれらのデータを整理する。

第 4 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料) <sup>※</sup>	ERI/NRC 02-202 (MDX 燃料) <sup>※</sup>	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MDX 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 MDX 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。

高浜 3, 4 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 48GWd/t、MDX 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 75GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用範囲内にある。また、高浜 3, 4 号炉の燃料棒の最高燃焼度はウラン燃料で 53GWd/t、MDX 燃料で 53GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲、燃料棒の最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため、

高浜 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。

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

## 2. 各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の MDX 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、MDX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

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

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

中央制御室内及び入退域時の被ばく評価結果における環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算及び $\gamma$  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 57%、Cs 類が約 10%、その他が約 33%となっており、 $\gamma$  線エネルギー 0.5MeV 換算は希ガス類が約 90%、ハロゲン（よう素類）が約 8%、Cs 類が約 2%、その他が約 1%となっている。

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

核種グループ	放出放射エネルギー <sup>(注1、2、3)</sup> (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 0.0	0
I 類	約 $8.1 \times 10^{13}$	57
Cs 類	約 $1.4 \times 10^{13}$	10
Te 類	約 $3.9 \times 10^{12}$	3
Ba 類	約 $5.8 \times 10^{12}$	4
Ru 類	約 $5.7 \times 10^{11}$	<1
Ce 類	約 $2.1 \times 10^{13}$	15
La 類	約 $1.7 \times 10^{13}$	12
合計	約 $1.4 \times 10^{14}$	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数字3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 高浜発電所3号炉又は4号炉の1基あたりの放出放射エネルギー

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  
( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)

核種グループ	放出放射エネルギー <sup>(注1、2、3)</sup> (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 $7.6 \times 10^{15}$	90
I 類	約 $6.5 \times 10^{14}$	8
Cs 類	約 $1.6 \times 10^{14}$	2
Te 類	約 $3.1 \times 10^{13}$	<1
Ba 類	約 $1.7 \times 10^{13}$	<1
Ru 類	約 $9.9 \times 10^{11}$	<1
Ce 類	約 $1.1 \times 10^{12}$	<1
La 類	約 $3.0 \times 10^{12}$	<1
合計	約 $8.5 \times 10^{15}$	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数字3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 高浜発電所3号炉又は4号炉の1基あたりの放出放射エネルギー



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

中央制御室入退域時の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳を第 6 表に示す。希ガス類が約 11%、ハロゲン（よう素類）が約 70%、Cs 類が約 9%、その他が約 10%となっている。

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

核種グループ	直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線量 <sup>(注1,2)</sup> (mSv)	内訳 (%)
希ガス類	約 $1.7 \times 10^1$	11
I 類	約 $1.1 \times 10^2$	70
Cs 類	約 $1.3 \times 10^1$	9
Te 類	約 $3.7 \times 10^0$	2
Ba 類	約 $2.5 \times 10^0$	2
Ru 類	約 $8.3 \times 10^{-2}$	<1
Ce 類	約 $7.9 \times 10^{-3}$	<1
La 類	約 $9.5 \times 10^0$	6
合計	約 $1.5 \times 10^2$	100

(注 1) 有効数字 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

(注 2) 高浜発電所 3 号炉の 1 基あたりの 7 日間積算線量

3. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

本評価で用いたモデルでの被ばく評価の結果を第 7 表に示す。第 7 表に示されたように、中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価において、大きく影響している被ばく経路は、室内作業時の「③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく」及び入退域時の「④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」、「⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく」である。

第 7 表 (1/4) 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果（3号機発災時）（マスク着用ありの結果）

被ばく経路		事故後 7 日間の成人実効線量 (mSv)		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.2 \times 10^{-3}$	—	約 $4.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
	小 計 (①+②+③)	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	—	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^0$
	小 計 (④+⑤)	約 $2.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $2.2 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 4.6	約 1.9	約 6.5 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字 2 桁で切り上げた値

第7表 (2/4) 中央制御室の居住性 (重大事故等時) に係る被ばく評価結果  
(4号機発災時) (マスク着用ありの結果)

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量 (mSv)		
		外部被ばくによる 実効線量	内部被ばくによる 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.9 \times 10^{-3}$	—	約 $2.9 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
	小計 (①+②+③)	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $7.0 \times 10^{-1}$	—	約 $7.0 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	小計 (④+⑤)	約 $1.6 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $1.7 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 3.2	約 1.3	約 4.5 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

第7表 (3/4) 中央制御室の居住性 (重大事故等時) に係る被ばく評価結果  
(1号機発災時) (マスク着用ありの結果)

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量 (mSv)		
		外部被ばくによる 実効線量	内部被ばくによる 実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.7 \times 10^{-3}$	—	約 $4.7 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
	小計 (①+②+③)	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.0 \times 10^0$	—	約 $2.0 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小計 (④+⑤)	約 $3.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 5.0	約 1.3	約 6.4 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

第7表 (4/4) 中央制御室の居住性 (重大事故等時) に係る被ばく評価結果  
(2号機発災時) (マスク着用ありの結果)

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量 (mSv)		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量 の合計
室内 作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質 からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質 からのガンマ線による被ばく	約 $3.2 \times 10^{-3}$	—	約 $3.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内取り込まれた放射 性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小 計 (①+②+③)	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
入 退 域 時	④原子炉格納容器内の放射性物質 からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^0$	—	約 $2.7 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質 による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^0$
	小 計 (④+⑤)	約 $4.2 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $4.2 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 5.1	約 1.0	約 6.1 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

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

(1) 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

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

a. 今回の評価における原子炉格納容器内での挙動について

炉心損傷が起こり、放射性物質が原子炉格納容器から放出されるまでのイメージについては、申請書本文資料にて示すとおりである。

炉心に蓄積した核分裂生成物は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら、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。

b. 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

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

c. 原子炉格納容器からの放出割合の比較について

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

第8表 原子炉格納容器内からの放出割合の比較\*1

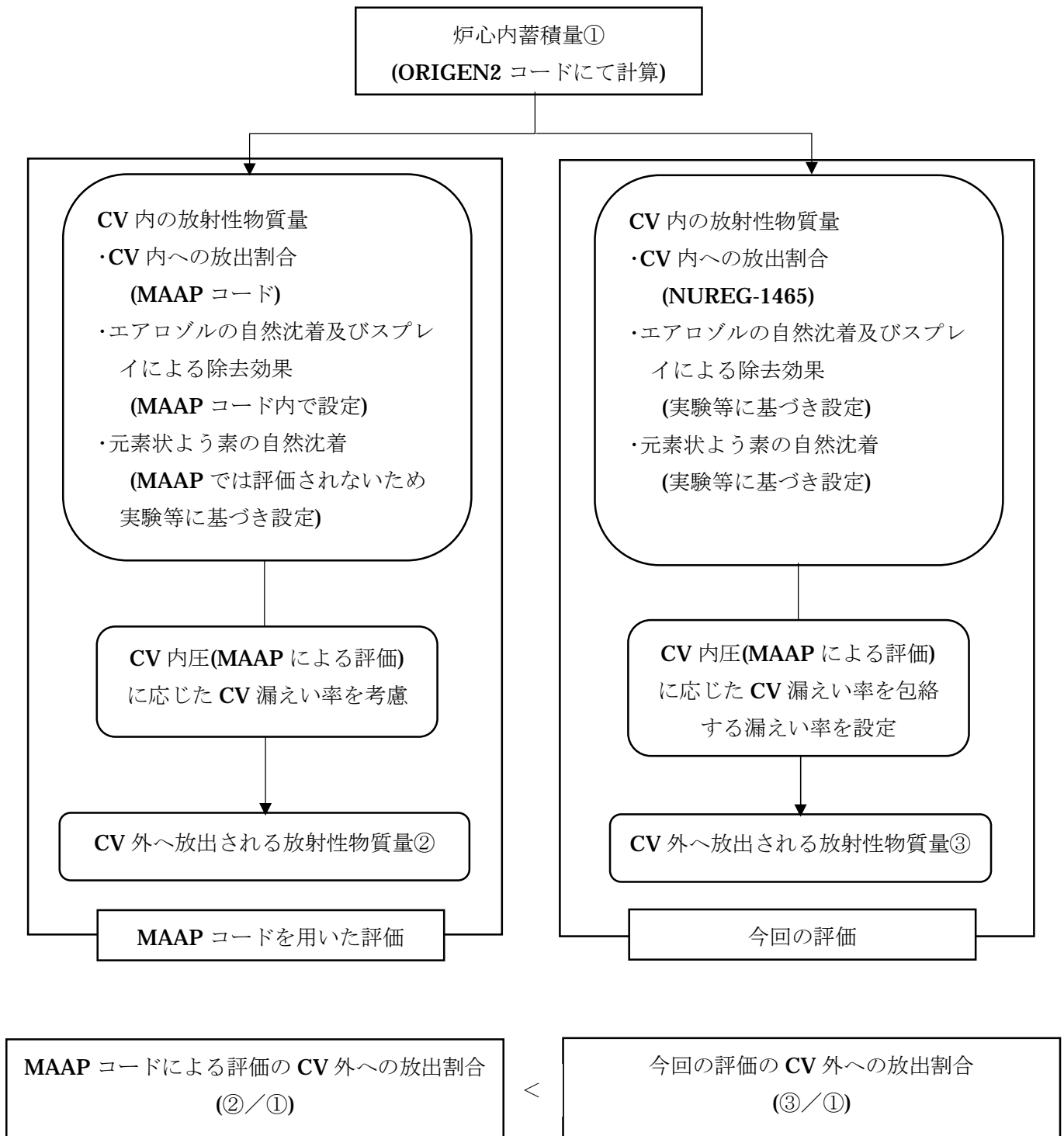
核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP解析*2
希ガス類	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $9.6 \times 10^{-3}$
よう素類	約 $3.6 \times 10^{-4}$	約 $3.0 \times 10^{-4}$
Cs類	約 $2.1 \times 10^{-4}$	約 $1.9 \times 10^{-5}$
Te類	約 $8.3 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$
Ba類	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $8.1 \times 10^{-7}$
Ru類	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $1.8 \times 10^{-6}$
Ce類	約 $1.5 \times 10^{-6}$	約 $6.1 \times 10^{-8}$
La類	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $9.6 \times 10^{-9}$

\*1 表における割合の数値は、有効数字3桁目を四捨五入し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。

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。

第9表 MAAP コードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



(2) 入退域時の原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

入退域時の原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばくに対して、本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認する。

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

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

MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第10表に示す。

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

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

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

(3) 入退域時の大気中へ放出された放射性物質による被ばく

「(1) 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく」に同じ。

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



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

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)<sup>a</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE <sup>3</sup> (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; <sup>NE4</sup> (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR <sup>2</sup>	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 <sup>5</sup> )	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

<sup>a</sup> 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

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

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

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

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

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

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

Table 3.12 MOX Releases Into Containment<sup>4</sup>

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

中央制御室のグランドシャイン線量の評価方法について

1. 入退域時のグランドシャイン線量評価について

中央制御室入退域時の運転員に対するグランドシャイン線量評価は、第 1 表に示す評価点に対して、以下のとおり評価している。

1) 地表沈着量

地表沈着量は、次式にて算出する。

$$AG_i(t) = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - \exp(-\lambda_i \cdot t)) \dots\dots\dots (1)$$

- VG<sub>i</sub> : 時刻 t, 核種 i の沈着速度 (m/s)
- (χ/Q) : 時刻 t の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)
- Q<sub>i</sub> : 時刻 t, 核種 i の放射性物質の放出率 (Bq/s)
- λ<sub>i</sub> : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

2) 地表沈着物からのγ線による外部被ばくの計算

グランドシャイン線量率は、次式にて算出する。

$$DG_i(t) = KG_i \cdot AG_i(t) \cdot 3600 \dots\dots\dots (2)$$

- DG<sub>i</sub>(t) : 時刻 t, 核種 i に関するグランドシャイン線量率 (Sv/h)
- KG<sub>i</sub> : 地表沈着核種 i からの実効線量換算係数 (Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>)
- AG<sub>i</sub>(t) : 時刻 t, 核種 i の放射性物質の地表沈着量 (Bq/m<sup>2</sup>)

積算被ばく線量は、式(2)を対象期間 T(h)で積分し、次式で算出する。

$$DDG_i = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \cdot KG_i}{\lambda_i} \cdot \left( T \cdot 3600 - \frac{1 - \exp(-\lambda_i \cdot T \cdot 3600)}{\lambda_i} \right) \dots\dots\dots (3)$$

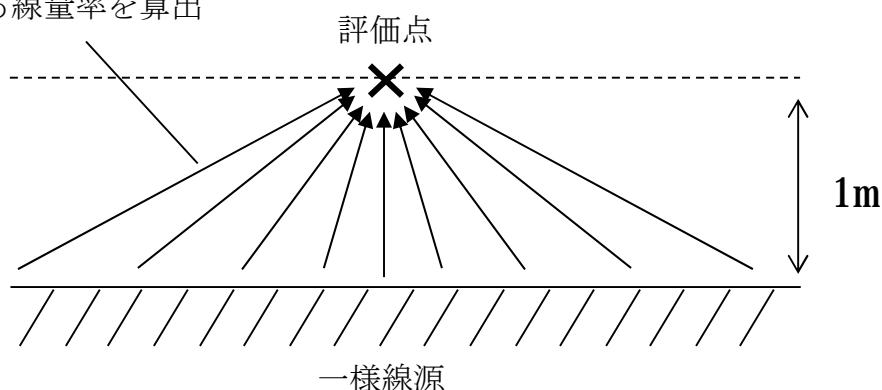
核種合計のグランドシャイン線量は、次式で計算する。

$$DDG = \sum_i DDG_i \dots\dots\dots (4)$$

- DDG : 核種合計の積算グランドシャイン線量 (Sv)
- DDG<sub>i</sub> : 核種 i の積算グランドシャイン線量 (Sv)

実効線量換算係数は、NUREG/CR-4551を参照し設定したものである。ここでの、計算モデルはサブマージョンモデル（大きな領域の中で放射能の均質分布を仮定し、その中心における被ばくを仮定するモデル）を適用しており、一様線源を仮定し、評価点は地上1mとしている。線量換算係数計算モデルの概念図を第1図に示す。

地表沈着した放射性物質の  
γ線による線量率を算出



第1図 線量換算係数計算モデルの概念図

第1表 入退域時の評価点

放出源	評価点	排気筒からの距離 (m)	E. L. (m)
高浜1号	制御室入口	480	<input type="checkbox"/>
	事務所入口	360	<input type="checkbox"/>
	正門	370	<input type="checkbox"/>
高浜2号	制御室入口	420	<input type="checkbox"/>
	事務所入口	300	<input type="checkbox"/>
	正門	440	<input type="checkbox"/>
高浜3号	制御室入口	65	<input type="checkbox"/>
	事務所入口	130	<input type="checkbox"/>
	正門	860	<input type="checkbox"/>
高浜4号	制御室入口	90	<input type="checkbox"/>
	事務所入口	200	<input type="checkbox"/>
	正門	940	<input type="checkbox"/>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 2. 中央制御室内でのグランドシャイン線量評価について

中央制御室は、原子炉補助建屋に隣接する制御建屋内に位置し、中央制御室内に影響する可能性のあるグランドシャイン線量は、制御建屋の屋上や周辺の地表面に沈着した放射性物質によるものと考えられ、建屋内構造壁・床・天井及び建屋外壁・屋上の遮蔽効果が得られる。

グランドシャイン線量の評価条件比較表を第2表に示す。

地表面に沈着した放射性物質からのグランドシャイン線量は中央制御室側壁 [ ] cmに加えて中央制御室床の遮蔽効果（ [ ] cm以上）が得られることから、 [ ] cmの遮蔽を考慮した屋上面からのグランドシャイン線量より更に2桁程度小さな値となると考えられる。したがって、屋上面線源からの寄与が支配的であることから、屋上面線源からのグランドシャイン線量（3号、4号、1号、2号それぞれ約  $1.4 \times 10^{-5} \text{mSv}$ 、約  $9.1 \times 10^{-6} \text{mSv}$ 、約  $1.0 \times 10^{-5} \text{mSv}$ 、約  $7.8 \times 10^{-6} \text{mSv}$ ）で代表して評価した。

なお、第3表に、マスク着用を考慮した中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果を示すが、室内作業時の大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばくとしてクラウドシャインの線量を記載しているが、3号、4号、1号、2号それぞれ約  $4.2 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 、約  $2.9 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 、約  $4.7 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 、約  $3.2 \times 10^{-3} \text{mSv}$  となる。したがって、室内作業時の大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばくについて、グランドシャイン線量は有意な線量とならない。

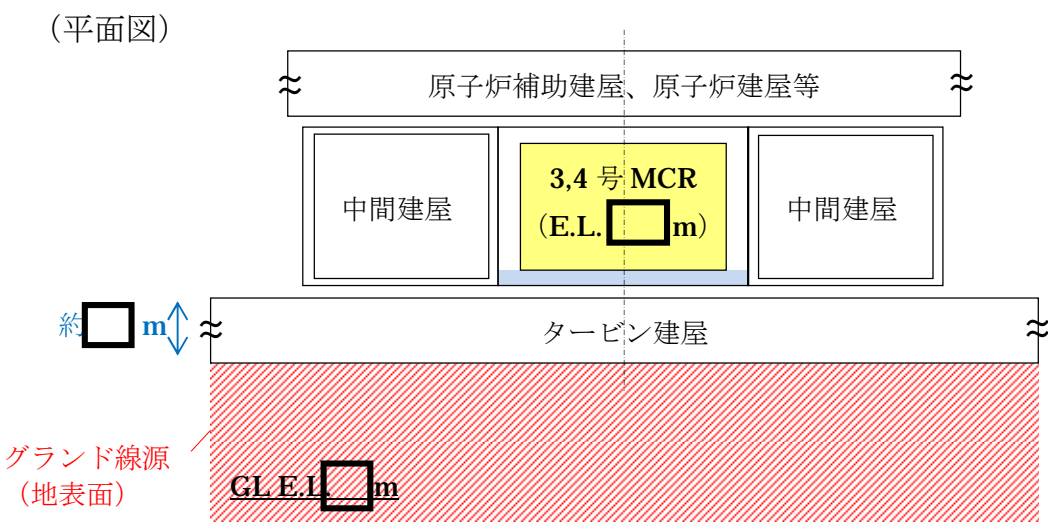
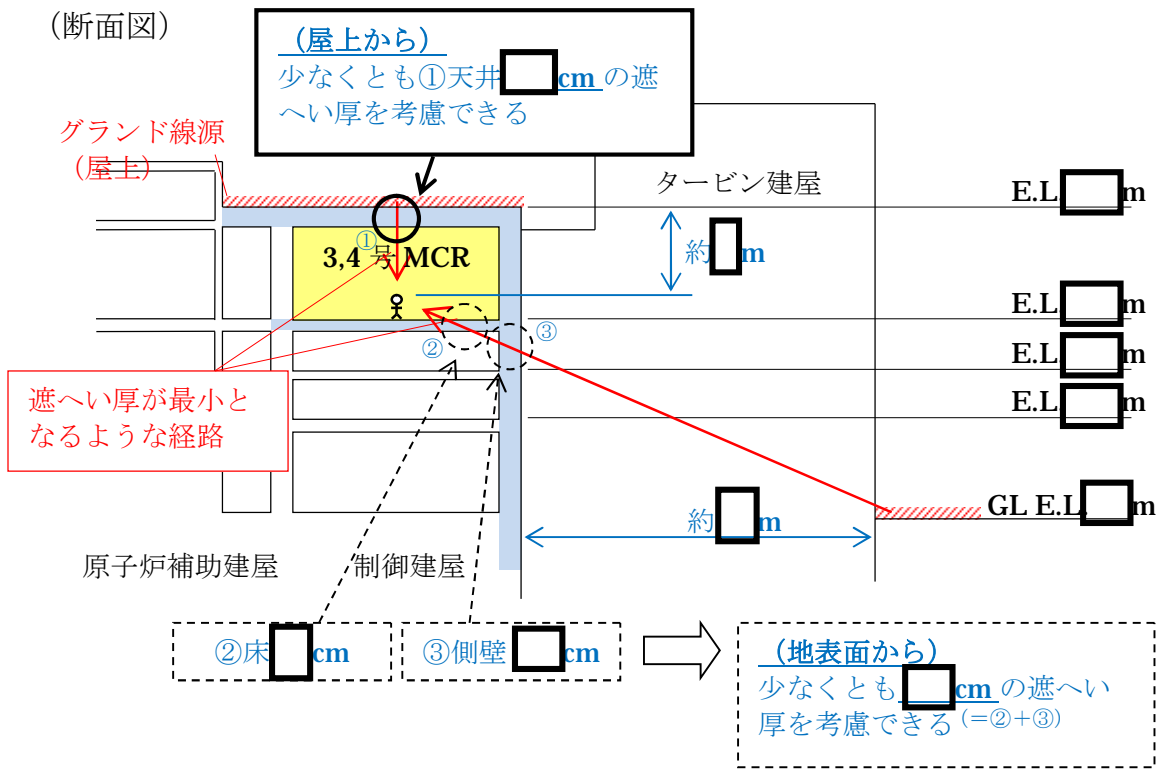
屋上面に沈着した放射性物質からのグランドシャイン線量の評価モデルを第3図に示す。屋上から中央制御室までは距離が離れているが、この距離による減衰効果も無視した保守的な評価モデルとしている。また、水平方向位置についても建屋中央とした保守的な評価モデルとしている。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第2表 屋上からと地表面からのグランドシャイン線量の評価条件比較表  
(中央制御室)

	経路		評価条件設定の考え方	
	屋上面線源から	地表面線源から	屋上面線源からの条件設定の考え方	地表面線源からの寄与
遮蔽厚	□cm	□cm以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>評価条件として考慮する遮蔽壁は、評価点までの遮蔽厚が最小となる経路で設定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地表面からの線源と屋上からの線源では、有意な遮蔽厚に□cm以上差。 【地表面線源の寄与：1/100倍以下】</li> </ul>
線源から評価点までの最短距離	約□m	約□m	<ul style="list-style-type: none"> <li>屋上線源から評価点までの最短距離は約□m。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地表面からは最短で約□m離れており、遠方の線源だと距離が更に離れるが、地表面からの線量を保守的に見積もるために、地表面線源の寄与を同程度とした。 【地表面線源の寄与：同程度】</li> </ul>
<p><b>総評：</b> 地表面線源の寄与は屋上面線源からの寄与の約1%(<math>100\% \times 0.01 = 1\%</math>)であり、屋上面線源からの寄与が支配的であることから、屋上面線源からのグランドシャイン線量（3号、4号、1号、2号それぞれ約<math>1.4 \times 10^{-5} \text{mSv}</math>、約<math>9.1 \times 10^{-6} \text{mSv}</math>、約<math>1.0 \times 10^{-5} \text{mSv}</math>、約<math>7.8 \times 10^{-6} \text{mSv}</math>)で代表して評価した。</p>				

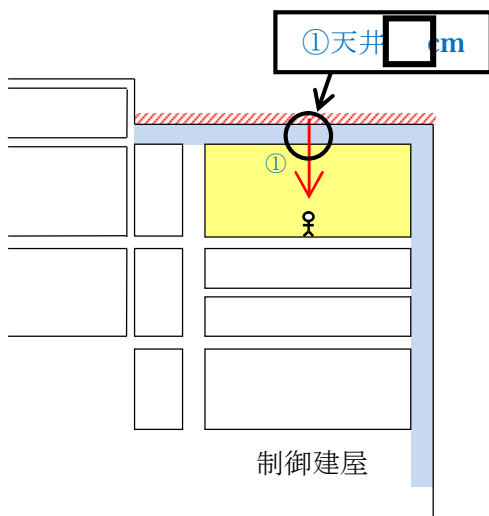
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



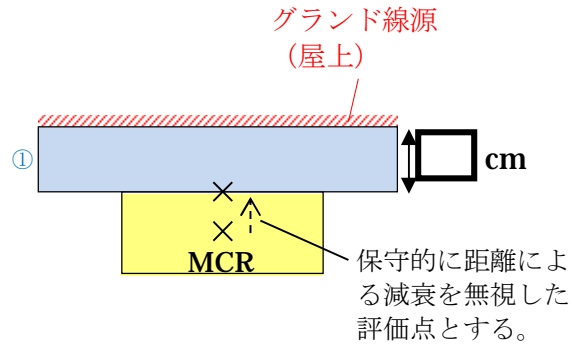
第2図 屋上及び地表面からのグランドシャインに考慮できる遮蔽厚

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

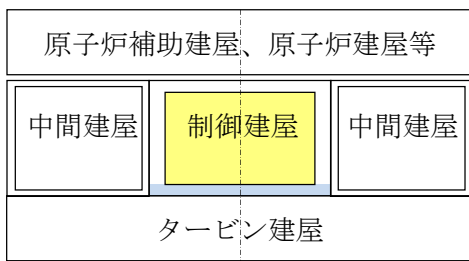
(断面図)



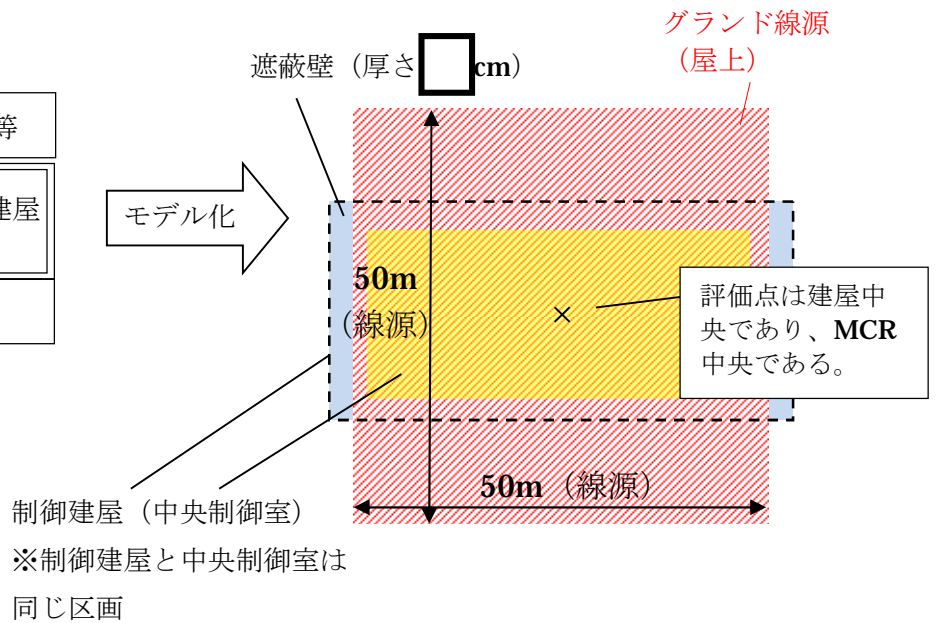
モデル化



(平面図)



モデル化



評価点への線量寄与のある有効な線源範囲として評価点を中心に 50m×50mを設定

第3図 グラウンドシャイン評価での計算モデル概念図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第3表(1/4) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価結果(3号機発災時)  
—マスク着用—

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量(mSv)		
		外部被ばくによる 実効線量	内部被ばくによる 実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.2 \times 10^{-3}$	—	約 $4.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
	小計(①+②+③)	約 $2.4 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	—	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^0$
	小計(④+⑤)	約 $2.2 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $2.2 \times 10^0$
合計(①+②+③+④+⑤)		約 4.6	約 1.9	約 6.5 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

第3表(2/4) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価結果(4号機発災時)  
—マスク着用—

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量 (mSv)		
		外部被ばくによる 実効線量	内部被ばくによる 実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.9 \times 10^{-3}$	—	約 $2.9 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
	小計 (①+②+③)	約 $1.5 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $7.0 \times 10^{-1}$	—	約 $7.0 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	小計 (④+⑤)	約 $1.6 \times 10^0$	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $1.7 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 3.2	約 1.3	約 4.5 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

第3表(3/4) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価結果(1号機発災時)  
—マスク着用—

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量 (mSv)		
		外部被ばくによる 実効線量	内部被ばくによる 実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.7 \times 10^{-3}$	—	約 $4.7 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
	小計 (①+②+③)	約 $1.2 \times 10^0$	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.5 \times 10^0$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.0 \times 10^0$	—	約 $2.0 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小計 (④+⑤)	約 $3.8 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 5.0	約 1.3	約 6.4 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

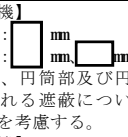
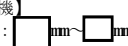
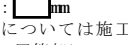
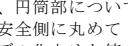
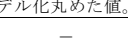
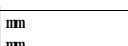
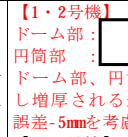
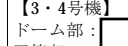
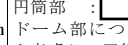
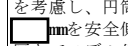
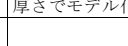
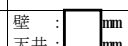
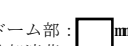
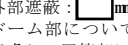
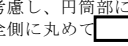
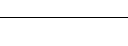
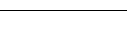

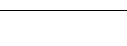

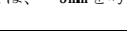
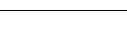

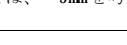
第3表(4/4) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価結果(2号機発災時)  
 -マスク着用-

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量 (mSv)		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量 の合計
室内 作業 時	①原子炉格納容器内の放射性物質 からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質 からのガンマ線による被ばく	約 $3.2 \times 10^{-3}$	—	約 $3.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放 射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
	小 計 (①+②+③)	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^0$
入 退 域 時	④原子炉格納容器内の放射性物質 からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^0$	—	約 $2.7 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質 による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^0$
	小 計 (④+⑤)	約 $4.2 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-2}$	約 $4.2 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 5.1	約 1.0	約 6.1 <sup>(注)</sup>

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

中央制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の評価条件比較

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・4号機共通）

項目	緊急時対策所	中央制御室 (重大事故等時)	中央制御室 (設計基準事故時) (原子炉冷却材喪失 <sup>注</sup> )	共通事項での 記載方針 (生体遮蔽装置のみ)
事故の評価期間	事故後7日間	事故後7日間	事故後30日間	
評価事象	大破断LOCA +ECCS注入失敗 +CVスプレイ注入失敗	大破断LOCA +ECCS注入失敗 +CVスプレイ注入失敗	原子炉冷却材喪失 (仮想事故相当)	共通の方針として 記載 (評価事象に係る 条件)
全交流動力電源喪失	考慮する	考慮する	—	
原子炉補機冷却機能喪失	考慮する	考慮する	—	
放出開始時間	0秒	0秒	0秒	
炉心熱出力	【1・2号機】 100% (2,432Mwt) × 1.02 【3・4号機】 100% (2,652Mwt) × 1.02	【1・2号機】 100% (2,432Mwt) × 1.02 【3・4号機】 100% (2,652Mwt) × 1.02	100% (2,652Mwt) × 1.02	共通の方針として 記載 (炉心内蓄積量評価 条件)
原子炉運転時間	【1・2号機】 最高40,000時間 【3・4号機】 最高30,000時間	【1・2号機】 最高40,000時間 【3・4号機】 最高30,000時間	最高30,000時間	
サイクル数 (バッチ数)	【1・2号機】 4 【3・4号機】 3	【1・2号機】 4 【3・4号機】 3	3	
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放射 性物質が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる 減少効果は無視)	原子炉格納容器内に放出された放射 性物質が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる 減少効果は無視)	原子炉格納容器内に放出された放射性物 質が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減 少効果及び格納容器スプレイ水による除 去効果は無視)	共通の方針として 記載 (放射性物質の施設内 の存在量分布の計算 条件)
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機(元素状)よう素：91% 有機よう素：4%	粒子状よう素：5% 無機(元素状)よう素：91% 有機よう素：4%	—	
代替低圧注水ポンプによる スプレイ効果開始時間	60分	60分	—	
代替低圧注水ポンプによる エアロゾルの除去効果	【1・2号機】 除染係数(DF) < 50 : 0.25 (1/時) 除染係数(DF) ≥ 50 : 0.029 (1/時) 【3・4号機】 除染係数(DF) < 50 : 0.35 (1/時) 除染係数(DF) ≥ 50 : 0.042 (1/時)	【1・2号機】 除染係数(DF) < 50 : 0.25 (1/時) 除染係数(DF) ≥ 50 : 0.029 (1/時) 【3・4号機】 除染係数(DF) < 50 : 0.35 (1/時) 除染係数(DF) ≥ 50 : 0.042 (1/時)	—	個別条件として 記載 (放射性物質の施設内 の存在量分布の計算 条件)
原子炉格納容器に 放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100% ハロゲン：50% その他：1%	
アニュラス内 線源強度分布	—	—	—	
原子炉格納容器 遮蔽厚さ	【1・2号機】 ドーム部：  円筒部：  ドーム部、円筒部及び円筒部に対 し増厚される遮蔽について、施工 誤差-5mmを考慮する。 【3・4号機】 ドーム部：  円筒部：  ドーム部については施工誤差-5mm を考慮し、円筒部については、  mmを安全側に丸めて  mmの厚さでモデル化丸めた値。	【1・2号機】 ドーム部：  円筒部：  ドーム部、円筒部及び円筒部に対 し増厚される遮蔽について、施工 誤差-5mmを考慮する。 【3・4号機】 ドーム部：  円筒部：  ドーム部については施工誤差-5mm を考慮し、円筒部については、  mmを安全側に丸めて  mmの厚さでモデル化。	ドーム部：  外部遮蔽：  ドーム部については、施工誤差-5mmを 考慮し、円筒部については、  mmを安全側に丸めて  mmの厚さでモデル化。	共通の方針として 記載 (生体遮蔽装置及び線 量換算係数の条件)
アニュラス壁厚さ	—	—	—	
緊急時対策所又は中央制 御室の遮蔽厚さ	壁：  天井：  施工誤差については、-5mmを考慮 する	壁：  天井：  床：  施工誤差については、-5mmを考慮 する	壁：  天井：  床：  施工誤差については、-5mmを考慮する	
空気カーマから全身に対 しての線量への換算係数	1Sv/Gy	1Sv/Gy	1Sv/Gy	
直接ガンマ線・スカイシ ャインガンマ線評価コー ド	直接ガンマ線量評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャインガンマ線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)	直接ガンマ線量評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャインガンマ線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)	直接ガンマ線量評価： SPANコード (SPAN Ver. 90m) スカイシャインガンマ線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)	個別条件として 記載 (使用する計算コー ド)

注：蒸気発生器伝熱管破損については、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出される事象であるため、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は実施せず

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）（1/2）

項目	緊急時対策所	中央制御室 (重大事故等時)	中央制御室 (設計基準事故時) (原子炉冷却材喪失)	中央制御室 (設計基準事故時) (蒸気発生器伝熱管破損)	共通事項での 記載方針
事故の評価期間	事故後7日間	事故後7日間	事故後30日間	事故後30日間	共通の方針として 記載 (評価事象に係る条件)
評価事象	放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故	大破断LOCA +ECCS注入失敗 +CVスプレイ注入失敗	原子炉冷却材喪失 (仮想事故相当)	蒸気発生器伝熱管破損 (仮想事故相当)	
全交流動力電源喪失	—	考慮する	—	—	
外部電源	—	喪失する	喪失する	喪失する	
原子炉補機冷却機能喪失	—	考慮する	—	—	
放出開始時間	24時間後	0秒	0秒	0秒	共通の方針として 記載 (大気中への放出量計算条件)
放出継続時間	希ガス：1時間 その他：10時間	事故後7日間	事故後30日間	事故後30日間	
炉心熱出力	100% (2,652Mt) ×1.02 <sup>注1</sup>	<b>【1・2号機】</b> 100% (2,432Mt) ×1.02 <b>【3・4号機】</b> 100% (2,652Mt) ×1.02	100% (2,652Mt) ×1.02	100% (2,652Mt) ×1.02	
原子炉運転時間	最高30,000時間 <sup>注1</sup>	<b>【1・2号機】</b> 最高40,000時間 <b>【3・4号機】</b> 最高30,000時間	最高30,000時間	最高30,000時間	
サイクル数 (バッチ数)	3 <sup>注1</sup>	<b>【1・2号機】</b> 4 <b>【3・4号機】</b> 3	3	3	
原子炉格納容器に 放出される放射性物質質量	—	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100% よう素：50%	—	個別条件として 記載 (大気中への放出量評価条件)
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	—	粒子状よう素：5% 無機(元素状)よう素：91% 有機よう素：4%	無機(元素状)よう素：90% 有機よう素：10%	—	
原子炉格納容器等への無機(元素状)よう素の沈着率	—	9.0×10 <sup>-4</sup> (1/s)	50%が瞬時に沈着 なお、有機よう素及び希ガスは、沈着効果を無視する。	—	
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着率	—	<b>【1・2号機】</b> 5.76×10 <sup>-3</sup> (1/時) <b>【3・4号機】</b> 6.46×10 <sup>-3</sup> (1/時)	—	—	
代替低圧注水ポンプによるスプレイ効果開始時間	—	60分	—	—	
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルの除去効果	—	除染係数(DF)<50 <b>【1・2号機】</b> 0.25(1/時) <b>【3・4号機】</b> 0.35(1/時) 除染係数(DF)≥50 <b>【1・2号機】</b> 0.029(1/時) <b>【3・4号機】</b> 0.042(1/時)	—	—	
格納容器スプレイによる無機(元素状)よう素に対する除去効果	—	—	等価半減期：100秒	—	
原子炉格納容器からの漏えい率	—	0.16%/day	0~1日：0.15%/day 1~30日：0.075%/day	—	個別条件として 記載 (大気中への放出量評価条件 (LOCA))
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%	アニュラス部 97% アニュラス部外 3%	—	
アニュラス部体積	—	<b>【1・2号機】</b> 10,900m <sup>3</sup> <b>【3・4号機】</b> 10,360m <sup>3</sup>	10,360m <sup>3</sup>	—	
アニュラス空気浄化設備ファン <sup>注2</sup> 流量	—	<b>【1・2号機】</b> 113m <sup>3</sup> /min <b>【3・4号機】</b> 250m <sup>3</sup> /min (但し、60分後起動)	250m <sup>3</sup> /min (「非常用炉心冷却設備作動」信号により起動)	—	

注1：緊急時対策所居住性評価における大気中への放出量の計算は、被ばく評価設計値又は結果が厳しくなるように設計値に余裕を見込んだ値等の1・2・3・4号機を包絡する条件として、3・4号機に対する炉心条件を用いる。

注2：1・2号機はアニュラス空気再循環設備ファン

大気中への放出量評価条件（3・4号機共通）（2/2）

項目	緊急時対策所	中央制御室 (重大事故等時)	中央制御室 (設計基準事故時) (原子炉冷却材喪失)	中央制御室 (設計基準事故時) (蒸気発生器伝熱管破損)	共通事項での 記載方針
アニュラス負圧達成時間	—	【1・2号機】106分 【3・4号機】78分	10分	—	個別条件として 記載 (大気中への放出量 評価条件 (LOCA))
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタ <sup>注1</sup> による 除去効率	—	【1・2号機】 0～106分：0% 106分～：95% 【3・4号機】 0～78分：0% 78分～：95%	0～10分：0% 10分～30日：90%	—	
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタ <sup>注1</sup> による 除去効率	—	【1・2号機】 0～106分：0% 106分～：99% 【3・4号機】 0～78分：0% 78分～：99%	—	—	
ECCS再循環 開始時間	—	—	事故後20分	—	
安全補機室のよう素フィ ルタによる除去効率	—	—	90%	—	
再循環系から安全補機室 への漏えい率	—	—	0～20分：0m <sup>3</sup> /h 20分～30日： 8×10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup> /h	—	
再循環水体積	—	—	1.4×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	—	
再循環水中の 放射エネルギー	—	—	炉心内よう素蓄積量の 50%	—	
再循環系から安全補機室 に漏えいした再循環水中 のよう素の移行率	—	—	5%	—	
安全補機室での よう素の沈着率	—	—	50%	—	
大気中に放出される 放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10 <sup>-8</sup> % Ce類：1.51×10 <sup>-4</sup> % La類：3.87×10 <sup>-5</sup> %	—	—	—	
大気中に放出される よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機(元素状)よう素： 4.85% 有機よう素：0.15%	—	—	—	
通常運転中に1次冷却材中 に存在する希ガス・よう 素の量	—	—	—	燃料被覆管欠陥率1%とし た場合の1次冷却材中の希 ガス・よう素の濃度	個別条件として 記載 (大気中への放出量 評価条件 (SGTR))
追加放出に寄与する核分 裂生成量	—	—	—	炉心内蓄積量に対して 希ガス：0.02% よう素：0.01% 追加放出は事故後すぐに1 次冷却系に放出されるとす る。	
1次冷却系から2次冷却系 へ流出する放射エネルギーの割 合	—	—	—	90/184 1次冷却材の全保有水量： 184t 流出する1次冷却材量：90t	
2次冷却系に流出する よう素の形態	—	—	—	有機よう素：1% 無機よう素：99%	
大気中へ放出される 希ガス量	—	—	—	2次冷却系に流出してきた 希ガス全量	
無機よう素の 気液分配係数	—	—	—	100	
弁の漏えい率	—	—	—	10m <sup>3</sup> /d	

注：1・2号機はアニュラス空気再循環設備フィルタ

大気拡散評価条件（3・4号機共通）

項目	緊急時対策所	中央制御室 (重大事故等時)	中央制御室 (設計基準事故時)	共通事項での 記載方針
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	ガウスプルームモデル	ガウスプルームモデル	
気象資料	高浜発電所における1年間の気象資料(2006.1～2006.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	高浜発電所における1年間の気象資料(2006.1～2006.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	高浜発電所における1年間の気象資料(2006.1～2006.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	
累積出現頻度	小さい方から97%	小さい方から97%	小さい方から97%	
建屋の影響	考慮する	考慮する	考慮する	
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	
建屋投影面積	【1・2号機】3,500㎡ 【3・4号機】3,200㎡	【1・2号機】3,500㎡ 【3・4号機】3,200㎡	3,200㎡	
形状係数	1/2	1/2	1/2	
放射性物質濃度の評価点	緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）外気取込口	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 正門 事務所入口 中央制御室入口	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 正門 事務所入口 中央制御室入口	共通の方針として記載 (大気拡散計算条件)
着目方位	1号機：2方位 2号機：2方位 3号機：1方位 4号機：2方位	【中央制御室内】 1号機：2方位 2号機：1方位 3号機：5方位 4号機：5方位 【入退域時】 1号機：正門は2方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は2方位 2号機：正門は1方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は1方位 3号機：正門は1方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は5方位 4号機：正門は2方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は3方位	【中央制御室内】 3号機：5方位 4号機：5方位 【入退域時】 3号機：正門は1方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は5方位 4号機：正門は2方位 事務所入口は2方位 中央制御室入口は3方位	
実効放出継続時間	全核種：1時間	全核種：1時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス：14時間 よう素：8時間 【蒸気発生器伝熱管破損】 希ガス：1時間 よう素：1時間	個別条件として記載 (大気拡散計算条件)
放出源及び放出源高さ	地上放出	地上放出 排気筒放出	【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出 【蒸気発生器伝熱管破損】 地上放出	
被ばく線量の重ね合わせ	1～4号機事故が同時刻に発生したとし、各時刻の風向に応じて相対濃度及び相対線量を算出することにより合算	1～4号機それぞれ個別に評価して合算	3号機、4号機それぞれ個別に評価	



運転員交代考慮条件（3・4号機共通）

項目	緊急時対策所	中央制御室 (重大事故等時)	中央制御室 (設計基準事故時)	共通事項での 記載方針
中央制御室 滞在期間	—	49時間	163時間20分	個別条件として 記載 (運転員交替考慮 条件)
入退域回数	—	回数: 10回  滞在時間: 入退域1回あたり、入退域の経 路に沿って、 ・正門に3分 ・事務所入口に3分 ・中央制御室入口に5分 とどまるものとする	回数: 34回  滞在時間: 入退域1回あたり、入退域の経 路に沿って、 ・正門に3分 ・事務所入口に3分 ・中央制御室入口に5分 とどまるものとする	

線量換算係数、呼吸率及び地表面への沈着速度の条件（3・4号機共通）

項目	緊急時対策所	中央制御室 (重大事故等時)	中央制御室 (設計基準事故時)	共通事項での 記載方針
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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71 等に基づく	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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71 等に基づく	成人実効線量換算係数を使用 I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq	共通の方針として 記載 (線量換算係数、 呼吸率の条件)
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	1.2m <sup>3</sup> /h	1.2m <sup>3</sup> /h	個別条件として 記載 (地表面沈着速度 の条件)
地表面への 沈着速度	1.2cm/s	1.2cm/s	—	

空調装置等条件（3・4号機共通）

項目	緊急時対策所	中央制御室 (重大事故等時)	中央制御室 (設計基準事故時)	共通事項での 記載方針
緊急時対策所 換気設備運転	事故後25時間以降： 放射性物質をフィルタにより低減しながら建屋内に外気、若しくは屋内の空気を取り入れる運転	—	—	共通の方針として 記載 (中央制御室内放射性物質濃度計算条件) (緊急時対策所内放射性物質濃度計算)
事故時における外気 取り込み	考慮	—	—	
バウンダリ体積（容積）	3,000m <sup>3</sup>	5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	
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	3,000m <sup>3</sup>	4.7×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	4.7×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	
中央制御室非常用循環ファン流量	—	2.0×10 <sup>4</sup> m <sup>3</sup> /時 (但し、300分後起動)	2.0×10 <sup>4</sup> m <sup>3</sup> /時	
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	—	95%	90%	
中央制御室非常用循環設備微粒子フィルタによる除去効率	—	99%	—	
空気流入率	0回/h	0.5回/h	0.5回/h	
緊急時対策所可搬型 空気浄化ファン流量	24～25時間：0 m <sup>3</sup> /mi n 25～34時間：40m <sup>3</sup> /mi n 34～168時間：33m <sup>3</sup> /mi n	—	—	個別条件として 記載 (中央制御室内放射性物質濃度計算条件) (緊急時対策所内放射性物質濃度計算)
緊急時対策所換気設備よう素フィルタ、 微粒子フィルタによる除去効率	事故後25時間以降： 有機よう素：95% 無機よう素：99% エアロゾル：99% 上記フィルタを直列に2段構成とする	—	—	
中央制御室非常用循環設備フィルタによる除去効率遅れ時間	—	300分	—	
事故時運転モードへの切替時間	—	—	【原子炉冷却材喪失】 1分 【蒸気発生器伝熱管破損】 9分	
マスクによる除染係数	—	50 (評価期間中マスク着用)	—	
安定よう素剤	—	—	—	

## 外部遮蔽の熱除去の評価について

## 1. 概要

本資料は、重大事故等時の中央制御室の居住性を確保するために、その遮蔽効果を期待していることから、外部遮蔽（3号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び [ ]）、外部遮蔽（4号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び [ ]）、外部遮蔽（1号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び [ ]）及び外部遮蔽（2号機設備、重大事故等時（特定重大事故等時を除く）のみ1・2・3・4号機共用及び [ ]）（以下「外部遮蔽」という。）の設計及び熱除去の評価について説明する。

## 2. 外部遮蔽の設計及び熱除去に関する基本方針

## 2.1 基本方針

外部遮蔽は、技術基準規則第74条及びその解釈に基づき、中央制御室の居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

## 2.2 熱除去の評価

外部遮蔽における熱除去の評価は、遮蔽体（鉄筋コンクリート）中の温度上昇が最も厳しい箇所について、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ線発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果がコンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下となることを評価する。

## 3. 遮蔽設計

外部遮蔽は、中央制御室内にとどまる運転員を直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線から防護するための十分な遮蔽厚さを有するものとし、「2.1 基本方針」に示す判断基準を超えない設計とする。また、技術基準規則第74条及びその解釈に基づく被ばく評価において、その遮蔽効果を期待している外部遮蔽の範囲については、外部遮蔽円筒部及び外部遮蔽ドーム部とする。

## 4. 熱除去の評価

## 4.1 評価方針

## (1) 評価の概要

外部遮蔽の熱除去に関する設計のために、放射線による遮蔽体の温度上昇を計算

[ ]  
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

し、その結果が遮蔽機能上問題ないことを評価する。なお、温度上昇については、遮蔽体の熱伝導率や遮蔽体からの放熱は、保守的な評価条件となるように評価する。

熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体の温度上昇を計算する。評価に当たっては、遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所について、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値として設定する170℃以下<sup>(注)</sup>となることを評価する。

本評価では、保守的な結果となるように以下のとおり遮蔽体の温度上昇を計算する。

- ・ 遮蔽体は鉄筋コンクリートであるが、コンクリートに比べ鉄筋は熱伝導率が大きく、鉄筋によりコンクリートの熱が除去されることから、ガンマ発熱量の計算上はコンクリートのみとする。
- ・ コンクリートに入射、吸収されたガンマ線はすべて温度上昇に寄与するものとし、外気や室内への放熱を考慮するものとする。

(注) 温度制限値とする170℃は、「R. G. Jaeger, “Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol. 9. 1. 12. 6”, (1975)」によるコンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値177℃を保守的に切り下げて設定する。

なお、強度評価上は、既往の文献である「高温(175℃)を受けたコンクリートの強度性状(セメント・コンクリートNo. 449, July 1984)」及び「高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究(日本建築学会構造系論文集第457号、1994年3月)」によると、コンクリートを175℃程度、91日間加熱した試験でも、コンクリートの圧縮強度の低下及び剛性の低下は小さいとされている。

## (2) 外部遮蔽における温度上昇の計算

### a. ガンマ発熱量の計算

原子炉格納容器内の線源からのガンマ線入射線束による遮蔽体内のエネルギー線束分布に、遮蔽体の構成物質(コンクリート)に応じたエネルギー吸収係数を乗じて、遮蔽体内のガンマ発熱量の分布を計算する。なお、ガンマ線入射線束のピーク時は、原子炉格納容器内雰囲気温度が最高値となる時刻と比べて早いため、原子炉格納容器雰囲気温度が最高となる時刻でのガンマ線入射線束を使用する。

遮蔽体内のエネルギー線束分布及び遮蔽体内のガンマ発熱量の分布を、次式により求める。

$$H(x) = 5.77 \times 10^{-13} B \cdot \phi(x)$$

ここで、

$H(x)$  : 壁内側表面からの距離  $x$  におけるガンマ発熱量 ( $\text{kJ}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$ )

$B$  : コンクリートの線エネルギー吸収係数 ( $\text{cm}^{-1}$ ) (注)

$\phi(x)$  : 壁内側表面から距離  $x$  におけるガンマ線束 ( $\text{MeV}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ )

$x$  : 壁内側表面からの距離 ( $\text{mm}$ )

(注) 「Reactor Physics Constants」 (ANL-5800, July 1963)

#### b. 温度上昇の計算

「4.1(2)a. ガンマ発熱量の計算」により得られたガンマ発熱量の分布に対して、コンクリート遮蔽壁内外面の空気の温度、壁表面と空気の熱伝達係数及びコンクリートの熱伝導度を用いて、次の熱伝導方程式を解いて遮蔽体内の温度分布を求める。

$$\frac{d^2T(x)}{dx^2} = -\frac{H(x)}{k}$$

ここで、

$T(x)$  : 壁内側表面からの距離  $x$  における遮蔽体内の温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )

$k$  : コンクリートの熱伝導率 ( $\text{kJ}/(\text{cm} \cdot \text{h} \cdot ^{\circ}\text{C})$ )

また、壁表面の境界条件は次式で与えられる。

$$q = h \cdot \Delta t$$

ここで、

$q$  : 壁表面から伝達される熱量 ( $\text{kJ}/(\text{cm}^2 \cdot \text{h})$ )

$h$  : 自然対流熱伝達係数 ( $\text{kJ}/(\text{cm}^2 \cdot \text{h} \cdot ^{\circ}\text{C})$ )

$\Delta t$  : 壁表面と空気の温度差 ( $^{\circ}\text{C}$ )

外部遮蔽内側の雰囲気温度及び外部遮蔽外側の雰囲気温度は重大事故等時の最高温度を境界条件として計算する。

## 4.2 評価条件及び評価結果

### (1) ガンマ線入射線束の評価点の設定

外部遮蔽のガンマ線入射線束の評価点は、入射線束が最も高くなるように、第1図に示すとおり、外部遮蔽円筒部壁内側表面とする。

### (2) ガンマ線入射線束の設定

各評価点のガンマ線入射線束は、以下に示す放射線の遮蔽評価と同様の計算方法により計算する。

重大事故等時における外部遮蔽のガンマ線入射線束は、本設計及び工事計画認可

申請書添付資料3「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」の「4.1.1.2 中央制御室の評価条件及び評価結果」に示す放射線の遮蔽計算の線源及びモデルを使用し、直接ガンマ線はQADコードを用いて計算する。これらのガンマ線入射線束の計算結果を第1表に示す。

(3) 遮蔽体におけるガンマ発熱量及び温度上昇の評価

a. ガンマ発熱量の評価

「4.1(2)a. ガンマ発熱量の計算」の計算式により得られた外部遮蔽の重大事故等時におけるガンマ発熱量の計算結果は第1表に示すとおり、3・4号機外部遮蔽円筒部壁内側表面で約 $2.6 \times 10^{-7} \text{kJ/cm}^3/\text{s}$ 、1・2号機外部遮蔽円筒部壁内側表面で約 $4.8 \times 10^{-7} \text{kJ/cm}^3/\text{s}$ となる。

b. 温度上昇の評価

「4.1(2)b. 温度上昇の計算」の計算式により得られた外部遮蔽の重大事故等時における温度分布は、外部遮蔽円筒部壁内で第2図及び第3図に示すとおりとなる。

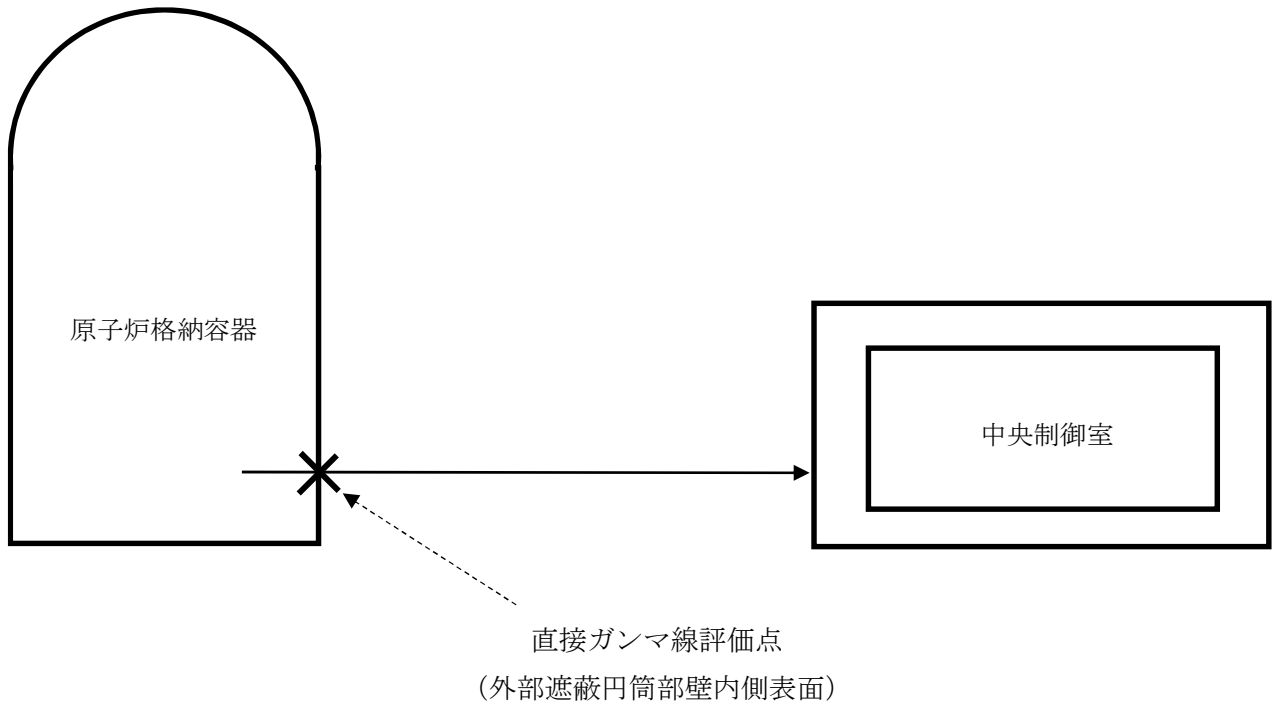
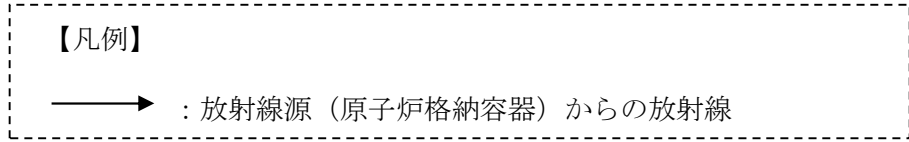
(4) 熱除去の評価結果

外部遮蔽の熱除去の評価は、ガンマ線入射線束が最も高くなる外部遮蔽円筒部壁内側表面にて評価した結果、「4.2(3)b. 温度上昇の評価」に示すとおり外部遮蔽の重大事故等時における最大温度は3・4号機で約 $124^\circ\text{C}$ 、1・2号機で約 $131^\circ\text{C}$ となり、コンクリートのガンマ線に対する温度制限値を満足している。

第1表 外部遮蔽の熱除去の検討に係る  
ガンマ線入射線束、ガンマ発熱量及び温度上昇（重大事故等時）

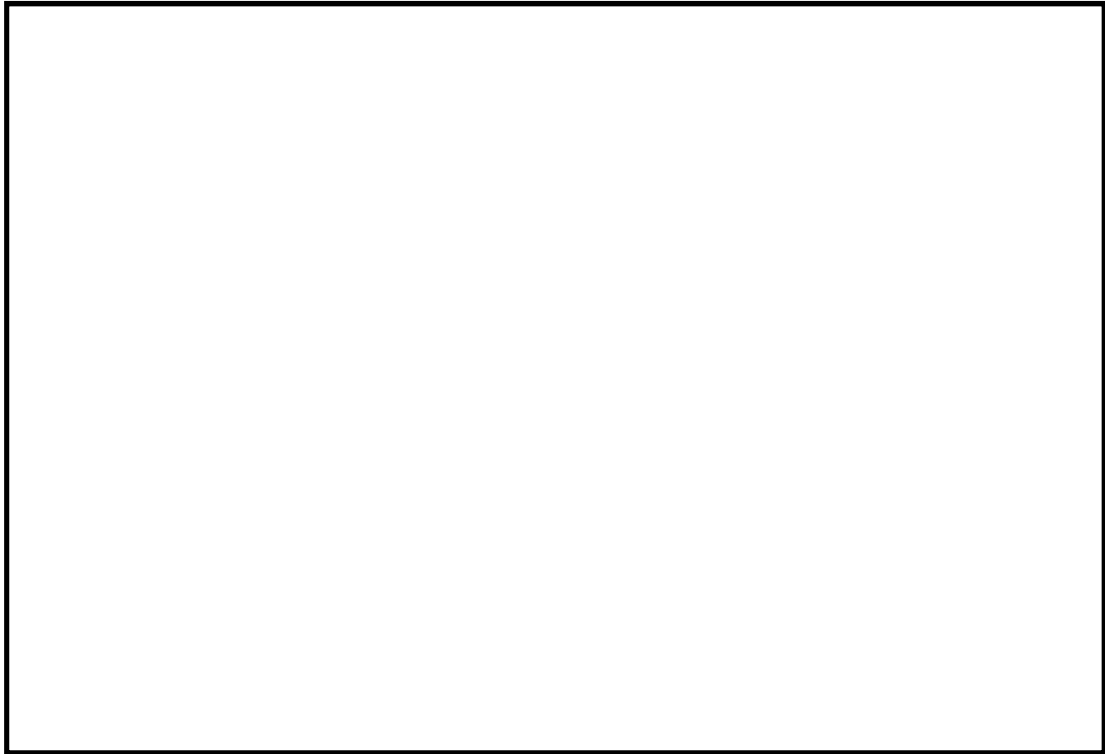
号機	ガンマ線	評価点 <sup>(注1)</sup>	ガンマ線 入射線束 (MeV/cm <sup>2</sup> /s)	ガンマ発熱量 (kJ/cm <sup>2</sup> /s)	最大温度 (°C)
3・4号機	直接 ガンマ線	外部遮蔽円筒部壁 内側表面	約 $2.7 \times 10^{10}$	約 $2.6 \times 10^{-7}$	約 124
1・2号機	直接 ガンマ線	外部遮蔽円筒部壁 内側表面	約 $5.0 \times 10^{10}$	約 $4.8 \times 10^{-7}$	約 131

(注1) 第1図によるガンマ線の評価点を示す。



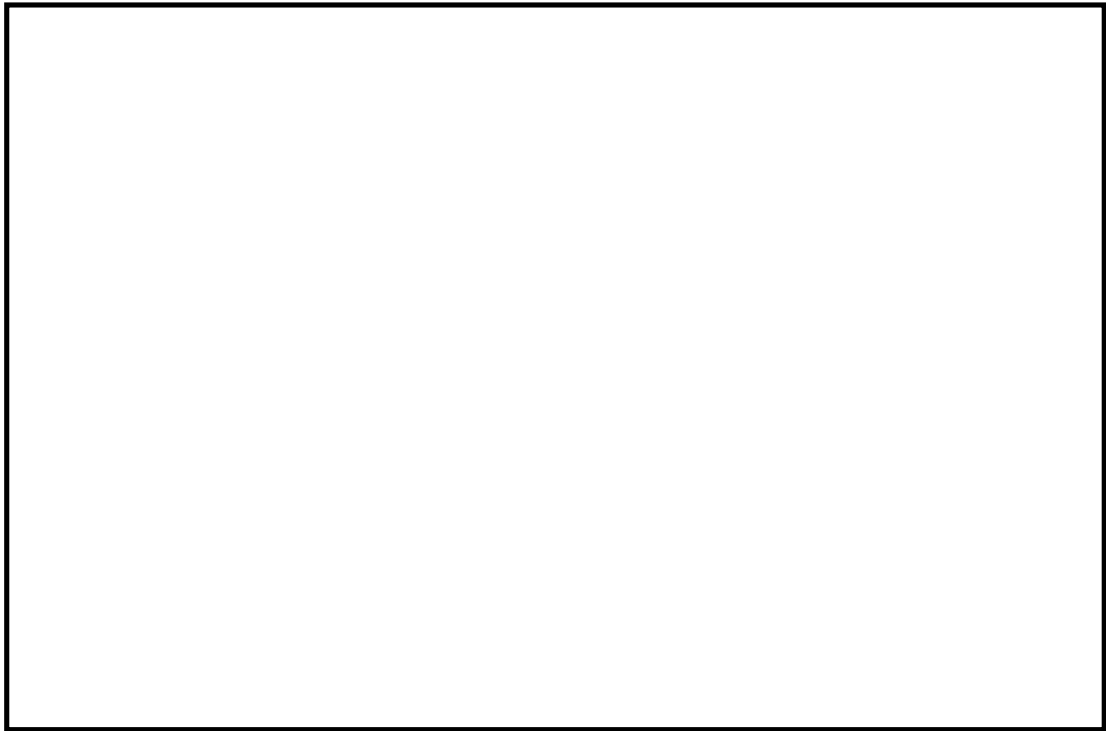
第1図 外部遮蔽の熱除去評価における温度上昇の評価点





第2図 外部遮蔽の重大事故等時における温度分布  
(外部遮蔽円筒部壁) (3・4号機)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第3図 外部遮蔽の重大事故等時における温度分布  
(外部遮蔽円筒部壁) (1・2号機)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

本申請と高浜 1， 2 号機再稼働との関係について

本申請は、高浜 1， 2 号機の再稼働に当たり、3， 4 号機の中央制御室の居住性評価について、3， 4 号機の被災想定（3 号機は平成 27 年 8 月 4 日付け原規規発第 1508041 号、4 号機は平成 27 年 10 月 9 日付け原規規発第 1510091 号にて認可）に、1， 2 号機の被災想定を加えた 1～4 号機の同時被災を想定し、判断基準を満足することを基本設計方針等に反映するものである。

従って、高浜 1， 2 号機の再稼働において、高浜 1 号機又は 2 号機の原子炉に燃料体を挿入することについては、本申請に係る全ての工事が完了※した後に実施することとする。

※：設備は既設設備の構造を変更することなく継続使用するものであるため、現地工事を伴わないことから、本申請及び検査に係る手続きが完了する時期を言う。

なお、本申請において、中央制御室の居住性に係る手順等運用を変更するものはなく、後段規制（高浜発電所原子炉施設保安規定）に反映する事項はない。

－ 以 上 －

## マスクの着用を考慮しない場合の被ばく評価について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、評価期間中マスクの着用（マスクによる除染係数：50）を考慮しているが、マスクの着用を考慮しない場合の評価結果について、以下に示す。

第1表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果  
（3号機発災時、マスクなし）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.2 \times 10^{-3}$	—	約 $4.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $2.4 \times 10^0$	約 $9.3 \times 10^1$	約 $9.6 \times 10^1$
	小 計（①+②+③）	約 $2.4 \times 10^0$	約 $9.3 \times 10^1$	約 $9.6 \times 10^1$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $9.6 \times 10^{-1}$	—	約 $9.6 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $3.7 \times 10^0$	約 $4.9 \times 10^0$
	小 計（④+⑤）	約 $2.2 \times 10^0$	約 $3.7 \times 10^0$	約 $5.8 \times 10^0$
合 計（①+②+③+④+⑤）		約 4.6	約 97	約 110 <sup>(注1)</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第2表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果  
（4号機発災時、マスクなし）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^{-3}$	—	約 $2.7 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.9 \times 10^{-3}$	—	約 $2.9 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^1$	約 $6.2 \times 10^1$
	小計（①+②+③）	約 $1.5 \times 10^0$	約 $6.0 \times 10^1$	約 $6.2 \times 10^1$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $7.0 \times 10^{-1}$	—	約 $7.0 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $3.6 \times 10^0$
	小計（④+⑤）	約 $1.6 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^0$	約 $4.3 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 3.2	約 63	約 67 <sup>(注1)</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第3表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果  
（1号機発災時、マスクなし）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $4.7 \times 10^{-3}$	—	約 $4.7 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.2 \times 10^0$	約 $6.3 \times 10^1$	約 $6.5 \times 10^1$
	小 計（①+②+③）	約 $1.2 \times 10^0$	約 $6.3 \times 10^1$	約 $6.5 \times 10^1$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.0 \times 10^0$	—	約 $2.0 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.8 \times 10^0$	約 $4.0 \times 10^0$	約 $5.7 \times 10^0$
	小 計（④+⑤）	約 $3.8 \times 10^0$	約 $4.0 \times 10^0$	約 $7.7 \times 10^0$
合 計（①+②+③+④+⑤）		約 5.0	約 67	約 73 <sup>(注1)</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

第4表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果  
（2号機発災時、マスクなし）

被ばく経路		事故後7日間の成人実効線量（mSv）		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.5 \times 10^{-4}$	—	約 $1.5 \times 10^{-4}$
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $3.2 \times 10^{-3}$	—	約 $3.2 \times 10^{-3}$
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $4.7 \times 10^1$	約 $4.8 \times 10^1$
	小計（①+②+③）	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $4.7 \times 10^1$	約 $4.8 \times 10^1$
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.7 \times 10^0$	—	約 $2.7 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.5 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$	約 $4.8 \times 10^0$
	小計（④+⑤）	約 $4.2 \times 10^0$	約 $3.3 \times 10^0$	約 $7.5 \times 10^0$
合計（①+②+③+④+⑤）		約 5.1	約 50	約 56 <sup>(注1)</sup>

（注1）有効数字2桁で切り上げた値

— 以上 —

## 設計及び工事計画認可申請書に添付する書類の整理について

実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の可否 (○・×)	理由
各発電用原子炉施設に共通		
送電関係一覧図	×	本申請内容は、送電設備に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	急傾斜地崩壊危険区域の設定はないため対象外。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	本申請内容は、地形図に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	本申請内容は、主要設備の配置に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
単線結線図	×	本申請では該当する設備はないため不要。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	本申請内容は、新技術に該当しないため対象外。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	本申請内容は、発電用原子炉施設の熱精算に影響を与えないため不要。
熱出力計算書	×	本申請内容は、熱出力に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	中央制御室の居住性評価に係る設置許可申請書との整合性を説明するため、添付する。
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	×	本申請内容は、自然現象等による損傷の防止に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
取水口及び放水口に関する説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	×	本申請内容は、設定根拠に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書	×	本申請内容は、応力腐食割れ対策に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	×	本申請内容は、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	×	本申請内容は、火災防護に関する設計に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	×	本申請内容は、溢水防護に関する設計に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	×	本申請内容は、飛散物による損傷防護に関する設計に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
通信連絡設備に関する説明書	×	本申請内容は、通信連絡設備に関する設計に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
安全避難通路に関する説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
安全避難通路を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。
非常用照明に関する説明書	×	本申請では該当する設備はないため不要。
非常用照明の取付箇所を明示した図面	×	本申請では該当する設備はないため不要。



実用発電用原子炉の設置、 運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)	理由
<b>放射線管理施設</b>		
放射線管理施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	×	本申請内容は、機器の配置に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	×	本申請内容は、放射線管理用計測装置の構成に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	本申請内容は、放射線管理用計測装置に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	×	本申請内容は、管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	本申請内容は、耐震性に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	本申請内容は、構造強度に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
構造図	×	本申請内容は、構造に影響を与えないため、既工事計画に変更がなく不要。
生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	○	本申請内容は、中央制御室の居住性評価に係る生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去の計算に関する見直しであるため、添付する。
中央制御室及び緊急時制御室の居住性に関する説明書	○	本申請内容は、中央制御室の居住性評価に関する見直しであるため、添付する。

設計及び工事計画認可申請に関連する技術基準規則(設計基準対象施設)

※1 ○: 技術基準規則の適合が必要な条文 ×: 技術基準規則の適合が不要な条文  
 ※2 ○: 工事計画(変更)認可申請書で確認が必要な条文 ×: 工事計画(変更)認可申請書で確認が不要な条文  
 ※3 ○: 審査対象条文(工事計画(変更)認可申請書で確認が必要な条文と同じ条文) ×: 審査対象外条文(工事計画(変更)認可申請書で確認が不要な条文と同じ条文)

技術基準規則	中央制御室居住性に係る設計変更			理由
	※1 適用条文	※2 工事の内容 に 関係あるもの	※3 審査対象 条文	
(第四条) 設計基準対象施設の地盤	○	×	×	設計基準対象施設の地盤については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、設計基準対象施設の地盤に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第五条) 地震による損傷の防止	○	×	×	地震による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、地震による損傷の防止に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第六条) 津波による損傷の防止	○	×	×	津波による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、津波による損傷の防止に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第七条) 外部からの衝撃による損傷の防止	○	×	×	外部からの衝撃による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第八条) 立ち入りの防止	○	×	×	立ち入りの防止については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、立ち入りの防止に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第九条) 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×	×	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十条) 急傾斜地の崩壊の防止	×	×	×	急傾斜地の崩壊の防止に対する要求であり、高浜発電所は、急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所がないことから、急傾斜地の崩壊の防止に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第十一条) 火災による損傷の防止	○	×	×	火災による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、火災による損傷の防止に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十二条) 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	×	×	溢水による損傷の防止については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、溢水による損傷の防止に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十三条) 安全避難通路等	○	×	×	安全避難通路等については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、安全避難通路等に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十四条) 安全設備	○	×	×	安全設備については、既工事計画において適合性が確認されており、本申請は、安全設備に係る設計に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十五条) 設計基準対象施設の機能	×	×	×	設計基準対象施設に対する要求であり、本申請は、設計基準対象施設の機能に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十六条) 全交流動力電源喪失対策設備	×	×	×	全交流動力電源喪失対策設備に対する要求であり、本申請は、全交流電源喪失対策設備に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十七条) 材料及び構造	×	×	×	本申請は、材料及び構造に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第十八条) 使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×	×	使用中の亀裂等による破壊の防止については、維持段階での要求であるため、本条文は関連しない。
(第十九条) 流体振動等による損傷の防止	×	×	×	燃料体、反射材等の流体振動等による損傷の防止に対する要求であり、本申請は、燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十条) 安全弁等	×	×	×	安全弁等に対する要求であり、本申請は、安全弁等に影響を与えないため、本条文は関連しない。
(第二十一条) 耐圧試験等	×	×	×	耐圧試験等については、耐圧試験等を設計段階で行うものではなく、使用前検査段階での要求であることから、審査対象条文とならない。
(第二十二条) 監視試験片	×	×	×	容器の中性子照射による劣化に対する要求であり、本申請は、容器の中性子照射による劣化に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十三条) 炉心等	×	×	×	炉心等に対する要求であり、本申請は、炉心等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十四条) 熱遮蔽材	×	×	×	熱遮蔽材に対する要求であり、本申請は、熱遮蔽材に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十五条) 一次冷却材	×	×	×	1次冷却材に対する要求であり、本申請は、1次冷却材に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十六条) 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	×	×	×	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に対する要求であり、本申請は、燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十七条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	×	×	原子炉冷却材圧力バウンダリに対する要求であり、本申請は、原子炉冷却材圧力バウンダリに該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十八条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	×	×	×	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置・検出装置に対する要求であり、本申請は、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置・検出装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第二十九条) 1次冷却材処理装置	×	×	×	1次冷却材処理装置に対する要求であり、本申請は、1次冷却材処理装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十条) 逆止め弁	×	×	×	逆止め弁に対する要求であり、本申請は、逆止め弁に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十一条) 蒸気タービン	×	×	×	蒸気タービンに対する要求であり、本申請は、蒸気タービンに該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十二条) 非常用炉心冷却設備	×	×	×	非常用炉心冷却設備に対する要求であり、本申請は、非常用炉心冷却設備に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十三条) 循環設備等	×	×	×	循環設備等に対する要求であり、本申請は、循環設備等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十四条) 計測装置	×	×	×	計測装置に対する要求であり、本申請は、計測装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十五条) 安全保護装置	×	×	×	安全保護装置に対する要求であり、本申請は、安全保護装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十六条) 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×	×	反応度制御系統及び原子炉停止系統に対する要求であり、本申請は、反応度制御系統及び原子炉停止系統に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十七条) 制御材駆動装置	×	×	×	制御材駆動装置に対する要求であり、本申請は、制御材駆動装置に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十八条) 原子炉制御室等	×	×	×	原子炉制御室等(設計基準対象施設)に対する要求であり、本申請は、原子炉制御室(設計基準対象施設)に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第三十九条) 廃棄物処理設備等	×	×	×	廃棄物処理設備等に対する要求であり、本申請は、廃棄物処理設備等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十条) 廃棄物貯蔵設備等	×	×	×	廃棄物貯蔵設備等に対する要求であり、本申請は、廃棄物貯蔵設備等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十一条) 放射性物質による汚染の防止	×	×	×	放射性物質による汚染の防止に対する要求であり、本申請は、放射性物質による汚染の防止に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十二条) 生体遮蔽等	○	×	×	本条文の適用を受ける設備ではあるが、条文要求に追加・変更がなく、追加設備もないため、審査対象条文とならない。
(第四十三条) 換気設備	×	×	×	換気設備に対する要求であり、本申請は、換気設備に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十四条) 原子炉格納施設	×	×	×	原子炉格納施設に対する要求であり、本申請は、原子炉格納施設に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十五条) 保安電源設備	×	×	×	保安電源設備に対する要求であり、本申請は、保安電源設備に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十六条) 緊急時対策所	×	×	×	緊急時対策所に対する要求であり、本申請は、緊急時対策所に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十七条) 警報装置等	×	×	×	警報装置等に対する要求であり、本申請は、警報装置等に該当しないため、審査対象条文とならない。
(第四十八条) 準用	×	×	×	補助ボイラー、電気設備等の準用が適用される設備に対する要求であり、本申請は、準用に係る設計に該当しないため、審査対象条文とならない。

設計及び工事計画認可申請に関連する技術基準規則(重大事故等対処設備)

※1 ○:技術基準規則の適用が必要な条文  
×:技術基準規則の適用が不要な条文  
※2 ○:工事計画(変更)認可申請書で確認が必要な条文  
×:工事計画(変更)認可申請書で確認が不要な条文  
※3 ○:審査対象条文(工事計画(変更)認可申請書で確認が必要な条文と同じ条文)  
×:審査対象外条文(工事計画(変更)認可申請書で確認が不要な条文と同じ条文)

技術基準規則	中央制御室居住性に係る設計変更			理由
	※1 適用条文	※2 工事の内容 に 関係あるもの	※3 審査対象 条文	
(第四十九条) 重大事故等対処施設の地盤	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は重大事故等対処施設の地盤に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十条) 地震による損傷の防止	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は地震による損傷の防止に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十一条) 津波による損傷の防止	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は津波による損傷の防止に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十二条) 火災による損傷の防止	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は火災による損傷の防止に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十三条) 特定重大事故等対処施設	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は特定重大事故等対処施設による損傷の防止に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十四条) 重大事故等対処設備	○	○	○※4	本申請は、1～4号機の同時被災を考慮した中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は同時被災を考慮した生体遮蔽装置の放射線による遮蔽機能の影響について、技術基準への適合性を確認する必要がある、審査対象条文となる。
(第五十五条) 材料及び構造	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は材料及び構造に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十六条) 使用中の電装等による破壊の防止	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は使用中の亀裂に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十七条) 安全弁等	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は安全弁等に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十八条) 耐圧試験等	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、本条文は耐圧試験等に対する条文であることから、適合性確認結果に影響を与えるものではなく、審査対象条文とならない。
(第五十九条) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、既存設備に変更はなく、重大事故等対処施設に係る適合性確認結果に影響を与えるものではない。
(第六十条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	×	同上
(第六十一条) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×	×	×	同上
(第六十二条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	×	同上
(第六十三条) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	×	×	同上
(第六十四条) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	×	×	同上
(第六十五条) 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための設備	×	×	×	同上
(第六十六条) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×	×	×	同上
(第六十七条) 水素爆発による原子炉格納容器の破壊を防止するための設備	×	×	×	同上
(第六十八条) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×	×	×	同上
(第六十九条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	×	×	×	同上
(第七十条) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	×	×	同上
(第七十一条) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×	×	×	同上
(第七十二条) 電源設備	×	×	×	同上
(第七十三条) 計装設備	×	×	×	同上
(第七十四条) 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	○	○	○	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備に関する技術基準規則であり、原子炉制御室に対する居住性評価(重大事故等時)について、技術基準への適合性を確認する必要があり、審査対象条文となる。
(第七十五条) 監視測定設備	×	×	×	本申請は、中央制御室の居住性評価に関する申請であり、既存設備に変更はなく、重大事故等対処施設に係る適合性確認結果に影響を与えるものではない。
(第七十六条) 緊急時対策所	×	×	×	同上
(第七十七条) 通信連絡を行うために必要な設備	×	×	×	同上
(第七十八条) 準用	×	×	×	準用に対する要求であり、本申請は、準用に該当しないため、審査対象条文とならない。

※4:技術基準への適合性については、平成27年8月4日付け原規発第1508041号にて認可された工事計画及び平成27年10月9日付け原規発第1510091号にて認可された工事計画から変更はない。