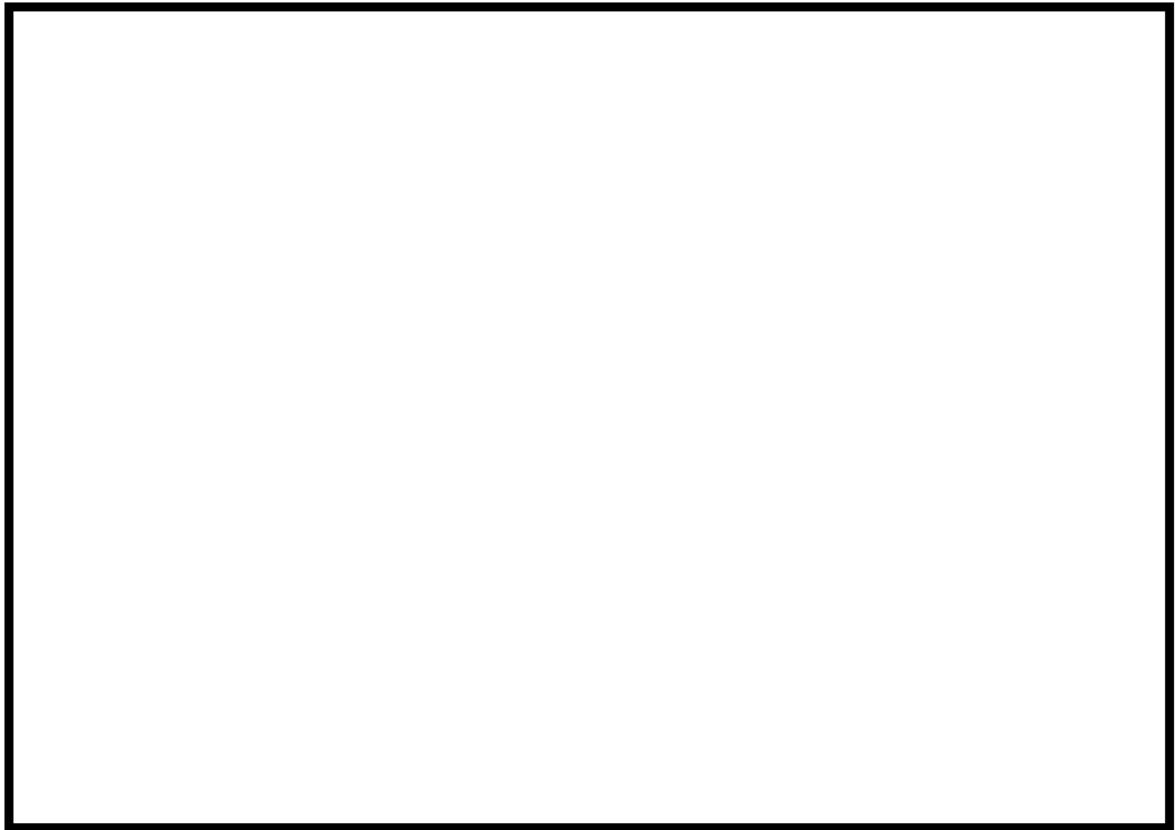
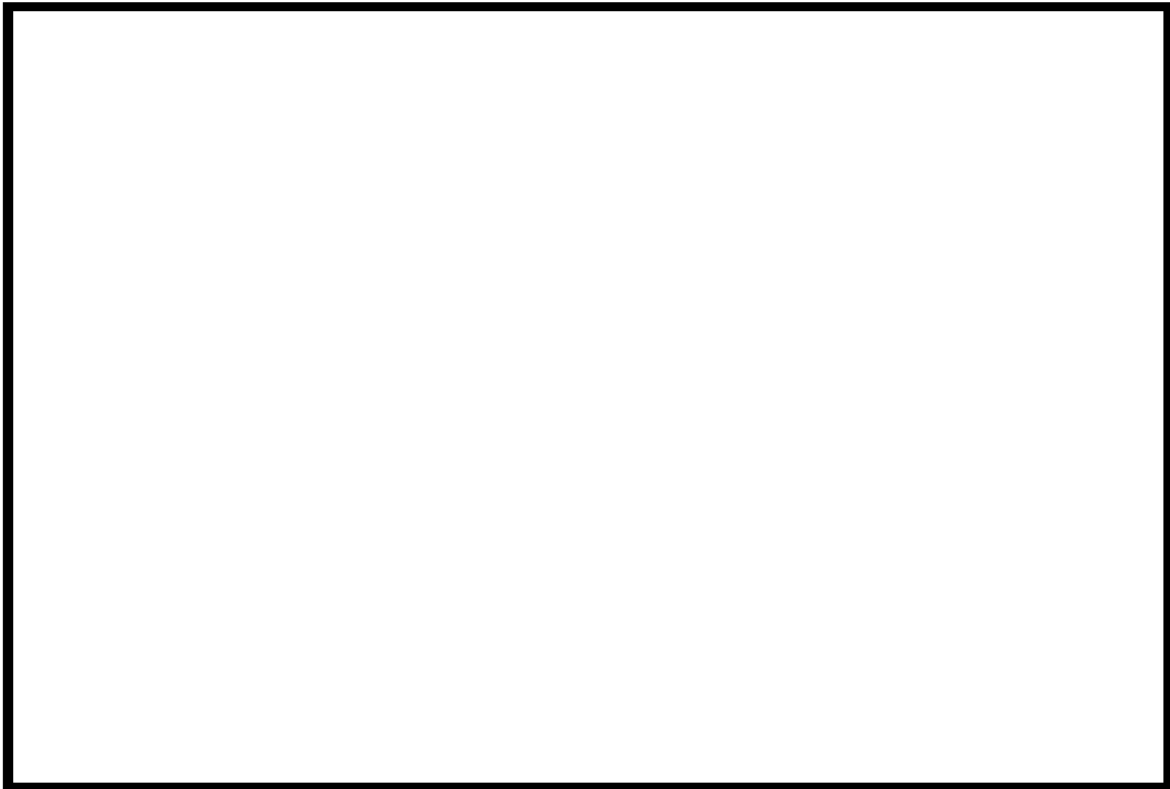


線量評価に用いる大気拡散の評価について

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




第 1 図 滞在時の評価対象方位の選定（評価点：中央制御室中心）



第2図 入退域時の評価対象方位の選定（評価点：中央制御室入口）



第3図 入退域時の評価対象方位の選定（評価点：出入管理建屋入口）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、泊 3 号炉中央制御室について平成 20 年 12 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.14 回/h(±0.0024(95 %信頼限界値))である。

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

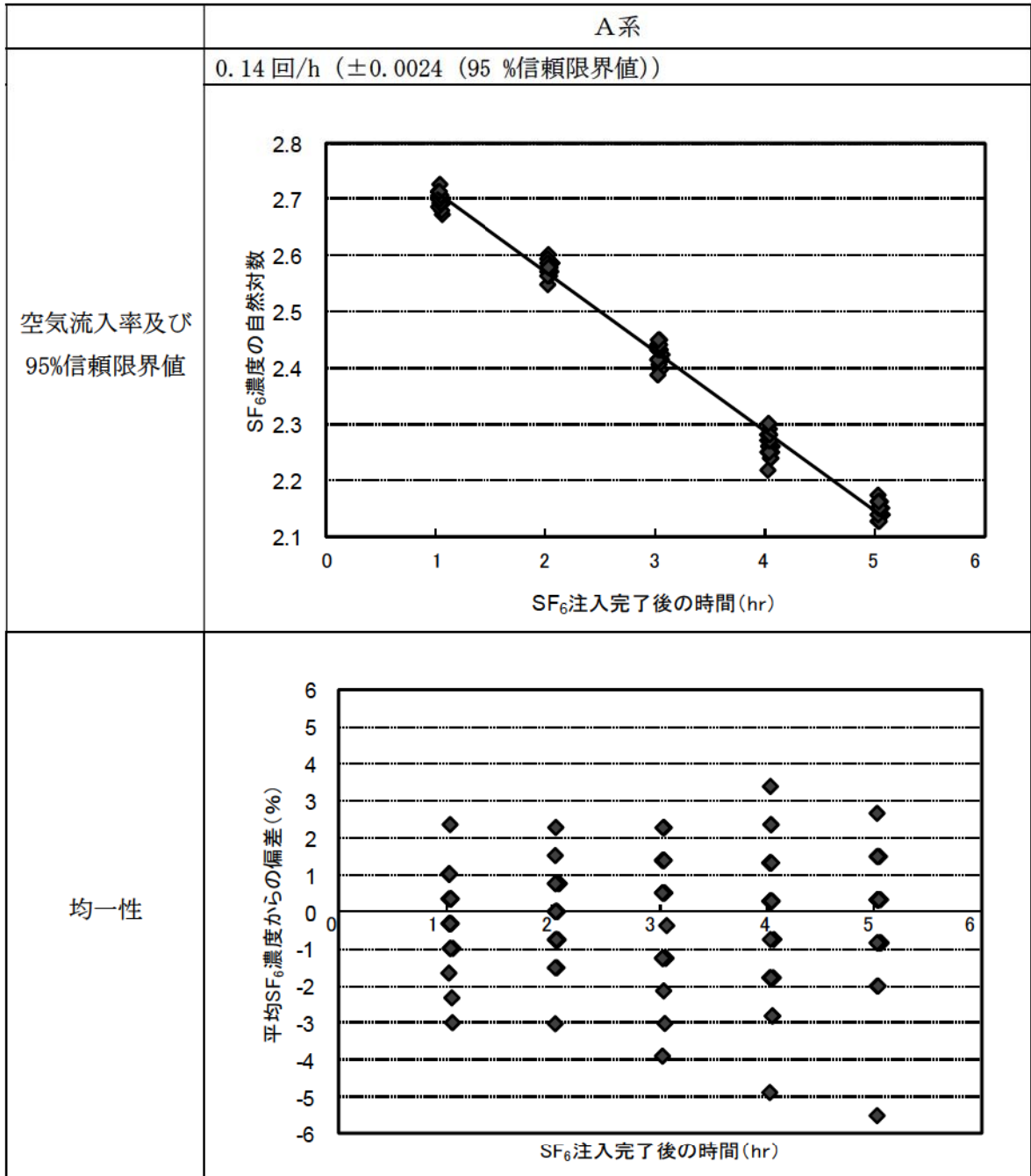
なお、運転開始前に中央制御室の空気流入率を測定する試験を実施し、中央制御室の居住性を確認する。

空気流入率試験結果の詳細を次ページ以降に示す。

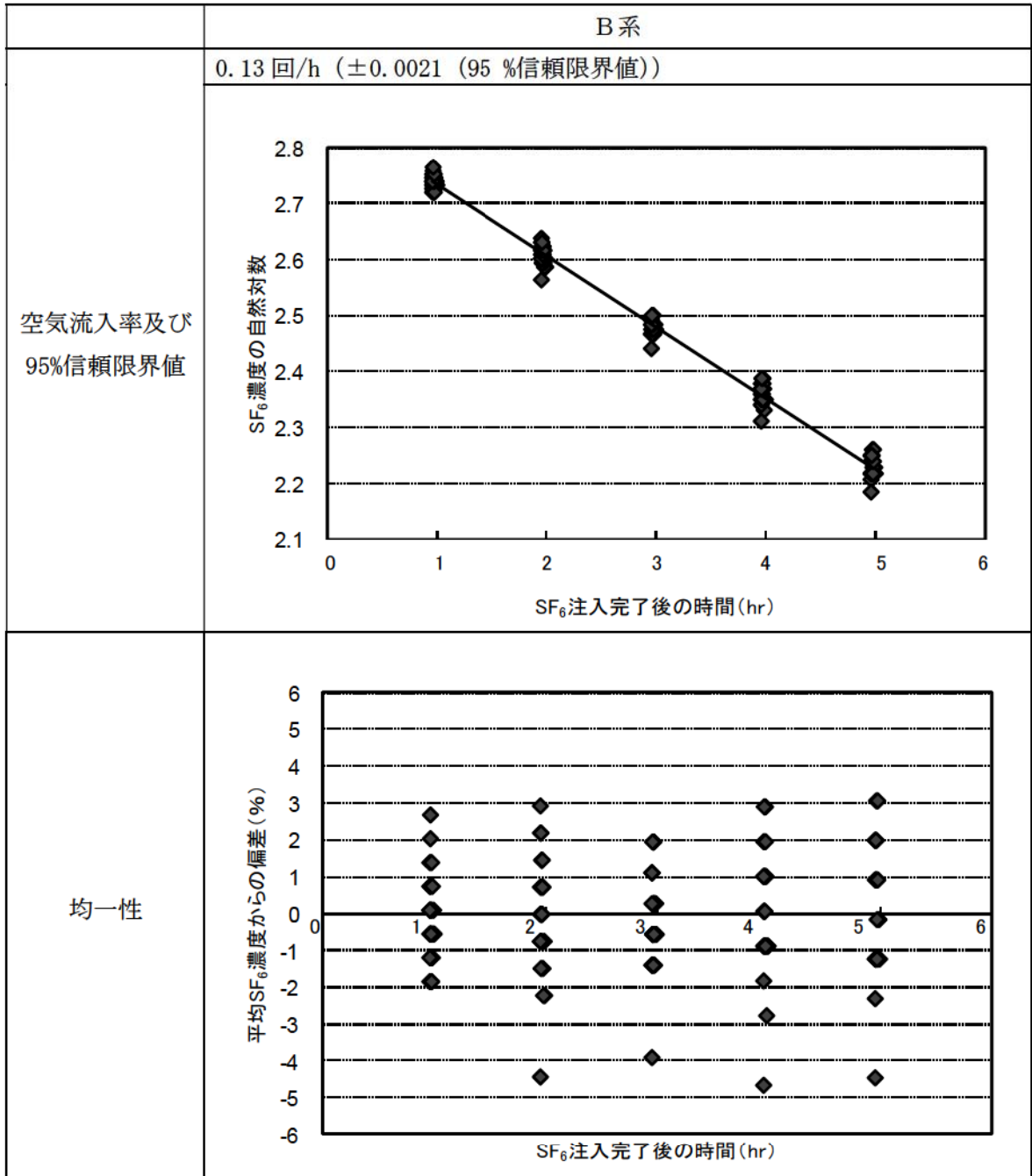
泊発電所3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成20年11月19日～平成20年11月21日 (試験時のプラント状態：建設中)		
均一化の程度	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ：(測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	-5.5～3.4	
	B系	-4.6～3.1	
試験手法	原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」 / 「全サンプリング点による試験手順」にて実施		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。	—	* 均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	* 1区画で構成されている
	②特異点の除去が、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	* 特異点の除去はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアルに等に明記し、運転員へ周知すること。	—	* 特定の区画を除外せず、全ての区画を包含するリーク率で評価している	
試験結果	系 統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)	決定係数R ²
	A系	0.14回/h (±0.0024)	—
	B系	0.13回/h (±0.0021)	—
特記事項			

泊3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果



泊3号炉 中央制御室空気流入率測定試験結果



中央制御室空気流入率測定試験方法の概要

1. 中央制御室の空気流入率の試験方法

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

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

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

V : 中央制御室バウンダリ内体積

$C(t)$: トレーサガス濃度

$S(t)$: トレーサガス注入量

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

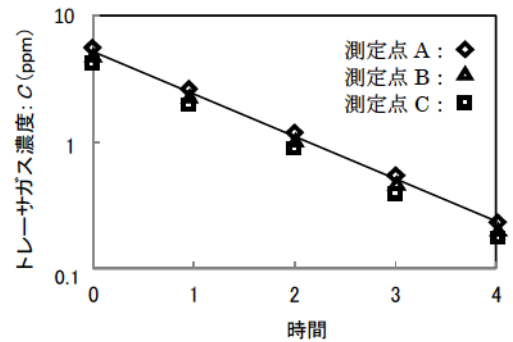
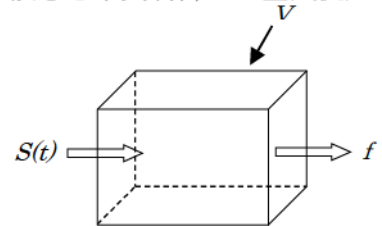
f : 空気流出量

A : 空気流入率 (換気率)

t : 時間

t_0 : サンプリング開始時間

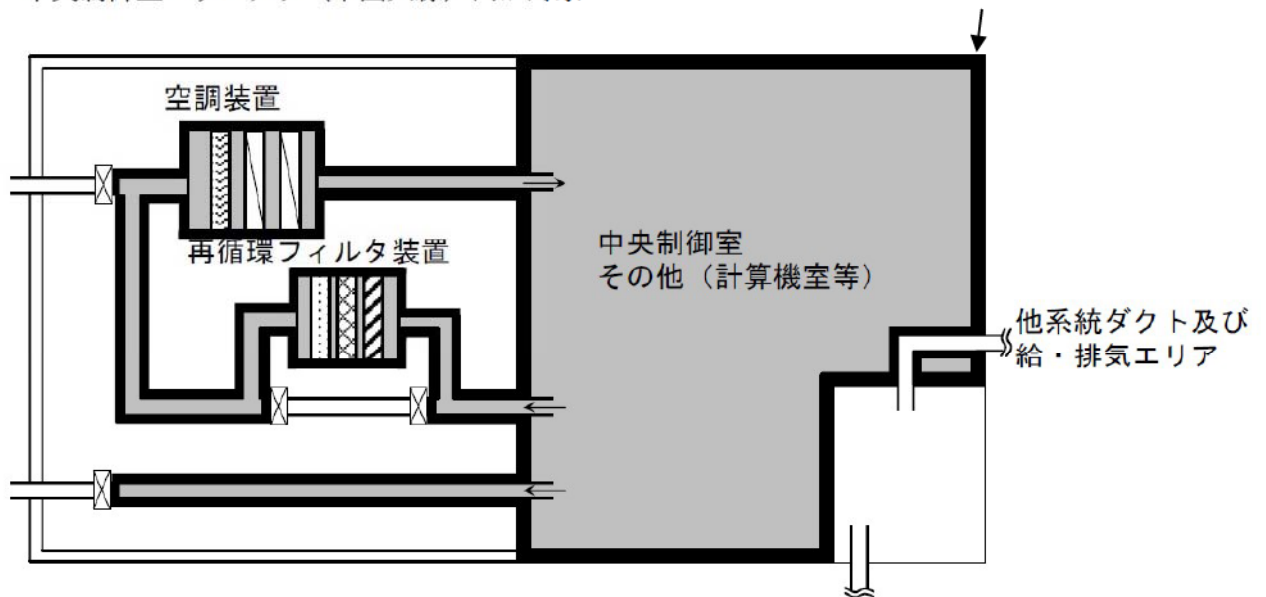
$$A = -\frac{\ln C(t) - \ln C(t_0)}{t - t_0}$$



2. 試験対象範囲 (NISA 内規より抜粋)

中央制御室バウンダリ (下図太線) 内が対象

太線 : 中央制御室バウンダリ

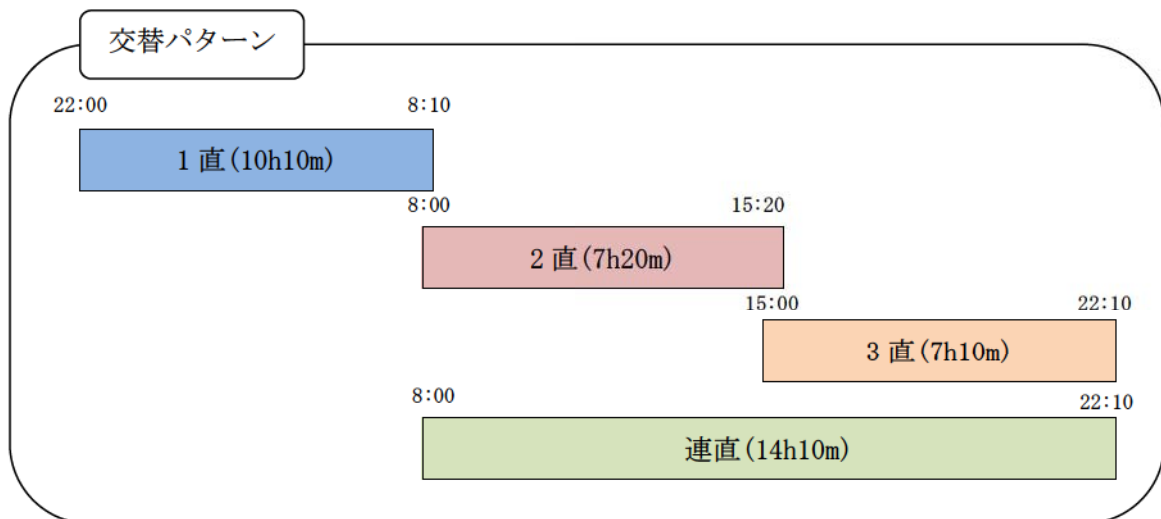


直交替の考え方について

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

1. 1 日間での交替パターン

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



2. 勤務の組合せと勤務時間等について

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

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

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

第1表 具体的な組み合わせパターンの代表例

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

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

A班の入退域回数：10回

第2表 当直の中央制御室滞在時間と交替回数

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

3. 事故発生時における当直の交替について

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

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

4. 事故事象の進展により当直員の交替がすぐにできない場合

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

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

49時間+14時間10分=63時間10分(約29%増)

196時間+14時間10分=210時間10分(約7%増)

第3表 重大事故の被ばく評価（実効線量 mSv）

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

第4表 設計基準事故の被ばく評価（実効線量 mSv）

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

泊発電所へのアクセスルート



- 凡例
- 紫線：構内構内ルート(高台のみを通行するルート)
 - 黒点線：構内入構内ルート(通常ルート)

アクセスルート (宮丘地区～構内)



発電所災害対策要員

技術系社員	
宮丘地区	355名
地元4ヶ町村	120名
合計	455名

(令和3年12月1日現在)

悪天時の参集所要時間 (山回りルート)

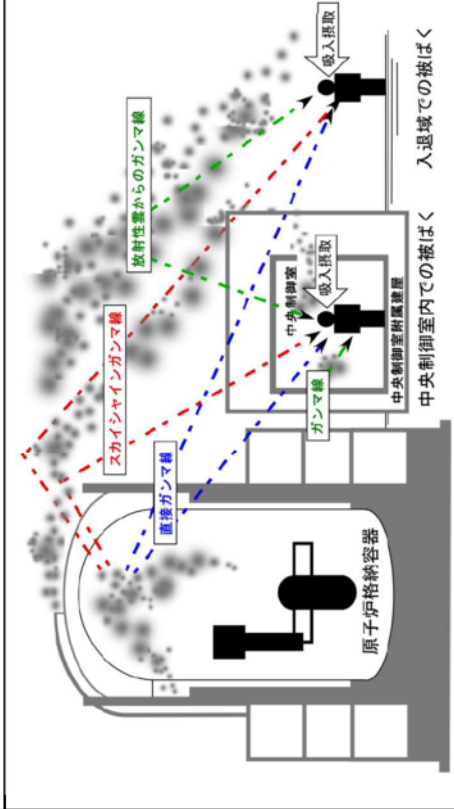
	距離	所要時間	
		徒歩※	車両(参考)
宮丘地区 ⇒大和門扉	約3.5km	63分	14分
大和門扉 ⇒T.P.31m	約2.5km	25分	5分
合計	約6.0km	88分	19分

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

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>3. 評価項目(評価の手順、判断基準含む)</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類 原子炉施設の構造、特性及び安全上の諸対策から、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として、原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の 2 種類を考える【解説 3.1】。</p> <p>a) BWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路 中央制御室内及び入退域時において、次の被ばく経路による被ばくを評価する(図 3.1)。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 	<p>3.1(1) → 内規通り</p> <p>3.1b) 泊発電所 3号炉は PWR 型原子炉施設のため、原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損として評価する。</p> <p>3.2 → 内規通り</p> <p>3.2(1)a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>3.2(1)a)1) 建屋内の放射性物質からのスカイインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばくを評価している。</p> <p>3.2(1)a)2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばくを評価している。</p> <p>3.2(1)a)3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>3.2(1)b)4) 建屋内の放射性物質からのスカイインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p>

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

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)



(b) PWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

図 3.1 → 内規通り

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.2 PWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.2.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとすると【解説 4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.5、よう素は図 4.6 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとす。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。</p> <p>e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が 50 秒以下の場合において等価半減期を 100 秒とすることは妥当と認められることは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価審査指針」という。)に示されており、その考え方を準用する^(*)。有機よう素及び希ガスは、スプレイによるこの効果を無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する【解説 4.3】。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説 4.2】。</p> <p>h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるとは仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し 2 倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。</p> <p>再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から補助建屋に漏えいたよう素の気相への移行率は 5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。</p> <p>i) ECCS の再循環系が設置される補助建屋内換気系により素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持つとす【解説 4.2】。</p>	<p>4.2 → 内規通り</p> <p>原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象として評価している。</p> <p>4.2.1 → 内規通り</p> <p>4.2.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.2.1(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>4.2.1(2)a) 図 4.5 及び図 4.6 に示される放出経路で希ガスは大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.2.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100%、よう素 50%の割合として評価している。</p> <p>4.2.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.2.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないと評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視して評価している。</p> <p>4.2.1(2)e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値として評価している。有機よう素及び希ガスは、スプレイによるこの効果を無視して評価している。</p> <p>4.2.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.2.1(2)g) アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができるよう評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値としている。</p> <p>4.2.1(2)h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるとは仮定して評価している。</p> <p>再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から補助建屋に漏えいたよう素の気相への移行率は 5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は 50%と仮定して評価している。</p> <p>4.2.1(2)i) ECCS の再循環系が設置される補助建屋内換気系により素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持つとすとして評価している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>i) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとする【解説 4.3 及び 4.4】。</p> <div data-bbox="319 1388 845 1792" data-label="Diagram"> <pre> graph TD A[長時間運転した場合の希ガスの炉心内蓄積量] -- "(炉心からの希ガス放出割合: 100%)" --> B[原子炉格納容器内の希ガス] B -- "(原子炉格納容器内での) 低減効果無視" --> C[原子炉格納容器からの漏えい] C -- "3%" --> D[ANECUROS] D -- "97%" --> E[ANECUROS 空気浄化設備] E -- "原子炉施設によっては希ガスの成分が100%になる" --> F[全希ガス放出] F --> G[大気へ] </pre> </div>	<p>4.2.1(2)i) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとして評価している。</p>

図 4.5 → 内規通り

図 4.5 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路 (PWR 型原子炉施設)

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>4.2.2 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたと【解説 4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管 1 本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象とする。</p> <p>(3) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか適切な場合を仮定する。また、ECCS が自動起動する場合には、その動作は、一次冷却材の流出量を大きくするように仮定する。</p> <p>(4) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガス類は図 4.3、よう素類は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されたとする。</p> <p>b) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。</p> <p>c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びびよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出される。</p> <p>d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。</p> <p>e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は 1%とし、残りの 99%は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大気中に放出される。無機よう素は、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出される。二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。</p> <p>f) 破損した蒸気発生器の隔離までの放出率を、放出量を隔離時間で除した値で一定であると仮定することができる。また、二次側弁の開閉状況を考慮して放出率を時間依存値で設定してもよい。</p> <p>g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとする。</p>	<p>4.2.2 → 内規どおり</p> <p>4.2.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.2.2(2) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管 1 本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を評価する。</p> <p>4.2.2(3) 外部電源は、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しい評価となるため、外部電源が喪失すると仮定して評価する。また、ECCS の動作は一次冷却材の流出量を大きくするように仮定する。</p> <p>4.2.2(4)a) 希ガス類は図 4.7、よう素類は図 4.8 に示す放出経路で大気中へ放出されたとして評価する。</p> <p>4.2.2(4)b) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて評価している。</p> <p>4.2.2(4)c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びびよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出されることとしている。</p> <p>4.2.2(4)d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとして評価している。</p> <p>4.2.2(4)e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は 1%とし、残り 99%は無機よう素として評価している。有機よう素は、全量が大気中に放出されたとして評価している。無機よう素は、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出される。二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出されたとして評価している。</p> <p>4.2.2(4)f) 破損した蒸気発生器の隔離までの放出率を、放出量を隔離時間で除した値で一定であると仮定して評価している。また、二次側弁の開閉状況を考慮して放出率を時間依存値で設定している。</p> <p>4.2.2(4)g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとして評価している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>図 4.7 蒸気発生器伝熱管破損の希ガスの放出経路 (PWR 型原子炉施設)</p>	<p>図 4.7 → 内規通り</p>
<p>図 4.8 蒸気発生器伝熱管破損のよう素の放出経路 (PWR 型原子炉施設)</p>	<p>図 4.8 → 内規通り</p>

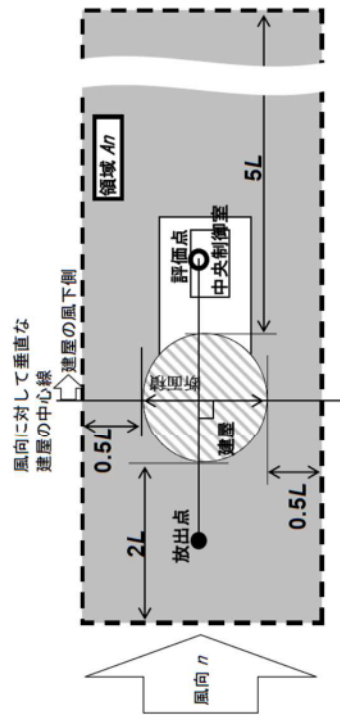
<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式 大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル 放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、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

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

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>																		
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数cの値は、特に根拠が示されるものの場合は原則として1/2を用いる。これは、Giffordにより示された範囲(1/2 < c < 2)において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値はσ_y、σ_zが支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、$\sigma_y = 0$及び$\sigma_z = 0$として、σ_y、σ_zの値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合 1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして($z=H$, $H > 0$)、(5.4)式で濃度を求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z}\right) \right] \dots\dots (5.4)$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 15%;">$\chi(x, y, z)$</td> <td style="width: 65%;">: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度</td> <td style="width: 20%; text-align: right;">(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td style="text-align: right;">(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放出源の放射源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> </table>	$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	H	: 放出源の放射源の高さ	(m)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は評価していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、1/2を用いる。</p> <p>5.1.1(2)c) 中央制御室においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあり、拡散パラメータの値はσ_y、σ_zが支配的となるが、σ_y及びσ_zは0とはしていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を次のb)又はc)の方法によって計算した。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして($z=H$, $H > 0$)、(5.4)式で濃度を評価している。</p>
$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)																	
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																	
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																	
H	: 放出源の放射源の高さ	(m)																	
\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																	
\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																	

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説 5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合 ($z=0, H=0$)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $C(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_x \sum_y U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p>$C(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) \sum_x : 建屋の影響を加算した濃度のx方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_y : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m)</p> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散 (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件 a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的距離の場所では、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必要とする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を経んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図5.1の領域An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(*)。 ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。 建屋の影響の有無の判断手順を、図5.2に示す。</p>	<p>5.1.1(3)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合 ($z=0, H=0$)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で評価している。</p> <p>5.1.2 → 内規通り</p> <p>5.1.2(1)a) 中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

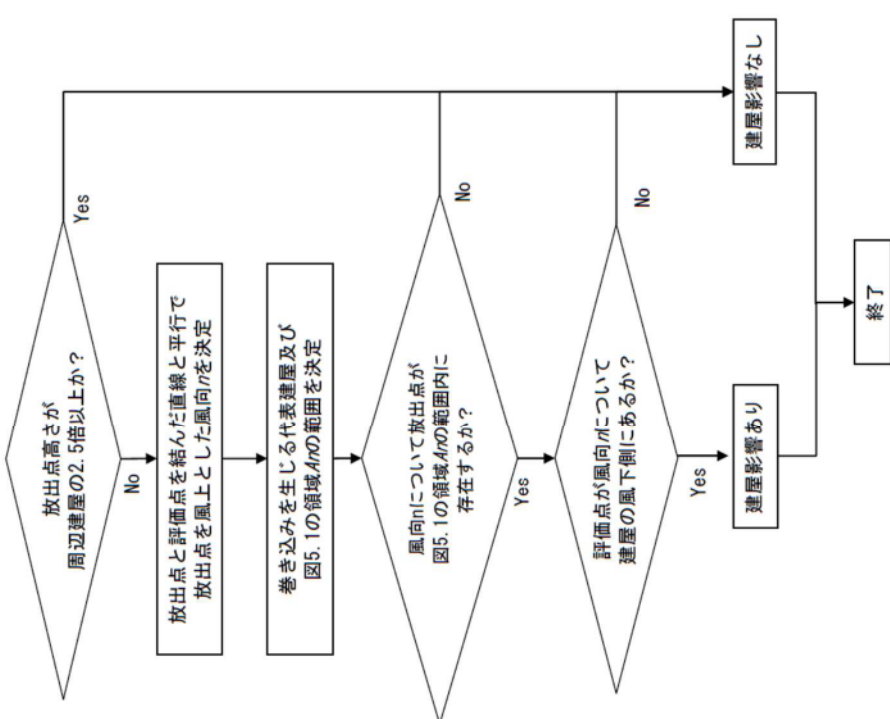
図 5.1 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

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

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

図 5.1 → 内規通り

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
 <pre> graph TD D1{放出点高さが 周辺建屋の2.5倍以上か?} P1[放出点と評価点を結んだ直線と平行で 放出点を風上とした風向nを決定] P2[巻き込みを生じる代表建屋及び 図5.1の領域Anの範囲を決定] D2{風向nについて放出点が 図5.1の領域Anの範囲内に 存在するか?} D3{評価点が風向nについて 建屋の風下側にあるか?} P3[建屋影響あり] P4[建屋影響なし] P5[終了] D1 -- Yes --> P1 D1 -- No --> P4 P1 --> P2 P2 --> D2 D2 -- Yes --> D3 D2 -- No --> P4 D3 -- Yes --> P3 D3 -- No --> P4 P3 --> P5 P4 --> P5 </pre>	<p>図 5.2 建屋影響の有無の判断手順</p>
	<p>図 5.2 → 内規通り</p>

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

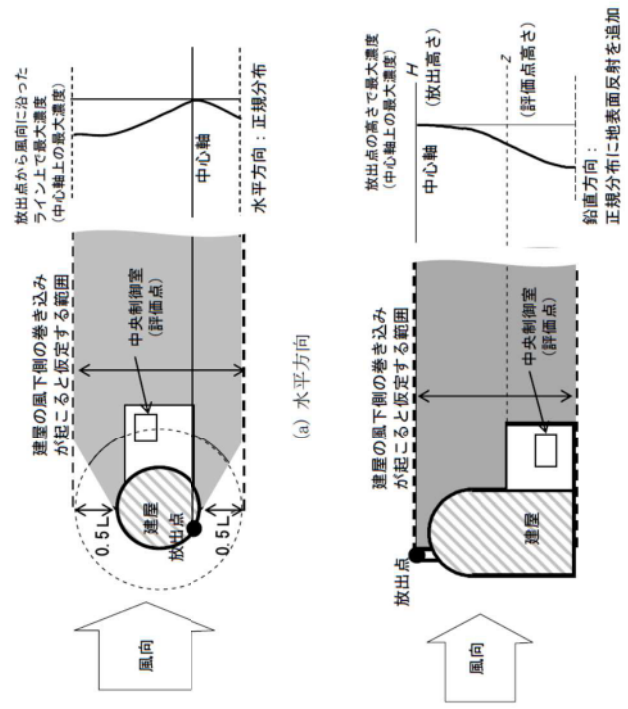


図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

図 5.3 → 内規通り

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件 a) 巻き込みを生じる代表建屋 1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説 5.6】。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p>	<p>5. 1. 2 (3) a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表 5.1 に示されているとおり、原子炉格納容器とする。</p> <p>5. 1. 2 (3) b) 1) 事故時に外気の取入れを遮断するので、中央制御室内には流入によって放射性物質が侵入するものとして評価している。</p> <p>5. 1. 2 (3) b) 2) 評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室が属する当該建屋の屋上面を代表面 (代表評価面) として選定する。</p>

表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例

原子炉施設	想定事故	建屋の種類
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影がある場合)
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉建屋
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
		原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
		原子炉建屋

- b) 放射性物質濃度の評価点
- 1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定
中央制御室内には、中央制御室が属する建屋(以下、「当該建屋」)の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。
 - 2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次の i)又は ii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。
 - i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。
 - ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面(屋上面又は側面)のうちの代表面(代表評価面)を選定する。

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>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、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また、$\sigma_y = 0$及び$\sigma_z = 0$として、σ_y, σ_zの値を適用してもよい。</p> <p>c) 着目方位</p> <p>1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説 5.7】。</p>	<p>5.1.2(3)b)3) 屋上面を代表としているため、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 拡散パラメータの値はσ_y, σ_zが支配的となるが、σ_y及びσ_zは0とはしていない。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

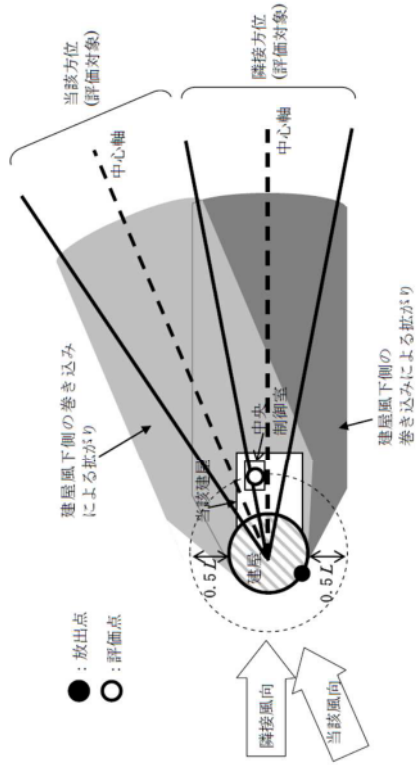


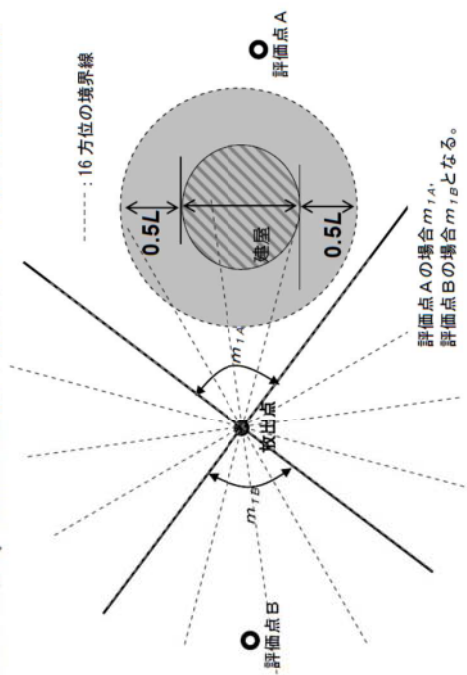
図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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)

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。

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。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A} 、 m_{1B} のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5L の拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。



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小さい方

図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

- iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図 5.6 に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5L の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

- 5.1.2(3)c) i) 放出点は評価点の風上である。
- 5.1.2(3)c) ii) 放出点が建屋に接近し、0.5L の拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内部にあるため、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° を対象として評価している。

- 5.1.2(3)c) iii) 評価点が建屋に接近し、0.5L の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にあるため、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° を対象として評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

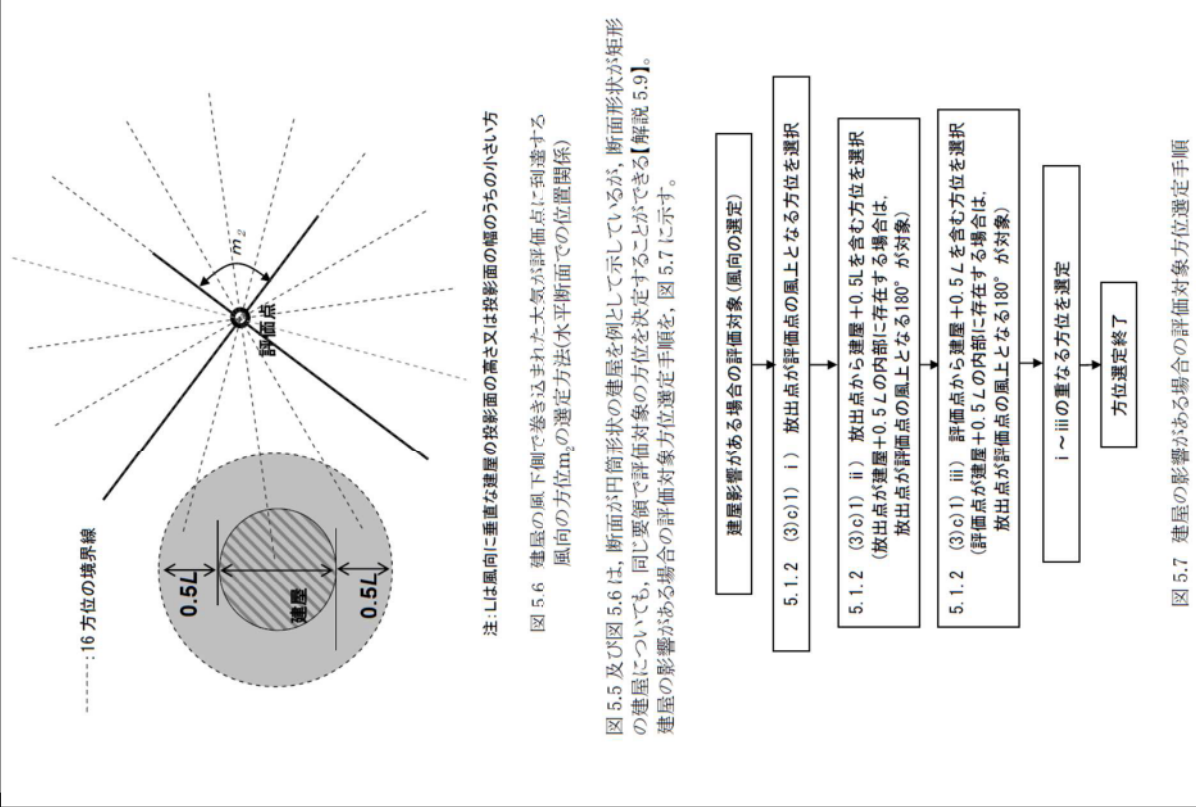


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

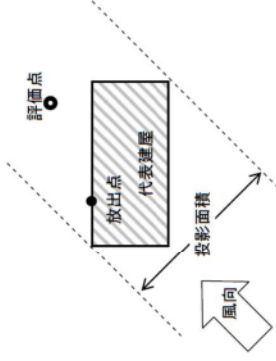
中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

図 5.6 → 内規通り

建屋は断面が円筒形状である。

図 5.7 → 内規通り

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p> <p>2) 具体的には、図 5.8 のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とすれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>2) 具体的には、図 5.8 のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とすれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。</p> <div data-bbox="411 1384 742 1792" data-label="Diagram"> </div> <p>図 5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <p>1) 図 5.9 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説 5.11】。</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ので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説 5.12】。</p>	<p>5. 1. 2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込み範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5. 1. 2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力としている。</p> <p>5. 1. 2(3)d)2) すべての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉格納容器の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5. 1. 2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、原則地表面から上の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉格納容器の最小投影面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>  <p>図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p> <p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定</p> <p>建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは、σ_x 及び σ_z のみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。 2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。 <ol style="list-style-type: none"> ① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離 ② 放出点との高度差が最小となる建屋面 <p>b) 風向の方位</p> <p>建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ σ_y, σ_z</p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z は、風下距離及び大気安定度に応じて、図 5.10 又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする。(※3)</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \dots\dots\dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0,x} x (5 - \log x) \dots\dots\dots (5.7)$ <p style="text-align: right;"> x : 風下距離 (km) σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) </p>	
	<p>図 5.9 → 内規通り</p> <p>5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3 → 内規通り</p> <p>5.1.3(1) (2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ σ_y 及び σ_z は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求められている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)
 $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

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

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

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

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

(a) 風下距離が0.2km未満
(a_2, a_3 は 0 とする)

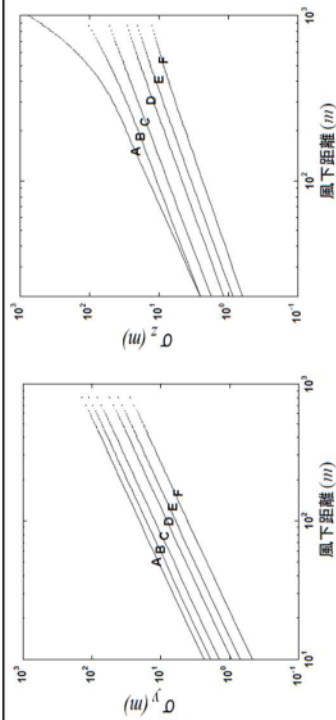
大気安定度	σ_1	a_1
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

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

(b) 風下距離が0.2km以上

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

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)



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

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

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

h 及び θ は、次のとおりである(※3)。

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

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

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

5.2 相対濃度 (χ/Q)

5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方
 事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。

- (1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに、評価点ごとに計算する。
- (2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする【解説 5.13】。

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

5.2.1 → 内規通り

- 5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目を実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに、評価点ごとに評価している。
- 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度として評価している。

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 χ/Q は、(5.10)式^(*)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^I (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <p style="margin-left: 40px;"> χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³) T : 実効放出継続時間 (h) $(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³) δ_i^d : 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合 $\delta_i^d = 1$ 時刻 i で、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$ </p> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p> <p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$ の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(*)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z U_i} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.11)$ <p style="margin-left: 40px;"> $(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³) z : 評価点の高さ (m) H : 放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) U_i : 時刻 i の風速 (m/s) σ_y : 時刻 i で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : 時刻 i で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) </p>	<p>5.2.2 → 内規通り</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 χ/Q は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) ($\chi/Q)_i$ は、時刻 i における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2 項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p> <p>5.2.2(2)a) 建屋の影響を受ける。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が8時間を超える場合には、(χ/Q)の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内のみに一様分布すると仮定して(5.12)式^(5.9)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_x U_i x} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.12)$ <p>$(\chi/Q)_i$:時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) <i>H</i> :放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) <i>x</i> :放出源から評価点までの距離 (m) <i>U_i</i> :時刻<i>i</i>の風速 (m/s) σ_z :時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式 5.1.2項の考え方に基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式^(5.9)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{y'} \cdot \sum_{z'} \cdot U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{z'}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{z'}^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.13)$ $\sum_{y'} = \sqrt{\sigma_{y'}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{z'} = \sqrt{\sigma_{z'}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <p>$(\chi/Q)_i$:時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) <i>H</i> :放出源の高さ (m) <i>z</i> :評価点の高さ (m) <i>U_i</i> :時刻<i>i</i>の風速 (m/s) <i>A</i> :建屋等の風向方向の投影面積 (m²) <i>c</i> :形状係数 (-) $\sum_{y'}$:時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) $\sum_{z'}$:時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた</p>	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方に基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算して評価している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) σ_y :時刻<i>t</i>で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ (m) σ_z :時刻<i>t</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ (m)</p> <p>2) 長時間放出の場合 i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。 ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説 5.14】。 iii) ii) の場合、1 方位内に分布する放射性物質の量を求め、1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。 iv) ii) の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対する線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。 (2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、1 Sv/Gy とする。 (3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式^(*)によって計算する。</p> $D = K_f E H_0 \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi^2} B(\mu) Z(x, y, z) dx dy dz \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <p>D : 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率 (μGy/s) K_f : 空気吸収線量率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$ E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis) H₀ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/m) μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (l/m) r : (x, y, z) から (x, y, 0) までの距離 (m) B(μr) : 空気に対するガンマ線の再生係数</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>5.2.2(2)b)2) 長時間でも保守的に短時間の計算式による最大濃度として計算を行い評価している。</p> <p>5.3 → 内規通り</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対するの線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は、1 Sv/Gyとして評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p>		

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>$\chi(x', y', z') : (x', y', z')$ の濃度 (Bq/m^3)</p> <p>$\mu_0, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は、$0.5MeV$ のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$ の計算において、建屋影響の効果を取入れもよい。 (15.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式「参照」</p> <p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ(風下軸上)に設定し、$\chi(x', y', z')$ を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。(15.1.2(3)c)着目方位「参照」</p>
<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>	<p>5.3(4) 相対線量の計算においても建屋影響を受けるが、評価においては建屋影響の効果を取入れない。</p> <p>5.3(5) 評価点を放出点と同じ高さ(風下軸上)に設定し、$\chi(x', y', z')$ を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的であるため、建屋影響の効果を見込んでいない。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次の a), b)及び c)を、6.1 から 6.3 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(2) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(3) 原子炉冷却材喪失 (PWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 事故の想定は、4.2.1「原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。この原子炉格納容器内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1%とする。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス、ハロゲン及び固形分とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説 6.2】。</p> <p>e) 事故後 30 日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊放射性物質及びアニュラス部内浮遊放射性物質によるガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算する。</p> <p>f) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、アニュラス部が外部遮へい壁の外側に存在する場合は、アニュラス部に漏えいした希ガス及びよ素によるガンマ線も含めて計算する。原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質は、アニュラス部に均一に分布するものと仮定する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設的位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p>	<p>6. → 内規通り</p> <p>6. (1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1 から 6.3 に示す方法によって評価している。</p> <p>6. (2) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要であるため、考慮していない。</p> <p>6. (3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(3) → 内規通り</p> <p>6.1(3)a) 事故の想定は、4.2.1「原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視して評価している。この原子炉格納容器内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(3)c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1%として評価している。</p> <p>6.1(3)d) 計算対象とする核種は希ガス、ハロゲン及び固形分とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p> <p>6.1(3)e) 事故後 30 日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊放射性物質及びアニュラス部内浮遊放射性物質によるガンマ線エネルギーを、エネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.1(3)f) 泊発電所 3号炉はプレストレストコンクリート型原子炉格納容器ではないため、アニュラス部に漏えいした放射性物質は考慮しない。</p> <p>6.2 → 内規通り</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設的位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>																																							
<p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮へいのドーム部と円筒部の遮へい厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できるとともに、アニュラスの構造壁の遮へい効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式^(注6,注7,注8)とする。</p> $H_5 = \int_0^T D_5 dt$ $D_5 = \sum_{\vec{E}} \sum_{\vec{E}'} \left[\Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r} B(E, b) \exp \left(- \sum_{l=1}^N \sum_m \mu_l X_m \right) \right] dV \dots \dots \dots (6.1)$ <table border="0"> <tr> <td>H_5</td> <td>: 実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 計算期間</td> <td>(s)</td> </tr> <tr> <td>D_5</td> <td>: ガンマ線の空気カーマ率</td> <td>(Gy/s)</td> </tr> <tr> <td>$\Phi(E, x)$</td> <td>: 散乱点に於けるガンマ線束</td> <td>($\gamma/(m^2 s)$)</td> </tr> <tr> <td>μ_l</td> <td>: 散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数</td> <td>(l/m)</td> </tr> <tr> <td>$K(E')$</td> <td>: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数</td> <td>($Gy/(\gamma/m^2)$)</td> </tr> <tr> <td>$B(E, b)$</td> <td>: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>X_m</td> <td>: 領域 m の透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: 散乱点から計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>: 散乱体積</td> <td>(m^3)</td> </tr> <tr> <td>N</td> <td>: 空気中の電子数密度</td> <td>(electrons/m^3)</td> </tr> <tr> <td>$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$</td> <td>: Klein-Nishina の微分散乱断面積</td> <td>($m^2/steradian$)</td> </tr> <tr> <td>θ</td> <td>: 散乱角</td> <td>(radian)</td> </tr> </table> <p>c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)の方法によって計算する。</p> <p>i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合^(注8)</p>	H_5	: 実効線量	(Sv)	T	: 計算期間	(s)	D_5	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)	$\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束	($\gamma/(m^2 s)$)	μ_l	: 散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数	(l/m)	$K(E')$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数	($Gy/(\gamma/m^2)$)	$B(E, b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数	(-)	X_m	: 領域 m の透過距離	(m)	r	: 散乱点から計算点までの距離	(m)	V	: 散乱体積	(m^3)	N	: 空気中の電子数密度	(electrons/ m^3)	$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積	($m^2/steradian$)	θ	: 散乱角	(radian)	<p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1 Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.2(3) 泊発電所3号炉はプレストレストコンクリート型原子炉格納容器ではないため、考慮しない。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線及び直接線の計算は、一回散乱計算法を用いて評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>
H_5	: 実効線量	(Sv)																																						
T	: 計算期間	(s)																																						
D_5	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)																																						
$\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束	($\gamma/(m^2 s)$)																																						
μ_l	: 散乱エネルギー E' に於ける物質 l の線減衰係数	(l/m)																																						
$K(E')$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数	($Gy/(\gamma/m^2)$)																																						
$B(E, b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数	(-)																																						
X_m	: 領域 m の透過距離	(m)																																						
r	: 散乱点から計算点までの距離	(m)																																						
V	: 散乱体積	(m^3)																																						
N	: 空気中の電子数密度	(electrons/ m^3)																																						
$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積	($m^2/steradian$)																																						
θ	: 散乱角	(radian)																																						
<p>c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)の方法によって計算する。</p> <p>i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合^(注8)</p>	<p>6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、i)の方法によって計算している。</p>																																							

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	$\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi r^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_j \mu_j X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$ $b^0 = \sum_k \mu_k X_k$ <p> μ_i : 線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 (1/m) $S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) $B(E, b^0)$: 線源エネルギー E のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に対するビルドアップ係数 (-) X_j : 領域 j の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) μ_k : 線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m) X_n : 空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m) </p> <p>ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合(※6.3.7)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi r^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i X_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p> μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 (1/m) X_i : 領域 i の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian) $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 (γ/m²・s・weight) $\text{weight} = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_c : 天井面積 (m²) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy とする。</p>
<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>	<p>6.3 → 内規通り</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、1 Sv/Gy とする。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式(※6.※7.※8)とする。</p> $H_d = \sum_i K(E) \int \frac{S(E, x, y, z) e^{-\mu_i r}}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p>H_d : 実効線量 (Sv)</p> <p>$K(E)$: 線源エネルギーEに対する線量換算係数 (Sv/(γ/m²))</p> <p>$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m³)</p> <p>$B(E, b)$: 線源エネルギーEでガンマ線減衰距離bに対するビルドアップ係数 (-)</p> <p>μ_i : 線源エネルギーEに対する物質iの線減衰係数 (1/m)</p> <p>l_i : 物質iの透過距離 (m)</p> <p>R : 微小体積dVから計算点までの距離 (m)</p> <p>V : 線源体積 (m³)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>
---	--

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a)及び b)のとおり、想定事故に対し、すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.11】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破断時の二次系への漏えい停止までの放出など、事故発生直後の時間中に集中して放出される放射性物質に対しては、入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算する(図 7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <div data-bbox="874 1377 1098 1792" data-label="Diagram"> <p>The diagram illustrates the radiation paths in a PWR-type nuclear power plant. It shows a containment vessel (原子炉格納容器) at the bottom left, which is the source of radiation. Two paths are shown: a direct gamma line (直接ガンマ線) that travels directly from the source to the central control room (中央制御室) located above it, and a skyshine gamma line (スカイシャインガンマ線) that travels from the source, reflects off the top of the containment vessel, and then reaches the central control room. Labels include '原子炉格納容器', '直接ガンマ線', 'スカイシャインガンマ線', and '中央制御室'.</p> </div> <p>(b) PWR 型原子炉施設</p>	<p>7. → 内規通り</p> <p>7. (1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5までに示す方法によって計算している。</p> <p>7. (2) a) 蒸気発生器伝熱管破損については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は、考慮していない。</p> <p>7. (2) b) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時については、入退域時の線量の評価は、考慮していない。</p> <p>7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定するため、5直 2.5 交代体制として評価している。</p> <p>7.1 → 内規通り</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>

図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路

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

図 7.3 → 内規通り

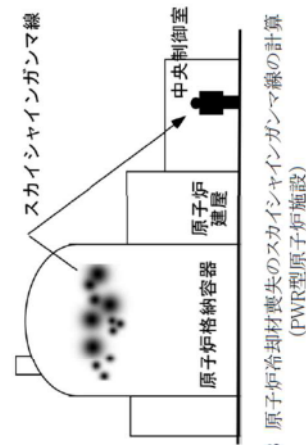


図7.3 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (PWR型原子炉施設)

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

図 7.6 → 内規通り

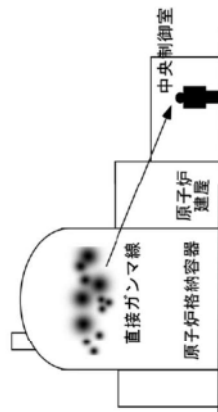
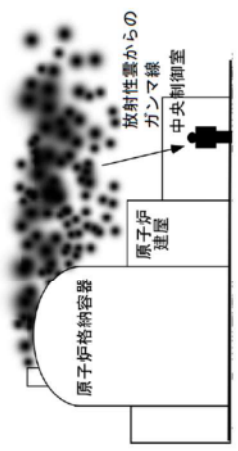


図7.6 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (PWR型原子炉施設)

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する(図 7.8)。</p>  <p>(b) FWR 型原子炉施設</p> <p>図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。</p> <p>(3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_\gamma \geq 1.5 \text{ MeV}$ 以上) の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量 = 大気中へ放出された希ガス等 (BWRプラントの主蒸気管破断では、ヘロゲン等を含む) のガンマ線による実効線量 \times 直交壁による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例: 4班交代勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日}/4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p>	<p>7.2 → 内規通り</p> <p>7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p> <p>7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。</p> <p>7.2(3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室内の中心として評価している。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ($E_\gamma \geq 1.5 \text{ MeV}$ 以上) の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>b) 蒸気発生器伝熱管破損時には、大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく線量となる希ガスは、破損側蒸気発生器の1次系から2次系への漏えいが停止するまでの短時間に全量が放出されるため、事故発生時に勤務している直がすべての線量を受けるものとして、直交替による滞在時間割合を「1.0」とする。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝放出希ガスのガンマ線による実効線量×1.0</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_T = \int_0^T K(D/Q)(t)B \exp(-\mu X) dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p> H_T : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy・K=1) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_T(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s) <small>(ガンマ線0.5MeV換算)</small> B : ビルドアップ係数 (-) μ : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間(30日間) (s) <small>(注)30日間連続滞在の場合の値である。</small> </p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu X)$ は、テララー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について、7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.2(5)b) 蒸気発生器伝熱管破損時には、大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく線量となる希ガスは、破損側蒸気発生器の1次系から2次系への漏えいが停止するまでの短時間に全量が放出されるため、事故発生時に勤務している直がすべての線量を受けるものとして評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p> <p>7.3 → 内規通り</p> <p>7.3(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては、7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばくの被ばく経路による運転員の被ばくについては、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

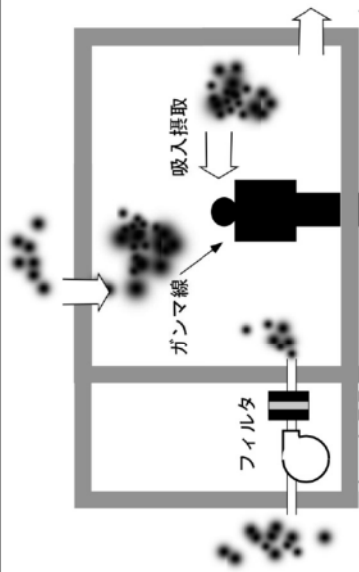


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度

(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで(5.大気拡散の評価)、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。

a) 建屋影響を考慮しない場合

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

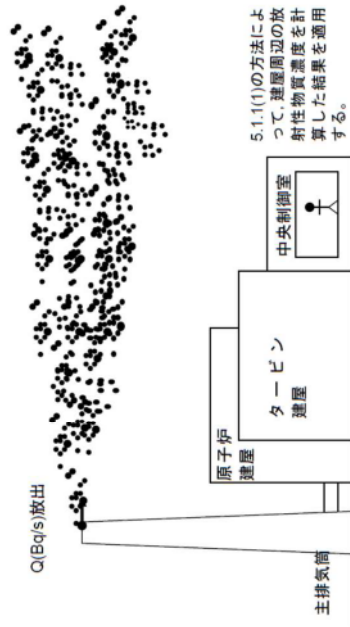


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

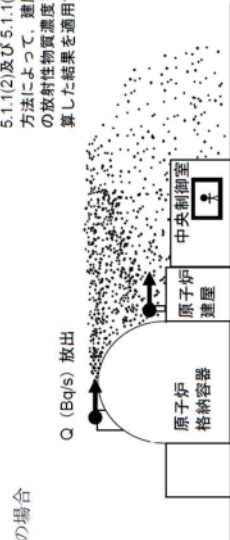
図7.9 → 内規通り

7.3.1 → 内規通り

7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受けるため、その効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮するためa)項は該当せず。

図7.10 → 内規通り

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図7.11)。</p> <p>2) PWRの場合</p>  <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度 (1) 建屋の表面空気中から、次の a)及び b)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率ηは、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における核種 i の外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 x/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。)</p>	<p>7.3.1(1)b) 建屋影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p> <p>7.3.2 → 内規通り</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室内に直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一樣混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値に余裕を見込んだ値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 t における核種 i の外気中濃度を用いる。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 x/Q の評価点は、外気を遮断するので、中央制御室の中心点とする。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、次のとおり計算する。 a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p> $\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^N \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^N (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^N (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_i S_i^k(t) \quad (7.4)$ $S_i^k(t) = (\chi/Q)_i Q^k(t)$ $S_j^k(t) = (\chi/Q)_j Q^k(t)$ <p>..... (7.4)</p> <p>$M_i^k(t)$: 時刻における区画<i>i</i>の核種<i>k</i>の放射性物質の量 (Bg) V_i : 区画<i>i</i>の体積 (m³) E_{ij}^k : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の経路にあるフィルタの除去効率 (-) G_{ji} : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の体積流量 (m³/s) λ^k : 核種<i>k</i>の崩壊定数 (1/s) $S_i^k(t)$: 時刻における外気取入口<i>i</i>での核種<i>k</i>の濃度 (Bg/m³) α_i : 外気取入口<i>i</i>からの外気取入量 (m³/s) $(\chi/Q)_i$: 評価点<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) $Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bg/s)</p> <p>α_i : 空気流入量 (m³/s) 空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積) $S_i^k(t)$: 空気流入を計算する核種<i>k</i>の濃度 (Bg/m³) $(\chi/Q)_i$: 空気流入に対する評価点<i>i</i>の相対濃度 (s/m³)</p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) とする。</p>	<p>7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する(図7.12)。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p>		<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積 (容積) としている。</p> <p>7.3.3 → 内規通り</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p>

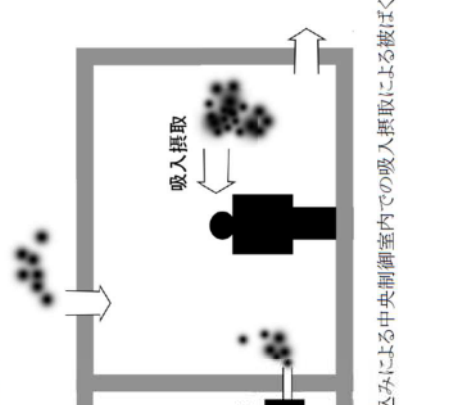
<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p> <p>30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 (3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。 (4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務の場合 0.25=(8h/直×3直×30日/4)/(24h×30日)</p> <p>ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_g C_j(t) dt \quad (7.5)$ <p>H_I : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_g : 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) $C_j(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> 	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>
---	--

図 7.12 → 内規通り

図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況
<p>(6) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、よう素放出量のうちの大部分が放出される。そのため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は、事故発生時に勤務している直が受けるものとして、次のように計算する【解説7.3】。</p> <p>内部被ばく線量＝二次系への漏えい停止までに受ける、 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ＋ 二次系への漏えい停止後に受ける、 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合</p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく計算する(図7.13)。</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。 a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに入立る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式⁽⁶⁾によって計算する。</p> $H_T = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_T (1 - e^{-\lambda T}) C_T(t) dt \quad (7.7)$ <p>H_T :希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_T :ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV / dis) μ :空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (l/m) R :中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_T(t)$:時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq / m³) (ガンマ線 0.5MeV換算) T :計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.3.3(6) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、よう素放出量のうちの大部分が放出されるため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は、事故発生時に勤務している直が受けるものとして計算している。</p> <p>7.3.4 → 内規通り</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状としている。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮蔽があるので、中央制御室の容積から除外して評価している。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、b)で示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

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

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

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

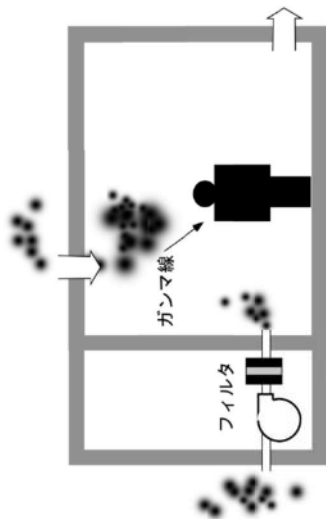


図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

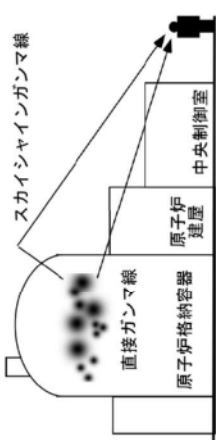
(7) 蒸気発生器伝熱管破損時は、二次系への漏えい停止までの短時間に、希ガスの放出量の全量が放出される。そのため、二次系への漏えい停止までに受けるすべての線量は事故発生時に勤務している直が受けるとして、以下のように計算する【解説7.3】。

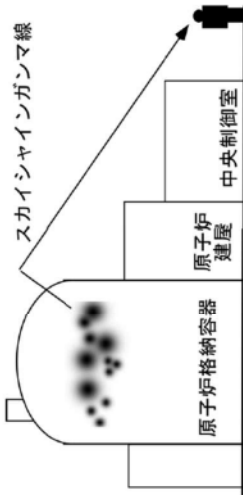
- 外部被ばく線量 = 二次系への漏えい停止までに受ける、室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量
- +
- 二次系への漏えい停止後に受ける、室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量 × 直交替による滞在時間割合

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

図 7.13 → 内規通り

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

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a)及び b)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算する(図7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 蒸気発生器伝熱管破損(PWR型原子炉施設)のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要である。</p>  <p>(b) PWR型原子炉施設</p> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p> <p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設)</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.16)。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在とする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線</p>	<p>7.4 → 内規通り</p> <p>7.4. (1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算している。</p> <p>7.4. (2) 蒸気発生器伝熱管破損については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要としている。</p> <p>図7.14 → 内規通り</p> <p>7.4.1 → 内規通り</p> <p>7.4.1(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(2)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(2)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(2)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務形態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(2)e) 計算に当たっては、2)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(2)e)2) 入退域時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。</p> <p>7.4.1(2)f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算している。</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p> <p>源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。</p> <p>g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
 <p>図7.16 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(PWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(2)g) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>
	<p>図 7.16 → 内規通り</p>

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく (2) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(PWR型原子炉施設) a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内及びアニュラス内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.19)。 b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。 d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。 e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在とする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。 f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。 g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25h/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p>	<p>7.4.2 → 内規通り 7.4.2(2)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉格納容器内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。 7.4.2(2)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.4.2(2)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。 7.4.2(2)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.4.2(2)e) 計算に当たっては、2)の仮定を用いて評価している。 7.4.2(2)e)2) 入退域時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。 7.4.2(2)f) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮蔽の内側にあるため、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算している。 7.4.2(2)g) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

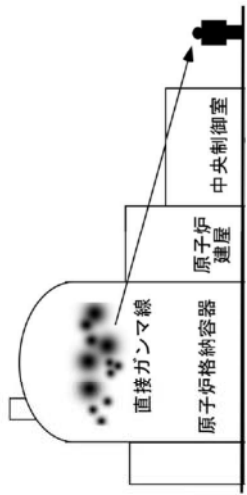
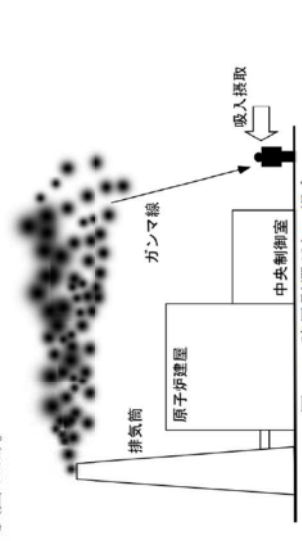
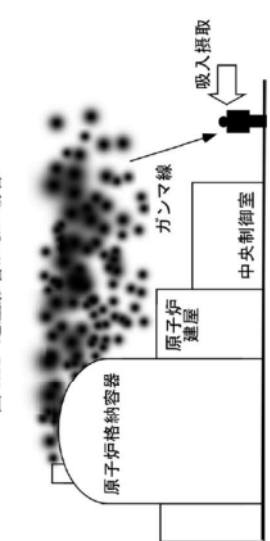
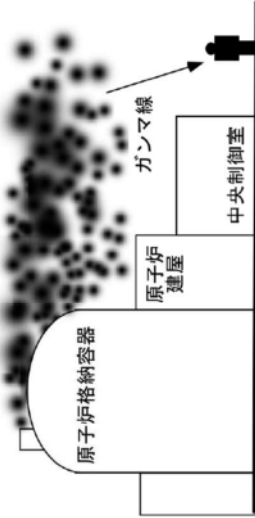


図7.19 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(PWR型原子炉施設)

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

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

<p>原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)</p>	 <p>(b) PWR 型原子炉施設</p> <p>図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 λ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p>(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性物質の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。 a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p>
<p>中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況</p>	<p>図 7.23 → 内規通り</p> <p>7.5.2 → 内規通り</p> <p>7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出)による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 λ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p>7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、b)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.2(5)b) 入退域時の評価点は、出入管理建屋入口と中央制御室入口として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について
(内規)

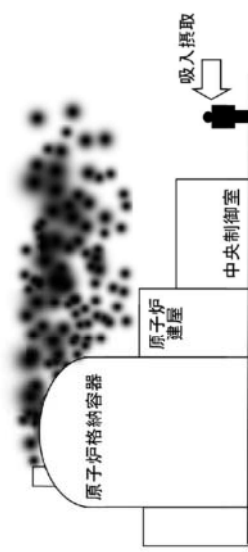
(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。

内部被ばく線量 = 放出よう素の吸入摂取による実効線量
× 直交替による所要時間割合*1
*1) 例: 4直3交替勤務・片道15分の場合
0.015625 = (0.25h/直 × 2 × 3直 × 30日 / 4) / (24h × 30日)

ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。

$$H_i = \int_0^T RH_{ie}(\chi/Q)Q_i(t)dt \dots\dots\dots (7.11)$$

- H_i : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s)
 - H_{ie} : よう素(i-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
 - χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)
 - $Q_i(t)$: 時刻*t*におけるよう素環境放出率 (Bq/s)
 - T : 計算期間(30日間) (s)
- (注) 30日間連続滞在の場合の値である。



(b) FWR 型原子炉施設
図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による
入退域時の被ばく

中央制御室 (設計基準事故) 居住性に係る被ばく評価との適合状況

7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。

図 7.24 → 内規通り

中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表
第1表(1/3) 大気中への放出量評価条件

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

第1表 (2/3) 大気中への放出量評価条件

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

第1表 (3/3) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
アニュラス空気浄化設備 ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (ただし, 60分後起動)	ファン1台の起動を想定 (選定した事故シナシナシに基づき, 全交流 動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想 定した起動遅れ時間を見込む)	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の 作動については, 4.1(2)a. で選定した 事故シナシの事故進展解析条件を 基に設定する。
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シナシに基づき, 全交流動 力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定 した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時 間 60分+起動後負圧達成時間 18分(添付 十披ばく評価に同じ)) 起動遅れ時間 60分は代替非常用発電機によ る電源回復操作及びアニュラス空気浄化設 備空気作動弁代替空気供給等によるアニュ ラス空気浄化設備の復旧までに要する時間 を想定(添付 1-2-10 参照)	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の 作動については, 4.1(2)a. で選定した 事故シナシの事故進展解析条件を 基に設定する。
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる 除去効率	0~78分: 0% 78分~ : 95%	使用条件での設計値を基に設定 試験による確認値であり, 事故期間中担保で きる除去効率であるため, 設計値を評価条件 として設定(添付 1-2-11 参照)	4.3(3)b. アニュラス空気浄化設備フ ィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効 率は, 使用条件での設計値を基に設定 する。なお, フィルタ効率の設定に際 し, ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる 除去効率	0~78分: 0% 78分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定 試験による確認値であり, 事故期間中担保で きる除去効率であるため, 設計値を評価条件 として設定(添付 1-2-11 参照)	同上
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたたとりの評価期間を 設定	3. 判断基準は, 運転員の実効線量が7 日間で100 mSvを超えないこと。

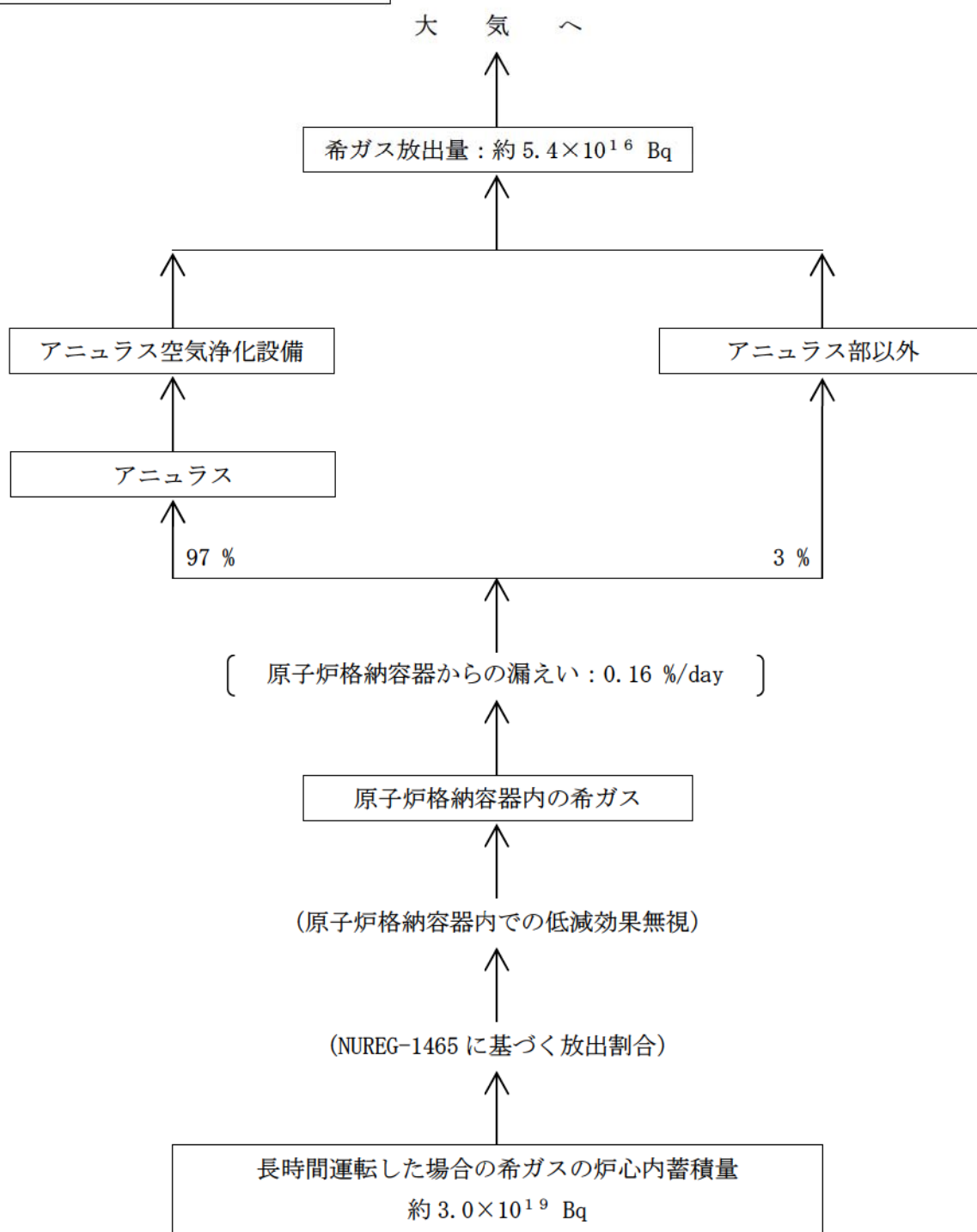
※1: 米国 NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants"

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

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

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

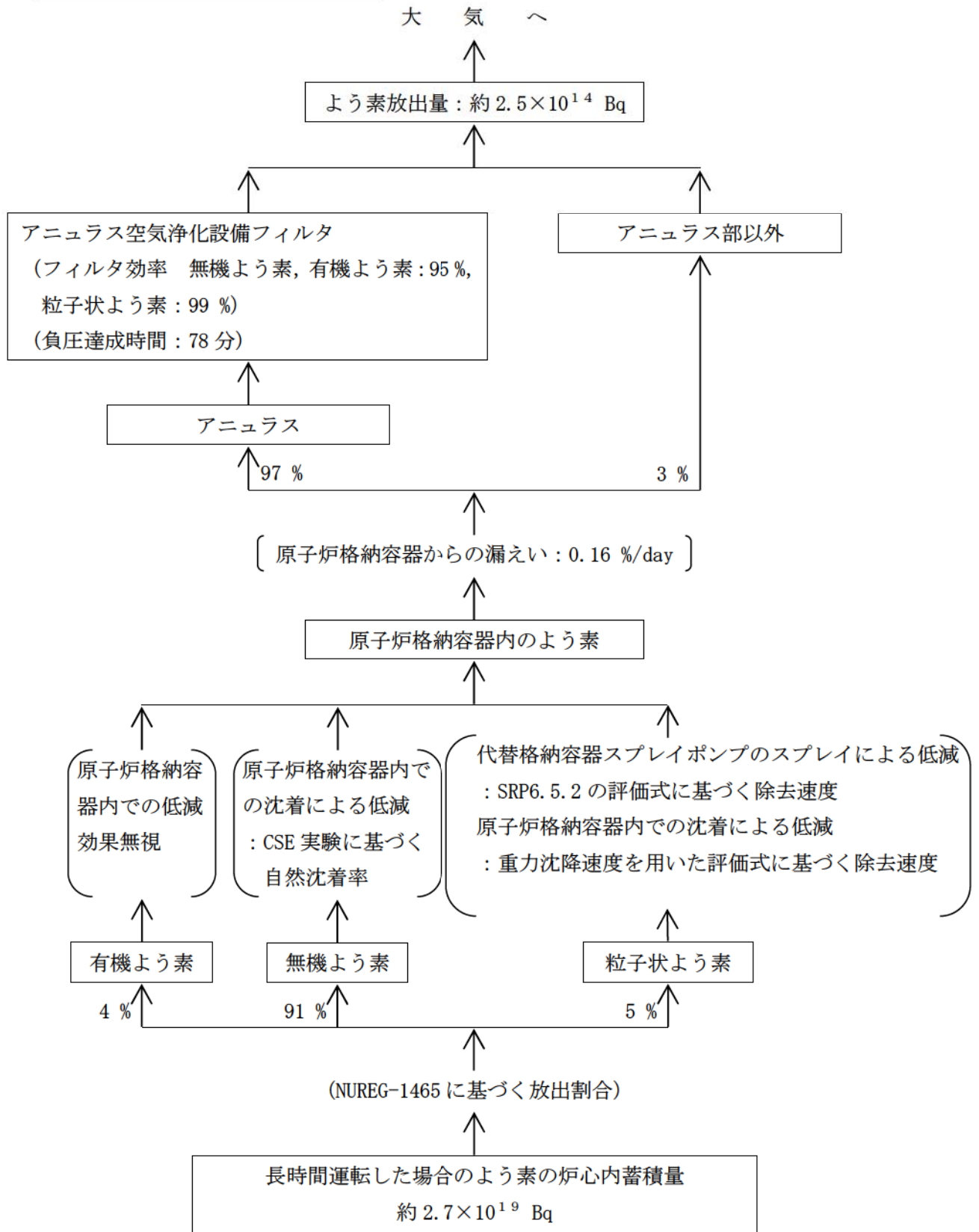


第 1-1 図 希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

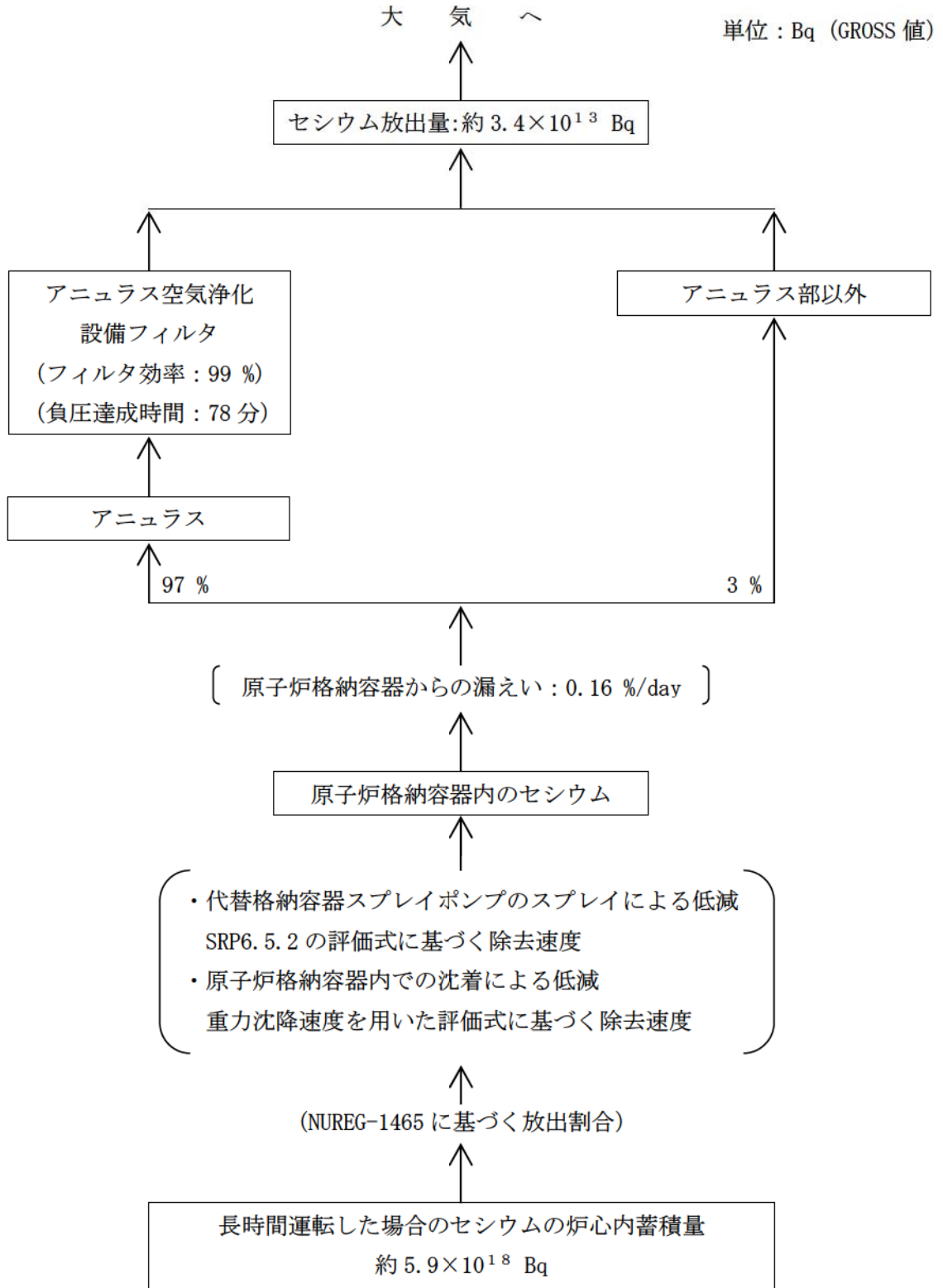
単位 : Bq (GROSS 値)



第 1-2 図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

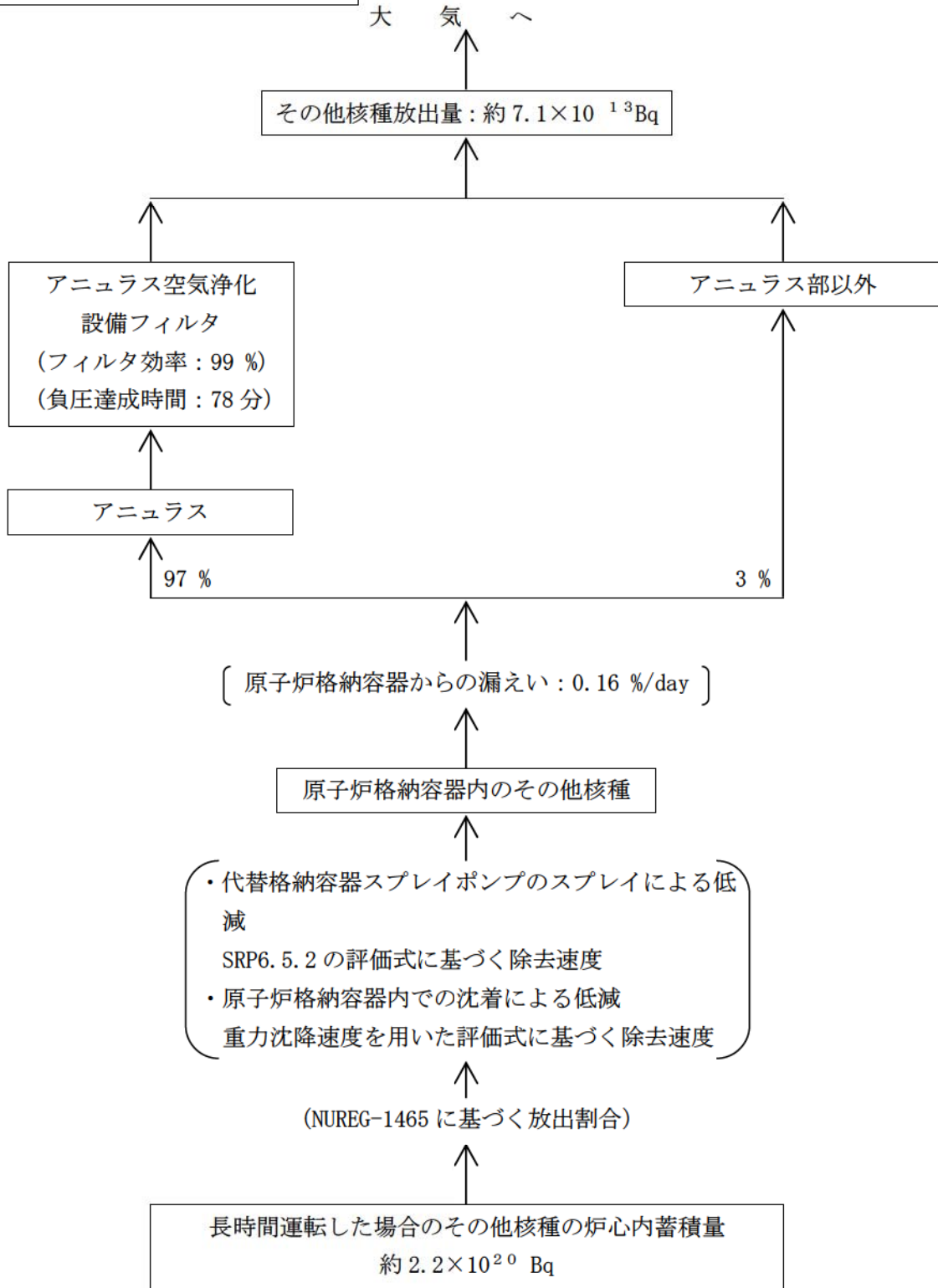


第 1-3 図 セシウムの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)



第 1-4 図 その他核種の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

第2表 大気中への放出放射エネルギー評価結果

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

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

第3表 (1/3) 大気拡散条件

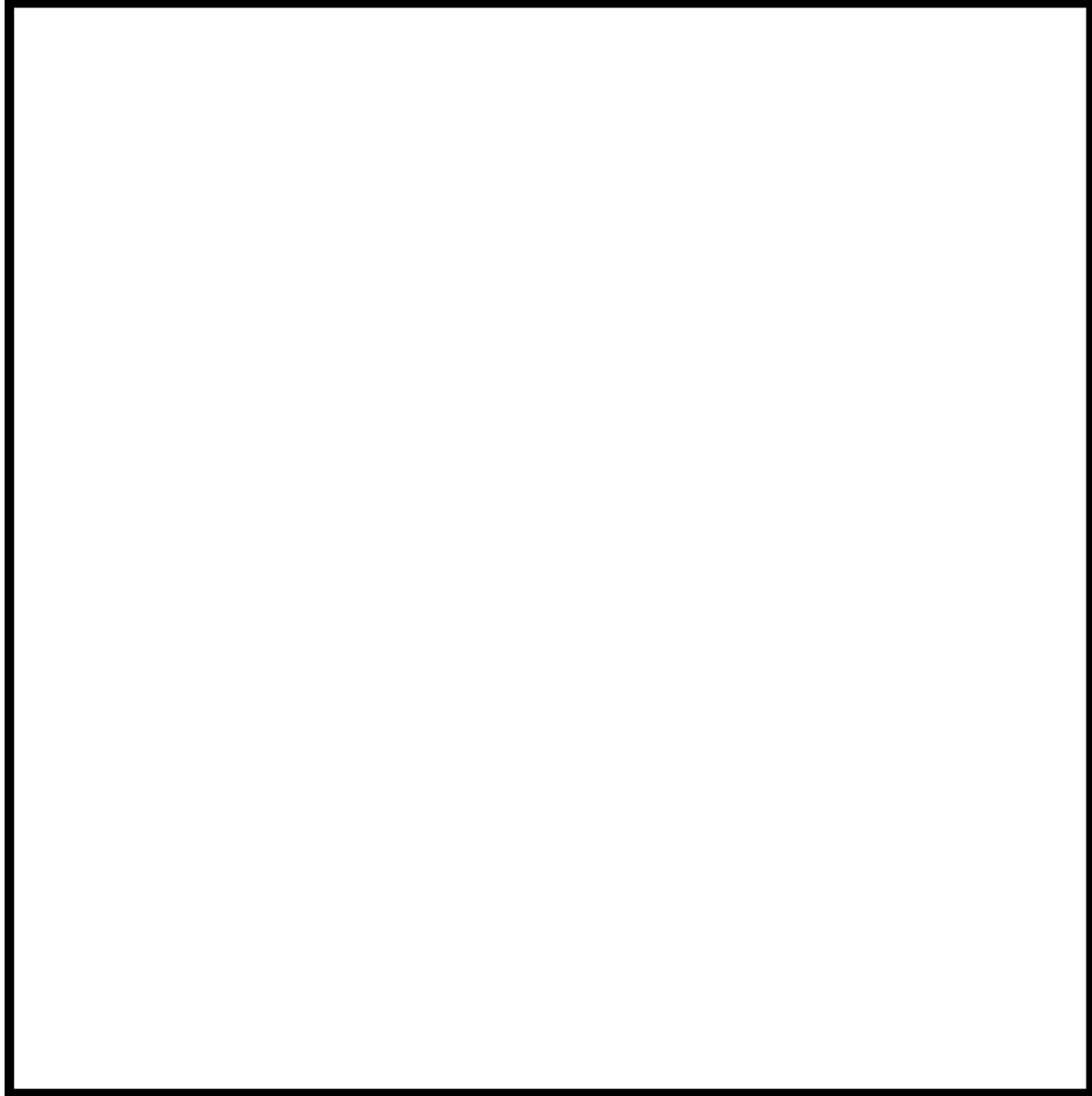
評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価 モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施 審査ガイドに示されたとおり泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用 (添付1-1-3参照)	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地に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

第3表 (2/3) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して97 %	審査ガイドに示された方法に基づき設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たるとする。
建屋の影響	考慮する	放出点（排気筒）から近距離の建屋（原子炉格納容器）の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所居住性の評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源（排気筒）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。

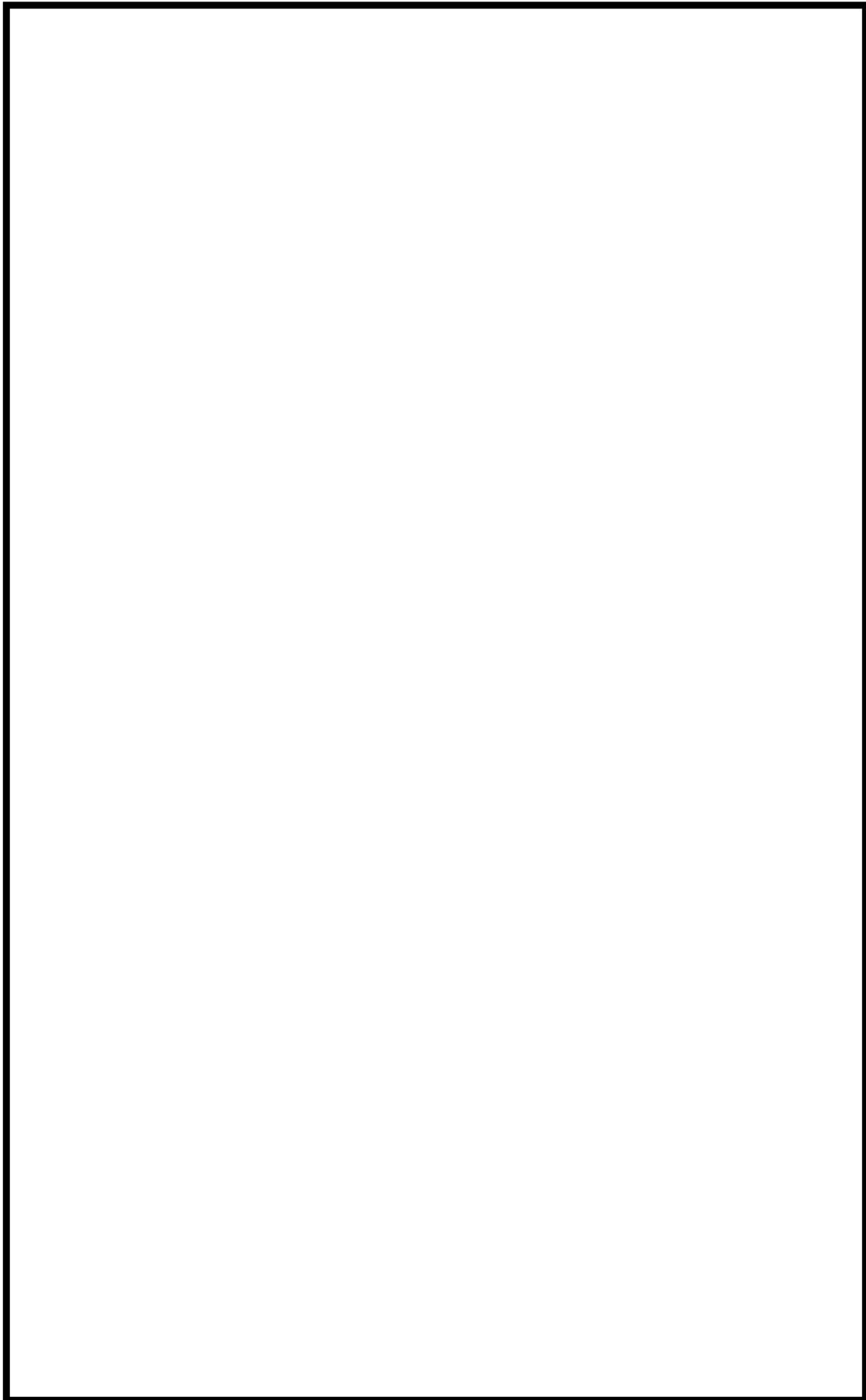
第3表 (3/3) 大気拡散条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理建屋入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従って適切な評価点を設定 (第3-1図, 第3-2図, 第3-3図参照)</p>	<p>【中央制御室内】 4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合, 例えば原子炉制御御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 入退域時の評価点について, 記載なし。</p>
着目方位	<p>中央制御室: 5方位 出入管理建屋入口: 3方位 中央制御室入口: 6方位</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付 1-1-4 参照)</p>	<p>4.2(2)b. 原子炉制御室/緊急時制御御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の計算では, 建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから, 放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては, 放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく, 図5に示すように, 建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>
建屋投影面積	<p>原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700 m²)</p>	<p>審査ガイドに示されたとおり設定</p>	<p>4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め, 放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>
形状係数	<p>1/2</p>	<p>現行許認可 (添付書類六) の考え方に同じ</p>	<p>形状係数について, 記載なし。</p>




第3-1 図 評価点全体図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第3-2図 中央制御室中心及びび入口評価点

第3-3図 出入管理建屋入口評価点

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第4表 相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	60 m	5	W, WNW, NW, NNW, N	地上放出：約 5.6×10^{-4} 排気筒放出：約 2.8×10^{-4}	地上放出：約 2.4×10^{-18} 排気筒放出：約 4.6×10^{-19}
	出入管理建屋 入口	110 m	3	WNW, NW, NNW	地上放出：約 3.8×10^{-4} 排気筒放出：約 1.9×10^{-4}	地上放出：約 1.8×10^{-18} 排気筒放出：約 3.3×10^{-19}
入退域時	中央制御室入口	50 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	地上放出：約 5.7×10^{-4} 排気筒放出：約 2.8×10^{-4}	地上放出：約 2.3×10^{-18} 排気筒放出：約 4.7×10^{-19}

※1 放出源から評価点までの水平距離

第5表 (1/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様			
線源強度	原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された 核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定
計算モデル	原子炉格納容器 遮蔽厚さ	ドーム部： [] 円筒部： [] 施工誤差-5 mm を考慮する	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮蔽厚さ	壁： [] 天井：0.8 m 施工誤差-5 mm を考慮する	同上

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第5表 (2/2) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

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

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

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

第7表 (1/2) 中央制御室空調装置条件

項目	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>事故時における 外気取り込み</p>	<p>評価において考慮せず</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</p>	<p>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）</p>
<p>中央制御室 バウンダリ体積 (容積)</p>	<p>$4.0 \times 10^3 \text{ m}^3$</p>	<p>空調機器の体積を含む中央制御室バウンダリ体積として設定</p>	<p>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。</p>
<p>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</p>	<p>$3.8 \times 10^3 \text{ m}^3$</p>	<p>事故時運転員が立ち入る可能性がある同フロアのエリア体積を設定</p>	<p>同上</p>
<p>空気流入率</p>	<p>0.5 回/h</p>	<p>空気流入率測定試験結果 (0.15 回/h) を基に余裕を見込んだ値として設定 (添付 1-1-5 参照)</p>	<p>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。</p>

第7表 (2/2) 中央制御室空調装置条件

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

第 8 表 運転員交替考慮条件

項目	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在期間	49 時間	運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、 評価期間中、最大となる運転員の滞在時間と して設定（添付 1-1-6 参照）	交替考慮時の原子炉制御室滞在時間 について、記載なし。
入退域	回数	運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、 評価期間中、最大となる班の入退域回数とし て設定（添付 1-1-6 参照）	交替考慮時の入退域回数について、記 載なし。
	滞在時間	入退域 1 回あたり、 入退域の経路に沿って、 ・ 出入管理建屋入口に 10 分間 ・ 中央制御室入口に 5 分間 とどまるものとする。	入退域時の滞在時間について、記載な し。

第9表 線量換算係数, 呼吸率及び地表への沈着速度の条件

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

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

事故シーケンス選定の考え方について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイに失敗するシーケンスを対象としている。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

第1表 各シークエンスの比較

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

居住性評価に用いる炉心選定の考え方について

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

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

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

第 1 表 ウラン燃料炉心と MOX 燃料装荷炉心の炉心内蓄積量

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

第 2 表 ウラン燃料炉心と MOX 燃料装荷炉心の放出放射エネルギー

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

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

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

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

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

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

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

1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

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

第 1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	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 (½") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

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

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

¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

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

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

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

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

・ Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

・ Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

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

第 3 表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミング比較

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

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

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

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

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

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

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

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

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

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

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

3.2 Release Fractions¹⁰

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

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

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

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

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

第 4 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

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

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

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

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

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

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

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

2. 各核種グループの内訳について

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

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

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

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

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

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

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

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

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

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

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

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

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

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

(注 1) 中央制御室入口地点における 7 日間積算線量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

3. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

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

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

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

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

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

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

(1) 外気から取り込まれた放射性物質による被ばく

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

a. 今回の評価における原子炉格納容器内での挙動について

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

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

b. 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

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

c. 原子炉格納容器からの放出割合の比較について

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

第8表 原子炉格納容器からの放出割合の比較*1

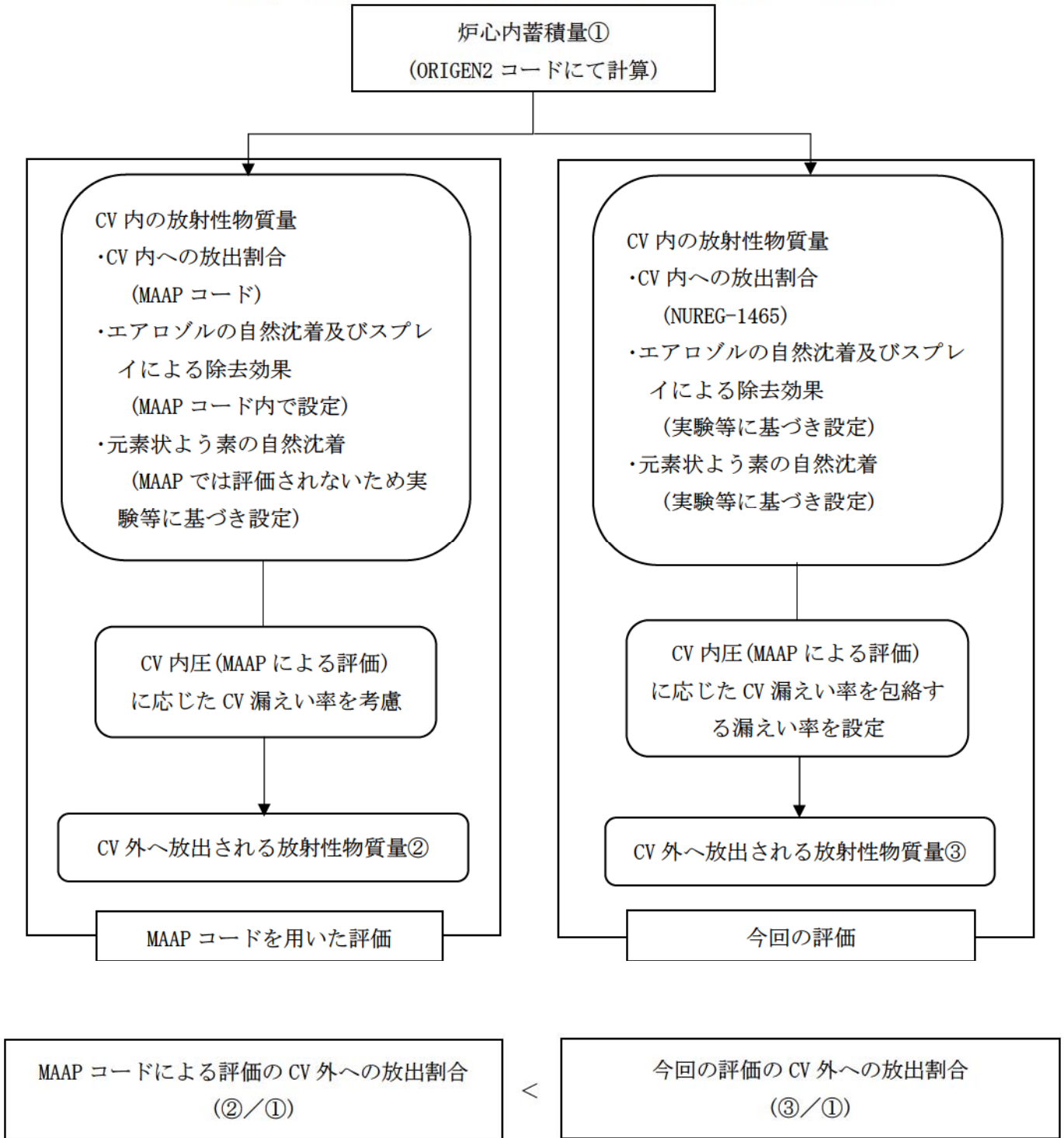
核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP解析*2
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba類	約 3.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-7}
Ru類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

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

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

第9表 MAAP コードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



(2) 入退域時の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

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

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

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

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

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

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

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

(3) 入退域時の大気中へ放出された放射性物質による被ばく

「(1) 外気から取り込まれた放射性物質による被ばく」に同じ。

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

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

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a

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

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

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

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

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

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HII/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.

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

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

Table 3.12 MOX Releases Into Containment⁴

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

よう素の化学形態の設定について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

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

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

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

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

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

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

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

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

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

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

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

原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について

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

数値の算出に関する概要を以下に示す。

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

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

ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)
 λ_d : 自然沈着率 (1/s)

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

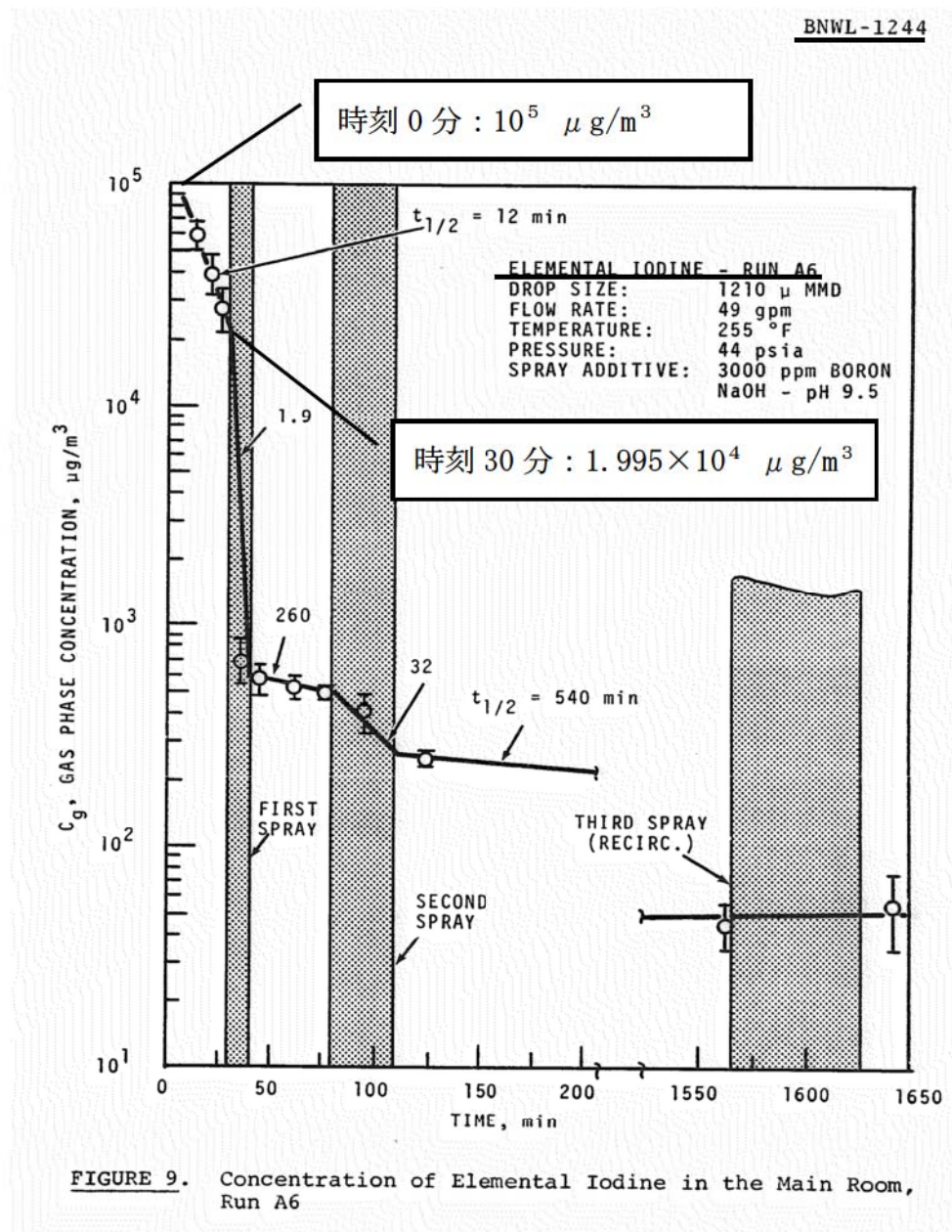
$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

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

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

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

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



(添付)

CSE 実験の適用性について

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

第 1 表 CSE 実験条件と泊発電所 3 号炉の比較

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

- (1) R. K. Hilliard et. al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971
- (2) R. K. Hilliard et. al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244
- (3) R. K. Hilliard and L. F. Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457

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

* 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

* 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

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

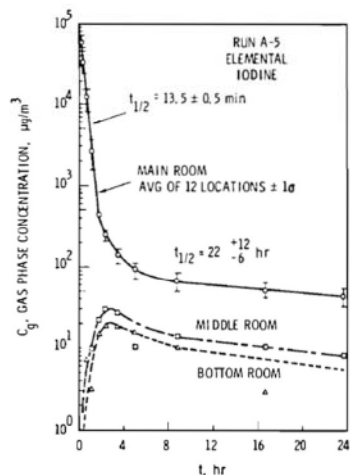


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

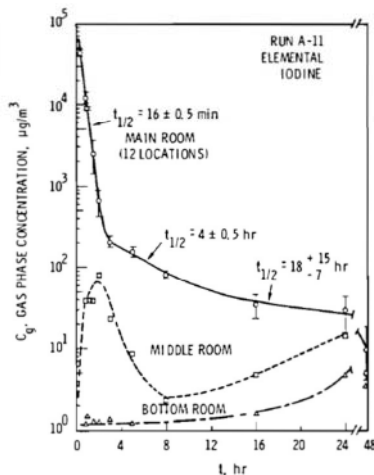


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE 実験における沈着の等価半減期

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

*4 : スプレーが行われた後の値

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

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

第3表 感度解析条件

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

第4表 感度解析結果

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

※ カッコ内はベース条件に対する割合

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

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

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

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

第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合

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

※1：A-11試験の結果より設定した値

※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値

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

そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。

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

第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較

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

(参考) CSE 試験体系

TABLE I
Physical Conditions Common to All Spray Experiments

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

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

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

参考：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について

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

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

PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。

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

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

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

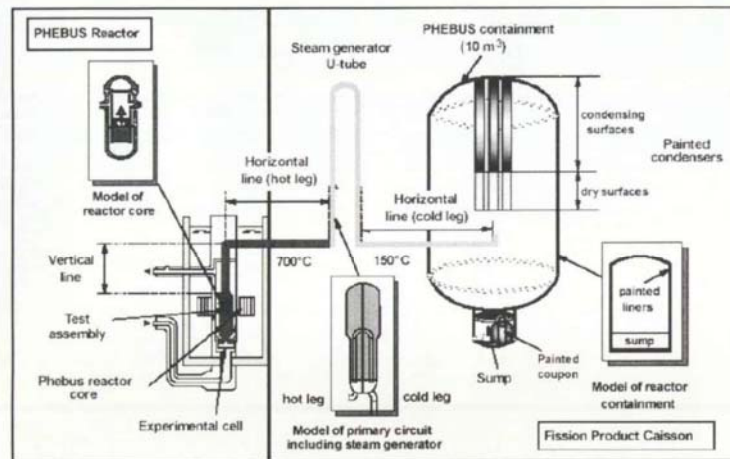
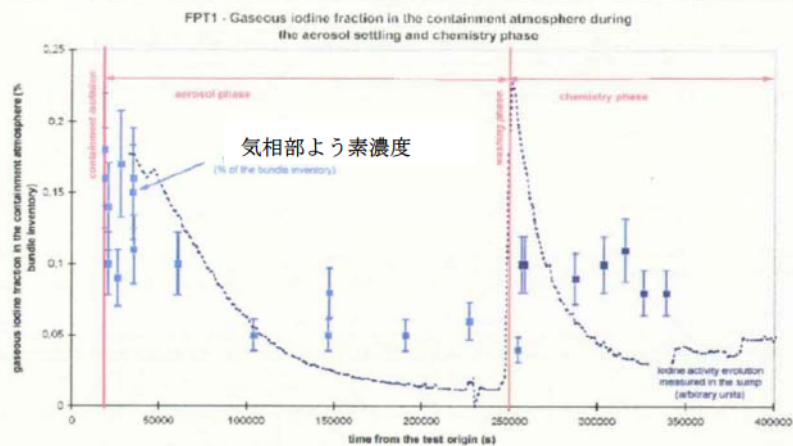


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

第1図 PHEBUS FP 試験装置 (1)

試験結果

- 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -



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

第2図 PHEBUS FP 試験結果 (2)

原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

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

このモデルの概要を以下に示す。

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

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

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

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

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

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

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

第1表 評価に用いたパラメータ

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

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

(参考)

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

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス) 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(1.995 \times 10^4 / 10^5 \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$
- ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

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

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 215^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$
- ・Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La CsIと同じ扱いとする。

スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

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

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

1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

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

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

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

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

また、米国 R. G. 1.195 でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから、本評価にも用いている。

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

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

2. スpray効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

(1) NUPEC 試験

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

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

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

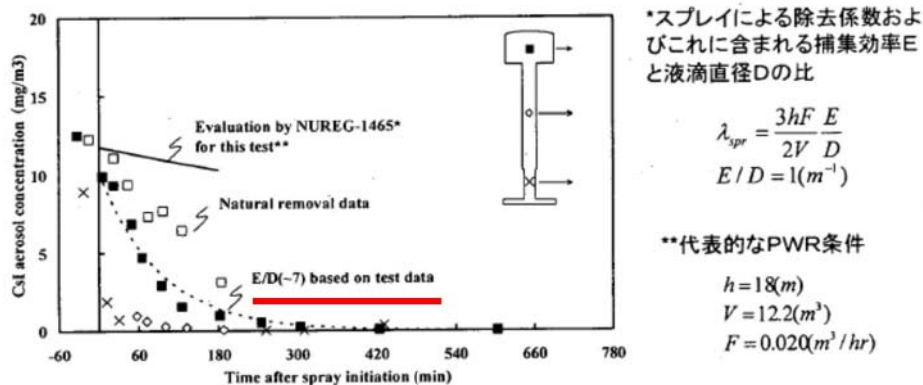


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(2) 泊発電所 3 号炉への適用

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

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

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

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

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

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

3. エアロゾル除去速度の算出

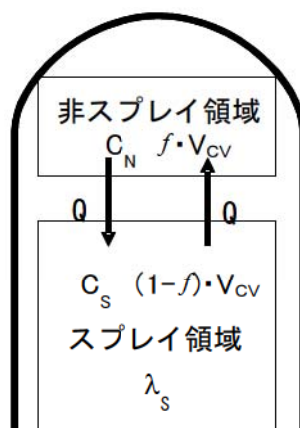
1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

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

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

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

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



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

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \end{array} \right.$$

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

C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³)

N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)

f : 非スプレイ領域体積割合 (-)

(泊発電所 3 号炉 93 %)

T : CV 内空気混合時間 (h)

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

V_{CV} : CV 内自由体積 (m³)

(泊発電所 3 号炉 65,500 m³)

Q : CV 内空気循環流量 (m³/h)

(泊発電所 3 号炉 122,000 m³)

λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹)

V_S : スプレイ領域体積

(添字 N : 非スプレイ領域, S : スプレイ領域)

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

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

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

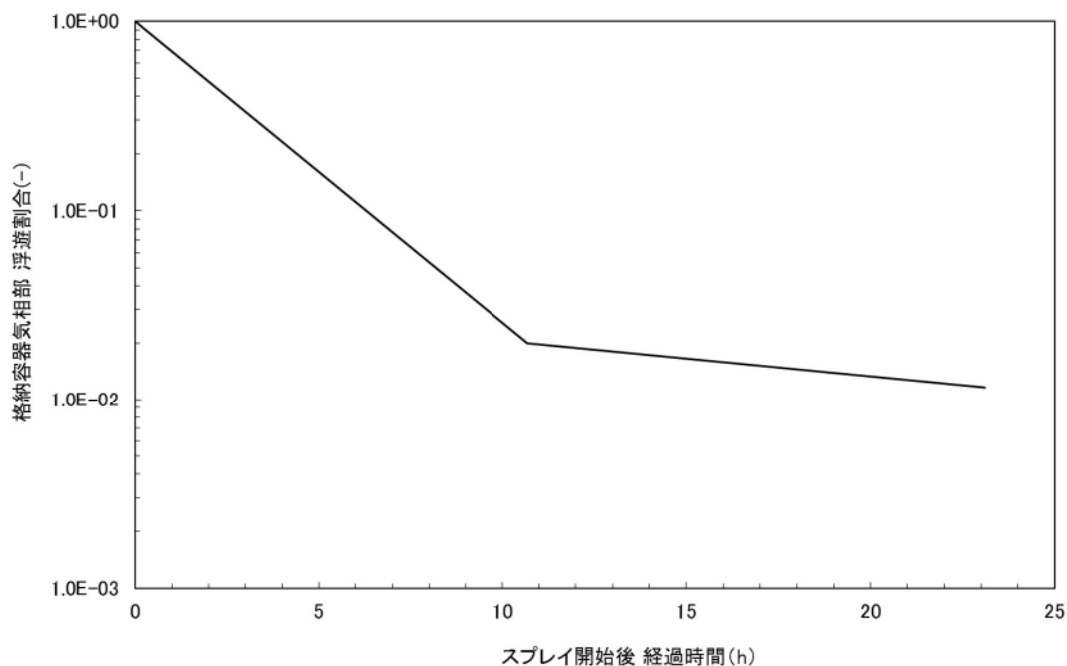
なお、エアロゾルに対するスプレー効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレー効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

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

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

第 1 表 エアロゾル除去速度

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



第 1 図 スプレー除去効果のモデル

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

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300
Spray solution	e	e	f	g	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone.

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

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

^dMass median diameter.

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

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

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

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

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

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

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

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

スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて

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

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

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

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

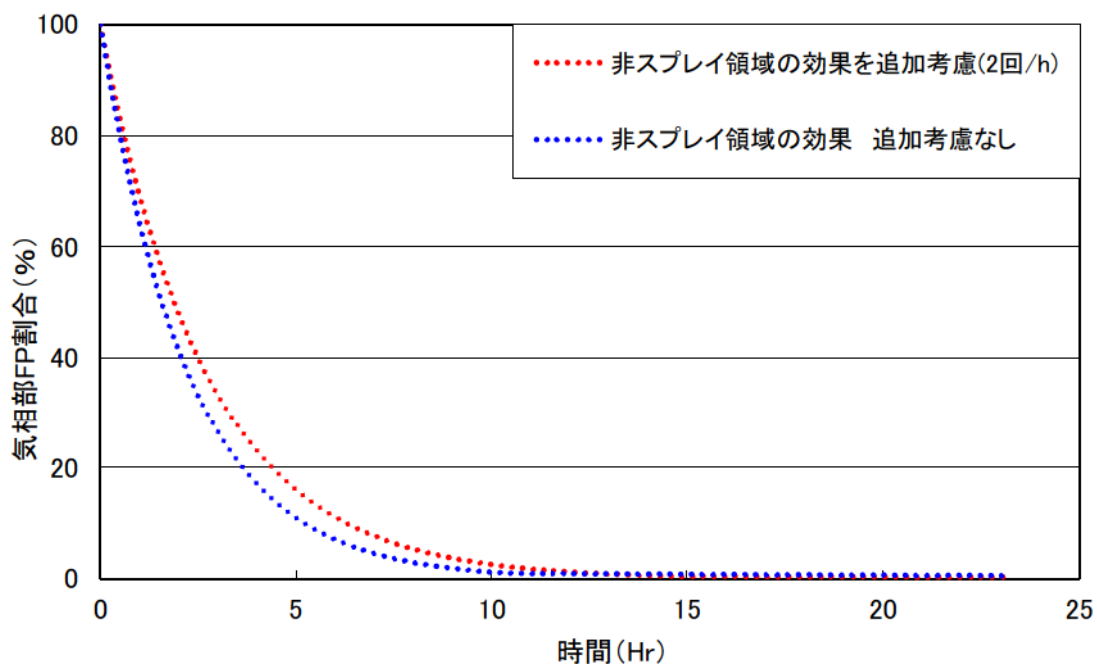


図 スプレイ除去効果の比較

(別紙) NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

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

原子炉格納容器漏えい率の設定について

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

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

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

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

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

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

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

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

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

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

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

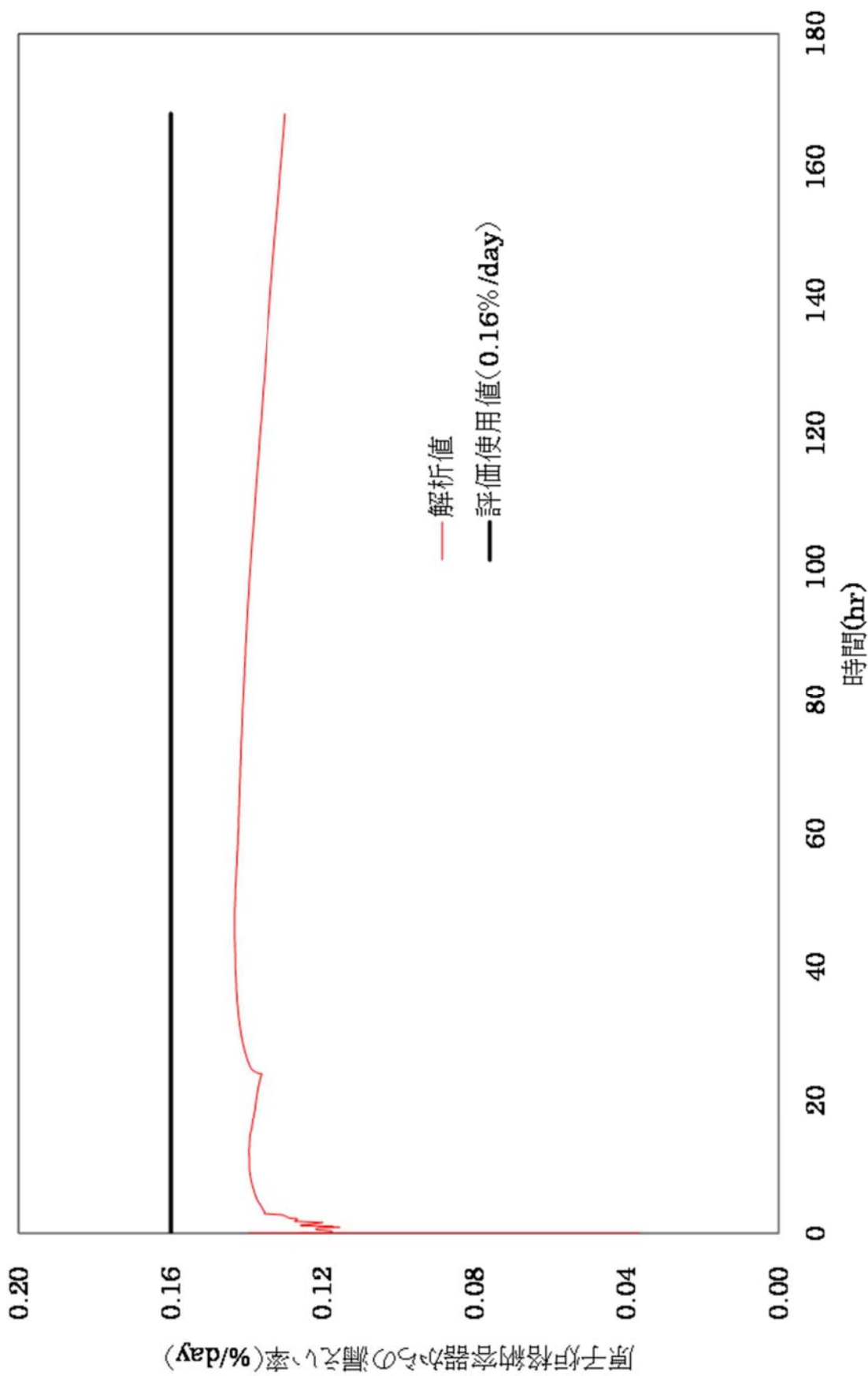
$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \frac{P_{atm}}{P_t}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

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

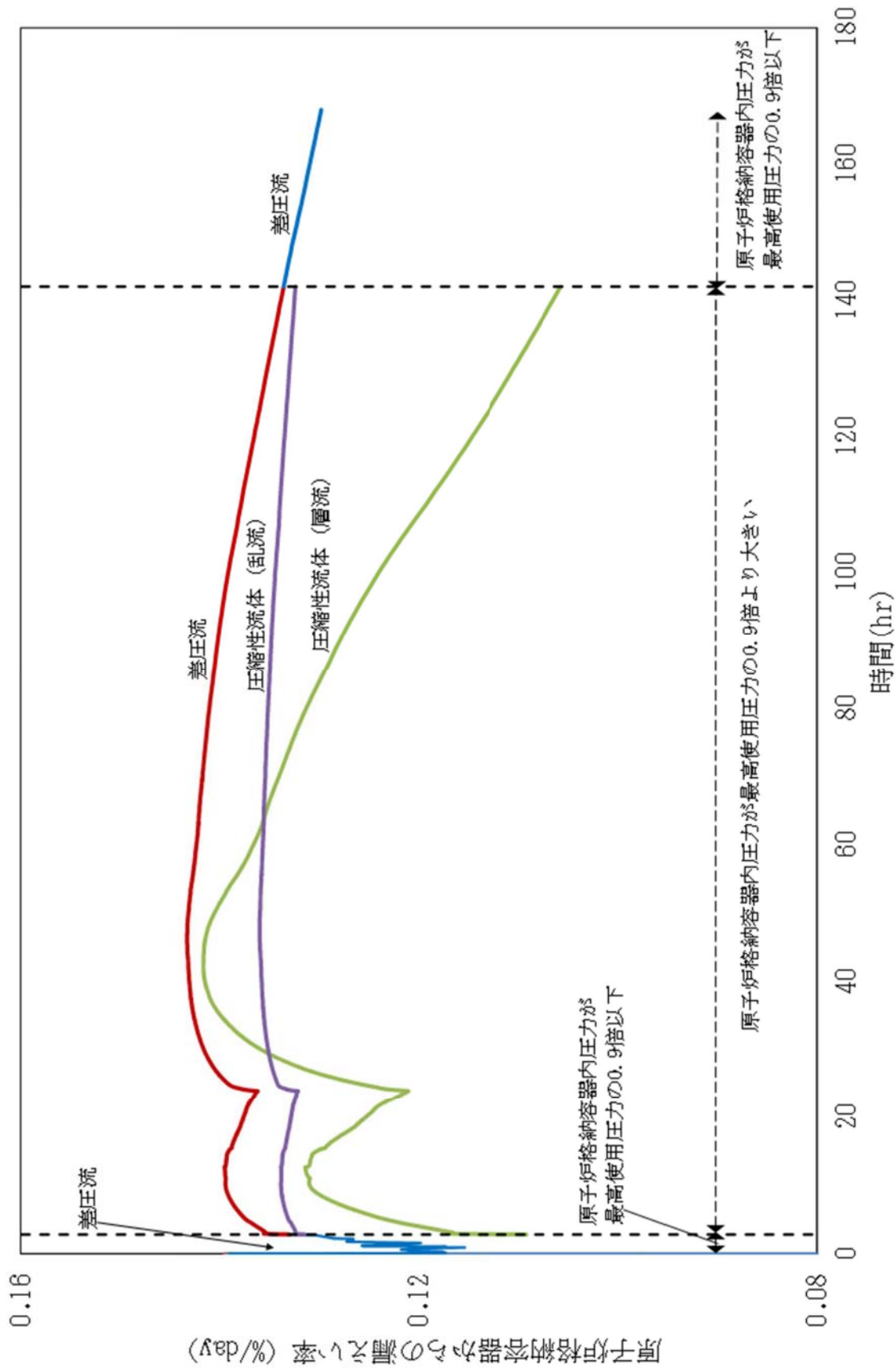
原子炉格納容器からの漏えい率を第 1 図に示し、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第 2 図に示す。

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

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

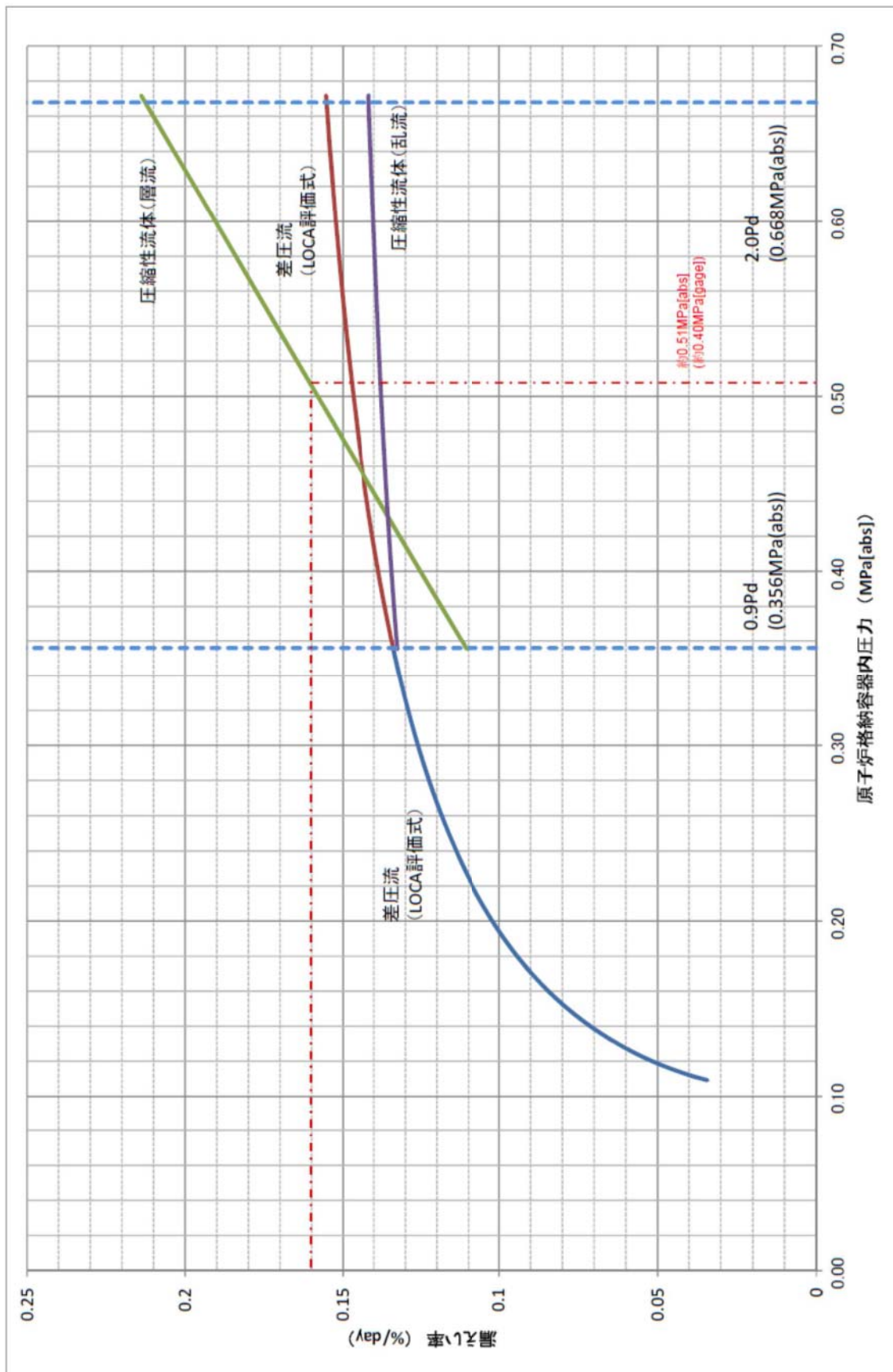


第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



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

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



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

アニュラス空気浄化設備 空気作動弁の開放手順の成立性について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において想定している、アニュラス空気浄化ファン起動のための操作の成立性について、下記に示す。

【アニュラス排気ダンパ現場手動開操作, アニュラス全量排気弁代替空気(窒素)供給操作】

1. 操作概要

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

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名

想定時間(想定): 約20分

操作時間(模擬): 約17分(移動, 放射線防護具着用含む)

3. 操作の成立性

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

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

操作性: 操作場所は通路付近にあり, 容易に操作できる。

窒素ガスポンペを接続するフレキシブル配管は, カップラ接続であり容易かつ確実に接続できる。ポンペ元弁を開とするための工具はポンペ付近に設置している。

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



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



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



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



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

【試料採取室排気隔離ダンパ閉処置】

1. 操作概要

アニュラス空気浄化ファン起動のため、ダンパの閉処置を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 23分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，ダンパ閉処置作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を用いることから事故環境下においても作業できる。
汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。

操作性： ダンパ閉処置作業は，対象ダンパの制御用空気供給弁閉操作と連結シャフトを閉側へ回す作業のみであり，容易に実施可能である。

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



ダンパ全景
(原子炉補助建屋T.P. 40.3 m)



(制御用空気供給弁閉操作イメージ)

- ① 原子炉補助建屋T.P. 40.3 mへ移動し、作業準備を行う。
- ② 対象ダンパの制御用空気供給弁を閉止する。



(連結シャフト、止めネジイメージ)



(空気作動ダンパ閉作業イメージ)

- ③ ダンパオペレータの連結シャフトの止めネジを緩める。
- ④ 連結シャフトを閉方向へ操作する。
- ⑤ 閉状態を保持したまま止めネジを締め付ける。

フィルタ除去効率の設定について

1. 微粒子フィルタについて

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

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

(1) 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

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

b. 保持容量について

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

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

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

第 1 表 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ保持容量

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

(2) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

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

アニュラス内の温度は最高で 120 °C 程度までの上昇であるため、泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を大幅に上回ることはなく、性能が低下することはない。なお、フィルタに捕集された放射性物質の崩壊熱による温度上昇は 1 °C 程度であり、アニュラス内温度への影響は大きいものではない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

b. 保持容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9 kg/6 枚（全 12 枚のうち上流側 6 枚）である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9 kg である。

これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第 5 表及び第 2 図参照）

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

第 2 表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg
保持容量	約 8.9 kg

2. よう素フィルタについて

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、中央制御室空調装置及びアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95 %を用いている。上記のよう素フィルタについては、定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

(1) 中央制御室空調装置のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

先のとおり、泊発電所 3 号炉の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3 号炉の中央制御室空調装置のよう素フィルタの吸着容量は、約 0.43 kg/10 枚である。中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価で選定した評価事象において原子炉格納容器から放出され、中央制御室内に流入するよう素量は約 25 mg 程度である。これは、「1. 微粒子フィルタについて (1) 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とし、中央制御室内に侵入したよう素は全量がよう素フィルタに捕集されるものとした。（第 5 表及び第 3 図参照）

したがって、中央制御室空調装置のよう素フィルタには、中央制御室内に流入する全てのよう素量でも十分に吸着できる容量があり、よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。

第 3 表 中央制御室空調装置のよう素フィルタ保持容量

よう素フィルタ	中央制御室空調装置
フィルタに捕集されるよう素量	約 25 mg
吸着容量	約 0.43 kg

(2) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率

として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3号炉のアニユラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4 kg/34 枚である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニユラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20 g である。

これは、「1. 微粒子フィルタについて (2) アニユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである (安定核種も考慮)。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。(第 5 表及び第 4 図参照)

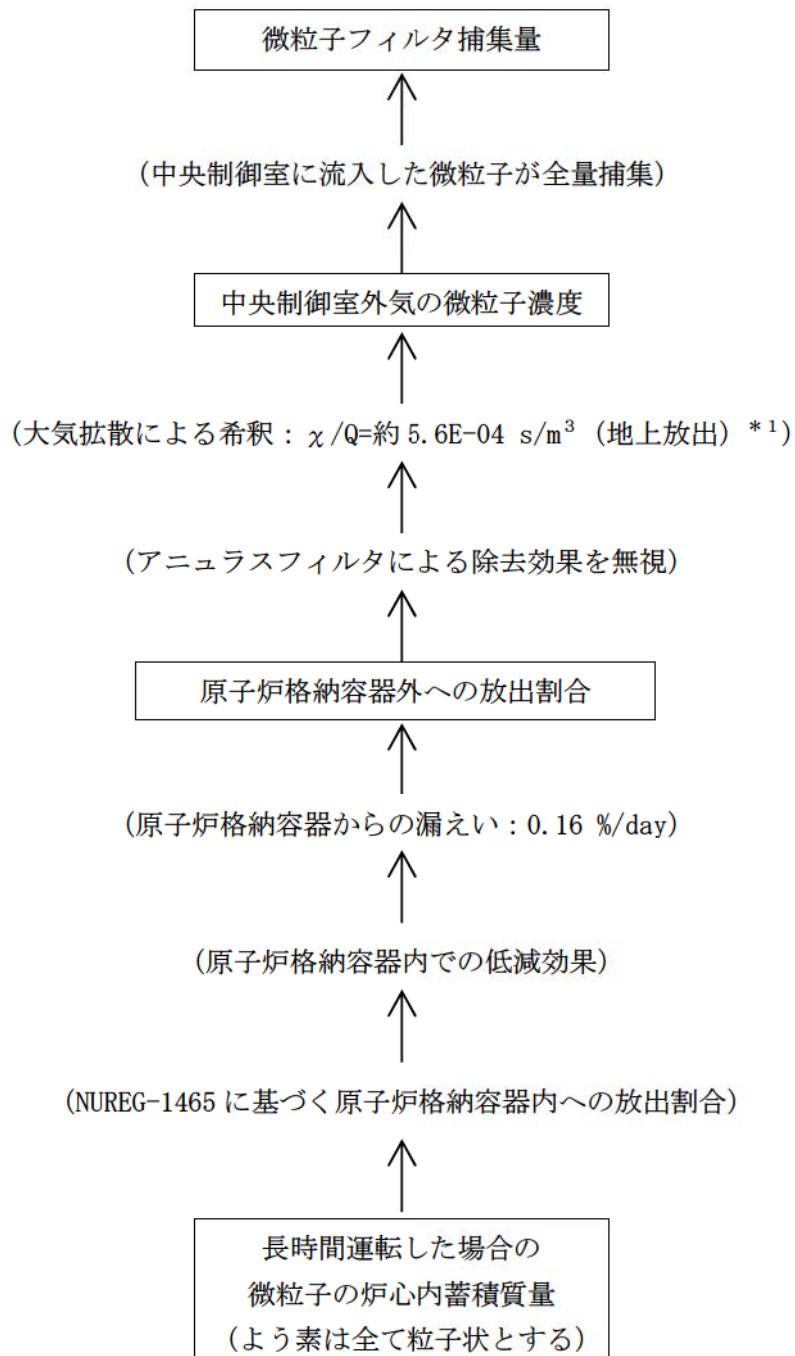
したがって、アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

第 4 表 アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量

よう素フィルタ	アニユラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g
吸着容量	約 1.4 kg

第 5 表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	2. 1E+01 (2. 0E+01)
Cs 類	3. 0E+02
Te 類	5. 0E+01
Ba 類	2. 1E+02
Ru 類	6. 9E+02
Ce 類	9. 4E+02
La 類	1. 0E+03
合計	3. 2E+03



* 1 : 捕集量が多くなるように地上放出の χ/Q で代表する

第 1 図 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ捕集量評価の過程