

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-010 改13
提出年月日	2023年6月14日

工事計画に係る補足説明資料
(放射線管理施設)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名	補足説明資料 (内容)	備考
1	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	1. プロセスモニタリング設備	
		2. エリアモニタリング設備	
		3. 固定式周辺モニタリング設備	
		4. 移動式周辺モニタリング設備	
		5. 気象観測設備	
2	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	1. 出入管理設備	
		2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置	
3	中央制御室の居住性に関する説明書	1. 内規との適合性について	
		2. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について	
		3. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における ECCS 再循環系からの漏えいの考慮について	
		4. 設計基準事故時(主蒸気管破断)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における燃料棒からの追加放出量について	
		5. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	
		6. 空気流入率測定試験結果及び差圧測定試験結果について	
		7. 審査ガイドへの適合状況	
		8. 事象選定の考え方について	
		9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について	
		10. 実効放出継続時間の設定について	
		11. 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	
		12. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について	

資料 No.	添付書類名	補足説明資料（内容）	備考
3	中央制御室の居住性に関する説明書	13. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について	
		14. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について	
		15. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について	
		16. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるサプレッションプールでのスクラビングによる除去効果(無機よう素)について	
		17. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について	
		18. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について	
		19. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における NUREG-1465 を用いた評価と M A A P 解析での評価の比較について	
		20. 待避時間の設定根拠について	
		21. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量について	
		22. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ内放射性物質からの被ばくについて	
		23. 全面マスクによる防護係数について	
		24. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	

資料 No.	添付書類名	補足説明資料（内容）	備考
3	中央制御室の居住性に関する説明書	25. 地表面への沈着速度の設定について 26. 有機よう素の乾性沈着速度について 27. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価 28. 中央制御室に保管する飲食料等について 29. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について 30. 入退域時の評価点の選定方法について	
4	屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	1. 線源とする配管の距離等について 2. 放射能濃度，線量率評価の詳細について 3. 配管サイズ等の仕様表の系統について	

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係
 (工事計画に係る補足説明資料 (放射線管理施設))

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	SA	第 59 条	原子炉制御室	資料の一部を引用
	SA	第 61 条	緊急時対策所	資料の一部を引用
中央制御室の居住性に関する説明書	DB	第 26 条	原子炉制御室等	資料の一部を引用
	SA	第 59 条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	資料を概ね引用
屋外配管ダクト (ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物) の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	—	—	—	—

放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲
及び警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. プロセスモニタリング設備	1
1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ （サブプレッションチェンバ）	1
1.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ（高レンジ）	7
2. エリアモニタリング設備	11
2.1 可搬式エリア放射線モニタ	11
2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について	11
2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要	15
2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線 モニタ（高レンジ）（SA）	16
2.2.1 想定事故	19
2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について	19
2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済 燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故における線量当量率	21
3. 固定式周辺モニタリング設備	30
3.1 モニタリングポスト	30
3.1.1 モニタリングポストの配置，計測範囲及び警報動作範囲	30
3.1.2 モニタリングポストの電源	32
3.1.3 モニタリングポストの伝送	34
4. 移動式周辺モニタリング設備	35
4.1 可搬式モニタリングポスト	35
4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置	35
4.1.2 放射能放出率の算出	38
4.1.3 可搬式モニタリングポストの計測範囲	41
4.2 可搬型放射能測定装置等	42
5. 気象観測設備	45
5.1 可搬式気象観測装置	45

1. プロセスモニタリング設備

1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）《DB/SA 兼用》

格納容器雰囲気放射線モニタは、ドライウエル、サブプレッションチェンバにそれぞれ2個ずつ配置することで位置的分散を図るとともに独立した回路で構成している。

格納容器雰囲気放射線モニタは、計測制御用電源設備から給電する。外部電源が喪失した場合には、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電設備、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。

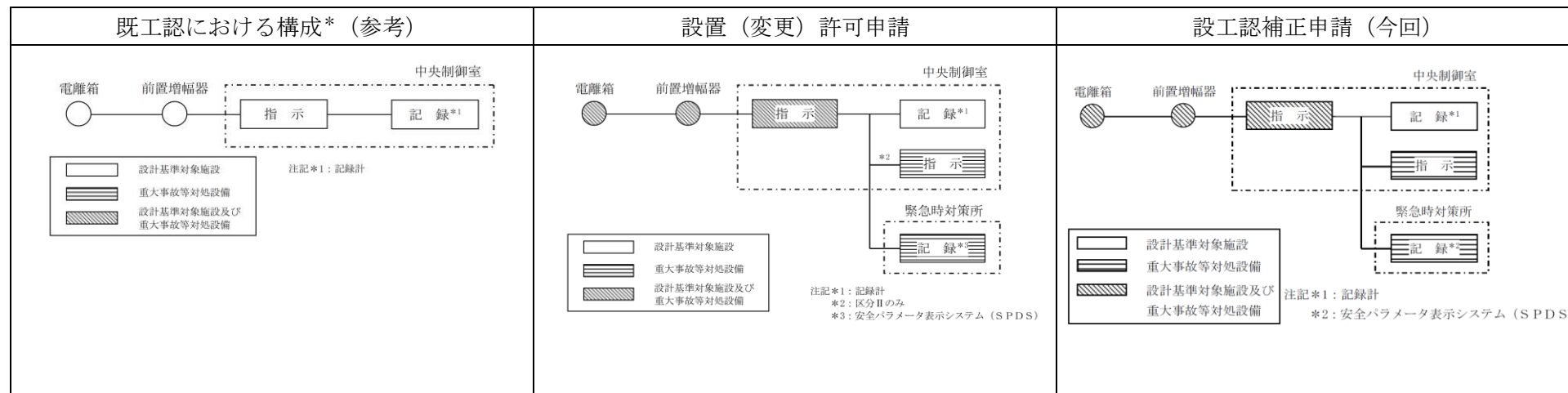
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。

注記*：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」別表において、格納容器エリア放射線量率を計測対象とする放射線計測系の測定上限値は 10^5Sv/h と定められている。

【設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（1/2）】

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）



2

<変更点>

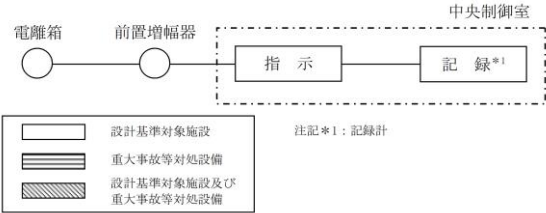
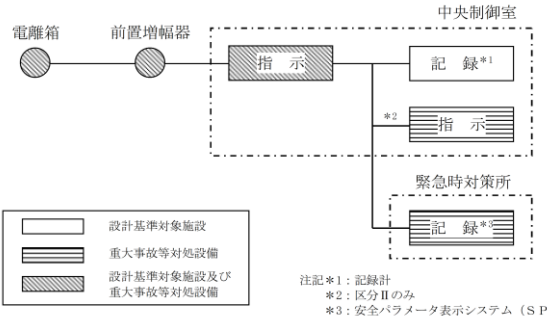
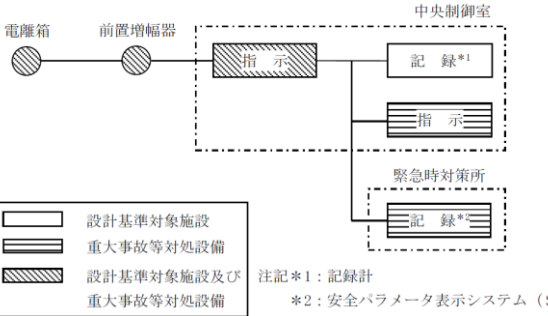
設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）を監視するため、区分Ⅱのみ重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

設計基準対象施設としての指示機能は、重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設のその他制御盤（プロセス放射線モニタ系）の指示計により監視ができるため、本変更による設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

【設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（2/2）】

格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）

既工認における構成*（参考）	設置（変更）許可申請	設工認補正申請（今回）
 <p>注記*1：記録計</p>	 <p>注記*1：記録計 *2：区分Ⅱのみ *3：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>	 <p>注記*1：記録計 *2：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>

3

<変更点>

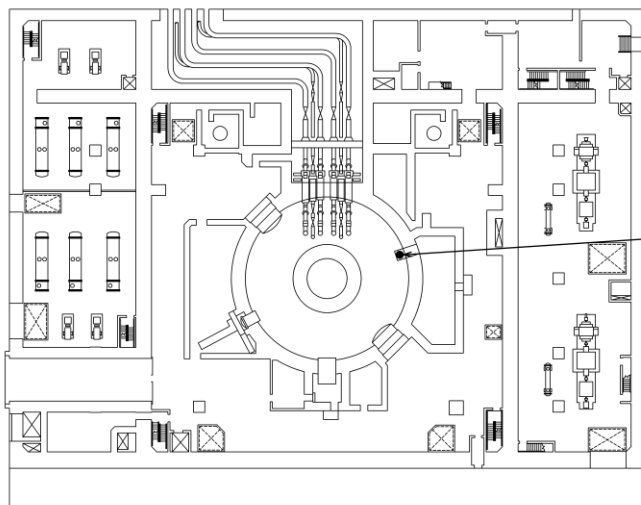
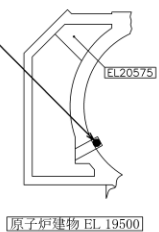
設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）を監視するため、区分Ⅱのみ重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

設計基準対象施設としての指示機能は、重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設のその他制御盤（プロセス放射線モニタ系）の指示計により監視ができるため、本変更による設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

【格納容器雰囲気放射線モニタの配置図】

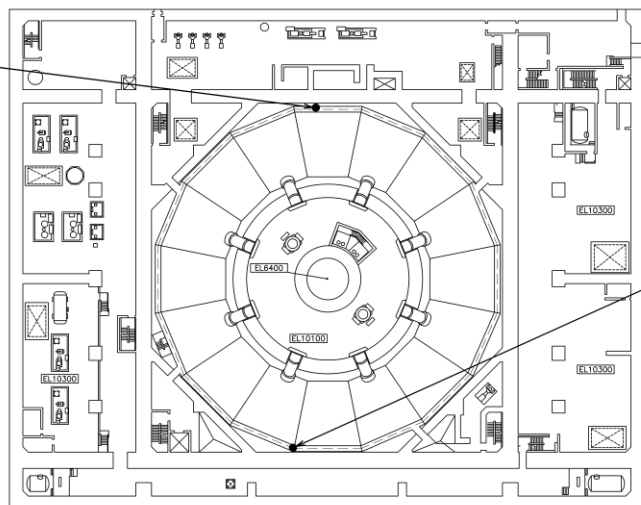
格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)
(RE295-25B)



格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)
(RE295-25A)

原子炉建物 EL.15300

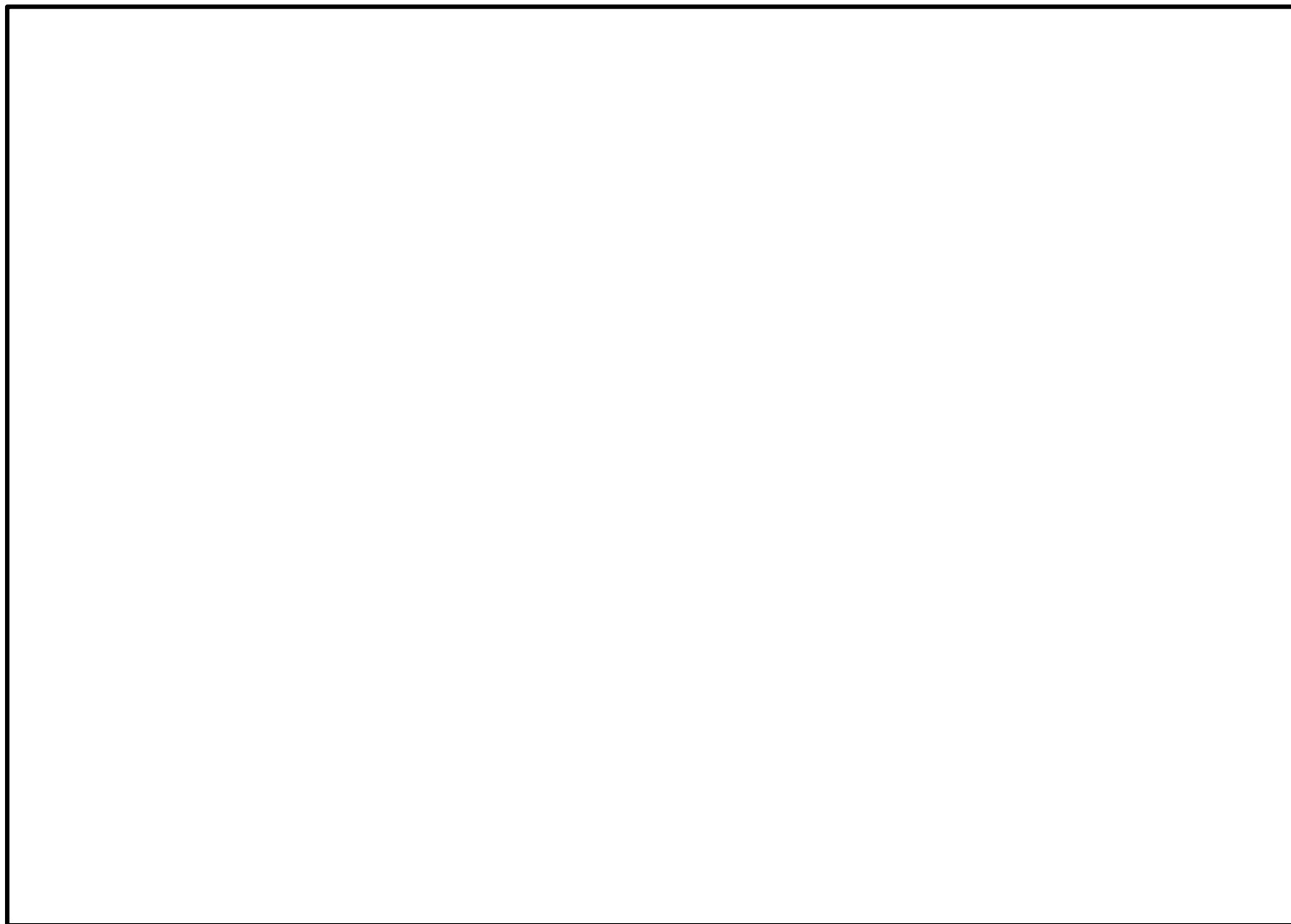
格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッションチェンバ)
(RE295-26A)



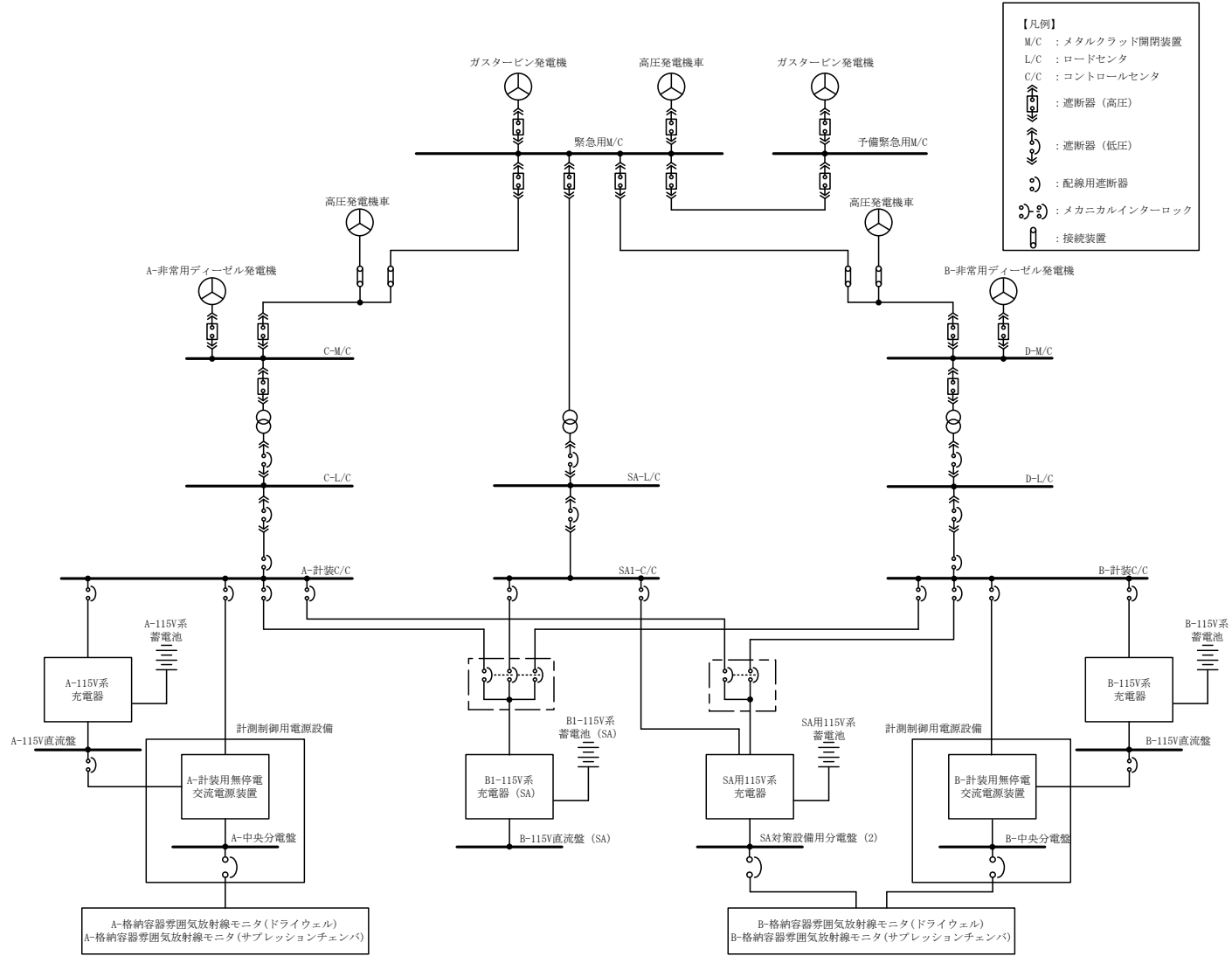
格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッションチェンバ)
(RE295-26B)

原子炉建物 EL.8800

【格納容器雰囲気放射線モニタの位置関係】



【格納容器雰囲気放射線モニタの電源構成概略図】



1.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）《SA》

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率*1（約 $6.5 \times 10^{-2} \text{mSv/h}^{*2}$ ）を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率*1（約 $1.6 \times 10^1 \text{Sv/h}^{*3}$ ）を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

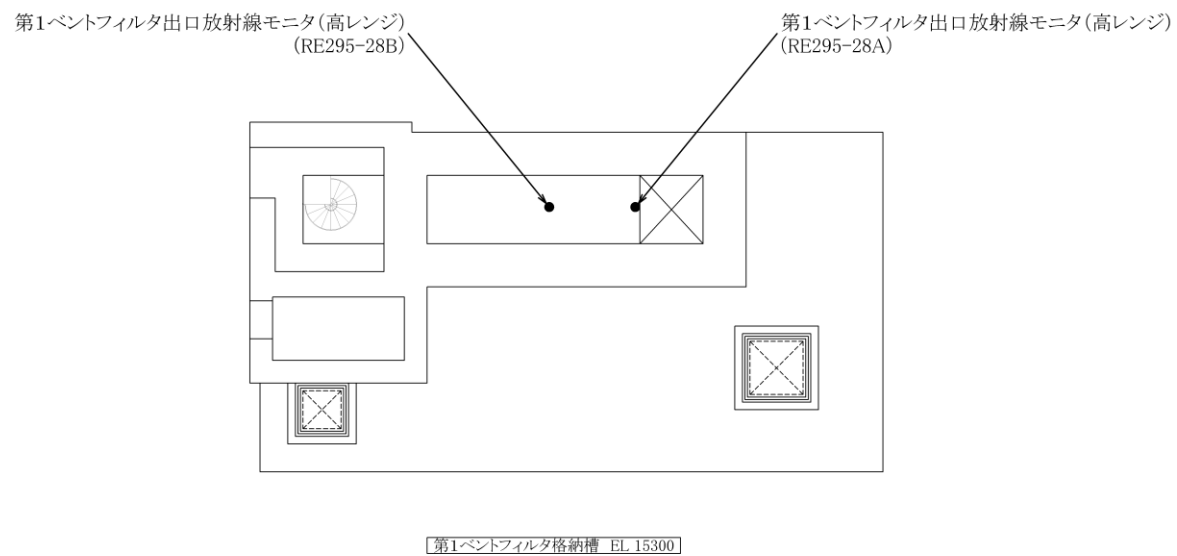
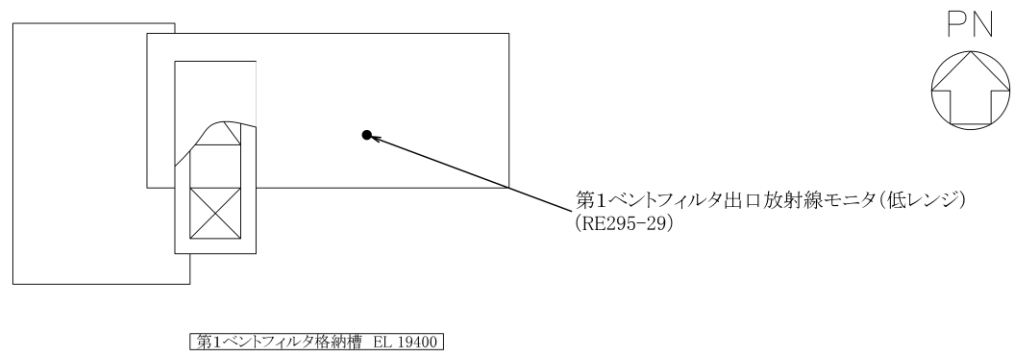
注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

*2：炉心が損傷していない場合に格納容器ベントを実施する必要がある事故シーケンスとしては、原子炉停止から約30時間後に格納容器ベントを実施する「高圧・低圧注水機能喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」並びに約27時間後に実施する「LOCA時注水機能喪失」がある。このうち、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の計測下限値の妥当性を確認するために、格納容器ベント開始時間は第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率がより低くなる原子炉停止から30時間後として、第1ベントフィルタ出口の線量当量率を算出する。

*3：EPまとめ資料【50条】別添資料-1を参照し、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率は、以下の保守的な条件で算出される。

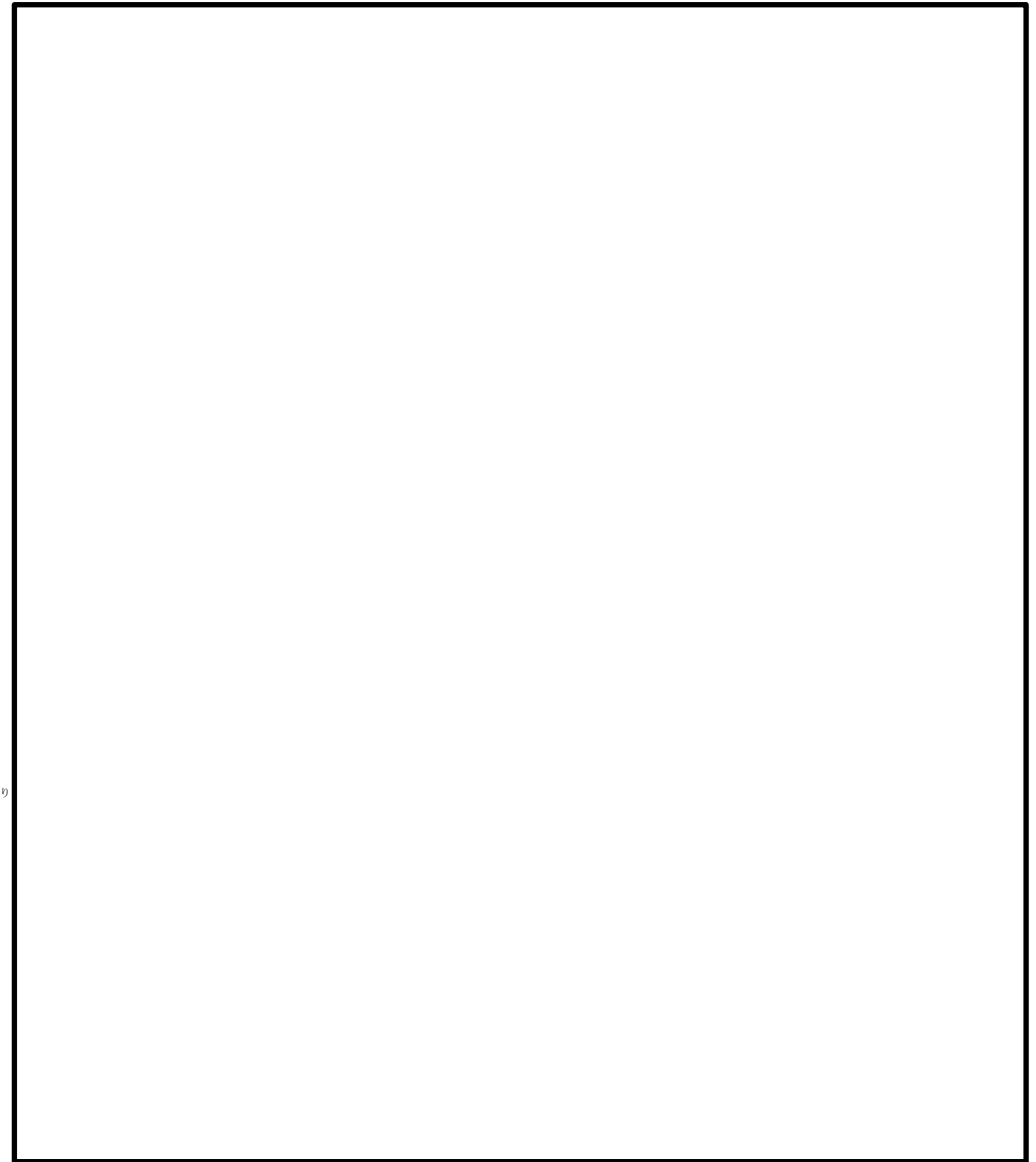
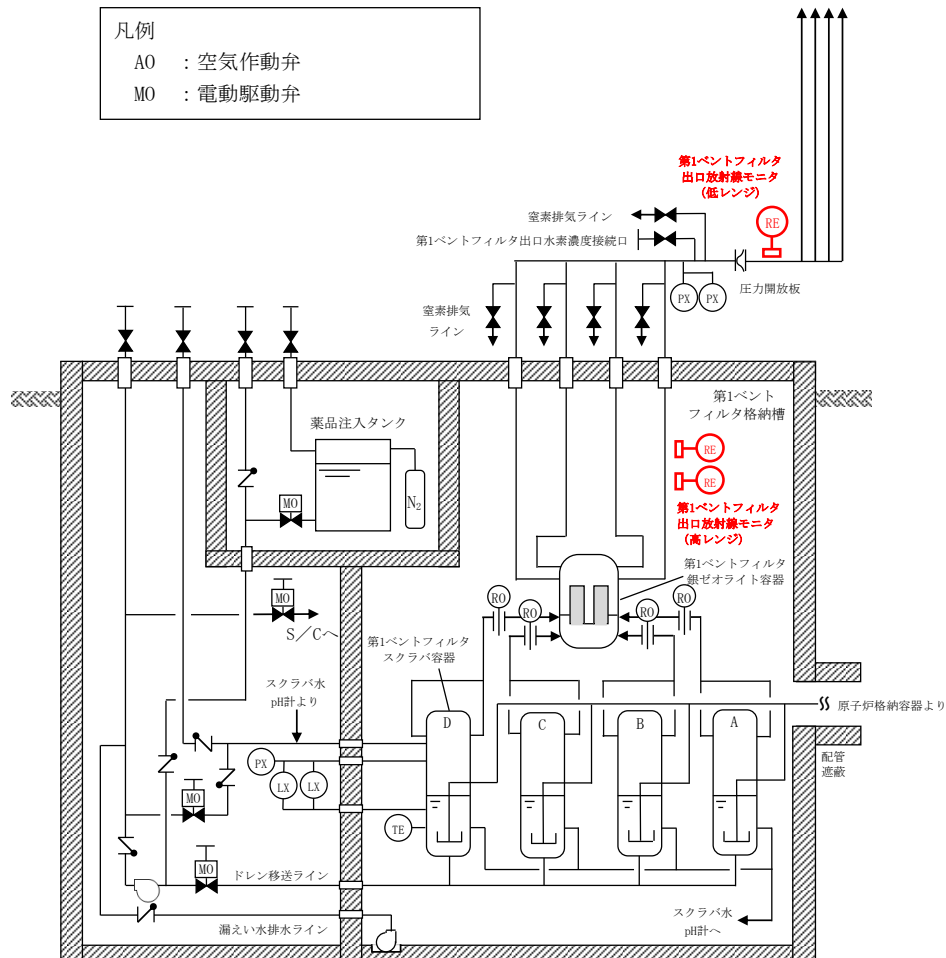
- ・炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる「炉心状態が平衡状態（サイクル末期）」に発生し、原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し、均一に拡散したものとす。
- ・格納容器ベントの開始時間は、高レンジについては原子炉停止から1時間後とする。
- ・第1ベントフィルタ出口配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等とする。

【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの配置図】

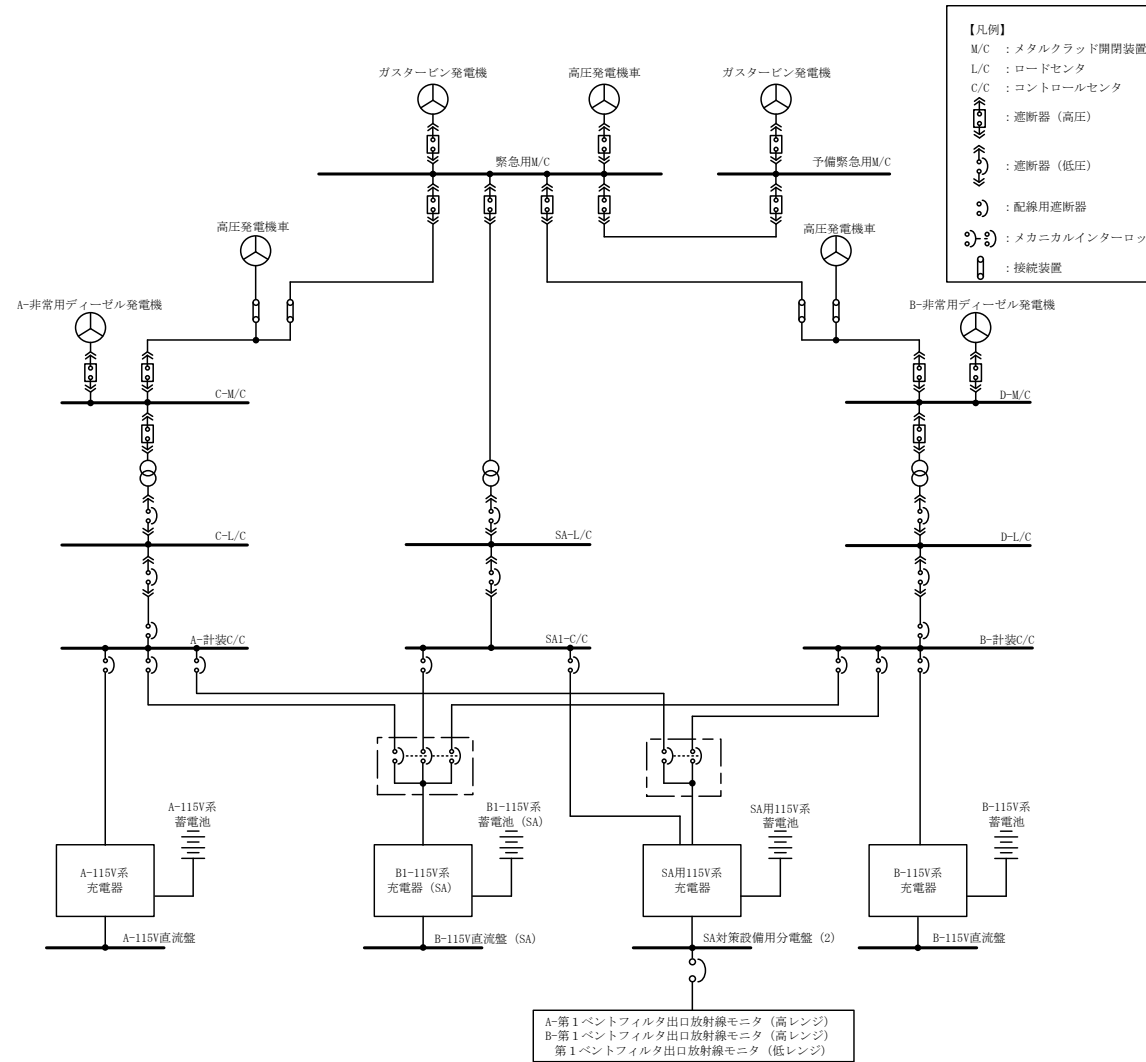


【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの位置関係】

・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ周り系統概要図



【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの電源構成概略図】



2. エリアモニタリング設備

2.1 可搬式エリア放射線モニタ

2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について

(1) 判断基準に係る検討

プルーム放出後における緊急時対策所内の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による室内加圧等の希ガス等の放射性物質侵入防止対応は、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくに大きく影響するため、素早い判断と操作が必要になる。

加圧に係る判断は、様々な指標を確認し、検討するといった時間的猶予がないことから、計測可能であり、シンプルかつ明確な判断基準とする必要がある。

このような観点から、緊急時対策所正圧化装置に係る判断基準を検討する。

(2) 判断に用いる各パラメータ

可搬式モニタリングポスト	緊急時対策所付近に設置し、線量当量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所に設置し、線量当量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
炉心損傷及び格納容器破損の評価に必要なパラメータ	炉心損傷に伴う格納容器内雰囲気放射線レベルの上昇等を確認し、原子炉等の状況を把握することができる。
モニタリングポスト、可搬式モニタリングポスト（緊急時対策所付近に設置するものを除く）	緊急時対策所付近に設置しないため参考扱いとするが、空間線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
可搬式気象観測装置（風向等）	プルームの通過を把握することができないため参考扱いとするが、プルームの進行方向を推定することができる。

(3) 判断基準の考え方

① 正圧化装置に係る操作等の判断基準

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
事前準備	パラメータの監視強化及び空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化に係る準備	・原災法該当事象が発生	—	「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合	—
使用開始	緊急時対策所を空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）にて正圧化	・プルーム放出・接近	—	監視パラメータとは別に中央制御室から格納容器ベント実施の連絡があった場合	—
			サブプレッションプール水位（SA）	③加圧判断フローに示すとおり	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。
			可搬式モニタリングポスト		
可搬式エリア放射線モニタ					
停止	空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化の停止	・プルーム放出が収束 ・可搬式モニタリングポストの指示値低下	可搬式モニタリングポスト	約 0.5mGy/h 以下	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。


② 判断基準の考え方

判断基準		考え方
可搬式モニタリングポスト	約 30mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> ・空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。 ・原子炉格納容器破損に伴い緊急時対策所周辺にプルームが通過した場合、緊急時対策所周辺の線量当量率は、最大数 Sv/h 程度となることから、それよりも十分に低い値として約 30mGy/h を設定する。 ・原子炉格納容器が健全の場合において、緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h* であり、それよりも高い値とすることで、原子炉格納容器破損に伴うプルーム通過時の線量当量率の上昇を判断できることから、誤判断を防止する。
可搬式エリア放射線モニタ	約 0.1mSv/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬式モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合等において、空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。 ・要員の被ばく線量が 7 日間で 100mSv を満足する基準として設定する (100mSv/(7d×24h))。 ・原子炉格納容器破損に伴うプルーム通過前の緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h* であり、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線、プルーム中の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、緊急時対策所遮蔽により減衰され、緊急時対策所内は十分低い線量当量率となっているため、プルーム通過時の線量当量率の上昇を確実に判断できる。

注記*：「工事計画に係る補足説明資料（その他発電用原子炉の付属施設のうち緊急時対策所）資料 2 緊急時対策所の居住性に関する説明書に係る補足説明資料」参照

2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要

(1) 主な事項

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	保管場所	個数
可搬式エリア放射線モニタ	半導体	0.001～ 999.9mSv/h		緊急時対策所 (EL 約 50m)	1 台 (予備 1 台)

(2) 可搬式エリア放射線モニタ

項目	内容
電源	AC100V 又は乾電池 (単一×4 本)
記録	電磁的に記録する。
概略寸法	約 300(W)×約 55(D)×約 300(H)mm (コネクタ, スイッチ等の突起部を除く)
重量	約 2.4kg

2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）《SA》

燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。

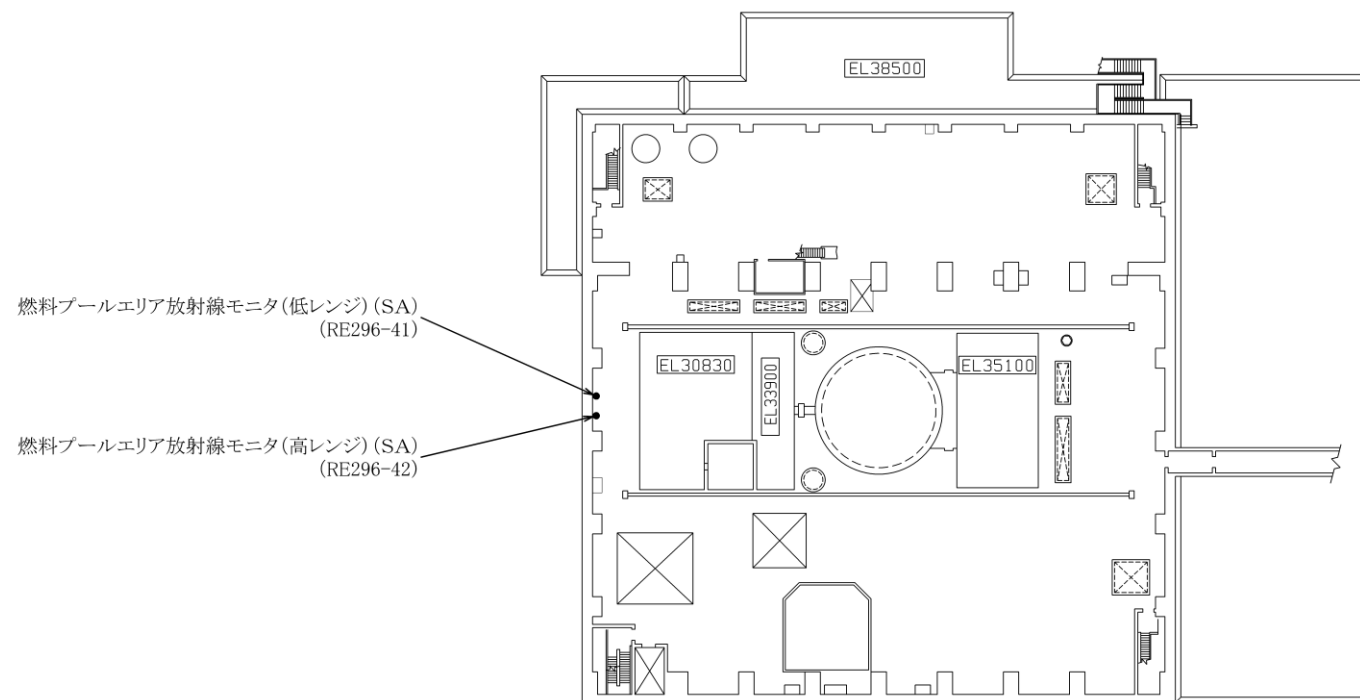
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率*1を監視可能である*2。計測上限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	$10 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率*1を監視可能である*2。計測下限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

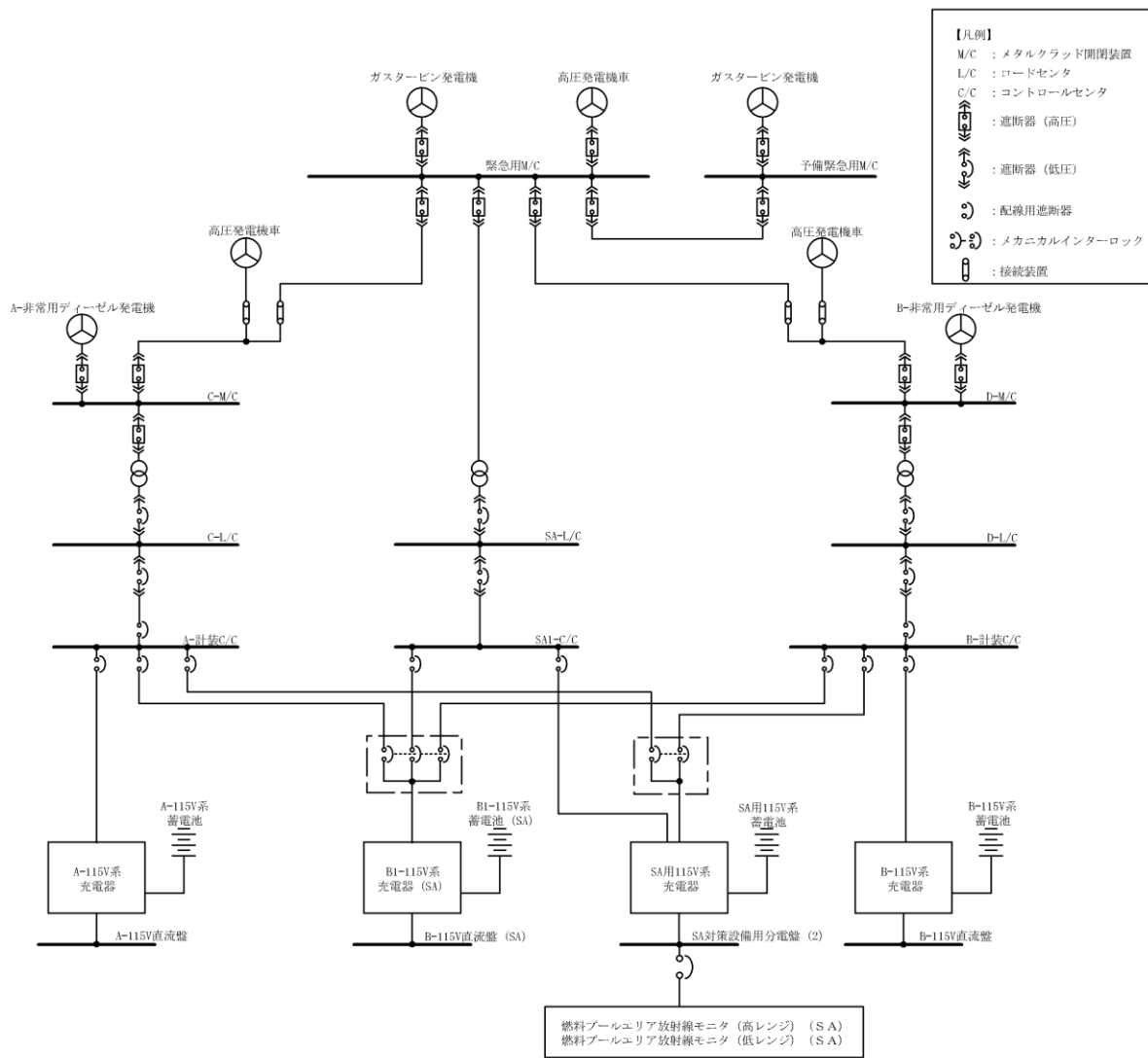
*2：重大事故等時における燃料プール水位の変動に伴う放射線量率の算出については、以降の「2.2.1 想定事故」、「2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について」、「2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故における線量当量率」に示し、重大事故等時における燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）により測定可能であることを確認した。

【燃料プールエリア放射線モニタ（SA）の配置図】



原子炉建物 EL 42800

【燃料プールエリア放射線モニタ（SA）の電源構成概略図】



2.2.1 想定事故

燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 37 条 3-1(a)及び(b)で定義する想定事故 1 (使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合

2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について

本有効性評価で用いる放射線の遮蔽が維持できる水位 (遮蔽水位) は、原子炉建物原子炉棟 4 階での重大事故等対応要員による燃料プールへの注水準備操作時の目安とする線量率 (10mSv/h) となる水位として、通常水位より約 2.6m 下とする。(図 2-1 「放射線の遮蔽が維持される最低水位」参照)

なお、本有効性評価で用いる線源 (使用済燃料、使用済制御棒) からの線量率を求める際に設定する評価点は、人が線源に最も接近する燃料取替機床面上としている。

計算モデルの評価点は、各体積線源の中心軸上の燃料取替機床面のレベルに置いている。

線源ごとの評価点における、燃料プール水位に応じた算出結果を合計したものを図 2-2 に示す。

また、QAD-CGGP 2R コードを用いて線源ごとの線量率を計算している。

- a. 燃料プール保有水高さ
燃料棒有効長頂部より上の水の高さ = 約 7.4m
- b. 必要水遮蔽厚さ
グラフから約 4.8m 以上
- c. 放射線の遮蔽が維持できる水位 (遮蔽水位)
燃料棒有効長頂部から約 4.8m 以上 (通常水位から約 2.6m 下以上)

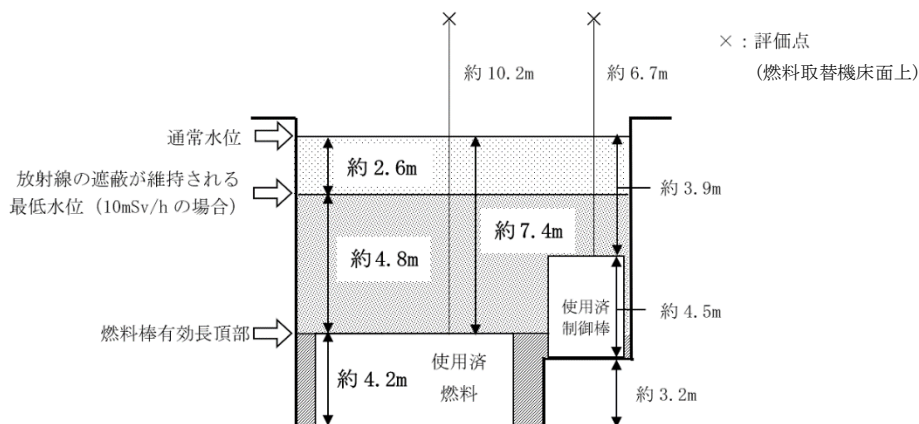


図 2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

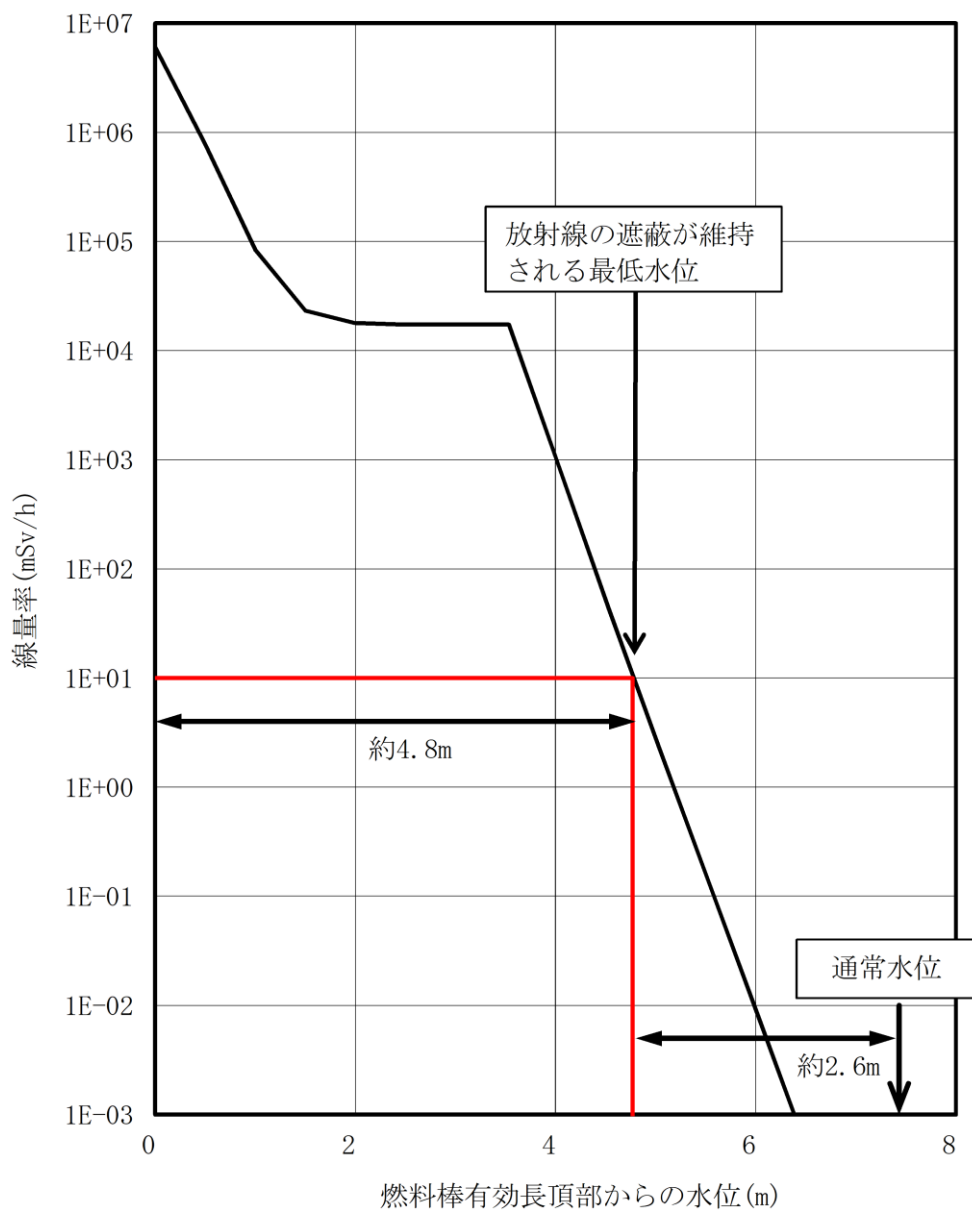


図 2-2 放射線の遮蔽が維持される水位

2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故における線量当量率

燃料プールの水位が異常に低下した場合には、燃料プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。従って、燃料プールの監視設備は重大事故等が発生した場合に変動する範囲にわたり線量当量率を測定できる必要があるため、以下の評価により、燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）により測定可能であることを確認した。

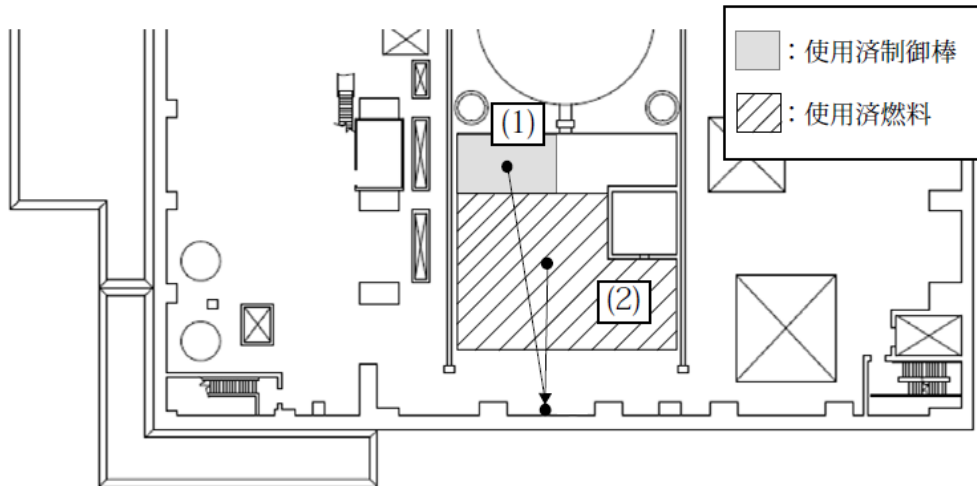
線源（使用済燃料、使用済制御棒）からの線量当量率を求める際に設定する評価点は、燃料プールエリア放射線モニタ（SA）設置位置を設定した。

なお、QAD-CGGP2Rコードを用いて線量当量率を計算している。

(1) 評価点の設定について

燃料プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合、燃料プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。このような状況においても燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）により、燃料プール周辺の線量当量率を測定する必要があるため、評価における評価点は燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図2-3に示す。

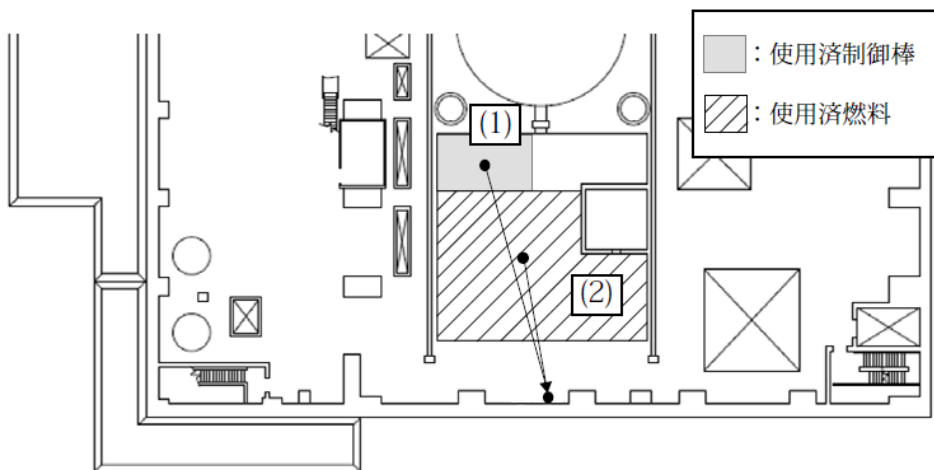
計算モデルの評価点は、図2-4に示すとおり各線源（使用済燃料、使用済制御棒）との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。各線源の計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



●評価点：燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）設置位置

- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 19.0m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15.7m

① 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）

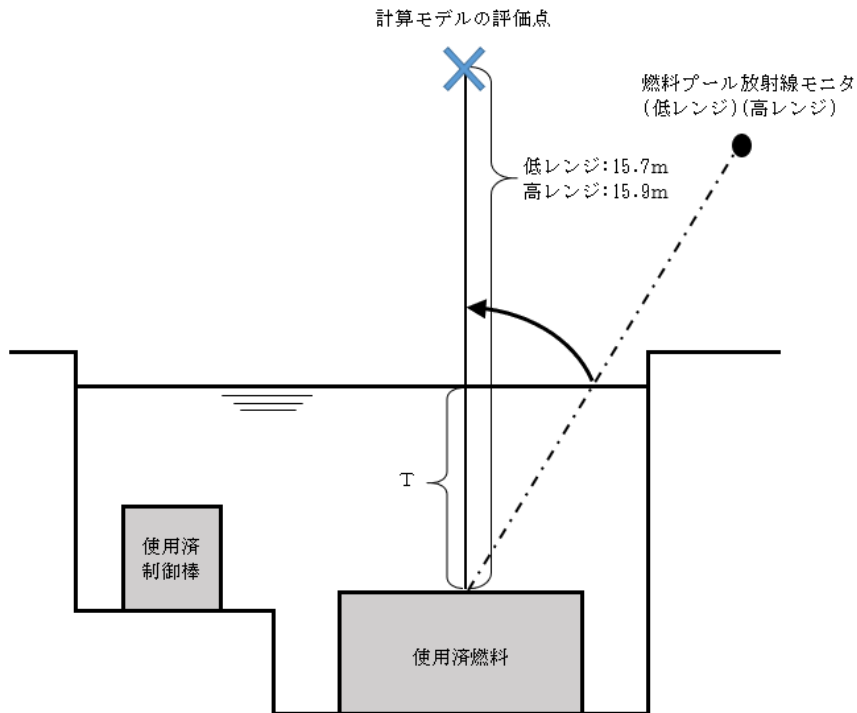
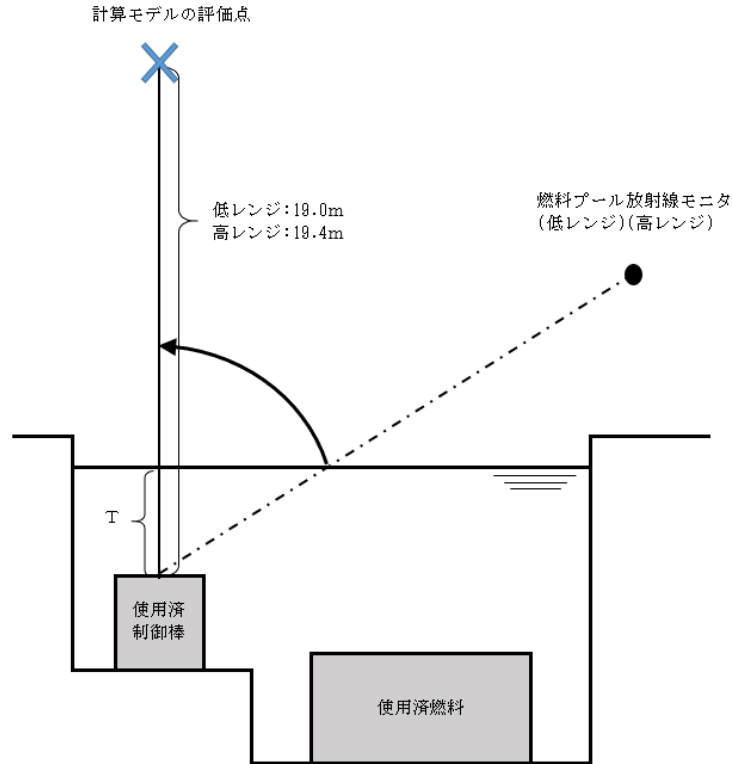


●評価点：燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）設置位置

- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 19.4m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15.9m

② 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）

図 2-3 各線源と評価点の平面位置関係



注：パラメータTは、線源から燃料プール水により遮蔽される長さ（m）を示す。使用済燃料を例とすると水面から評価点までの距離は $15.7 - T$ m（低レンジ）、 $15.9 - T$ m（高レンジ）となり、水位低下時の線量当量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-4 計算モデルの評価点の立面概要図

(2) 評価結果

線源ごとに計算モデルの評価点における、燃料プール水位に応じた算出結果(低レンジ及び高レンジ)を図2-5及び図2-6に示す。また、それらの結果の合計を図2-7に示す。図2-7に示すとおり、燃料プールの水位が異常に低下した場合においても燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)(SA)及び燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ)(SA)にて計測可能である。

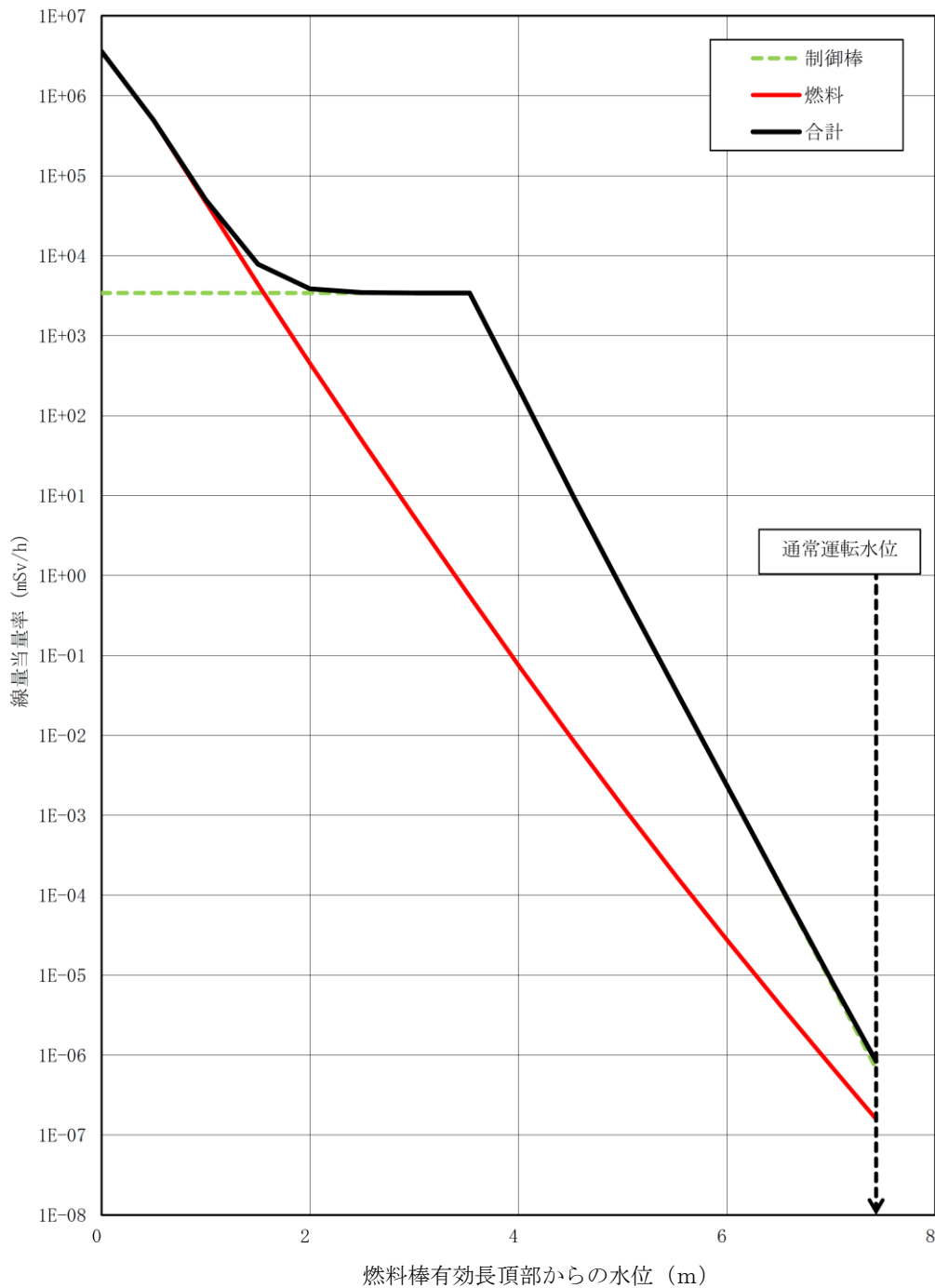


図2-5 線源ごとの燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)設置位置における線量当量率推移

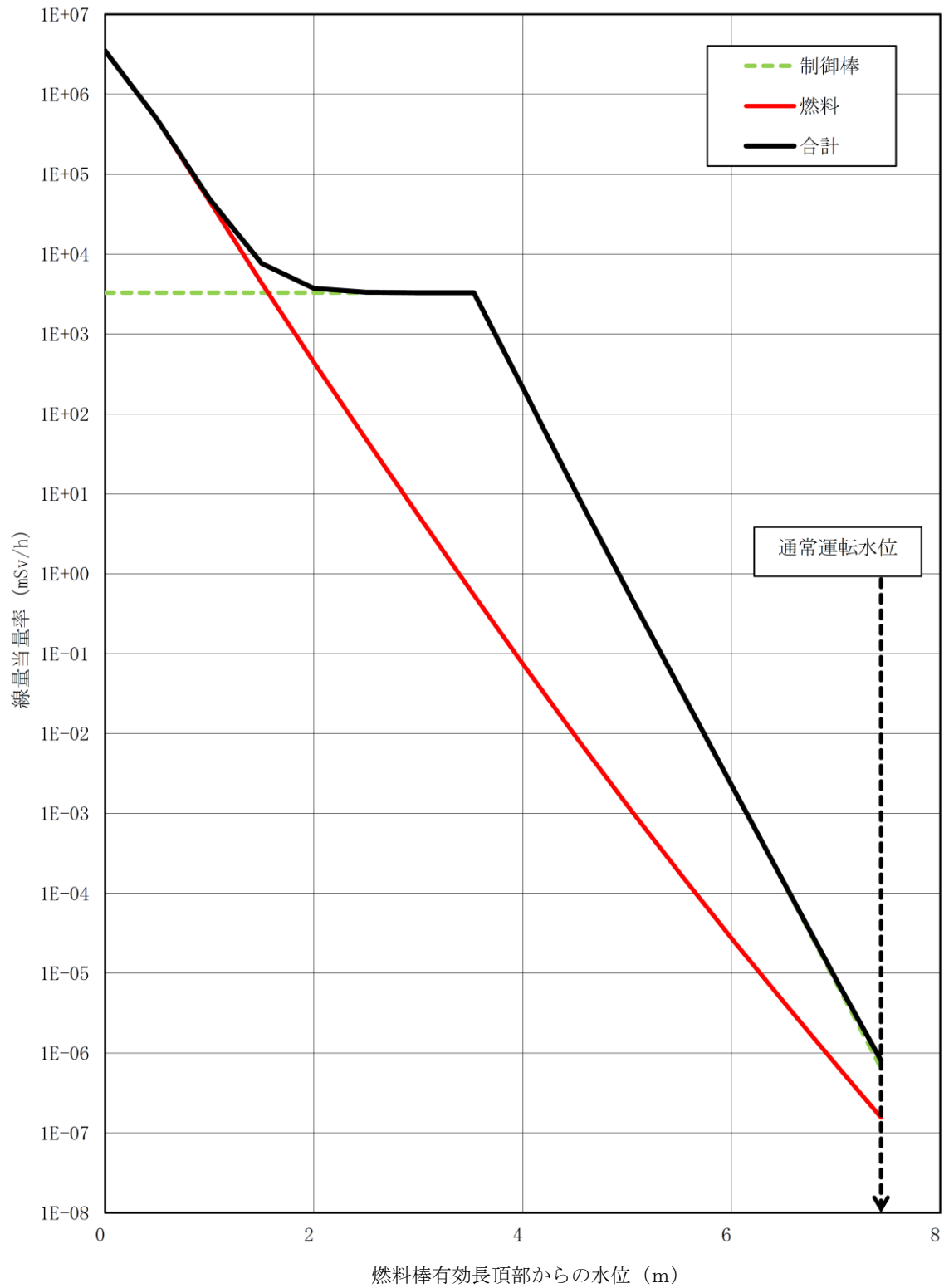


図2-6 線源ごとの燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）設置位置における線量当量率推移

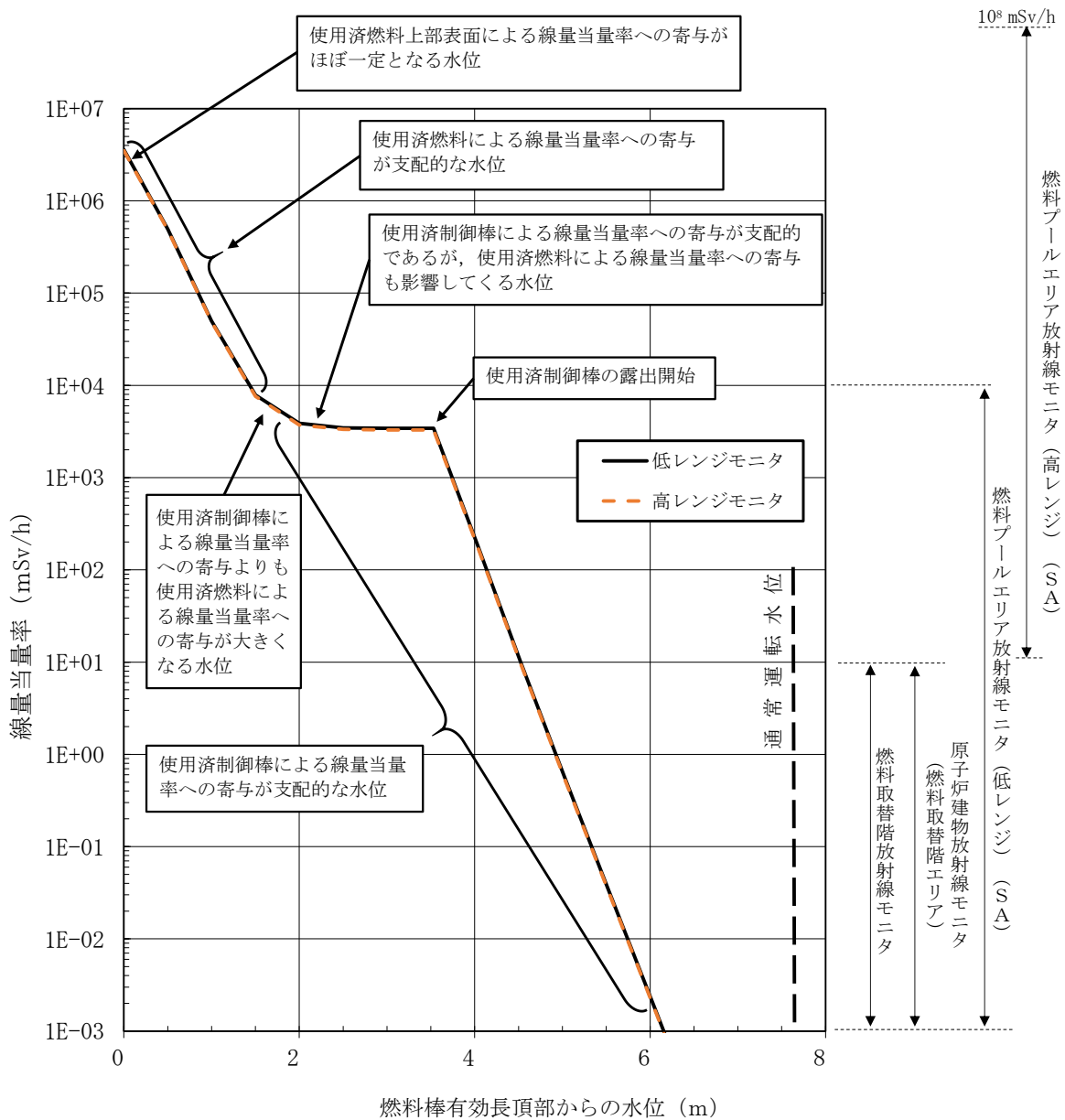


図 2-7 燃料プールエリア放射線モニタ設置位置における線量当量率推移

(参考) 燃料プール水深の遮蔽計算に関する計算条件について

【1】 評価条件

【1.1】 使用済燃料の計算条件

- (1) 燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分 (3518 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は 0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 9.1m×約 12.3m×約 3.7m) を線源とする。燃料有効部以外の使用集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽性能の小さい水とみなす。

【1.2】 使用済制御棒の計算条件

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ハンガのすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒の密度は自己遮蔽効果を保守的に評価するため遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ハンガ材料よりも遮蔽性能の小さい水とみなす。
- (5) 制御棒貯蔵ハンガの保管数量は、評価上の保管数量として合計144本と想定する。定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に、貯蔵数が最大となるように毎サイクルH f 型とB₄C型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。使用済制御棒の冷却期間及び保管本数を第1表に示す。

注記* : 「1999蒸気表」 (日本機械学会)

【2】 線源

【2.1】 使用済燃料の線源強度

【2.1.1】 評価方法

燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値*1 記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度 (MeV/ (W・s)) を単位体積あたりの線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射期間は 10^6 時間 (約114年) *2, 原子炉停止後貯蔵までの期間を10日 *3, 原子炉運転中の使用済燃料1体当たりの熱出力を4.35MW (9×9燃料 (A型)), 使用済燃料体積は約 $7.1 \times 10^4 \text{cm}^3$ とする。

注記*1 : Blizard E.P. and Abbott L.S., ed., “REACTOR HANDBOOK, 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

*2 : 文献*1 には、照射期間ごと及び冷却期間ごとにU-235核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は 10^3 時間、 10^6 時間から通常運転で想定される照射期間を超える 10^6 時間を選択した。

*3 : 原子炉停止後貯蔵までの期間10日とは、過去の全燃料取出完了日の実績を考慮した日数を設定した。

【2.2】 使用済制御棒の線源強度

【2.2.1】 評価方法

- (1) 使用済制御棒の線源強度は、ORIGEN2コード*4を使用する。ORIGEN2では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子フラックス並びに被照射材料 (使用済制御棒) の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。なお、評価に用いる解析コードORIGEN2の検証、妥当性評価については、添付書類VI-5-12「計算機プログラム (解析コード) の概要・ORIGEN2」に示す。
- (2) 各使用済制御棒 (Hf, B₄C) の単位体積当たりの線源強度は、各々使用済制御棒を上部, 中間部, 下部の3領域に分割し算出する。
- (3) 使用済制御棒は、タイプ (Hf, B₄C) 別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵される使用済制御棒全体の放射能を線源体積で加重平均 (均質化) した線源強度を設定する。

注記*4 : A. G. Croff, ” A User’ s Manual for the ORIGEN2 Computer code”, ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

【2.2.2】 放射化断面積

ORIGEN2に入力する放射化反応断面積は、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB を適用する (BWRSTEP-III ボイド率 40% UO₂ < 60Gwd/THM)。

第1表 使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数

タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (day)	本数 (本)
Hf型 制御棒	0	10	9
	1	506	4
	2	1002	4
	3	1498	4
	4	1994	4
	5	2490	4
	6	2986	4
	7	3482	4
	8	3978	4
	9	4474	4
	10	4970	5
B ₄ C型 制御棒	0	10	12
	1	506	8
	2	1002	8
	3	1498	8
	4	1994	8
	5	2490	8
	6	2986	8
	7	3482	8
	8	3978	8
	9	4474	8
	10	4970	10

【3】 遮蔽計算

【3.1】 計算方法

燃料プール水深の遮蔽の計算は、有効性評価における評価では評価点を原子炉建物原子炉棟4階燃料取替機床面高さとし、計算モデルの評価点としては各線源（使用済制御棒、使用済燃料）の中心軸上の燃料取替機床面のレベルに置き計算する。また、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測範囲の評価では、評価点をモニタ設置位置とし、計算モデルの評価点としては各線源（使用済制御棒、使用済燃料）との最短距離に等しい距離で各線源ごとの真上に置き計算する。

遮蔽計算には、点減衰核積分法コードQAD-CGGP2Rコードを用いて計算する。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2Rコードの検証、妥当性評価については、添付書類VI-5-11「計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CGGP2R」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー

- ・線源となる使用済燃料及び使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

3. 固定式周辺モニタリング設備

3.1 モニタリングポスト

3.1.1 モニタリングポストの配置，計測範囲及び警報動作範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の空間線量率を連続的に監視するために，モニタリングポスト6台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室で監視，記録を行うことができる。また，緊急時対策所でも監視を行うことができる設計とする。

モニタリングポストは，低レンジ域を測定するNaI(Tl)シンチレーション（計測範囲： $10\sim 10^5$ nGy/h）及び高レンジ域を測定する電離箱（計測範囲： $10\sim 10^8$ nGy/h）の2種類の検出器から構成され，計測範囲 $10\sim 10^8$ nGy/h を測定できるよう設計している。モニタリングポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信できる。警報は，平常値（約 $30\sim 40$ nGy/h）からの有意な変動を検知するため，NaI(Tl)シンチレーションについては平常値の5倍を目安（約 220 nGy/h）に設定するが，測定範囲内で可変できる設計とする。

モニタリングポストの配置図を図3-1に，計測範囲，警報動作範囲等を表3-1に示す。

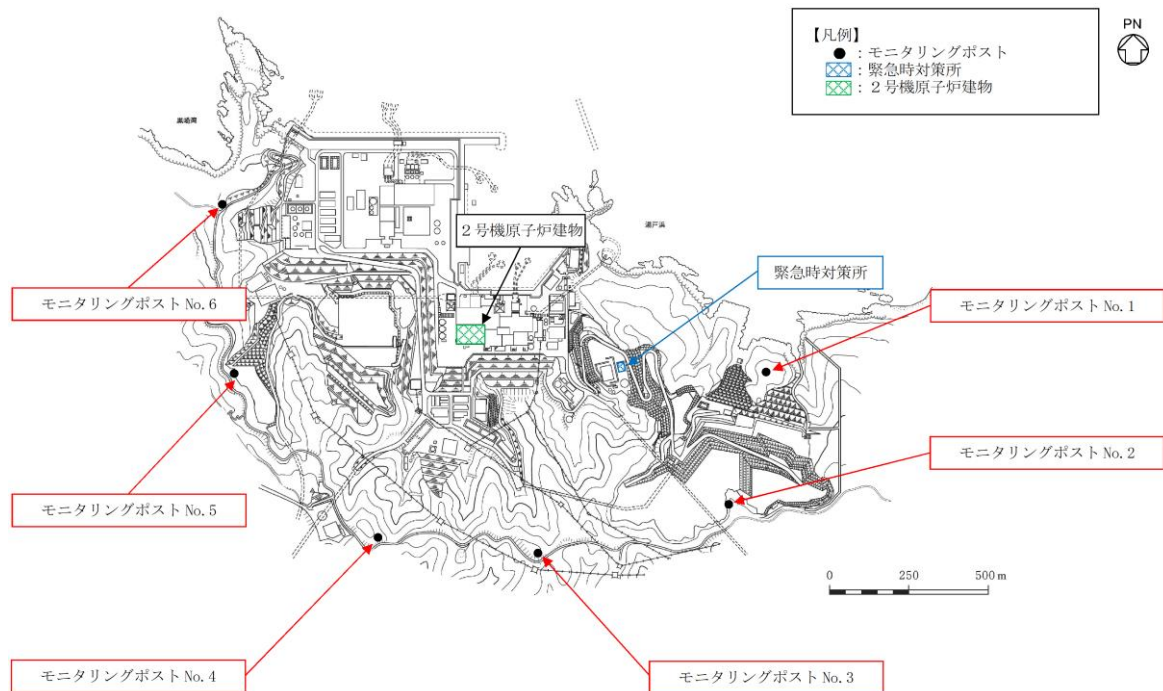
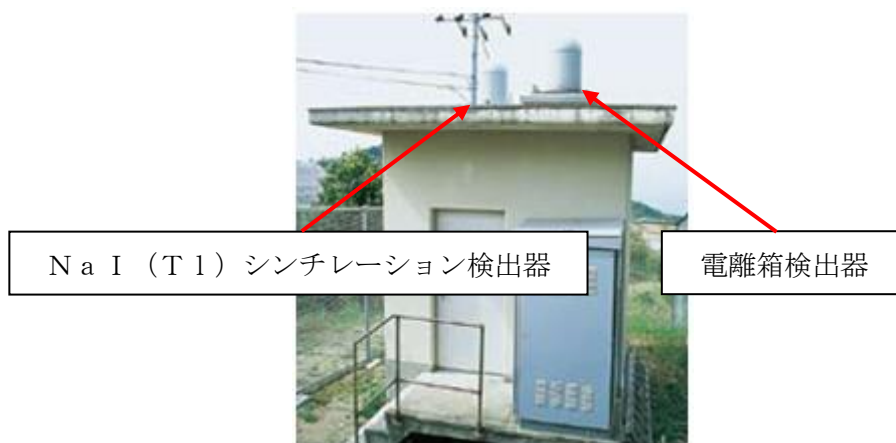


図3-1 モニタリングポストの配置図

表 3-1 モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 ⁵ nGy/h	10~10 ⁵ nGy/h	各 1 台	周辺監視区 域境界付近 (6 箇所)
	電離箱	10~10 ⁸ nGy/h	10~10 ⁸ nGy/h	各 1 台	



(モニタリングポストの写真)

3.1.2 モニタリングポストの電源

モニタリングポストの電源は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第34条（計測装置）の対応として、非常用ディーゼル発電設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらにモニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機を有し、電源の供給源を切替える際に生じる短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお、モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

また、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第60条（監視測定設備）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第75条（監視測定設備）の対応として、常設代替交流電源設備からの給電が可能である。

モニタリングポストの電源構成図を図3-2に、モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機の設備仕様を表3-2に示す。

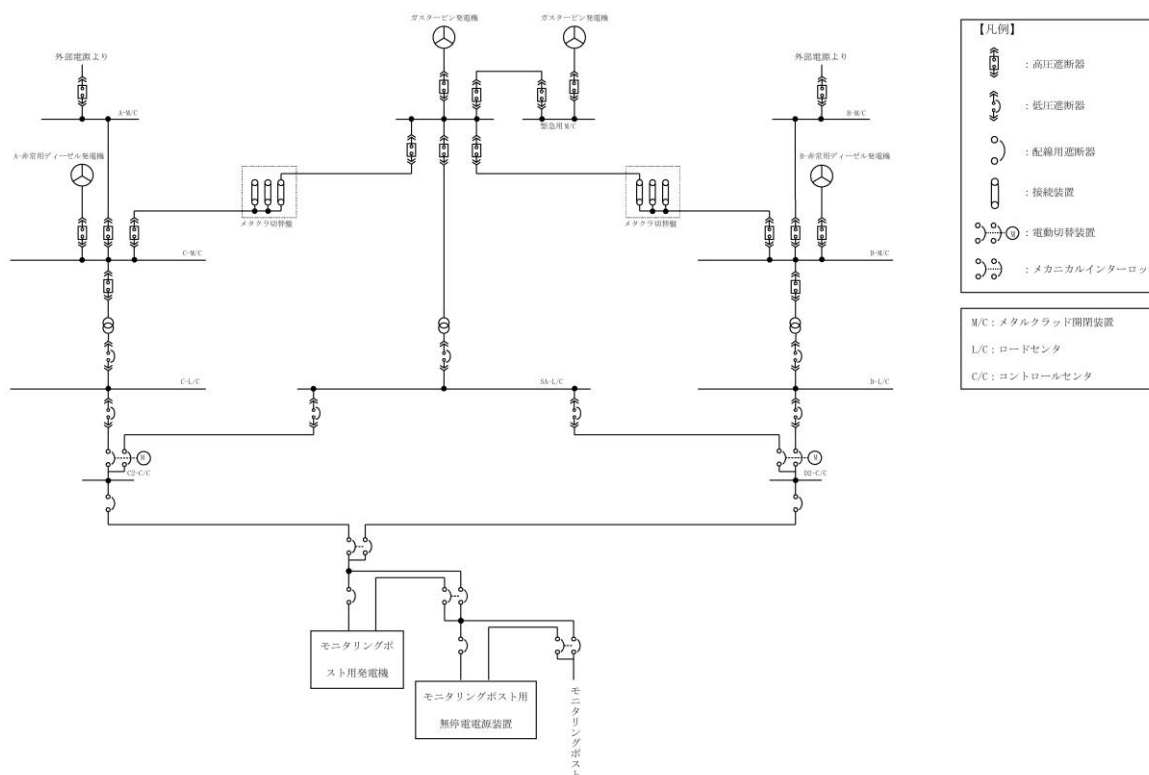


図3-2 モニタリングポストの電源構成概略図

表 3-2 モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間*	燃料	備考
モニタリングポスト用無停電電源装置	局舎ごとに1台 計6台	1.2kVA以上	蓄電池	約10分	—	停電時に電源を供給できる
モニタリングポスト用発電機	局舎ごとに1台 計6台	5.2kVA	ディーゼルエンジン	約24時間	軽油	停電時に電源を供給できる

注記*：バックアップ時間は、各モニタリングポストの実負荷より算出



(モニタリングポスト用無停電電源装置の写真)



(モニタリングポスト用発電機の写真)

3.1.3 モニタリングポストの伝送

モニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線系回線及び無線系回線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリングポストの伝送系は通常時、有線系回線と無線系回線にてデータ伝送し、有線系回線からのデータを採用しているが、万一有線系回線が切断された場合には、無線系回線から伝送されるデータを採用することで、継続して指示値を中央制御室及び緊急時対策所で監視できる。有線系回線と無線系回線は相互に依存せず、有線系回線による伝送が途絶しても、無線系回線のみで、その後長期間継続して伝送できる設計とすることで、多様性を有した設計とする。

モニタリングポストの伝送概略図を図3-3に示す。

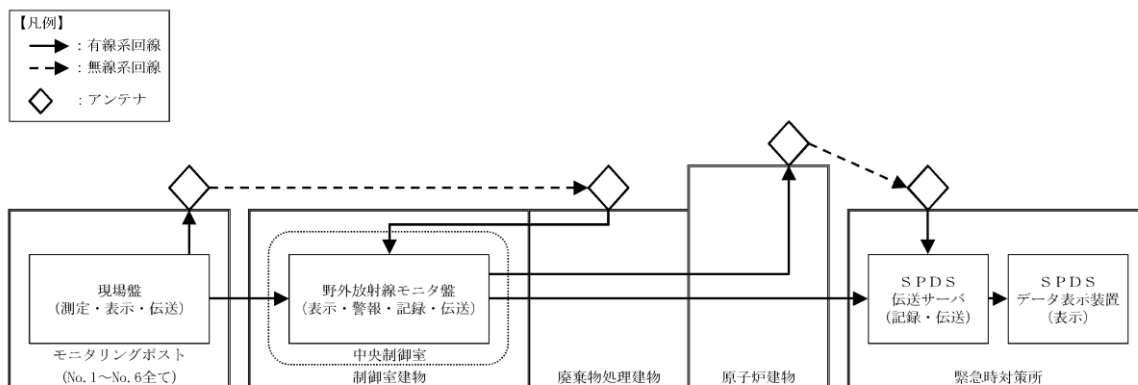


図3-3 モニタリングポストの伝送概略図

4. 移動式周辺モニタリング設備

4.1 可搬式モニタリングポスト

4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置

可搬式モニタリングポストは10台（モニタリングポストが機能喪失した際の代替測定用として6台，重大事故等が発生した場合の発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の空間線量率測定用として3台，緊急時対策所付近にて緊急時対策所の加圧判断用として1台），予備として2台を保管している。

可搬式モニタリングポストの計測範囲等を表4-1，仕様を表4-2，配置位置及び保管場所を図4-1に示す。

可搬式モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより7日間以上連続で稼働できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定データは，可搬式モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる。

可搬式モニタリングポストの伝送概略図を図4-2に示す。

表4-1 可搬式モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬式モニタリングポスト	NaI（Tl）シンチレーション	10～10 ⁹ nGy/h*	—	10台 (予備2台)
	半導体			

注記*：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10⁻¹Gy/h）等を満足する設計とする。

表 4-2 可搬式モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	蓄電池（4 個）により 7 日以上供給可能。 7 日後からは、予備の蓄電池（4 個）と交換することにより継続して計測可能。蓄電池は 1 個あたり約 6 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にてデータ監視。 なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本 体：約 800(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 蓄電池：約 210(W)×約 180(D)×約 175(H)mm
重量	合 計：約 60kg 本 体：約 40kg 蓄電池：約 20kg（約 5kg/個×4 個）



アンテナ部

訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大 6 時間 30 分以内（2 名で車両を用いて屋外 9 箇所に設置。また、人力にて緊急時対策所近傍 1 箇所に設置）

（可搬式モニタリングポストの写真）

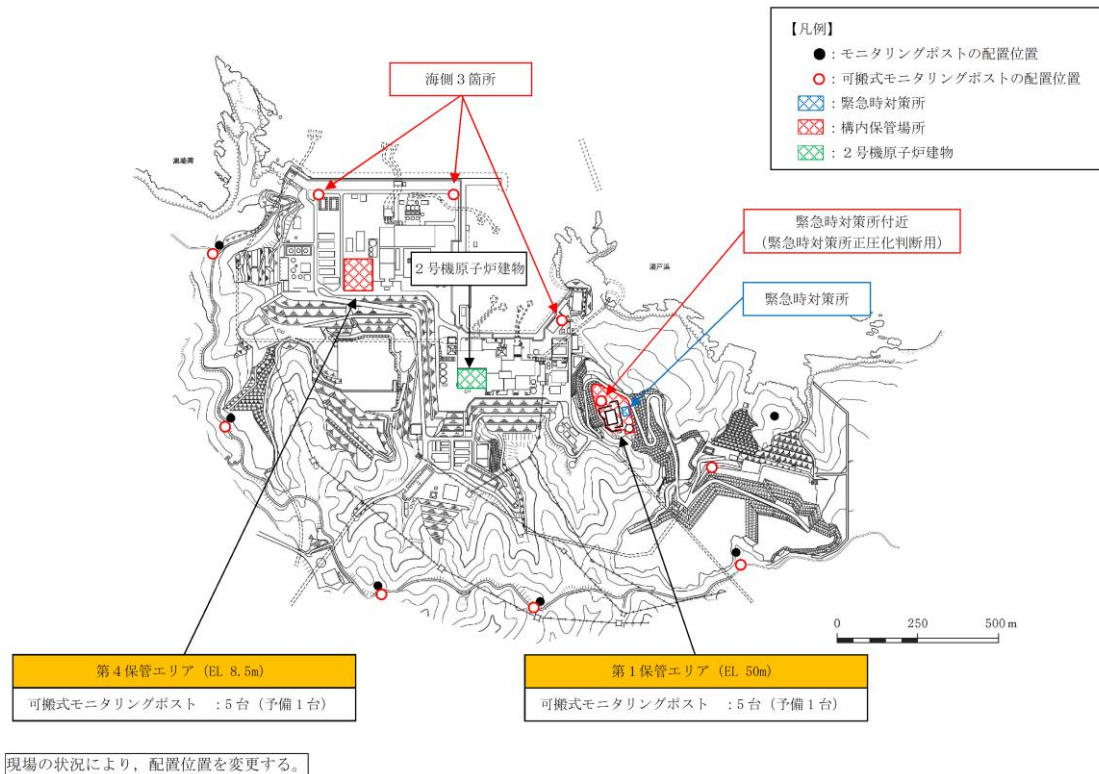


図 4-1 可搬式モニタリングポストの配置位置及び保管場所

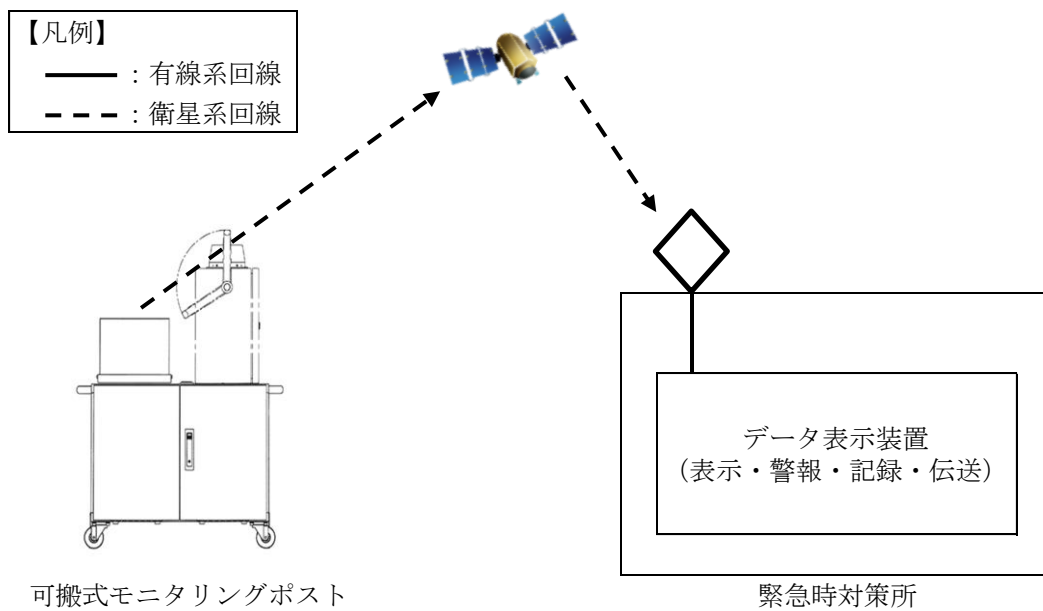


図 4-2 可搬式モニタリングポストの伝送概略図

4.1.2 放射能放出率の算出

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等において、放射性物質が放出された場合に、放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬式モニタリングポスト等で得られた放射線量率のデータより、以下の算出式を用いる。(出典：環境放射線モニタリング指針(原子力安全委員会 平成22年4月))

a. 放射性希ガス放出率(Q)の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \text{ (GBq/h)}$$

Q	: 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)
4	: 安全係数
D	: 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率*1 (μ Gy/h)
U	: 平均風速 (m/s)
D ₀	: 空気カーマ率分布図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 (μ Gy/h) (at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s, 実効エネルギー: 1MeV/dis) *2
E	: 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率(Q)の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \text{ (GBq/h)}$$

Q	: 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)
4	: 安全係数
χ	: 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度*1 (Bq/m ³)
U	: 平均風速 (m/s)
χ_0	: 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図より読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度 (Bq/m ³) (at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s) *2

注記*1: モニタリングで得られたデータを使用

*2: 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010)

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1.0m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times (5 \times 10^4) \times 1.0 / (6.0 \times 10^{-4}) / 0.5 \\ &= 6.7 \times 10^8 \text{GBq/h} \\ &= (6.7 \times 10^{17} \text{Bq/h}) \end{aligned}$$

- | | | |
|---|----------------|--|
| { | 4 | : 安全係数 |
| | D | : 地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率*
⇒50mGy/h (5×10 ⁴ μGy/h) 1Sv=1Gy とした |
| | U | : 放出地上高さにおける平均風速 (m/s)
⇒1.0m/s |
| | D ₀ | : 6.0×10 ⁻⁴ μSv/h (放出高さ 120m, 距離 350m) |
| | E | : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー
⇒0.5MeV/dis |

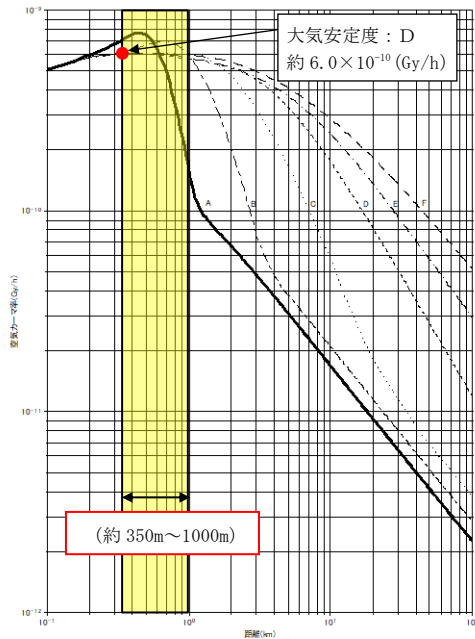
注記*: 放射性よう素の放射能放出率は、可搬式ダスト・よう素サンプラにより採取し、放射能測定装置により測定したデータから算出する。

(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬式モニタリングポストは、地表面に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬式モニタリングポストで十分に測定が可能である。

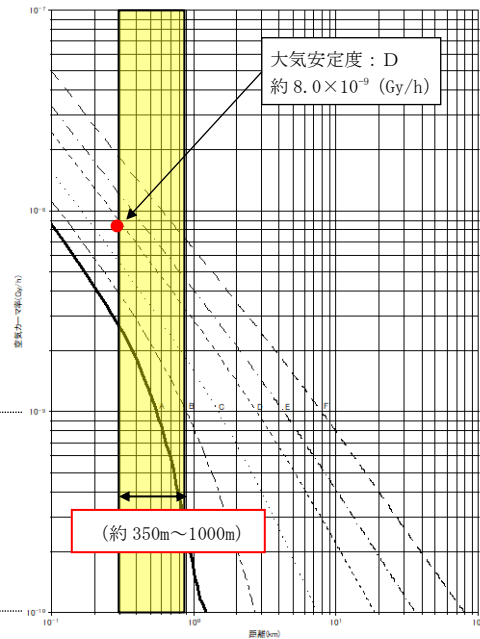
【放出高さ 120m の場合】

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 120.0 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h
 γ 線平均エネルギー: 0.5 MeV/photon γ 線実効エネルギー: 1.0 MeV/ds



【放出高さ 0m の場合】

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 0.0 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h
 γ 線平均エネルギー: 0.5 MeV/photon γ 線実効エネルギー: 1.0 MeV/ds



- ・排気筒高さ 地上高 120m
- ・敷地グラウンドレベル EL8.5m
- ・可搬式モニタリングポスト配置位置
(原子炉建物から約 350m~1000m 付近)

出典: 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)」 (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-010)

図 4-3 各大気安定度における地表面での放射性雲からのガンマ線による空気カーマ率分布図

4.1.3 可搬式モニタリングポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、周辺監視区域内で線量当量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の実績を踏まえて11～24mSv/h程度(炉心との距離が最も短い(2号機とモニタリングポストNo.4)約700m程度の場合)が必要と考えられる。

また、海側の放出を考慮して設置する可搬式モニタリングポストと炉心との距離が約350m程度であるため、同様に福島第一原子力発電所の実績を踏まえて12～88mSv/h程度である。

このため、1000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、測定レンジを超えたとしても、近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、配置位置を変更する等の対応を実施する。

(2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建物から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/hであった(2011年3月15日9:00)。これをもとに炉心から約350m及び約700mにおける値を計算すると、線量当量率はそれぞれ約12～88mSv/h及び約11～24mSv/hとなる。炉心からの距離と線量当量率の関係を表4-3に示す。

表4-3 炉心からの距離と線量当量率の関係

炉心からの距離 (m)	線量当量率 (mSv/h)
海側 約350	約12～88*
モニタリングポスト代替 約700	約11～24*
約900	約11

注記*：風速1m/s、放出高さ30m、大気安定度A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)」(日本原子力研究所2004年6月JAERI-Data/Code 2004-010)を用いて算出

4.2 可搬型放射能測定装置等

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、放射能測定装置等により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、以下の放射能測定装置等を使用する。

放射能測定装置等の計測範囲等を表 4-4 に示し、小型船舶の仕様等を表 4-5 に示す。また、放射能測定装置等の写真を図 4-4、放射能測定装置等の使用場所及び保管場所を図 4-5 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 4-6 に示す。

表 4-4 放射能測定装置等の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数	保管場所
可搬式ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2台*2 (予備1台)	緊急時対策所
NaIシンチレーションサーベイメータ	NaI (Tl)シンチレーション	0~30ks ⁻¹ *1	サンプリング記録	2台*2 (予備1台)	緊急時対策所
GM汚染サーベイメータ	GM管	0~100kmin ⁻¹ *1	サンプリング記録	2台*2 (予備1台)	緊急時対策所
α・β線サーベイメータ	ZnS (Ag)シンチレーション	0~100kmin ⁻¹ *1	サンプリング記録	1台 (予備1台)	緊急時対策所
	プラスチックシンチレーション	0~100kmin ⁻¹ *1			
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.001~300mSv/h*1	サンプリング記録	2台 (予備1台)	緊急時対策所

注記*1:「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満たす設計とする。

*2:「放射能観測車の代替測定」と共用

表 4-5 小型船舶の仕様等

項目	内容
数量	1台 (予備1台)
定員	5名
最大積載重量	500kg
動力源	軽油
モニタリング時に 持ち込む資機材	<ul style="list-style-type: none"> ・電離箱サーベイメータ : 1台 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ : 1台 ・海水採取用資機材 (容器等) : 1式
保管場所	<ul style="list-style-type: none"> ・第1保管エリア : 1台 (EL 50m) ・第4保管エリア : 1台 (EL 8.5m)
運搬方法	クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する



(可搬式ダスト・よう素サンプラ)



(NaIシンチレーションサーベイメータ)



(GM汚染サーベイメータ)



(α ・ β 線サーベイメータ)



(電離箱サーベイメータ)

図 4-4 放射能測定装置等の写真

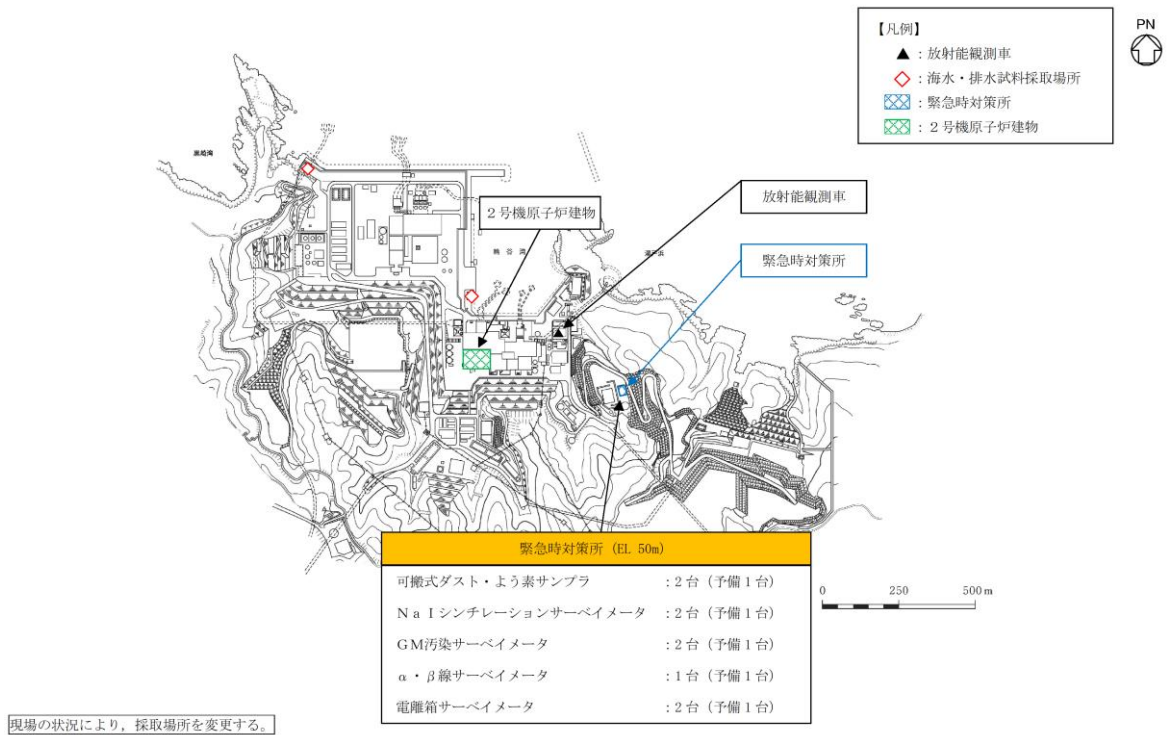


図 4-5 放射能測定装置等の使用場所及び保管場所

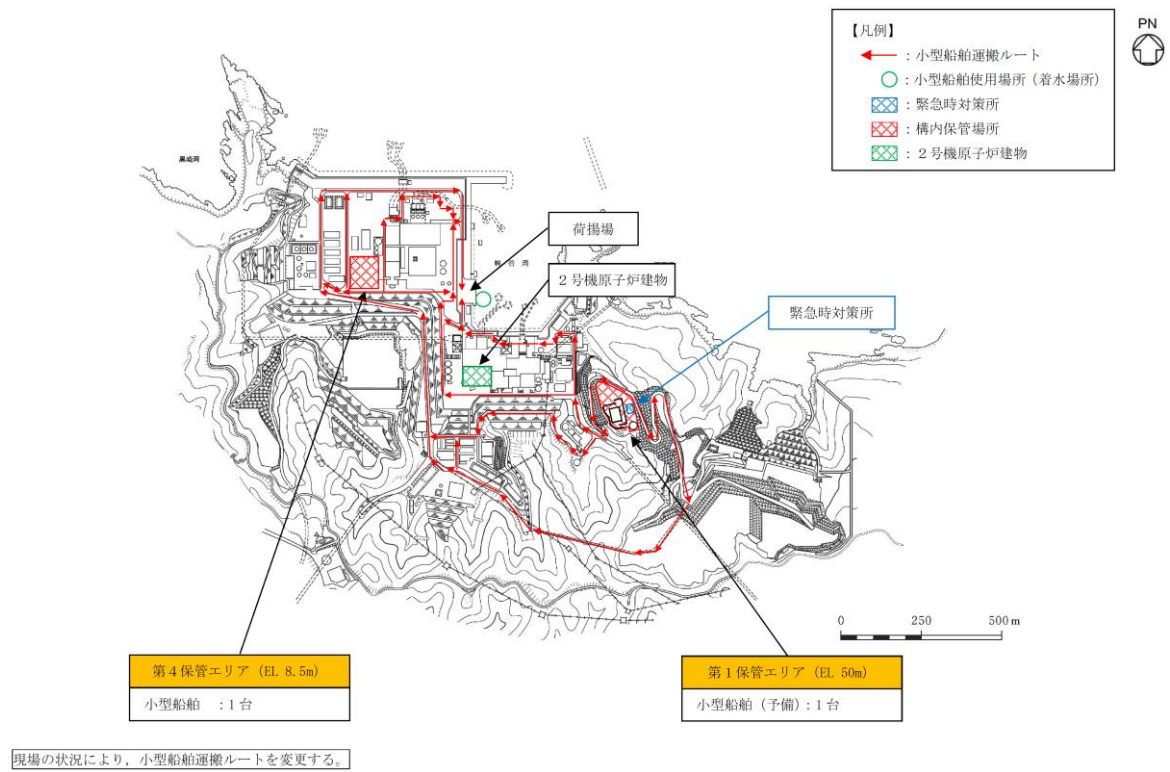


図 4-6 小型船舶の保管場所及び移動ルート

5. 気象観測設備

5.1 可搬式気象観測装置

可搬式気象観測装置は、気象観測設備が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録するための1台、予備として1台を保管している。

可搬式気象観測装置の計測範囲等を表5-1、仕様を表5-2、配置位置及び保管場所を図5-1に示す。

可搬式気象観測装置の電源は、外部バッテリーにより24時間以上連続で稼働できる設計としており、外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また、測定データは、可搬式気象観測装置の電子メモリに記録するとともに、衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる。

可搬式気象観測装置の伝送概略図を図5-2に示す。

表5-1 可搬式気象観測装置の計測範囲等

名称	計器の種類	計測範囲	個数
可搬式気象観測装置	風向風速計	風向 16方位 風速 0.4~90m/s	1台 (予備1台)
	日射計	0~1.4kW/m ²	
	放射収支計	-0.347~1.042kW/m ²	
	雨量計	0~100mm	

表5-2 可搬式気象観測装置の仕様

項目	内容
電源	蓄電池(8個)により24時間以上供給可能。
記録	測定値は1週間以上電子メモリに記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にてデータ監視。
概略寸法	測定器架台：全長3300mm×高さ3000mm

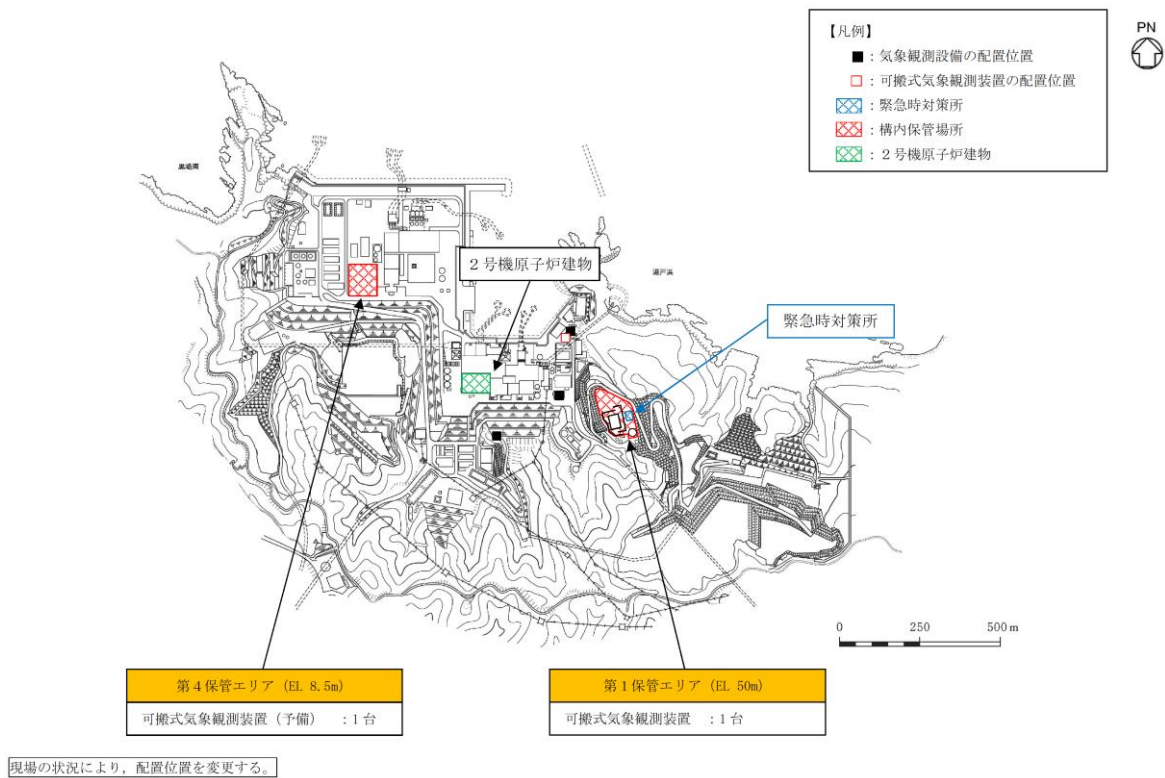


図 5-1 可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

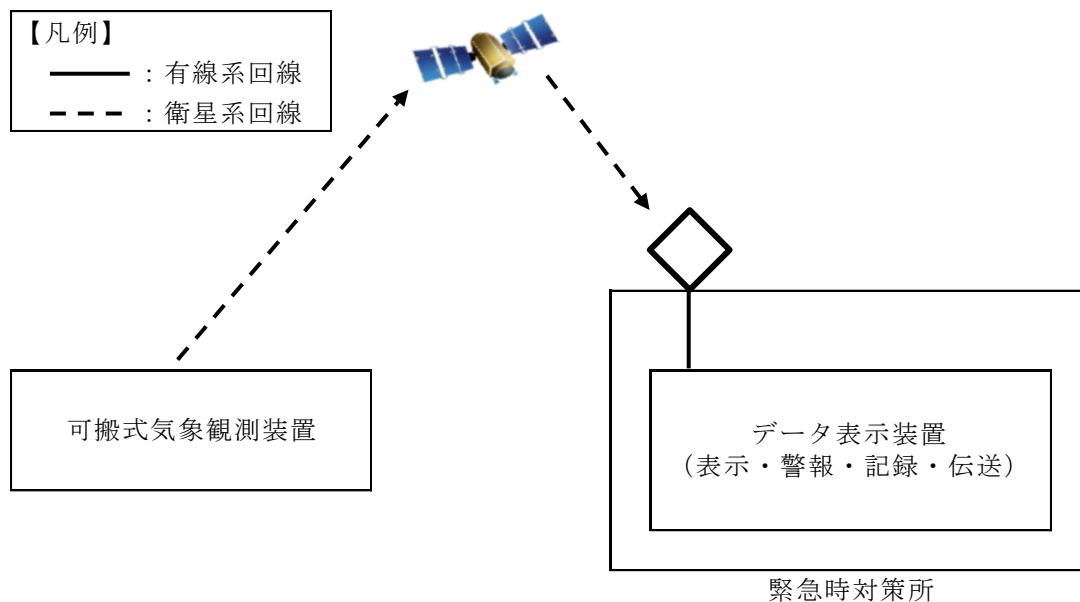


図 5-2 可搬式気象観測装置の伝送概略図

管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書
に係る補足説明資料

目 次

1. 出入管理設備	1
1.1 中央制御室チェンジングエリア	1
1.2 緊急時対策所チェンジングエリア	16
2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置	30
2.1 放射能測定装置及び小型船舶	30
2.2 環境試料分析装置	32

1. 出入管理設備

1.1 中央制御室チェンジングエリア

1.1.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第59条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考えとする。

1.1.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーバイエリア及び除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点からタービン建物内、かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は、表1.1-1のとおり。

表 1.1-1 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	タービン建物 運転員控室前通路	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	パネル取付ユニット方式	設営の容易さ及び迅速化の観点から、パネル取付ユニット方式を採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害特別措置法第十条第一項に該当する事象又は原子力災害特別措置法第十五条第一項に該当する事象が発生した後、緊急時対策本部が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	緊急時対策要員	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている緊急時対策要員が設営を行う。

1.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、図 1.1-1 及び図 1.1-2 のとおり。

要員は放射線防護具を着用し、チェンジングエリアで脱衣し、中央制御室へアクセスする。

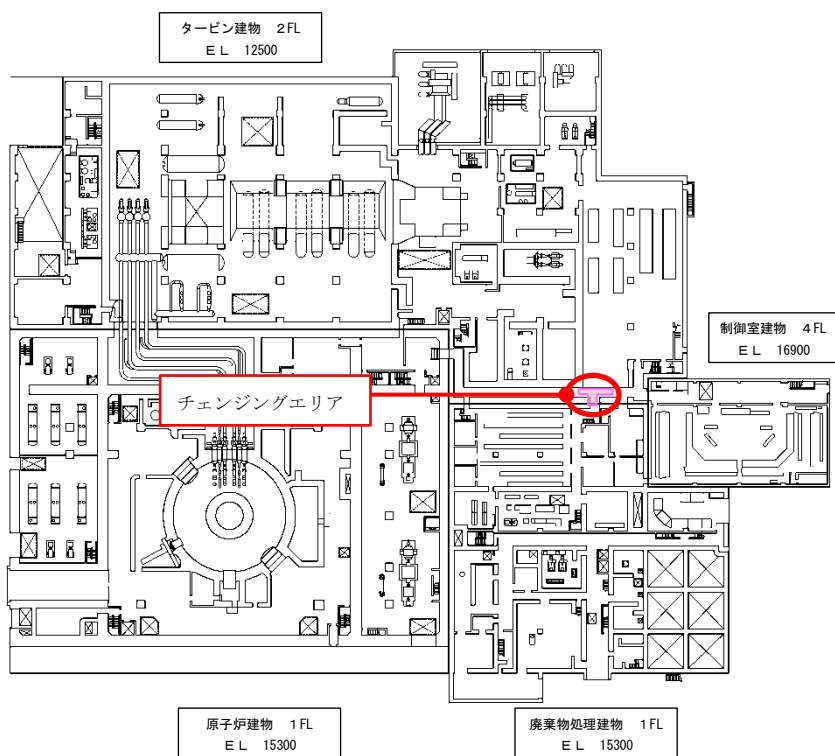


図 1.1-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所

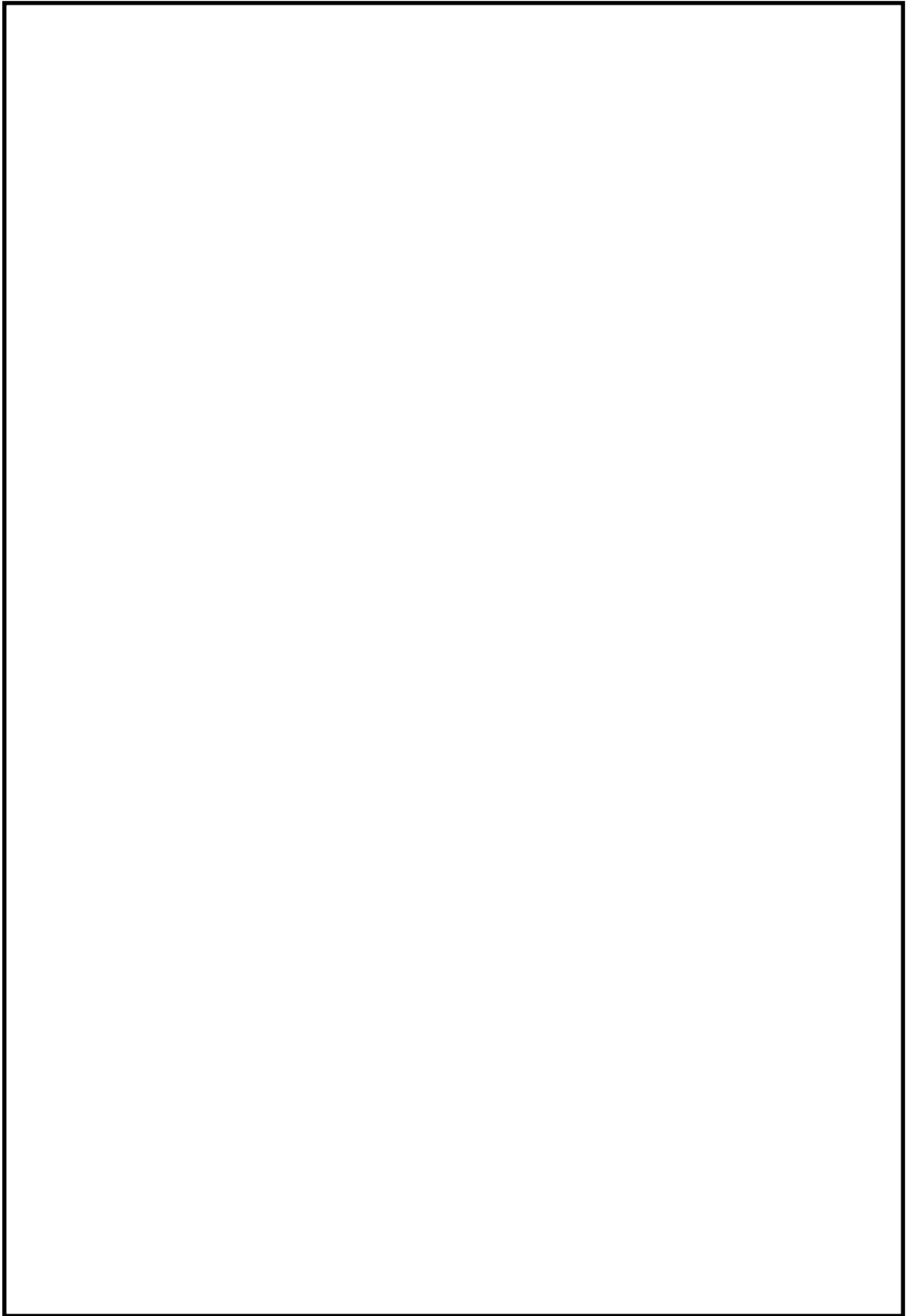


図 1.1-2 中央制御室へのアクセスルート概要図

1.1.4 チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

(1) 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、図 1.1-3 の設営フローに従い、図 1.1-4 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員 2 名で、2 時間以内を想定する。チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班員 2 名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は、当直長が、原子力災害特別措置法第十条第一項に該当する事象又は原子力災害特別措置法第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生したと判断した後、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに実施する。

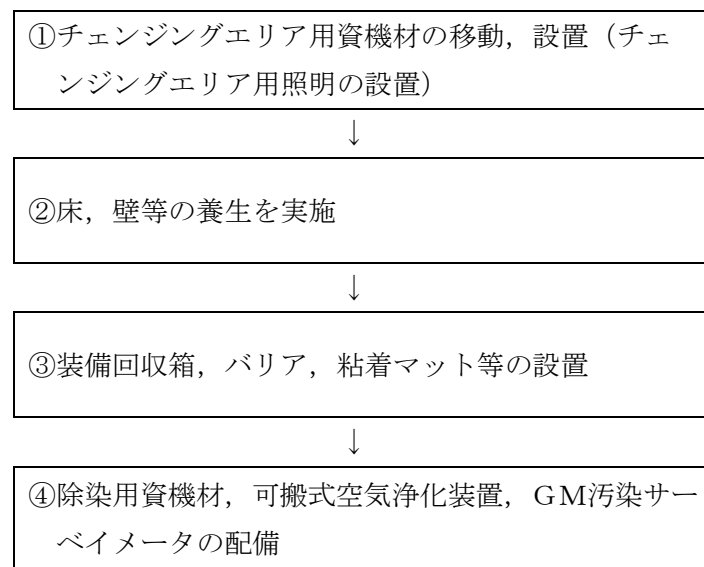


図 1.1-3 チェンジングエリア設営フロー

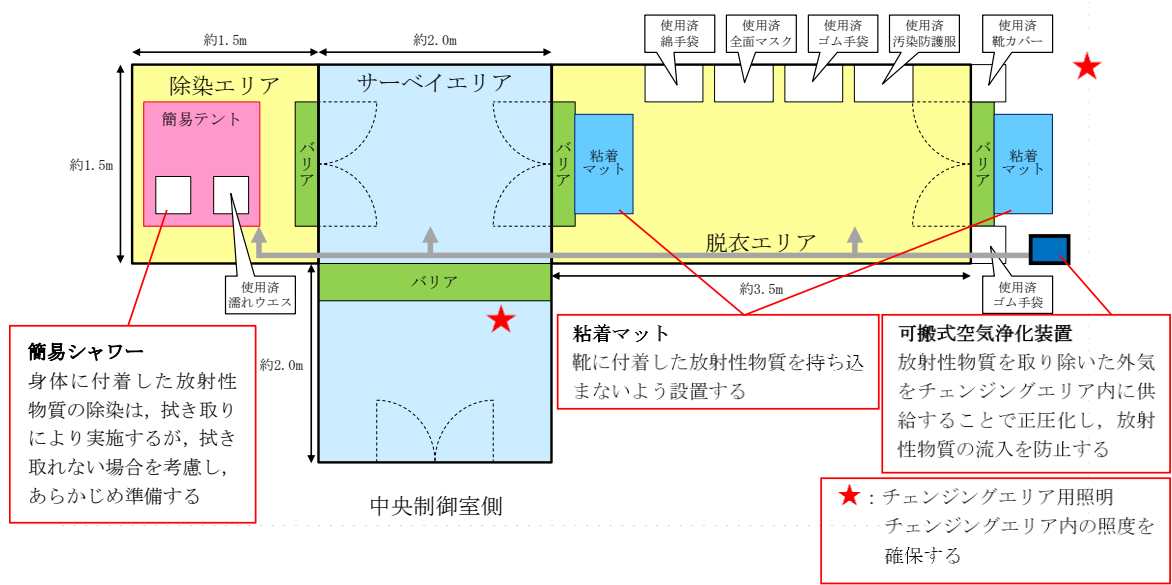


図 1.1-4 中央制御室チェンジングエリア

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 1.1-2 のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア設置場所付近に保管する。

表 1.1-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量*	根拠
チェンジングエリア区画資材	1 式	エリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	約 35m ² (床, 壁の養生面積) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 90m ² /巻 × 1.5 倍 ÷ 2 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
バリア	4 個	4 個 (各エリア間設置箇所数)
粘着マット	4 枚	2 枚 (設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4 枚
装備回収箱	6 個	6 個 (設置箇所数)
ヘルメット掛け	1 式	エリア設営に必要な数量
ポリ袋	200 枚	6 枚 (設置箇所) × 3 枚/日 (1 日交換回数) × 7 日 × 1.5 倍 = 189 枚 → 200 枚
テープ	12 巻	約 80m (養生エリアの外周距離) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 30m/巻 × 1.5 倍 = 12 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
ウエス	1 箱	1200 枚/箱 (除染等)
ウェットティッシュ	5 個	120 枚/個 (除染等)
はさみ	1 個	エリア設営に必要な数量
マジック	2 本	エリア設営に必要な数量
簡易テント	1 台	960mm × 960mm × 1,600mm (除染エリア設置)
簡易シャワー	1 台	エリア設営に必要な数量
簡易タンク	1 台	エリア設営に必要な数量
トレイ	1 個	エリア設営に必要な数量
バケツ	2 個	エリア設営に必要な数量
可搬式空気浄化装置	1 式	エリア設営に必要な数量
チェンジングエリア用照明	2 個	エリア設営に必要な数量

注記* : 今後, 訓練等で見直しを行う。

1.1.5 チェンジングエリアの運用

(1) 出入管理

チェンジングエリアは、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室に待機していた要員が、中央制御室外で作業を行った後、再度、中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は、放射性物質により汚染しているおそれがあることから、中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 1.1-4 のとおりであり、チェンジングエリアには下記①から③のエリアを設けることで、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ中央制御室側へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリア入口で、安全靴、ヘルメット、被水防護服及びゴム手袋（外側）を脱衣する。
- ・脱衣エリアで汚染防護服、ゴム手袋（内側）、マスク、帽子、靴下及び綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は図 1.1-5 及び以下のとおりとする。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査を行う。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

(5) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。簡易シャワーの使用イメージは、図 1.1-6 のとおりである。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1.1-5 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理し、排水を受けた資機材については、汚染検査を実施し、必要により除染し再使用する。

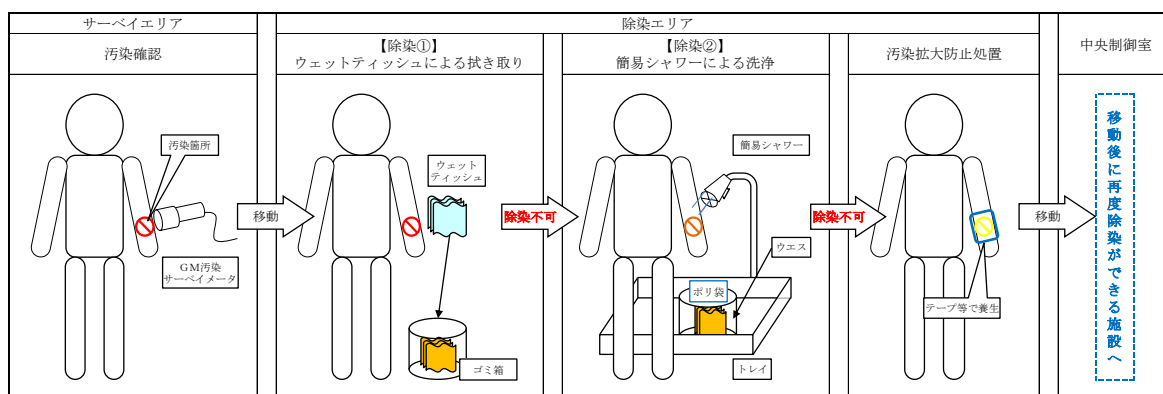


図 1.1-5 除染及び汚染水処理イメージ



図 1.1-6 簡易シャワーの使用イメージ

(6) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、汚染防護服、全面マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・脱衣エリア出口でヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

(7) 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出し、チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

1.1.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

チェンジングエリアには、被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。

(2) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、区画資材により区画する。チェンジングエリアの外観は、図1.1-7のとおりであり、チェンジングエリア区画資材の仕様は表1.1-3のとおりである。

チェンジングエリア内面は、汚染の除去の容易さの観点から、必要に応じて養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。更に、チェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。また、チェンジングエリア区画資材に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



図 1.1-7 チェンジングエリアの外観

表 1.1-3 チェンジングエリア区画資材の仕様

サイズ（設営時）	幅 1.5m×奥行 3.5m×高さ 2.0m 程度（脱衣エリア）
	幅 2.0m×奥行 3.0m×高さ 2.0m 程度（サーベイエリア）
	幅 1.5m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度（除染エリア）
サイズ（保管時）	幅 1.0m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度
本体重量	約 200kg（総重量）
材質	軽量アルミフレーム，中空ポリカーボネートボード

(3) 可搬式空気浄化装置

可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置の仕様等を図 1.1-8 に示す。

なお、中央制御室はプルーム通過時には、出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、プルーム通過時は、利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬式空気浄化装置は長期に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタは、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。


	<p>○外形寸法：約 500(D)×約 360(W)×約 1350(H)mm</p> <p>○最大風量：13m³/min</p> <p>○重　　量：約 60kg（フィルタ除く）</p> <p>○フィルタ：微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p><u>微粒子フィルタ</u></p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u></p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 1.1-8 可搬型空気浄化装置の仕様等

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、タービン建物内に設置し、図 1.1-9 のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を 1 台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。

図 1.1-9 のように脱衣エリア及び除染エリアの空気がサーベイエリアへ流入しないよう、可搬式空気浄化装置から各エリアに供給する風量を調整し、チェンジングエリア内に空気の流れをつくることで、中央制御室内に汚染を持ち込まないよう管理する。

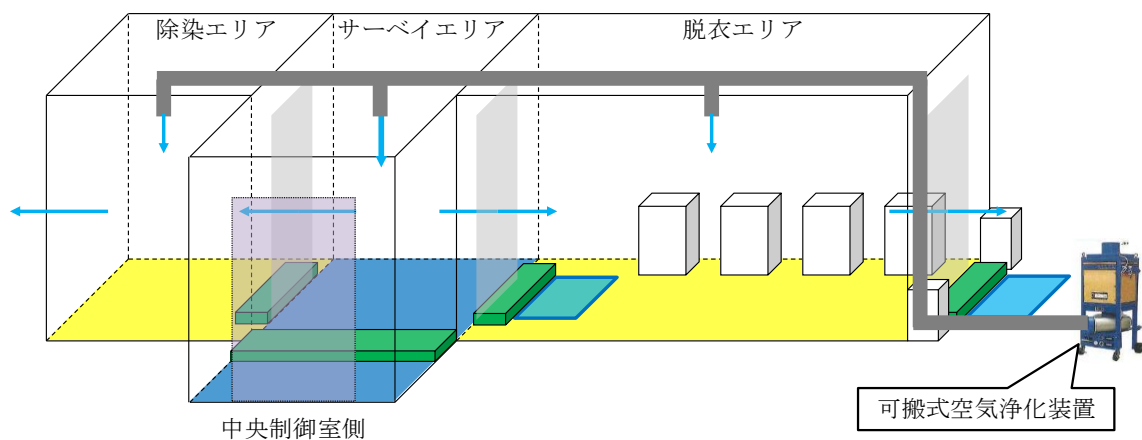


図 1.1-9 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響を与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

1.1.7 汚染の管理基準

表 1.1-4 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 1.1-4 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 1.1-4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準*1	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1300cpm*2	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）：40Bq/cm ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40000cpm*3	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13000cpm*4	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

注記*1:計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。

また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

*2:4Bq/cm²相当

*3:120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13000×3≒40000cpm）

*4:40Bq/cm²相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）

1.1.8 チェンジングエリア用照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用するチェンジングエリア用照明は、2個（予備1個）を使用する。個数はチェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査及び除染に必要な照度を確保できることを確認している。チェンジングエリア用照明の仕様を表1.1-5に示す。

表 1.1-5 チェンジングエリア用照明

外観図	保管場所	数量	仕様
<p>チェンジングエリア用照明</p> 	中央制御室 前通路	2個 (予備1個)	電源：交流100V* 点灯可能時間：8時間（蓄電池）

注記*：常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能

チェンジングエリア内の脱衣エリア、身体サーベイエリア及び除染エリアは、図1.1-10に示すように設置するチェンジングエリア用照明により各中心部床面において5ルクス以上の照度が確保可能であり、問題なく運用が行えることを確認している。



図 1.1-10 チェンジングエリア用照明確認状況

1.1.9 チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで16分（脱衣2分、汚染検査2分×4人）であり、全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで36分（脱衣2分、汚染検査2分、除染3分、汚染検査2分×4人）であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建物内に設置しており、屋外での待機はなく、不要な被ばくを防止することができる。

1.1.10 中央制御室内に配備する資機材の数量について

中央制御室に配備する放射線管理用資機材の内訳を表1.1-6及び表1.1-7に示す。なお、放射線防護具は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 1.1-6 放射線防護具

品名	保管数*	考え方
汚染防護服	210 着	10 名 (1, 2 号機運転員 9 名 + 余裕, 以下同様) × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
靴下	210 足	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
帽子	210 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
綿手袋	210 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
ゴム手袋	420 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 2 = 420
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	90 個	10 名 × 2 交替 × 3 日 (除染による再使用を考慮) × 1.5 (余裕) = 90
電動ファン付き 全面マスク	10 個	10 名
全面マスク	80 個	90 - 10 = 80
チャコールフィルタ (以下内訳)	210 個	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
電動ファン付き 全面マスク用	70 個	10 名 × 7 日 = 70
全面マスク用	140 個	210 - 70 = 140
被水防護服	105 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 50% (年間降水日数を考慮) = 105
作業用長靴	10 足	10 名
セルフエアーセット	4 台	初期対応用 3 台 + 予備 1 台
酸素呼吸器	3 台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用 2 台 + 予備 1 台

注記* : 予備を含む (今後, 訓練等で見直しを行う。)

表 1.1-7 放射線計測器

品名	配備台数
GM汚染サーベイメータ	2 台 (予備 1 台) *

注記* : モニタリング及びチェンジングエリアにて使用

1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

1.2.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第61条第1項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第76条第1項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

1.2.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアからなり、緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設置するとともに、要員の被ばく低減の観点から緊急時対策所内に設営する。概要は表1.2-1のとおり。

表 1.2-1 チェンジングエリアの概要

項目	理由
設営場所 緊急時対策所	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営方式 部屋全面区画	設営の容易さの観点から、部屋全面を区画する。なお、平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくことにより、速やかな設置作業を可能とする。
手順着手の判断基準	原災法該当事象が発生した後、技術統括が、事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。
実施者 放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるように定期的に訓練を行っている放射線管理班が設営を行う。

1.2.3 チェンジングエリアの設営場所

チェンジングエリアは、緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設置する。チェンジングエリアの設営場所は、図 1.2-1 のとおりとする。

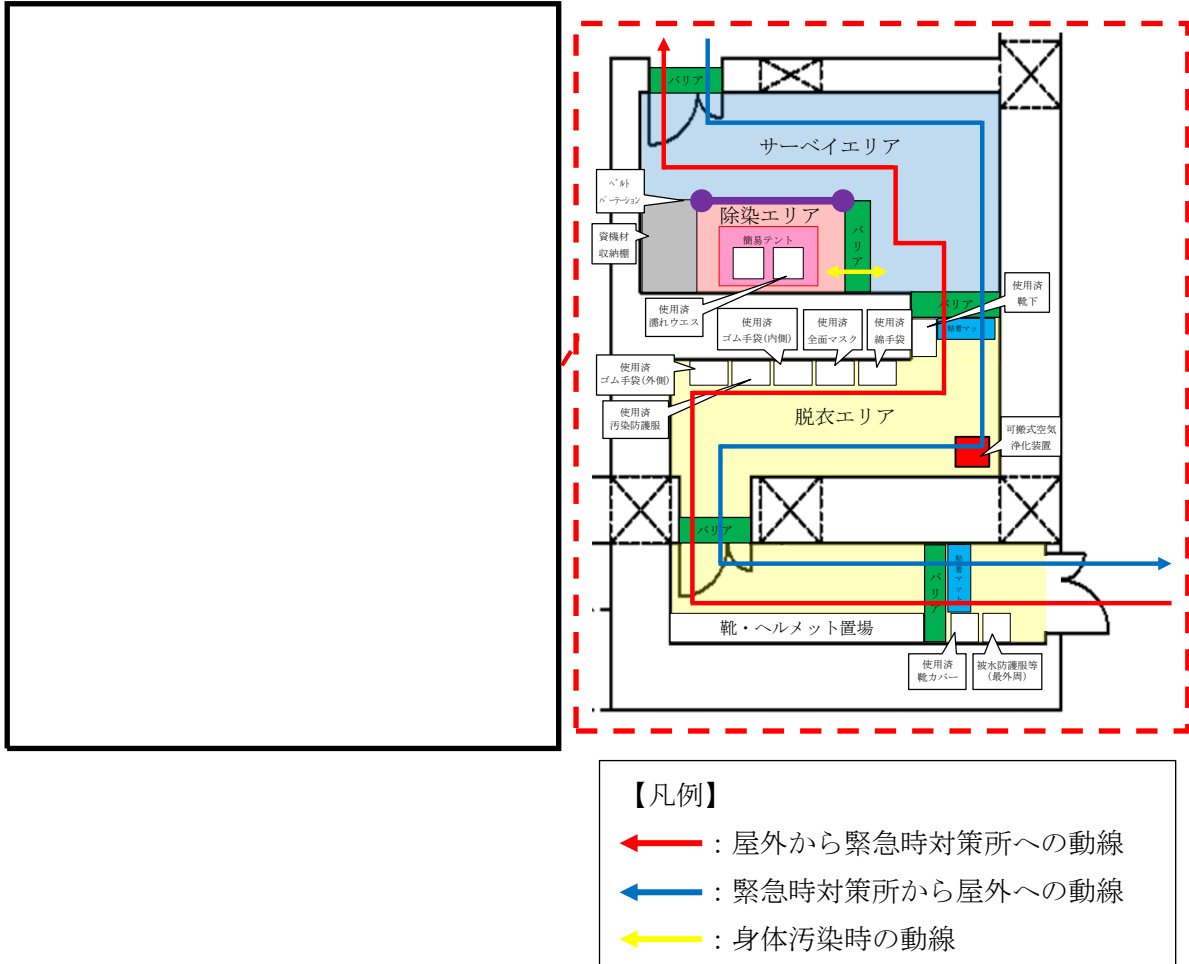


図 1.2-1 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所

1.2.4 チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

(1) 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 1.2-2 の設営フローに従い，図 1.2-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。なお，チェンジングエリアは，速やかな設置作業を可能とするよう，各エリアを平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに，図 1.2-3 に示す資機材を配備しておく。養生シートの補修等チェンジングエリア用資機材の管理については，保守管理を適切に実施し，運用については保安規定の下部規定に定めて管理する。

チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 1 名で 20 分以内を想定している。

なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班のうち 1 名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。

設営の着手は，原災法該当事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。

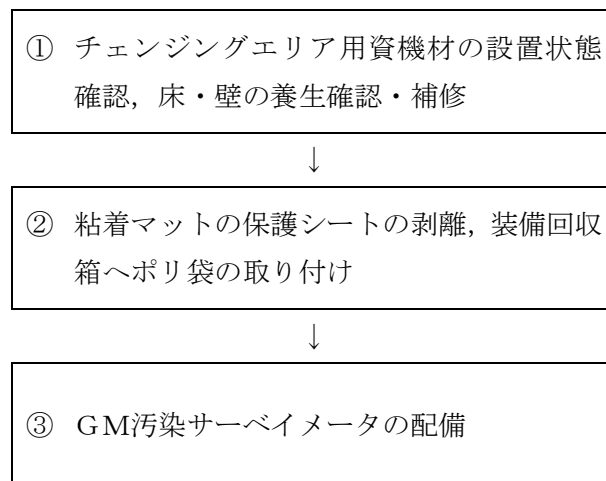


図 1.2-2 チェンジングエリア設営フロー

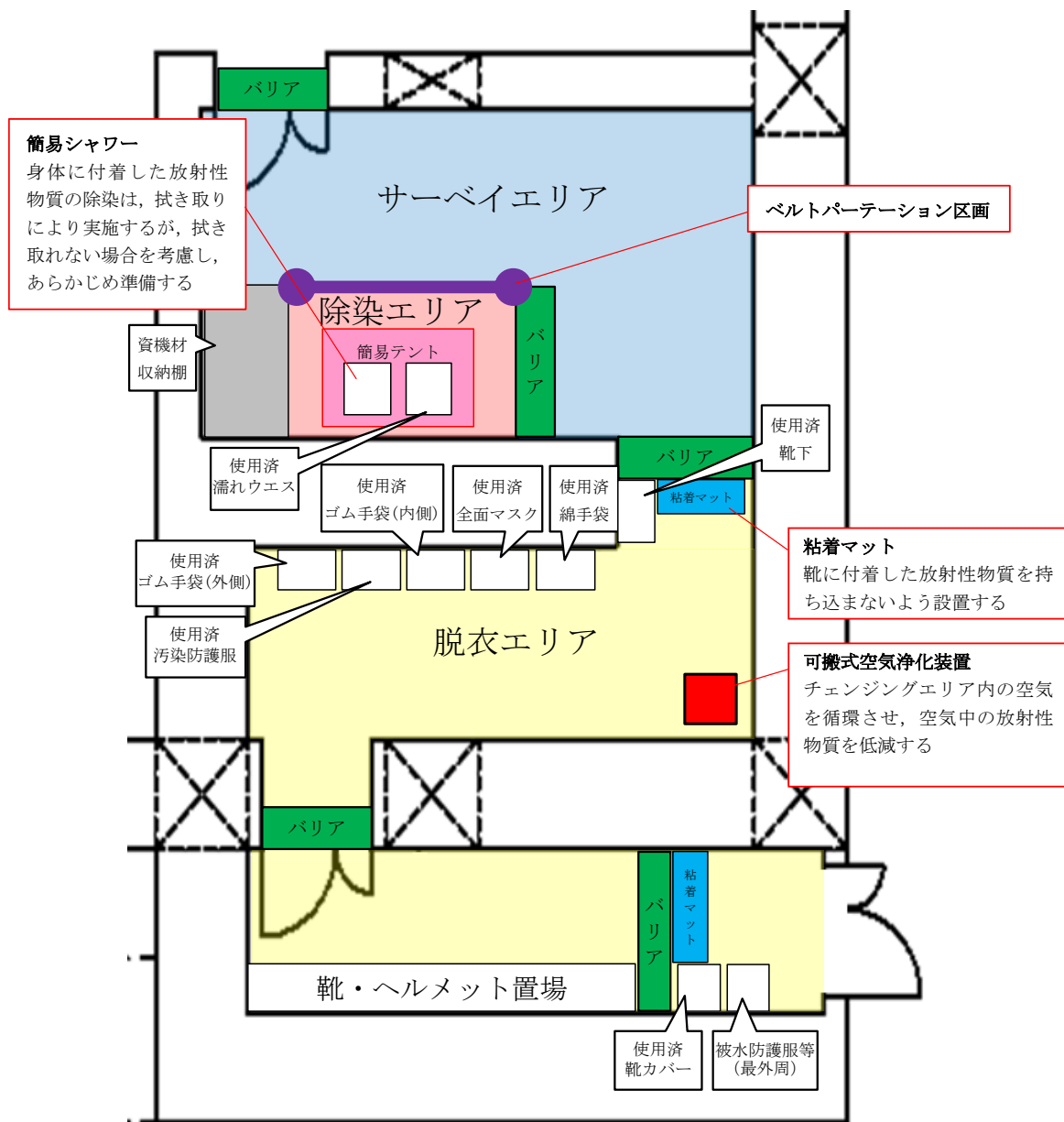


図 1.2-3 緊急時対策所チェンジングエリア

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、通常時からチェンジングエリア内に配備し、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 1.2-2 の数量をチェンジングエリア内に保管する。

表 1.2-2 緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量*	根拠
養生シート	5 巻	約 130m ² (床, 壁の養生面積 (エリア全面張替え 1 回分)) × 2 (補修張替え等) ÷ 90m ² /巻 × 1.5 倍 = 5 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
バリア	5 個	5 個 (各エリア間設置箇所数)
粘着マット	4 枚	2 枚 (設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4 枚
装備回収箱	8 個	8 個 (設置箇所数)
ヘルメット掛け	1 式	エリアの運用に必要な数量
ポリ袋	300 枚	8 枚 (設置箇所) × 3 枚/日 (1 日交換回数) × 7 日 × 1.5 倍 = 252 枚 → 300 枚
テープ	24 巻	約 230m (養生エリアの外周距離 (エリア全面張替え 1 回分)) × 2 (補修張替え等) ÷ 30m/巻 × 1.5 倍 = 23 巻 → 24 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
ウエス	1 箱	1200 枚/箱 (除染等)
ウェットティッシュ	5 個	120 枚/個 (除染等)
はさみ	1 個	エリアの運用に必要な数量
マジック	2 本	エリアの運用に必要な数量
簡易テント	1 台	960mm × 960mm × 1600mm (除染エリア設置)
簡易シャワー	1 台	エリアの運用に必要な数量
簡易タンク	1 台	エリアの運用に必要な数量
トレイ	1 個	エリアの運用に必要な数量
バケツ	2 個	エリアの運用に必要な数量
ベルトパーテーション	3 本	3 本 (設置箇所数)
可搬式空気浄化装置	1 式	エリアの運用に必要な数量

注記* : 今後, 訓練等で見直しを行う。

1.2.5 チェンジングエリアの運用

(1) 出入管理

チェンジングエリアは、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所に待機していた要員が、緊急時対策所外で作業を行った後、再度、緊急時対策所に入室する際等に利用する。緊急時対策所外は、放射性物質により汚染しているおそれがあることから、緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 1.2-3 のとおりであり、チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット、被水防護服等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、汚染防護服、ゴム手袋外側、ゴム手袋内側、マスク、帽子、靴下及び綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所（資機材室）へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は図 1.2-4 及び以下のとおりとする。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

(5) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。簡易シャワーの使用イメージは、図 1.2-5 のとおりである。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1.2-4 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理し、排水を受けた資機材については、汚染検査を実施し、必要により除染し再使用する。

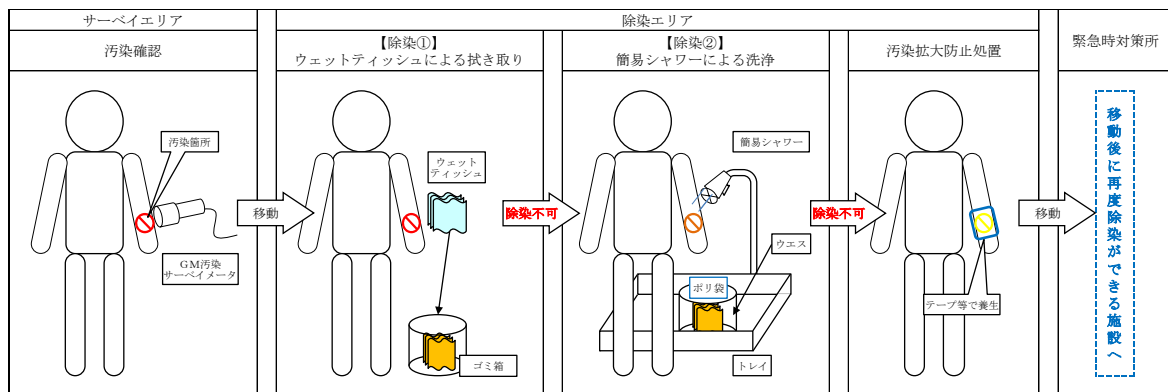


図 1.2-4 除染及び汚染水処理イメージ



図 1.2-5 除染及び汚染水処理イメージ

(6) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・緊急時対策所内で、綿手袋、靴下、帽子、汚染防護服、全面マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

(7) 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

1.2.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

チェンジングエリアには、被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を通常時から1台設置し、他の設備へ悪影響を及ぼさないよう転倒防止対策を講ずる。可搬式空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し、脱衣エリアを換気することで、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

(2) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアごとに区画しており、各エリアの壁・床等について、通常時より養生シート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。更にチェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置す

る。また、養生シート等に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。チェンジングエリアの設営状況を図 1.2-6 に示す。

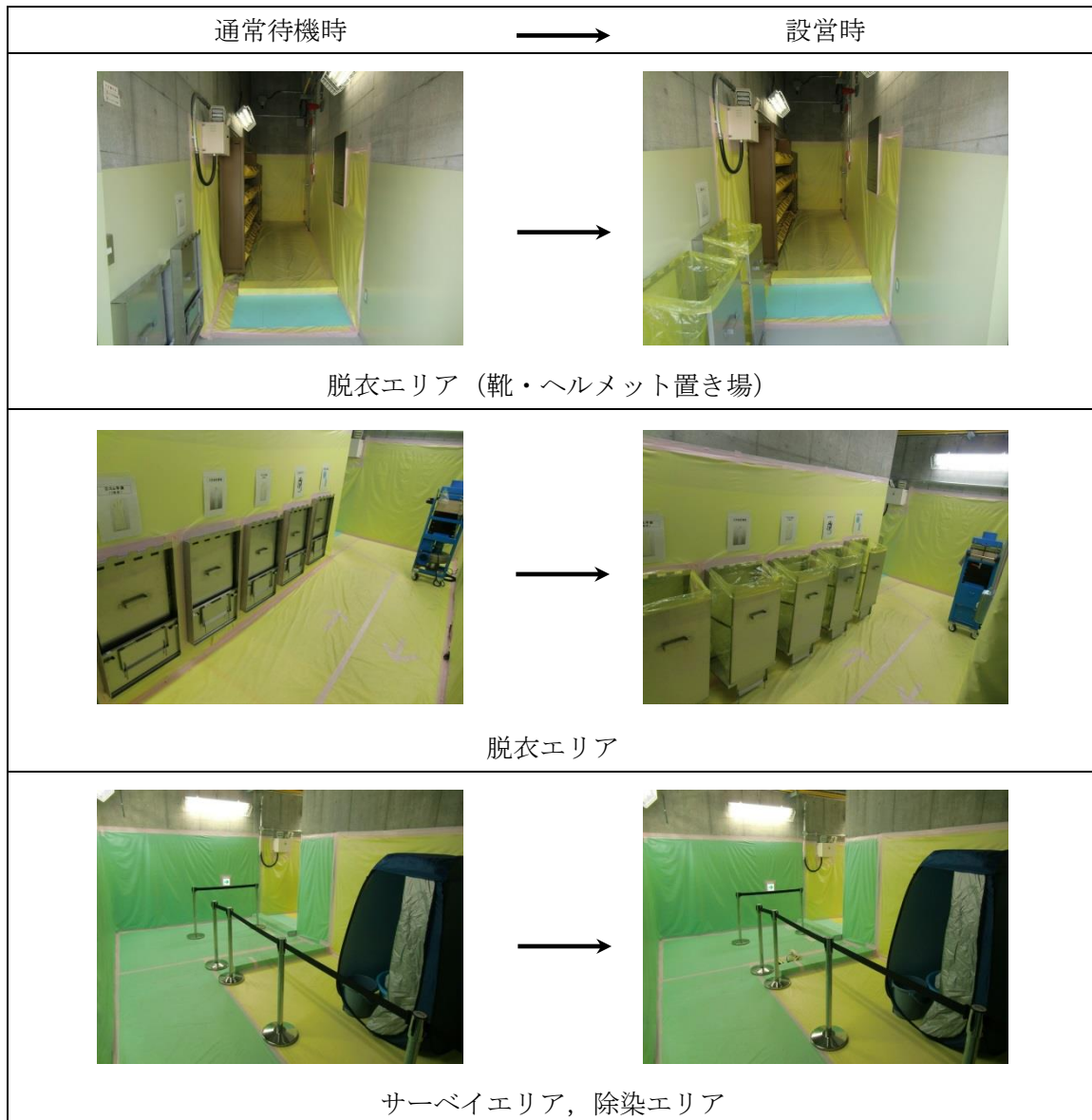


図 1.2-6 緊急時対策所チェンジングエリアの設営状況

(3) 可搬式空気浄化装置

可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図 1.2-7 に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しない。したがって、チェンジングエリア用の可搬式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬式空気浄化装置は長期に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタは、線源とならないようチェン징ングエリアから遠ざけて保管する。

	<ul style="list-style-type: none"> ○外形寸法：約 500(D)×約 360(W)×約 1350(H)mm ○最大風量：13m³/min ○重　　量：約 60kg（フィルタ除く） ○フィルタ：微粒子フィルタ，よう素フィルタ
	<p><u>微粒子フィルタ</u></p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u></p> <p>よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 1.2-7 可搬式空気浄化装置の仕様

(4) チェン징ングエリアの空気の流れ

緊急時対策所チェン징ングエリアは，緊急時対策所内に設置し，図 1.2-8 のように，チェン징ングエリア排気隔離ダンパにより緊急時対策本部の圧力を正圧 100Pa 以上に調整し，排気隔離ダンパによりチェン징ングエリアの圧力を微正圧*（屋外より高い圧力かつ資機材室よりも低い圧力）に調整することにより，屋外よりの放射性物質の流入を防止すると共に，チェン징ングエリアの空気が緊急時対策所（資機材室）に流入しない設計とする。

また，被ばく低減のため，可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置はチェン징ングエリア内を循環運転することによりチェン징ングエリア内全体の放射性物質を低減し，汚染拡大を防止する。

なお，チェン징ングエリアのうち脱衣エリアの靴脱ぎ場は微正圧範囲ではないが，要員が汚染しないよう，靴，ヘルメット等の装備のみを脱衣するエリアとしている。また，このエリアを建物内に設置することで，脱衣時の外部からの放射線による不要の被ばくを防止することができる。

注記*：差圧目標設定値：60Pa 以上（緊急時対策本部に対して 20～40Pa 低い圧力に設定する）

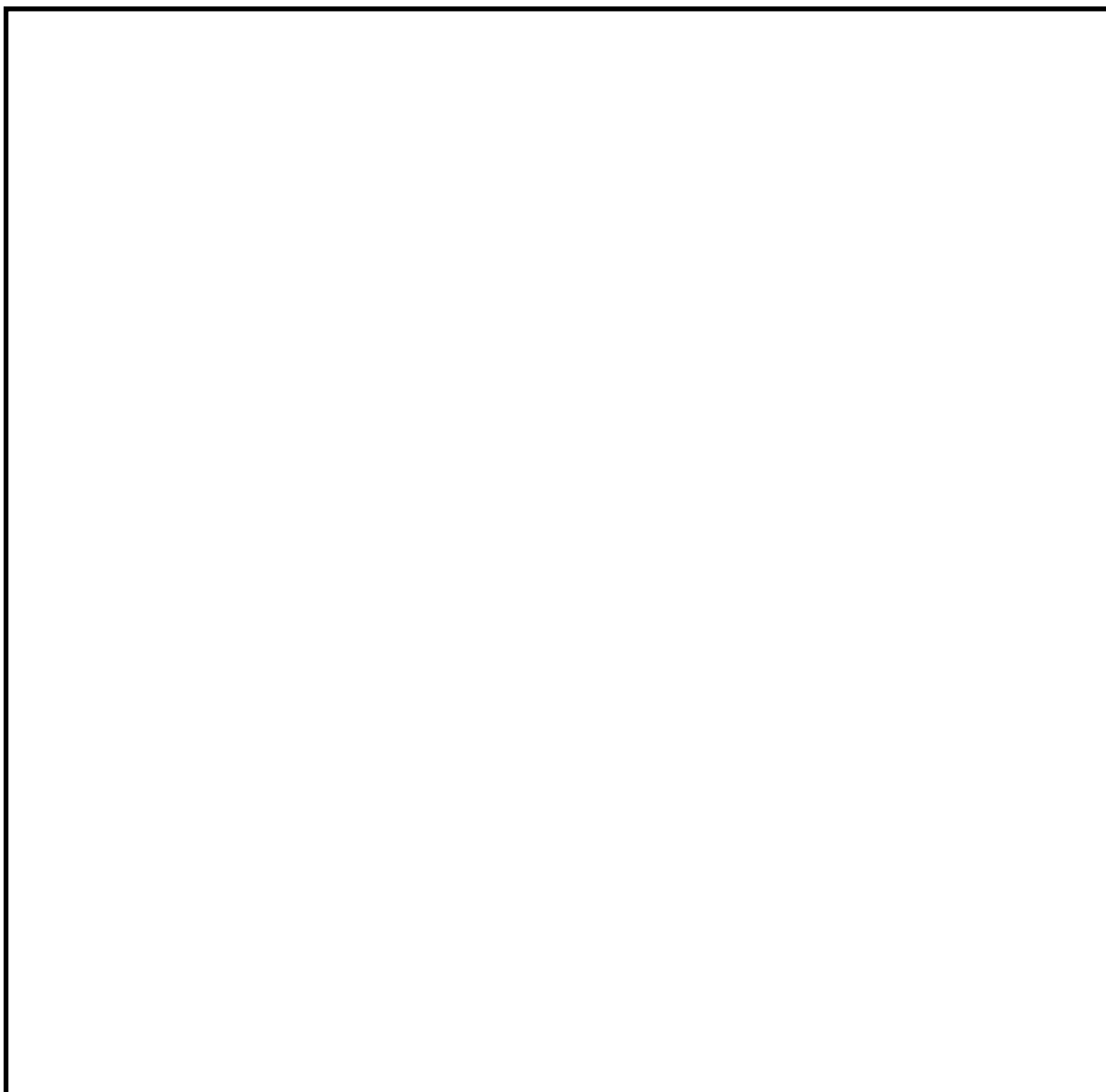


図 1.2-8 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているた

め、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

1.2.7 汚染の管理基準

表 1.2-3 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 1.2-3 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 1.2-3 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準* ¹	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1300cpm* ²	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm ² の 1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40000cpm* ³	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13000cpm* ⁴	原子力災害対策指針における OIL4 【1ヶ月後の値】に準拠

注記*1:計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。

また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

*2: 4Bq/cm²相当

*3: 120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準(バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準)として設定(13000×3≒40000cpm)

*4: 40Bq/cm²相当(放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度)

1.2.8 チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過直後に作業を行うことを想定している要員数14名を考慮し、同時に14名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリア内の各エリア面積を表1.2-4に、チェンジングエリア内の各エリア寸法を図1.2-9に示す。チェンジングエリアに同時に14名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約35分(1人目の脱衣に6分+その後順次汚染検査2分×14名)であり、全ての要員が汚染している場合でも約65分(汚染のない場合の35分+除染後の再検査2分×14名)であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でもチェンジングエリアは建物内に設置しており、屋外での待機はなく、不要な被ばくを防止することができる。

表 1.2-4 チェンジングエリア内の各エリア面積

エリア名称	エリア寸法	エリア面積
靴・ヘルメット置場	約 6.0m×約 1.5m	約 9.0m ²
脱衣エリア	約 5.5m×約 1.8m＋ 約 1.5m×約 1.0m	約 11.4m ²
サーベイエリア	約 3.0m×約 6.0m－ 約 1.5m×約 3.0m	約 13.5m ²
除染エリア	約 2.0m×約 1.5m	約 3.0m ²

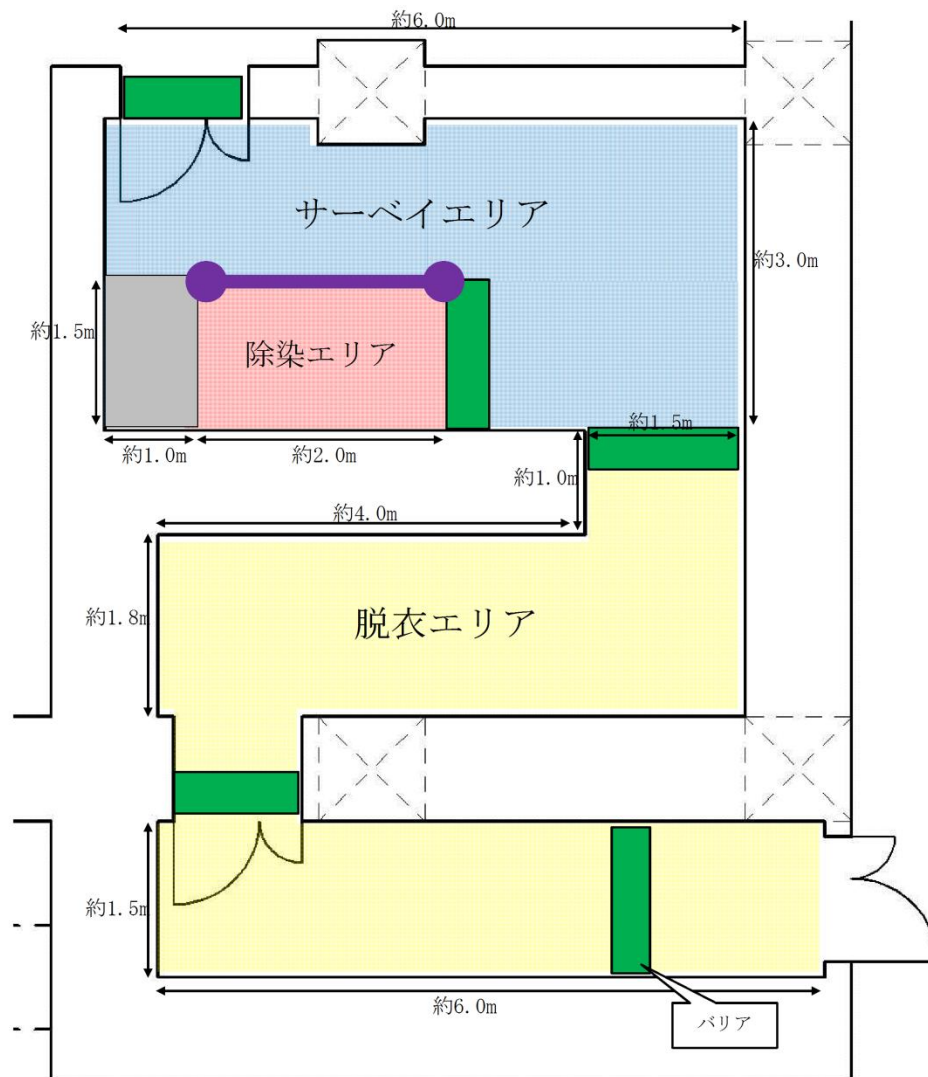


図 1.2-9 チェンジングエリア内の各エリア寸法

1.2.9 緊急時対策所に配備する資機材の数量について

緊急時対策所に配備する放射線管理用資機材の内訳を表 1.2-5 及び表 1.2-6 に示す。なお、放射線防護具は、汚染が付着しないよう緊急時対策所正圧化バウンダリに配備する。また、チェンジングエリア用資機材は汚染が付着しないようポリシート等であらかじめ養生し、チェンジングエリアに配備する。

表 1.2-5 放射線防護具

品名	保管数*	考え方
汚染防護服	1155 着	110 名（1, 2号機対応の緊急時対策要員 77 名 + 自衛消防隊 15 名 + 運転員 9 名 + 余裕, 以下同様）×7 日×1.5（余裕）=1155
靴下	1155 足	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
帽子	1155 着	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
綿手袋	1155 双	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
ゴム手袋	2310 双	110 名×2 重（内側, 外側）×7 日×1.5（余裕）=2310
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	495 個	110 名×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5（余裕）=495
電動ファン付き 全面マスク	30 個	30 名（1, 2号機対応の現場復旧班要員 24 名 + 放射線管理班要員 4 名 + 余裕）
全面マスク	465 個	495 - 30 = 465
チャコールフィルタ （以下内訳）	1155 組	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
電動ファン付き 全面マスク用	210 組	30 名×7 日 = 210
全面マスク用	945 組	1155 - 210 = 945
被水防護服	578 着	110 名×7 日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）=578
作業用長靴	30 足	30 名
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	12 着	12 名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 12 名）

注記*：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）。

表 1.2-6 放射線計測器

品名	配備台数
GM汚染サーベイメータ	3 台（予備 1 台）*

注記*：モニタリング及びチェンジングエリアにて使用

2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置

2.1 放射能測定装置及び小型船舶

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において放射能測定装置等により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、以下の放射能測定装置及び小型船舶を使用する。

放射能測定装置の計測範囲等を表 2.1-1 に示し、小型船舶の仕様を表 2.1-2 に示す。

また、放射能測定装置の写真を図 2.1-1 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 2.1-2 に示す。

表 2.1-1 放射能測定装置の計測範囲

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数
可搬式ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2台 (予備1台)
NaIシンチレーションサーベイメータ	NaI (T1)シンチレーション	0~30ks ⁻¹	サンプリング 記録	2台 (予備1台)
GM汚染サーベイメータ	GM管	0~100kmin ⁻¹	サンプリング 記録	2台 (予備1台)
α・β線サーベイメータ	ZnS (Ag)シンチレーション	0~100kmin ⁻¹	サンプリング 記録	1台 (予備1台)
	プラスチックシンチレーション	0~100kmin ⁻¹		

表 2.1-2 小型船舶の仕様

項目	内容
数量	1台 (予備1台)
定員	5名
最大積載重量	500kg
動力源	軽油
モニタリング時に持ち込む資機材	<ul style="list-style-type: none"> ・電離箱サーベイメータ : 1台 ・可搬式ダスト・よう素サンプラ : 1台 ・海水採取用資機材 (容器等) : 1式
保管場所	<ul style="list-style-type: none"> ・第1保管エリア : 1台 (EL 50m) ・第4保管エリア : 1台 (EL 8.5m)
運搬方法	クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する



可搬式ダスト・よう素サンプラ



NaIシンチレーションサーベイメータ



GM汚染サーベイメータ



α ・ β 線サーベイメータ



小型船舶

図 2.1-1 放射能測定装置及び小型船舶の写真

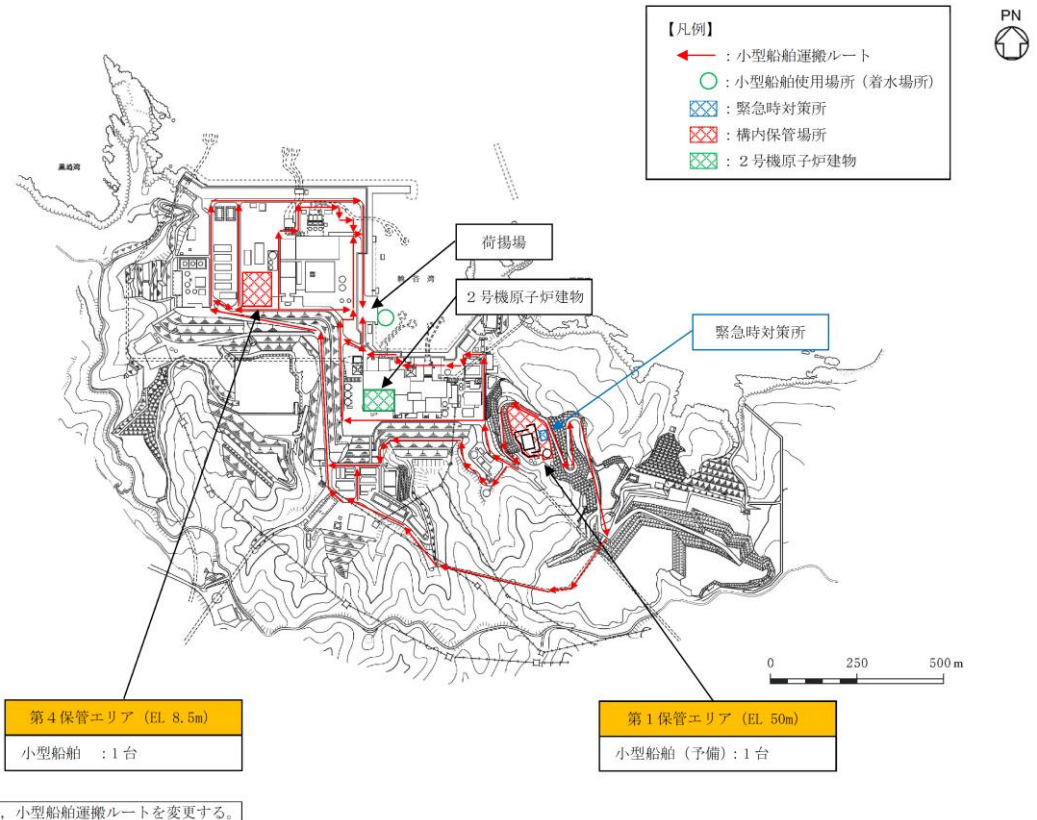


図 2.1-2 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

2.2 環境試料分析装置

海水、排水中に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための主な環境試料分析装置の種類及び使用目的を表 2.2-1 に示す。

表 2.2-1 主な環境試料分析装置の種類及び使用目的

種 類	使用目的
ろ過装置 (ろ紙含む)	海水、排水のろ過

以上

中央制御室の居住性に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 内規との適合性について	1
2. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について	76
3. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価におけるECCS再循環系からの漏えいの考慮について	77
4. 設計基準事故時(主蒸気管破断)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における燃料棒からの追加放出量について	80
5. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	81
6. 空気流入率測定試験結果及び差圧測定試験結果について	86
7. 審査ガイドへの適合状況	94
8. 事象の選定の考え方について	117
9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について	128
10. 実効放出継続時間の設定について	133
11. 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	134
12. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について	144
13. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について	152
14. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について	155
15. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について	168
16. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるサプレッションプールでのスクラビングによる除去効果(無機よう素)について	173
17. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について	180
18. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について	190
19. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるNUREG-1465を用いた評価とMAAP解析での評価の比較について	192
20. 待避時間の設定根拠について	194
21. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量について	195
22. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ内放射性物質からの被ばくについて	196

23. 全面マスクによる防護係数について	199
24. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	201
25. 地表面への沈着速度の設定について	209
26. 有機よう素の乾性沈着速度について	212
27. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価	214
28. 中央制御室に保管する飲食料等について	215
29. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について	216
30. 入退域時の評価点の選定方法について	221

1. 内規との適合性について

1.1 はじめに

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に関する「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27 原院第1号 平成21年8月12日)(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)への適合状況について、表1-1に示す。

表 1-1 被ばく評価手法（内規）との適合性について

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>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</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図 3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>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シャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 	<p>3.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>3.1(1)a) 島根原子力発電所第2号機は BWR 型原子炉施設なので，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して評価する。</p> <p>3.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>3.2(1)a)1) 建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p>

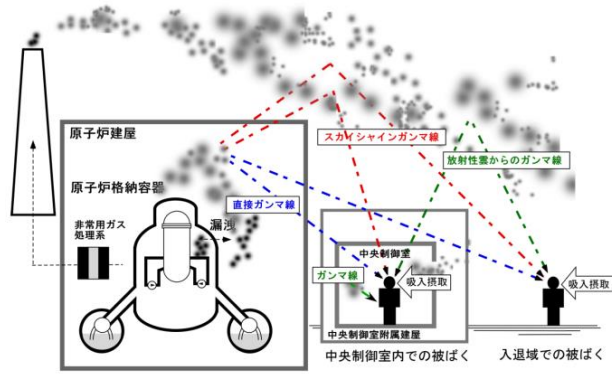
原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御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シャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <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 - 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>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)4) 建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による入退域時の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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 評価の手順</p> <p>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>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物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、建物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、建物内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）による入退域時の被ばくを評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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 「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> <ul style="list-style-type: none"> - 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^(参1)【解説 3.2】。 	<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入退域時の被ばく（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 →被ばく評価手法（内規）のとおり</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、100mSv を超えない」ことを満足していることを確認している。</p>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR型原子炉施設

図 3.1 中央制御室居住性に係る被ばく評価

→図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。

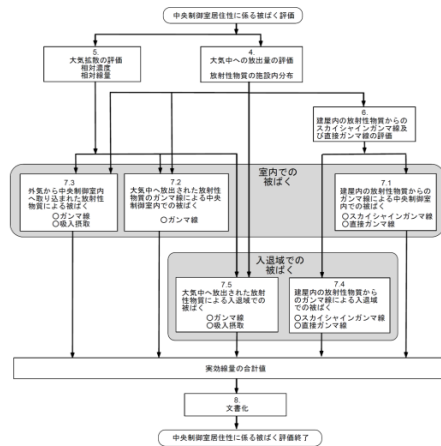


図 3.2 評価の手順

→図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR 型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.1，よう素は図 4.2 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後，原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス 100%，よう素 50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は 10%とし，残りの 90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは，この効果を見込まずとする。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスは，この効果を見込まずとする。</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。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>4.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>4.1.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図 4.1，よう素は図 4.2 に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(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，炉内内蔵量に対して希ガス 100%，よう素 50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(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>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは，この効果を見込まずとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で 100 として評価している。有機よう素及び希ガスは，この効果を見込まずとして評価している。</p> <p>4.1.1(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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>g)原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。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】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h)ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。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 の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。</p> <p>i)原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>4.1.1(2)g) 原子炉建物の非常用ガス処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。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評価している。原子炉建物における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッションプール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

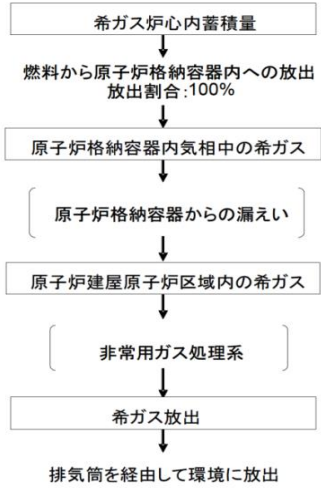


図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.1 の放出経路で希ガスを評価している。

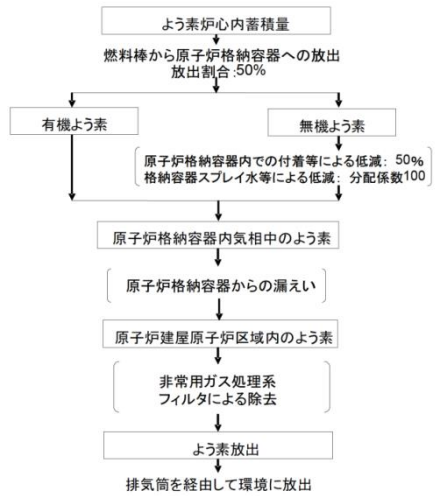


図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.2 の放出経路でよう素を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.3、ハロゲン等は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。</p>	<p>4.1.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>4.1.2(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>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) a) 希ガスは図 4.3、ハロゲン等は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7) c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の 2 倍の放出量として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から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。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとす。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)f) 燃料棒から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いる。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとす、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。</p> <p>4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行するとして評価している。</p>

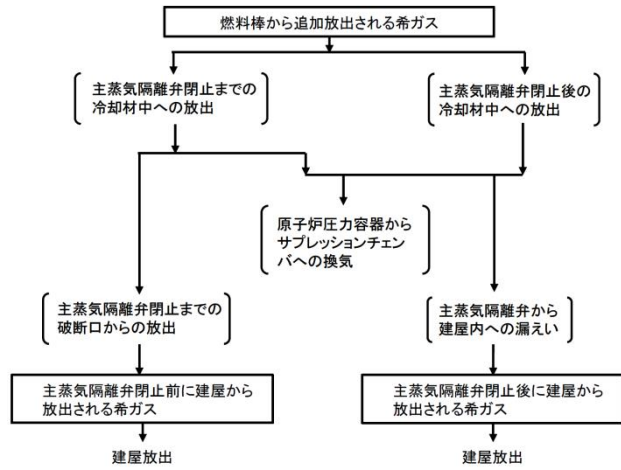


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.3 の放出経路で希ガスを評価している。

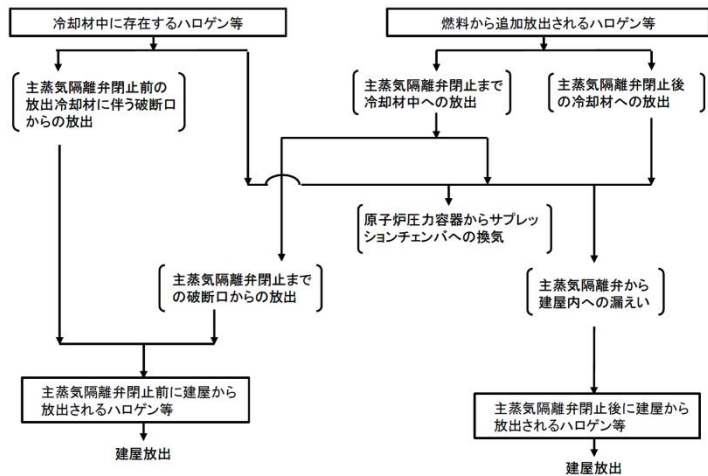


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.4 の放出経路でハロゲン等を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル^(参3)を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s) z : 評価点の高さ (m) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) σ_y : 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z : 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ (m)</p>	<p>5.1.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の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している。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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>c) 気象データ</p> <p>風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距离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 Σ_y、Σ_z を適用する。</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距离の建物の影響を受けるため、建物による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z} \frac{1}{U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\sum_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \sum_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <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) 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 (m^2) c : 形状係数 $(-)$</p>	<p>5.1.1(2)a)1) 建物の影響を受けるため、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数 c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 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_{y0}、σ_{z0} 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_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1) a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次の b) 又は c)の方法によって計算する。</p>	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数 c の値は、1/2 を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建物影響は、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（地上約 20m 高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建物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」に従っている。</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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H, H>0$) , (5.4) 式で濃度を求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right] \dots\dots (5.4)$ <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) 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) </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</p> <p>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>	<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> <p>5.1.1(3)b)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>

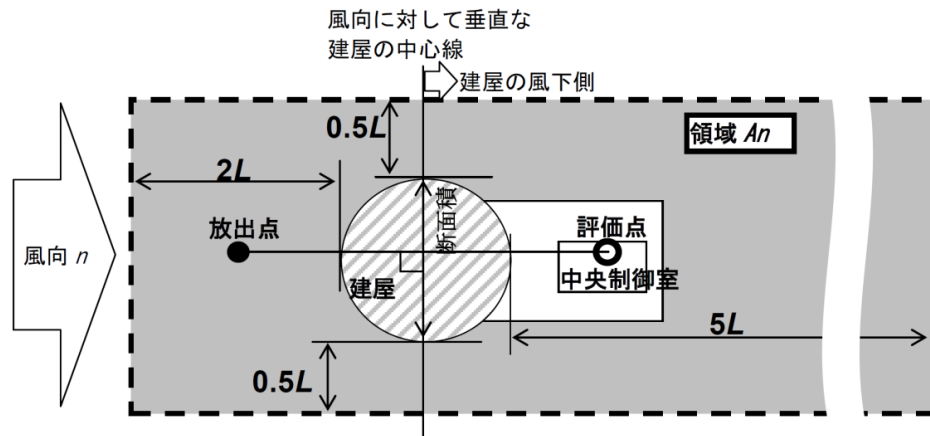
原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p> $\chi(x,y,0)$: 評価点 $(x,y,0)$ の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) \sum_y : 建屋の影響を加算した濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_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> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(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</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>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。</p> <p>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> <p>1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図5.1の領域 A_n)の中にある場合</p> <p>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>	<p>5.1.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建物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物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）

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（参4）。

ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。

建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。



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。

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

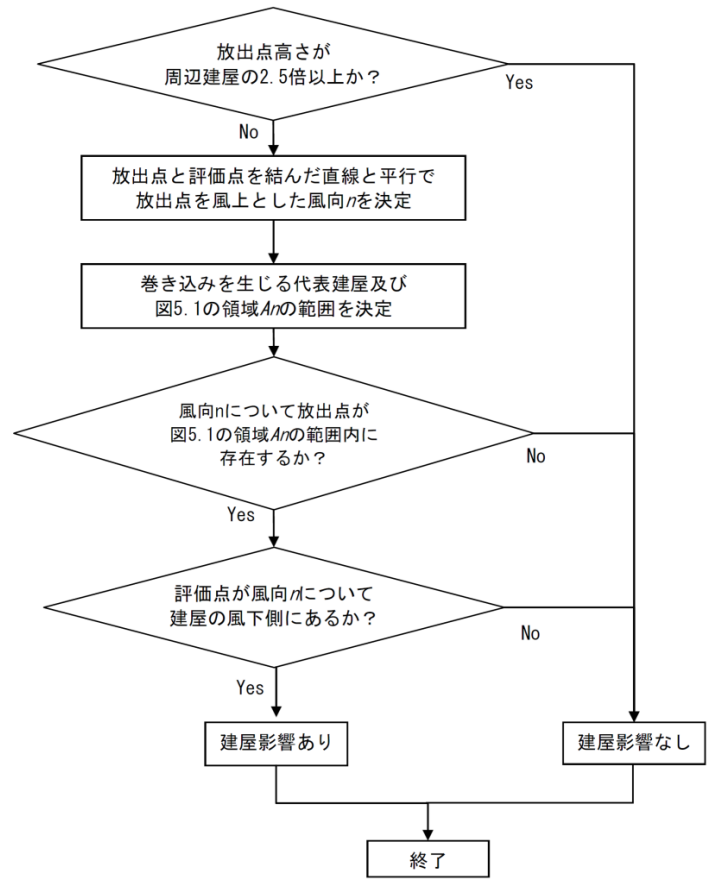


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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、プルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。</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>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、建物等の投影面積の関数であり、かつ、その中で濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

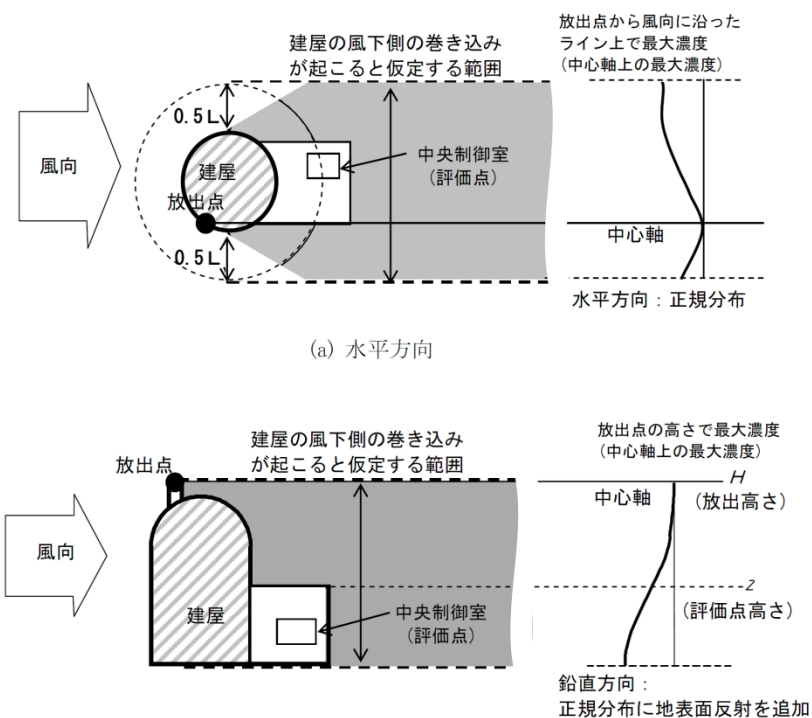


図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

(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。

5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建物として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物を代表として相対濃度を算出している。代表建物は表 5.1 に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合はタービン建物、主蒸気管破断の場合は原子炉建物で代表している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況													
<p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、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】。</p> <p>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 style="text-align: center;">表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="232 587 999 863"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <p>1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定</p> <p>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、また事故時に外気を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。</p> <p>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。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)b)1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で系統隔離運転を行うが、必要に応じて少量外気取入を行うため、中央制御室内には、流入及び外気取入口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が当該建屋の各表面（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> <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。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>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及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</p>	<p>5.1.2(3)b)2) 事故時に外気取入を行う場合を想定しているため、外気取入口が設置されている当該建物の表面を選定して濃度を評価している。</p> <p>5.1.2(3)b)3) 外気取入口が設置されている当該建物の表面を選定して濃度を評価している。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建物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、代表建物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>

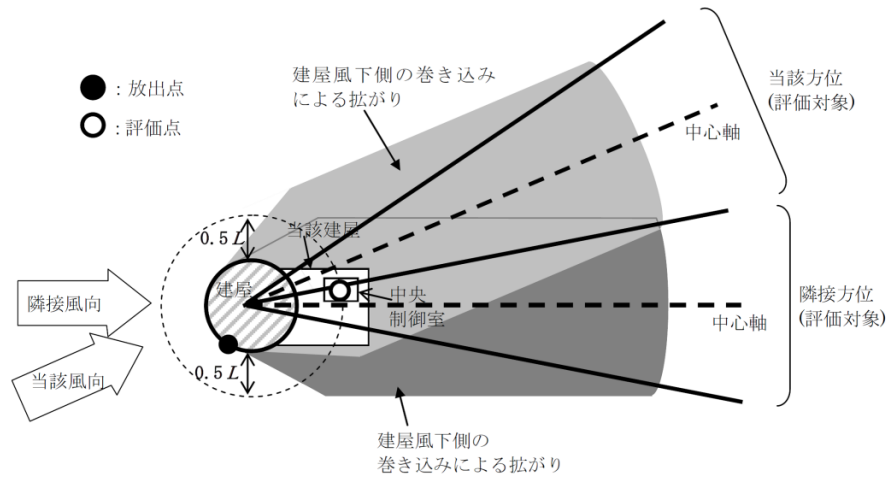


図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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】。

全 16 方位について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して評価している。

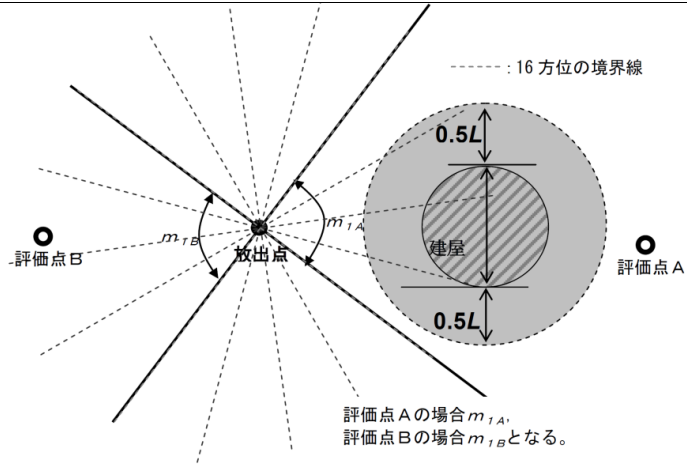
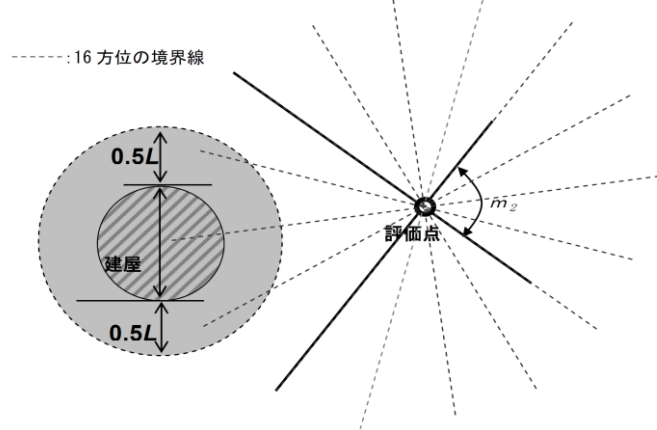


図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

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】。



注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する

風向の方位 m_2 の選定方法（水平断面での位置関係）

図 5.5 及び図 5.6 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説 5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 5.7 に示す。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

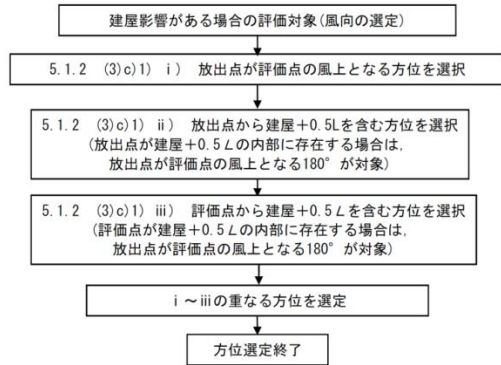


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図 5.7 のように建物の影響がある場合の評価対象方位選定手順にしたがって、建物の巻き込み評価をしている。

2) 具体的には、図 5.8 のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。

5.1.2(3)c)2) 当該建物表面において定めた評価点から、代表建物の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。

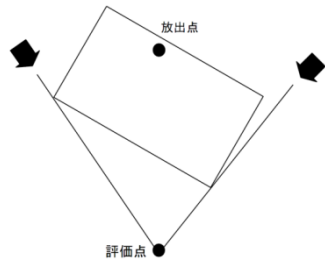


図 5.8 評価対象方位の選定

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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> <div data-bbox="465 790 795 1045" style="text-align: center;"> <p>The diagram illustrates the concept of projecting a building's area perpendicular to the wind direction. A rectangular building labeled '代表建屋' (representative building) has a '放出点' (release point) on its roof. An '評価点' (evaluation point) is located downwind. A dashed line represents the wind direction '風向'. A solid line perpendicular to the wind direction is drawn through the building, and the area between these two lines is shaded and labeled '投影面積' (projected area).</p> </div> <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_y 及びσ_z のみとなり，放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して，以下のとおりとする。</p>	<p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建物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の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である，地表面から上の建物の最小投影面積を，全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，地表面から上の代表建物の投影面積を用いるため，地表面から上の建物の最小投影面積を全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(4) 建物の影響を考慮して評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) 非常時に外気の入取れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の入取れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>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</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。</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^(参3)。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p>x : 風下距離 (km)</p> <p>σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>$\theta_{0.1}$: 0.1km における角度因子の値 (deg)</p> <p>a) 角度因子 θ は、$\theta (0.1\text{km}) / \theta (100\text{km}) = 2$ とし、図 5.10 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。$\theta (0.1\text{km})$ の値を表 5.2 に示す。</p> <p>b) (5.6) 式の σ_1, a_1, a_2, a_3 の値を、表 5.3 に示す。</p>	<p>5.1.3 → 被ばく評価手法（内規） のとおり</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ている。</p>

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以遠

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

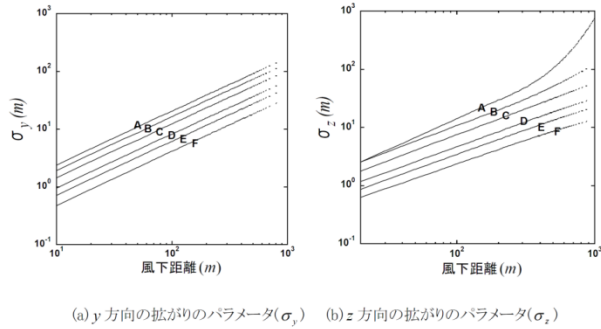


図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

図 5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直 1/10 濃度幅の図及び水平 1/10 濃度幅を見込む角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 (参³)。

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

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

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

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況															
<p>5.2 相対濃度 (χ/Q)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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】。</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^(参3)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <table data-bbox="291 957 963 1149"> <tr> <td>χ/Q</td> <td>: 実効放出継続時間中の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 実効放出継続時間</td> <td>(h)</td> </tr> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>: 時刻 i の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>δ_i^d</td> <td>: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合</td> <td>$\delta_i^d = 1$</td> </tr> <tr> <td></td> <td>: 時刻 i で、風向が評価対象外の場合</td> <td>$\delta_i^d = 0$</td> </tr> </table>	χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(s/m^3)	T	: 実効放出継続時間	(h)	$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(s/m^3)	δ_i^d	: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合	$\delta_i^d = 1$: 時刻 i で、風向が評価対象外の場合	$\delta_i^d = 0$	<p>5.2.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>5.2.1(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、評価点ごとに評価している。</p> <p>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> <p>5.2.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</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>
χ/Q	: 実効放出継続時間中の相対濃度	(s/m^3)														
T	: 実効放出継続時間	(h)														
$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(s/m^3)														
δ_i^d	: 時刻 i で、風向が評価対象 d の場合	$\delta_i^d = 1$														
	: 時刻 i で、風向が評価対象外の場合	$\delta_i^d = 0$														

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																		
<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</p> <p>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</p> <p>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^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \cdots \cdots (5.11)$ <table data-bbox="376 842 918 1104"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>: 時刻 i の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i</td> <td>: 時刻 i の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>σ_{yi}</td> <td>: 時刻 i で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi}</td> <td>: 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(s/m^3)	z	: 評価点の高さ	(m)	H	: 放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)	U_i	: 時刻 i の風速	(m/s)	σ_{yi}	: 時刻 i で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi}	: 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(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) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建物の影響を受けるため、5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度	(s/m^3)																	
z	: 評価点の高さ	(m)																	
H	: 放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)																	
U_i	: 時刻 i の風速	(m/s)																	
σ_{yi}	: 時刻 i で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)																	
σ_{zi}	: 時刻 i で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																	

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 長時間放出の場合</p> <p>実効放出時間が8時間を超える場合には、$(\chi/Q)_i$ 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^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \dots\dots (5.12)$ <p> $(\chi/Q)_i$:時刻<i>i</i>の相対濃度 (s/m^3) H :放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) x :放出源から評価点までの距離 (m) U_i :時刻<i>i</i>の風速 (m/s) σ_{zi} :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</p> <p>5.1.2項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>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^(参3)によって計算する。</p>	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建物の後流側では、建物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、5.2.2(2)b)2)iv)に基づき、実効放出継続時間によらず5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建物影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建物の投影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している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																														
$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table data-bbox="376 491 913 970"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>:時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>:放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>:評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i</td> <td>:時刻<i>i</i>の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>A</td> <td>:建屋等の風向方向の投影面積</td> <td>(m^2)</td> </tr> <tr> <td>c</td> <td>:形状係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{yi}</td> <td>: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</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{zi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{yi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p> <p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説5.14】。</p>	$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)	H	:放出源の高さ	(m)	z	:評価点の高さ	(m)	U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	A	:建屋等の風向方向の投影面積	(m^2)	c	:形状係数	(-)	\sum_{yi}	: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_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行うかわりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)																													
H	:放出源の高さ	(m)																													
z	:評価点の高さ	(m)																													
U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																													
A	:建屋等の風向方向の投影面積	(m^2)																													
c	:形状係数	(-)																													
\sum_{yi}	: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_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																													
σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)																													
σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																													

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>iii) ii) の場合, 1 方位内に分布する放射性物質の量を求め, 1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii) の場合, 平均化処理を行うかわりに, 長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり, かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対する線量を計算するために, 空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対するの線量への換算係数は 1Sv/Gy とする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は, (5.14)式^(参5)によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 20px;"> <tr> <td style="width: 150px;">D</td> <td>: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td>($\mu\text{Gy} / \text{s}$)</td> </tr> <tr> <td>K_I</td> <td>: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td>$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$</td> </tr> <tr> <td>$E$</td> <td>: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td>(MeV / dis)</td> </tr> <tr> <td>μ_a</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td> <td>($1 / \text{m}$)</td> </tr> <tr> <td>μ</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td> <td>($1 / \text{m}$)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>$B(\mu r)$</td> <td>: 空気に対するガンマ線の再生係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td>$\chi(x', y', z')$</td> <td>: (x', y', z')の濃度</td> <td>(Bq / m^3)</td> </tr> </table> <p>$\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ は, 0.5MeVのガンマ線に対する値を用いる。</p>	D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy} / \text{s}$)	K_I	: 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)	μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	($1 / \text{m}$)	μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1 / \text{m}$)	r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)	$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数		$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度	(Bq / m^3)	<p>5.3 →被ばく評価手法 (内規) のとおり</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, 1Sv/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>
D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy} / \text{s}$)																							
K_I	: 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)																							
μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	($1 / \text{m}$)																							
μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1 / \text{m}$)																							
r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)																							
$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数																								
$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度	(Bq / m^3)																							

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$ の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。（「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照）</p> <p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x', y', z')$ を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。</p> <p>ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p>	<p>5.3(4) 建物影響を受けるため、建物影響の効果を取入れている。</p> <p>5.3(5) 建物の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p>
<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エネルギー線源の計算</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>(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气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. →被ばく評価手法（内規）のとおり</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物内放射エネルギー線源の計算、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(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 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>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1 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、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設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) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p>	<p>6.1(1) →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)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、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設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(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説 6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、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、計算の対象としなくてもよい【解説 6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の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%、よう素 50%とする。</p> <p>h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p> <p>(2) 主蒸気管破断（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、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>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建物運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、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(1)g) 希ガス及びよう素の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蔵量に対する割合は、希ガス 100%、よう素 50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.1(2) →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建物内に放出された放射性物質は、全量がタービン建物から漏えいすることなく、タービン建物（管理区域）の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建物内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建物内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(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>(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^(参6, 参7, 参8)とする。</p>	<p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建物内への放出量の計算条件は、タービン建物からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建物内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.2(1) 建物内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建物の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <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、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 として評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせて、一回散乱計算法を用い評価している。</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>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

$$H_s = \int_0^T D_s dt$$

$$D_s = \sum_E \sum_V \left[\Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E, b) \exp\left(-\sum_m \mu_i X_m\right) dV \right] \dots \dots \dots (6.1)$$

H_s	: 実効線量	(Sv)
T	: 計算期間	(s)
D_s	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)
$\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束	($\gamma/(m^2 \cdot s)$)
μ_i	: 散乱エネルギー E に於ける物質 i の線減衰係数	($1/m$)
$K(E)$: 散乱エネルギー E の線量率換算係数	(Gy/(γ/m^2))
$B(E, b)$: 散乱エネルギー E のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数	(-)
X_m	: 領域 m の透過距離	(m)
r	: 散乱点から計算点までの距離	(m)
V	: 散乱体積	(m^3)
N	: 空気中の電子数密度	(electrons/ m^3)
$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積	($m^2 / steradian$)
θ	: 散乱角	(radian)

c) 散乱点におけるガンマ線束は、次の i) 又は ii) のいずれかの方法によって計算する。

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 (参8)

6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii) の方法によって評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$$

$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

- 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)

ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 (参6, 参7)

$$\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$$

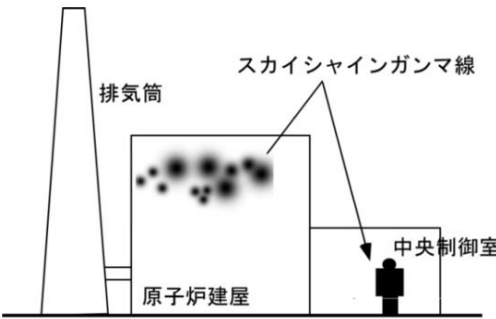
$$S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$$

- μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 (1/m)
- x_i : 領域 i の透過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s)
- θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian)
- $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 ($\gamma/m^2 s \cdot weight$)
 $weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$
- Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian)
- A_c : 天井面積 (m^2)

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																								
<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>(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^(参6, 参7, 参9)とする。</p> $H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <table data-bbox="313 893 963 1181"> <tr> <td>H_d</td> <td>: 実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td>$K(E)$</td> <td>: 線源エネルギー E に対する線量換算係数</td> <td>(Sv/(γ/m^2))</td> </tr> <tr> <td>$S(E, x, y, z)$</td> <td>: 積算線源強度</td> <td>(γ/m^3)</td> </tr> <tr> <td>$B(E, b)$</td> <td>: 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</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>μ_i</td> <td>: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数</td> <td>(1/m)</td> </tr> <tr> <td>l_i</td> <td>: 物質 i の透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>R</td> <td>: 微小体積 dV から計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>: 線源体積</td> <td>(m^3)</td> </tr> </table>	H_d	: 実効線量	(Sv)	$K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数	(Sv/(γ/m^2))	$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度	(γ/m^3)	$B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数	(-)	μ_i	: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数	(1/m)	l_i	: 物質 i の透過距離	(m)	R	: 微小体積 dV から計算点までの距離	(m)	V	: 線源体積	(m^3)	<p>6.3 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.3(1) 建物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、建物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、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 として評価している。</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>
H_d	: 実効線量	(Sv)																							
$K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数	(Sv/(γ/m^2))																							
$S(E, x, y, z)$: 積算線源強度	(γ/m^3)																							
$B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数	(-)																							
μ_i	: 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数	(1/m)																							
l_i	: 物質 i の透過距離	(m)																							
R	: 微小体積 dV から計算点までの距離	(m)																							
V	: 線源体積	(m^3)																							

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを，3.2(1)に示した被ばく経路について，7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a) 及び b) のとおり，想定事故に対し，すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように，建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については，建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破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>	<p>7. →被ばく評価手法（内規） のとおり</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)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については，入退域時の線量の評価には考慮していない。</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している。</p> <p>7.1 →被ばく評価手法（内規） のとおり</p> <p>7.1(1) 建物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物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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="353 247 875 574" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="488 606 741 635">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="212 651 1021 679">図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p data-bbox="123 746 1039 775">7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="123 798 707 826">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p data-bbox="152 845 1108 970">a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）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 7.2）。</p> <p data-bbox="152 989 1108 1066">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 data-bbox="152 1085 1108 1209">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="152 1228 1108 1305">d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。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 data-bbox="1131 746 1568 775">7.1.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p data-bbox="1131 842 2101 967">7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1131 986 2101 1062">7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1131 1082 2101 1158">7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1131 1225 2101 1302">7.1.1(1)d) 線量の評価点は，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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量=室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図 7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋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 7.4)。</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>7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(3) →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建物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し評価している。</p> <p>7.1.1(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）

- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
- 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) 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 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$

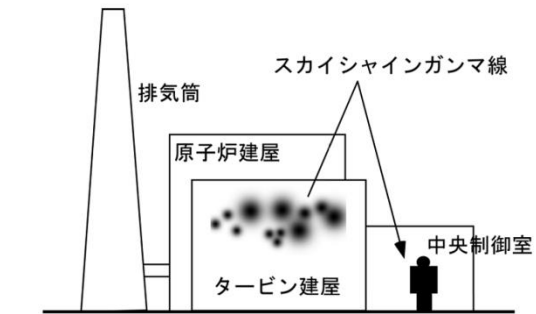


図 7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

- 7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。
- 7.1.1(3)d) 線量の評価点は、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いる。
- 7.1.1(3)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。
- 7.1.1(3)f) 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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋等（二次格納施設）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 7.5）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日}/4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>7.1.2 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</p> <p>7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(1)d) 線量の評価点は，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いる。</p> <p>7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(1)f) 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>

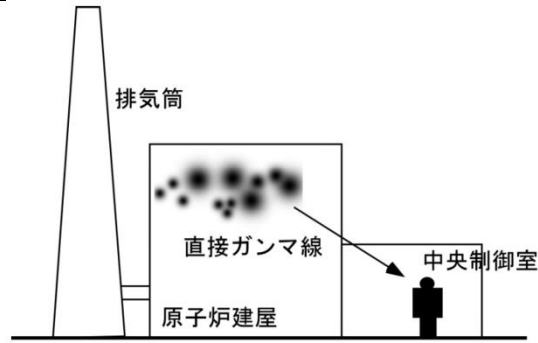


図 7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

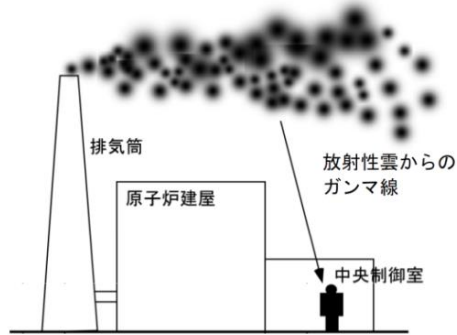
49

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）

- a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋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 7.7）。
- 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、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
- 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。

- 7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建物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(3)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。
- 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。
- 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、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いる。
- 7.1.2(3)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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <div data-bbox="376 507 869 815" data-label="Diagram"> </div> <p>図 7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算 （BWR型原子炉施設）</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>7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</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>



(a) BWR 型原子炉施設

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

- (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。
- (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。
- (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。
- (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。

外部被ばく線量 = 大気中へ放出された希ガス等 (BWR プラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) のガンマ線による実効線量
 × 直交替による滞在時間割合*1

*1) 例 : 4 直 3 交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$$

- 7.2(2) 建物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。
- 7.2(3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。
- 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。
- 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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots\dots (7.2)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q_{γ} : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線 0.5MeV換算) (Bq) V : 半球雲体積 (m^3) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (m/s) 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) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい、放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots (7.3)$ <p> H_{γ} : 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) $Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) (γ線 0.5MeV換算) 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) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </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>7.3 →被ばく評価手法（内規）のとおり</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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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> <div data-bbox="331 539 907 906" data-label="Diagram"> <p>The diagram shows a cross-section of a room with a worker silhouette. On the left, a pipe with a 'フィルタ' (filter) leads into the room. Above the worker, an arrow labeled 'ガンマ線' (gamma rays) points down towards them. To the right of the worker, an arrow labeled '吸入摂取' (inhalation/ingestion) points towards them. Outside the room on the left, there are clusters of dots representing radioactive particles. An arrow on the right side of the room indicates air flow outwards.</p> </div> <p>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</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>
<p>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</p> <p>(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。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合</p> <p>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）。</p>	<p>7.3.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>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、放出源付近の建物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、中央制御室を含む当該建物の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.3.1(1)a) 建物の影響を考慮して評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

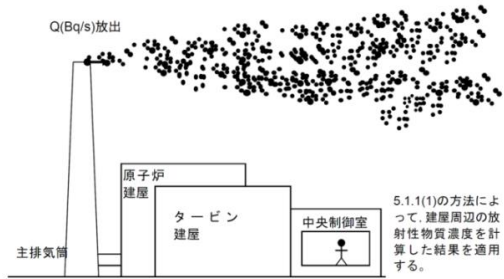


図 7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

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）。

1) BWR の場合

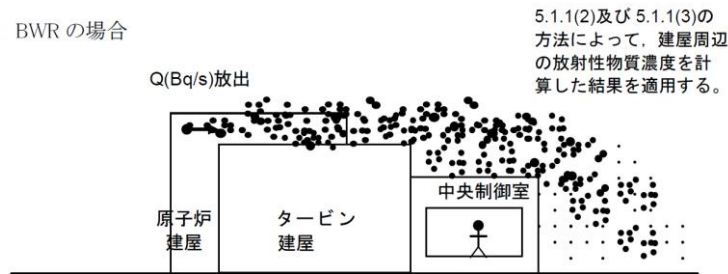


図 7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

7.3.1(1)b) 建物の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建物周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

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。

7.3.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり

7.3.2(1) 建物の表面空気中から、中央制御室空調換気系及び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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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</p> <p>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、放射性物質は一様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、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 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</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。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p>	<p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(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て評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行うため、中央制御室空調換気系外気取入口としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、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している。</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、空調換気系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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^N (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> $M_i^k(t)$: 時刻tにおける区画iの核種kの放射性物質の量 (Bq) V_i : 区画iの体積 (m^3) E_{ij}^k : 区画jからiの経路にあるフィルタの除去効率 (-) G_{ij} : 区画jからiの体積流量 (m^3/s) λ^k : 核種kの崩壊定数 (1/s) $S_l^k(t)$: 時刻tにおける外気取入口lでの核種kの濃度 (Bq/m^3) α_l : 外気取入口lからの外気取入量 (m^3/s) $(\chi/Q)_l$: 評価点lの相対濃度 (s/m^3) $Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s) </p> <p> α_l : 空気流入量 (m^3/s) 空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積) $S_l^k(t)$: 空気流入を計算する核種kの濃度 (Bq/m^3) $(\chi/Q)_l$: 空気流入に対する評価点lの相対濃度 (s/m^3) </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(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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図 7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(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 style="padding-left: 40px;">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</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ 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>	<p>7.3.3 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</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>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。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</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）

$$H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots \dots \dots (7.5)$$

- H_I : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
 R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s)
 H_{∞} : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
 $C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量)
 T : 計算期間(30日間) (s)
 (注)30日間連続滞在の場合の値である。

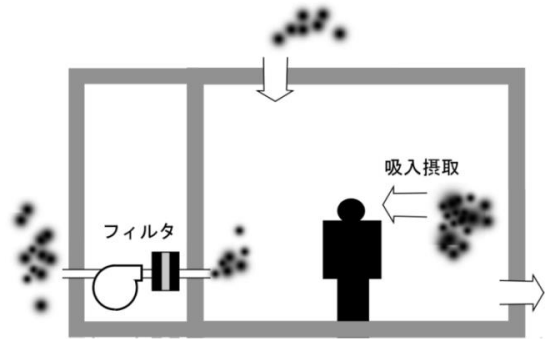


図 7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

- (5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。

内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量
 ×直交替による滞在時間割合＋（半球状雲による線量）

ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

- 7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。

半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について (内規)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p> $H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ </p> <p> H_I : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_{∞} : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (Bq/m^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>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>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 style="text-align: center;">外部被ばく線量=室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p>	<p>7.3.4 →被ばく評価手法(内規)のとおり</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、a)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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$

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^(参5)によって計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
- μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
- R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
- $C_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (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。

b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式^(参5)によって計算することも妥当である。

$$H_\gamma = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1)\mu'R)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2)\mu'R)\} \right] \frac{E_\gamma}{0.5} C_\gamma(t) dt \quad (7.8)$$

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

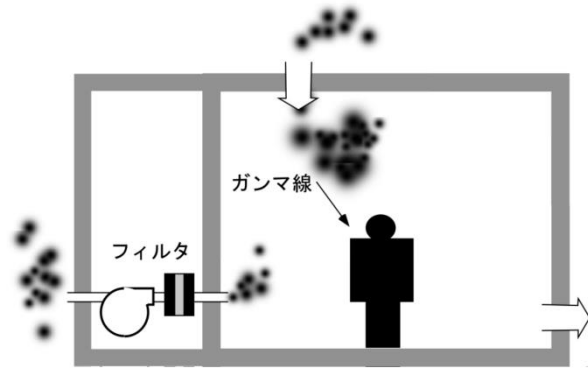


図 7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。

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 + (半球状雲による線量)

ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(参5)によって計算する。

7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。

半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

$$H_Y = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_Y (1 - e^{-\mu R}) C_{Y,P}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$$

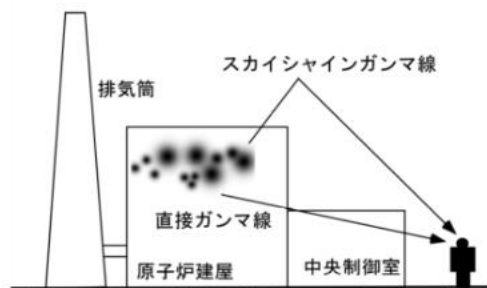
- H_Y : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 E_Y : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
 μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
 R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
 $C_{Y,P}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³)
 T : 計算期間(30日) (s)
 (注)30日間連続滞在の場合の値である。

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

(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)。

- 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

(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。



(a) BWR 型原子炉施設

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

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

7.4 →被ばく評価手法（内規）のとおり

7.4(1) 建物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被ばく経路から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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<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>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）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 7.15）。</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。</p> <p>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 分間滞在するとする。</p> <p>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) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝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</p> <p style="text-align: center;">0.015625＝（0.25h/直×2×3 直×30 日／4）／（24h×30 日）</p>	<p>7.4.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）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(1)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(1)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(1)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。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては，1) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 1) 入退域時の評価点は，1 号機タービン建物の入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) 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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="338 252 898 587" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="129 608 1106 683">図 7.15 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（BWR型原子炉施設）</p> <p data-bbox="129 799 658 826">(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p data-bbox="152 847 1106 922">a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋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 7.17）。</p> <p data-bbox="152 943 1106 1018">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 data-bbox="152 1038 1106 1066">c) 線源から評価点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 data-bbox="152 1134 1106 1209">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 data-bbox="152 1230 815 1257">e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p data-bbox="181 1278 1048 1305">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 分間滞在するとする。</p>	<p data-bbox="1137 842 2092 917">7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建物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 data-bbox="1137 938 2092 1013">7.4.1(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ている。</p> <p data-bbox="1137 1034 2092 1109">7.4.1(3)c) 線源から評価点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 data-bbox="1137 1129 2092 1204">7.4.1(3)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。</p> <p data-bbox="1137 1225 1800 1252">7.4.1(3)e) 計算に当たっては、1) の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1137 1273 2002 1300">7.4.1(3)e) 1) 入退域時の評価点は、1 号機タービン建物の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）

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) 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。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{入退域時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による所要時間割合}^{*1}$$

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

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

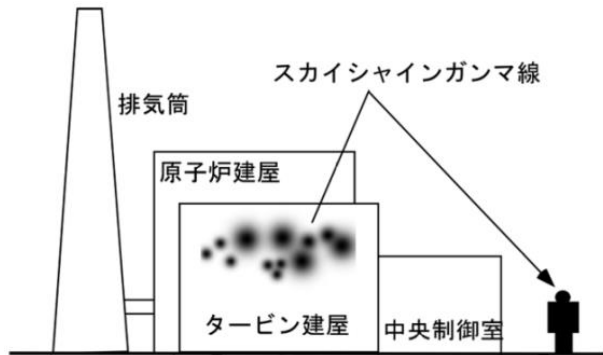


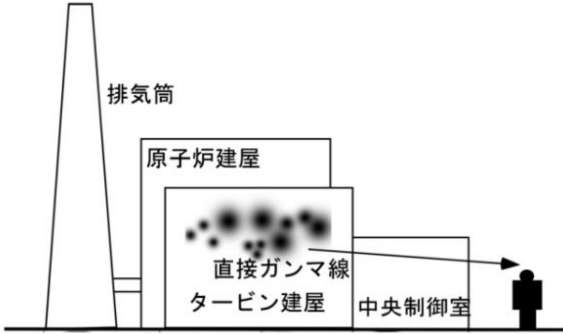
図 7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

7.4.1(3)f) 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。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）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 7.18）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，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。</p> <p>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 分間滞在するとする。</p> <p>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) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝入退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</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合</p> <p style="text-align: center;">$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p>	<p>7.4.2 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</p> <p>7.4.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）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。</p> <p>7.4.2(1)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いる。</p> <p>7.4.2(1)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>7.4.2(1)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。</p> <p>7.4.2(1)e) 計算に当たっては，1) の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e) 1) 入退域時の評価点は，1 号機タービン建物の入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="342 263 884 582" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="136 598 1093 678">図 7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直ガンマ線による入退域時に被ばく （BWR型原子炉施設）</p> <p data-bbox="129 742 660 774">(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p data-bbox="152 790 1108 1252">a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋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 7.20）。</p> <p data-bbox="152 885 1108 965">b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="152 981 1086 1013">c) 線源から評価点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 data-bbox="152 1077 1108 1157">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 data-bbox="152 1173 817 1204">e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p data-bbox="179 1220 1064 1252">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 分間滞在するとする。</p>	<p data-bbox="1131 790 2094 869">7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建物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。</p> <p data-bbox="1131 885 2094 965">7.4.2(3)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いる。</p> <p data-bbox="1131 981 2094 1061">7.4.2(3)c) 線源から評価点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 data-bbox="1131 1077 2094 1157">7.4.2(3)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。</p> <p data-bbox="1131 1173 1803 1204">7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1) の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1131 1220 2004 1252">7.4.2(3)e) 1) 入退域時の評価点は、1 号機タービン建物の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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>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</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$  <p>図 7.20 主蒸気管破断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（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.2(3)f) 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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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> <div data-bbox="353 922 884 1252" data-label="Diagram"> </div> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p>	<p>7.5 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</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被ばく経路から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物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) 建物の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建物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物周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="324 263 929 534" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="470 550 772 582">図 7.22 建屋影響がある場合</p> <p data-bbox="123 598 929 630">7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="123 646 1108 678">(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)。</p> <p data-bbox="168 694 1108 821">ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の 2 次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p data-bbox="123 837 1108 917">(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p data-bbox="123 933 1108 1013">(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 D/Q を求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて求める。</p> <p data-bbox="123 1029 1108 1109">(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="123 1125 1108 1157">(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p data-bbox="145 1173 1108 1204">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。</p> <p data-bbox="145 1220 1108 1348">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 data-bbox="1131 598 1579 630">7.5.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p data-bbox="1131 646 2110 774">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（主蒸気管破断時の半球状雲）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 data-bbox="1131 837 2110 917">7.5.1(2) 建物から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p data-bbox="1131 933 2110 1013">7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量 D/Q を求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p> <p data-bbox="1131 1029 2110 1109">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いる。</p> <p data-bbox="1131 1125 2110 1157">7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、a) の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1131 1173 2110 1204">7.5.1(5)a) 入退域時の評価点は、1 号機タービン建物の入口として評価している。</p>

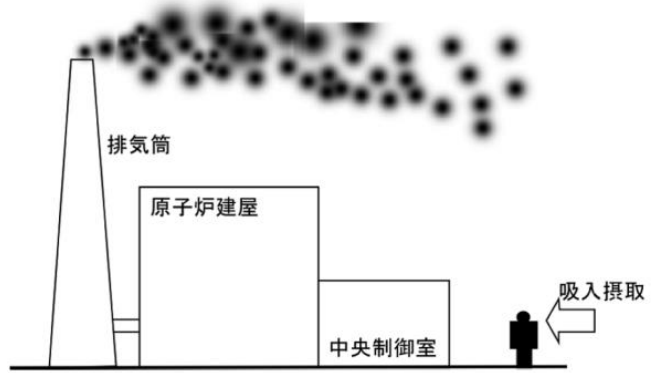
原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> <p style="padding-left: 40px;">0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q)Q_{\gamma}(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p style="margin-left: 40px;"> H_{γ} : 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) $Q_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>	<p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="353 263 869 678" data-label="Diagram"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <div data-bbox="324 699 913 774" data-label="Caption"> <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> </div> <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</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する（図 7.24）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の 2 次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退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 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p>(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よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p>	<p>中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.5.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</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（主蒸気管破断時の半球状雲）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 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。</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>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>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。</p> <p>b)入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>(6) 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 style="padding-left: 40px;">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</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> <p style="padding-left: 80px;">$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$</p> <p>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。</p> $H_I = \int_0^T RH_\infty(\chi/Q)Q_I(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p style="margin-left: 40px;"> 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_∞ : 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 (I-131等価量) (Bq/s) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>	<p>7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、1号機タービン建物の入口として評価している。</p> <p>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。</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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR 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

2. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について

原子炉格納容器からの漏えい率は、被ばく評価手法(内規)において、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ように記述されている。

島根2号機の評価においては、ライセンシングレポート*に基づき、「GEの評価式」、「AECの評価式」、「定常流の式」を考慮し、事故時の原子炉格納容器からの漏えいによる被ばく量を保守的に評価する観点から、設計漏えい率0.5%/day一定を設定している。

注記*：沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (HLR-021 訂9)

3. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における ECCS 再循環系からの漏えいの考慮について

ECCS の再循環運転については、被ばく評価手法(内規)にて、以下の通り記述されている。

- ・ ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
- ・ 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 の再循環系から原子炉建物に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建物内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。

2号機の評価においては、ECCS からの漏えいによる放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分に小さく(0.3%未満*)、有意な寄与はないため、ECCS により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量の評価は省略している。

注記*：「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021 訂 9 株式会社日立製作所、平成 16 年 1 月」の付録 6 に基づく評価値

3.1 再循環系からの冷却材漏えい量

再循環系からの冷却材漏えいを考慮する場合、冷却材中に溶解したよう素が再循環系から原子炉建物内に漏えいし、非常用ガス処理系のよう素除去フィルタを経て排気筒より大気へ放出される。再循環系からの漏えいによる環境への放出放射エネルギーは、各核種について以下のとおり評価する。

(1) 冷却材中の存在量

事故発生から t 秒後の冷却材中の核分裂生成物の存在量は、次式で計算する。

$$Q_{ECCS}(t) = q_c \cdot \exp\{-\lambda_R \cdot t\} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

$Q_{ECCS}(t)$: t 秒後の冷却材中の存在量(Bq)

q_c : 事故直後の冷却材中の存在量(Bq) (炉内内蔵量の 50%)

λ_R : 崩壊定数(1/s)

t : 事故後の時間(s)

(2) 原子炉建物内の存在量

再循環系から原子炉建物内に漏えいが継続している場合の t 秒後における原子炉建物内の核分裂生成物の存在量は、次式で計算する。

$$Q_{RB}(t) = F_P \cdot F_I \cdot q_C \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot \lambda_{LECCS} / \lambda_{LSGT} \\ \cdot [\exp\{-\lambda_R \cdot (t - T_s)\} - \exp\{-(\lambda_R + \lambda_{LSGT}) \cdot (t - T_s)\}] \cdot \dots \quad (2)$$

ここで、

$Q_{RB}(t)$: t 秒後の原子炉建物内の存在量(Bq)

F_P : 再循環水中のよう素の気相中への移行率(0.05)

F_I : 原子炉建物内でのよう素沈着割合(0.5)

T_s : 再循環開始時間(s) (0 秒)

λ_{LECCS} : 再循環系からの冷却材漏えい率(1/s) (約 7.937×10^{-10})

λ_{LSGT} : 非常用ガス処理系換気率(1/s) (1 回/d=約 1.157×10^{-5})

(3) 大気への放出量

事故後に非常用ガス処理系により換気され、排気筒から大気に放出される核分裂生成物の放出量は、次式で計算する。

$$Q_{T0}(t) = \int_0^{T_0} (1 - f_{SGT}) \cdot \lambda_{LSGT} \cdot Q_{RB}(t) dt \cdot \dots \quad (3)$$

ここで、

$Q_{T0}(t)$: 大気への放出量(Bq)

T_0 : 再循環系からの漏えい期間(s)

f_{SGT} : 非常用ガス処理系フィルタのよう素除去効率(0.99)

再循環系からの漏えいが無限時間継続するとした場合の大気中に放出される核分裂生成物の量 Q_H (Bq)は、(3)式において $T_0 \rightarrow \infty$ とおくことにより次式で計算する

$$Q_H = F_P \cdot F_I \cdot q_C \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot (1 - f_{SGT}) \cdot \lambda_{LECCS} \\ \cdot \lambda_{LSGT} / \{\lambda_R \cdot (\lambda_R + \lambda_{LSGT})\} \cdot \dots \quad (4)$$

上記に基づき計算した結果、よう素放出量（I-131 等価量）は、原子炉冷却材漏えい事故時の原子炉格納容器からの漏えいによる放出量約 7.3×10^{13} Bq に対し、再循環系からの漏えいによる放出量は約 2.2×10^{11} Bq となり、再循環系からの漏えいによる放出量の寄与は約 0.30%となる。

4. 設計基準事故時(主蒸気管破断)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における燃料棒からの追加放出量について

燃料棒からの追加放出量については、被ばく評価手法(内規)にて、以下の通り記述されている。

- ・原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。

島根原子力発電所2号機の評価においては、燃料棒からの追加放出量を以下の通り設定している。

- ・よう素
 - ① I-131 : $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}^{*1}$
 - ② その他の放射性物質 : 平衡組成として求める
- ・希ガス : よう素の2倍

注記*1 : 全希ガス漏えい率(f値) 1mCi/s ($3.7 \times 10^7 \text{Bq/s}$) 当たりの追加放出量の97%累積出現頻度値 ($\mu + 2\sigma$) (19Ci) を基に追加放出量を設定する*2。被ばく評価上のf値を 100mCi/s ($3.7 \times 10^9 \text{Bq/s}$) *3とし、このf値 (100mCi/s) の97%累積出現頻度に相当する値は 1900Ci (約 $7.0 \times 10^{13} \text{Bq}$) となり、この値に余裕を見込んで、I-131の追加放出量を 2000Ci ($7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$) と設定している。

*2 : 参考文献 沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (HLR-021 訂9)

*3 : BWR及びABWRプラントにおけるf値の実績に十分余裕をみた値

5. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月から2009年12月までの1年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

5.1 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高所風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高130mの観測データに加え、参考として標高28.5mの観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

検定年：2009年1月～2009年12月

統計年：2008年1月～2008年12月，2010年1月～2018年12月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

5.2 検定結果

検定結果は表5-1に示すとおり、排気筒高さ付近を代表する標高130m及び地上付近を代表する標高28.5mの観測データについて、有意水準5%で棄却された項目は無かった(0項目)。

以上のことから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

棄却検定表を表5-2から表5-5に示す。

表5-1 検定結果

検定年	統計年	棄却数	
		標高 28.5m	標高 130m
2009年	2008年1月～ 2008年12月， 2010年1月～ 2018年12月	0個	0個

表 5-2 標高 28.5m の棄却検定表 (風向)

観測場所 : 露場 (標高 28.5m, 地上高 20m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

表 5-3 標高 28.5m の棄却検定表 (風速分布)

観測場所 : 露場 (標高 28.5m, 地上高 20m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5~1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5~2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5~3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5~4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5~5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5~6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5~7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5~8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5~9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5~	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○

表 5-4 標高 130m の棄却検定表 (風向)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m, 地上高 115m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.71	3.67	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.69	3.06	5.09	2.29	○
NNE	5.23	5.26	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.16	4.43	7.36	2.95	○
NE	8.33	7.79	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.61	7.07	7.80	10.14	10.47	5.13	○
ENE	7.06	5.85	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	6.13	7.58	8.18	4.08	○
E	3.70	2.90	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.20	3.86	6.13	2.28	○
ESE	3.66	3.56	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	4.23	3.68	5.86	2.59	○
SE	6.79	7.68	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.05	6.06	8.74	5.36	○
SSE	5.94	6.16	6.22	6.46	6.16	6.38	5.79	7.07	5.75	6.59	6.25	5.42	7.20	5.31	○
S	7.70	8.58	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	7.26	7.84	8.84	5.67	○
SSW	8.80	8.14	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.89	8.79	9.95	5.83	○
SW	8.52	8.40	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.97	8.21	10.16	5.78	○
WSW	5.16	5.87	5.86	4.58	6.71	4.99	5.19	4.84	5.43	4.96	5.36	5.95	6.86	3.86	○
W	5.67	6.59	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	6.65	6.27	8.00	5.31	○
WNW	7.42	8.39	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.38	8.56	7.47	6.67	10.24	4.69	○
NW	5.64	5.25	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	5.73	5.61	7.63	3.83	○
NNW	4.40	3.51	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.68	4.45	6.34	3.02	○
静穏	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○

表 5-5 標高 130m の棄却検定表 (風速分布)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m, 地上高 115m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○
0.5~1.4	10.14	10.25	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	10.58	11.05	13.93	7.23	○
1.5~2.4	15.09	15.55	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	15.44	15.38	18.50	12.38	○
2.5~3.4	18.98	16.78	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	17.24	17.85	19.58	14.90	○
3.5~4.4	17.35	16.72	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.70	17.08	18.45	14.96	○
4.5~5.4	13.28	12.72	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	13.16	13.62	15.58	10.75	○
5.5~6.4	9.22	9.44	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	8.86	9.01	10.13	7.60	○
6.5~7.4	5.51	5.74	5.44	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	5.62	5.24	6.60	4.63	○
7.5~8.4	3.23	4.21	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	3.59	3.03	4.62	2.56	○
8.5~9.4	1.49	2.95	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.94	2.72	2.39	2.18	3.43	1.34	○
9.5~	3.41	3.21	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	3.90	3.59	6.20	1.60	○

6. 空気流入率測定試験結果及び差圧測定試験結果について

6.1 空気流入率測定試験結果

被ばく評価手法（内規）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、島根原子力発電所第1号及び第2号機中央制御室について2017年8月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.082回/h（+0.0030(95%信頼限界値)）である。試験結果の詳細を表6-1に示す。

表6-1 空気流入率試験結果

項目	内容			
試験日程	2017年8月1日～2017年8月2日（1, 2号機停止中）			
試験の特徴	島根原子力発電所第1/2号機中央制御室			
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	—		
	B系	-6.4%～4.5%		
試験手法	全サンプリング点による試験手法			
適用条件	内容		適用	
	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。		—	均一化の目安を満足している。
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%未満であること。		—	特異点の除外は無い。
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すべ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	—	—	
	B系	0.082回/h (+0.0030)	—	
特記事項	なし			

空気流入率測定試験における均一化確認については、表6-2に実測値を示す。
また、均一化測定の代表点3の測定箇所については、図6-1に示す。

表 6-2 空気流入率測定試験における均一化確認 (実測値) (1/2)

日立GEニュークリア・エナジー株式会社/日立プラントコンストラクション

均一化確認試験

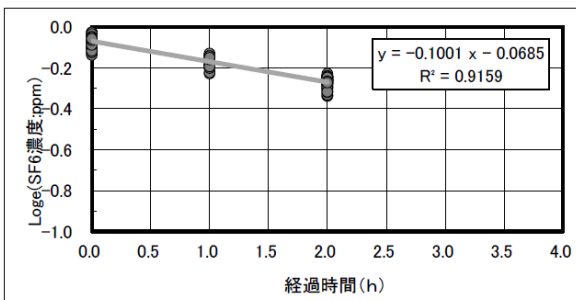
試験日	2017年8月1日	測定開始時刻	13:40
-----	-----------	--------	-------

No.	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 (ppm)	測定値 Loge
1	13:40	0.0	0.952	-0.05
2	13:40	0.0	0.942	-0.06
3	13:40	0.0	0.936	-0.07
4	13:40	0.0	0.939	-0.06
5	13:40	0.0	0.974	-0.03
6	13:40	0.0	0.882	-0.13
7	13:40	0.0	0.929	-0.07
8	13:40	0.0	0.914	-0.09
9	13:40	0.0	0.907	-0.10
10	13:40	0.0	0.913	-0.09
11	13:40	0.0	0.974	-0.03
12	13:40	0.0	0.903	-0.10
13	13:40	0.0	0.907	-0.10
14	13:40	0.0	0.940	-0.06
15	13:40	0.0	0.960	-0.04
16	13:40	0.0	0.934	-0.07
17	13:40	0.0	0.906	-0.10
18	13:40	0.0	0.907	-0.10
19	13:40	0.0	0.922	-0.08
20	13:40	0.0	0.926	-0.08
21	13:40	0.0	0.949	-0.05
22	13:40	0.0	0.947	-0.05
23	13:40	0.0	0.954	-0.05
24	13:40	0.0	0.931	-0.07
25	13:40	0.0	0.960	-0.04
26	13:40	0.0	0.960	-0.04
27	13:40	0.0	0.938	-0.06
28	13:40	0.0	0.949	-0.05
29	13:40	0.0	0.925	-0.08
30	13:40	0.0	0.939	-0.06
31	13:40	0.0	0.945	-0.06
32	13:40	0.0	0.926	-0.08
33	13:40	0.0	0.939	-0.06
34	13:40	0.0	0.872	-0.14
35	13:40	0.0	0.883	-0.12
36	13:40	0.0	0.910	-0.09
37	13:40	0.0	0.900	-0.11
38	13:40	0.0	0.890	-0.12
39	13:40	0.0	0.937	-0.07
40	13:40	0.0	0.931	-0.07
41	13:40	0.0	0.916	-0.09
42	13:40	0.0	0.966	-0.03
43	13:40	0.0	0.953	-0.05
44	13:40	0.0	0.952	-0.05
45	13:40	0.0	0.953	-0.05
46	13:40	0.0	0.937	-0.07
47	13:40	0.0	0.949	-0.05
48	13:40	0.0	0.944	-0.06

STEP 1

【全サンプリング点】

	時間平均 (h)	濃度平均 (ppm)	濃度平均 Loge	空気流入率 (回/h)
STEP1	0.0	0.932	-0.071	0.100
STEP2	1.0	0.849	-0.163	
STEP3	2.0	0.763	-0.271	
STEP4				
STEP5				
空気流入率Nの誤差項 ($\alpha=0.05$)				0.005
相関係数 R				-0.9570
空気流入率N+誤差項				0.100 + 0.005



【代表点:3】

	時間 (h)	濃度 (ppm)	濃度 Loge	空気流入率 (回/h)
STEP1	0.0	0.936	-0.07	0.095
STEP2	1.0	0.852	-0.16	
STEP3	2.0	0.774	-0.26	
STEP4				
STEP5				
空気流入率Nの誤差項 ($\alpha=0.05$)				0.007
相関係数 R				-1.000
空気流入率N+誤差項				0.095 + 0.007

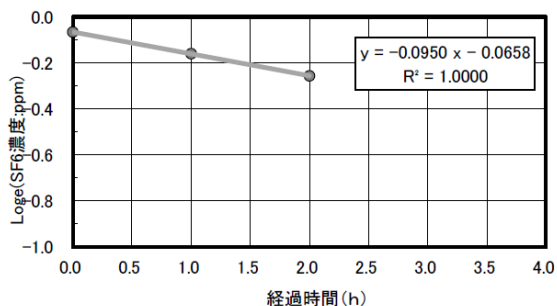


表 6-2 空気流入率測定試験における均一化確認（実測値）（2/2）

日立GEニュークリア・エナジー㈱/㈱日立プラントコンストラクション

均一化確認試験

試験日	2017年8月1日	測定開始時刻	13:40
-----	-----------	--------	-------

No.	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 [ppm]	測定値 Loge	
STEP 2	1	14:40	1.0	0.866	-0.14
	2	14:40	1.0	0.867	-0.14
	3	14:40	1.0	0.852	-0.16
	4	14:40	1.0	0.853	-0.16
	5	14:40	1.0	0.855	-0.16
	6	14:40	1.0	0.844	-0.17
	7	14:40	1.0	0.866	-0.14
	8	14:40	1.0	0.853	-0.16
	9	14:40	1.0	0.865	-0.15
	10	14:40	1.0	0.858	-0.15
	11	14:40	1.0	0.847	-0.17
	12	14:40	1.0	0.859	-0.15
	13	14:40	1.0	0.835	-0.18
	14	14:40	1.0	0.858	-0.15
	15	14:40	1.0	0.849	-0.16
	16	14:40	1.0	0.840	-0.17
	17	14:40	1.0	0.864	-0.15
	18	14:40	1.0	0.848	-0.16
	19	14:40	1.0	0.842	-0.17
	20	14:40	1.0	0.823	-0.19
	21	14:40	1.0	0.833	-0.18
	22	14:40	1.0	0.822	-0.20
	23	14:40	1.0	0.848	-0.16
	24	14:40	1.0	0.843	-0.17
	25	14:40	1.0	0.867	-0.14
	26	14:40	1.0	0.865	-0.15
	27	14:40	1.0	0.847	-0.17
	28	14:40	1.0	0.842	-0.17
	29	14:40	1.0	0.854	-0.16
	30	14:40	1.0	0.858	-0.15
	31	14:40	1.0	0.858	-0.15
	32	14:40	1.0	0.865	-0.15
	33	14:40	1.0	0.859	-0.15
	34	14:40	1.0	0.797	-0.23
	35	14:40	1.0	0.801	-0.22
	36	14:40	1.0	0.829	-0.19
	37	14:40	1.0	0.840	-0.17
	38	14:40	1.0	0.818	-0.20
	39	14:40	1.0	0.850	-0.16
	40	14:40	1.0	0.851	-0.16
	41	14:40	1.0	0.824	-0.19
	42	14:40	1.0	0.879	-0.13
	43	14:40	1.0	0.867	-0.14
	44	14:40	1.0	0.868	-0.14
	45	14:40	1.0	0.853	-0.16
	46	14:40	1.0	0.868	-0.14
	47	14:40	1.0	0.859	-0.15
	48	14:40	1.0	0.861	-0.15

No.	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 [ppm]	測定値 Loge	
STEP 3	1	15:40	2.0	0.781	-0.25
	2	15:40	2.0	0.775	-0.25
	3	15:40	2.0	0.774	-0.26
	4	15:40	2.0	0.780	-0.25
	5	15:40	2.0	0.785	-0.24
	6	15:40	2.0	0.771	-0.26
	7	15:40	2.0	0.786	-0.24
	8	15:40	2.0	0.796	-0.23
	9	15:40	2.0	0.780	-0.25
	10	15:40	2.0	0.787	-0.24
	11	15:40	2.0	0.786	-0.24
	12	15:40	2.0	0.771	-0.26
	13	15:40	2.0	0.760	-0.27
	14	15:40	2.0	0.768	-0.26
	15	15:40	2.0	0.770	-0.26
	16	15:40	2.0	0.765	-0.27
	17	15:40	2.0	0.786	-0.24
	18	15:40	2.0	0.785	-0.24
	19	15:40	2.0	0.770	-0.26
	20	15:40	2.0	0.763	-0.27
	21	15:40	2.0	0.759	-0.28
	22	15:40	2.0	0.773	-0.26
	23	15:40	2.0	0.780	-0.25
	24	15:40	2.0	0.773	-0.26
	25	15:40	2.0	0.775	-0.25
	26	15:40	2.0	0.763	-0.27
	27	15:40	2.0	0.758	-0.28
	28	15:40	2.0	0.771	-0.26
	29	15:40	2.0	0.770	-0.26
	30	15:40	2.0	0.752	-0.29
	31	15:40	2.0	0.755	-0.28
	32	15:40	2.0	0.756	-0.28
	33	15:40	2.0	0.781	-0.25
	34	15:40	2.0	0.714	-0.34
	35	15:40	2.0	0.714	-0.34
	36	15:40	2.0	0.742	-0.30
	37	15:40	2.0	0.737	-0.31
	38	15:40	2.0	0.718	-0.33
	39	15:40	2.0	0.747	-0.29
	40	15:40	2.0	0.730	-0.31
	41	15:40	2.0	0.727	-0.32
	42	15:40	2.0	0.743	-0.30
	43	15:40	2.0	0.746	-0.29
	44	15:40	2.0	0.729	-0.32
	45	15:40	2.0	0.765	-0.27
	46	15:40	2.0	0.763	-0.27
	47	15:40	2.0	0.767	-0.27
	48	15:40	2.0	0.762	-0.27

6.2 差圧測定試験結果

中央制御室を正圧化するために必要となる空気供給量について、中央制御室空調換気系差圧測定試験により測定し決定する。大気間差圧は、大気圧基準点と中央制御室バウンダリ内各測定点での気圧を気圧計にて同時測定を行った。計測値は、大気圧基準点高さに補正算出した。試験結果を図 6-2 に示す。

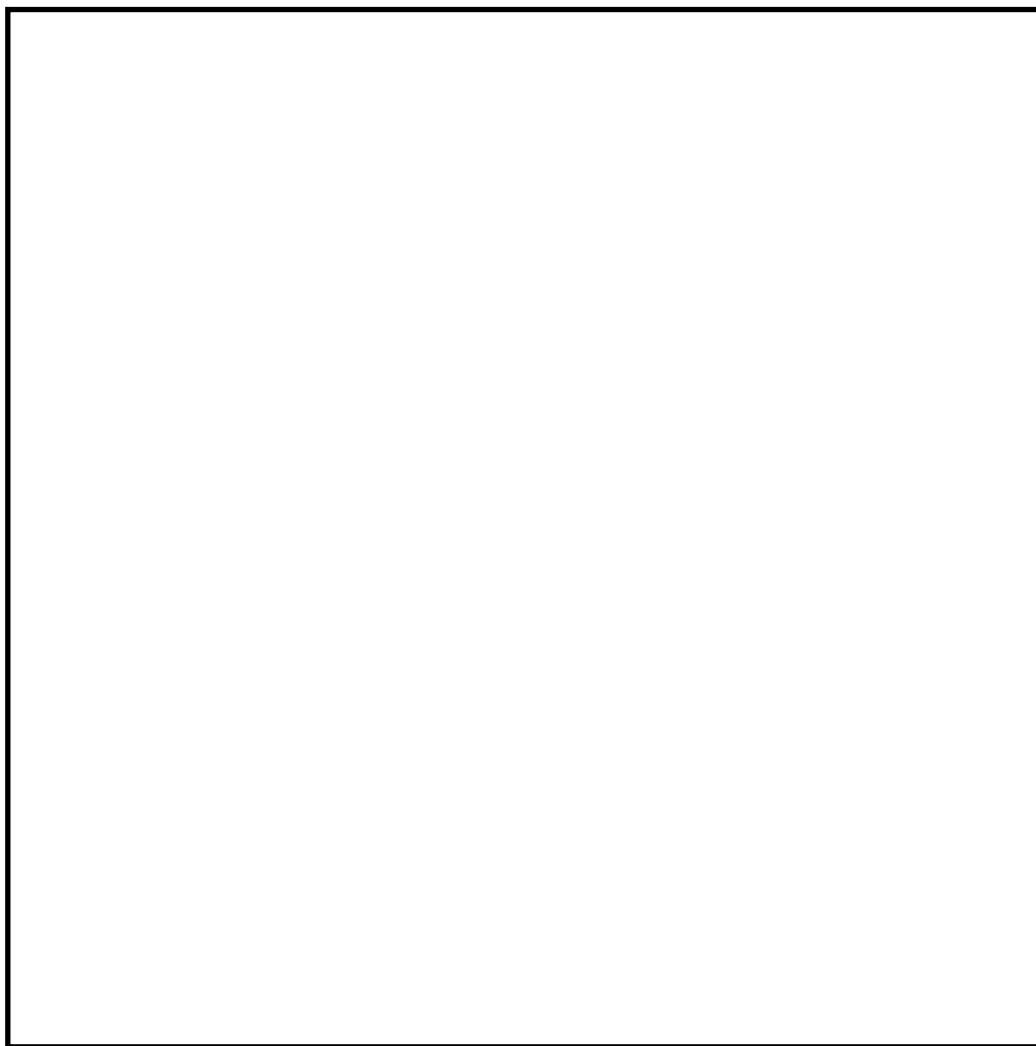


図 6-2 中央制御室空調換気系差圧測定試験結果

図 6-2 より、中央制御室正圧化に必要な空気供給量は $17160\text{m}^3/\text{h}$ である。よって、必要な空気供給量は上記風量に設計裕度をもった $17500\text{m}^3/\text{h}$ とする。

なお、図 6-2 に示した給気隔離弁開度 50% の差圧測定結果では、一部の測定場所において必要正圧（外気に対して $+20\text{Pa}$ 以上）を達成できていないが、これは、隣接エリアの換気設備が運転状態であることが影響していると考えられ、重大事故発生時には隣接エリアの換気設備は停止状態と考えられることから、外気に対して $+20\text{Pa}$ 以上を満足可能*と考えている。

注記*：図 6-3 に給気隔離弁開度 10%（隣接空調運転）の時の差圧測定結果を、図 6-4

に給気隔離弁開度 10%（隣接空調停止）の時の差圧測定結果を示す。

図 6-3 及び図 6-4 から、隣接エリアの換気設備を停止した場合、制御室建物 3 階の差圧が約 30～40Pa 正圧方向にシフトしており、隣接エリアの換気設備の運転状態が大気間差圧に影響を及ぼしていることを確認できる。なお、ここでいう隣接エリアの換気設備とは、1 号機放射線管理室空調換気系、タービン建物空調換気系及び 2 号機廃棄物処理建物空調換気系を指す。

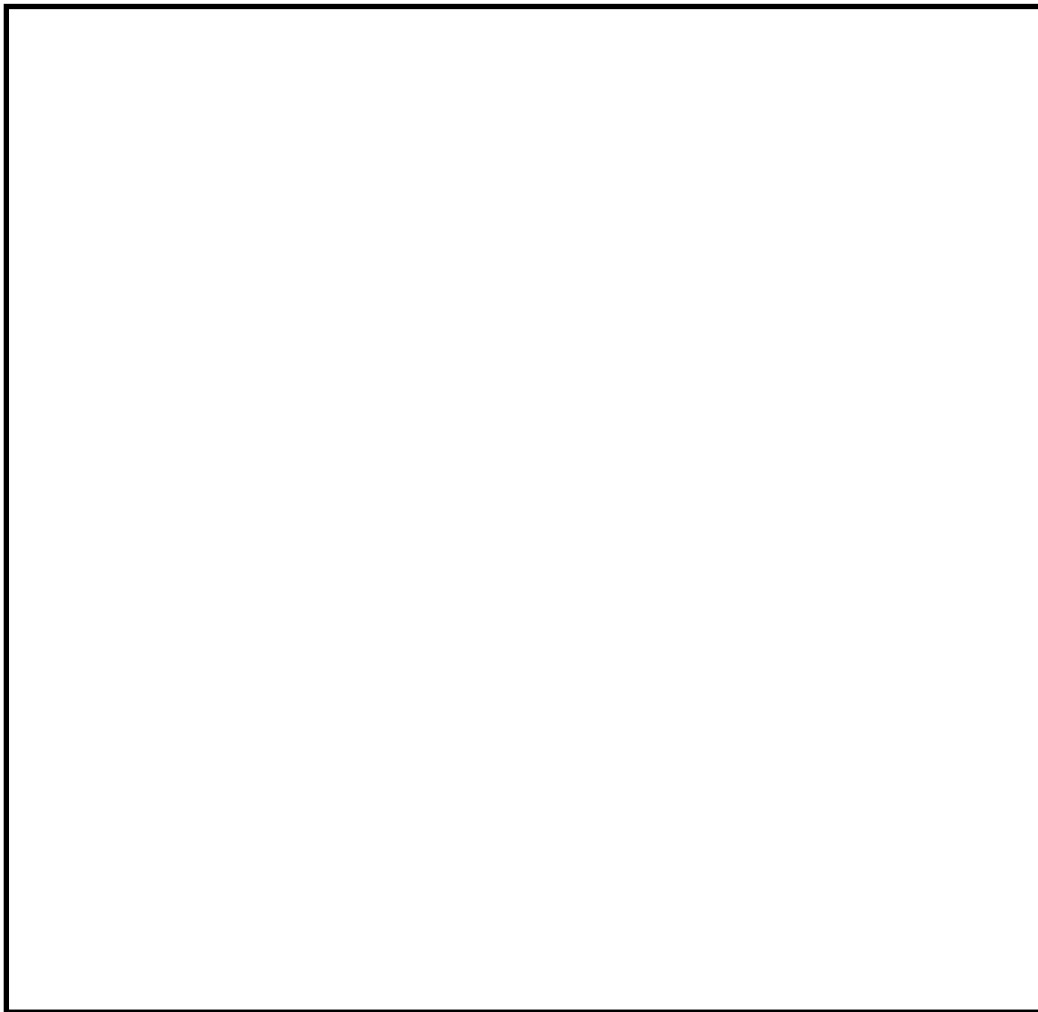


図 6-3 大気間差圧測定結果（給気隔離弁開度 10%（隣接空調運転））

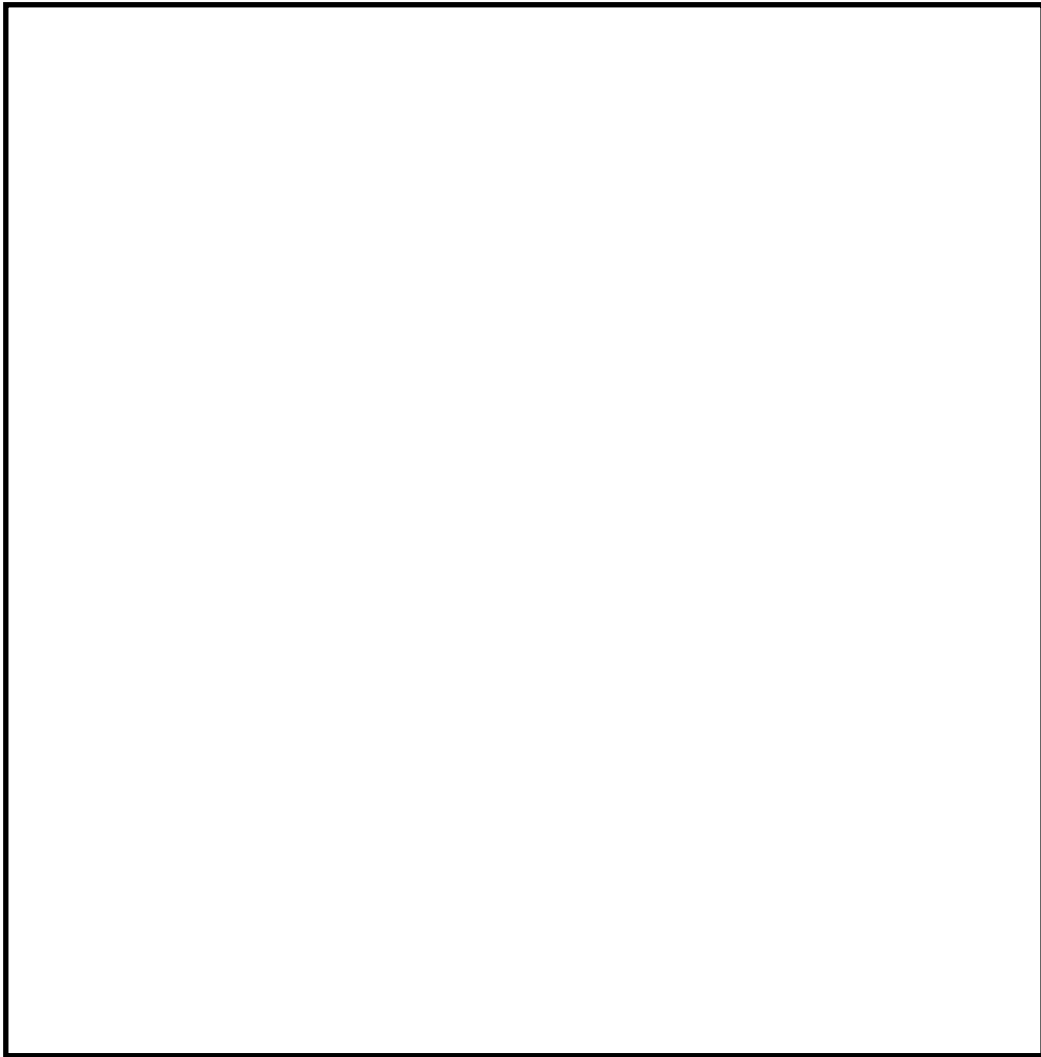


図 6-4 大気間差圧測定結果（給気隔離弁開度 10%（隣接空調停止））

7. 審査ガイドへの適合状況

7.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に関する「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(令和3年6月23日 原規技発第2106233号 原子力規制委員会決定) (以下「審査ガイド」という。)への適合状況について、表7-1に示す。

表 7-1 審査ガイドへの適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>(解釈より抜粋)</p> <p>第 7 4 条 (原子炉制御室)</p> <p>1 第 7 4 条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第 3 7 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス (例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合) を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</p>	<p>1b) → 審査ガイドどおり</p> <p>① 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが、被ばく評価においては、残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>② 中央制御室滞在時及び入退域時ともにマスクの着用を考慮した。また、実施のための体制を整備している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態 (4 直 2 交替) を考慮して評価している。また、実施のための体制を整備している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>4.1→審査ガイドどおり</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4.1 (1) →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑧の経路に対して評価している。</p> <p>4.1 (1) ①→審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建物内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建物内等の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 	<p>4.1 (1) ②→審査ガイドどおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（クラウドシャイン）は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（グランドシャイン）は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>4.1 (1) ③→審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。 中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1 (1) ④→審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建物内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。 原子炉建物内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく <p>（２）評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図 3 に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（^{参2}）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p>	<p>4.1 (1) ⑤→審査ガイドどおり</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（グラウンドシャイン）を評価している。 放射性物質の吸入摂取による入退域時の内部被ばくを評価している。</p> <p>4.1 (2) → 審査ガイドどおり 中央制御室居住性に係る被ばくは図 3 の手順に基づいて評価している。</p> <p>4.1 (2) a. → 審査ガイドどおり 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気気圧力・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「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが、被ばく評価においては、残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合について想定している。原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量、及び、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい量を、MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価している。ただし、MAAP コードではよう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、大気中への放出量評価条件を設定し、放出量を評価している。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・ 上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・ 上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。 <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p>	<p>4.1 (2) b. →審査ガイドどおり</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し、累積出現頻度 97% に当たる値を用いている。評価においては、島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年 1 月～2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用している。</p> <p>4.1 (2) c. →審査ガイドどおり</p> <p>スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建物内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1 (2) d. →審査ガイドどおり</p> <p>前項 c の結果を用いて、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4.1 (2) e. →審査ガイドどおり</p> <p>前項 d で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足していることを確認している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスブルームモデルを適用して計算する。 ・なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスブルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(参3)における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 	<p>4.2 (1) a. →審査ガイドどおり</p> <p>高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタの除去効率は、設計値を基に設定している。</p> <p>フィルタ効率の設定に際しては、ヨウ素類の性状を適切に考慮している。</p> <p>4.2 (1) b. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室内を正圧化している間は、フィルタを介さない空気の流入は考慮しない。</p> <p>中央制御室内を正圧化していない間は、空気流入率測定試験結果を基に空気流入率を0.5回/hとしている。</p> <p>4.2 (2) a. →審査ガイドどおり</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p> <p>島根原子力発電所敷地内で観測した2009年1月から2009年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点(格納容器フィルタベント系排気管)から近距離の建物(原子炉建物)の影響を受けるため、建物による巻き込みを考慮し、建物の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 <ul style="list-style-type: none"> 一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合 三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 上記の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^(参4)。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、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。 ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・巻き込みを生じる代表建屋 <ul style="list-style-type: none"> 1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。 	<p>一～三のすべての条件に該当するため、建物による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>各放出点の高さは建物の高さの2.5倍に満たない。 各放出点の位置は図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建物（原子炉建物）の風下側にある。</p> <p>建物による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、建物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いる。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2 (2) b. →審査ガイドどおり</p> <p>建物巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>巻き込みの影響が最も大きい建物として、原子炉建物中心放出時及び格納容器フィルタベント系排気管は原子炉建物、排気筒（非常用ガス処理系用）放出時はタービン建物を代表建物としている。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>・放射性物質濃度の評価点</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>中央制御室は、中央制御室非常用再循環送風機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>また、中央制御室非常用再循環送風機により中央制御室を正圧化していない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>建物による巻き込みの影響を考慮している。</p> <p>中央制御室は、中央制御室非常用再循環送風機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>また、中央制御室非常用再循環送風機により中央制御室を正圧化していない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p>	<p>評価点は中央制御室空調換気系給気口としている。</p> <p>放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>放出点と評価点間の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p> <p>建物による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建物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いる。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>	<p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点から放出された放射性物質が、建物の風下側に巻き込まれ評価点に達する複数の方位を対象としている。ただし、放出点が0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建物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評価方位として選定としている。</p> <p>「着目方位1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉建物又はタービン建物の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。 相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p>	<p>すべての方位について、原子炉建物又はタービン建物の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建物又はタービン建物の地表面から上側の投影面積を用いている。</p> <p>4.2 (2) c. →審査ガイドどおり</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、原子炉建物放出及び格納容器フィルタベント系排気管放出の場合は短時間放出の式を適用し、排気筒（非常用ガス処理系用）放出の場合は長時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2 (2) d. →審査ガイドどおり</p> <p>地表面物質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している。</p> <p>沈着速度については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4倍を設定している。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2 及びNRPB-R322より設定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 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） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 	<p>4.2 (2) e. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室は外気の入力により正圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室は外気の入力により正圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>直接流入量の評価に当たっては、空気流入率及びバウンダリ容積を用いて計算している。</p> <p>4.2 (3) a. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるクラウドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。 <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 	<p>4.2 (3) b. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるグランドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2 (3) c. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクの着用を考慮して評価している。また、マスクを着用しない場合についても評価している。</p> <p>4.2 (3) d. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空気中濃度及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 	<p>4.2 (3) e. →審査ガイドどおり 入退域におけるクラウドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果を考慮し評価している。</p> <p>4.2 (3) f. →審査ガイドどおり 入退域でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4.2 (3) g. →審査ガイドどおり 入退域での内部被ばくについては空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。 入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。</p> <p>4.2 (3) h. →複数の原子炉施設の設置変更許可申請を実施していない為考慮しない。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。 なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR)</p> <p>非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p>	<p>4.3 (1) →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>4.3 (1) a. →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>希ガス類、よう素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については、R. G. 1. 195 を参照している。</p> <p>4.3 (1) b. →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>4.3 (2) →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.3 (3) a. →審査ガイドどおり</p> <p>非常用ガス処理系の作動時間については、事故発生から 70 分後 (非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+非常用ガス処理系排気ファン起動から原子炉建物負圧達成時間 10 分) として評価している。</p> <p>4.3 (3) b. →非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4.3 (3) c. →審査ガイドどおり</p> <p>格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p> <p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。 (4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p>	<p>4.3(3)d. →審査ガイドどおり 原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については、MAAP解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内での沈着による除去係数は、CSE 実験に基づき、9.0×10^{-4} [1/s] (上限 DF=200) と設定している。 無機よう素のサブプレッションプールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan 6.5.5 に基づき 5 と設定している。</p> <p>4.3(3)e. →審査ガイドどおり 4.1(2)aで選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。</p> <p>4.3(3)f. →審査ガイドどおり 中央制御室空調換気系の起動時間については、全交流動力電源喪失を想定した遅れを2時間として評価している。</p> <p>4.3(4)a. →審査ガイドどおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に2号機原子炉建物中心放出時又は格納容器フィルタベント系排気管放出時の場合を1時間、排気筒(非常用ガス処理系用)放出時の場合を30時間としている。</p> <p>4.3(4)b. →審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは、放出源ごとに設定している。 放出エネルギーによる影響は考慮していない。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・ 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。 ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・ 積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。 	<p>4.3 (5) a. →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2) a で選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建物内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉建物内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後1日ごとの積算線源強度を7日目まで計算している。</p> <p>原子炉建物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、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等から評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を ANISN コード及び G33-GP2R コードで計算している。</p> <p>4.3 (5) b. →審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)a と同様の条件で計算している。</p>

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路	
原子炉制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく)
	③外気から原子炉制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

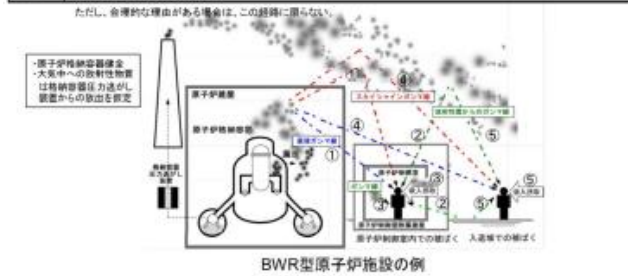


図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

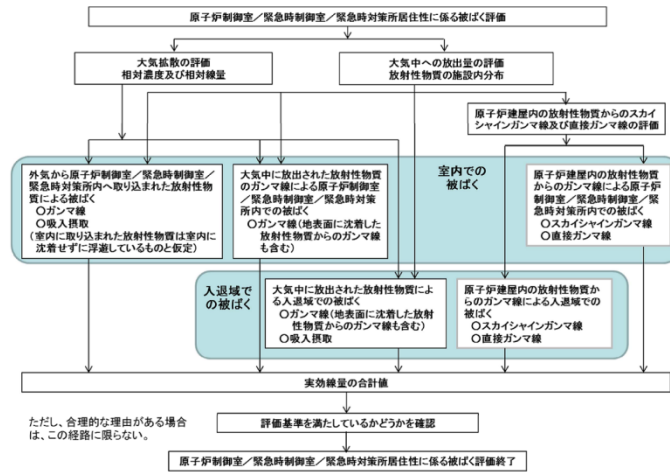


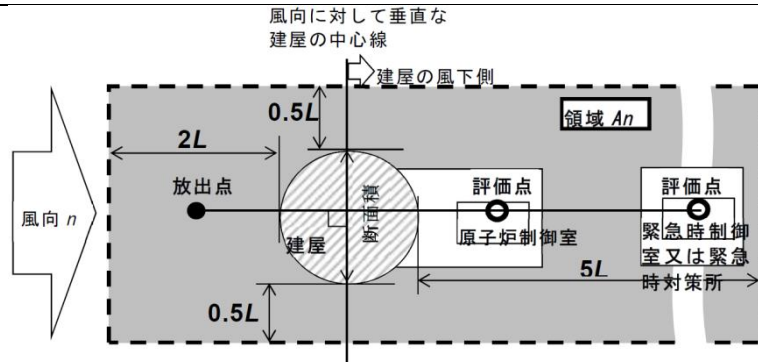
図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図1→審査ガイドどおり

図3→審査ガイドどおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

図4→審査ガイドどおり

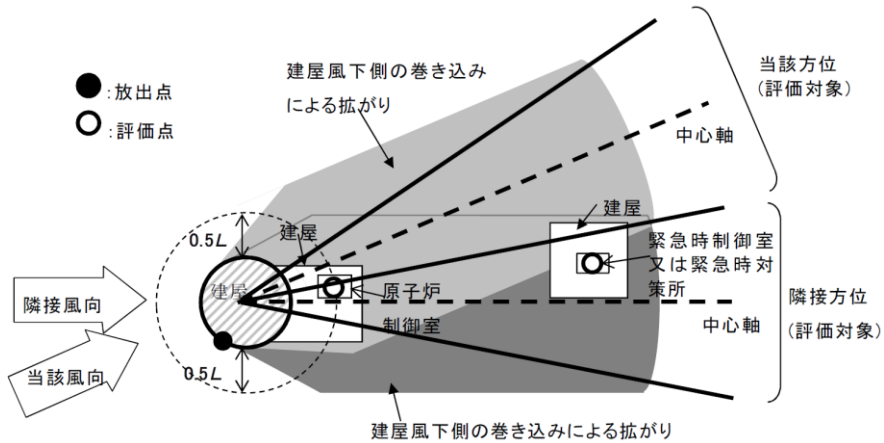
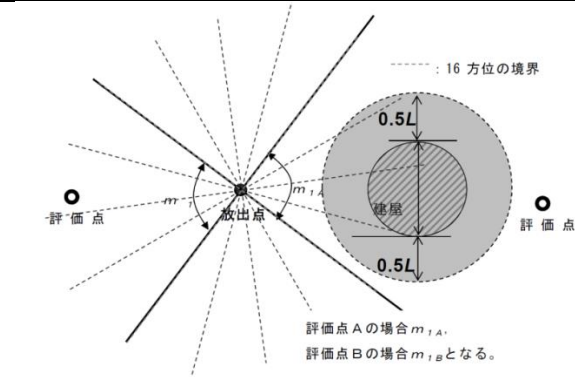


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5→審査ガイドどおり

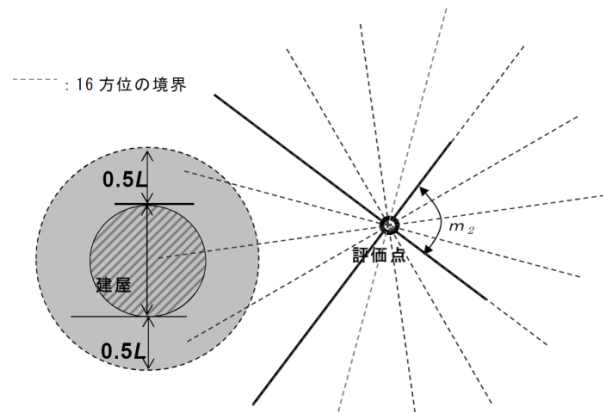
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況



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

図 6→審査ガイドどおり



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

図 7→審査ガイドどおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

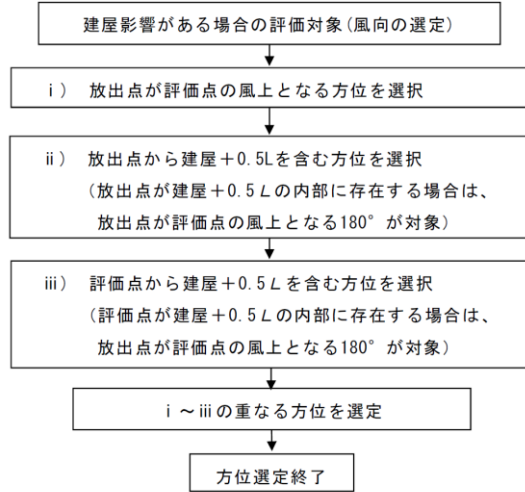


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8→審査ガイドどおり

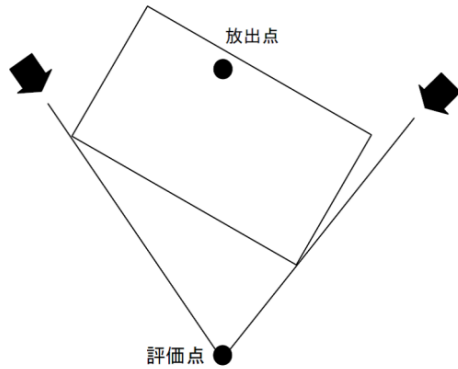


図9 評価対象方位の設定

図9→審査ガイドどおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

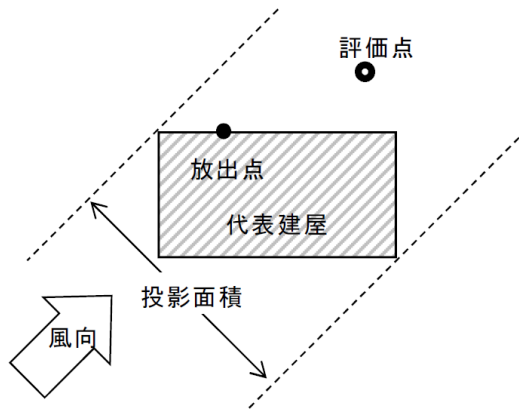


図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図 10 審査ガイドどおり

8. 事象の選定の考え方について

8.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における事象選定の考え方について示す。

8.2 事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、評価事象として、重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。

島根原子力発電所第2号機においては、重大事故等時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「冷却材喪失（大破断 LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。

なお、島根原子力発電所第2号機においては、重大事故等が発生したと想定する場合、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し、当該号機において格納容器フィルタベント系を用いてサブプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

(1) 事象の概要（格納容器ベント実施時）

- a. 大破断 LOCA が発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- b. 更に非常用炉心冷却系（ECCS）喪失、全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。30分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- c. その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約32時間後にサブプレッションプール水位が通常水位＋1.3mに到達し、格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

(2) 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。

a. 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び

設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波に加え、地震・津波以外の自然現象の53事象から、地域性等を考慮して11事象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、森林火災、）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

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

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表8-1のとおりグループ別に分類する。

表8-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については炉心損傷に至らないため、重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。

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

—冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計 5 つを想定している*。

これらのモードにおける格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されているため、LOCA 時注水機能喪失と DCH のうち、運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果、LOCA 時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「8.3 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。

以上より、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。

なお、前述のとおり、2号機において想定事故シナリオが発生したと想定する場合、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し、当該号機において格納容器フィルタベント系を用いてサブプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。

注記*：格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は、重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 37 条 2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。

8.3 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、「8.2 事象の選定の考え方について」のとおり、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し、格納容器フィルタベント系を用いたサブプレッションチェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合を評価対象とした。

一方、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA 時注水機能喪失）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の 5 つを想定しており、これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されている。なお、DCH は事象発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり、残留熱代替除去系を用いることで格納容器ベントに至らず事象収束するものである。

このうち、LOCA 時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから、ここでは DCH 発生時の被ばく影響を評価した。

(1) 中央制御室内の環境としての評価結果

(7日間積算値)

設置許可基準規則の解釈 第59条 1b) ②, 同③において, 運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが, 設置許可基準規則 第59条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは, 運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。

そこで, 重大事故等対策の有効性評価のうち, LOCA 時注水機能喪失と DCH の両シナリオにおいて, 運用面での対策に期待せず, 7 日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表 8-2 に示す。(以下, LOCA 時注水機能喪失については「大破断 LOCA (残留熱代替除去)」と記載する。)

表 8-2 のとおり, 内部被ばくについては大破断 LOCA (残留熱代替除去) が大きく, 外部被ばくについては DCH が大きく, 合計では大破断 LOCA (残留熱代替除去) が大きい評価結果となった。すなわち, 運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大破断 LOCA (残留熱代替除去) の方が厳しくなることを確認した。(本評価結果に関する考察は別紙参照)

表 8-2 マスク着用なし, 運転員交替なしの場合の評価結果^{*1*2}

(mSv/7 日間)	内部被ばく	外部被ばく	合計
大破断 LOCA (残留熱代替除去)	約 3.7×10^2	約 9.0×10^0	約 380
DCH (残留熱代替除去)	約 2.9×10^2	約 1.3×10^1	約 300

注記*1: 大破断 LOCA (残留熱代替除去): 冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)

*2: DCH (残留熱代替除去): DCH (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する)

(2) 入退域を考慮した場合の評価結果

(7日間積算値 (1班あたりの平均))

(1)のとおり、中央制御室内環境としては大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が厳しいことを確認したが、中央制御室の運転員は通常4直2交替体制であり、炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため、交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め、平均的な被ばく線量を確認した。

(1)同様に、大破断 LOCA (残留熱代替除去)とDCH (残留熱代替除去)の両シナリオにおいて、中央制御室内でのマスク着用には期待しないが、運転員の交替を平均的に考慮して評価する。4直2交替体制において、中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は

中央制御室滞在時間49時間

入退域回数8回 (1回あたり15分)

であるため、

中央制御室内での被ばく線量

=中央制御室内での被ばく線量7日間積算値×(49時間/168時間)

入退域時の被ばく線量

=入退域評価点での被ばく線量7日間積算値×(8回×15分/168時間)

として評価する。ただし、入退域においては審査ガイドに基づきマスク (PF50) を着用するものとして評価する。評価結果を表8-3に示す。

表8-3のとおり、内部被ばく及び外部被ばくいずれについても大破断 LOCA (残留熱代替除去)が大きい評価結果となった。すなわち、入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても、1班あたりの平均的な環境としては大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が厳しくなることを確認した。

表8-3 中央制御室内マスク着用なしの場合の評価結果 (1班あたりの平均)

(mSv/7日間)	内部被ばく	外部被ばく	合計
大破断 LOCA (残留熱代替除去)	約 1.1×10^2	約 2.4×10^1	約 130
DCH (残留熱代替除去)	約 8.5×10^1	約 1.1×10^1	約 96

(3) 運用面での対策も考慮した場合の評価結果

(1)及び(2)から、中央制御室内環境としても、平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても、大破断 LOCA(残留熱代替除去)の方が厳しいことを確認した。ただし、大破断 LOCA (残留熱代替除去) 時の評価結果において、100mSv/7 日間を上回っていることから、運用面での対策も考慮することで100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

ここでは、大破断 LOCA (残留熱代替除去) 発生時の運転員の被ばく影響について、運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替の両方を考慮した場合に100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

評価結果を8-4に示す。また、被ばく線量の合計が最も大きい班(A班)の評価結果の内訳を表8-5に、A班の滞在日の代表例として1日あたりの被ばく線量が最も大きい1日目の評価結果の内訳を表8-6に示す。

評価の結果、大破断 LOCA (残留熱代替除去) においても運転員の被ばく線量は100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

表8-4 各班の被ばく線量
(大破断 LOCA (残留熱代替除去))
(マスクの着用を考慮した場合) *1*2

	実効線量(mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計*4
A班	1直 約12	1直 約8	—	2直 約8	2直 約7	—	—	35
B班	—	2直 約8	2直 約8	—	—	—	1直 約9*3	25
C班	2直 約8	—	—	—	1直 約8	1直 約7	—	23
D班	—	—	1直 約8	1直 約8	—	2直 約7	2直 約4	27

注記*1：入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮

*2：中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

*3：8日目1直のB班の被ばく線量は、7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

*4：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 8-5 評価結果の内訳

(被ばく線量が最大となる班 (A班) の合計)

(大破断 LOCA (残留熱代替除去))

(マスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		2号機
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.2×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 1.1×10^1 約 2.5×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 1.4×10^1
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.2×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^1
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{-1}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.0×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 35*

注記*: 線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 8-6 評価結果の内訳 (A班の1日目)
 (大破断 LOCA (残留熱代替除去))
 (マスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		2号機
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.6×10^0
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 5.9×10^0 約 1.7×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 8.1×10^0
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.1×10^{-2}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.4×10^0
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.5×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 12

(4) 結論

DCH 発生時の被ばく影響を評価した結果、(1)及び(2)のとおり、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても、平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても、大破断 LOCA（残留熱代替除去）の方が厳しいことを確認した。

このことから、中央制御室の居住性評価に当たって、DCH（残留熱代替除去）ではなく大破断 LOCA（残留熱代替除去）を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。

- ・居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが、運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり、判断基準（100mSv/7日間）を満足する範囲においては、同一事象であっても異なる対策をとることができること
- ・「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては、同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して、運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること

また、上述の環境としての厳しさを確認した結果においては、DCH 発生時に、4直2交替体制における1班あたりの平均的な運転員の被ばく（マスク着用なし）において100mSv/7日間を下回ることを確認した。大破断 LOCA（残留熱代替除去）発生時には、平均的な運転員の被ばく（マスク着用なし）において100mSv/7日間を上回るが、運用面での対策も考慮することで、運転員の被ばく線量が100mSv/7日間を下回ることを確認した。

大破断 LOCA (残留熱代替除去) シナリオ及び DCH シナリオの被ばく線量の違いについての 考察

運転員がマスクを着用せずに7日間中央制御室内にとどまった場合、被ばく線量の評価結果は、DCHよりも大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が大きくなる。これは、表8-2に示すとおり大破断 LOCA (残留熱代替除去)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大破断 LOCA (残留熱代替除去)の内部被ばくの影響が大きいことは、各シナリオの放射性物質の放出開始時刻、非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室空調換気系の起動時刻のタイムチャートによって説明することができ、以下に要因について示す。(図8-1参照)

被ばく評価では、運転員の被ばく低減設備である非常用ガス処理系及び中央制御室空調換気系の効果を考慮しており、各設備の効果は非常用ガス処理系が事象発生後の70分後、中央制御室空調換気系が事象発生後の2時間後から期待している^{*1}。これに対して、大破断 LOCA (残留熱代替除去)及びDCH (残留熱代替除去)の原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の放出開始時刻は、M A A P解析から、事象発生から約5分後(大破断 LOCA (残留熱代替除去))及び約1時間後(DCH)となっており、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が早い。

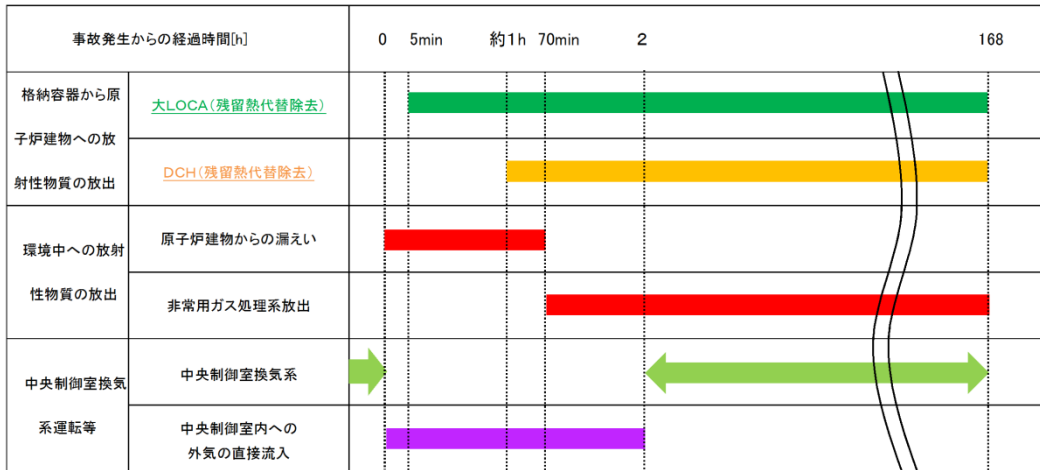
非常用ガス処理系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、大破断 LOCA (残留熱代替除去)、DCH (残留熱代替除去)いずれのシナリオにおいても、非常用ガス処理系起動前に放射性物質の放出が開始しているが、DCH (残留熱代替除去)に比べて、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が非常用ガス処理系の効果に期待できない期間が長い。(図8-1 要因①)

また、中央制御室空調換気系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、各シナリオともに中央制御室空調換気系起動前に放出が開始している点では同じであるものの、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方がより早く放出が開始するため、中央制御室空調換気系の効果に期待できない期間が長い。(図8-1 要因②)

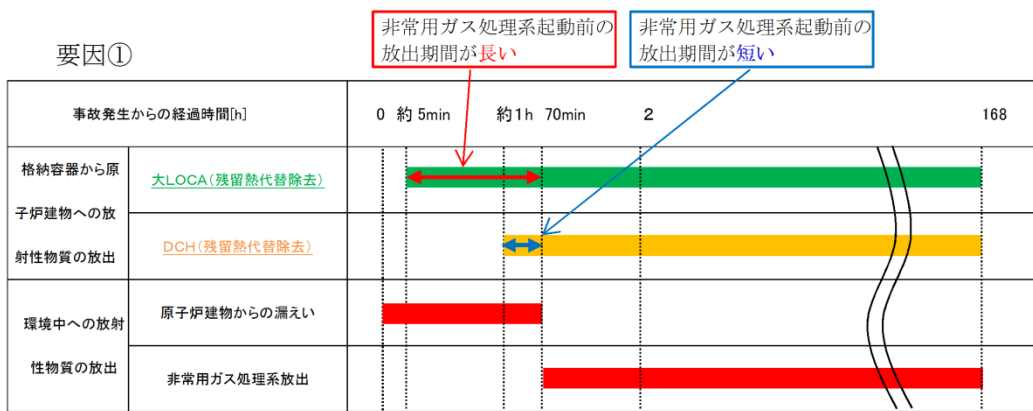
以上の要因により、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が、事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く、内部被ばくが大きくなり、結果として、運転員がマスクを着用せずに7日間中央制御室内にとどまった場合における合計被ばく線量についても大きい結果となる^{*2}。

注記*1：非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の負圧を維持していない期間は、原子炉建物原子炉棟の換気率は無限大[回/日]と設定している。また、中央制御室空調換気系を運転していない期間は、中央制御室の換気率は0.5[回/h]と仮定し、外気が直接流入するものと想定している。

*2：外部被ばくについては希ガスの影響が支配的であり、空調フィルタを経由したか否かの影響は小さい。したがって、7日間の被ばく線量の評価においては、希ガスの放出量が多いDCHの方が外部被ばくが大きくなる。ただし、内部被ばくと比較し、その影響は小さいことから、合計被ばく線量は大破断LOCA (残留熱代替除去)の方が大きい結果となる。



要因①



要因②

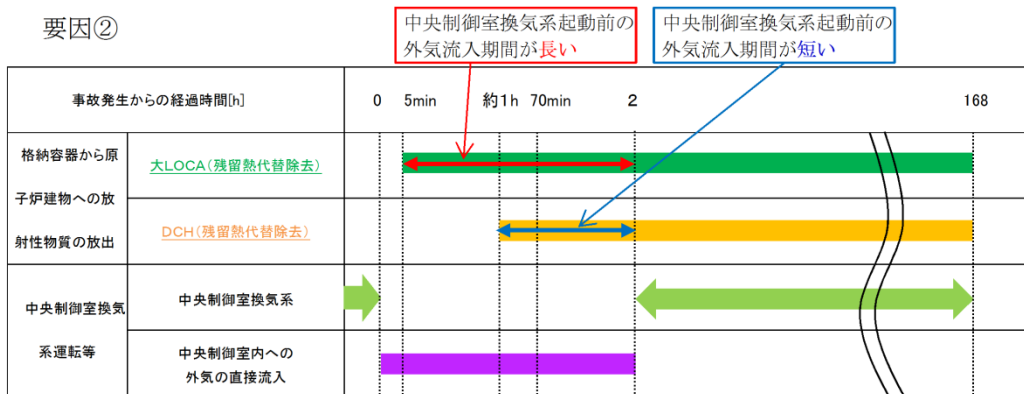


図 8-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について

9.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の負圧達成時間について示す。

9.2 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の負圧達成時間

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 70 分（=非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+排気ファン起動から原子炉建物原子炉棟負圧達成時間 10 分）は、表 9-1 に示すとおり設定している。なお、排気ファン起動から負圧達成までの時間については、格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい量、原子炉建物原子炉棟外からのインリーク量を考慮して算出している（別紙参照）。

表 9-1 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間について

		2号機
原子炉建物原子炉棟容積[m ³]		
非常用ガス処理系排気ファン流量[m ³ /h]		4400
原子炉建物原子炉棟負圧達成時間	事象発生～SGTS 排気ファン起動	60 分
	SGTS 排気ファン起動～負圧達成	<約 10 分
		<約 70 分
評価において使用する原子炉建物原子炉棟負圧達成時間		70 分

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の算出について

原子炉建物原子炉棟を非常用ガス処理系排気ファンで排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉建物原子炉棟圧力は、非常用ガス処理系排気ファンによる排気と、原子炉建物インリーク及び格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

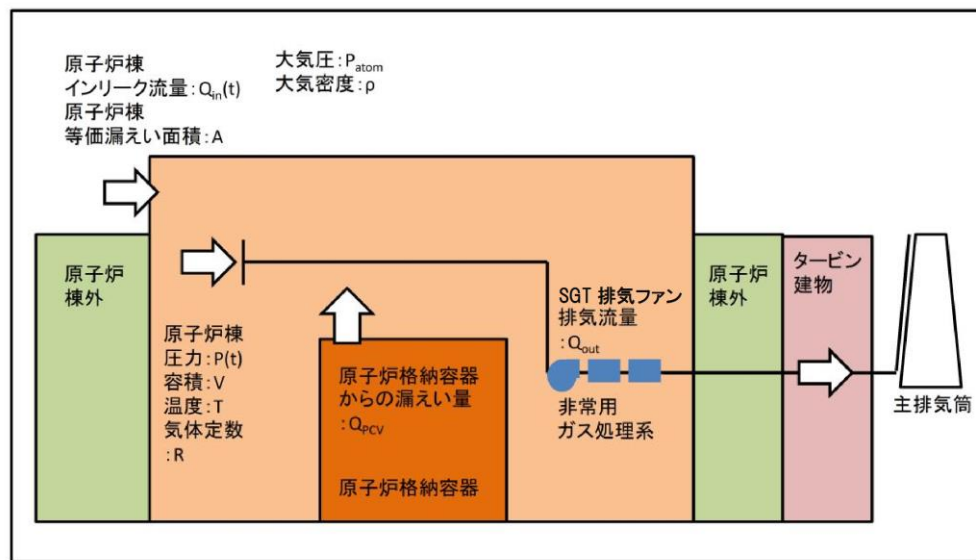


図1 原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉建物原子炉棟の圧力変化率は、気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

$$\frac{dp}{dt} = \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \quad \dots (1)$$

したがって、原子炉建物原子炉棟の圧力 $p(t)$ は次式に従う。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt}$$

$$\Leftrightarrow p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{p(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\}$$

$$\Leftrightarrow p(t + \Delta t)$$

$$= p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \quad \dots (2)$$

Q_{out} : 非常用ガス処理系排気ファン流量[m³/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉建物原子炉棟インリーク流量[m³/s]

$Q_{PCV}(t)$: 格納容器からの漏えい流量[m³/s]

原子炉建物原子炉棟インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建物原子炉棟の圧力の差により流量が変化し、その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(P_{atom} - P(t))}{\rho}} \quad \dots (3)$$

A : 原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積[m²]

原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積Aは、原子炉建物原子炉棟の設計気密度に基づき、式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は、格納容器内のガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいし、体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず、理想気体として存在すると仮定すると、その流量は次式のとおりとなる。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)} \quad \dots (4)$$

γ_{PCV} : 格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉建物原子炉棟の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t)$$

$$+ \Delta t \frac{p(t)}{V} \left[-Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(P_{atom} - P(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)} \right]$$

3. 評価条件

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価に用いる条件を表1に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAqとする。

表1 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	p_{atom}	Pa(abs) (kPa(abs))	101325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温40℃の密度を設定
原子炉建物原子炉棟圧力	$P(t)$	Pa(abs)	-	事象発生後、原子炉建物原子炉棟は大気圧まで戻ると想定し、初期圧力には大気圧を設定
原子炉建物原子炉棟容積	V	m ³	<input type="text"/>	設計値
原子炉建物原子炉棟温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積	A	m ²	<input type="text"/>	原子炉建物原子炉棟設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出*
非常用ガス処理系排気ファン流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	1.222 (4400)	設計値(定格流量)
格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10^3 (384)	格納容器最高使用圧力の0.9倍
格納容器容積	V_{PCV}	m ³	12600	設計値
格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建物と同じ温度を仮定
格納容器設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	格納容器最高使用圧力の0.9倍までの設計漏えい率

注記*：原子炉建物原子炉棟の設計気密度は、「6.4mmAqの負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が1日につき内部空間容積の100%以下」である。ここでは保守的に100[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

4. 評価結果

原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化を図 2 に示す。

非常用ガス処理系排気ファン起動後、原子炉建物原子炉棟圧力は単調に低下し、約 250 秒後に負圧達成と判断する基準値 (-6.4mmAq) を下回る。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として、約 250 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

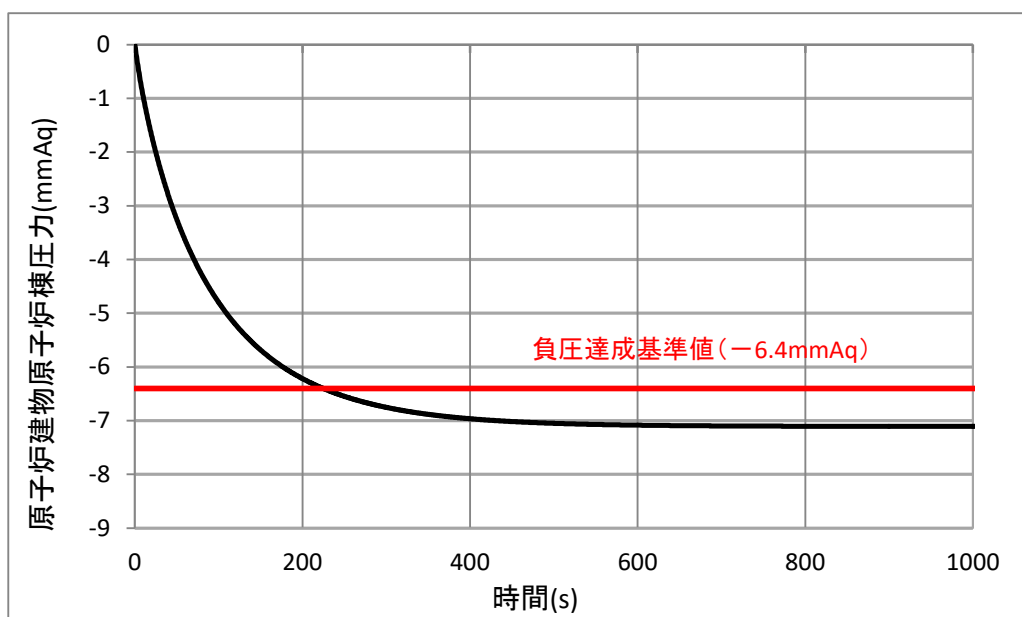


図 2 原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化

10. 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」*に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間中の相対濃度及び相対線量を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に相対濃度及び相対線量を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建物、排気筒（非常用ガス処理系用）及び格納容器フィルタベント系排気管のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を表10-1に示す。

原子炉建物からの放出の実効放出継続時間は1時間程度、格納容器フィルタベント系からの実効放出継続時間は1時間程度であり、排気筒（非常用ガス処理系用）からの放出の実効放出継続時間は34時間～36時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は1時間である。

また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の相対濃度の平均を単位時間当たりの相対濃度としている。なお、平均する期間に評価対象と異なる風向が含まれる場合は、当該時間の相対濃度を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり相対濃度は小さい傾向となる。相対線量についても同様である。

このことから、中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建物及び格納容器フィルタベント系排気管からの放出における実効放出継続時間は1時間を適用し、排気筒（非常用ガス処理系用）からの放出における実効放出継続時間は30時間を適用し、大気拡散評価を行った。

注記*：（気象指針解説抜粋）

(3) 実効放出継続時間（T）は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

表 10-1 実効放出継続時間の計算結果

	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			実効放出継続時間 (h) (①÷②)		
	原子炉 建物	排気筒 (SGT 用)	フィルタ ベント	原子炉 建物	排気筒 (SGT 用)	フィルタ ベント	原子炉 建物	排気筒 (SGT 用)	フィルタ ベント
希ガス	1.3×10^{15}	2.2×10^{16}	5.1×10^{18}	1.0×10^{15}	6.3×10^{14}	3.6×10^{18}	約 1.3	約 34.3	約 1.4
希ガス以外	2.8×10^{14}	1.6×10^{15}	4.2×10^{15}	2.3×10^{14}	4.5×10^{13}	3.1×10^{15}	約 1.2	約 36.1	約 1.4

11. 被ばく評価に用いる大気拡散評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位を図 11-1 から図 11-9 に、評価結果を表 11-1 に示す。

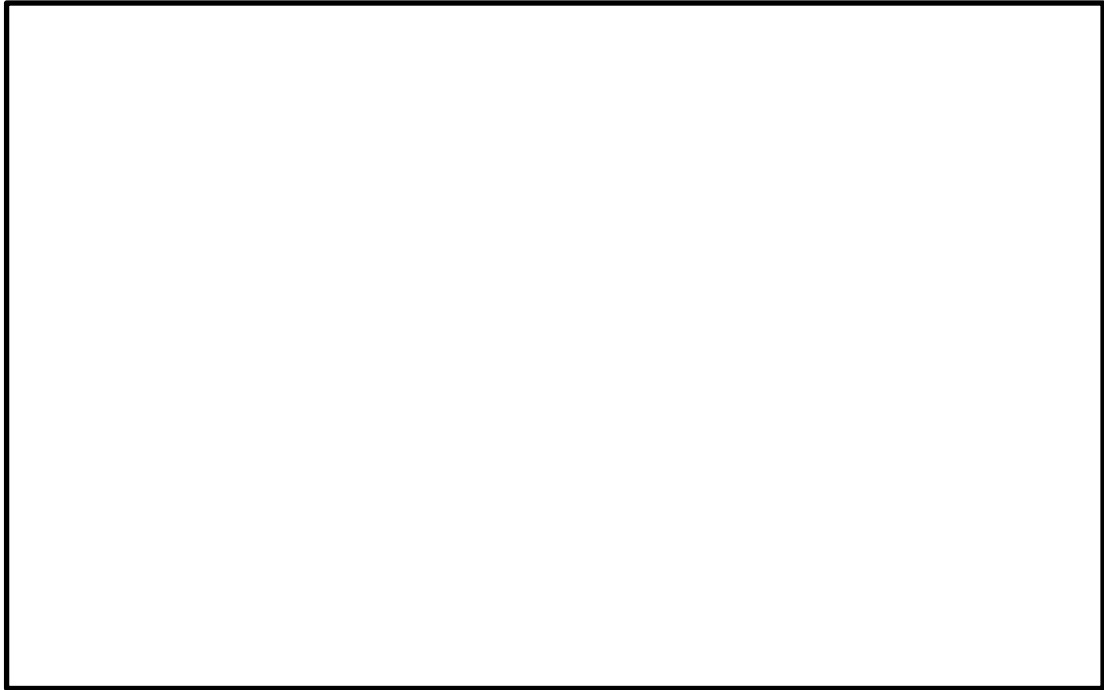


図 11-1 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室中心)

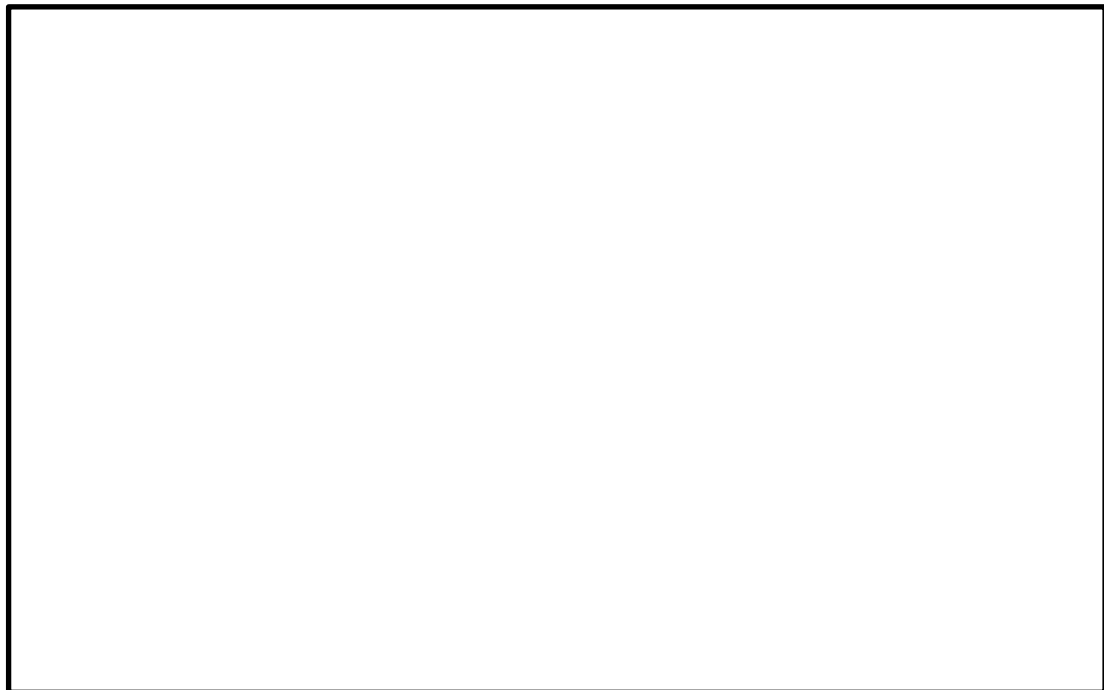


図 11-2 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室空調換気系給気口)

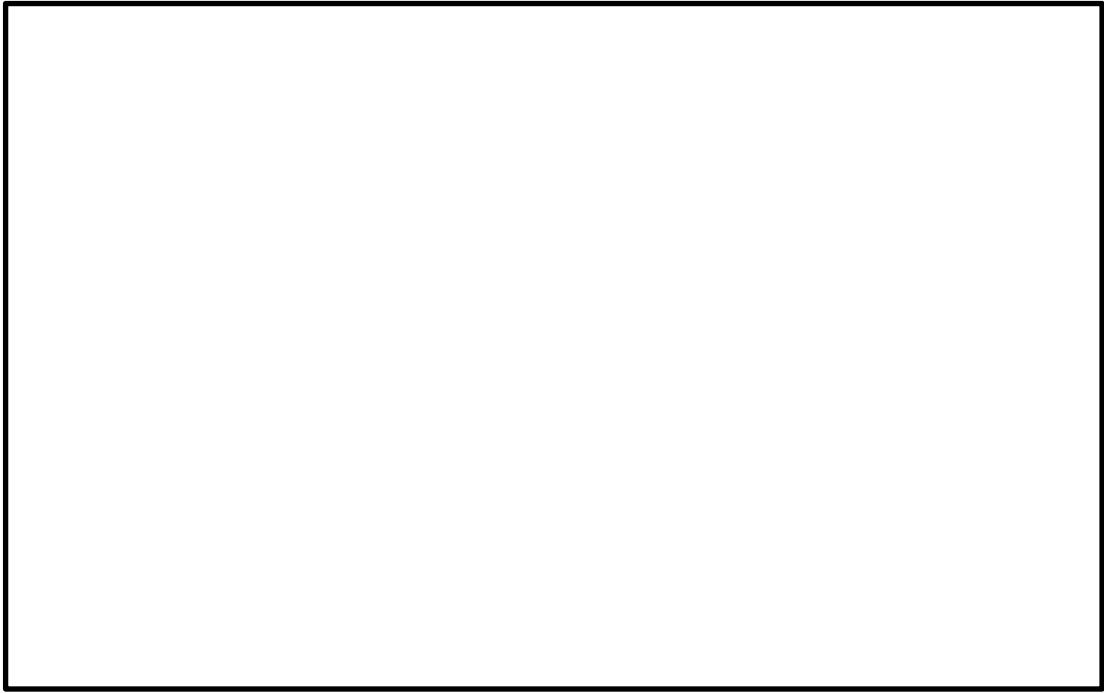


図 11-3 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

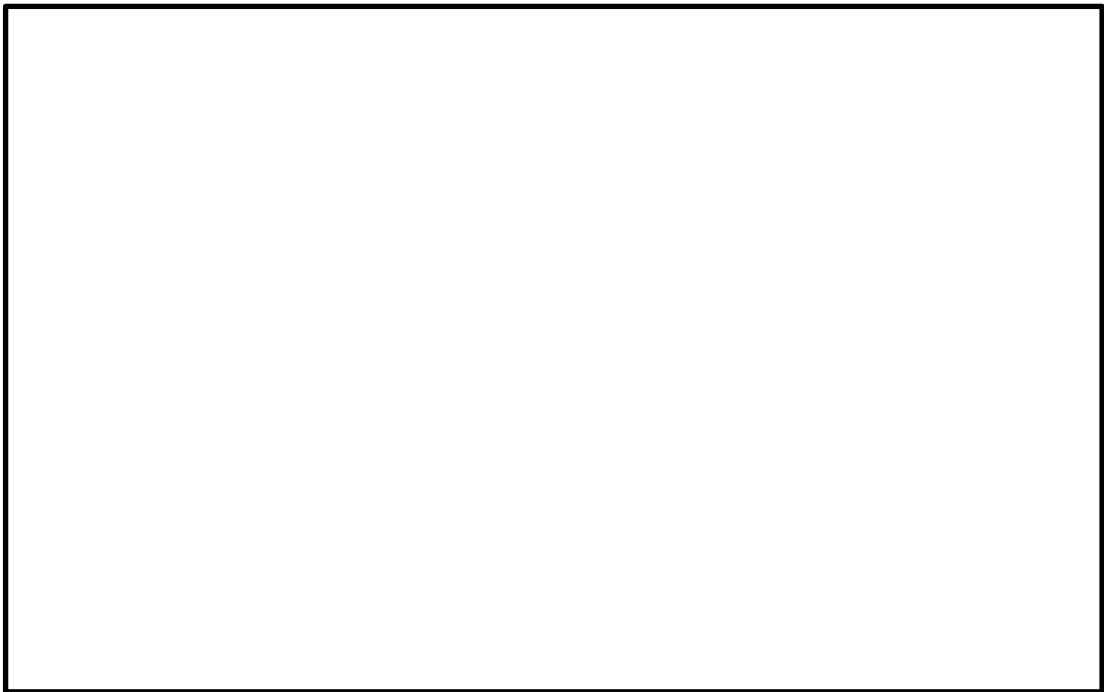


図 11-4 着目方位

(放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室中心)



図 11-5 着目方位

(放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室空調換気系給気口)

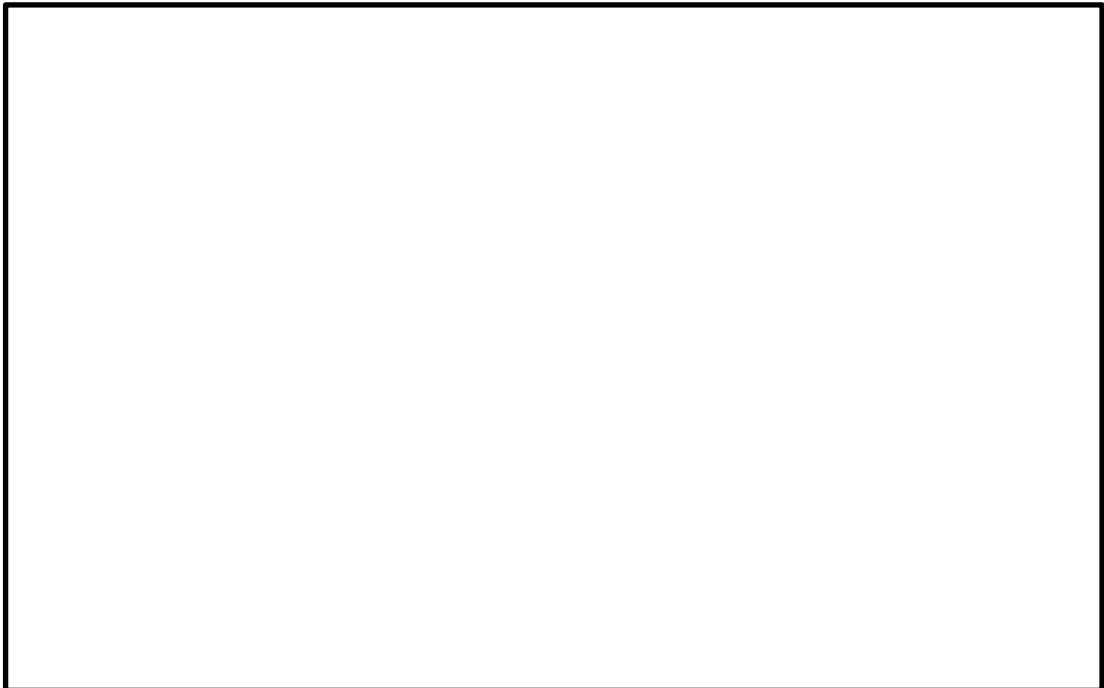


図 11-6 着目方位

(放出源：原子炉建物中心，評価点：原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

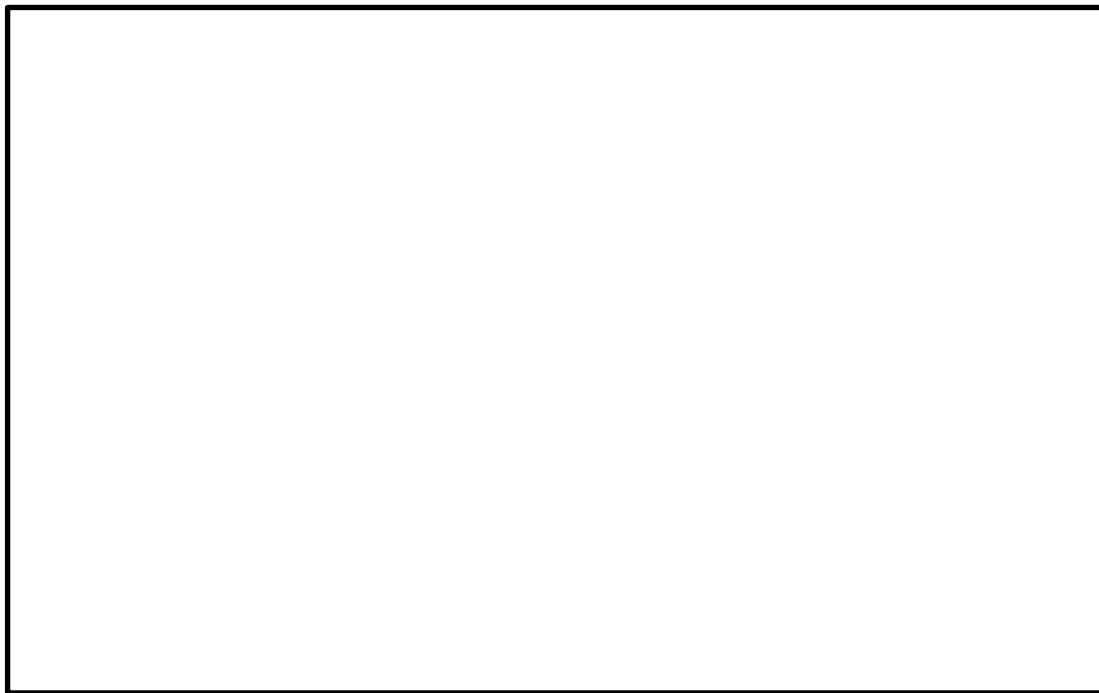


図 11-7 着目方位

(放出源：排気筒（非常用ガス処理系用），評価点：中央制御室中心)



図 11-8 着目方位

(放出源：排気筒（非常用ガス処理系用），評価点：中央制御室空調換気系給気口)

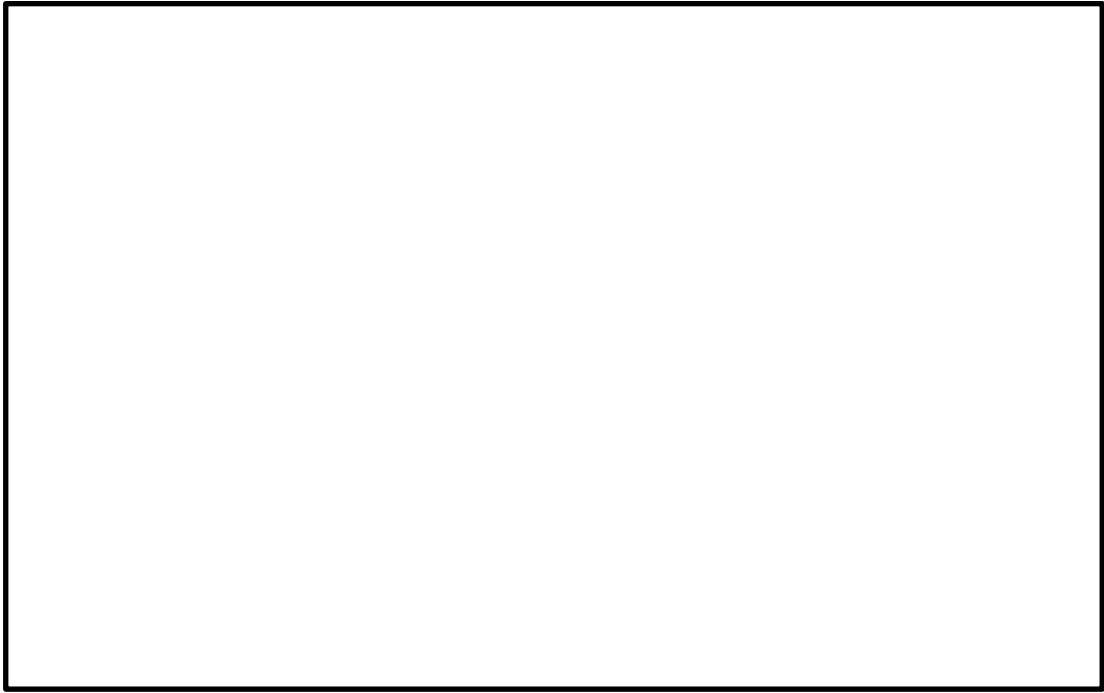


図 11-9 着目方位

(放出源：排気筒（非常用ガス処理系用），評価点：原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

表 11-1 各評価点における着目方位並びに相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ*1	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタ ベント系排気管 (地上 50m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室空調換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物 (地上 0m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室空調換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (非常用ガ ス処理系用) (地上 110m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室空調換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	SSE, S, SSW*2	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

注記*1：放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

*2：図 11-9 のとおり、評価点が放出点から見て巻き込みを生じる建物の風上側にあるため、被ばく評価手法（内規）の【解説 5.7】(1)によれば評価対象方位は評価点と放出点を結ぶ 1 方位 (S) のみとなるが、保守的に隣接 2 方位を加えた 3 方位を評価対象としている。

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。

評価結果を表 11-2 から表 11-4 に示す。

表 11-2 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 中心	格納容器 フィルタベン ト系排気管
		97.02	4.9×10^{-4}	97.02	5.1×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>4.9×10^{-4}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.1×10^{-18}</u>
		97.00	4.9×10^{-4}	97.00	4.6×10^{-18}
	
	原子炉建物 中心
		97.02	1.1×10^{-3}	97.02	5.1×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>1.1×10^{-3}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.1×10^{-18}</u>
		97.00	1.1×10^{-3}	97.00	4.8×10^{-18}
	
	排気筒（非常 用ガス処理系 用）
		97.03	2.8×10^{-4}	97.03	2.5×10^{-18}
		<u>97.02</u>	<u>2.8×10^{-4}</u>	<u>97.02</u>	<u>2.5×10^{-18}</u>
		97.00	2.8×10^{-4}	97.00	2.5×10^{-18}
	

表 11-3 相対濃度及び相対線量の値
(中央制御室空調換気系給気口)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 空調換気系 給気口	格納容器 フィルタベン ト系排気管
		97.02	5.8×10^{-4}	97.02	5.3×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>5.8×10^{-4}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.3×10^{-18}</u>
		97.00	5.8×10^{-4}	97.00	5.3×10^{-18}
	
	原子炉建物 中心
		97.02	1.2×10^{-3}	97.02	5.5×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>1.2×10^{-3}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.5×10^{-18}</u>
		97.00	1.2×10^{-3}	97.00	5.3×10^{-18}
	
	排気筒（非常 用ガス処理系 用）
		97.03	2.9×10^{-4}	97.03	2.6×10^{-18}
		<u>97.02</u>	<u>2.9×10^{-4}</u>	<u>97.02</u>	<u>2.6×10^{-18}</u>
		97.00	2.9×10^{-4}	97.00	2.6×10^{-18}
	

表 11-4 相対濃度及び相対線量の値
(原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
原子炉補機 冷却系熱交 換器室入口	格納容器 フィルタベン ト系排気管
		97.02	7.4×10^{-4}	97.02	6.1×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>7.4×10^{-4}</u>	<u>97.01</u>	<u>6.1×10^{-18}</u>
		97.00	7.4×10^{-4}	97.00	6.1×10^{-18}
	
	原子炉建物 中心
		97.02	1.5×10^{-3}	97.02	6.0×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>1.5×10^{-3}</u>	<u>97.01</u>	<u>6.0×10^{-18}</u>
		97.00	1.5×10^{-3}	97.00	6.0×10^{-18}
	
	排気筒（非常 用ガス処理系 用）
		97.03	1.3×10^{-4}	97.03	1.1×10^{-18}
		<u>97.02</u>	<u>1.3×10^{-4}</u>	<u>97.02</u>	<u>1.1×10^{-18}</u>
		97.00	1.3×10^{-4}	97.00	1.1×10^{-18}
	

12. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について

格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質は、格納容器フィルタベント系を経由し大気中に放出される。

また、格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、原子炉建物から非常用ガス処理系を経由して、又は直接大気中に放出される。

大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式*を以下に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 12-1 から図 12-4 に示し、大気中への放出トレンドを図 12-5 から図 12-6 に示す。

注記*：各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。

12.1 格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t) \times \frac{1}{\text{DF}}$$

- $q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合 [1/s]
 $q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの流入割合 [1/s] (格納容器からサブプレッションチェンバの排気ライン)
DF : 格納容器フィルタベント系の除去係数 [-]

12.2 格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質

- (1) 事故発生から原子炉建物原子炉棟の負圧達成まで
(事故発生 70 分後*¹まで)

$$q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{R/B}}(t) \quad (t < T_1)^{*2}$$

- $q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合 [1/s]
 $q_{\text{PCV} \rightarrow \text{R/B}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合 [1/s]
 T_1 : 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間(事故発生 70 分後) [s]

注記*1：非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建物の設計気密度を基に評価

し設定（「9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について」を参照）

*2：この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が達成されていないことから，放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては，原子炉建物原子炉棟の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

- (2) 原子炉建物原子炉棟負圧達成以降
事故発生 70 分後から 168 時間後

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leq t)^{*1}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{*2} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$$

- $q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合 [1/s]
 $q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合 [1/s]
 $Q_{R/B}(t)$: 時刻 t における原子炉建物内での存在割合 [-]
 λ : 原子炉建物原子炉棟の換気率 [1/s]
 (非常用ガス処理系の定格風量と原子炉建物原子炉棟空間容積から算出^{*3})
 T_1 : 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 (事故発生 70 分後) [s]

注記*1: この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されず、非常用ガス処理系を經由して大気中へ放出される。(ただし、非常用ガス処理系のフィルタによる放射性物質除去効果に期待しない)

*2: 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 (T_1) における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建物内での存在割合は、保守的に時刻 T_1 までに格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建物内に存在するものとして評価した。

*3: 原子炉建物原子炉棟 () の換気率 [1/s] は、非常用ガス処理系の定格風量 (4400[m³/h]) による換気率 (1[回/日]) を採用した。

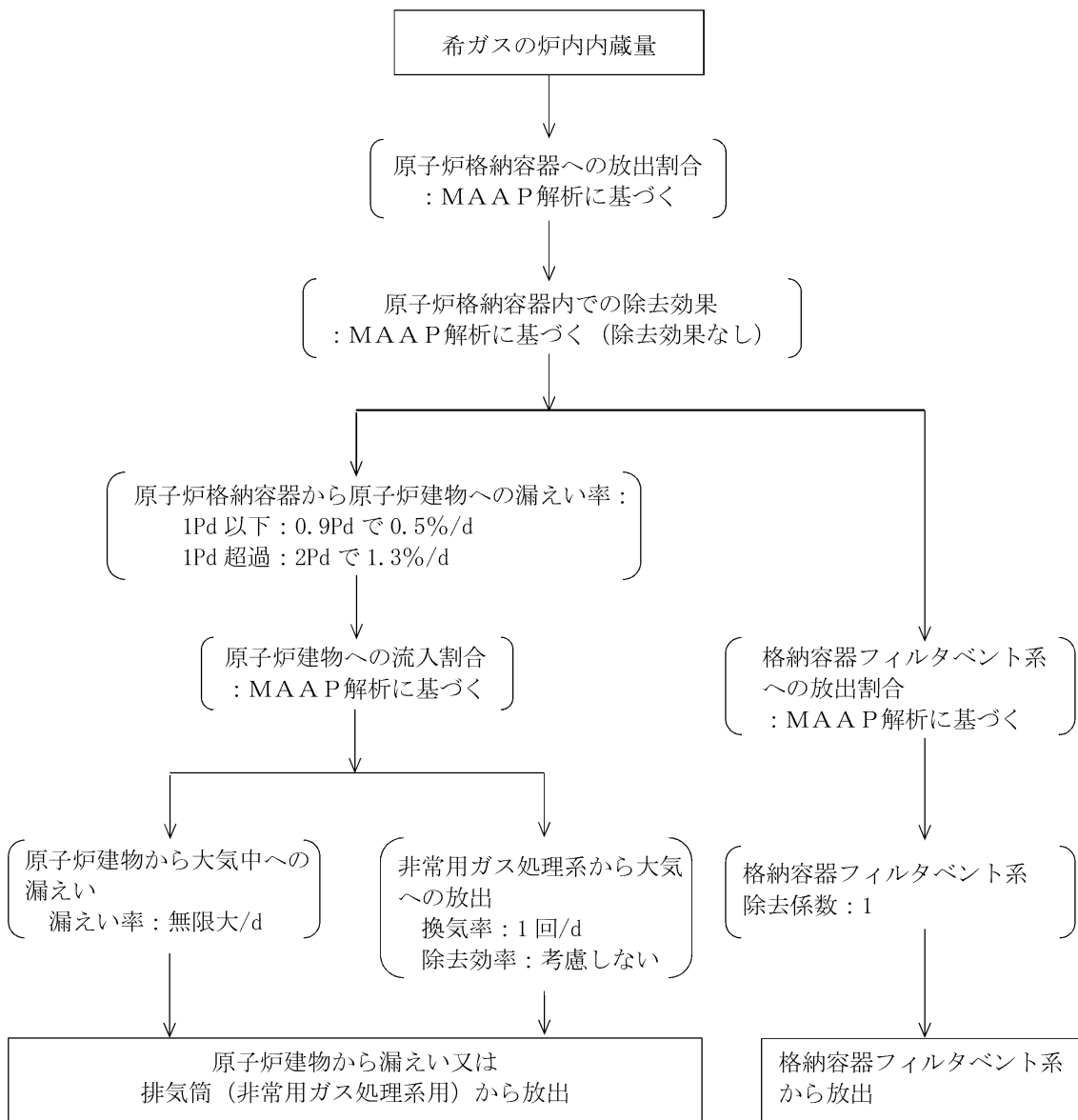


図 12-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

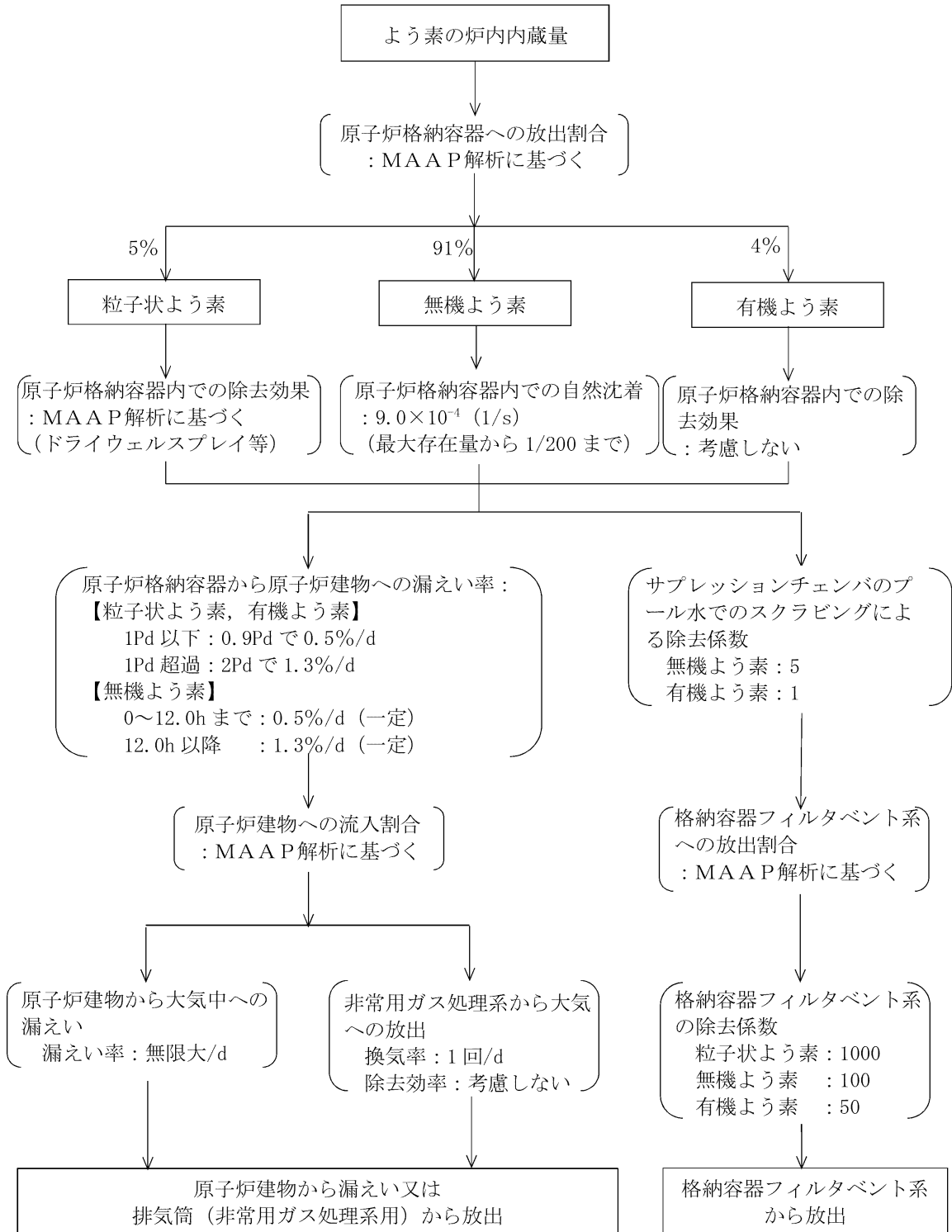


図 12-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

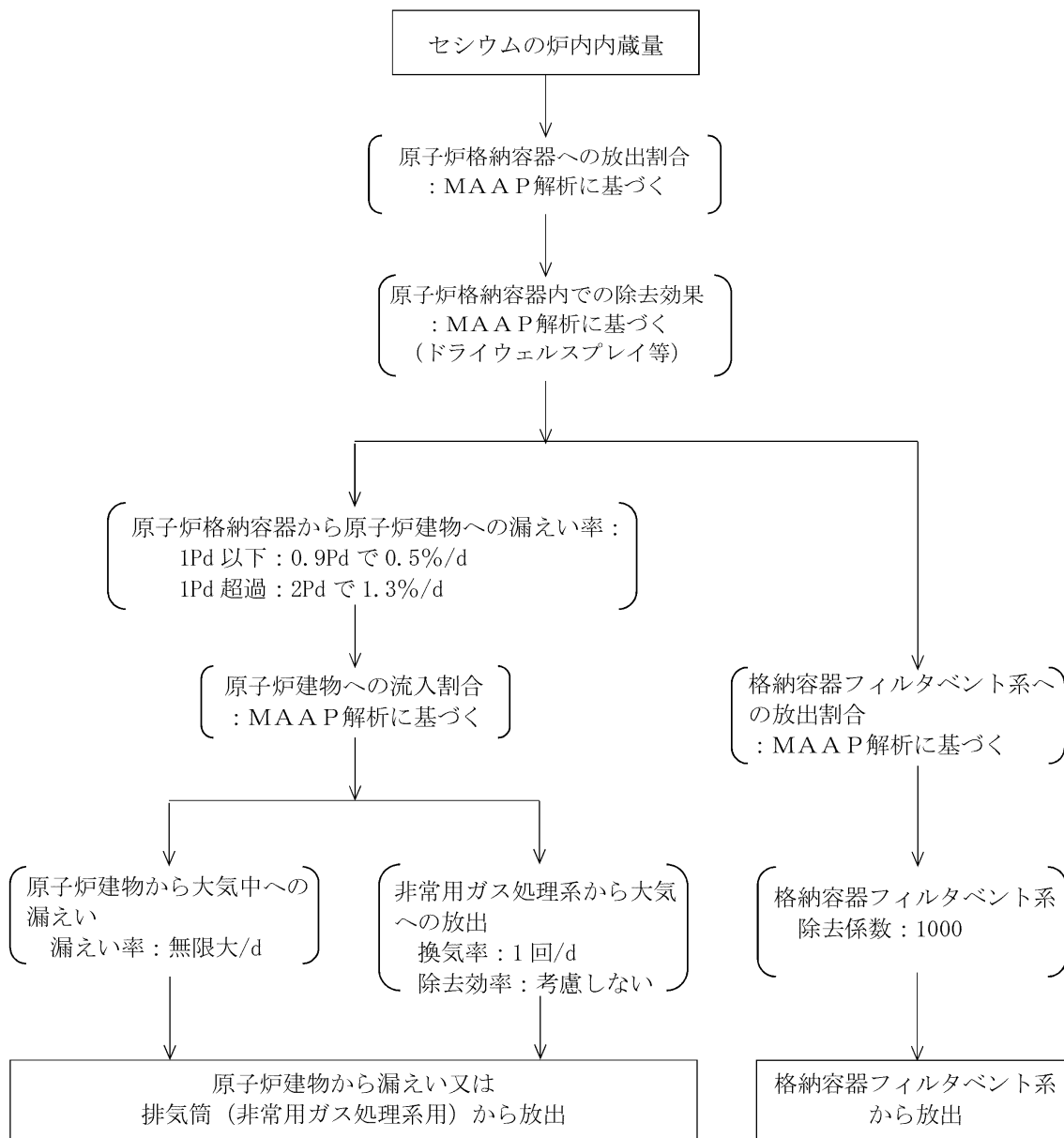


図 12-3 重大事故等時のセシウムの大気放出過程

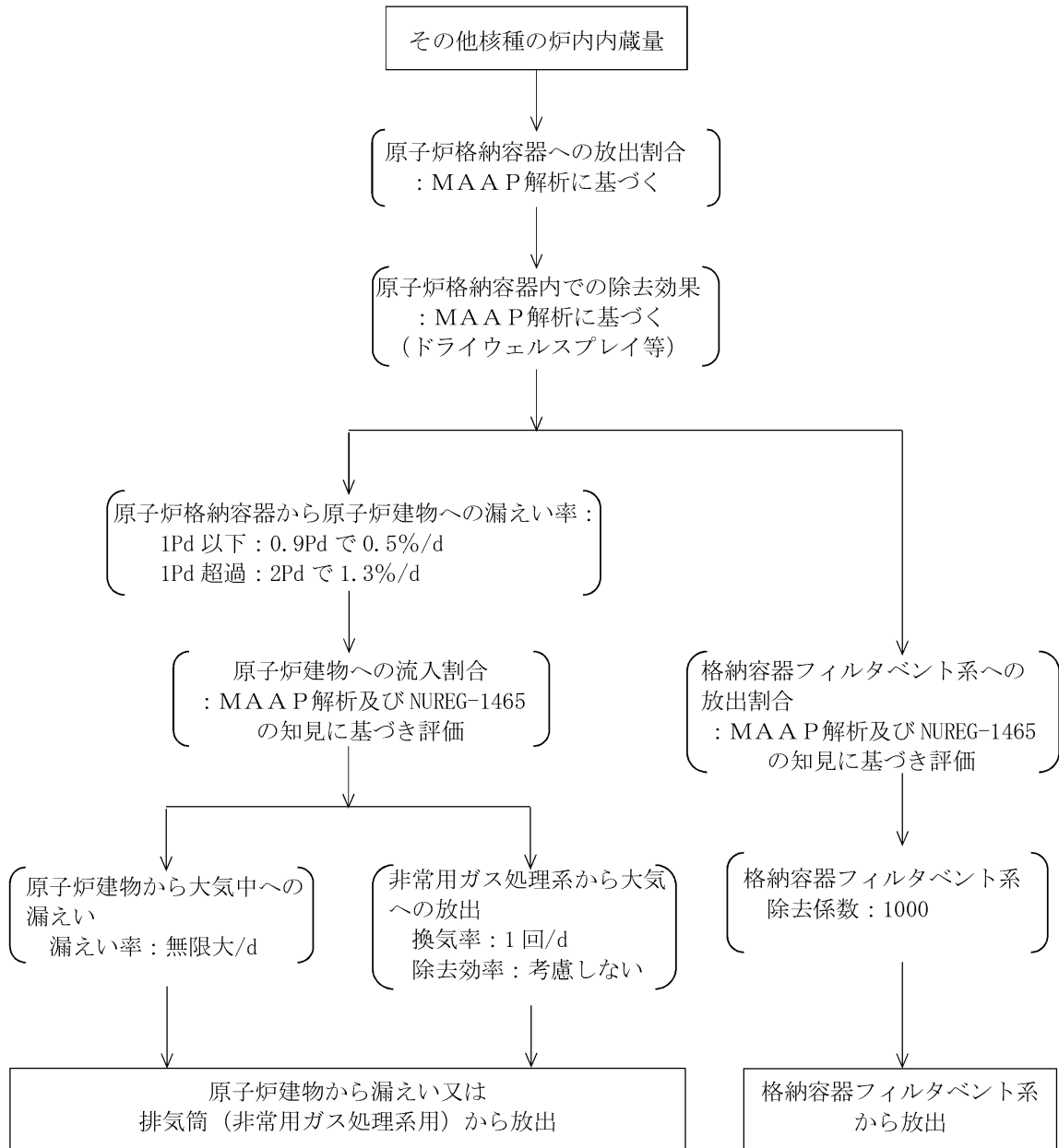


図 12-4 重大事故等時のその他核種の大気放出過程

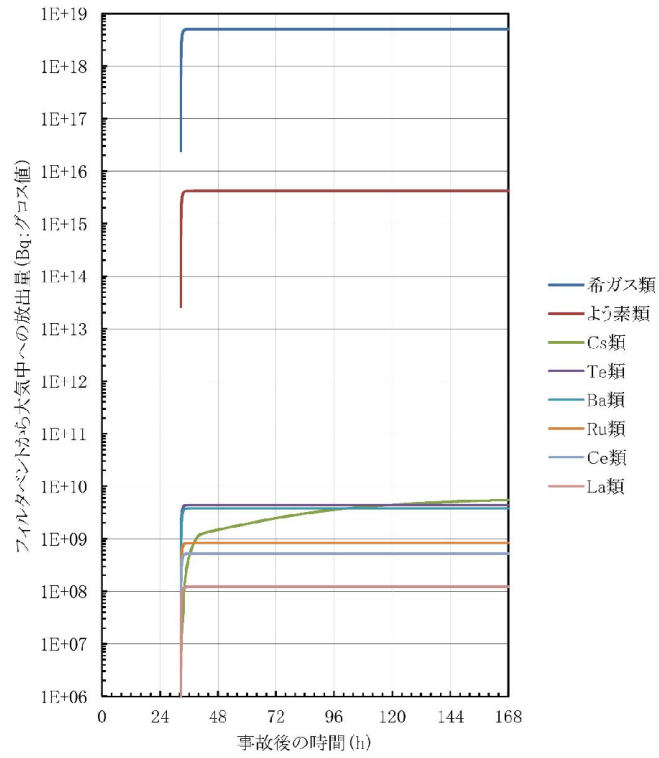


図 12-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

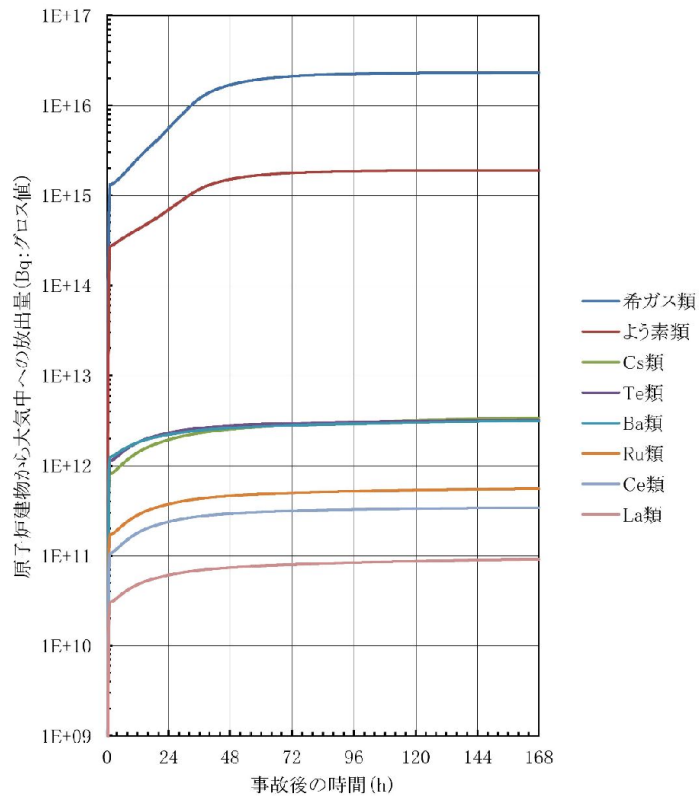


図 12-6 格納容器ベント実施時の原子炉建物経由の放出トレンド

13. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器からの原子炉建物への漏えい率は、設計漏えい率を基に算出した等価漏えい面積を持つ漏えい孔をMAAP内で格納容器圧力に応じて模擬し（後述の 13.1 及び 13.2 を参照）当該漏えい面積及び格納容器内圧力を基に評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa [gage] (1Pd) 以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

なお、よう素の漏えい量の評価に当たっては、MAAP解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、すべて粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率は別途設定する。

13.1 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/日）を基に算出した等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量の評価している。

13.2 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、853kPa [gage] (2Pd) で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、13.1 と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量の評価している。

853kPa [gage] (2Pd) での 1.3%/日は、以下の AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の被ばく評価において、原子炉格納容器漏えい率の評価に用いている理論式*1である。格納容器内圧力が最高使用圧力の 2 倍である 853kPa [gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度が 200°C までは、事故後 7 日間に渡り、原子炉格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器内圧力 2Pd 及び格納容器雰囲気温度 200°C における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○AEC の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28\% / \text{日}$$

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
L ₀	: 設計漏えい率 (圧力 P _d に対して (ここでは 0.9P _d))	【0.5%/日】
P _t	: 事故時の格納容器内圧力	【954.325kPa[abs]】
P _d	: 設計圧力	【485.625kPa[abs]】
P _a	: 原子炉格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】
R _t	: 事故時の気体定数 *2	【523.7J/Kg・K】
R _d	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T _t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】
T _d	: 設計格納容器内温度 (20°C)	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\% / \text{日}$$

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
L ₀	: 設計漏えい率 (圧力 P _d に対して (ここでは 0.9P _d))	【0.5%/日】
P _t	: 事故時の格納容器内圧力	【954.325kPa[abs]】
P _d	: 設計圧力	【485.625kPa[abs]】
P _a	: 原子炉格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】

注記*1: 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」(株式会社日立製作所)

*2: 事故時の気体定数は水素ガス(2.016) : 窒素ガス(28.01) : 水蒸気(18.02) のガス組成 34% : 33% : 33%より計算している。AEC の評価式は事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が大きい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。

13.3 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

13.3.1 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、MAAP解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、図13-1のとおりMAAP解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd以下で0.5%/日、0.9Pd超過で1.3%/日を一律に与え、0.9Pd超過以降は1.3%/日を維持するものであり、MAAP解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であるとする。

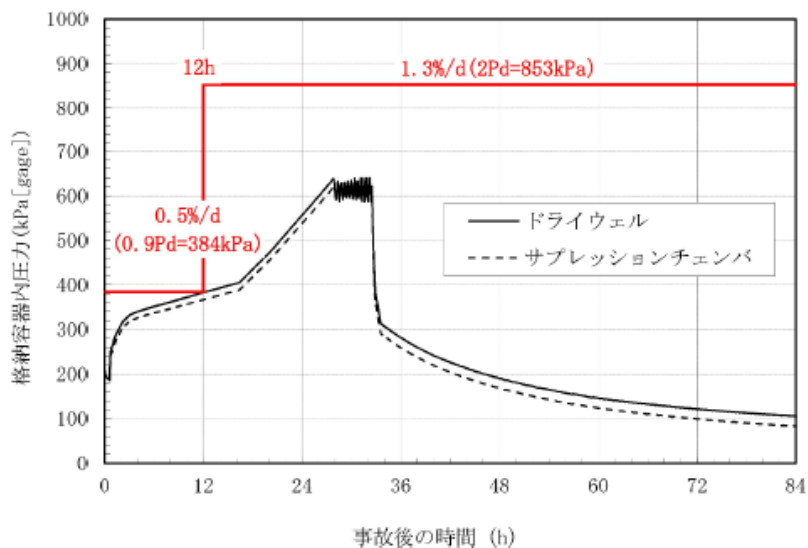


図13-1 格納容器圧力と無機よう素漏えい率の時間変化

13.3.2 有機よう素

有機よう素についても、無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが、有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから、MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし、13.1及び13.2に基づき漏えい率を設定する。

14. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として、沈着、サブプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」(東芝エネルギーシステムズ 株式会社 日立GEニュークリア・エナジー株式会社) (抜粋) 参照)

「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」(抜粋)

(2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサブプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上(沈着)の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式(エアロゾルの粒径分布に対する保存式)の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F P ガスの凝縮は、F P ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 F P 圧力が F P 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

F P ガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状 F P の圧力が F P の飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DF の値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA^[9]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレイによる F P 除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

14.1 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、MAAPにおいて特定の沈着メカニズムを除外した場合の感度解析を行った。ある沈着メカニズムを除いた場合、他の沈着メカニズムにより、FP 沈着が進むことから、この比較により定量的な寄与割合を算出することはできないが、影響の度合いを確認することが可能と考える。なお、DF にはサプレッションプールでのスクラビングによる DF も含まれる。

事故シーケンスとしては、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において W/W ベントを実施する場合を想定する。解析結果を図 14-1 に示す。なお、感度解析では、以下の式により原子炉格納容器内の DF を算出している。

原子炉格納容器内 DF

= 原子炉格納容器内への CsI 放出割合 / ベントラインへの CsI 流入割合

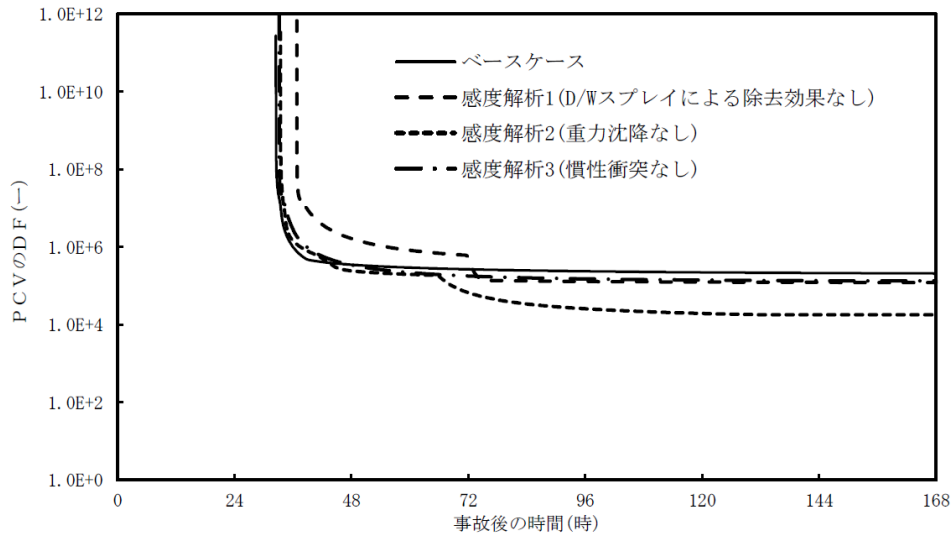


図 14-1 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（積算値）の感度解析結果

7日後時点において、各ケースのDF結果を比較すると、感度解析1 (D/W スプレーなし) * や感度解析3 (慣性衝突なし) では大きな感度が確認されなかったが、感度解析2 (重力沈降なし) ではベースケースに対してDFが若干低下する結果となった。

感度解析1 (D/W スプレーなし) において大きな感度が出ない理由として、本DFにはサプレッションプールにおけるスクラビングによるFP除去効果が重畳していることが挙げられる。D/W スプレーによるFP除去の効果には、スプレーによる直接的なFP除去効果だけでなく、スプレーによってD/W圧力が低下し、真空破壊弁を経由してW/WのFPがD/Wへ流入し、スプレー停止後に再度サプレッションプールでスクラビングが生じFPが除去される効果が含まれる。つまり、サプレッションプールにおけるFP除去効果がスプレーによる直接的なFP除去効果に比べて大きいために、感度解析1 (D/W スプレーなし) とベースケースに大きな差が生じていないと推定される。

注記*：評価上、スプレーによるFPの除去効果は考慮していないが、蒸気凝縮等の効果については考慮されている。

14.2 サプレッションプールでのスクラビングによる除去効果

14.2.1 スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

14.2.2 MAA P解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、原子炉格納容器圧力及びサブプレッションプールのサブクール度の条件を補間して求めている。

SUPRAコードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度）、初期気泡生成時のDF、気泡上昇時のDFを評価式により与えている。図14-2図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルのDFを与えている。

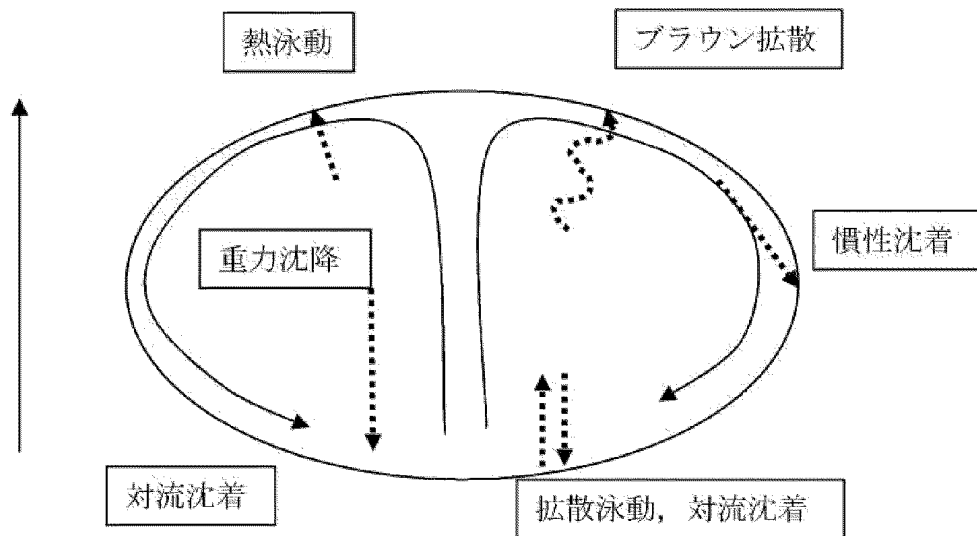


図14-2 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

14.2.3 SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRAコードによる計算結果については、電力共同研究*1にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を表14-1及び図14-3に示す。また、試験結果を図14-4から図14-10に示す。

試験結果より、SUPRAコードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径 $\square \mu\text{m}$ までの粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径 $\square \mu\text{m}$ の粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験とSUPRAコードで用いている粒子の違い（実験：LATEX粒子（密度 $\square \text{g/cm}^3$ ）、SUPRAコード：CsOH（密度 $\square \text{g/cm}^3$ ））が影響しているためである。SUPRAコードの計算結果を密度補正*2した図14-7図及び図14-9では、SUPRAコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいDF値を示す

ことが確認できる。

以上より，SUPRAコードにより計算されたDF値を用いることは妥当と考える。

注記*1：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（PHASE 2）最終報告書平成5年3月

*2：実験ではLATEX粒子を用いているため，その粒径は [] となる。一方，SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため，粒径に粒子密度（ [] g/cm³）の平方根を乗じることにより [] に換算する。

表 14-1 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol. %)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI

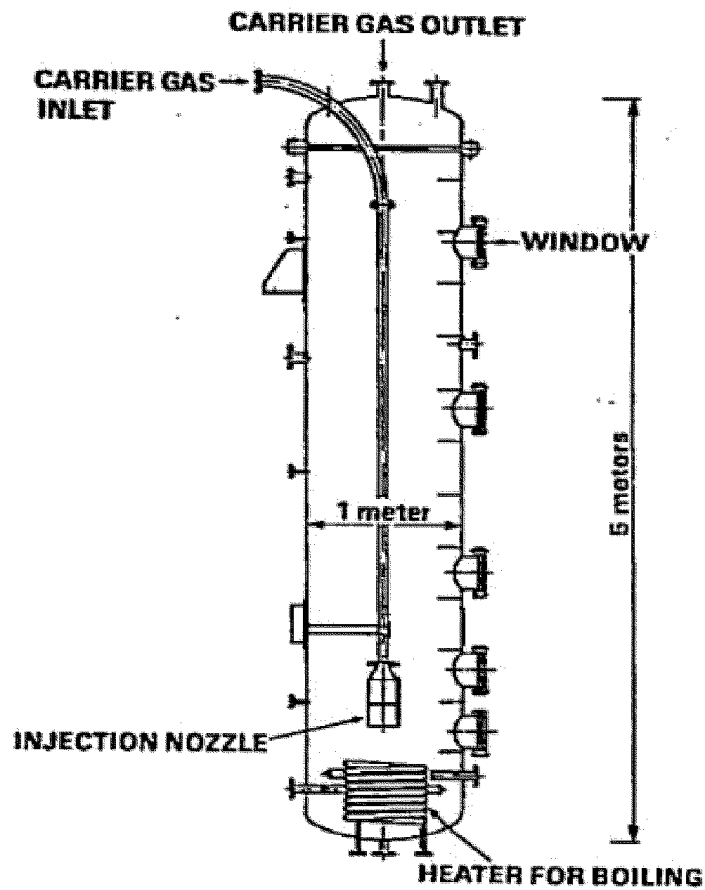


図 14-3 試験装置の概要

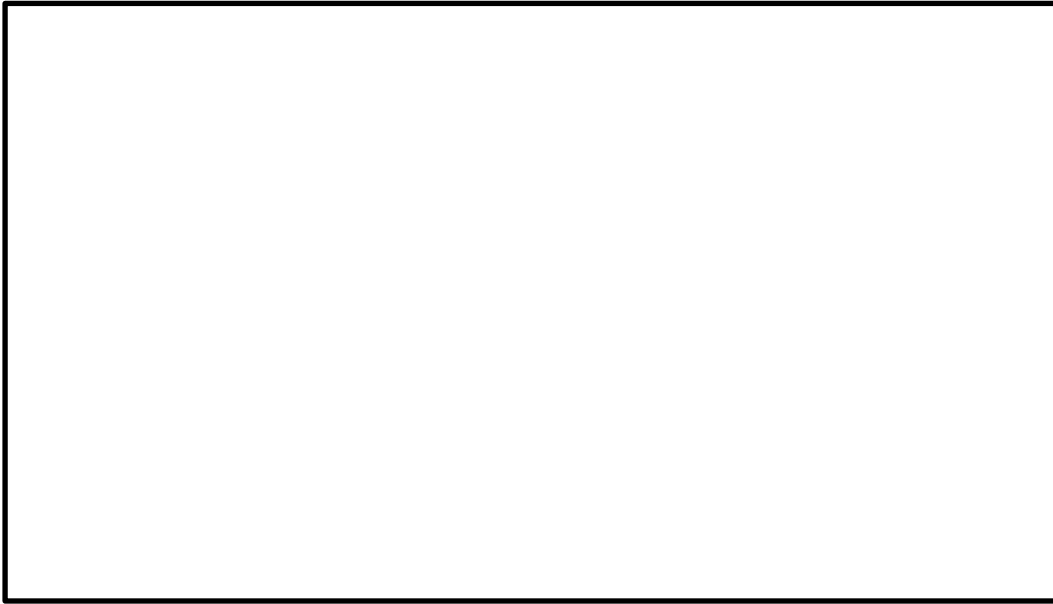


図 14-4 キャリアガス流量に対する DF の比較

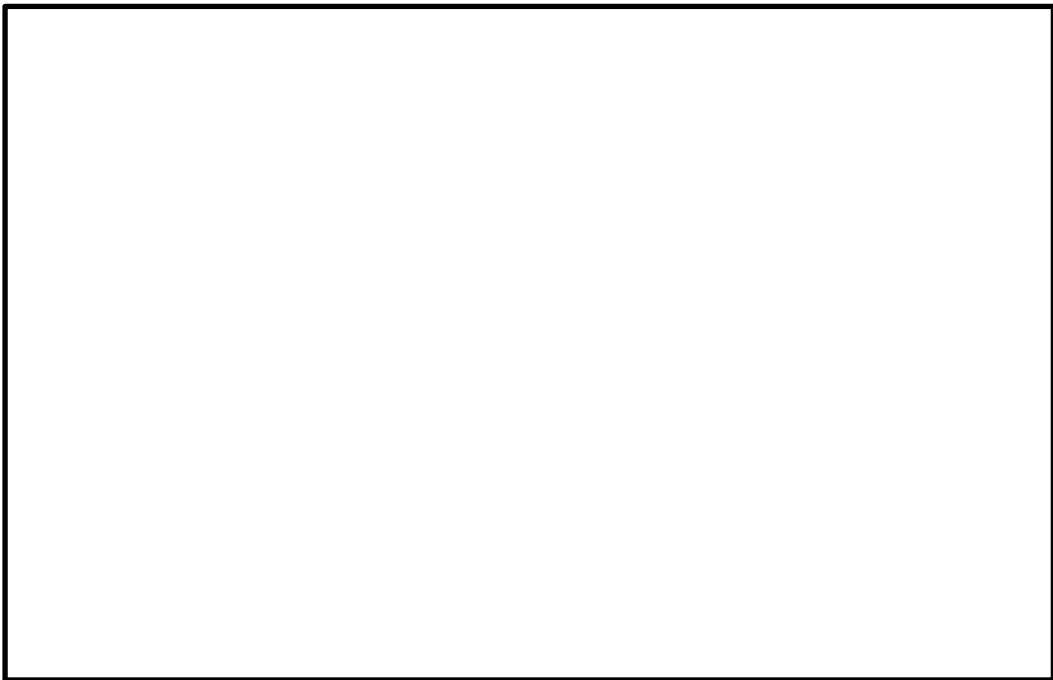


図 14-5 プール水温に対する DF の比較

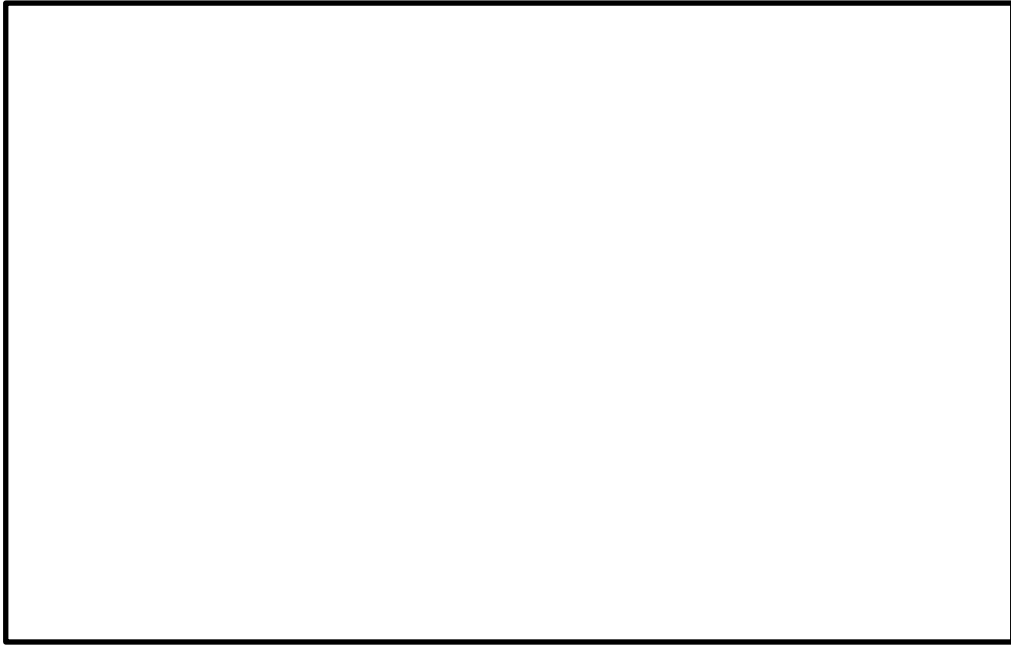


図 14-6 水蒸気割合に対する DF の比較



図 14-7 水蒸気割合に対する DF の比較 (密度補正)



図 14-8 スクラビング水深に対する DF の比較

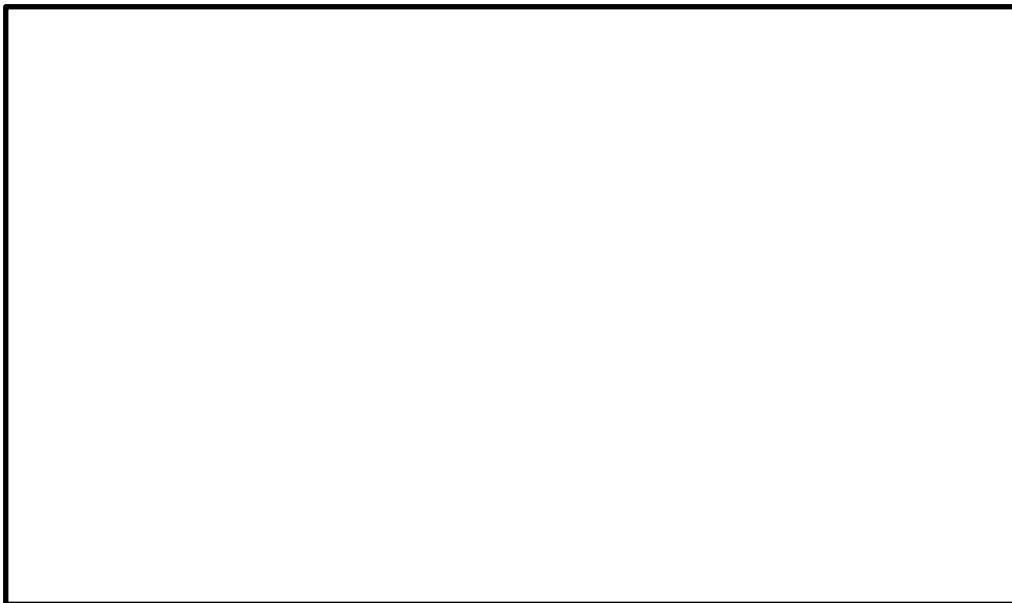


図 14-9 スクラビング水深に対する DF の比較
(密度補正)

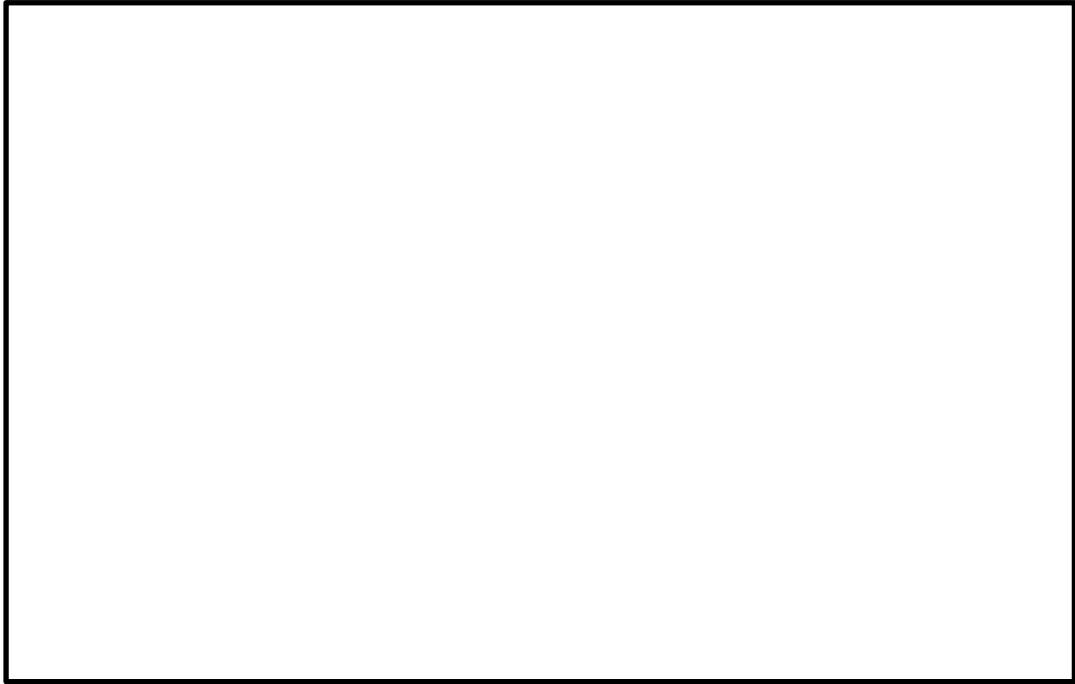


図 14-10 ガス温度に対する DF の比較

14.2.4 沸騰による除去効果への影響について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用しない場合における事故シーケンスでは、図 14-11 のとおり、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサプレッションプールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッションプールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP 解析条件及び評価結果を表 14-2 及び表 14-3 に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後で最も割合の多い粒径について除去効果を確認した。その結果、表 14-3 のとおり、沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用しない場合における事故シーケンスでは、図 14-12 のとおり、原子炉圧力容器内の Cs-137 は、大破断 LOCA により生じた破断口より原子炉格納容器内気相部へ移行し、その後重力沈降等により、初期の数時間で大部分が原子炉格納容器液相部へ移行するため、本評価においてサプレッションプールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。なお、CsI、CsOH の沸点はそれぞれ 1280℃、272.3℃*であり、シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で CsI、CsOH が揮発することは考えにくいだが、サプレッションプールの沸騰に伴い液相部中の CsI、CsOH の一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから格納容器フィルタベント系を介した場合の Cs-137 放出量に包絡されると考えられる。

注記*：化合物の辞典 高本進・稲本直樹・中原勝儼・山崎昶[編集] 1997 年 11 月 20 日

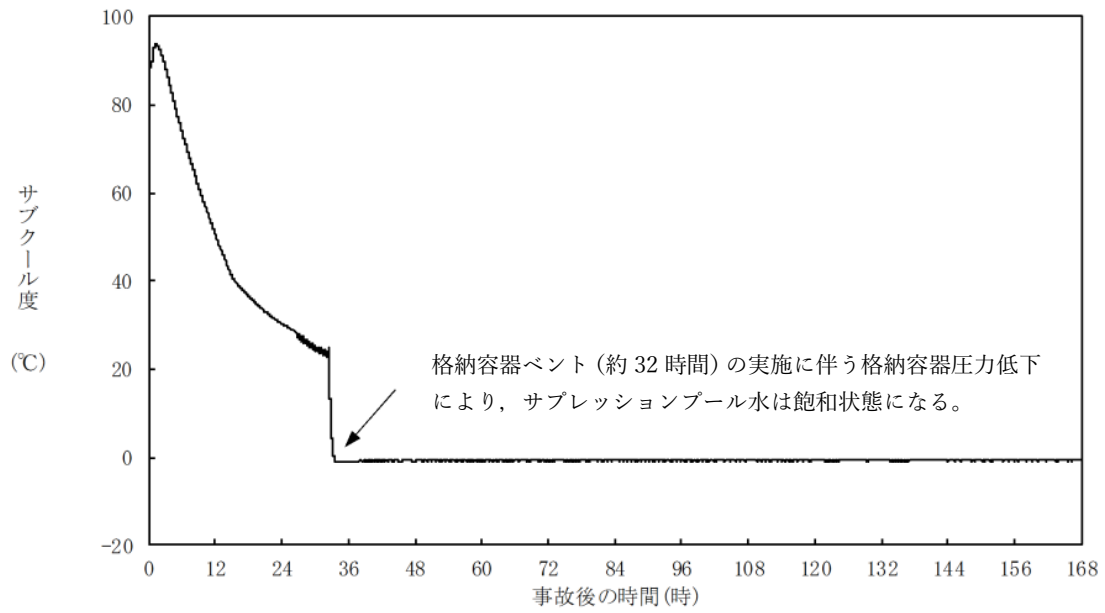


図 14-11 サプレッションプールのサブクール度の推移

表 14-2 評価条件

項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	格納容器ベント実施前の D/W における蒸気割合 (約 89%) 相当
格納容器圧力	<input type="text"/> kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定 (設定上限値)
サブレーションプール水深	<input type="text"/> m	実機では水深 3m 以上のため, 設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定 (設定上限値)
	<input type="text"/> °C	飽和状態として設定 (設定下限値)
エアロゾルの粒径 (半径)	<input type="text"/> μm	スクラビング前の最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後の最も割合が多い粒径

注記* : SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

表 14-3 評価結果

粒径 (半径)	DF	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	<input type="text"/>



図 14-12 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

15. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

15.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について示す。

15.2 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着率については、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は、無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$$

$\rho(t)$: 時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度 [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]

λ_d : 自然沈着率 [1/s]

これを解くことで、自然沈着率は、時刻 t_0 、 t_1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \ln\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$$

NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」として、時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-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、格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

CSE A6 実験等から、原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が、放出された放射性物質質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり、原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されるこ

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

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内における無機よう素の時間変化を図 15-1 に示す。

CSE 実験の適応性について

CSE実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるMAAP解析結果による格納容器内の条件を表1で比較する。

なお、NUPEC報告書においては、スプレーが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており、実験条件は島根2号機の事故シーケンスに対するMAAP解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表1 CSE 実験条件と島根2号機の比較

	CSE 実験の Run No.			島根2号機解析結果
	A-6*1,*2	A-5*3	A-11*3	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	蒸気+窒素 (+水素)
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.23*5
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下*5
スプレーの 有無	あり*4	なし	なし	あり (無機よう素に対しては 自然沈着のみ考慮)

注記*1: R. K. Hilliard et. al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” , Nucl. Technol. Vol 10 p449-519, 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

*4: 自然沈着速度の算出には1回目のスプレーが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

*5: 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値

CSE実験でスプレーを使用していないA-5及びA-11における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を図1に示す。初期の沈着（スプレー未使用の期間）については、A-6の場合と大きな差は認められず、初期濃度より数100分の1以上低下した後、沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

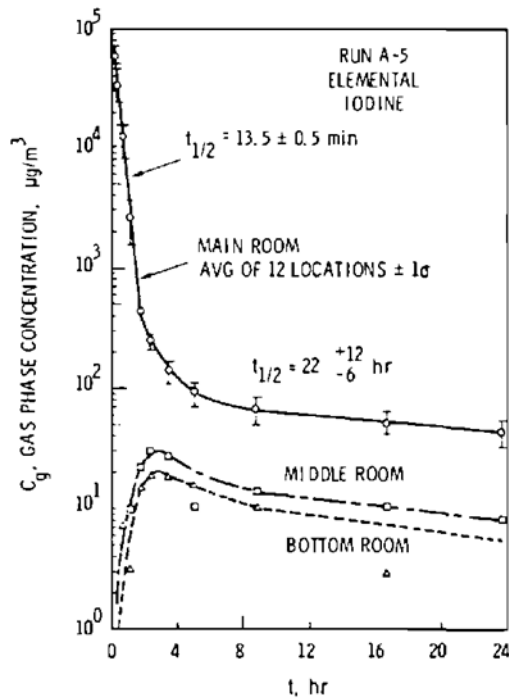


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

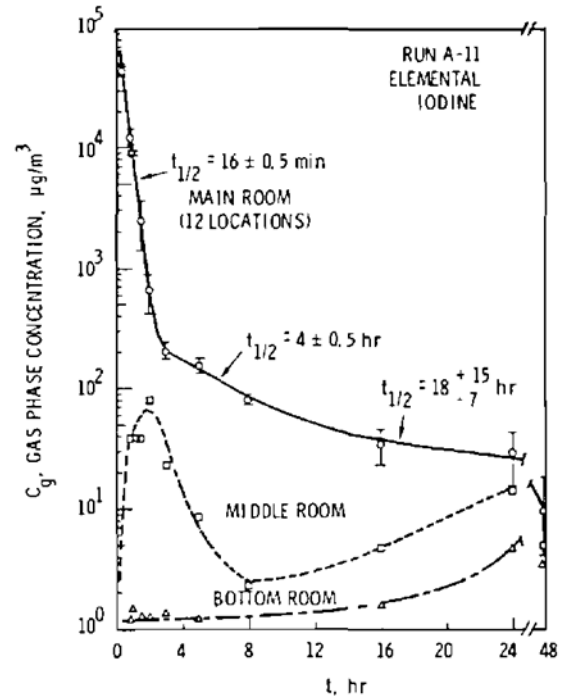


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

図1 CSE A-5及びA-11実験による無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は評価する体系の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と考えられる。

CSE実験における体系と島根2号機の比表面積について表2に示す。CSE実験と島根2号機の比表面積は同程度となっており、CSE実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

表2 CSE実験と島根2号機の比表面積の比較

	CSE 実験体系	島根2号機
体積 (m³)	約 600	約 13,000
内面積 (m²)	約 570	約 12,000
比表面積 (1/m)	約 0.9	約 0.9

16. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるサブレーションプールでのスクラビングによる除去効果(無機よう素)について

サブレーションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果(以下「DF」という。)として、Standard Review Plan 6.5.5 に基づき DF5 を設定している。これは Standard Review Plan 6.5.5 において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark-II 及び Mark-III に対して DF10 以下、Mark-I に対して DF5 以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載(抜粋参照)に基づくものである。

島根原子力発電所第2号機は Mark-I 改良型原子炉格納容器を採用しているが、サブレーションプールでのスクラビングに期待可能な水深等、Mark-I と大きな差異はないことから、Standard Review Plan 6.5.5 の記載に基づき、サブレーションプール水の沸騰に関わらず DF5 を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本 DF の効果には期待していない。

粒子状よう素の DF については、MAAP 解析のスクラビング計算プログラム(SUPRA コード)にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」(抜粋)

1. Pool Decontamination Factor. The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

サブプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見について

サブプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として、SPARCコードによる計算結果並びにUKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験がある。

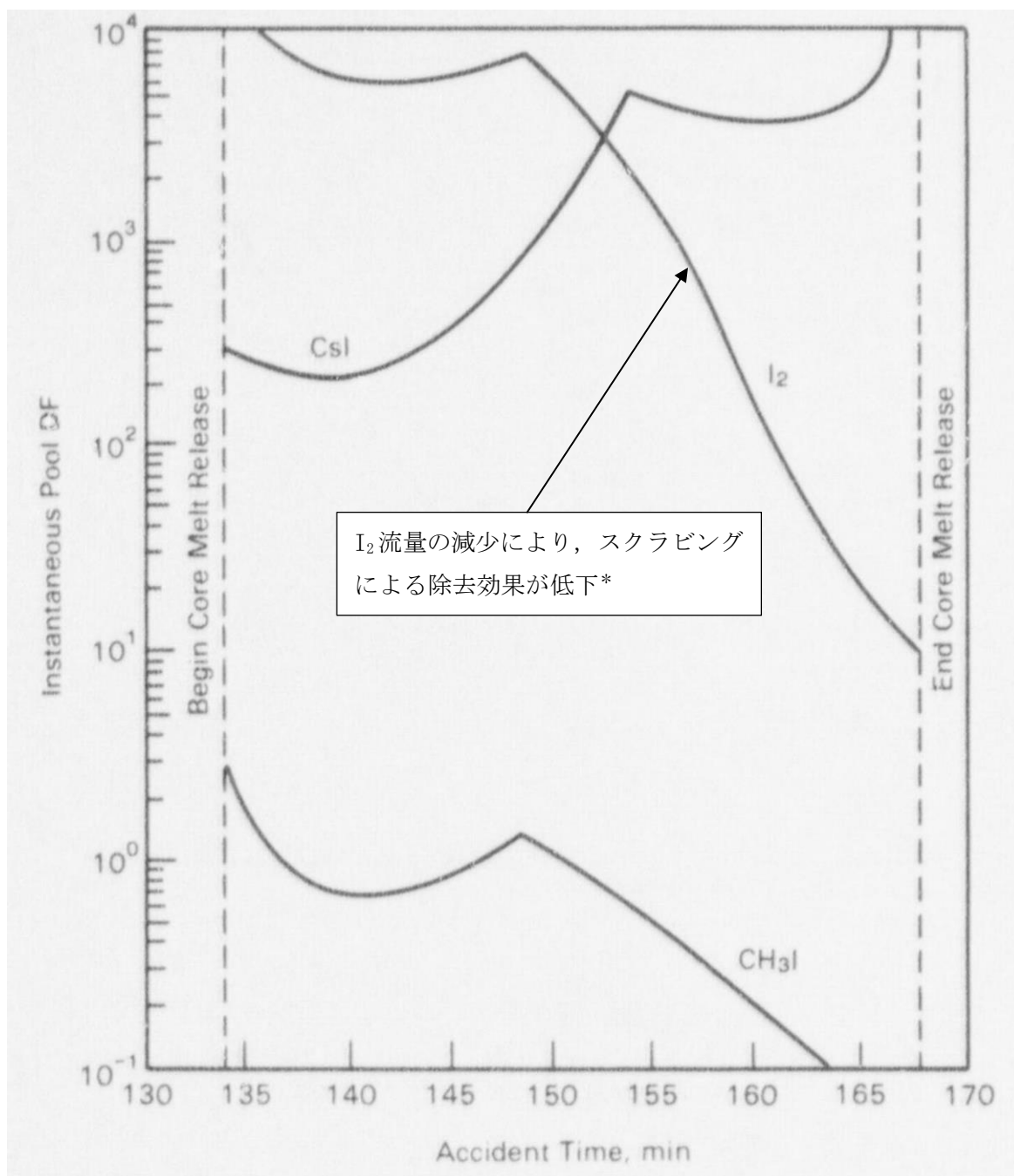
1. SPARCコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5の引用文献*において、SPARCコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、Mark-I型原子炉格納容器を対象として無機よう素 (I_2)、粒子状よう素 (CsI) 及び有機よう素 (CH_3I) に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は図1のとおりであり、無機よう素に対するDFは最小10程度である。

なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。

- ・ 過渡時において制御棒の挿入不良が発生
- ・ 緊急炉心冷却システムは作動するが、原子炉出力レベルはサブプレッションプールの冷却能力を超過
- ・ 原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果、炉心損傷が発生

注記* : P.C.Owczarski and W.K.Winegarder, "Capture of Iodine in Suppression Pools", 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



注記* : 文献中の記載 (抜粋)

“Here the I_2 flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I_2 concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of the pool.”

図1 SPARC計算結果 (瞬時値 DF)

2. UKAEA 及び POSEIDON にて行われた実験

無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA*¹ 及び POSEIDON*² において実験が行われている。実験体系を図 2 及び図 3、実験条件及び実験結果を表 1 及び表 2 に示す*³。

表 2 のとおり、無機よう素の DF は最少で 14 である。

注記*1：イギリスのウィンフリス（重水減速沸騰軽水冷却炉（SGHWR））の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

*2：スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のスクラビングに関する実験

*3：“State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995

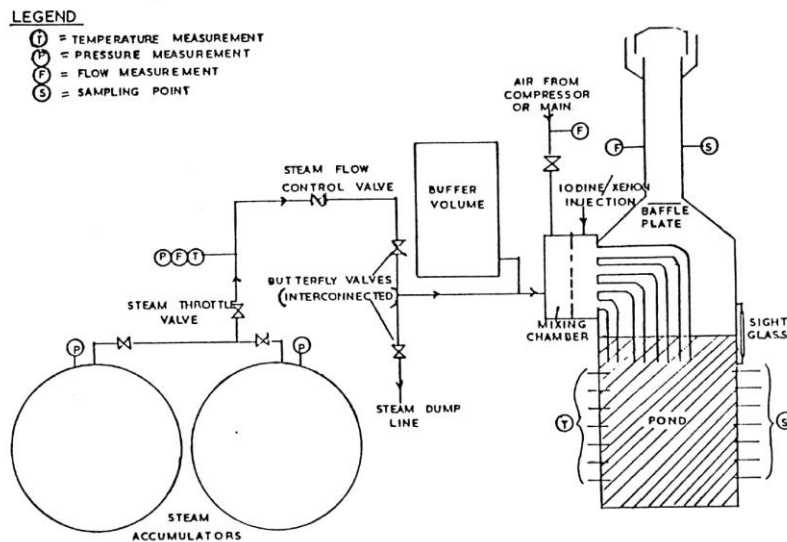


図 2 UKAEA 実験体系

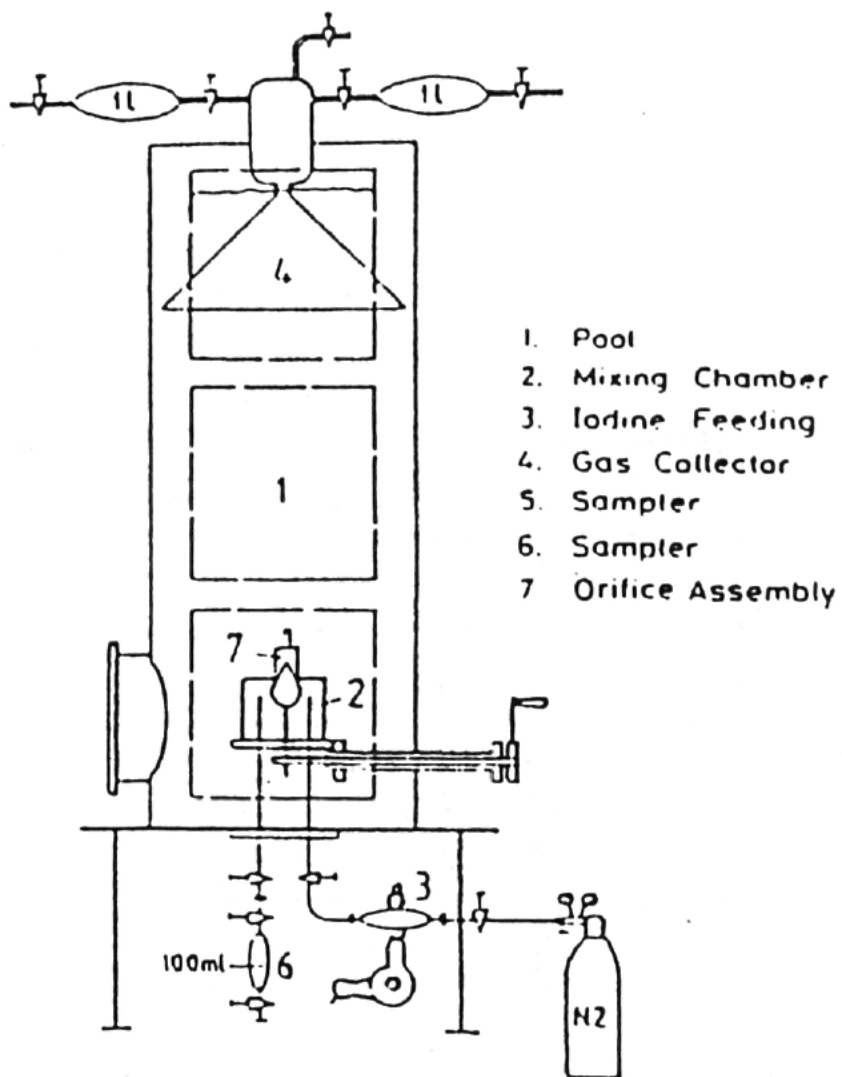


図 3 POSEIDON 実験体系

表 1 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, μm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N_2 + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO_2 Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N_2 or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~ 4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu_2O_3 CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - Espafia	CsI	1.7 - 7.2	N_2 + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N_2	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	I_2 vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEI- DON	I_2 vapour	-	N_2	0	ambient	ambient	-single orifice -multior.

表 2 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO ₂ Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu ₂ O ₃ CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I ₂	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I ₂	20 - 300 000

* Only one test performed.

17. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

17.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について示す。

17.2 核分裂生成物の原子炉格納容器外への放出割合の設定について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の原子炉格納容器外への放出割合をMAAPコードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオ(W/W ベント)でのMAAP解析による放出割合の評価結果(事故発生から168時間経過時点)を表17-3に示す。ただし、以下に示すとおり、表17-3の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表17-3によると、高揮発性核種(CsIやCsOH)の放出割合(10^{-6} オーダー)と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい(10^{-4} オーダー)という結果となっている。

一方、TMI事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質はよう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。

表17-4は、TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種(セシウムやよう素)が原子炉压力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉压力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、表17-5は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種(セシウムやよう素)であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており*、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件(酸化条件 or 還元条件)に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

注記*：「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチノイドの放出挙動評価のための研究(JAEA-Review 2013-034, 2013年12月)」

表 17-3 の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI から、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及び Mo) の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は、MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465 (米国の原子力規制委員会 (NRC) で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている) の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお、事故シーケンス「冷却材喪失 (大破断 LOCA) +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展 (炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない) と NUREG-1465 の想定と比較は表 17-1 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 17-6 に示す。

表 17-1 MAA P解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、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、溶融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAA P	約 5 分～約 28 分* ¹	約 28 分～約 3.2 時間* ²
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

注記*1：炉心損傷開始（燃料被覆管温度1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度2500K）

*2：原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉压力容器破損時間

各MAA P核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。

(1) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、格納容器からベントラインへの放出割合、格納容器から原子炉建物への漏えい割合ともにMAA P解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合*¹*²、及び、I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I : 停止直後の I 元素の停止時炉内内蔵量

M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の停止時炉内内蔵量

W_I : I の原子量

W_{Cs} : Cs の原子量

注記*1：MAA Pコードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

*2：各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

- ① ORIGENコードにより核種ごとの初期重量を評価する。
- ② ①の評価をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。
- ③ ②の結果をMAA Pコードにインプットし、MAA Pコードにて、各元素の化合物の重量を評価する。

- ④ 各化合物は表 17-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

表 17-2 各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む)
希ガス	Xe, Kr	
CsI	I	
TeO ₂ , Te ₂	Te	
SrO	Sr	
MoO ₂	Mo, Ru, Tc	
CsOH	Cs, Rb	
BaO	Ba	
La ₂ O ₃	La, Pr, Nd, Sm, Y, Zr, Nb	
CeO ₂	Ce, Np, Pu	
Sb	Sb	
UO ₂	UO ₂	

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

(2) それ以外の核種グループ

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

a. 格納容器からベントラインへの放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一*とし、Csの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が、168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。表 17-7 及び表 17-8 に NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gas}}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{\text{Cs}}} \times \frac{F_{\text{Cs}}(168\text{h})}{F_{\text{noble gas}}(168\text{h})}$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目のMAAP核種グループ放出割合

$F_{\text{noble gas}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i : NUREG - 1465 における i 番目のMAAP核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG - 1465 における Cs に相当する核種グループの
格納容器への放出割合

注記* : 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に格納容器内に放出され、格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

b. 格納容器から原子炉建物への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いはCsと同一*とし、Csの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目のMAAP核種グループ放出割合

γ_i : NUREG - 1465 における i 番目のMAAP核種グループに
相当する核種グループの格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG - 1465 における Cs に相当する核種グループの
格納容器への放出割合

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

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

表 17-3 MAA P解析による放出割合の評価結果
 (炉心の著しい損傷が発生した場合における
 中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する ベントラインへの流入割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 2.5×10^{-8}
SrO	約 2.4×10^{-4}
MoO ₂	約 7.1×10^{-6}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 1.7×10^{-4}
La ₂ O ₃	約 3.3×10^{-5}
CeO ₂	約 3.3×10^{-5}
Sb	約 3.8×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs*	約 6.8×10^{-6}

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

表 17-4 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³⁹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリを大きく上回る分析結果となってしまふ。したがって、ここに保持された I のインベントリは Cs と同等であると考えらる。

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

表 17-5 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種*

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラント (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5.0号機リセス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物の 貯蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	
核種														
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06		
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4		
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05		
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04		
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05		
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05		
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05		
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND		
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02		
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04		
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND		
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03		
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.9E+03		
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND		
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND		

注記*: 福島第一原子力発電所構内における土壤中の放射性物質の核種分析の結果について (続報) 別紙 2 (東京電力 HP)

表 17-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
 (炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する ベントラインへの流入割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 1.4×10^{-6}
SrO	約 5.4×10^{-7}
MoO ₂	約 6.8×10^{-8}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 5.4×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 5.4×10^{-9}
CeO ₂	約 1.4×10^{-8}
Sb	約 1.4×10^{-6}
Te ₂	0 ^{*2}
UO ₂	0 ^{*2}
Cs ^{*1}	約 6.8×10^{-6}

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

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

表 17-7 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

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

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

表 17-8 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

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

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

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

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

セシウムの放出割合の評価方法

1. セシウムの放出割合

(1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\text{CsI の初期重量[kg]} = M_I + M_I/W_I \times W_{Cs}$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs}$$

よう素元素初期重量[kg] : M_I

よう素原子量[-] : W_I

セシウム原子量[-] : W_{Cs}

(2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]} &= M_{Cs} - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} \\ &= M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs} \end{aligned}$$

セシウム元素初期重量[kg] : M_{Cs}

(3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$$

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

(4) セシウムの放出割合

(3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価

$$\begin{aligned} \text{セシウムの放出割合} &= \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量} \\ &= M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y \\ &= Y + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I (X - Y) \end{aligned}$$

18. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について

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。

よう素類の性状については、審査ガイドにて、適切に考慮するように記述されている。

よう素の化学形態に対する存在割合について、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 に記載はあるが、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、無機よう素は 5%を超えない、有機よう素は無機よう素の 3% (0.15%) を超えない (95%が粒子状)）。

pH 調整がされない可能性がある場合には、無機よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、無機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。無機よう素は原子炉格納容器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。

したがって、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、以下のとおり検討し、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 が 7 未満の場合での直接的な値の記述ではないが、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 の低下に伴って無機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表 18-1、pH 調整がなされない場合の結果を表 18-2 に示す。BWR プラントである Grand Gulf 及び Peach Bottom 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、無機よう素（ガス状及び液体状）となる割合が増加する。また、有機よう素についても、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方が、より多くなる結果が示されている。

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 Grand Gulf 及び Peach Bottom の評価結果によるよう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、という観点から考察し、表 18-3 に示す R. G. 1. 195 のヨウ素の化学形態毎の存在割合を用いることとした。

表 18-1 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態

(NUREG/CR-5732, Table3.6)

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 (t)	I ⁻ (t)	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

表 18-2 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, Table3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (t)	I ⁻ (t)	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

表 18-3 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
無機よう素	4.85%	91%
有機よう素	0.15%	4%
粒子状よう素	95%	5%

19. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における NUREG-1465 を用いた評価とMAAP解析での評価の比較について

19.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における NUREG-1465 を用いた評価とMAAP解析での評価の比較についてに示す。

19.2 大破断 LOCA 時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について

大破断 LOCA 時における環境中へのセシウムの放出量の評価では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合としてMAAP解析結果を適用している。

原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は米国の代表的なソースタームである NUREG-1465*においても整理されており、NUREG-1465 で整理された値を使用することでも環境中へのセシウムの放出量を評価することができると考えられる。

以下では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合についてMAAP解析結果と NUREG-1465 を比較し、MAAP解析結果の適用性を検討した。

注記* : NUREG-1465 では、NUREG-1150 (米国の代表プラントのPRA) で検討されたすべての事故シーケンスについてレビューを行い、更にいくつかのシーケンスに対するソースタームコードパッケージ (STCP) やMELCORコードによる追加解析が行われて、ソースタームが検討されている (表 19-1 参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象としている「冷却材喪失 (大破断 LOCA) +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオと同様、炉心が溶融し原子炉圧力容器が低圧で破損する事故シーケンスである。

また、NUREG-1465 では、当該文書中に示された原子炉格納容器への放出割合は、保守的に選ばれた損傷燃料からの放射性物質の初期放出を除いて、低圧での炉心溶融事故に関する保守的又は限界的な値を意図しているものではなく、代表的又は典型的な値を意図しているものとしている。

表 19-1 NUREG-1465 で検討された事故シーケンス (BWR)

プラント	シーケンス	説明
Peach Bottom	TC1	ATWS (原子炉減圧なし)
	TC2	ATWS (原子炉減圧あり)
	TC3	TC2 (ウェットウェルベントあり)
	TB1	SBO (バッテリー枯竭)
	TB2	TB1 (ベッセル破損時に格納容器破損)
	S2E1	LOCA(2) \ ECCS及びADS不動作
	S2E2	S2E1、玄武岩系コンクリート
	V	格納容器外RHR配管破断
	TBUX	SBO(全DC電源喪失)
	LaSalle	TB
Grand Gulf	TC	ATWS(早期格納容器破損によるECCS故障)
	TB1	SBO(バッテリー枯竭)
	TB2	TB1、H ₂ 燃焼による格納容器破損
	TBS	SBO(ECCS不動作、原子炉減圧あり)
	TBR	TBS、ベッセル破損後のAC復旧

SBO	全交流電源喪失
RCP	原子炉冷却系ポンプ
ADS	自動減圧系
LOCA	冷却材喪失事故
RHR	残留熱除去系
ATWS	スクラム失敗



Total Mean Core Damage Frequency: 4.5E-4
Peach Bottomの内的事象の炉心損傷頻度平均値の内訳 (NUREG-1150)

(1) NUREG-1465 との比較

放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について、NUREG-1465 に示された値（BWRプラント，Gap Release と Early In-Vessel の和）と，「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果*を図 19-1 に示す。

注記*：放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合は，残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合と格納容器ベントを実施する場合とでほとんど同じMAAP解析結果となる。図 19-1 では，格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のMAAP解析結果を代表として示した。

図 19-1 より，セシウム及びヨウ素の原子炉格納容器内への放出割合については，MAAP解析と NUREG-1465 とともに数割程度となっており，MAAP解析結果の方が大きくなっている。また，希ガスについては両者に差はあまりなく，NUREG-1465 では全量，MAAP解析結果においてもほぼ全量となっている。

仮にセシウムの原子炉格納容器内への放出割合として NUREG-1465 の値を参照した場合，セシウムの放出量として代表的又は典型的な値が評価されると考えられるが，本評価では，評価対象とする事故シナリオ「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果が得られており，また，その値が NUREG-1465 と比べて大きいことから，MAAP解析結果を参照することは適切であると考えられる。

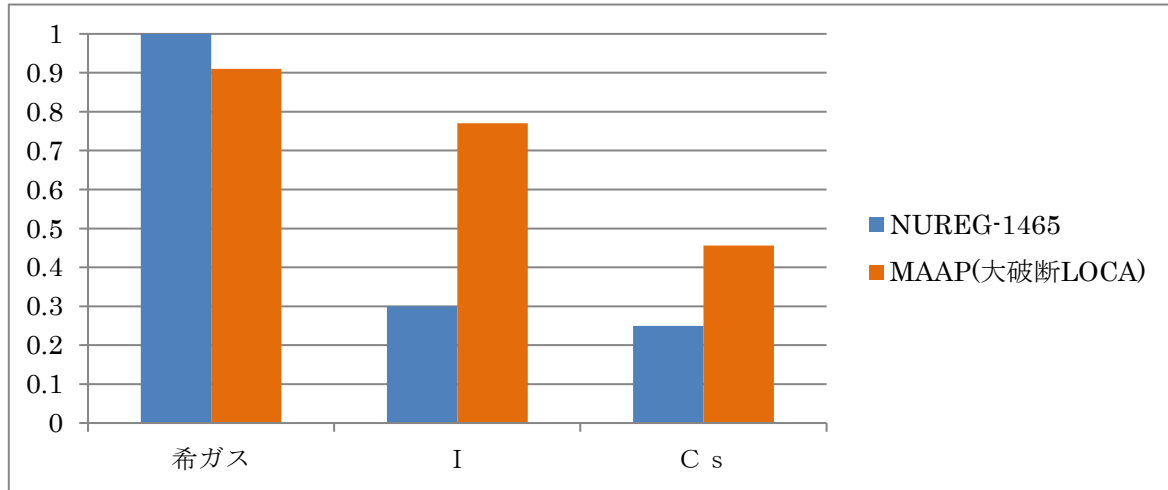


図 19-1 原子炉格納容器内への放出割合の比較（MAAP解析結果は格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のものを参照）

20. 待避時間の設定根拠について

中央制御室では、フィルタベント実施時における放射性物質による運転員の被ばく低減のために中央制御室待避室に待避することとしており、中央制御室の居住性評価においては待避時間を10時間としている。

待避時間の設定については、運転員の実効線量が100mSv/7日間を超えないよう、余裕を考慮し、設備、運用等を整備している。また、継続的に作業可能な線量率として数mSv/hとなるよう、中央制御室の居住性評価においては、待避室外の空間線量率が数mSv/h以下になるまでは、待避室に待避することを想定して評価している。

なお、実際には被ばく低減の観点から、さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう、加圧用空気ポンペの本数は10時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

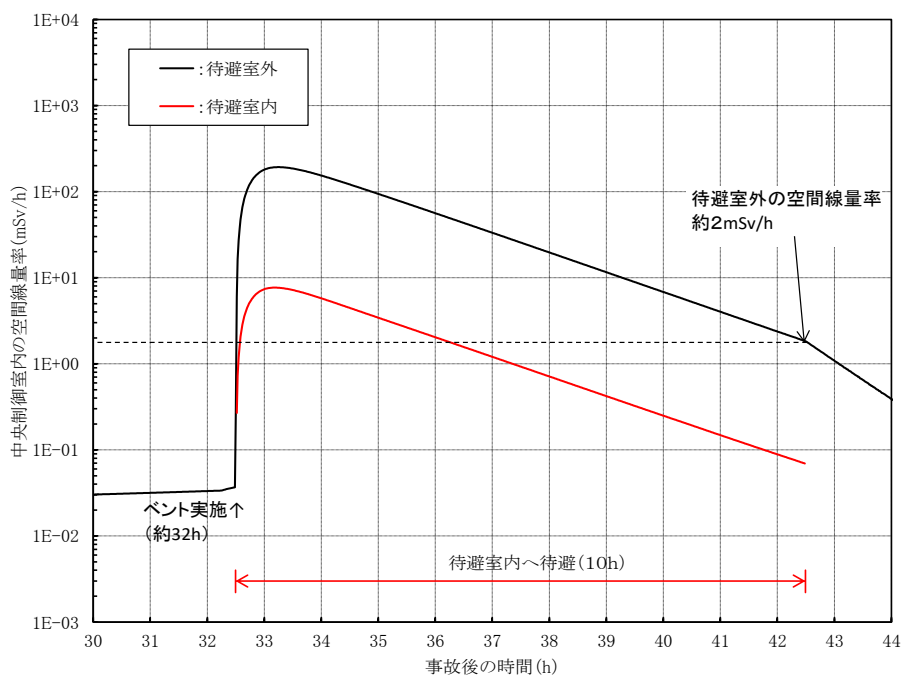


図 20-1 待避室内外の空間線量率

21. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量について

中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタは、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

21.1 中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの放射性微粒子の保持容量は、約 13kg である。

21.2 中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの活性炭充てん量は約 1072kg であり、よう素吸着容量は約 2.6kg となる。

中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量を表 21-1 に示す。

表 21-1 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
粒子用高効率フィルタ	約 13kg
チャコールフィルタ	約 2.6kg

22. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ内放射性物質からの被ばくについて

中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタを通過した外気で正圧化する設計としており、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタには放射性物質が取り込まれることが想定される。ここでは、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタに取り込まれた放射性物質が中央制御室に滞在する運転員に与える被ばく影響について評価する。

評価条件を表 22-1 に、評価モデルを図 22-1 に示す。なお、相対濃度は VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じ値を用いる。また、評価モデルは、図 22-2 に示す中央制御室非常用再循環処理装置の設置位置を基に設定し、評価点は、保守的にフィルタの階下にある運転員控室とする。

評価の結果、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタからの被ばくは線量率が最大となる事故後約 35 時間において約 $3.6 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ となり、十分小さいため、他の被ばく経路からの被ばく線量と合算しても、運転員の実効線量は 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

表 22-1 評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価シナリオ	大破断 LOCA+ECCS 機能喪失+全交流電源喪失時に W/W ベントを実施する場合	フィルタに捕集される放射線量の観点から保守的シナリオであるため、代表として選定
フィルタに吸着される放射性物質	有機よう素及び無機よう素 (フィルタ捕集効率：95%)	フィルタに捕集される放射性物質のうち、被ばく影響に支配的な放射性物質として選定。なお、フィルタの捕集効率は居住性の評価で用いた値と同じとした。
中央制御室非常用再循環処理装置の台数	1 台	運用をもとに設定
中央制御室非常用再循環送風機の運転条件	事故発生 2 時間後から 7 日後まで	運用をもとに設定
評価点	運転員控室	距離及び遮蔽厚の観点から保守的な運転員控室にて代表
評価コード	QAD-CGGP2R コード	—

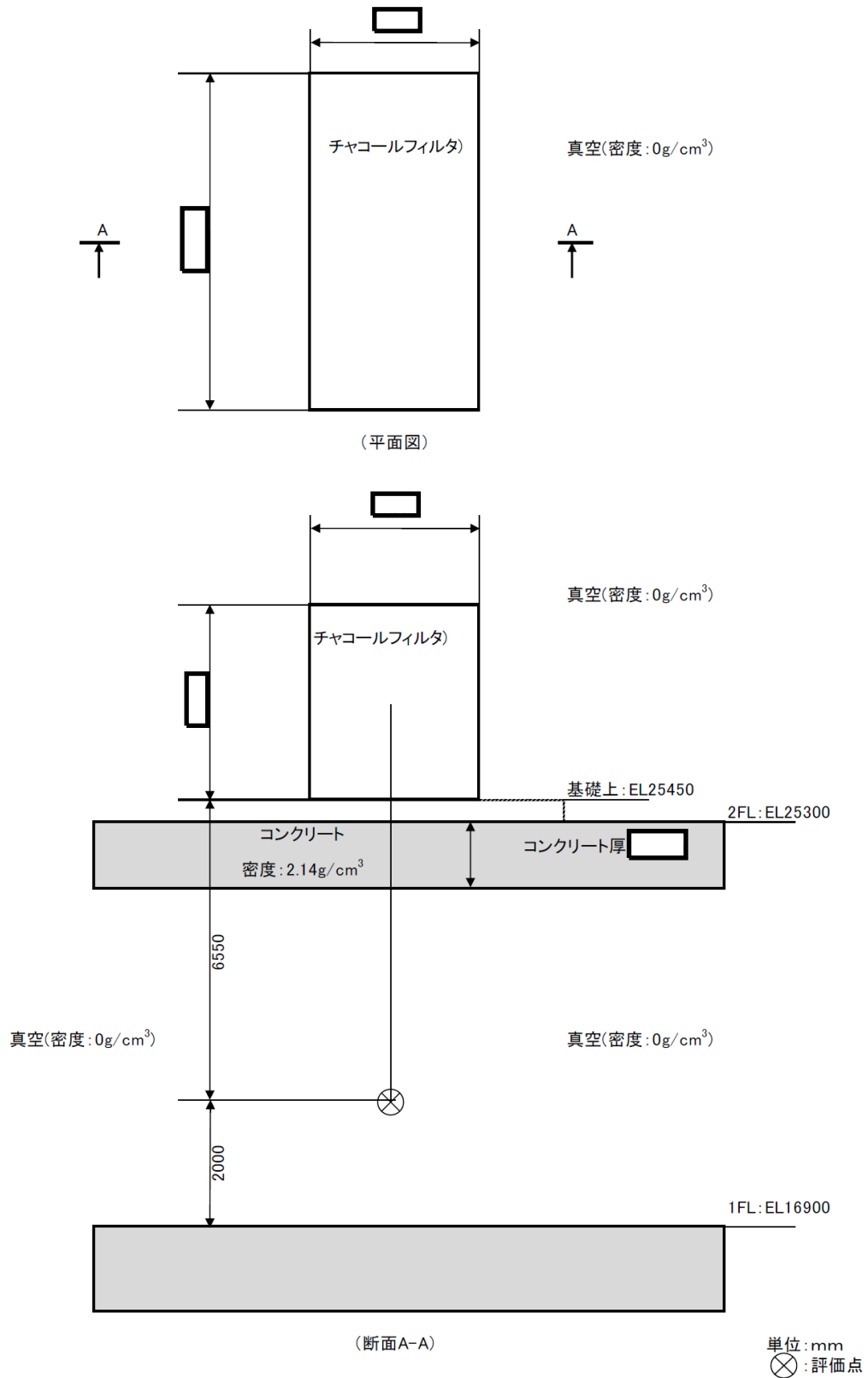


図 22—1 評価モデル

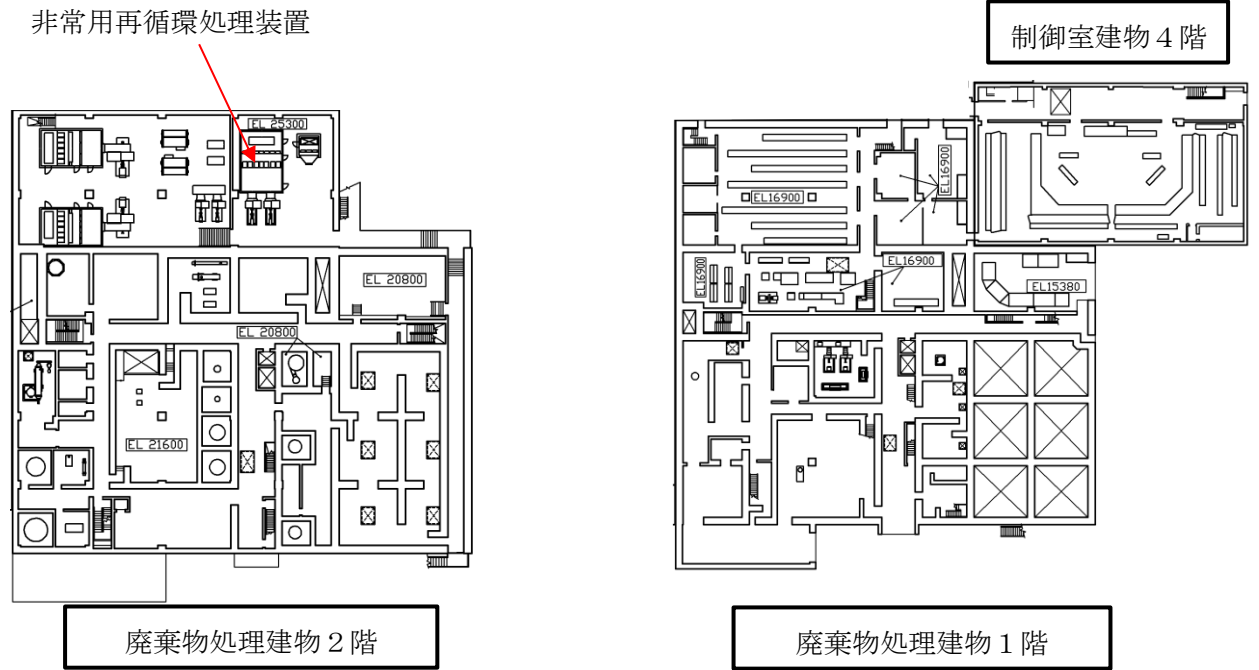


図 22—2 中央制御室非常用再循環処理装置の設置位置

23. 全面マスクによる防護係数について

重大事故等時の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクによる防護係数を 50 として使用する。

23.1 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 0412 第 1 号都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると、「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：令和3年4月1日）抜粋

第三十八条事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下、基発0412第1号（平成25年4月12日）抜粋

キ 保護具（第 38 条関係）

①第1項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 超の場所における作業）	捕集効率 99.9%以上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 以下の場所における作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	

②防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするた

め、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

23.2 全面マスクの防護係数 50 について

空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 別表第一 第四欄」の十分の一を超える場合、全面マスクを着用する。

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除染係数を算出したものである。その結果は、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は0.083%以下）

表 23-1 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm ³]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm ³]	DF 値	出口濃度 [Bq/cm ³]	DF 値	
9.45×10^{-2}	ND (4.17×10^{-7})	2.27×10^5	8.33×10^{-7}	1.13×10^5	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59×10^{-5}	ND (6.25×10^{-8})	1.21×10^3	ND (2.78×10^{-8})	2.73×10^3	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも0.01%であった。

以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1075 であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率 (\%)} + \text{フィルタ透過率 (\%)} \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1075 \end{aligned}$$

ただし、全面マスクによる防護係数については、着用者個人の値であり、実作業時の防護係数は、より低下する可能性があるため、講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した全面マスク着用訓練を行い、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるように正しく全面マスクを着用できていることを確認している。

このため、全面マスクによる防護係数は、50 とする。なお、全面マスク着用訓練については、今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

24. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

24.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価におけるエアロゾル粒子の乾性沈着速度の設定について示す。

24.2 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性評価では、地表面へのエアロゾル粒子の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（1.2cm/s）を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。エアロゾル粒子の乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551^{*1}に基づき0.3cm/sと設定した。

NUREG/CR-4551では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く、建物屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5 μ m～5 μ mの粒径に対して検討されているが、原子炉格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は原子炉格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾル粒子は放出されにくいと考えられる。

また、W.G.N.Slinnの検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1 μ m～5 μ mの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度（図24-1）である。以上のことから、中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として0.3cm/sを適用できると判断した。

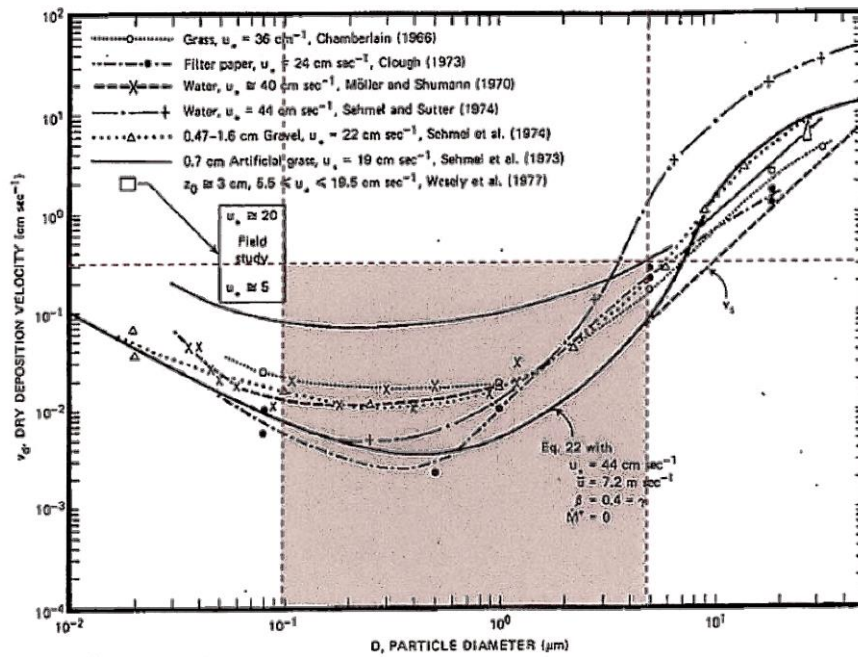


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 24-1 様々な粒径における乾性沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19*2)

注記*1: J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

*2: W.G.N. Slinn: Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

(参考)

炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}$ 以上」は、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

炉心の著しい損傷が発生した場合には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、炉心の著しい損傷が発生した場合の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関(NRC等)や各国の合同で実施されている炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等(表1の①、③、④)を調査した。以上の調査結果を表1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲(原子炉格納容器、1次冷却材配管等)、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、 $0.1\mu\text{m}$ 以上のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

表1 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒子の粒径(μm)	備考
①	LACE LA2* ¹	約0.5~5 (図1参照)	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901* ²	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した実験* ³	0.1~3.0 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD* ³	0.29~0.56 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS FP* ³	0.5~0.65 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

注記*1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2

*2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

*3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R(2009)5

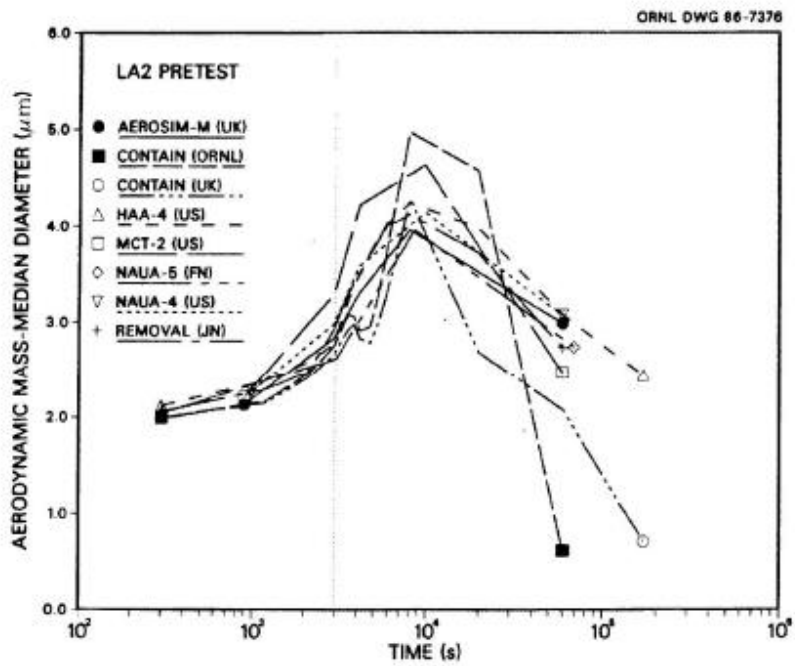


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図 1 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

25. 地表面への沈着速度の設定について

25.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面への沈着速度の設定について示す。

25.2 地表面への沈着速度の設定について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s，有機よう素： 4.0×10^{-3} cm/s）を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日原子力委員会決定，一部改訂平成13年3月29日）の解説において，葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに，「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ，湿性沈着を考慮した沈着速度は，乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（「24. エアロゾルの乾性沈着速度について」，「26. 有機よう素の乾性沈着速度について」を参照）の4倍と設定した。

湿性沈着を考慮した沈着速度を，乾性沈着速度の4倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。

(1) 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比が4倍を超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

a. 乾性沈着率

乾性沈着率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（社団法人日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが，ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院平成21年8月12日）[【解説5.3】(1)]に従い評価した，放出源高さの相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \cdot \cdot \cdot \cdot \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$ ：時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,z)_i$ ：時刻*i*での相対濃度[s/m³]

V_d ：沈着速度[m/s](0.003 NUREG/CR-4551 Vol. 2より)

b. 湿性沈着率

降雨時には，評価点上空の放射性核種の地表への沈着は，降雨による影響を受ける。

湿性沈着率 $\chi/Q(x, y)$ は「学会標準」解説 4.11 より以下のように表される。

$$(\chi/Q)_w(x, y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x, y, z)_i dz = \chi/Q(x, y, 0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \cdot \quad \text{②}$$

$(\chi/Q)_w(x, y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x, y, 0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m³]

Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数[1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times pr_i^{0.8}$ 学会標準より)

Pr_i : 時刻 i での降水強度[mm/h]

Σ_{zi} : 時刻 i での建物影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]

h : 放出高さ[m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は以下で定義される。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x, y, z)_i + \chi/Q(x, y, 0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x, y, z)_i \right)_{97\%}} \quad \text{③}$$

(2) 検討結果

表 25-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出源と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は約 1.0~1.4 倍程度となった。

以上より、湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

表 25-1 沈着率評価結果

放出源及び 放出源高さ*	評価点	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 50m)	中央制御室中心	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.9×10 ⁻⁶	約 1.3
	中央制御室空調換 気系給気口	約 1.7×10 ⁻⁶	約 2.1×10 ⁻⁶	約 1.2
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	約 2.2×10 ⁻⁶	約 2.3×10 ⁻⁶	約 1.0
原子炉 建物中心 (地上 0m)	中央制御室中心	約 3.2×10 ⁻⁶	約 3.7×10 ⁻⁶	約 1.2
	中央制御室空調換 気系給気口	約 3.6×10 ⁻⁶	約 4.3×10 ⁻⁶	約 1.2
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	約 4.5×10 ⁻⁶	約 4.6×10 ⁻⁶	約 1.0
排気筒 (非常用ガ ス処理系用) (地上 110m)	中央制御室中心	約 8.3×10 ⁻⁷	約 1.1×10 ⁻⁶	約 1.4
	中央制御室空調換 気系給気口	約 8.7×10 ⁻⁷	約 1.2×10 ⁻⁶	約 1.4
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	約 3.9×10 ⁻⁷	約 4.8×10 ⁻⁷	約 1.2

注記*：放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

26. 有機よう素の乾性沈着速度について

26.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における有機よう素の乾性沈着速度の設定について示す。

26.2 有機よう素の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、原子炉建物から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に、乾性沈着速度として、NRPB-R322 を参照し 10^{-3}cm/s と設定した。以下にその根拠を示す。

(1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322*) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の “best judgement” として 10^{-5}m/s (10^{-3}cm/s) を推奨

(2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で $10^{-4}\sim 10^{-2}\text{cm/s}$ の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾル粒子の乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

また、原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているが、エアロゾル粒子の沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると、沈着速度が大きいのは芝生や木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって、有機よう素の乾性沈着速度として、NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である 10^{-3}cm/s を用いるのは妥当と判断した。

注記 * : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al.*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1} . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

27. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価

27.1 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱い

原子炉二次遮蔽をモデル化するにあたり、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる遮蔽厚の差は考慮していない。これは、原子炉二次遮蔽内の構造物（床や内壁、原子炉格納容器等）を詳細にモデル化しない等の保守性を含め、モデルの単純化を行っていることによる。

27.2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる影響

島根2号機の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルと中央制御室との位置関係を図27-1に示す。

図27-1のとおり、島根2号機の中央制御室は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの扉厚の方向になく、原子炉建物や廃棄物処理建物の屋根、壁、床等により直視できないため、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの遮蔽厚さに関わらず、評価結果には影響しない設計となっている。

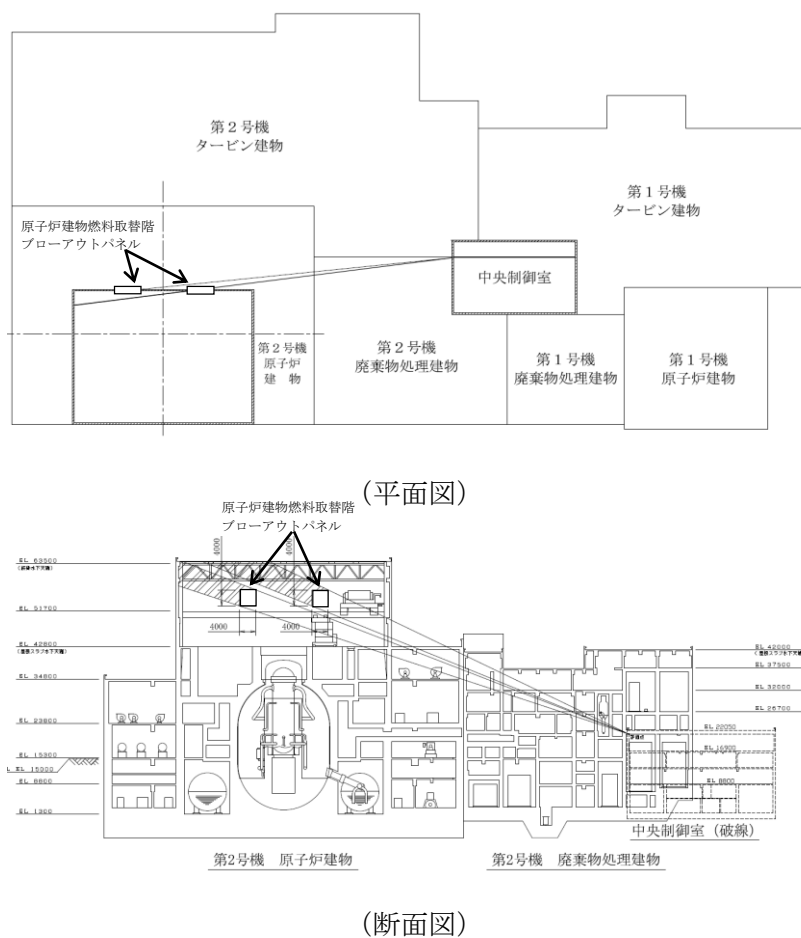


図27-1 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルと中央制御室との位置関係

28. 中央制御室に保管する飲食料等について

中央制御室に保管する飲食料等の数量とその考え方については、表 28-1 に示すとおりである。

表 28-1 中央制御室に保管する飲食料等

品名	配備数* ¹
飲食料	
・食料	210 食* ²
・飲料水(1.5 リットル)	140 本* ³
簡易トイレ	1 式
安定よう素剤	160 錠* ⁴

注記*1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

*2：10 名（1，2 号機運転員 9 名＋余裕，以下同様）×7 日×3 食

*3：10 名×7 日×2 本

*4：10 名×8 錠（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／日×6 日）×2 交替

なお、中央制御室待避室に待避する場合は、表 28-1 に示す飲食料等から必要数*を中央制御室待避室内に持ち込む運用を想定している。

注記*：食料 5 食，飲料水 5 本，簡易トイレ 1 式

29. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性評価（以下「居住性評価」という）においては、原子炉一次遮蔽が十分なコンクリート厚さを有しているため、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線の影響は無視できるほど小さく考慮していない。ここでは、重大事故等時の原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による原子炉一次遮蔽の温度上昇を考慮した原子炉一次遮蔽の熱除去の評価を行い、原子炉一次遮蔽の遮蔽機能上問題ないことを確認する。

熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体の温度上昇を計算する。評価に当たっては、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下となることを確認する。

29.1 ガンマ線発熱量の評価

想定事象としては、居住性評価に用いている「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて格納容器フィルタベント系を用いて事象収束する場合とし、ガンマ線による発熱量評価の対象線源は原子炉格納容器内の放射性物質及び原子炉棟内に放出された放射性物質とする。

評価に用いる放射能濃度は、居住性評価の評価期間である 7 日間の放射能濃度分布を基に設定する。放射能濃度を基に算出したガンマ線線源強度を表 29-1 に示す。また、QAD-CGGP2R コードを使用し、対象線源からの吸収線量を評価する。原子炉建物及び原子炉格納容器の立面図を図 29-1、原子炉一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点を図 29-2 に示す。

なお、原子炉格納容器内及び原子炉棟内の配管、支持構造物等による自己遮蔽効果については保守的に考慮しない。

29.2 温度上昇の計算方法

29.1 により得られたガンマ線吸収線量の分布を用いた原子炉一次遮蔽内部発熱、原子炉一次遮蔽表面（ライナプレート）の熱伝達率及びコンクリートの熱伝導率を用いて、原子炉一次遮蔽内部の温度分布を求める。温度分布の計算には以下の熱伝導方程式を用い、原子炉一次遮蔽内側、外側の境界条件を設定し、収束計算により温度分布を求める。なお、コンクリート密度は 2.14g/cm³、ライナプレート（鋼材）の密度は 7.8g/cm³ を用いる。

$$\lambda \frac{d^2 T}{dx^2} + Q(x) = 0$$

λ : 熱伝導率 (kJ/(cm・h・°C))

$Q(x)$: 原子炉一次遮蔽内側表面からの距離 x における発熱量*1
(kJ/(cm³・h))

また、遮蔽表面の境界条件は次式で与えられる。

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

q : 伝達される熱量 (kJ/(cm²・h))

h : 自然対流熱伝達係数 (kJ/(cm³・h・°C))

Δ t : 遮蔽表面とその周辺の温度差 (°C)

原子炉格納容器表面温度 (最高温度 151°C^{*2}) 及び原子炉棟内雰囲気温度 (最高温度 66°C^{*2}) について保守的に一定温度として境界条件を設定し計算する。
計算した原子炉一次遮蔽内部の温度分布を図 29-3 に示す。

注記*1: Q(x)は、QAD-CGGP2Rコードで計算した距離毎の対象線源からの吸収線量 (kGy/h=kJ/(kg・h)) にコンクリート密度 (2.14×10⁻³kg/cm³) 及び頼なプレート (鋼材) の密度 (7.8×10⁻³kg/cm³) を乗じて発熱量 (kJ/(cm³・h)) を算出し、それを指数関数で近似し設定する。

注記*2: 温度設定の保守性については以下のとおりである。

- ・原子炉格納容器内雰囲気温度として、MAAPより求めたD/Wの7日間の最高壁面温度を設定する。
- ・原子炉棟内雰囲気温度は、重大事故等時の条件による温度評価の結果を包絡する保守的な温度を設定する。
- ・MAAPによる温度評価で熱源として考慮している核分裂生成物の崩壊熱には崩壊に伴い放出されるガンマ線による熱も含んでいる。本評価では、MAAPにより求めた温度を用いて、更にガンマ線による発熱を考慮した評価を実施する。

29.3 まとめ

原子炉一次遮蔽のコンクリート温度は、原子炉一次遮蔽内部でのガンマ線による温度上昇を考慮しても図 29-3 に示すとおり 156°C以下となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告 (1977年, 日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値 177°C以下であることを確認した。

表 29-1 ガンマ線線源強度

エネルギー (MeV)	原子炉格納容器内線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	原子炉棟内線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	6.9×10^6	4.4×10^3
0.025	5.8×10^6	2.4×10^3
0.0375	4.6×10^7	5.1×10^4
0.0575	7.0×10^5	1.2×10^2
0.085	3.9×10^7	4.6×10^4
0.125	5.7×10^5	4.9×10^1
0.225	5.1×10^7	8.7×10^3
0.375	1.7×10^7	3.7×10^3
0.575	5.0×10^7	8.8×10^3
0.85	2.5×10^7	4.6×10^3
1.25	8.2×10^6	1.1×10^3
1.75	1.9×10^6	1.5×10^2
2.25	3.3×10^6	1.6×10^2
2.75	2.0×10^5	5.6×10^0
3.5	6.2×10^3	1.1×10^{-1}
5.0	9.7×10^{-6}	7.0×10^{-11}
7.0	1.1×10^{-6}	8.0×10^{-12}
9.5	1.3×10^{-7}	9.2×10^{-13}

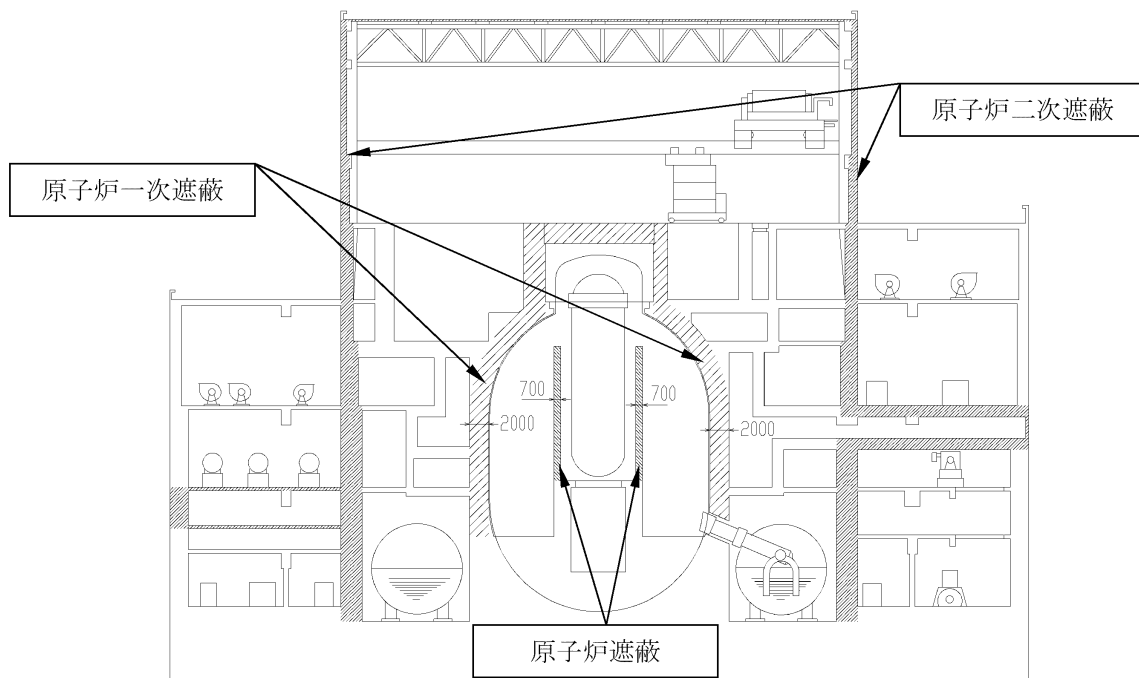


図 29-1 原子炉建物及び原子炉格納容器の立面図

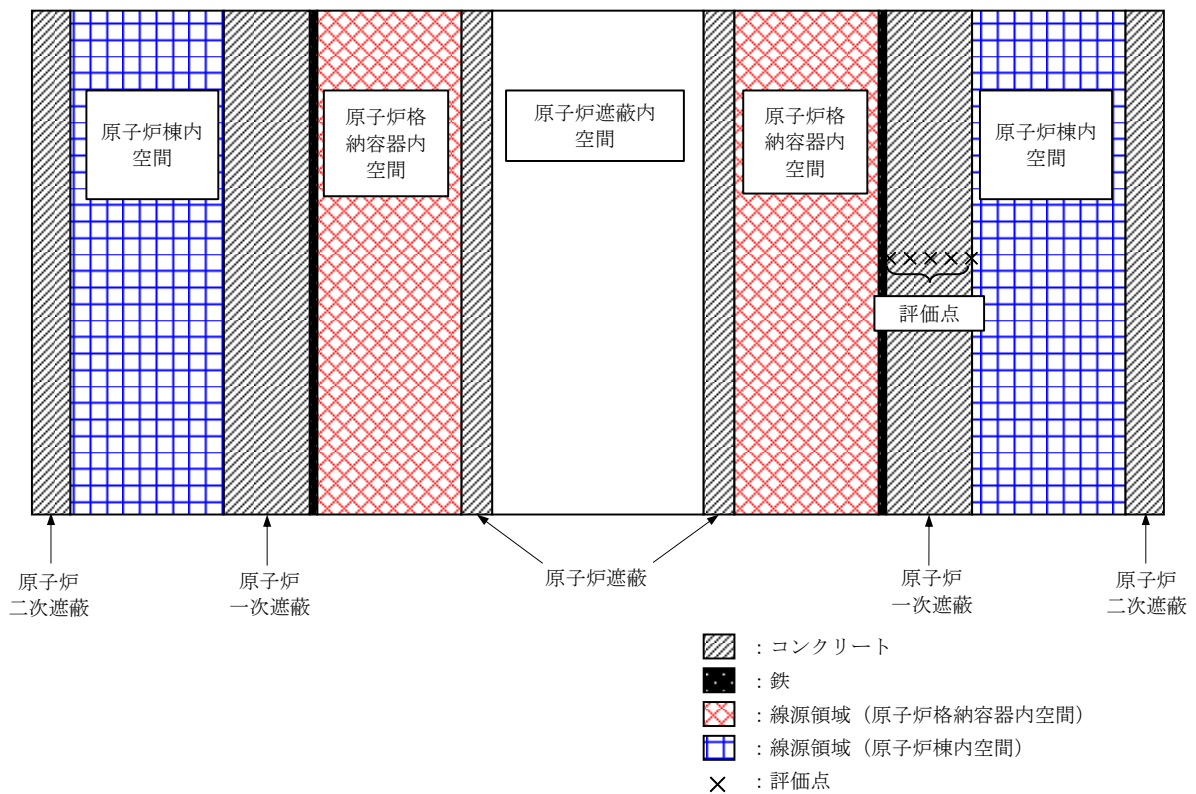


図 29-2 原子炉一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点 (立面図)

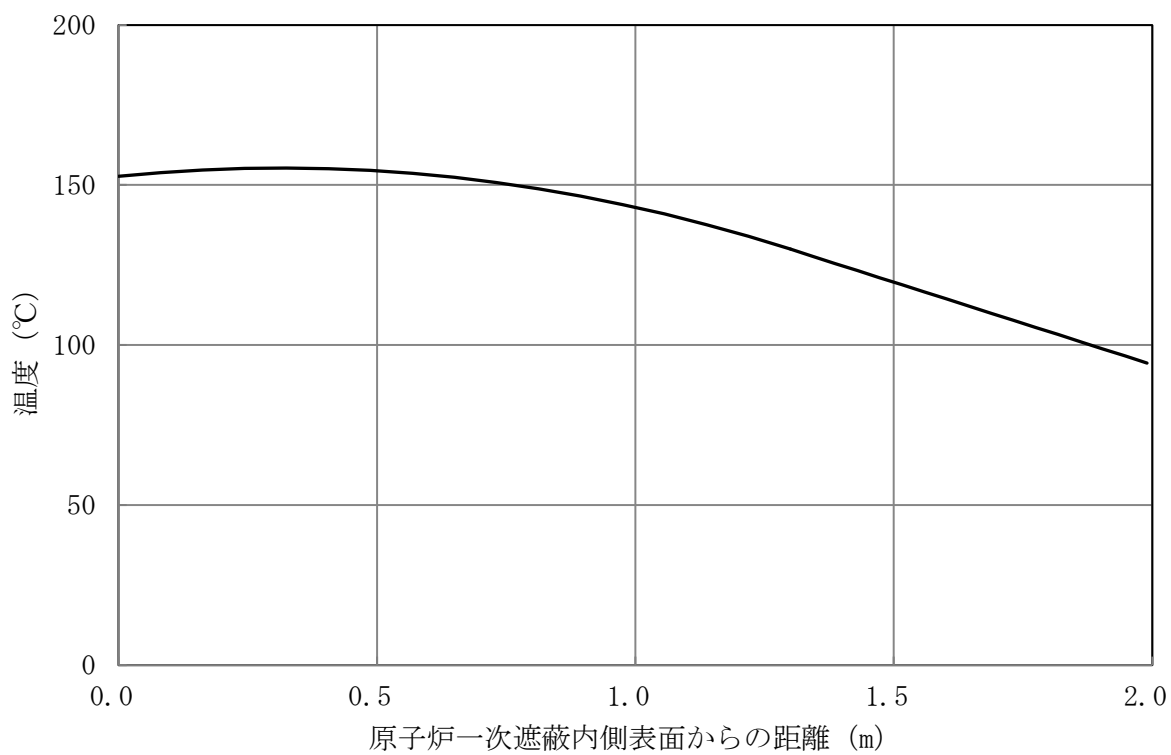


図 29-3 原子炉一次遮蔽内部の温度分布

30. 入退域時の評価点の選定方法について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の入退域時の評価点については、被ばく評価手法（内規）に基づき、建物の出入口を代表評価点とする。*

S A時のアクセスルートのうち、中央制御室の入退域が可能な建物出入口としては、原子炉建物に3か所（出入口A～C）、タービン建物に2か所（出入口D、E）が存在する。建物内への出入口の位置を図30-1に示す。

そのうち、炉心の著しい損傷が発生している状況において、二次格納施設内への直接の出入口となる出入口B及びCについては、被ばく低減の観点から使用は現実的ではない（複数の選択肢が残る中で合理的ではない）ため除外する。

残る3箇所の出入口のうち、被ばく評価上の保守性の観点から、放出源である原子炉建物及びFCVSに最も近い『出入口A（2号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口）』を入退域時の評価点として選定する。

注記*：【被ばく評価手法（内規）抜粋】

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分間滞在するとする。
- 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。

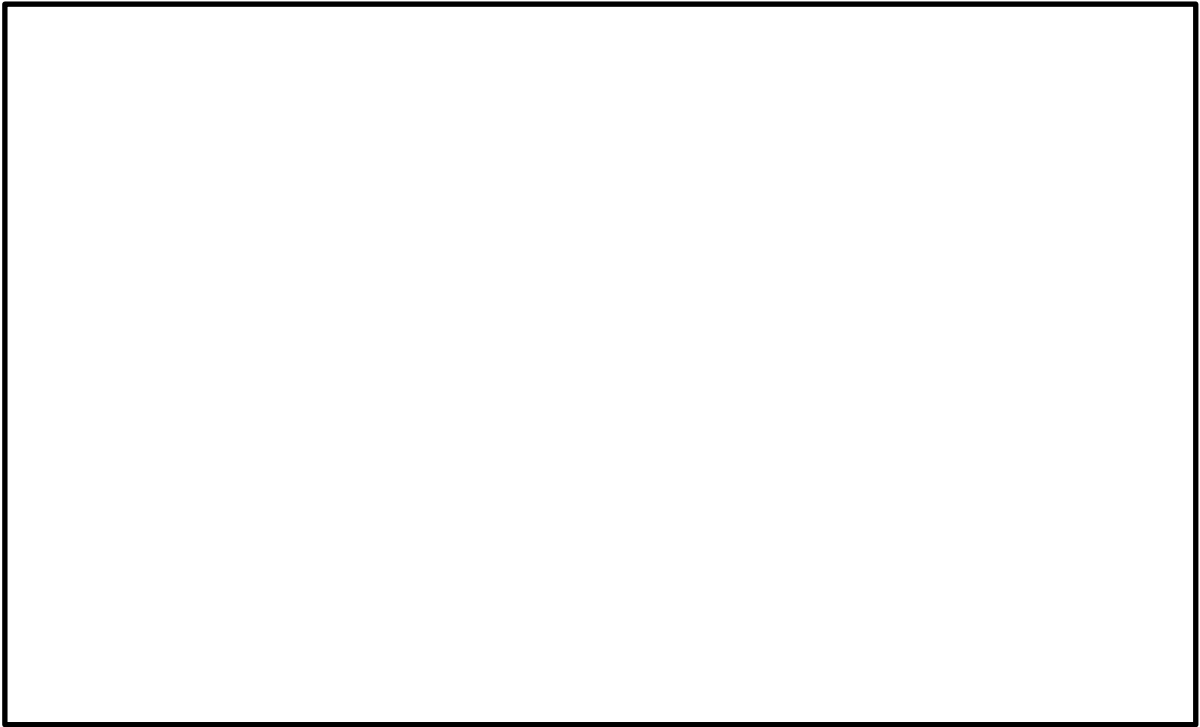


図 30-1 入退域時に使用可能な各建物への出入口 (1/2)

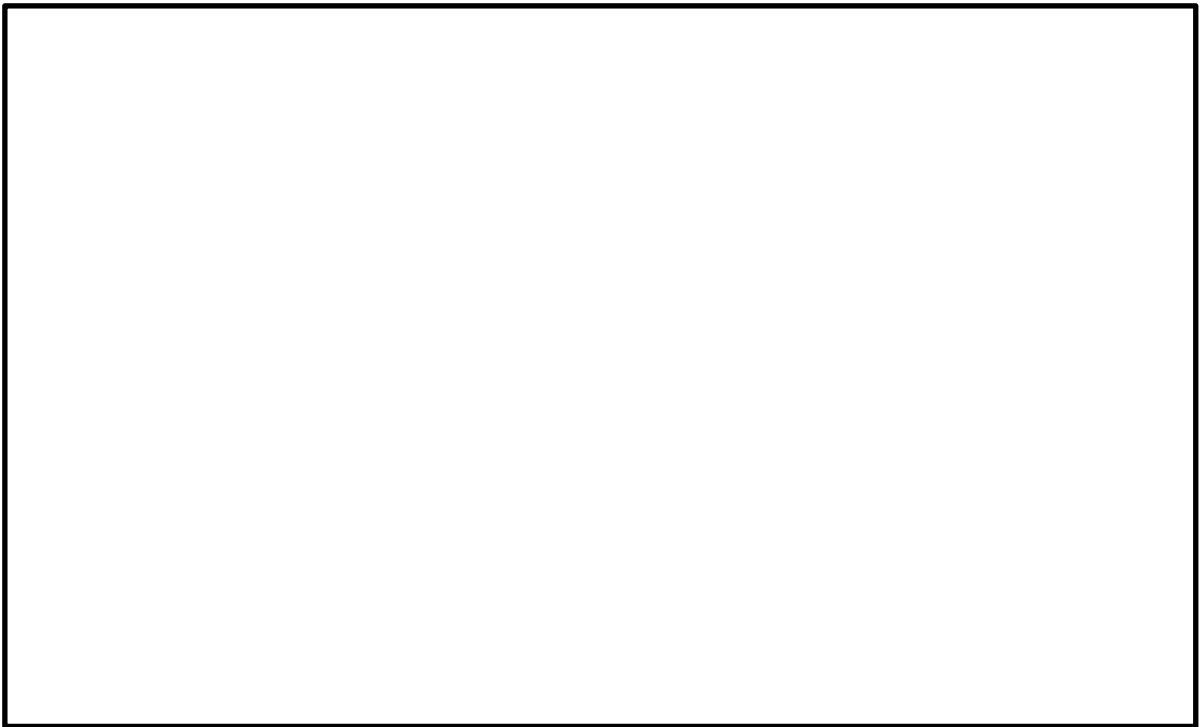


図 30-1 入退域時に使用可能な各建物への出入口 (2/2)

屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）
の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書
に係る補足説明資料

目 次

1. 線源とする配管の距離等について	1
2. 放射能濃度, 線量率評価の詳細について	2
3. 配管サイズ等の仕様表の系統について	8

1. 線源とする配管の距離等について

線源とする配管の距離等について、屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の遮蔽計算モデル作成段階で、以下の前提条件を設定し保守性を確保している。

- ・線源配管と遮蔽壁（線源機器を取り囲む壁，床，天井）内側表面の距離は□mm*とする。
- ・評価点は複数の線源配管の中心軸上の最短距離に設定し，その合計値を評価結果とする。

注記*：配管施工上最低限確保される距離

なお、屋外配管ダクトにおける実際の位置関係は、最も遮蔽壁に近い線源配管（液体廃棄物処理系）であっても配管中心から遮蔽壁まで約410mm（配管表面から約350mm），残りの線源配管についても配管表面から遮蔽壁まで1m以上の距離が確保されているため，十分保守的な評価となっている。

2. 放射能濃度，線量率評価の詳細について

放射能濃度，線量率評価の詳細について以下に示す。

2.1 放射能濃度の詳細について

2.1.1 代表エネルギーの設定について

核分裂生成物及び腐食生成物のガンマ線エネルギーについては，系統毎に代表エネルギーを設定し評価している。系統・機器毎の代表エネルギーを表 2-1 に示す。

2.1.2 機器等の放射能濃度について

屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）内線源の放射能濃度の設定方法について以下に示す。

2.1.2.1 制御棒駆動水圧ポンプ出口より

制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度は，給水系（復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置出口）の放射能濃度と同じとする。給水系の放射能濃度は，復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性物質（核分裂生成物・腐食生成物・希ガスの崩壊によって生じた娘核種）と復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置に蓄積したハロゲンの崩壊によって生じる希ガスを考慮する。

(1) 復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性核種濃度

復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性物質は，復水系の放射能濃度 \square Bq/cm³ より，復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置の除染係数を考慮して下記の式より求める。

$$C = C_i \times \left(\frac{1}{DF} \right)$$

C : 放射能濃度 (Bq/cm³)

C_i : 機器に流入する各核種の放射能濃度 (Bq/cm³)

DF : 復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置の除染係数 (10)

上記の式より，復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性物質濃度は \square Bq/cm³ となる。

(2) ハロゲンの崩壊によって生じる希ガス濃度

復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置に蓄積したハロゲンの崩壊によって生じる希ガスの濃度を下記の式により求める。

$$C = \frac{\xi \cdot \lambda \cdot A_H}{F}$$

ここで，

C : 希ガスの濃度 (Bq/cm³)

λ : 希ガスの崩壊定数 (1/s)

A_H : 復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置内のハロゲンの蓄積量 (Bq)

ξ : ハロゲンから希ガスへの壊変率

F : 流量 (cm³/s)

上記の式より、ハロゲンの崩壊によって生じる希ガス濃度は Bq/cm³ となる。

(3) 制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度

復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置出口の濃度 Bq/cm³ とハロゲンの崩壊によって生じた希ガスの濃度 Bq/cm³ を合計した Bq/cm³ が制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度となる。制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度を表 2-2 に示す。

2.1.2.2 復水貯蔵タンクより

復水貯蔵タンク水の放射能濃度は、以下の式より求める。なお、復水貯蔵タンクへ流入する放射能濃度は、復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置通過後の濃度（ハロゲンからの希ガスを除く）とする。

$$\frac{dN}{dt} = C_N \cdot f - \lambda \cdot N - \beta \cdot N$$

ここで、

C_N : 復水貯蔵タンクに流入する核種の個数 (n/cm³)

f : 流入量 (cm³/s)

λ : 崩壊定数(1/s)

N : 核種の個数(n)

β : f' / V 流出率(1/s)

f' : 流出量 (cm³/s)

V : 貯水量 (cm³)

上記式より、平衡状態 ($t \rightarrow \infty$) の復水貯蔵タンク水の濃度 C (Bq/cm³) を求める。

$$C = \frac{\alpha \cdot f}{f'} \cdot \frac{\beta}{\lambda + \beta}$$
$$= \frac{\alpha \cdot f}{V \cdot \lambda + f'}$$

ここで、

α : 復水貯蔵タンクへの流入濃度 (Bq/cm³)

f : 復水貯蔵タンクへの流入量 (cm³/s)

f' : 復水貯蔵タンクへからの流出量 (cm³/s)

V : 復水貯蔵タンクの貯水量 (cm³)

上記の式より、復水貯蔵タンク水の放射能濃度は Bq/cm³ となる。復水貯蔵タンクの放射能濃度を表 2-3 に示す。

2.1.2.3 液体廃棄物処理系機器ドレンろ過脱塩器出口より

機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度は、機器ドレンタンクの放射能濃度

□ Bq/cm³より下記の式により求める。

$$C = C_i \times \left(\frac{1}{DF} \right)$$

C : 放射能濃度 (Bq/cm³)

C_i : 機器に流入する各核種の放射能濃度 (Bq/cm³)

DF : 機器ドレンろ過脱塩器の除染係数(10)

上記の式より、機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度は □ Bq/cm³となる。
機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度を表 2-4 に示す。

2.1.2.4 液体廃棄物処理系機器ドレン処理水タンクより

機器ドレン処理水タンク出口の放射能濃度は、機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度 □ Bq/cm³より下記の式により求める。

$$C = C_i \times \left(\frac{1}{DF} \right)$$

C : 放射能濃度 (Bq/cm³)

C_i : 機器に流入する各核種の放射能濃度 (Bq/cm³)

DF : 機器ドレン脱塩器の除染係数(10)

上記の式より、機器ドレン処理水タンク出口の放射能濃度は □ Bq/cm³となる。
機器ドレン処理水タンクの放射能濃度を表 2-5 に示す。

2.2 線量率評価の詳細について

屋外配管ダクト(ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物)の系統及び配管毎の詳細な線量率結果を表 2-6 に示す。

線量率評価は、線源配管毎に「1. 線源とする配管の距離等について」で示した方針に基づき設定した遮蔽計算モデルにおいて、「2.1 放射能濃度の詳細について」で説明した代表エネルギーと放射能濃度を使用して算出し、結果を足し合わせて評価する。

また、評価では遮蔽計算コード QAD-CGGP2R を用いる。計算モデル及び使用した配管の仕様等については「3. 配管サイズ等の仕様表の系統について」の図 3-1 に示す。

表 2-1 系統・機器毎の代表エネルギー

代表エネルギー	該当する系統, 機器
□ MeV	希ガスホールドアップ塔下流側
□ MeV	給水 (復水脱塩器下流側) 制御棒駆動系 (制御棒駆動水圧系)
□ MeV	炉水 (ろ過脱塩器上流側) 希ガスホールドアップ塔
□ MeV	復水系 希ガスホールドアップ塔上流側
□ MeV	上記以外の系統, 機器

表 2-2 放射能濃度 (制御棒駆動水圧ポンプ出口より)

単位: Bq/cm³

核分裂生成物				腐食生成物		希ガスの娘核種		ハロゲンからの希ガス			
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度		
I-131	□	Sr-89	□	Zr-95	□	Na-24	□	Rb-87	□	Xe-131m	□
I-132	□	Sr-90	□	Zr-97	□	P-32	□	Rb-88	□	Xe-133m	□
I-133	□	Sr-91	□	Nb-95	□	Cr-51	□	Rb-89	□	Xe-133	□
I-134m	□	Sr-92	□	Ru-103	□	Mn-54	□	Rb-90	□	Xe-135m	□
I-134	□	Mo-99	□	Ru-106	□	Mn-56	□	Sr-91	□	Xe-135	□
I-135	□	Tc-99m	□	Ce-141	□	Fe-55	□	Rb-92	□	Xe-137	□
I-136m	□	Tc-101	□	Ce-143	□	Fe-59	□	Sr-93	□	Xe-138	□
I-136	□	Te-129m	□	Ce-144	□	Co-58	□	Rb-94	□	Kr-83m	□
I-137	□	Te-132	□	Pr-143	□	Co-60	□	Cs-135	□	Kr-85m	□
I-138	□	Cs-134	□	Nd-147	□	Ni-63	□	Cs-137	□	Kr-87	□
Br-83	□	Cs-136	□			Ni-65	□	Cs-138	□	Kr-88	□
Br-84m	□	Cs-137	□			Cu-64	□	Cs-139	□		
Br-84	□	Cs-138	□			Zn-65	□	Cs-140	□		
Br-85	□	Ba-139	□			Zn-69m	□	Ba-141	□		
Br-86	□	Ba-140	□			Ag-110m	□	La-143	□		
Br-87	□	Ba-141	□			W-187	□				
Br-88	□	Ba-142	□								
		Np-239	□								
小計	□		□			小計	□	小計	□		
中計					□					小計	□
合計					□						□

表 2-3 放射能濃度（復水貯蔵タンクより）

単位：Bq/cm³

核分裂生成物				腐食生成物							
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度				
I-131		Sr-89		Zr-95		Na-24					
I-132		Sr-90		Zr-97		P-32					
I-133		Sr-91		Nb-95		Cr-51					
I-134m		Sr-92		Ru-103		Mn-54					
I-134		Mo-99		Ru-106		Mn-56					
I-135		Tc-99m		Ce-141		Fe-55					
I-136m		Tc-101		Ce-143		Fe-59					
I-136		Te-129m		Ce-144		Co-58					
I-137		Te-132		Pr-143		Co-60					
I-138		Cs-134		Nd-147		Ni-63					
Br-83		Cs-136				Ni-65					
Br-84m		Cs-137				Cu-64					
Br-84		Cs-138				Zn-65					
Br-85		Ba-139				Zn-69m					
Br-86		Ba-140				Ag-110m					
Br-87		Ba-141				W-187					
Br-88		Ba-142									
		Np-239									
小計								小計			
合計											

表 2-4 放射能濃度（液体廃棄物処理系機器ドレンろ過脱塩器より）

単位：Bq/cm³

核分裂生成物				腐食生成物							
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度				
I-131		Sr-89		Zr-95		Na-24					
I-132		Sr-90		Zr-97		P-32					
I-133		Sr-91		Nb-95		Cr-51					
I-134m		Sr-92		Ru-103		Mn-54					
I-134		Mo-99		Ru-106		Mn-56					
I-135		Tc-99m		Ce-141		Fe-55					
I-136m		Tc-101		Ce-143		Fe-59					
I-136		Te-129m		Ce-144		Co-58					
I-137		Te-132		Pr-143		Co-60					
I-138		Cs-134		Nd-147		Ni-63					
Br-83		Cs-136				Ni-65					
Br-84m		Cs-137				Cu-64					
Br-84		Cs-138				Zn-65					
Br-85		Ba-139				Zn-69m					
Br-86		Ba-140				Ag-110m					
Br-87		Ba-141				W-187					
Br-88		Ba-142									
		Np-239									
小計								小計			
合計											

表 2-5 放射能濃度（液体廃棄物処理系機器ドレン処理水タンクより）

単位：Bq/cm³

核分裂生成物				腐食生成物							
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度				
I-131		Sr-89		Zr-95		Na-24					
I-132		Sr-90		Zr-97		P-32					
I-133		Sr-91		Nb-95		Cr-51					
I-134m		Sr-92		Ru-103		Mn-54					
I-134		Mo-99		Ru-106		Mn-56					
I-135		Tc-99m		Ce-141		Fe-55					
I-136m		Tc-101		Ce-143		Fe-59					
I-136		Te-129m		Ce-144		Co-58					
I-137		Te-132		Pr-143		Co-60					
I-138		Cs-134		Nd-147		Ni-63					
Br-83		Cs-136				Ni-65					
Br-84m		Cs-137				Cu-64					
Br-84		Cs-138				Zn-65					
Br-85		Ba-139				Zn-69m					
Br-86		Ba-140				Ag-110m					
Br-87		Ba-141				W-187					
Br-88		Ba-142									
		Np-239									
小計								小計			
合計											

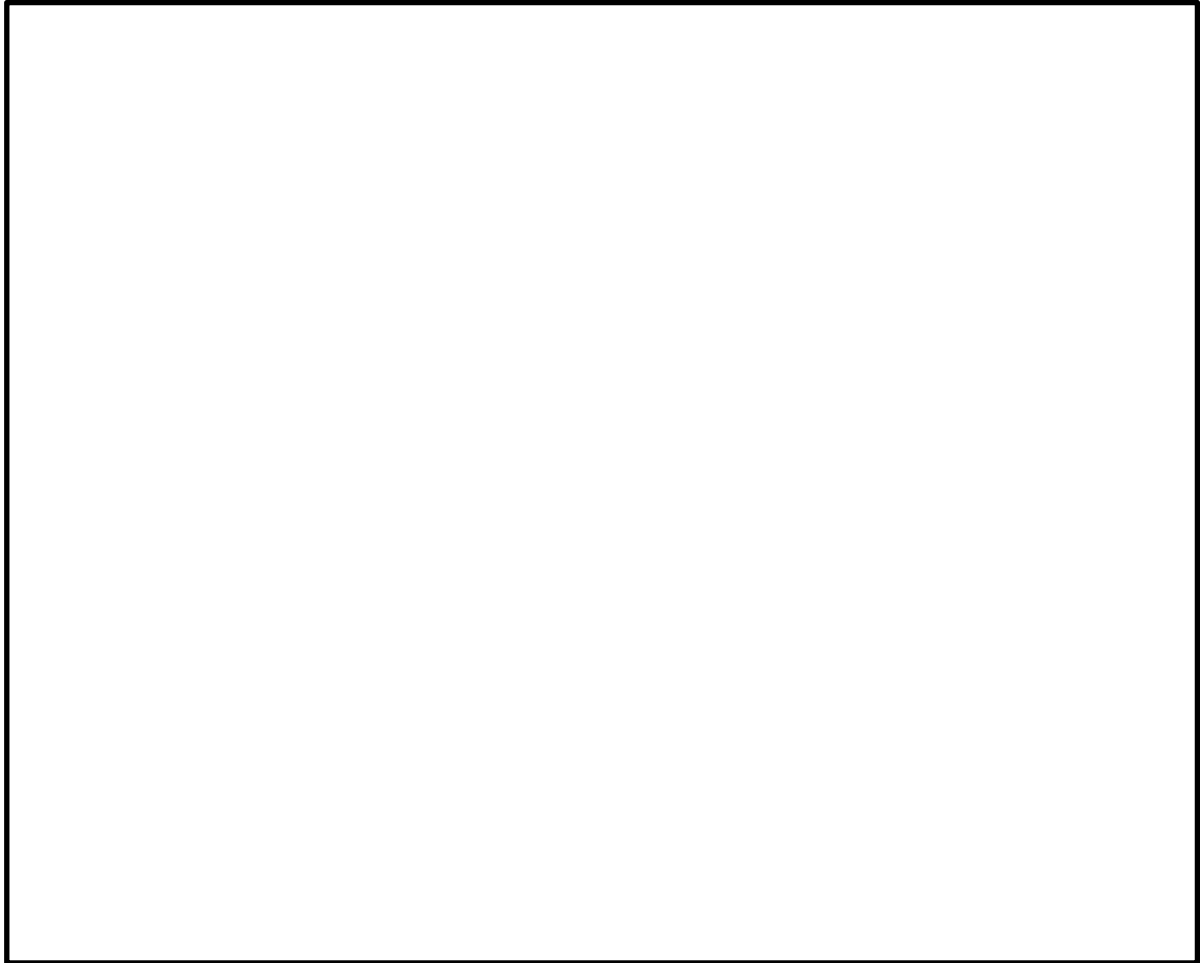
表 2-6 屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の線量率結果

系 統	接 続	放射能濃度 (Bq/cm ³)	配管サイズ	本数	壁厚 (mm)	線量率 (mSv/h)	
制御棒駆動系 (制御棒駆動水圧系)	制御棒駆動水圧ポンプ出口より			1		2.6E-06	
	復水貯蔵タンクより			1		2.1E-06	
高圧炉心スプレイ系	復水貯蔵タンクより			1		8.0E-06	
				1		4.1E-06	
原子炉隔離時冷却系	復水貯蔵タンクより			1			2.1E-06
復水輸送系	復水貯蔵タンクより			1		2.1E-06	
				1		3.9E-07	
液体廃棄物処理系	液体廃棄物処理系機器ドレンろ過脱塩器より			1		1.1E-05	
	液体廃棄物処理系機器ドレン処理水タンクより			1		1.1E-06	
合計							3.3E-05

3. 配管サイズ等の仕様表の系統について

配管サイズ等の仕様表について，系統名称を追加した計算モデル図を図 3-1 に示す。

配管（線源：屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の配管）
 （円筒モデル）



系統	配管サイズ	本数	半径(r)	肉厚(t)
制御棒駆動系 (制御棒駆動水圧系)		1 本		
		1 本		
高圧炉心スプレイ系		1 本		
		1 本		
原子炉隔離時冷却系		1 本		
復水輸送系		1 本		
		1 本		
液体廃棄物処理系		2 本		

注：特記なき寸法は公称値を示す。

図3-1 屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の計算モデル図