

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-010 改9
提出年月日	2020年10月12日

工事計画に係る説明資料（放射線管理施設）

2020年10月

東京電力ホールディングス株式会社

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.	添付書類名称	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再循環運転の考慮について	
		4. 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. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価におけるコンクリート厚さの施工誤差の影響について	
		6. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	
		7. 審査ガイドへの適合状況	
		8. 空気流入率測定試験結果について	
		9. 事象選定の考え方について	
		10. 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧達成時間について	

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
		11. 実効放出継続時間の設定について	
		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	
		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MAAP解析での評価の比較について	
		20. 中央制御室待避室の陽圧化時間の設定根拠について	
		21. 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量について	
		22. 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ内放射性物質からのガンマ線による被	

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
		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 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. フィルタベント遮蔽壁及び二次遮蔽壁における入射線量の設定方法について 29. 重大事故等時の一次遮蔽壁の熱除去の評価について 30. 中央制御室に保管する飲食料等について 31. 中央制御室待避室の遮蔽設計見直しについて	
4	人が常時勤務し，又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書に係る補足説明資料	1. 線量率区分の変更箇所について 2. 線量率区分の変更における変更の根拠（線量評価）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
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	DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	資料の一部を引用
	DB	第31条	監視設備	資料を概ね引用
	SA	第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	資料の一部を引用
	SA	第58条	計装設備	資料の一部を引用
	SA	第60条	監視測定設備	資料を概ね引用
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
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	—	—	—	—

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 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W), (S/C)	1
1.2 フィルタ装置出口放射線モニタ	4
1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ	6
2. エリアモニタリング設備	8
2.1 可搬型エリアモニタ	8
2.1.1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について	8
2.1.2 可搬型エリアモニタの設備の概要	13
2.2 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) 及び 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	14
2.2.1 想定事故	16
2.2.2 有効性評価における水位及び線量当量率について	17
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要因により 当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合における線量当量率	19
3. 固定式周辺モニタリング設備	29
3.1 モニタリングポスト	29
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	29
3.1.2 モニタリングポストの電源	31
3.1.3 モニタリングポストの伝送	33
4. 移動式周辺モニタリング設備	34
4.1 可搬型モニタリングポスト	34
4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置	34
4.1.2 放射能放出率の算出	37
4.1.3 可搬型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 可搬型気象観測装置	45

1. プロセスモニタリング設備

1.1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W), (S/C) ≪DB/SA 兼用≫

格納容器内雰囲気放射線モニタは、(D/W) を 2 個、(S/C) をそれぞれ 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。

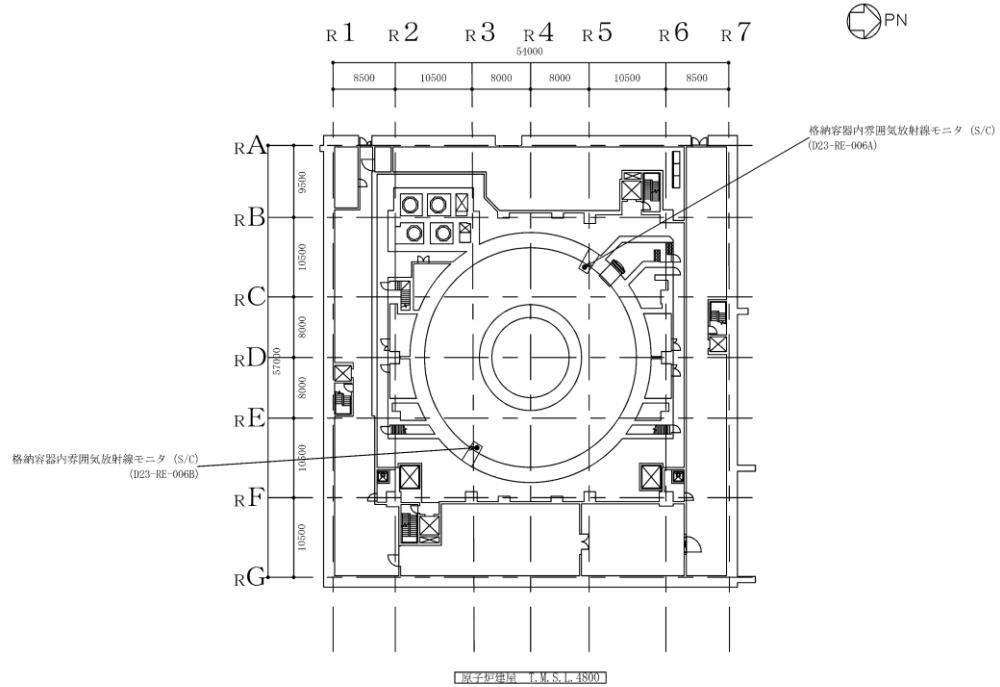
格納容器内雰囲気放射線モニタは、非常用直流電源設備又は計測制御用電源設備から給電する。外部電源が喪失した場合には、非常用所内電源系である非常用ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能である。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

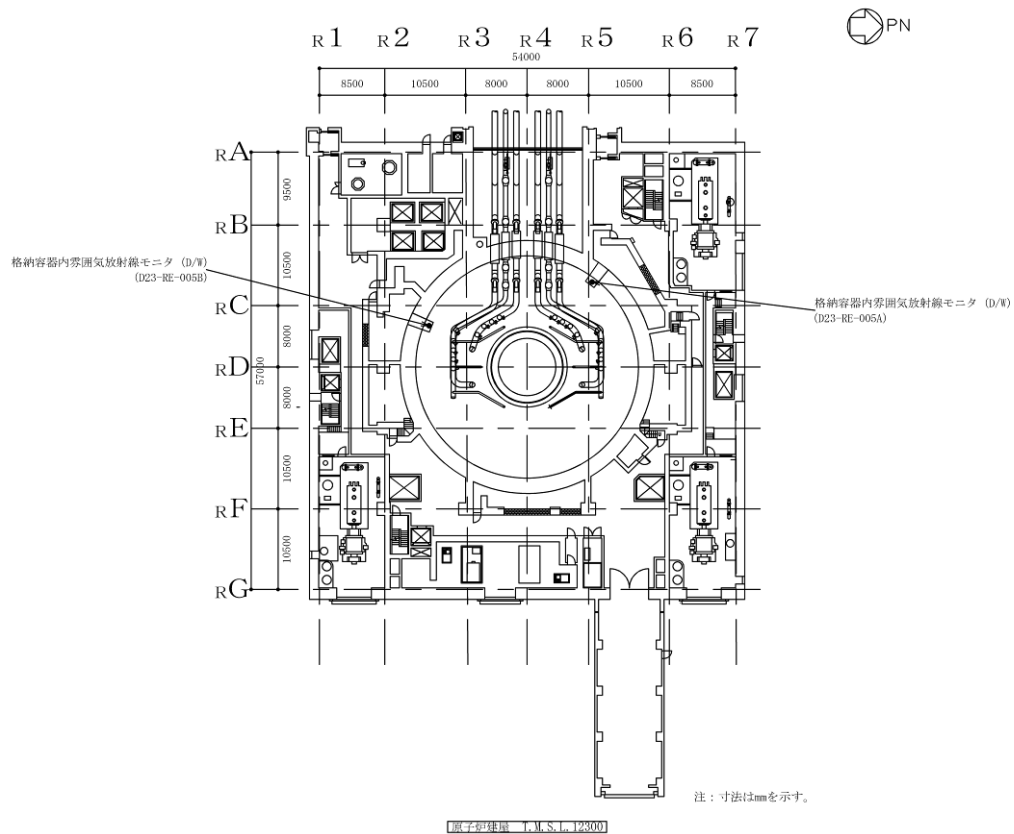
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針（放射能障壁の健全性の把握）*」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 10^5 Sv/h と定められている。

【格納容器内雰囲気放射線モニタの配置図】

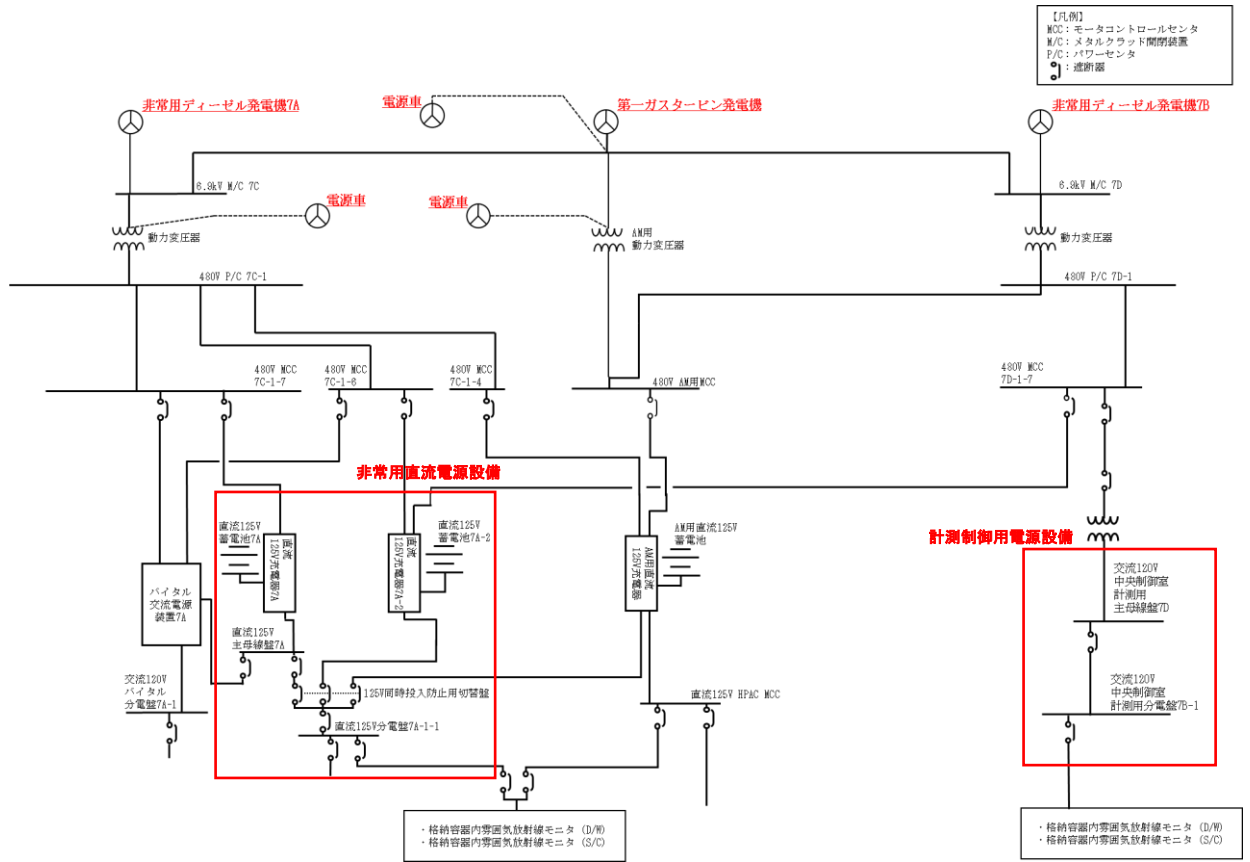


注：寸法はmmを示す。



注：寸法はmmを示す。

【格納容器内雰囲気放射線モニタの電源構成概略図】



1.2 フィルタ装置出口放射線モニタ 《SA》

フィルタ装置出口放射線モニタは、常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 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
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率*1（約 7×10^4 mSv/h*2）を計測できる範囲として設定する。

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。

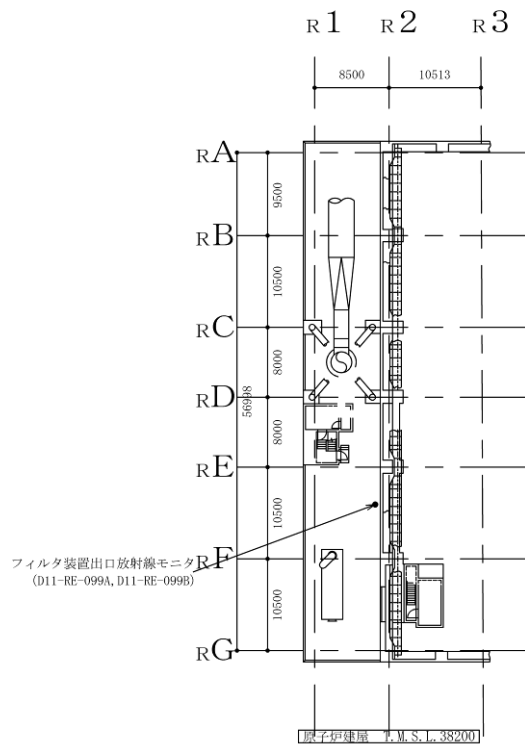
*2：EP まとめ資料【50 条】別添資料-1 を参照し、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率は、以下の保守的な条件で算出される。

- ・ 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る。
- ・ 格納容器ベントの開始時間は、原子炉停止から 1 時間後とする。
- ・ フィルタ装置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。

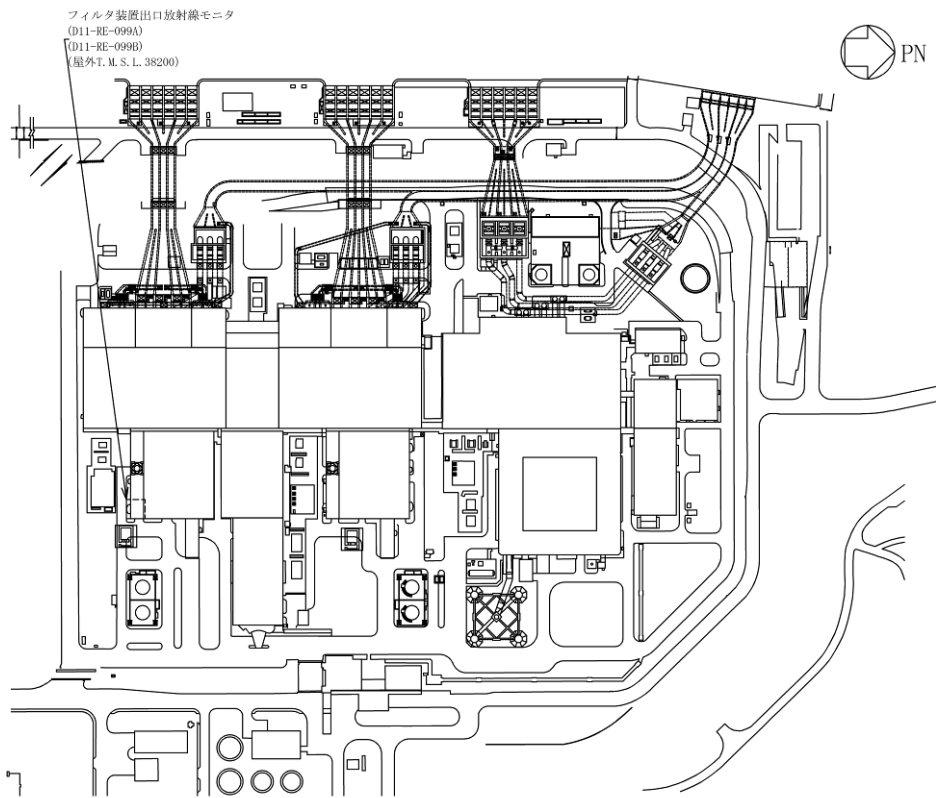
また、「1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ」で記載している排気ラインの最大線量当量率の値と差異が生じる主な理由は、以下二点となる。

- ・ 計測対象の配管径が異なる（フィルタ装置出口配管：500A，耐圧強化ベント系配管：300A）
- ・ 配管からモニタ設置位置までの距離が異なる（フィルタ装置出口放射線モニタ：30cm，耐圧強化ベント系放射線モニタ：25cm）

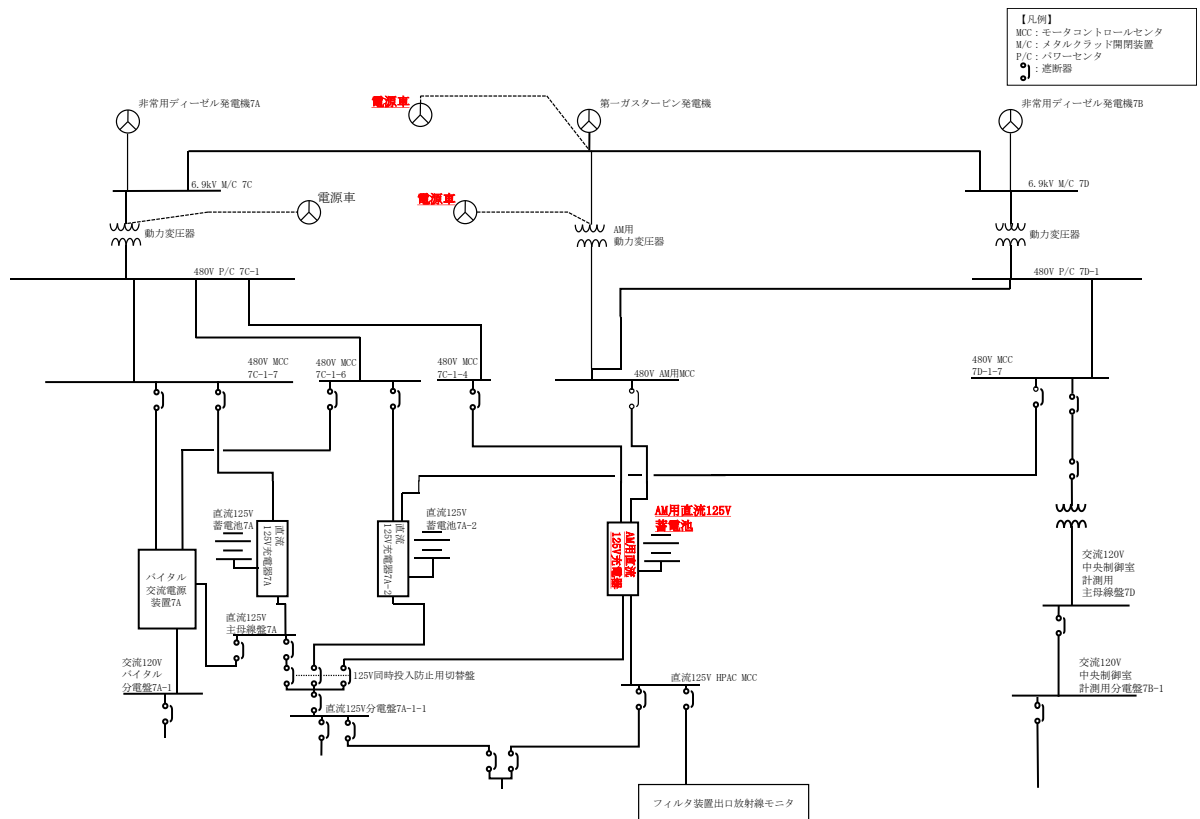
【フィルタ装置出口放射線モニタの配置図】



注：寸法はmmを示す。



【フィルタ装置出口放射線モニタの電源構成概略図】



1.3 耐圧強化ベント系放射線モニタ 《SA》

耐圧強化ベント系放射線モニタは、常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 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】

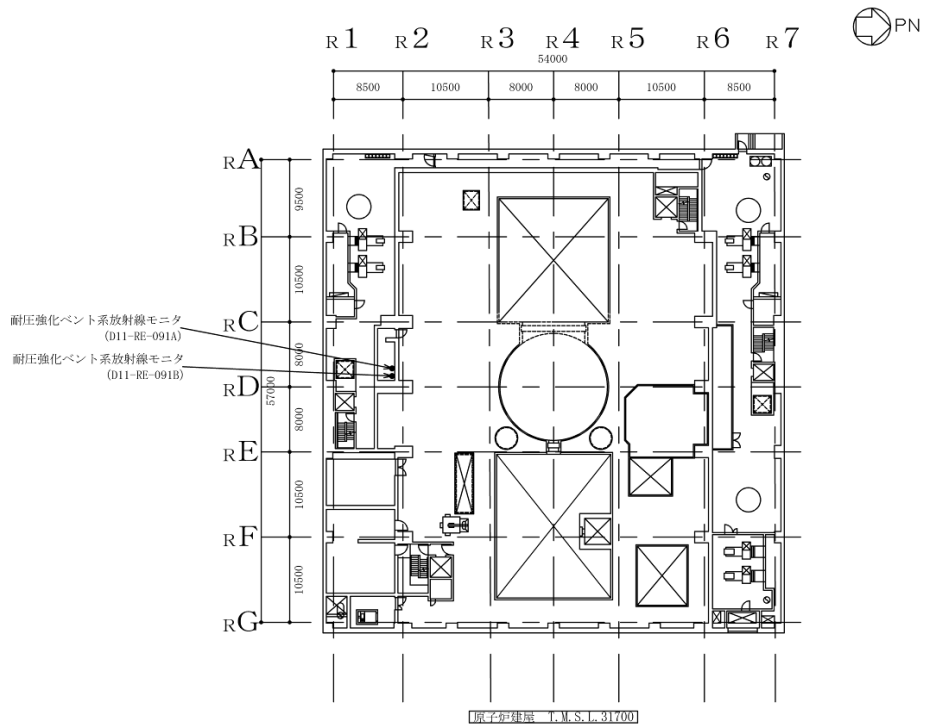
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	耐圧強化ベント使用時（炉心損傷している場合）に、想定される排気ラインの最大線量当量率*1（約 4×10^4 mSv/h*2）を計測できる範囲として設定する。

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。

*2：EP まとめ資料【50条】別添資料-1を参照し、想定される排気ラインの最大線量当量率は、以下の保守的な条件で算出される。

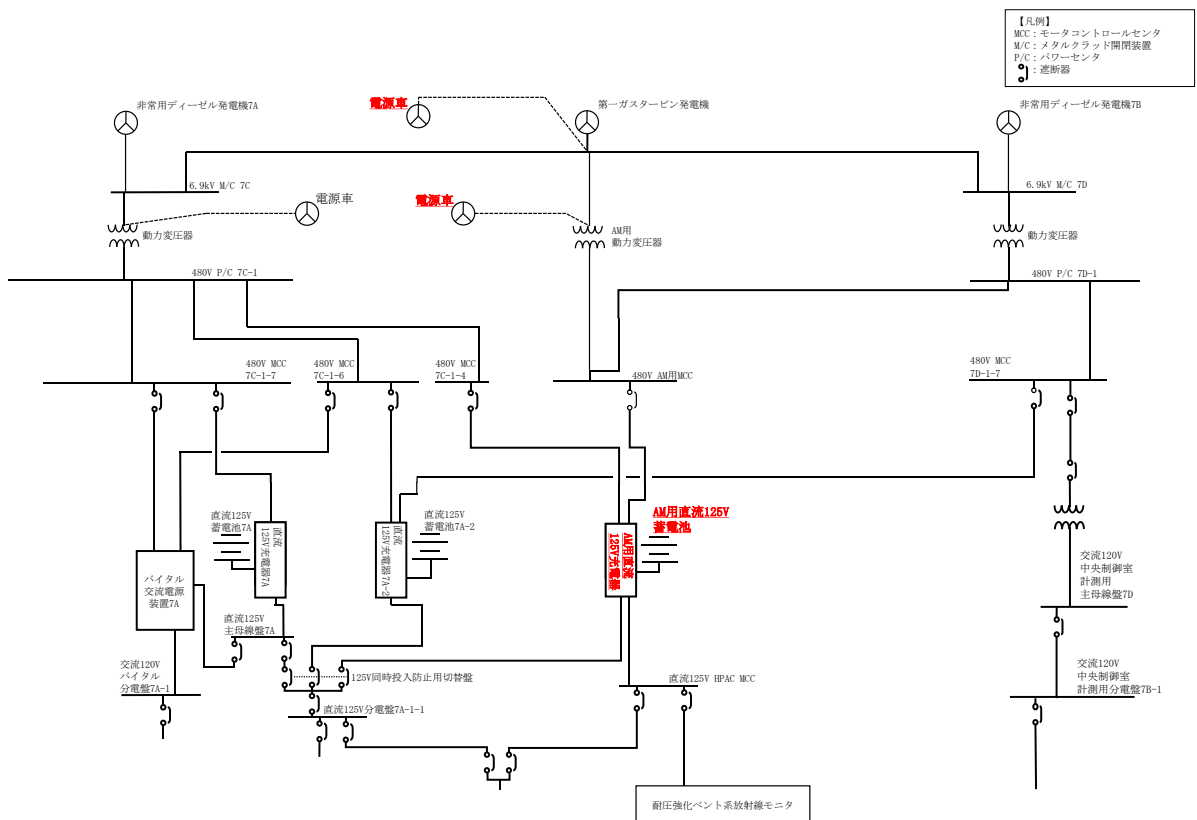
- ・ 炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる「炉心状態が平衡状態（サイクル末期）」に発生し、原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し、均一に拡散したものとする。
- ・ 耐圧強化ベントの開始時間は、原子炉停止から1時間後とする。
- ・ 耐圧強化ベント系配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等とする。

【耐圧強化ベント系放射線モニタの配置図】



注：寸法はmmを示す。

【耐圧強化ベント系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 可搬型エリアモニタ

2.1.1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置に係る判断基準の検討について

(1) 判断基準に係る検討

放射性雲放出後における5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の陽圧化装置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、5号機原子炉建屋内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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所陽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

可搬型モニタリングポスト	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍の屋外に設置し、線量当量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
可搬型エリアモニタ	5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、線量当量率の測定により放射性雲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出来る。
モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト（5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に設置するものを除く）	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍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放射性雲の通過を把握することができる。
可搬型気象観測設備（風向等）	放射性雲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、放射性雲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 陽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陽圧化装置による陽圧化に係る準備	炉心が損傷し、放射性物質が大気に放出される可能性がある場合	—	監視パラメータとは別に中央制御室から炉心損傷判断の連絡があった場合	—
			格納容器内雰囲気放射線モニタ	格納容器内雰囲気放射線モニタで格納容器内の線量当量率が、設計基準事故相当の線量当量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に、原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。	—
			原子炉圧力容器温度		—
使用開始	5号機原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化装置にて陽圧化	放射性雲放出・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	—
			可搬型モニタリングポスト	約20mGy/h以上	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。
			可搬型エリアモニタ	約0.5mGy/h以上	

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
停止	陽圧化装置による陽圧化の停止（可搬型陽圧化空調機による陽圧化への切替え）	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリングポストの指示値低下 ・放射性雲の放出が収束 	可搬型モニタリングポスト	約 0.2mGy/h 以下* ¹	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。
			フィルタ装置出口放射線モニタ	約 3.2mSv/h 以下* ²	

注記*1：柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号機 設置許可申請時資料 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照。

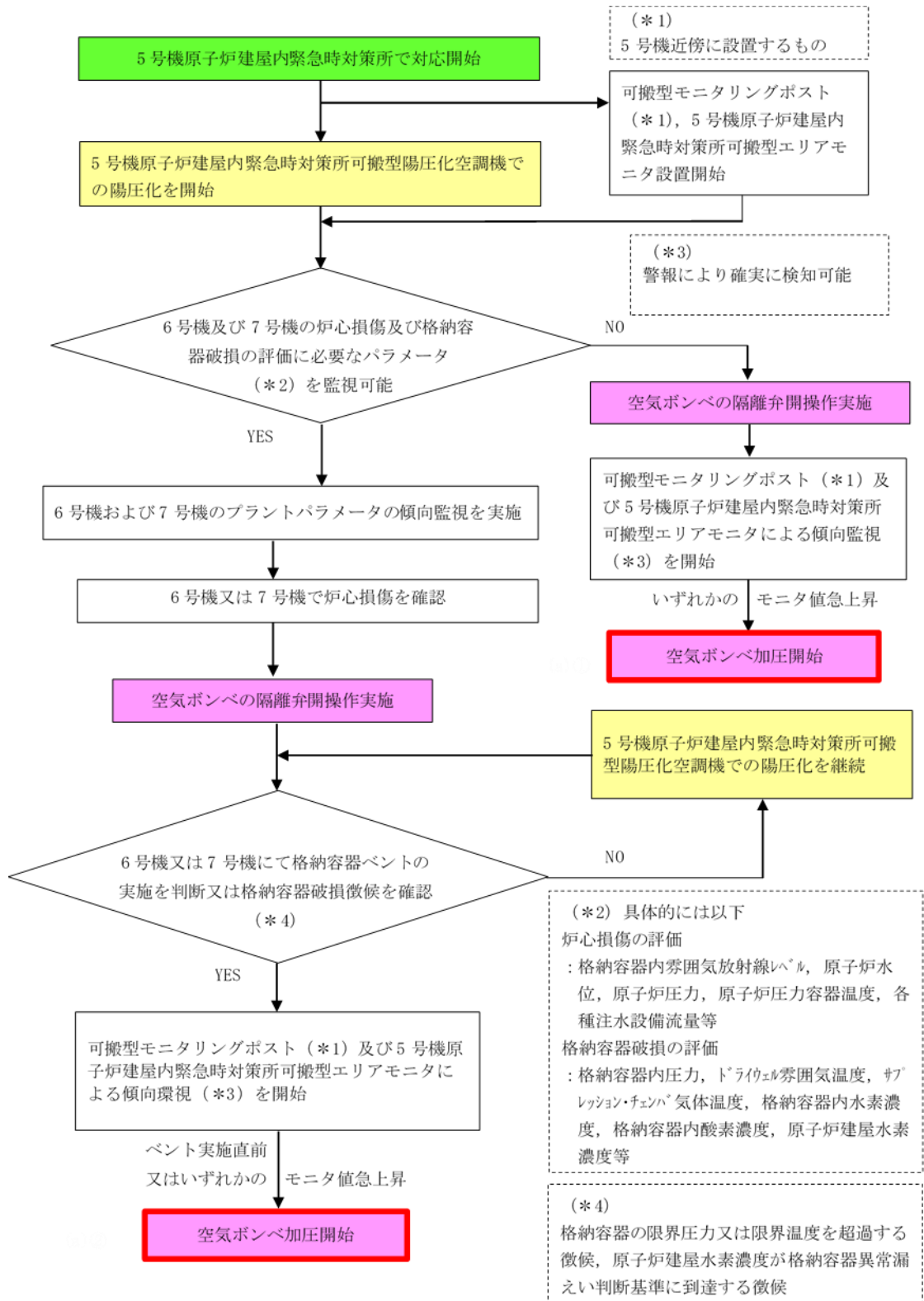
*2：「工事計画に係る説明資料（原子炉格納施設） 資料4 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書に係る補足説明資料（格納容器圧力逃がし装置的设计）」参照。

② 判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリングポスト	約 20mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ 陽圧化装置による陽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 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所周辺に放射性雲が通過した場合、5 号機原子炉建屋内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 20mGy/h を設定する。 ・ 原子炉格納容器が健全の場合において、5 号機原子炉建屋付近の線量当量率は最大でも約 10mSv/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放射性雲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。
可搬型エリアモニタ	約 0.5mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型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、陽圧化装置による陽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放射性雲通過前の 5 号機原子炉建屋付近の線量当量率は最大でも約 10mSv/h* であり、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線、放射性雲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、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽により減衰され、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) 及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 内は十分低い線量当量率となっているため、放射性雲通過時の線量当量率の上昇を確実に判断できる。

注記* : 「工事計画に係る説明資料 (その他発電用原子炉の附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。

○加圧判断フロー*



注記*：柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号機 設置許可申請時資料 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」より抜粋

2.1.2 可搬型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
可搬型エリアモニタ	半導体	0.001～99.99 mSv/h	計測範囲 内で可変	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所 (T.M.S.L.27800mm)	2台 (予備1台)

(2) 可搬型エリアモニタの仕様

項目	内容
電源	乾電池（単一×4本） 約300時間の測定が可能
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 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ） 《SA》

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）は、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

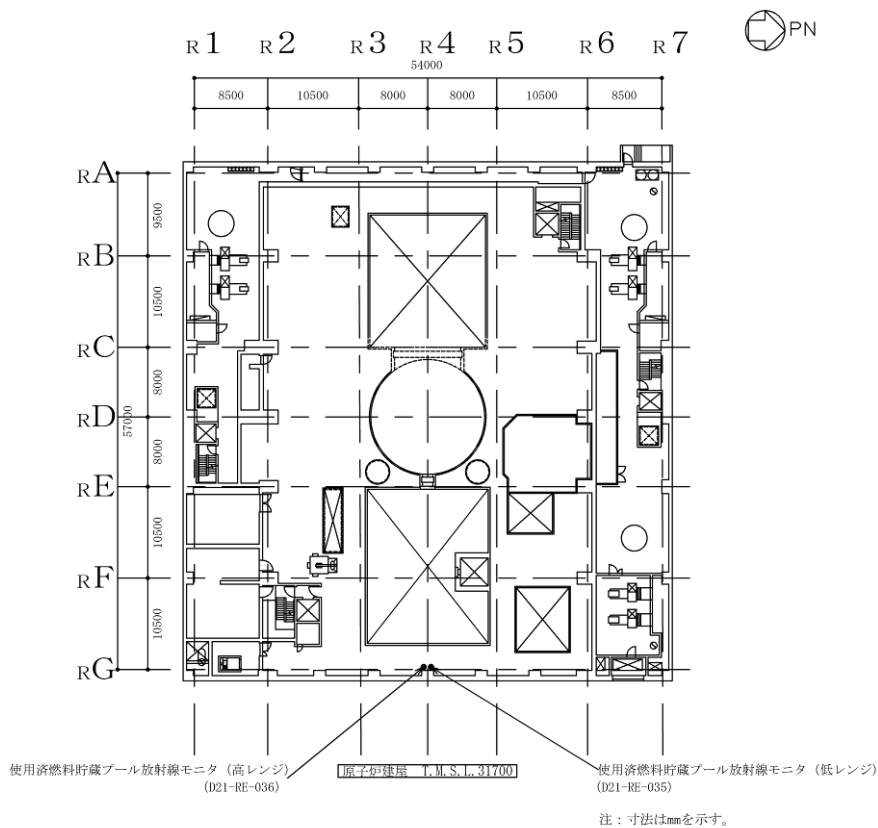
【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（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。
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）	$10 \sim 10^8$ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（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。

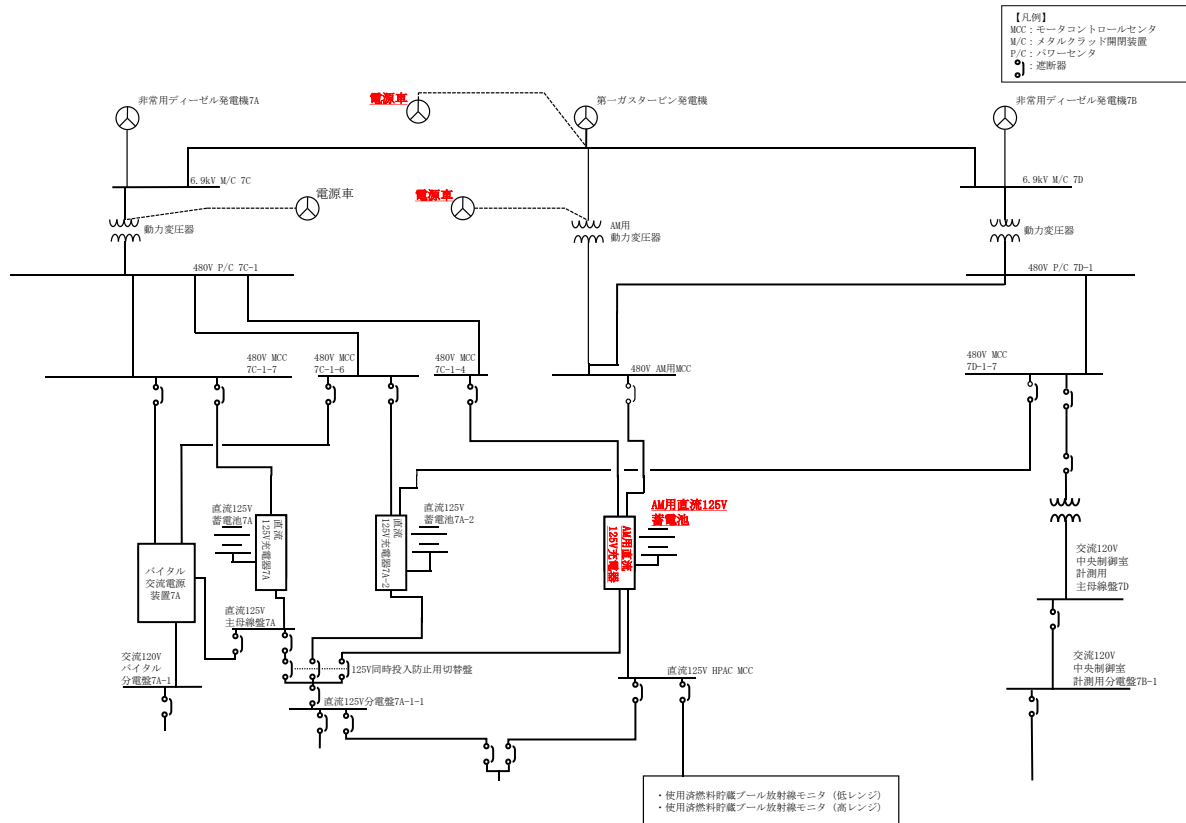
注記*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。

*2：重大事故等時における使用済燃料貯蔵プール水位の変動に伴う線量当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当量率について」、「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要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合における線量当量率」に示し、重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）により測定可能であることを確認した。

【使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの配置図】



【使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの電源構成概略図】



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 条及び 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内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当量率について

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、原子炉建屋オペレーションフロアでの重大事故等対応要因による使用済燃料貯蔵プールへの注水準備操作時の基準線量当量率（10mSv/h）を超えない水位として、通常水位より約2.1m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）からの線量当量率を求める際に設定する評価点は、重大事故等時に原子炉建屋オペレーティングフロアでの操作の可能性がある作業箇所を想定した点としている。

計算モデルの評価点は、評価点と線源との最短距離に等しい距離で各線源の真上に置いている。

線源毎の評価点における、使用済燃料貯蔵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-CGGP2R（ver1.04）を用いて線源毎の線量当量率を計算している。

- a. 使用済燃料貯蔵プール保有水高さ
有効燃料棒頂部より上の水の高さ＝約7.0m
- b. 必要水遮蔽厚さ
グラフから約4.9m以上
- c. 放射線の遮蔽が維持できる水位（遮蔽水位）
有効燃料棒頂部から約4.9m（通常水位から約2.1m）

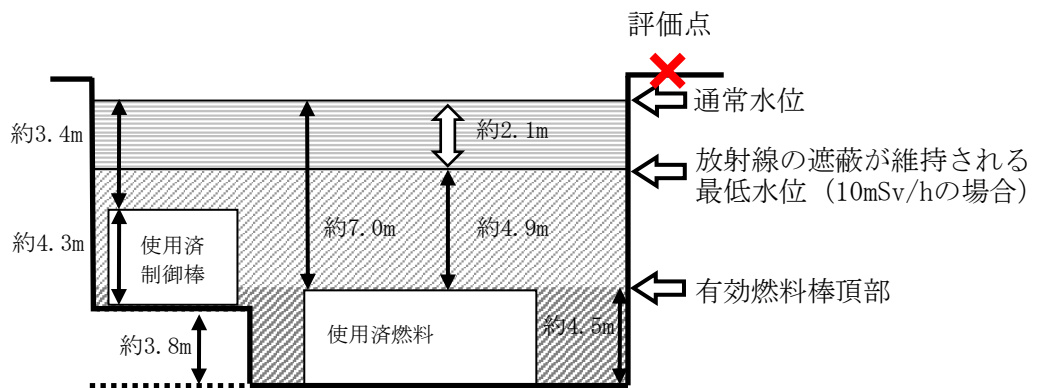


図2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

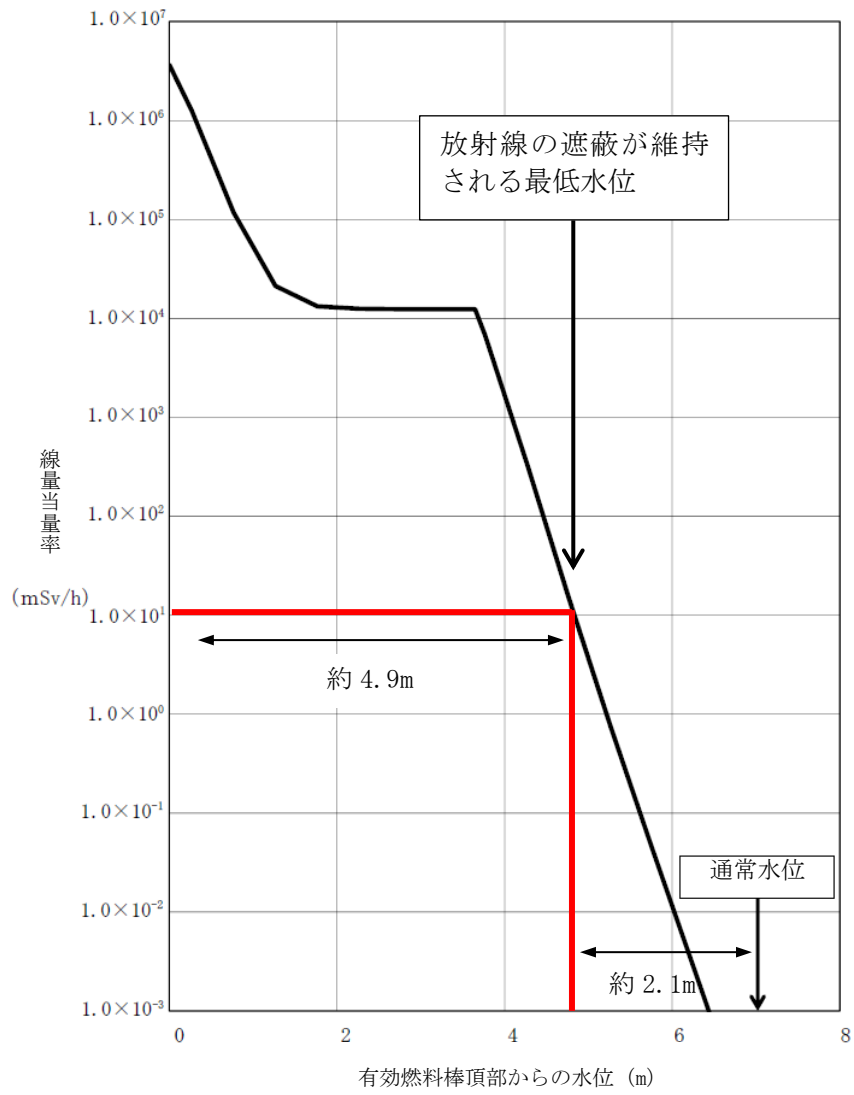


図 2-2 放射線の遮蔽が維持される水位

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要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合における線量当量率

使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合には、使用済燃料貯蔵プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。従って、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）により測定可能であることを確認した。

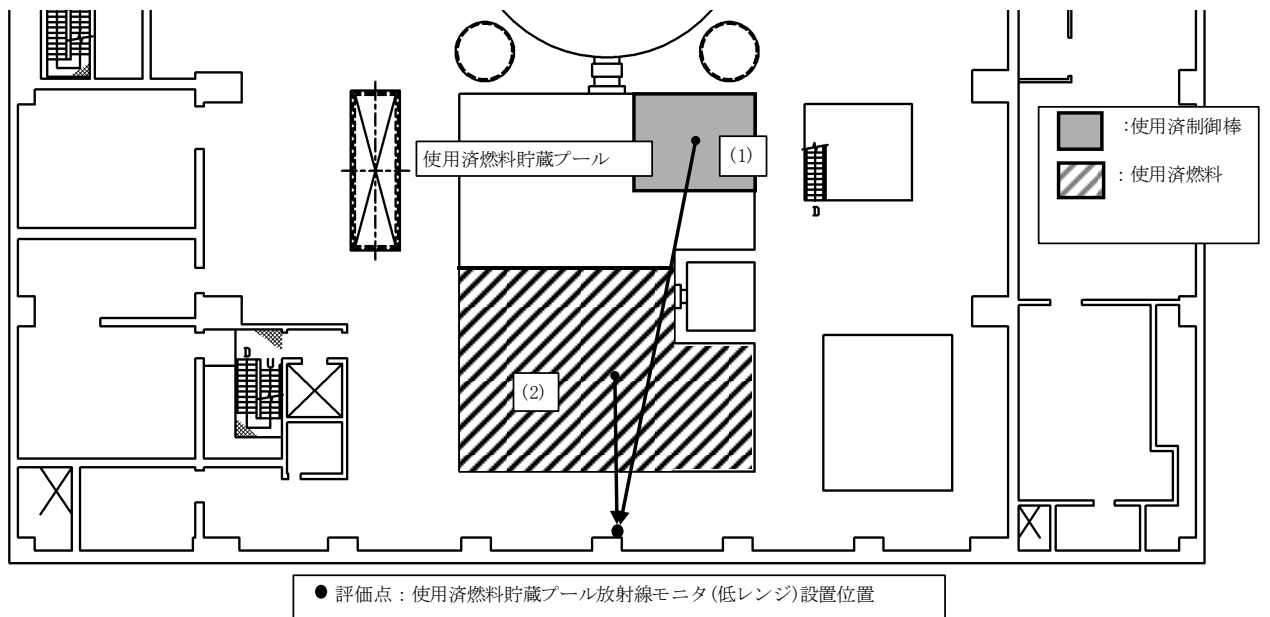
線源（使用済制御棒、使用済燃料）からの線量当量率を求める際に設定する評価点は、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ設置位置を設定した。

なお、QAD-CGGP2R コード（ver1.04）を用いて線源毎の線量当量率を計算している。

(1) 評価点の設定について

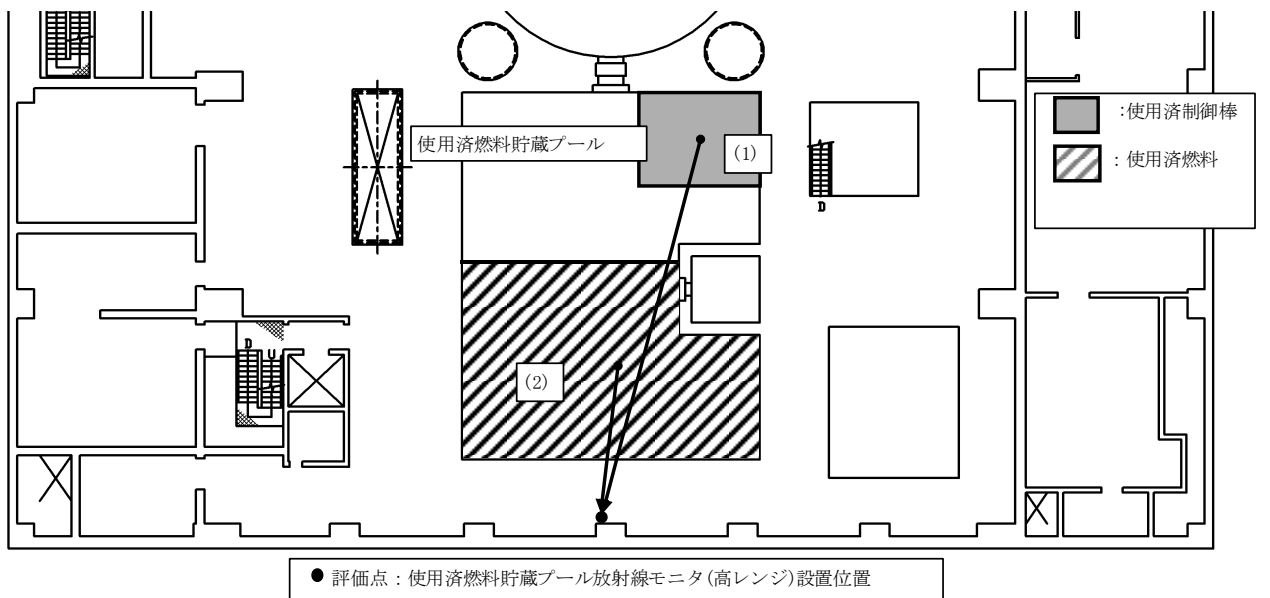
使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合、使用済燃料貯蔵プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。このような状況においても使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）により、使用済燃料貯蔵プール周辺の線量当量率を測定する必要があるため、評価における評価点は使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）、（高レンジ）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図 2-3 に示す。

計算モデルの評価点は、図 2-4 に示すとおり評価点と線源（使用済制御棒、使用済燃料）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、使用済燃料貯蔵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。



- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 20 m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15 m

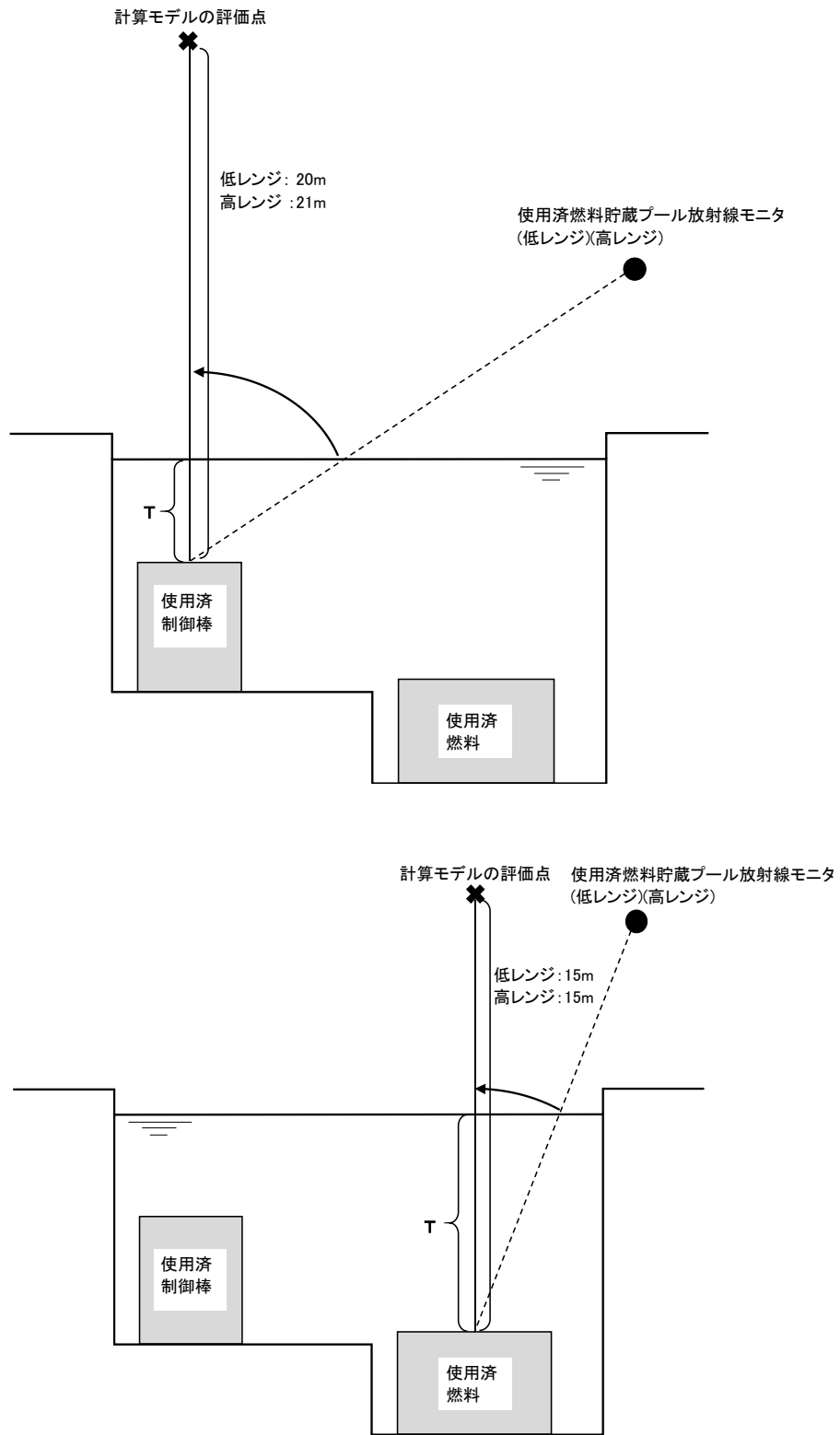
① 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）



- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 21 m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15 m

② 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）

図 2-3 各線源と評価点の平面位置関係



*パラメータTは、線源から使用済燃料貯蔵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 $15 - T$ m 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

線源毎に計算モデルの評価点における, 使用済燃料貯蔵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, 使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ, 高レンジ) にて計測可能である。

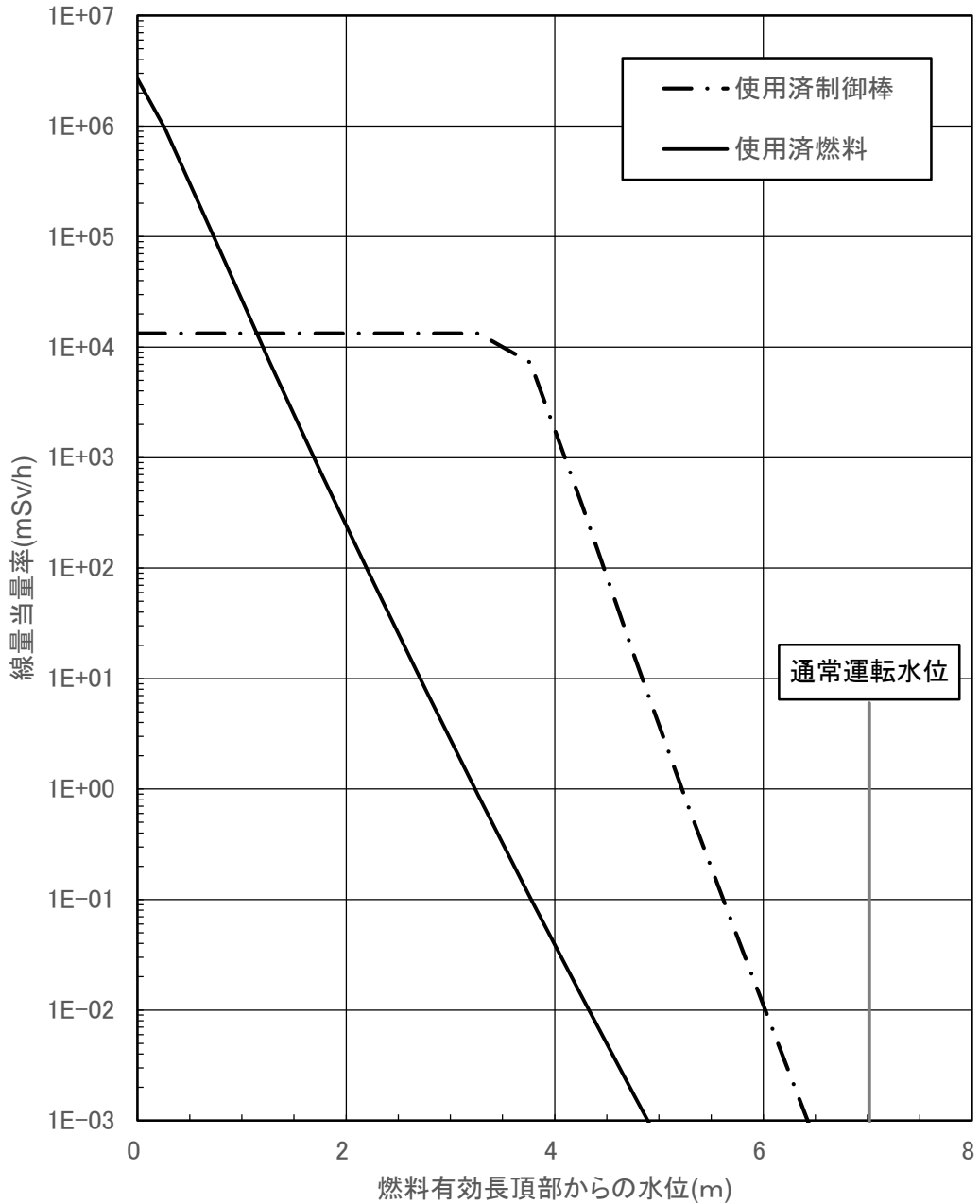


図 2-5 線源毎の使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) 設置位置における線量当量率推移

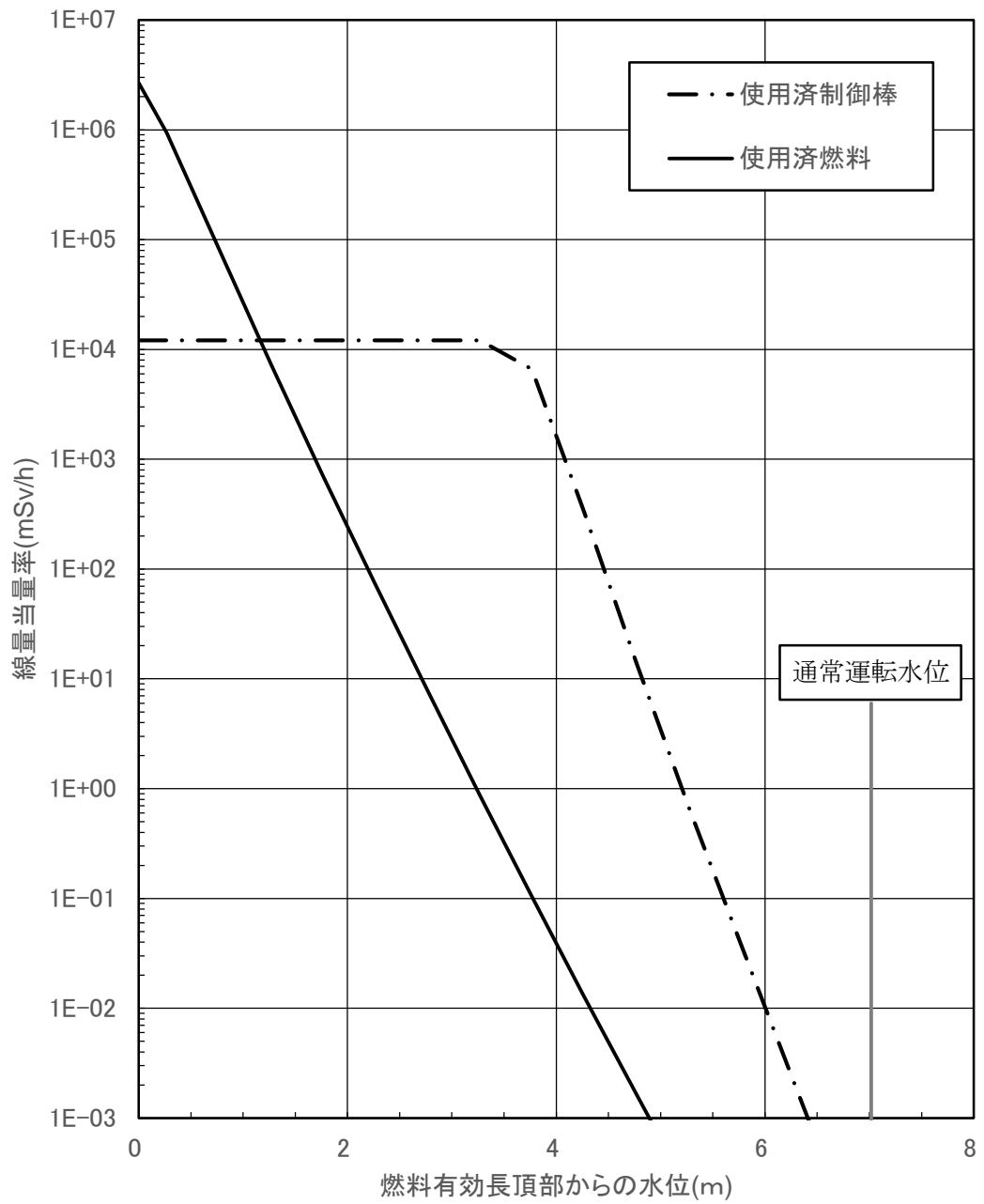


図 2-6 線源毎の使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）設置位置における線量当量率推移

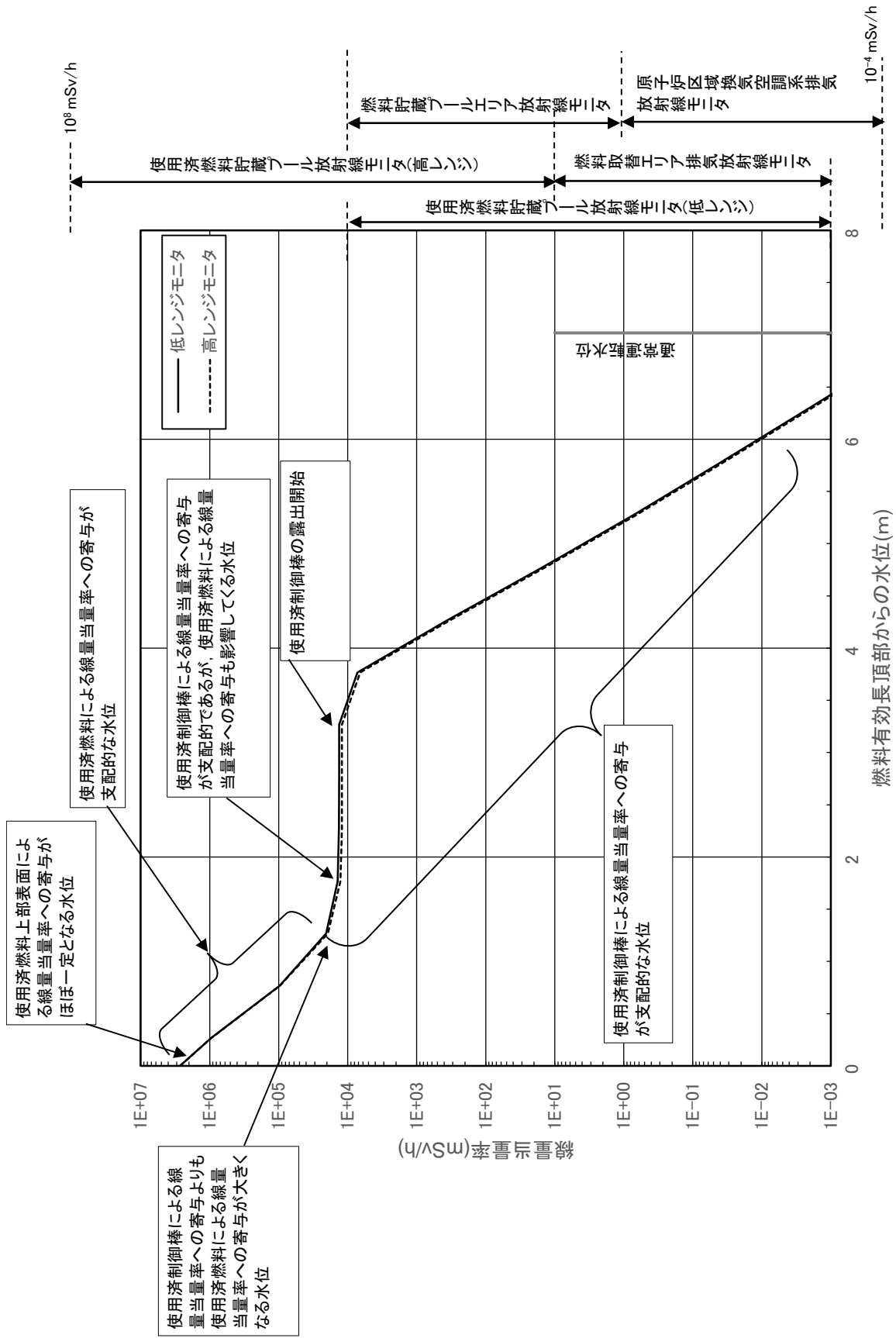


図 2-7 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ設置位置における線量当量率推移

(参考) 使用済燃料貯蔵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) 使用済燃料貯蔵プールの水面における線量当量率の計算においては貯蔵容量分 (3444 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は 100°C 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 9.2m×約 12.7m×約 3.7m) を線源とする。燃料有効部以外の燃料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当量率計算においては使用済制御棒貯蔵ハンガ全てに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は 100°C とし、水の密度は 0.958g/cm³* とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の使用済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。使用済制御棒は、遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料又はハンガ材料よりも遮蔽性能の小さい水とみなす。
- (5) 使用済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 204 本と想定する。平均的な取替本数 19 本が定期検査毎に取り出される想定とし、14 カ月運転+70 日定検を繰り返すものとした。最後の取替は原子炉停止後 9 日で全燃料取出し、10 日目に制御棒取り替えとした。また、10 定期検査以上前の取替分は、保守的に全て 10 定期検査前取替とした。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 日本機械学会蒸気表」

【2】 線源

【2.1】 使用済燃料の線源強度

【2.1.1】 評価方法

使用済燃料貯蔵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 ORIGEN2 コード*¹を使用する。ORIGEN2 では、反応断面積、照射期間及び冷却期間、比出力並びに燃料の物質組成を入力することで使用済燃料の線源強度を計算する。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、V-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」別紙 1「計算機プログラム (解析コード) の概要・ORIGEN2」に示す。

使用済燃料の照射期間は、1915 日 (取出燃焼度 50Gwd/t ÷ 比出力 約 26MW/t) と

し、原子炉停止後貯蔵までの期間を10日*2とする。燃料組成はSTEP-III 9×9型(低Gd)、初期濃縮度は□wt%、燃料集合体1体当たりのU重量は□kgとする。

注記 *1: A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

*2: 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踏まえ余裕を見た日数を設定した。

【2.1.2】 反応断面積

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(BWR STEP-III ボイド率40% UO₂ < 60GWd/THM)。

【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、照射の中性子束並びに被照射材料(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。
- (2) 各使用済制御棒(Hf, B₄C)の単位体積当たりの線源強度は、各々の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。

【2.2.2】 反応断面積

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(BWR STEP-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 (d)	本数 (本)
H f 型 制御棒	0	10	10
	1	506	10
	2	1002	10
	3	1498	10
	4	1994	10
	5	2490	7
	6	2986	25
	7	3482	21
	9	4474	4
	10	4970	21
B ₄ C型 制御棒	0	10	9
	1	506	9
	2	1002	9
	3	1498	9
	4	1994	9
	5	2490	6
	7	3482	4
	10	4970	21

【3】 遮蔽計算

【3.1】 計算方法

使用済燃料貯蔵プール水深の遮蔽の計算は、評価点を制御棒貯蔵ハンガの真上の原子炉建屋4階床面高さ（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）の計測範囲の評価ではモニタ設置位置）とし、線量当量率計算モデルの評価点としては評価点と線源（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毎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である QAD-CGGP2R コード（ver1.04）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（ver1.04）の検証、妥当性評価については、V-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」別紙2「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（使用済燃料貯蔵プール水深）
- ・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，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に隣接する地域における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9台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視，記録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^{-4} ～ 10^4 nGy/h）及び高レンジ域を測定するイオンチェンバ（計測範囲： 10^{-1} ～ 10^8 nGy/h）の2種類の検出器から構成され，計測範囲 10^{-4} ～ 10^8 nGy/h を測定できるように設計している。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，直ちに中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に警報を発信できる。警報は，平常値（約30～40nGy/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3倍（約130nGy/h）及び10倍を目安（約430nGy/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。

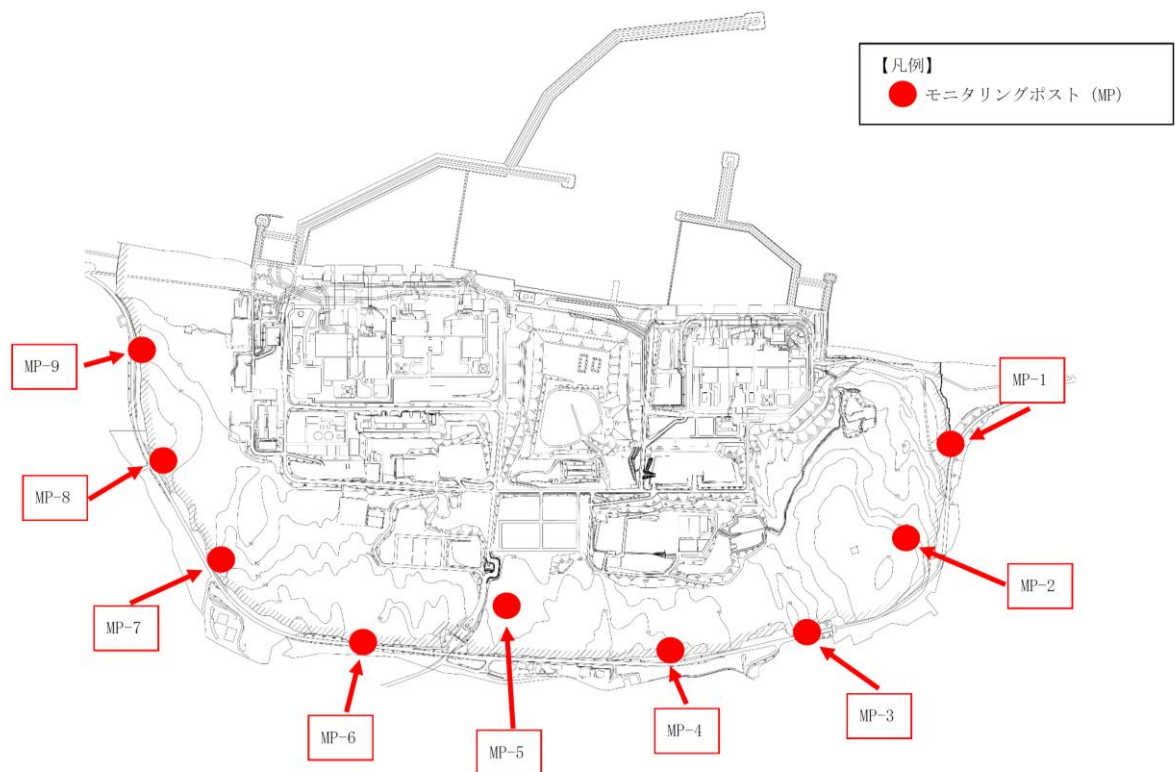


図3-1 モニタリングポストの配置図

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 ⁴ nGy/h	計測範囲で可変	各 1 台	周辺監視区域 境界付近 (全 9 箇所)
	イオンチェンバ	10~10 ⁸ nGy/h		各 1 台	



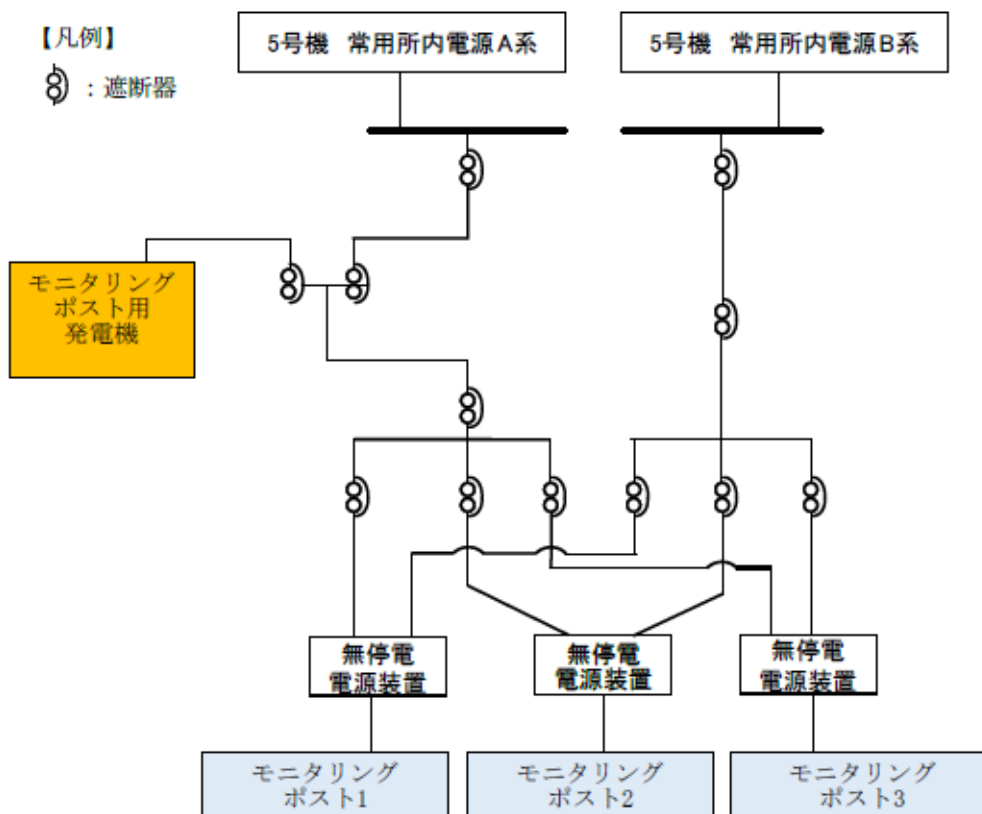
モニタリングポストの写真

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、5号機の常用所内電源系に接続し、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専用の無停電電源装置を有し、外部電源喪失時においても電源復旧までの期間も機能を維持できる設計とする。

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、モニタリングポスト用発電機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に示す。



(※3局毎の構成を示す。MP-4～MP-6, MP-7～MP-9についても同様。)

図3-2 モニタリングポストの電源構成概略図

表 3-2 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	台数	出力	発電方式	バックアップ時間*3	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に1台 計9台	1.5kVA (3.0kVA) *1 (5.0kVA) *2	蓄電池	約15時間以上	—	常用電源喪失時に自動起動し、モニタリングポスト用発電機を起動するまでの期間を担保する。
モニタリングポスト用発電機	3局舎毎に1台 計3台	約40kVA	ディーゼルエンジン	常用電源喪失後15時間以内に手動起動させ、約18時間ごとに給油を行い、所内電源復旧までの期間を担保する。	軽油	基準地震動による地震力に対する耐震性が確認できないため、機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより対応する。

注記*1 : モニタリングポスト1,5局舎

*2 : モニタリングポスト8局舎

*3 : 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発電機の写真



無停電電源装置の写真

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5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）までのデータ伝送系は、有線及び衛星または無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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、直ちに中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）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。

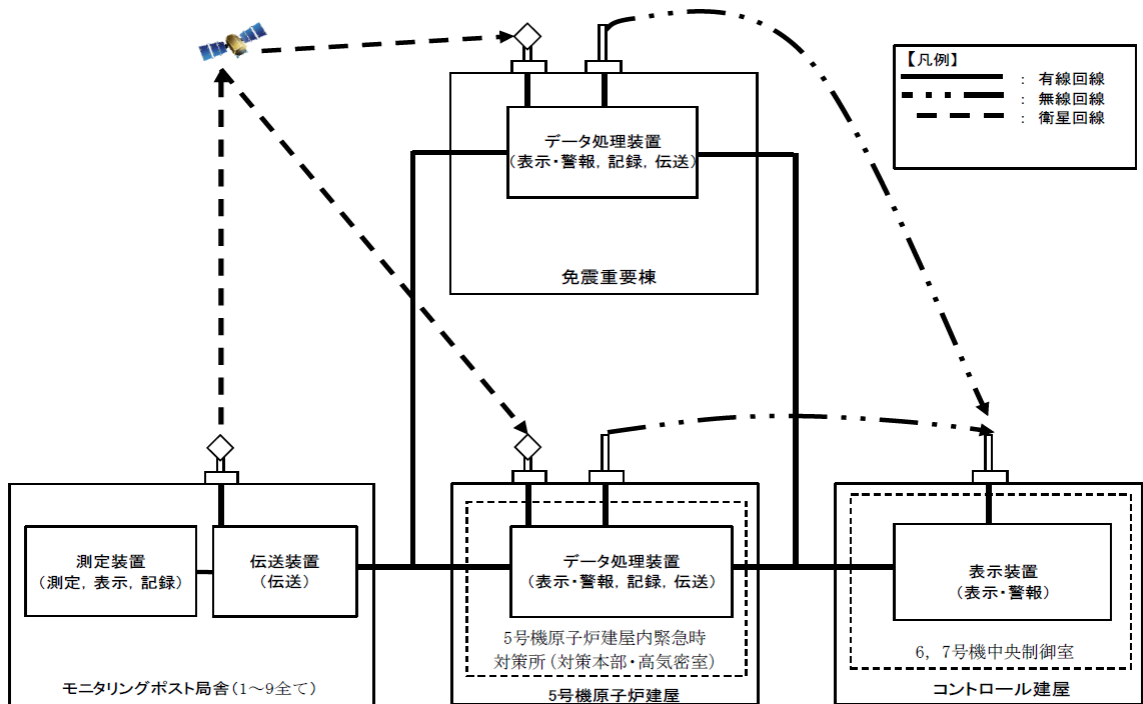


図3-3 モニタリングポストの伝送概略図

4. 移動式周辺モニタリング設備

4.1 可搬型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

可搬型モニタリングポストは 15 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 9 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 5 台，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍にて 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内の加圧判断用として 1 台），予備として 1 台を保管している。

可搬型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。

可搬型モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより 5 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，可搬型モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに，衛星回線により 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に伝送することができる。

可搬型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 可搬型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
可搬型モニタリング ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 ⁹ nGy/h*	計測範囲 で可変	15 台 (予備 1 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 可搬型モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（2 個ずつ）により 5 日以上供給可能 5 日後からは，予備の外部バッテリー（2 個ずつ）と交換することにより継続して計測可能。
記録	測定値は 7 日間以上本体の電子メモリに記録。
伝送	衛星回線により，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にてデータ監視。
概略寸法	本体：約 700(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 外部バッテリー：約 420(W)×約 330(D)×約 180(H)mm
重量	合計：約 74kg 本体：約 40kg 外部バッテリー：約 34kg（約 17kg/個×2 個）



アンテナ部

訓練により運搬・配置作業ができることを確認している。配置にかかる時間は，最大約 7 時間（2 名で車両を用いて屋外 14 箇所に設置。また，別の 2 名で人力にて 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）近傍に 1 箇所に設置）

可搬型モニタリングポストの写真

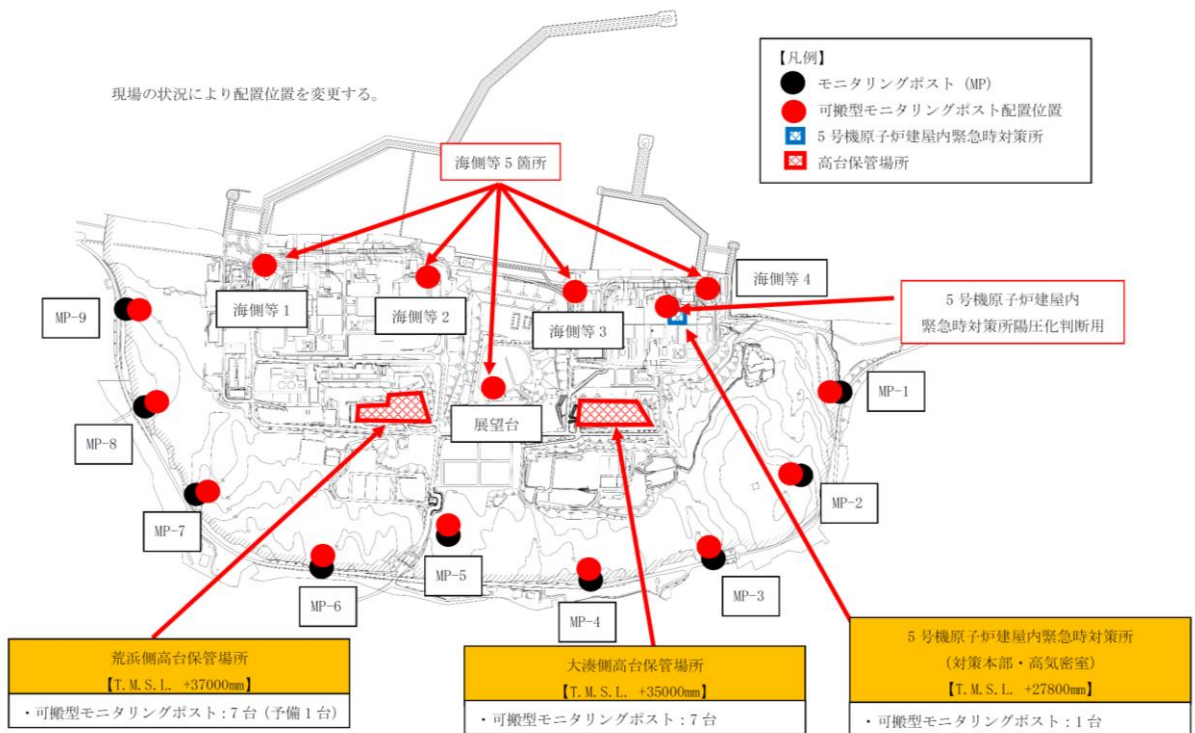


図 4-1 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

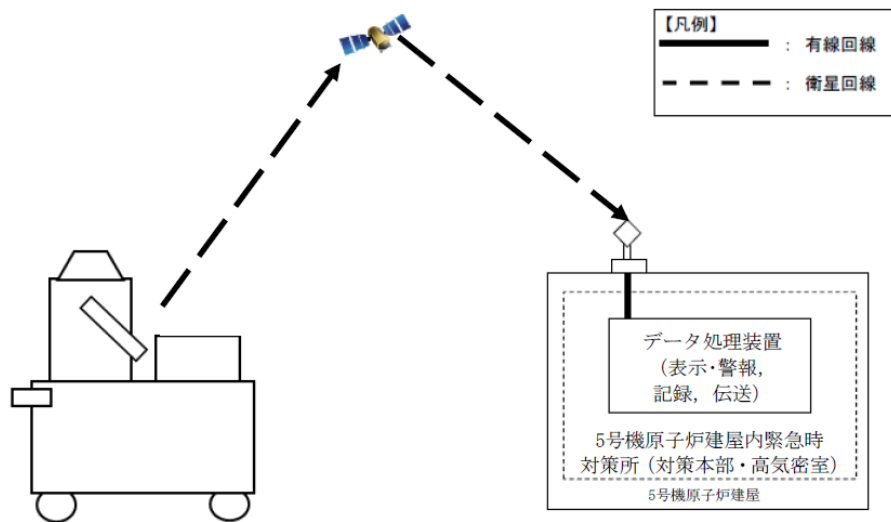


図 4-2 可搬型モニタリングポストの伝送概略図

4.1.2 放射能放出率の算出

(1) 原子力発電所周辺線量予想評価システムによる算出

重大事故等時において、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、原子力発電所周辺線量予想評価システム（以下、DIANA という。）を使用する。

DIANA は、地形形状を考慮して大気拡散評価が可能であり、放射能放出率と気象条件より発電所周辺の任意の地点の線量当量率の計算を行うことができる。このシステムを利用し、単位放出率あたりのモニタリングポスト等の位置での線量当量率を求め、実測された値との比例計算により、実際の放射能放出率を算出することができる。DIANA が機能喪失した場合は、「4.1.2(2) 環境放射線モニタリング指針に基づく算出」に基づき算出を行う。

図 4-3 に DIANA による評価の概略図を示す。

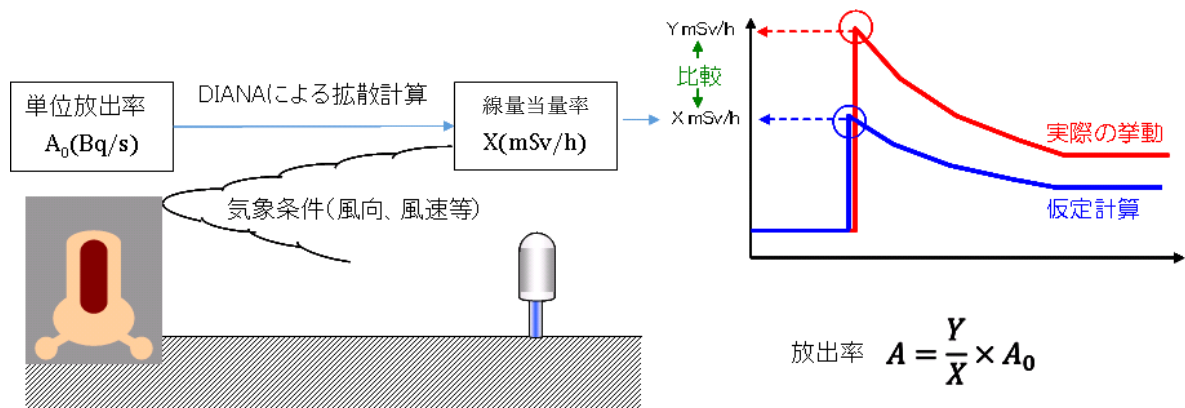


図 4-3 DIANA による評価の概略図

(2) 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

a. 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において、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、可搬型モニタリングポスト等で得られた値より、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

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

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} ($\mu\text{Gy/h}$)

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 ($\mu\text{Gy/h}$)

(at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s, 実効エネルギー: 1MeV/dis) ^{*2}

U : 平均風速 (m/s)

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

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

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から読み取った地表面における大気中の放射性よう素濃度 (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「1m/s」、大気安定度は「D」とする。)

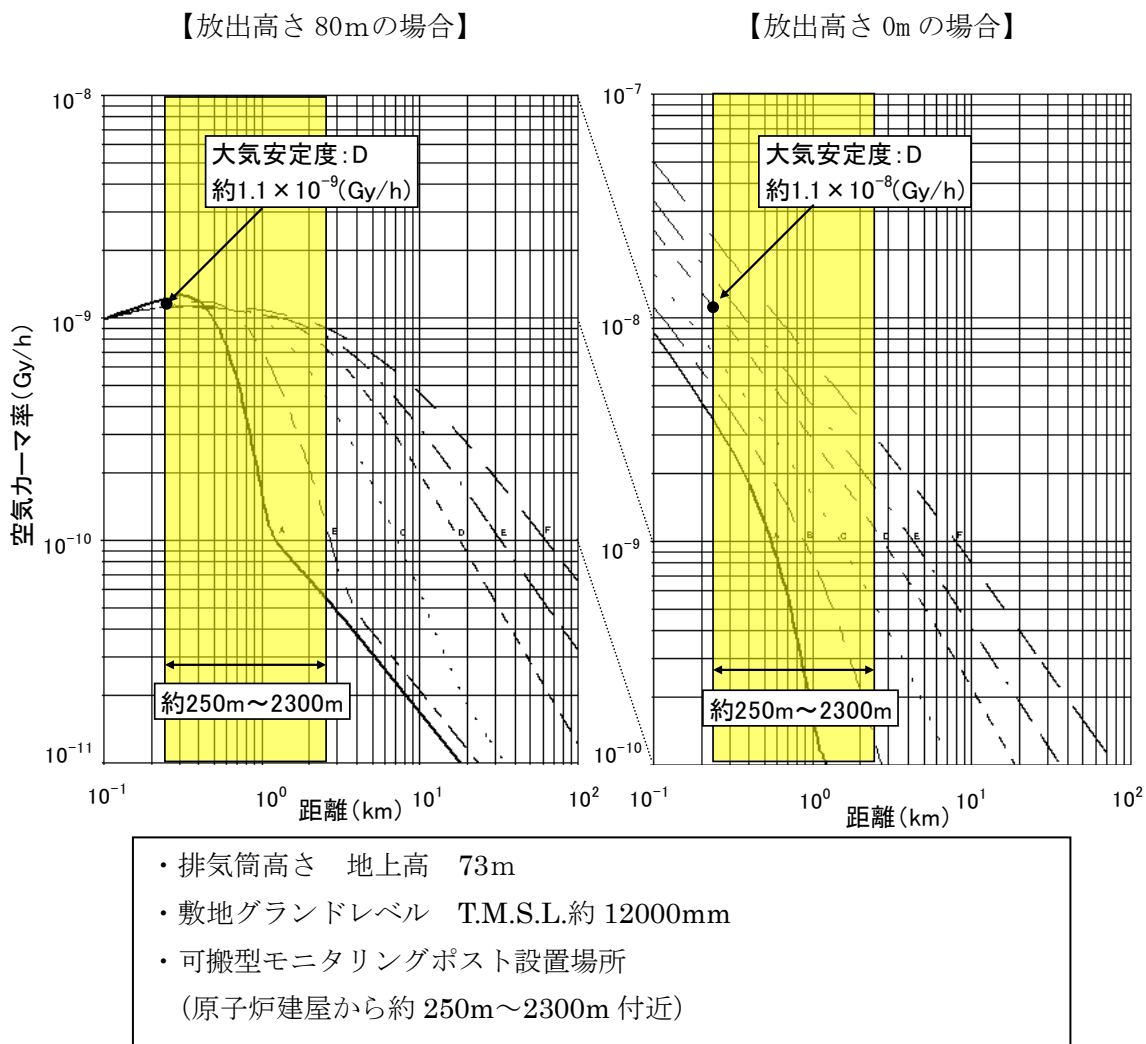
$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 1.1 \times 10^{-3} / 0.5 = 3.6 \times 10^8 \text{ (GBq/h)} \\ &\quad (3.6 \times 10^{17} \text{ Bq/h}) \end{aligned}$$

4	: 安全係数
D	: 地表モニタリング地点 (風下方向) 実測された値 $\Rightarrow 50 \text{ mGy/h}$ ($5 \times 10^4 \mu \text{ Gy/h}$) 1Sv=1Gy とした
U	: 放出地上高さにおける平均風速 $\Rightarrow 1.0 \text{ m/s}$
D_0	: $1.1 \times 10^{-3} \mu \text{ Gy/h}$ (放出高さ 80m, 距離 250m)
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 $\Rightarrow 0.5 \text{ MeV/dis}$

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

b. 高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリングポストは、地上位置に配置するため、放射性雲が高い位置から放出された場合、放射性雲高さと測定した場合に比べて値は低くなる。しかしながら、放射性雲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型モニタリングポストで十分に計測が可能である。



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/Code2004-010）

図 4-4 地表面における放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図

4.1.3 可搬型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線量当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、放出放射能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11~12mSv/h程度（炉心との距離が最も短い（7号機とMP-1）約800m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型モニタリングポストと炉心との距離は、約250m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17~125mSv/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線量当量率は、原子炉建屋から約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）。これを基に炉心から約250m及び約800mにおける値を計算すると、線量当量率はそれぞれ約17~125mSv/h及び約11~12mSv/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250	約17~125*
モニタリング・ ポスト代替 約800	約11~12*
原子炉建屋約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/Code2004-010）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、可搬型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、以下の可搬型放射能測定装置等を使用する。

可搬型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、可搬型放射能測定装置等の写真を図4-5、可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所を図4-6に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図4-7に示す。

表4-4 可搬型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
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2台* ² (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
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)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
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	0.1~30μGy/h* ¹	サンプリング記録	2台* ² (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
ZnSシンチレーションサーベイメータ	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)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.001~1000mSv/h* ¹	サンプリング記録	2台 (予備1台)	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所（対策本部・高気密室）

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装置」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)
最大積載重量	900kg
モニタリング時に持ち込む 重大事故等対処設備等	電離箱サーベイメータ：1 台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1 台 海水採取用機材（容器等）：1 式
保管場所	荒浜側高台保管場所：1 台 (T. M. S. L. 37000mm) 大湊側高台保管場所：1 台 (T. M. S. L. 35000mm)
移動方法	ポートトレーラーを牽引，またはユニック車にて 荒浜側放水口砂浜または物揚場まで運搬する。



可搬型ダスト・よう素サンプラ

GM 汚染サーベイメータ

NaI シンチレーション
サーベイメータ



ZnS シンチレーション
サーベイメータ

電離箱サーベイメータ

図 4-5 可搬型放射能測定装置等の写真

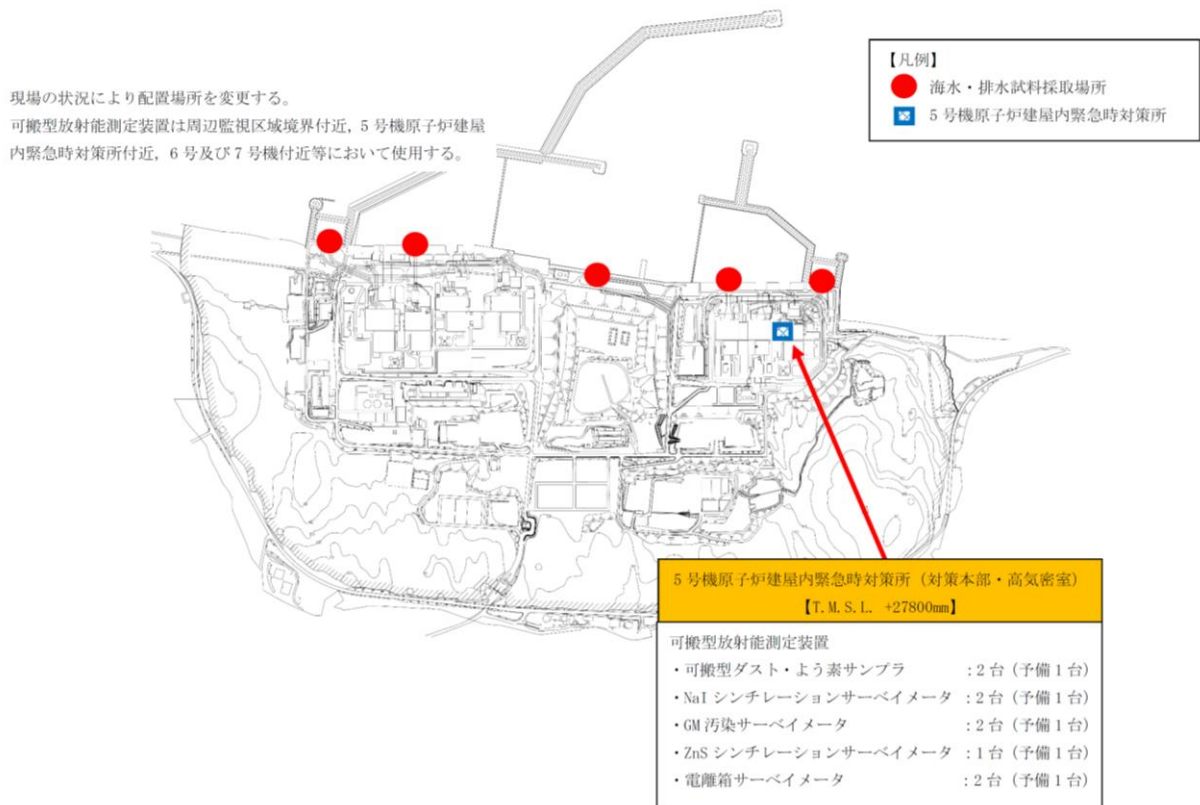


図 4-6 可搬型放射能測定装置等の使用場所及び保管場所

小型船舶（海上モニタリング用）運搬ルートは、現場の状況により変更する。

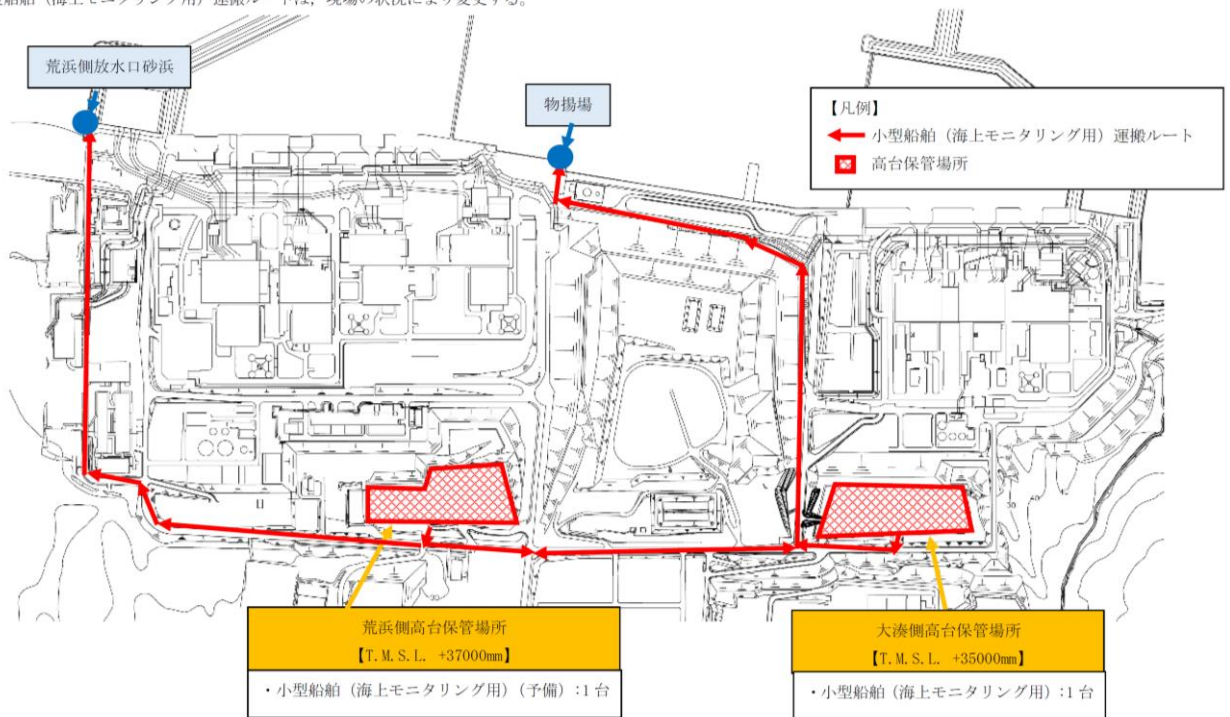


図 4-7 小型船舶の保管場所及び移動ルート

5. 気象観測設備

5.1 可搬型気象観測装置

可搬型気象観測装置は、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。

可搬型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。

可搬型気象観測装置の電源は、外部バッテリーにより5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、可搬型気象観測装置の電子メモリに記録するとともに、衛星回線により5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に伝送することができる。

可搬型気象観測装置の伝送概略図を図5-2に示す。

表5-1 可搬型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
可搬型気象観測装置	風向風速計	風向：0～360° 風速：1～60m/s	1台 (予備1台)
	日射計	0～2kW・m ⁻²	
	放射収支計	10μV/W/m ²	
	雨雪計	0～100mm	
	感雨雪計	有・無	

表5-2 可搬型気象観測装置の仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（5個ずつ）により5日以上供給可能
記録	測定値は7日間以上電子メモリに記録。
伝送	衛星回線により、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）にてデータ監視。
概略寸法	測定器架台：半径：1542×高さ：1900mm

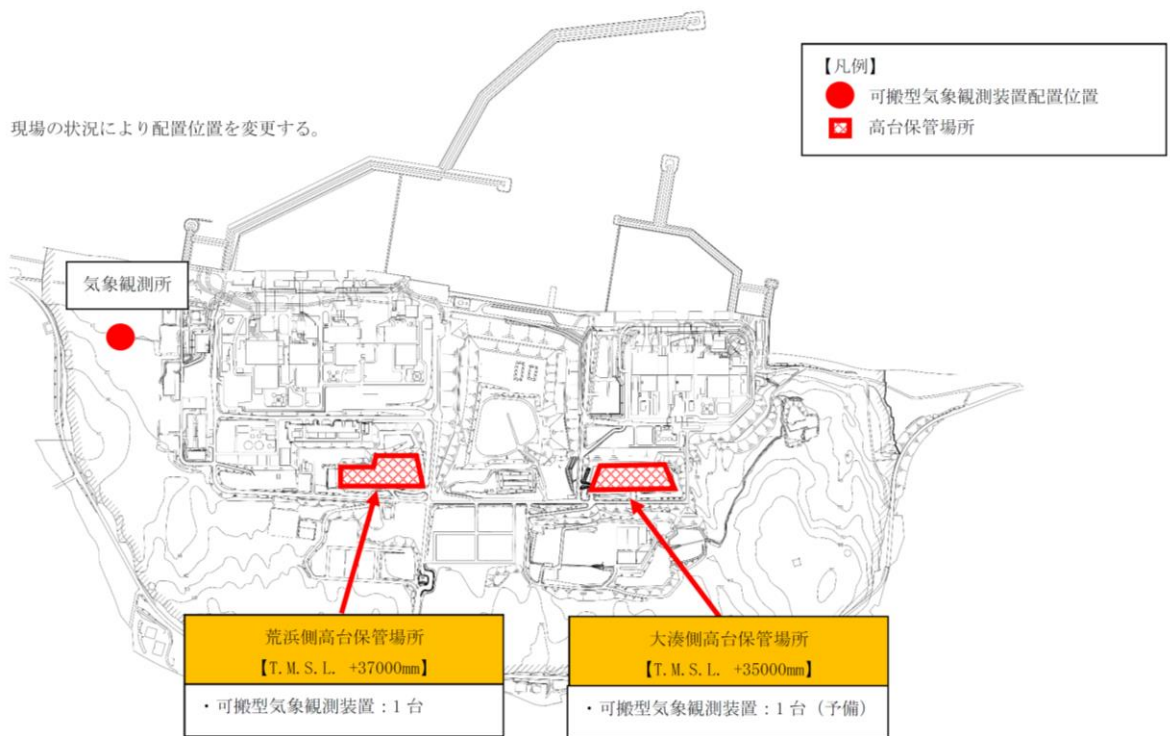


図 5-1 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

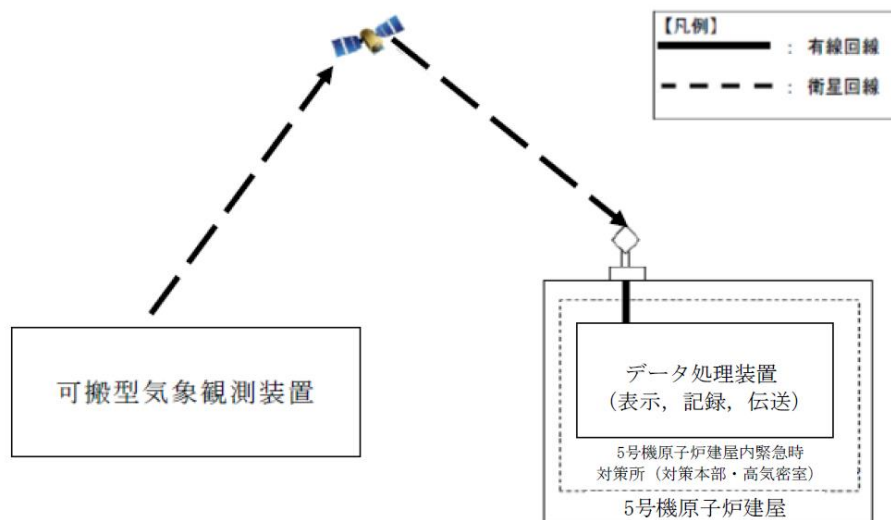


図 5-2 可搬型気象観測装置の伝送概略図

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	23
2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置	46
2.1 可搬型放射能測定装置及び小型船舶	46
2.2 環境試料分析装置	48

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当たっては、「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方とする。

なお、チェンジングエリアは 6,7 号機共用とする。

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、サーベイエリア、除染エリアからなり、中央制御室陽圧化バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。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	コントロール建屋 地下1階～2階 東側エリア	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	エアータント	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアータントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（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保安班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	保安班員	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保安班員が設営を行う。

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、中央制御室陽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屋内のアクセスルートは、図1.1-1及び図1.1-2のとおり。通常時のルートであるサービス建屋側のアクセスルートを使用せず耐震性が確保されたコントロール建屋内外のルートを設定する。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。コントロール建屋における中央制御室へのアクセスルートの設定図を図1.1-3に示す。

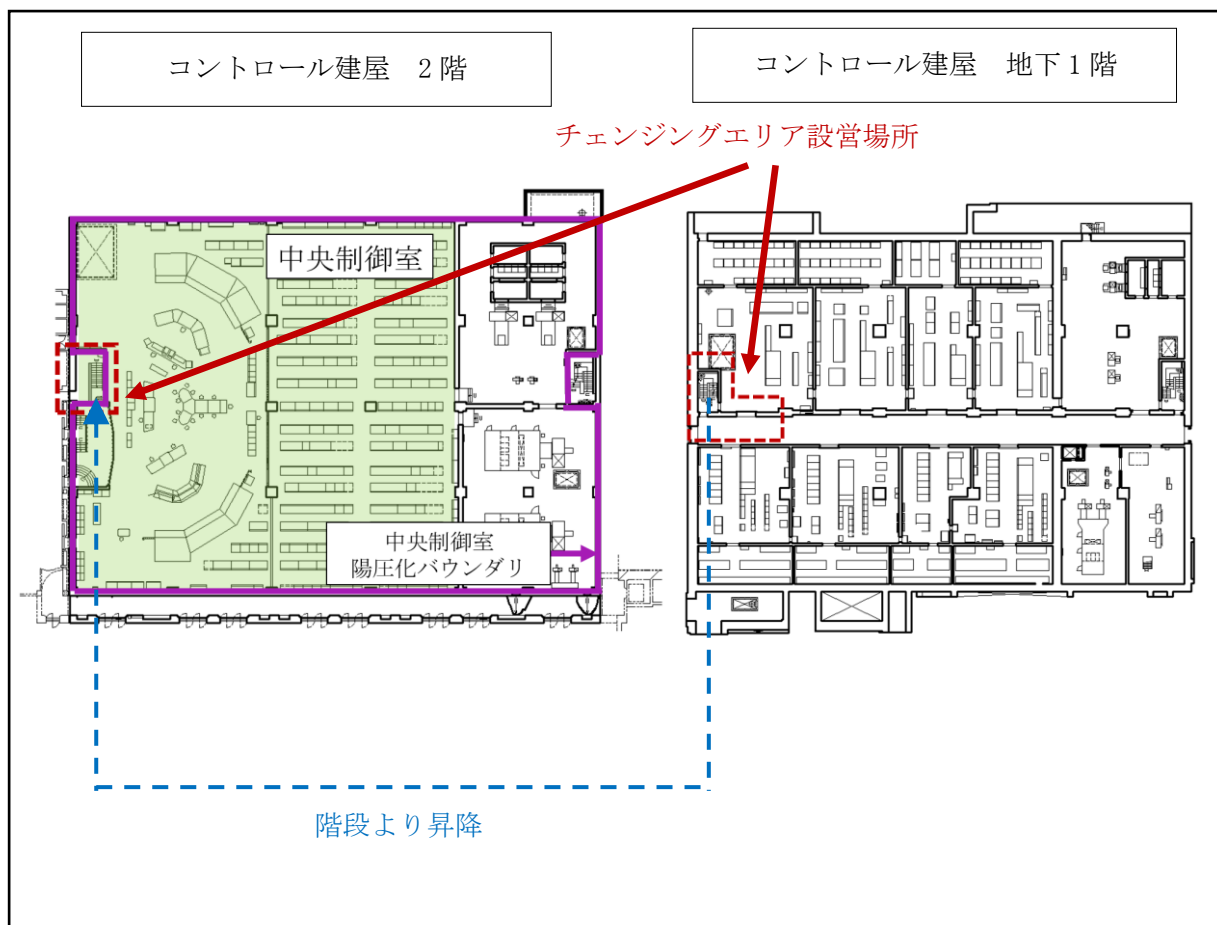


図 1.1-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所

コントロール建屋 地下1階

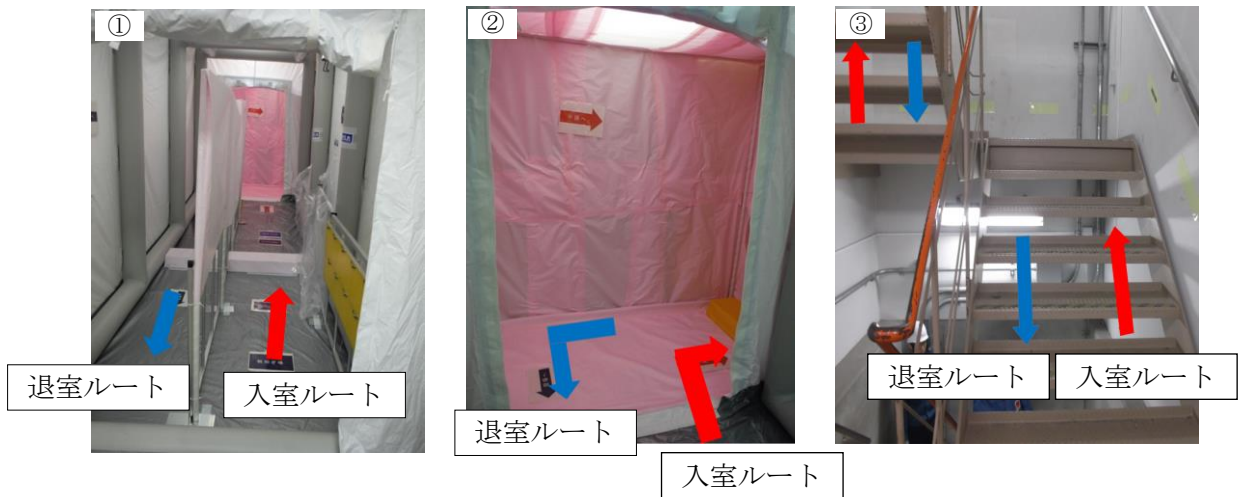
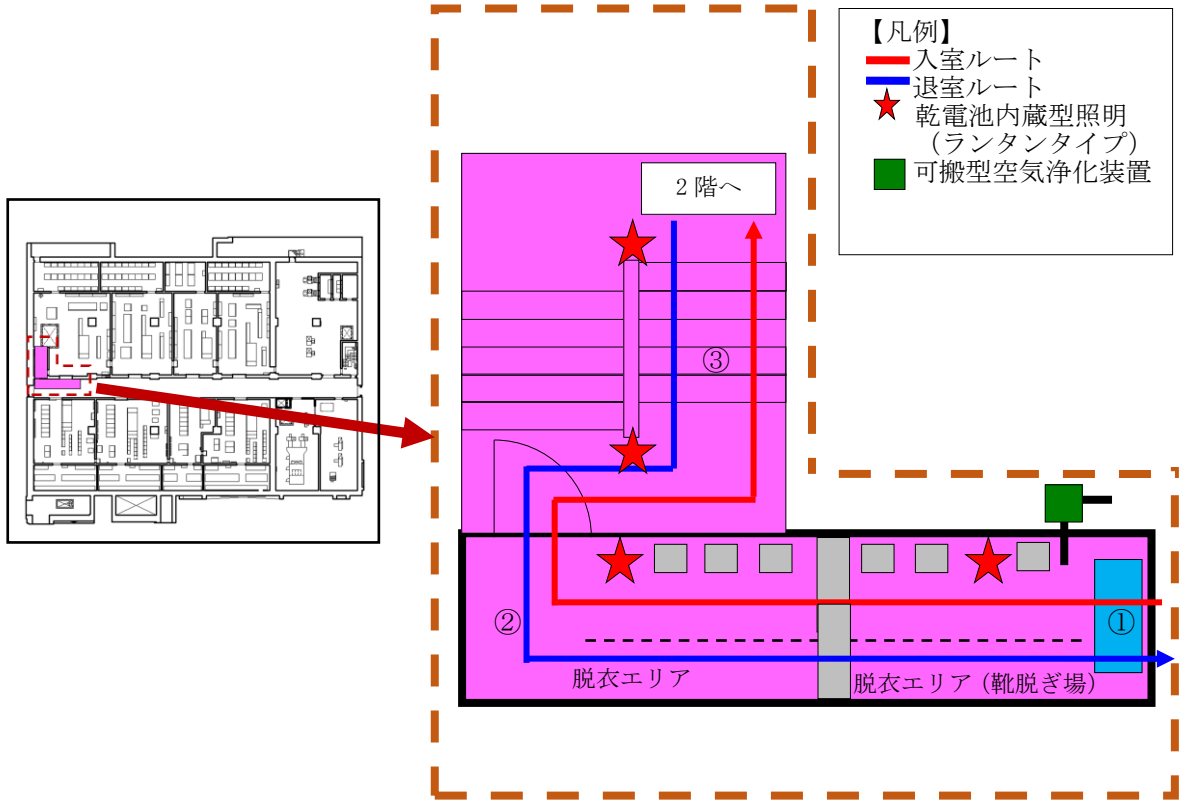
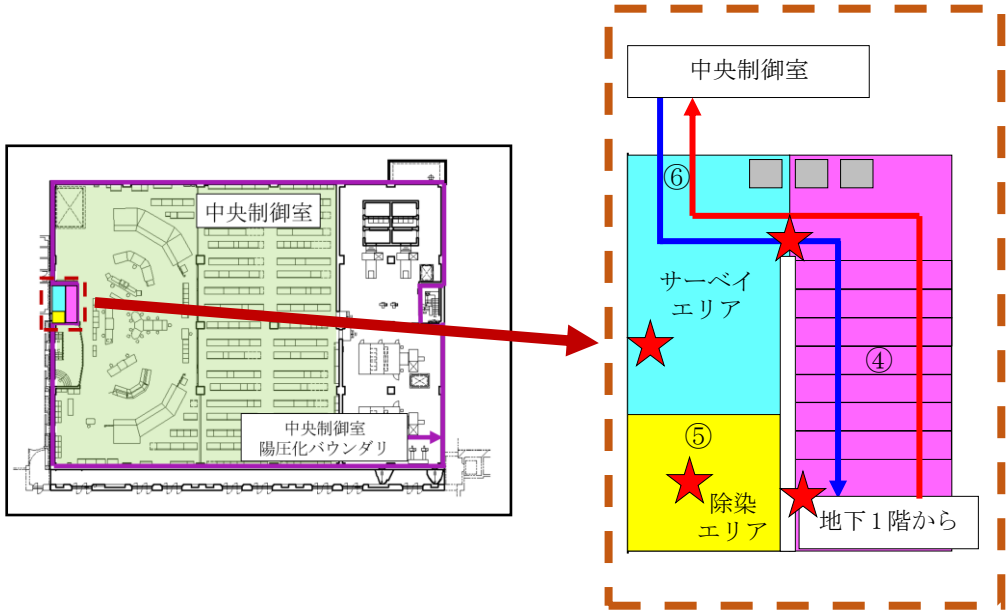


図 1.1-2 中央制御室へのアクセスルート概要図 (1/2)

コントロール建屋 2階



- 【凡例】
- 入室ルート
 - 退室ルート
 - ★ 乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ)

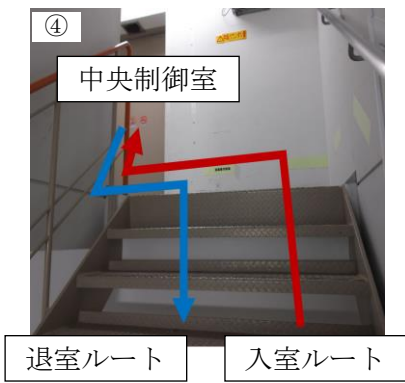


図 1.1-2 中央制御室へのアクセスルート概要図 (2/2)

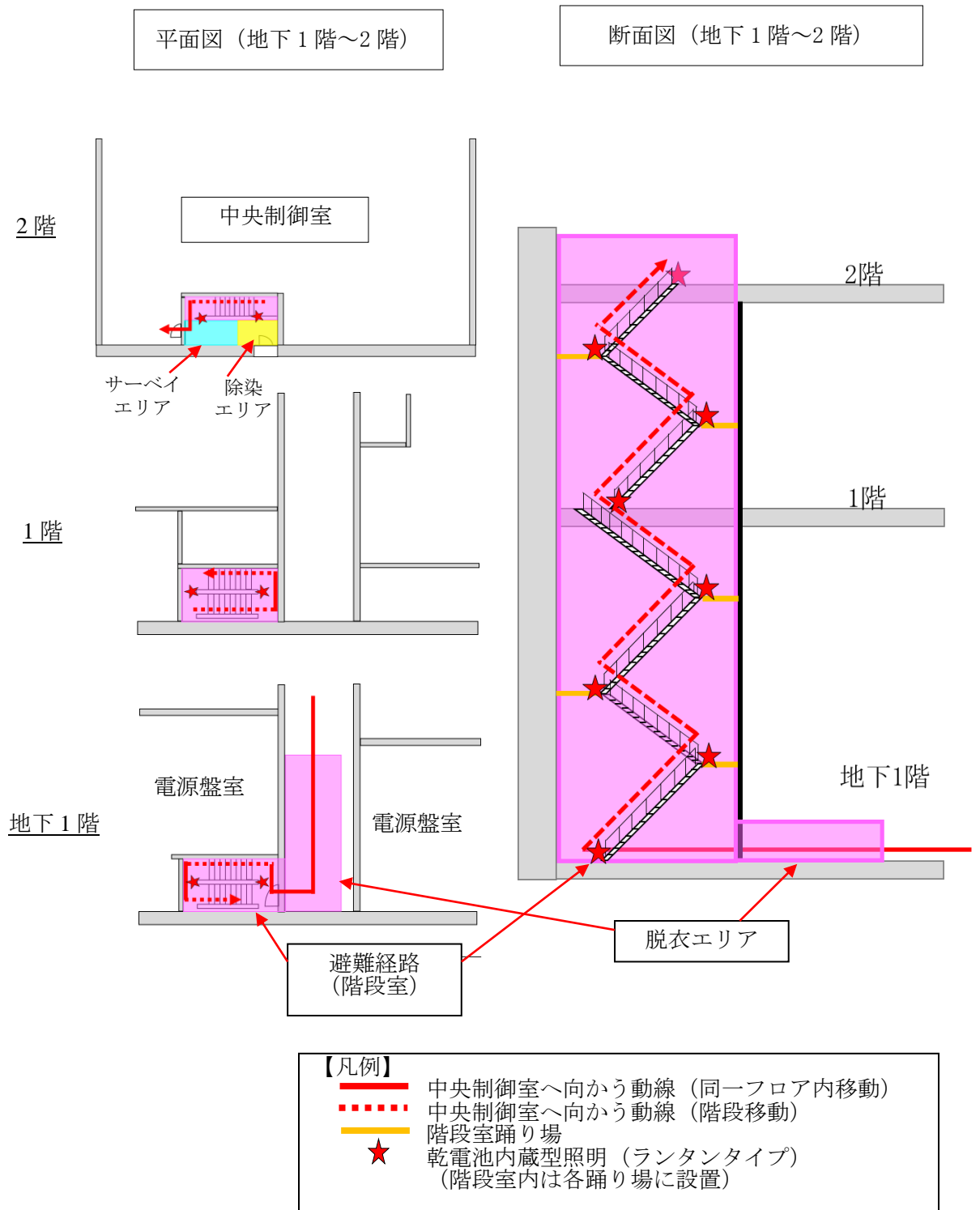


図 1.1-3 中央制御室へのアクセスルート設定図

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 1.1-4 の設営フローに従い，図 1.1-5 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，保安班員 2 名で，約 60 分を想定する。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（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））の保安班員 2 名，又は参集要員（10 時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，保安班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（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保安班員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。

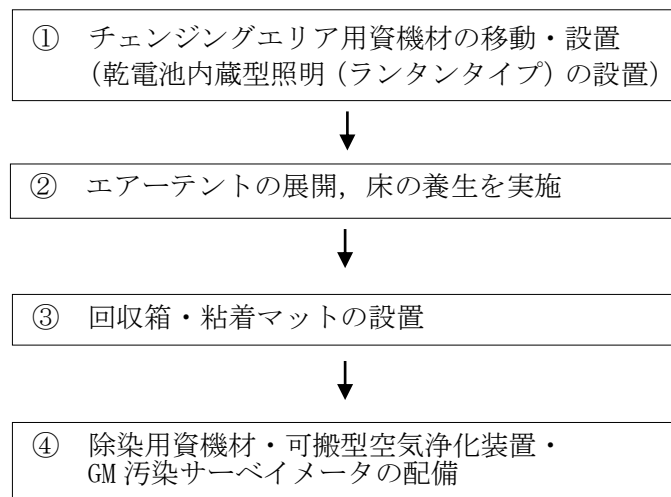


図 1.1-4 チェンジングエリア設営フロー

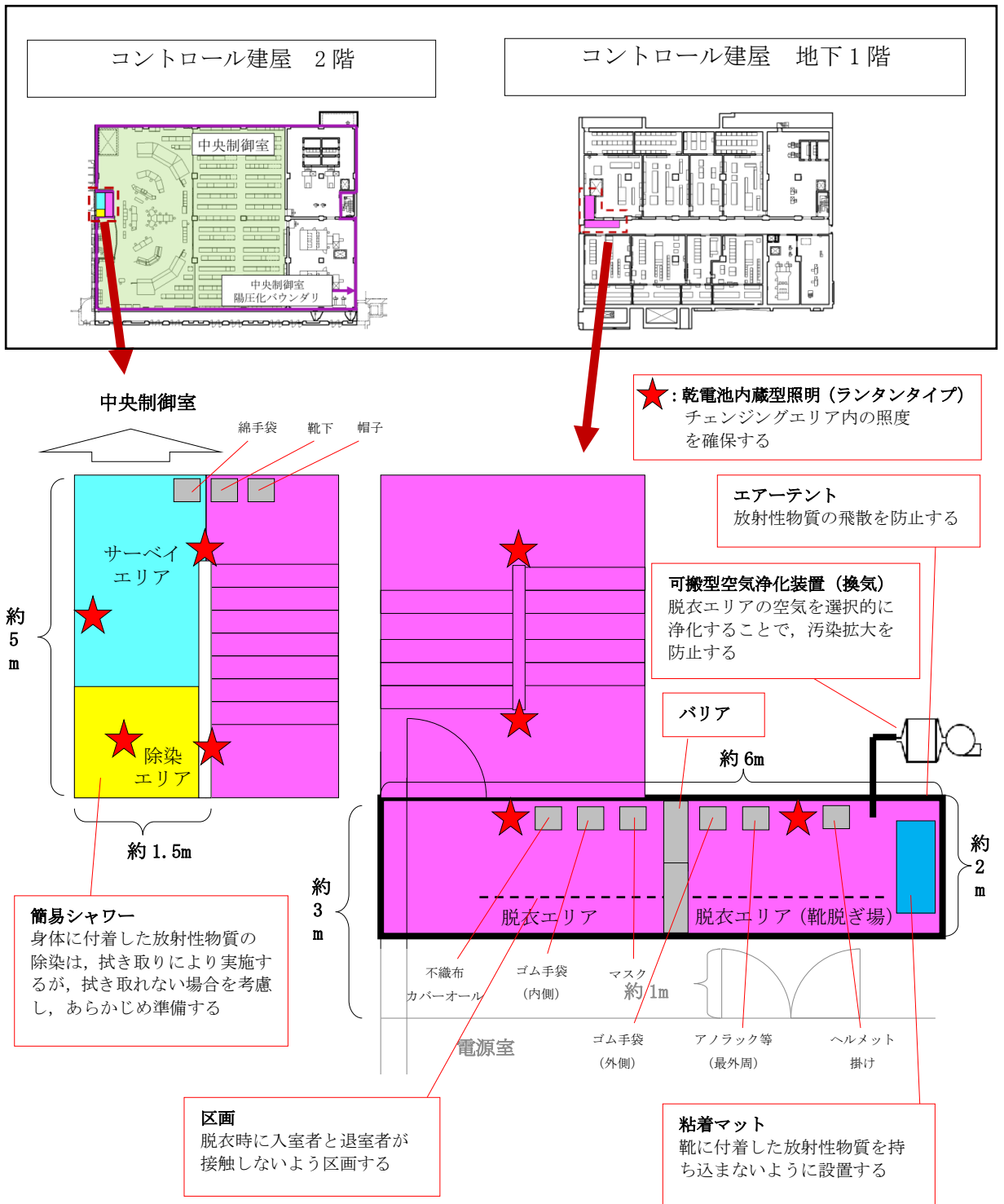


図 1.1-5 中央制御室チェンジングエリア

(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 (6,7号機共用)	根拠
エアーテント	1式	エリアの設営に必要な数量
養生シート	2巻	20.4m^2 (テント, サーベイエリアの養生面積) $\times 2$ (補修張替え等) $\times 1.5$ 倍 $\div 50\text{m}^2/\text{巻} = 1.3 \rightarrow 2$ 巻
バリア	2個	エリアの設営に必要な数量
フェンス	4枚	エリアの設営に必要な数量
粘着マット	2枚	1枚 (設置箇所数) $\times 1.5$ 倍 $= 1.5 \rightarrow 2$ 枚
ヘルメット掛け	1式	エリアの設営に必要な数量
ポリ袋	20枚	13袋 (脱衣回収用 8袋 + 汚染拡大防止処置用 3袋 + 除染で発生した汚染水処理用 2袋) $\times 1.5$ 倍 $= 20$ 枚
テープ	3巻	33.9m (養生エリアの外周距離) $\times 2$ 倍 (補修張替え) + 11名 (現場運転員) $\times 2$ (現場に行く回数) $\times 2$ 交替 $\times 7$ 日間 $\times 5\%$ (除染不可で汚染拡大防止処置を行う割合) $\times 0.5\text{m}$ (1人当たりの使用量) $= 75.5\text{m} \times 1.5$ 倍 $\div 50\text{m}/\text{巻} = 2.3 \rightarrow 3$ 巻
ウエス	1箱	11名 (現場運転員) $\times 2$ (現場に行く回数) $\times 2$ 交替 $\times 7$ 日 $\times 10\%$ (シャワー除染を行う割合) $\times 500\text{mL}$ (1回除染する際の平均排水量) $\div 50\text{mL}$ (ウエス1枚の吸水量) $\times 1.5$ 倍 $\div 1200$ 枚/1箱 $= 0.4 \rightarrow 1$ 箱
ウェットティッシュ	2巻	20名 (6,7号機運転員 18名 + 余裕) $\times 0.4$ (汚染する割合) $\times 2$ (現場に行く回数) $\times 2$ 交替 $\times 7$ 日 $\times 1.5$ 倍 $\div 200$ 枚/巻 $= 1.7 \rightarrow 2$ 巻
はさみ	1個	エリアの設営に必要な数量
マジック	2本	サーベイエリア用, 除染エリア用の2本
簡易シャワー	1式	エリアの設営に必要な数量
簡易タンク	1式	エリアの設営に必要な数量
トレイ	1個	エリアの設営に必要な数量
バケツ	2個	エリアの設営に必要な数量
可搬型空気浄化装置	2台	エリアの設営に必要な数量 1台 (予備 1台)

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 1.1-5 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、ヘルメット、アノラック、ゴム手袋（外側）、汚染区域用靴等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、マスク、ゴム手袋（内側）、不織布カバーオール、帽子、靴下を脱衣する。
- ・サーベイエリアで、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、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。汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安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を行う。
また、保安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징エリアにおける除染手順は図 1.1-6 及び以下のとおりとする。

- ・汚染検査にて汚染基準を超える場合は、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。
- ・汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、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 1.1-7 のとおりである。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1.1-6 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する。

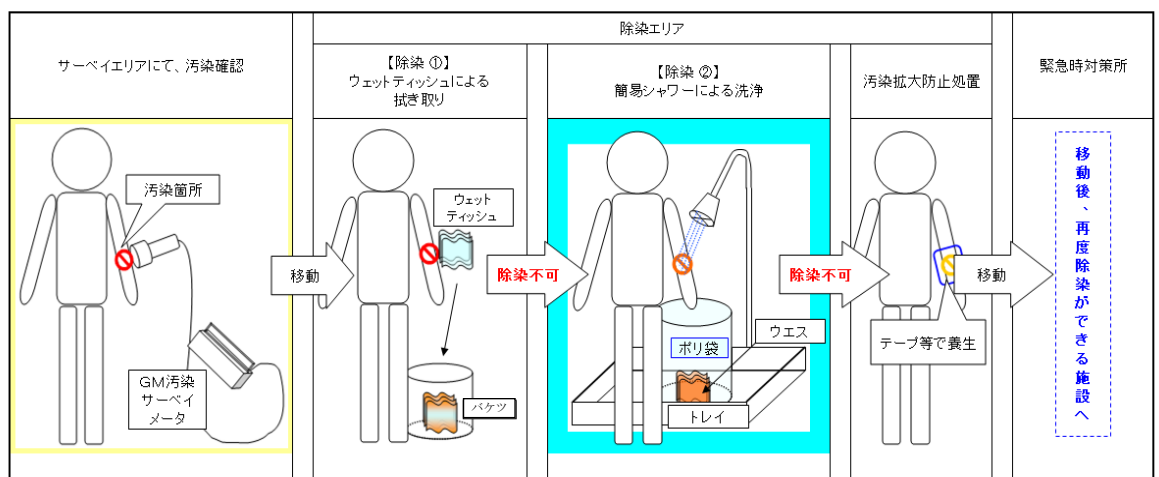


図 1.1-6 除染及び汚染水処理イメージ



図 1.1-7 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、不織布カバーオール、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、汚染区域用靴を着用する。保安班員は、要員の作業に応じて、アノラックの着用を指示する。

(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

保安班員は、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、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、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に配置し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室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、脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図1.1-8のとおりであり、仕様は表1.1-3のとおりである。専用ブロアにより約8分間送風することで、展張することが可能である。なお、展張は手動及びブロワによる送風も可能な設計とする。

図1.1-9はエアーテントの設置状況であり、図1.1-10のとおりエアーテントはファスナーを用いて接続する。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。また、エアーテント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。

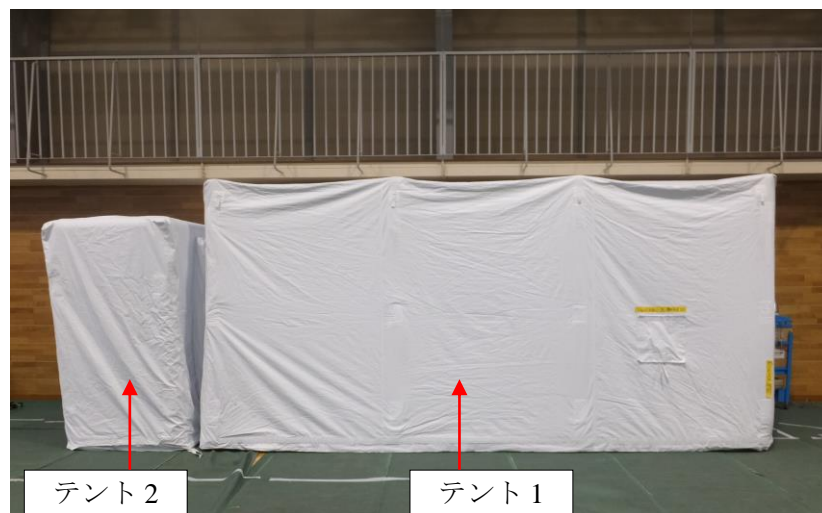


図 1.1-8 エアーテントの外観イメージ

表 1.1-3 エアーテントの仕様

	テント1	テント2
サイズ(mm)	幅 2000×奥行 5000 ×高さ 2400	幅 2300×奥行 1150 ×高さ 2050
サイズ(折り畳み時)(mm)	約 幅 750×奥行 1000 ×高さ 500	約 幅 500×奥行 500 ×高さ 400
本体重量(kg)	約 48	約 30
送風時間(専用プロア)	約 5分	約 3分
構造	テント1, 2を連結し組み立て	

コントロール建屋 地下1階

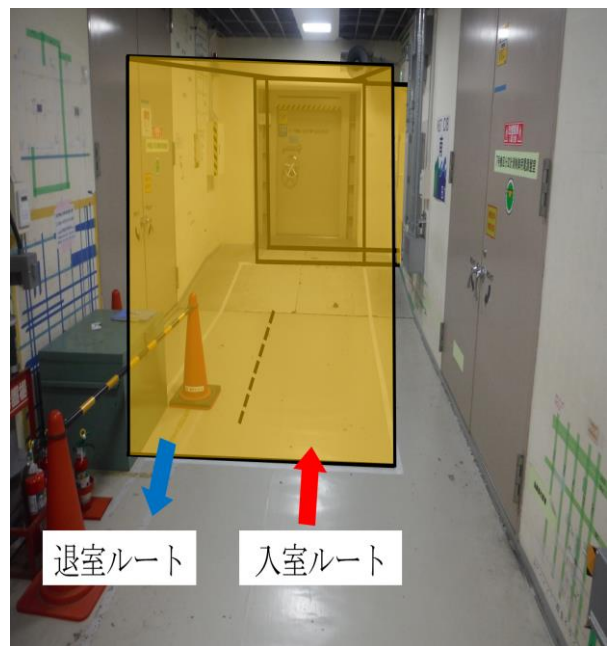
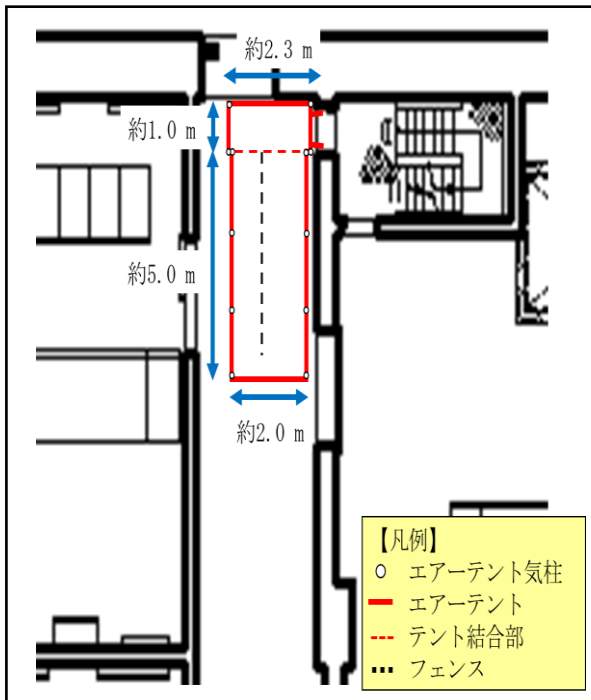


図 1.1-9 エアーテントの設置状況 (イメージ)

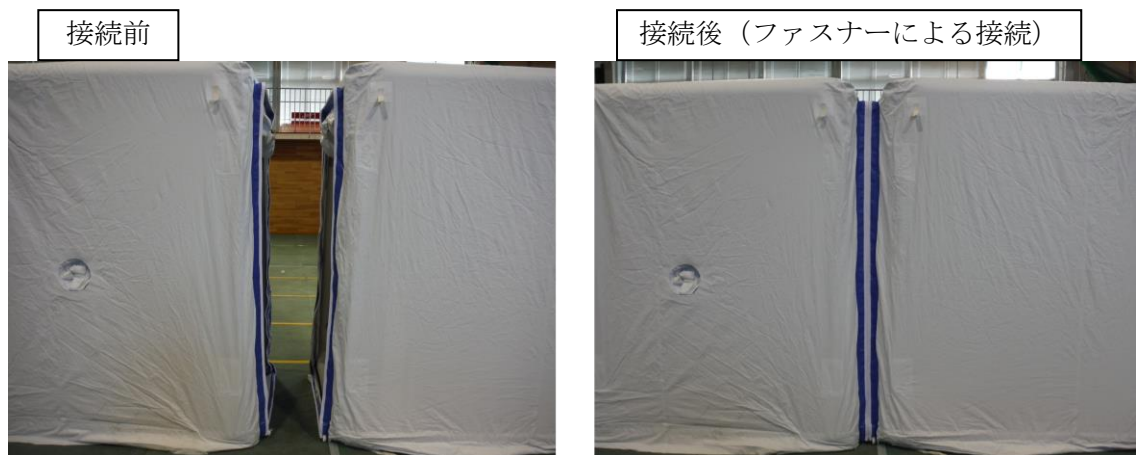


図 1.1-10 各エアートント間の接続 (イメージ)

(3) 可搬型空気浄化装置

可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図 1.1-11 に示す。中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化装置による換気ができていることの確認は、チェン징ングエリアのエアートント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視により確認する。

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징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징ングエリア用の可搬型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、可搬型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、可搬型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：縦 380×横 350×高さ 1100mm ○風 量：9m³/min (540m³/h) ○重 量：約 45kg ○フィルタ：微粒子フィルタ（捕集効率 99.97%以上） よう素フィルタ（捕集効率 99.9%以上）
	<p>微粒子フィルタ</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>よう素フィルタ</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 1.1-11 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，コントロール建屋内に設置し，図 1.1-12 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，可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は，脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し，ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止する。

図 1.1-12 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

コントロール建屋 2階

コントロール建屋 地下1階

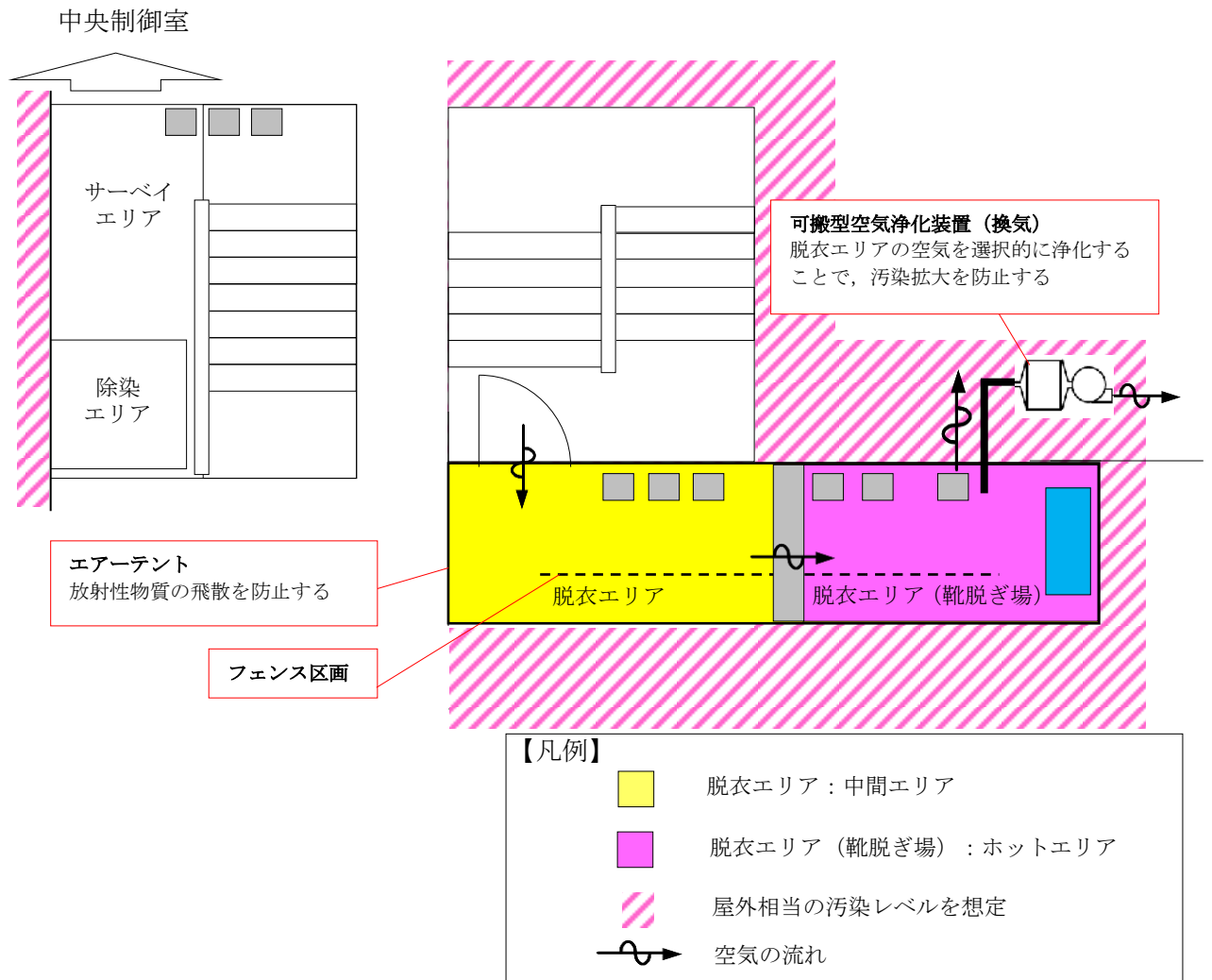


図 1.1-12 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

(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は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、中央制御室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、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	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	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	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	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4 【1ヶ月後の値】に準拠

1.1.8 乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）

チェンジングエリア設置箇所付近の全照明が消灯した場合に使用する乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）は、12個（予備2個）を使用する。個数は身体汚染検査、除染に必要な照度を確保できることを確認している。乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の仕様を表 1.1-5に示す。

表 1.1-5 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ) 	中央制御室待避室	12 個（予備 2 個）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約 72 時間

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 1.1-13 に示すように設置する乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）により各中心部床面において 5 lx 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 1.1-13 乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）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 4 組を想定し、同時に 8 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 8 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約 21 分であり、全ての要員が汚染している場合でも約 36 分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屋内に設置しており、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防護資機材の内訳を表 1.2-7 及び表 1.2-8 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	配備数*1	根拠
不織布カバーオール	420 着	20 名 (6,7 号機運転員 18 名+余裕, 以下同様) ×2 交替×7 日×1.5 倍
靴下	420 足	20 名×2 交替×7 日×1.5 倍
帽子	420 着	20 名×2 交替×7 日×1.5 倍
綿手袋	420 双	20 名×2 交替×7 日×1.5 倍
ゴム手袋	840 双	20 名×2 交替×7 日×2 倍 (2 双を 1 セットで使用) ×1.5 倍
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	180 個	20 名×2 交替×3 日 (除染による再使用を考慮) ×1.5 倍
電動ファン付き全面マスク	20 個	20 名 中央制御室の被ばく評価において, 運転員が交替する場合の入退域時に電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから, 交替の拠点となる後方支援拠点にも同数配備する。
全面マスク	160 個	180 個 (ろ過式呼吸用保護具総数) - 20 個 (電動ファン付き全面マスク)
チャコールフィルタ (以下内訳)	420 組	20 名×2 交替×7 日×1.5 倍
電動ファン付き全面マスク用	140 組	20 名×7 日 中央制御室の被ばく評価において, 運転員が交替する場合の入退域時に電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから, 交替の拠点となる後方支援拠点にも同数配備する。
全面マスク用	280 組	420 組 (チャコールフィルタ総数) - 140 組 (電動ファン付き全面マスク用)
アノラック	210 着	20 名×2 交替×7 日×1.5 倍×50%(年間降水日数を考慮)
汚染区域用靴	10 足	20 名×0.5 (現場要員の半数)
セルフエアセット	4 台	初期対応用 3 台+予備 1 台
酸素呼吸器	5 台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用 4 台+予備 1 台

注記*1 : 予備を含む (今後, 変更する可能性がある)

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) *1

注記*1 : 中央制御室の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当たっては、「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、除染エリアからなり、5号機原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点から5号機原子炉建屋内に設営する。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	5号機原子炉建屋3階	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。
設営形式	エアータント	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアータントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（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保安班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。	緊急時対策所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	保安班員	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保安班員が設営を行う。

1.2.3 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、5号機原子炉建屋内緊急時対策所陽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屋内のアクセスルートは、図 1.2-1、図 1.2-2 及び図 1.2-3 のとおりとする。

なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に入室するアクセスルートは2ルート設けることから、使用するアクセスルートに応じてチェンジングエリアを設営する。

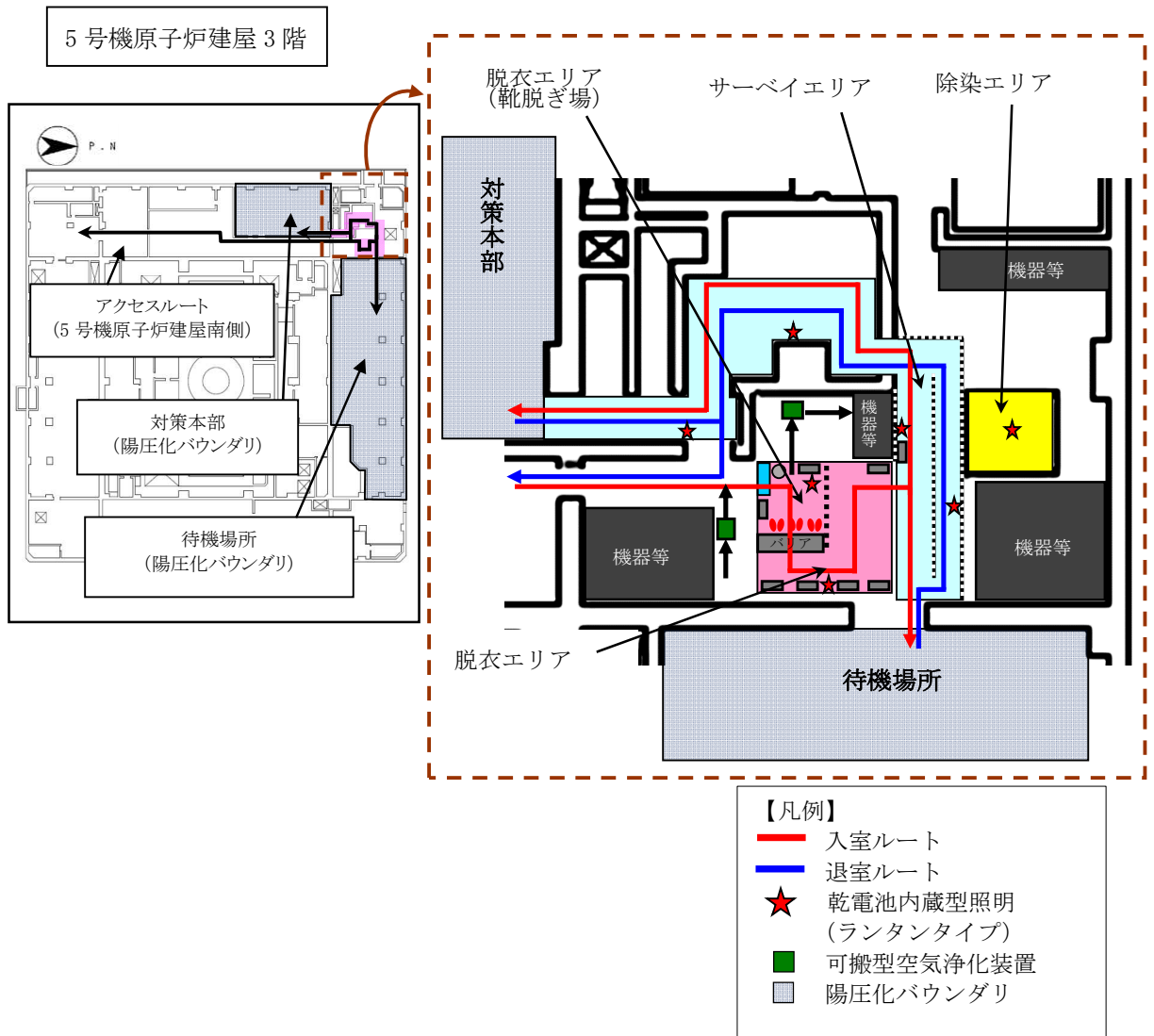


図 1.2-1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所 (5号機原子炉建屋南側アクセスルート)

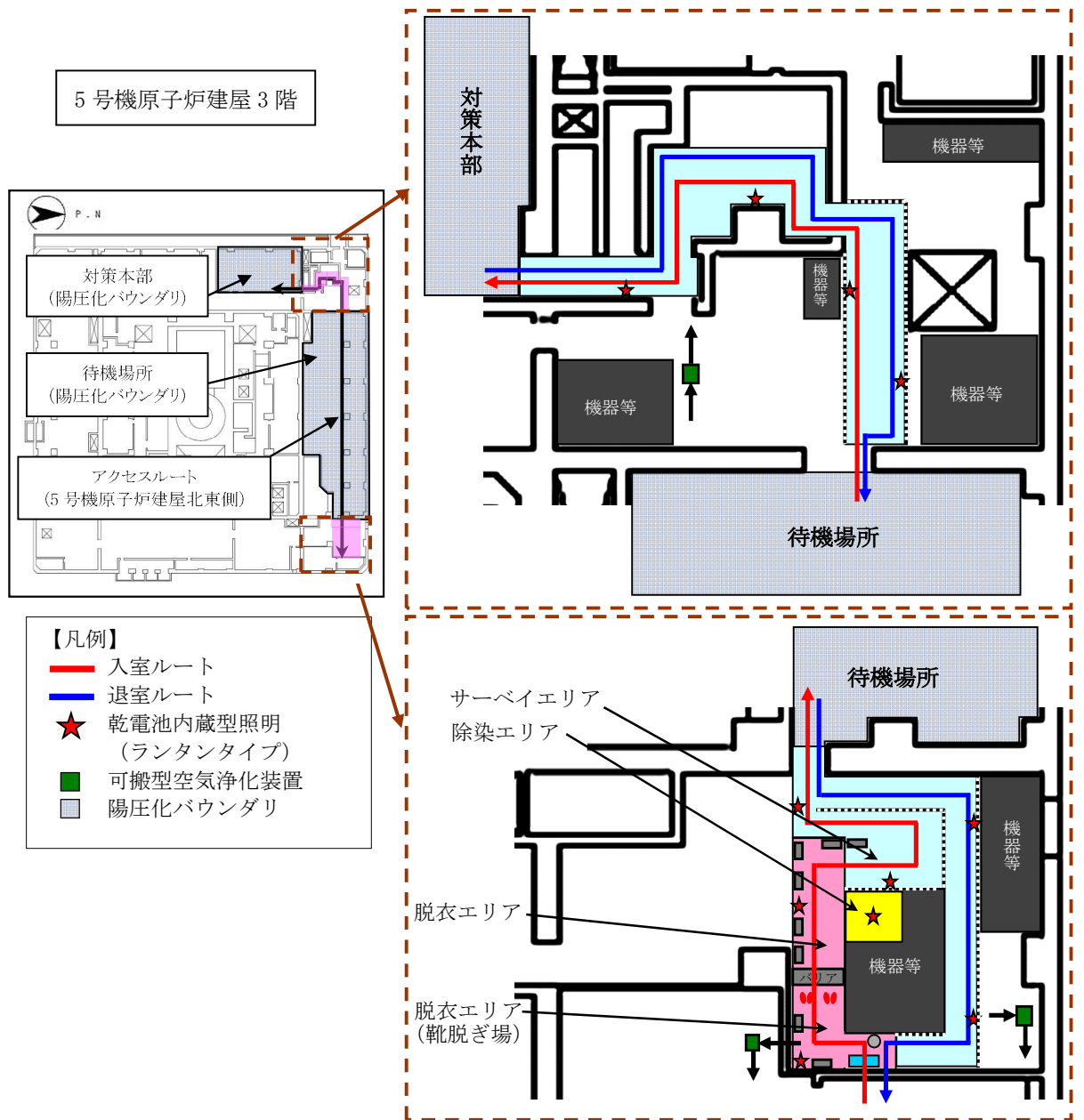


図 1.2-2 5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所 (5号機原子炉建屋北東側アクセスルート)

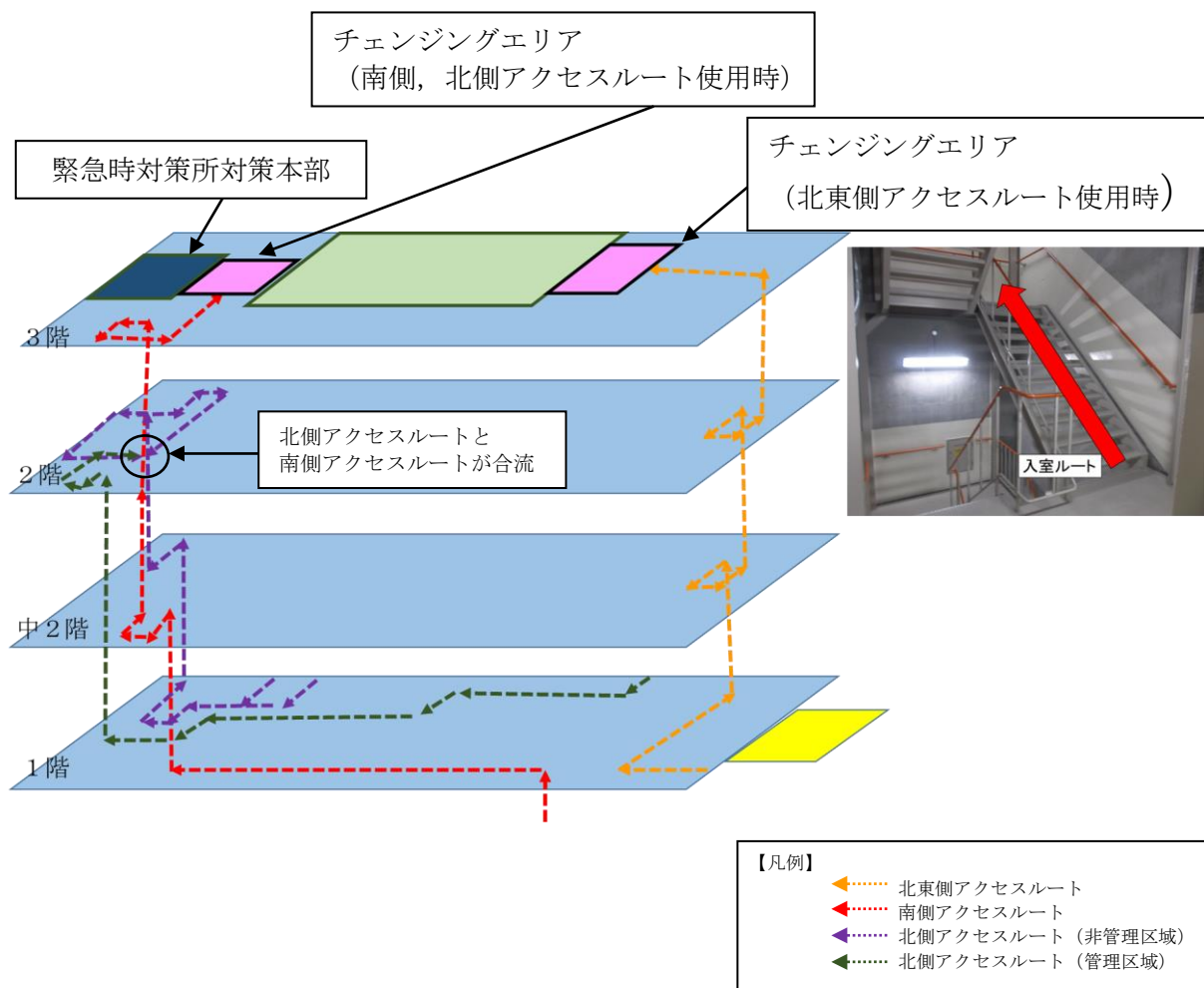


図 1.2-3 5号機原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセスルート概要図

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 1.2-4 の設営フローに従い、図 1.2-5 及び図 1.2-6 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、保安班員 2 名で、南側アクセスルートを使用する場合は約 60 分、北東側アクセスルートを使用する場合は約 90 分を想定している。

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（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））の保安班員 2 名、または参集要員（10 時間後までに参集）のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。

設営の着手は、保安班長が、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（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保安班員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。

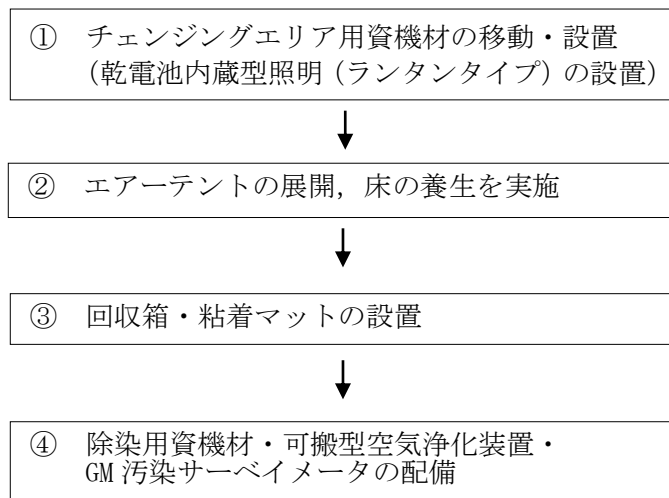


図 1.2-4 チェンジングエリア設営フロー

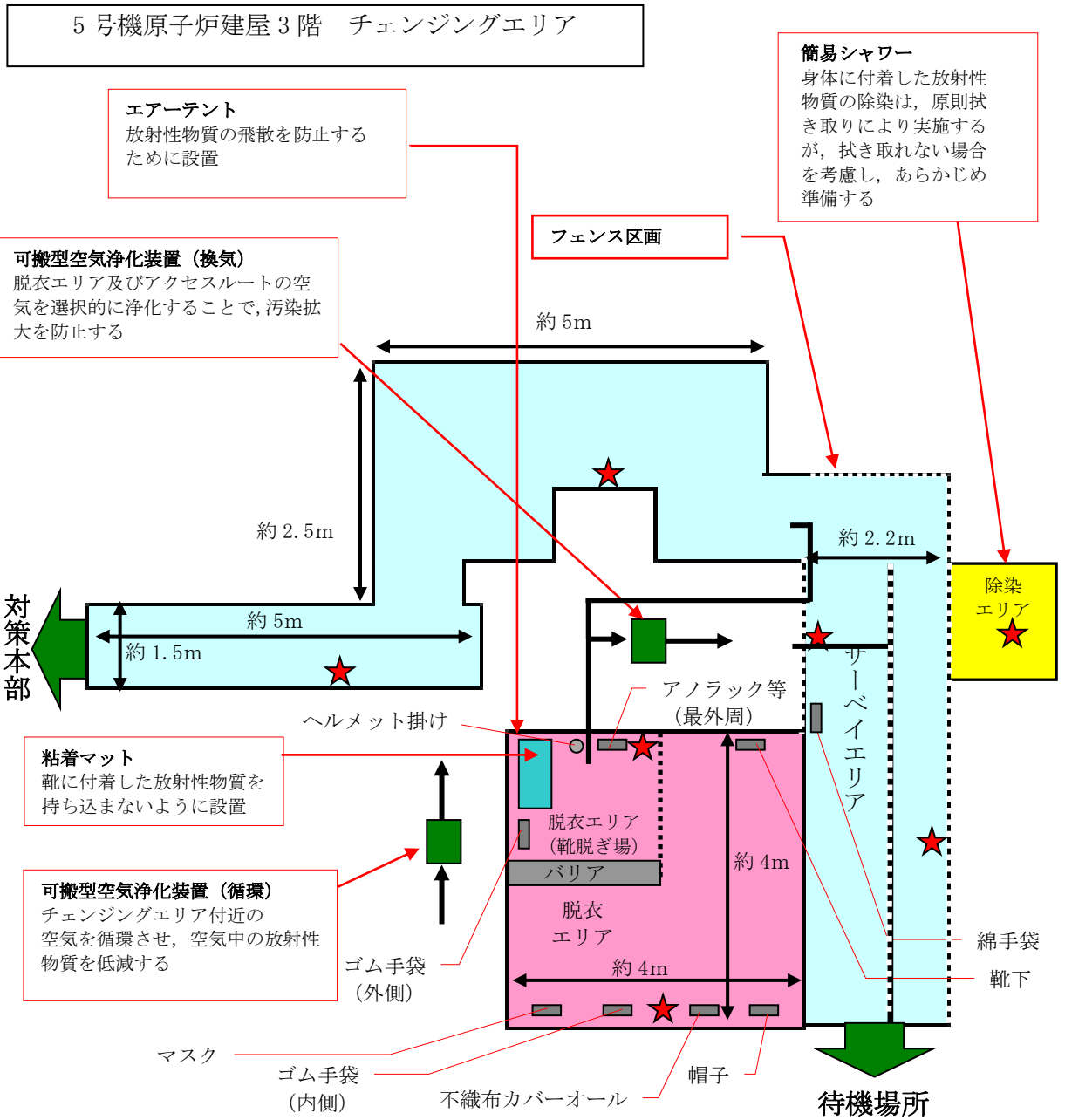


図 1.2-5 5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア (5号機原子炉建屋南側アクセスルート)

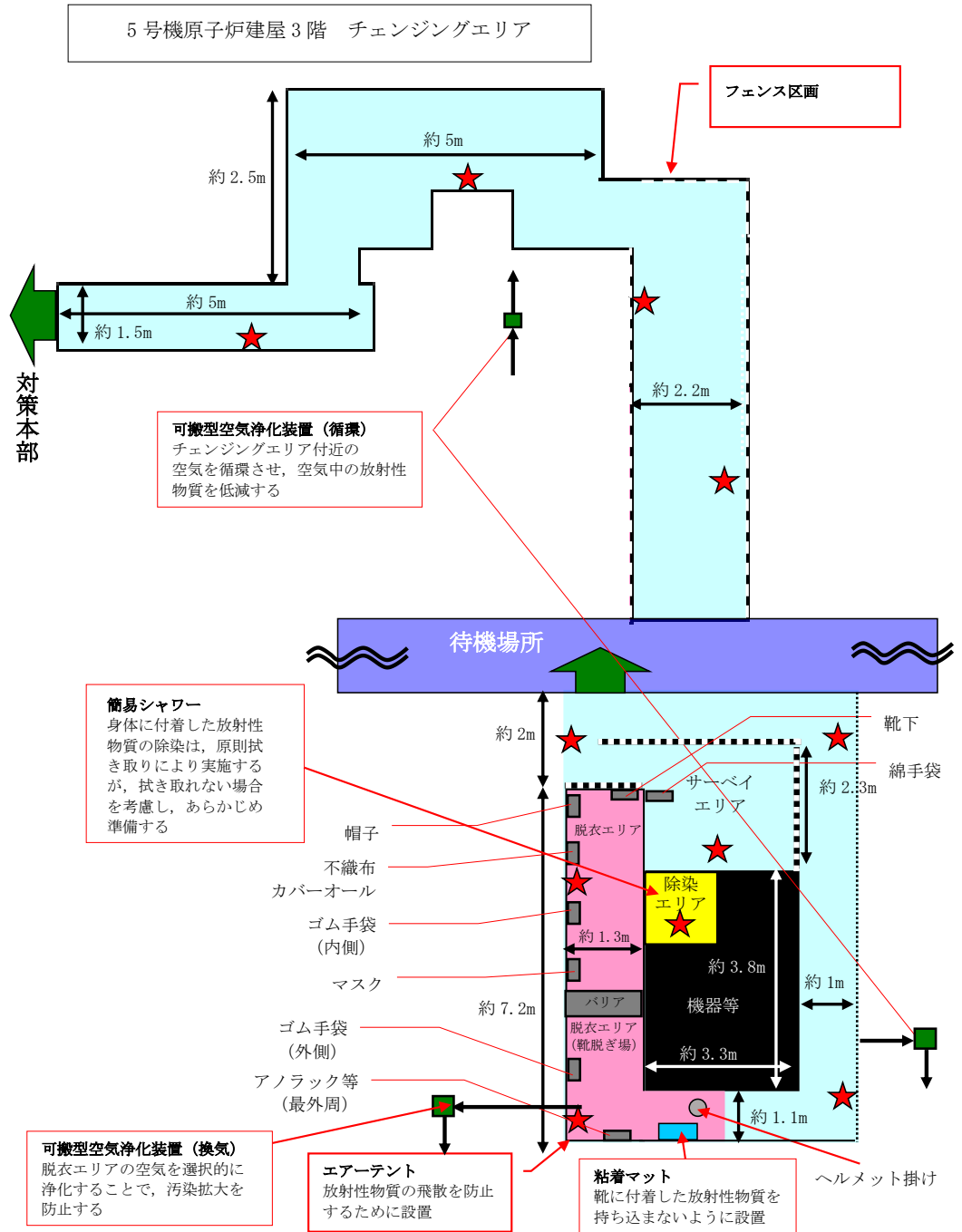


図 1.2-6 5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア
(5号機原子炉建屋北東側アクセスルート)

(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 1.2-2 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付近に保管する。

なお、アクセスルートに応じてチェンジングエリアを設営するため、チェンジングエリア用資機材は南側アクセスルート又は北東側アクセスルートのチェンジングエリア設営に必要な最大数を保管する。

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
エアーテント（南側ルート）	1 式	エリア設営に必要な数量
エアーテント（北東側ルート）	1 式	エリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	31.0m^2 （テント，サーバイエリアの養生面積） $\times 3$ （補修張替え等） $\times 1.5$ 倍 $\div 50\text{m}^2/\text{巻} = 2.8 \rightarrow 3$ 巻
バリア	4 個	エリア設営に必要な数量
フェンス	28 枚	エリア設営に必要な数量
粘着マット	2 枚	1 枚 $\times 1.5$ 倍 $= 1.5 \rightarrow 2$ 枚
ヘルメット掛け	1 式	エリア設営に必要な数量
ポリ袋	25 枚	16 袋（脱衣回収用 8 袋+汚染拡大防止処置用 5 袋+除染で発生した汚染水処理用 3 袋） $\times 1.5$ 倍 $= 24$ 枚
テープ	5 巻	39.7m （養生エリアの外周距離） $\times 3$ 倍（補修張替え） $+ 80$ 名（1~7 号機対応の現場復旧班要員 65 名+保安班現場要員 15 名） $\times 2$ （現場に行く回数） $\times 7$ 日間 $\times 5\%$ （除染不可で汚染拡大防止処置を行う割合） $\times 0.5\text{m}$ （1 人当たりの使用量） $= 147.2\text{m} \times 1.5$ 倍 $\div 50\text{m}/\text{巻} = 4.5 \rightarrow 5$ 巻
ウエス	2 箱	80 名（1~7 号機対応の現場復旧班要員 65 名+保安班現場要員 15 名） $\times 2$ （現場に行く回数） $\times 7$ 日 $\times 10\%$ （シャワー除染を行う割合） $\times 500\text{mL}$ （1 回除染する際の排水量の平均） $\div 50\text{mL}$ （ウエス 1 枚の吸水量） $\times 1.5$ 倍 $\div 1200$ 枚/1 箱 $= 1.4 \rightarrow 2$ 箱
ウェットティッシュ	10 巻	180 名（1~7 号機対応の緊急時対策要員 164 名+自衛消防隊 10 名+余裕） $\times 2$ （現場に行く回数） $\times 0.4$ （汚染する割合） $\times 7$ 日 $\times 1.5$ 倍 $\div 200$ 枚/巻 $= 7.6 \rightarrow 10$ 巻
はさみ	6 個	エリア設営に必要な数量
マジック	2 本	サーバイエリア用，除染エリア用の 2 本
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
可搬型空気浄化装置	4 台	エリア設営に必要な数量 3 台（予備 1 台）

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 1.2-5 及び図 1.2-6 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、ヘルメット、アノラック、ゴム手袋（外側）、汚染区域用靴等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、マスク、ゴム手袋（内側）、不織布カバーオール、帽子、靴下を脱衣する。
- ・サーベイエリアで、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、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、緊急時対策所へ入室する。汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安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を行う。
また、保安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 1.2-7 及び以下のとおりとする。

- ・汚染検査にて汚染基準を超える場合は、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。
- ・汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、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 1.2-8 のとおりである。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1.2-7 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する。

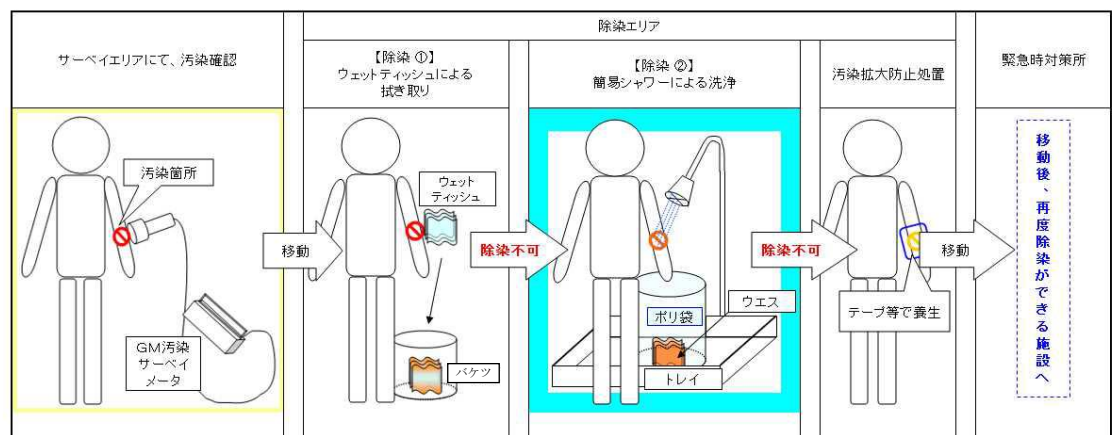


図 1.2-7 除染及び汚染水処理イメージ



図 1.2-8 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。

- ・緊急時対策所内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋（内側）、ゴム手袋（外側）等を着衣する。
- ・南側アクセスルートでは、エアーテント入口付近でヘルメット、汚染区域用靴を着用する。北東側アクセスルートでは、チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴を着用する。保安班員は、要員の作業に応じて、アノラックの着用を指示する。

(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

保安班員は、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、可搬型空気浄化装置を南側アクセスルートでは2台、北東側アクセスルートでは3台設置する。可搬型空気浄化装置は、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に配置し、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、脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図1.2-9のとおりであり、仕様は表1.2-3及び表1.2-4のとおりである。専用ブロアにより、南側アクセスルートでは約7分間、北東側アクセスルートでは約9分間送風することで、展張することが可能である。なお、展張は手動及びブロワによる送風も可能な設計とする。

図1.2-10はエアーテントの設置状況であり、図1.2-11のとおりエアーテントはファスナーを用いて接続する。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。また、エアーテント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。

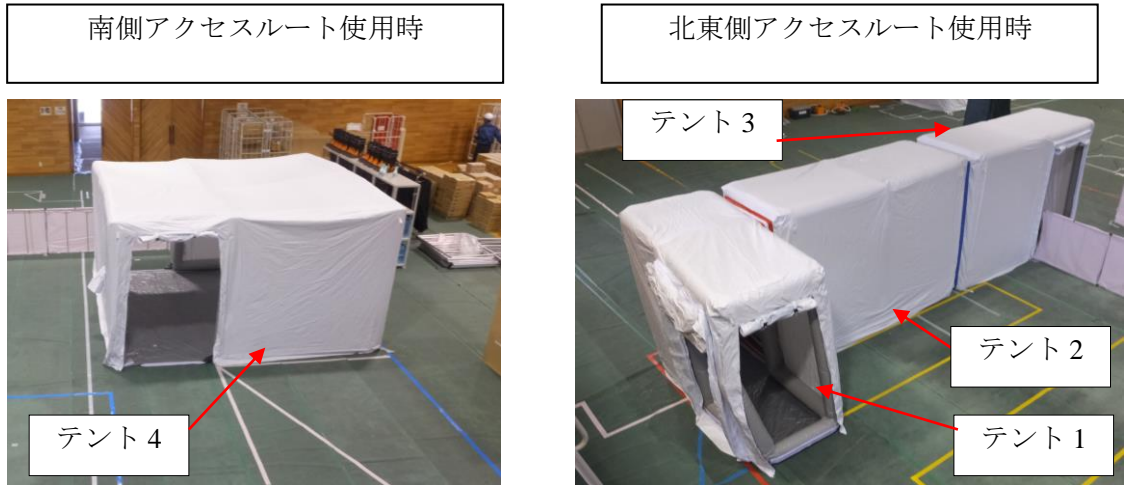


図1.2-9 エアーテントの外観イメージ

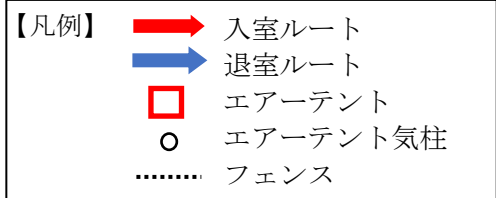
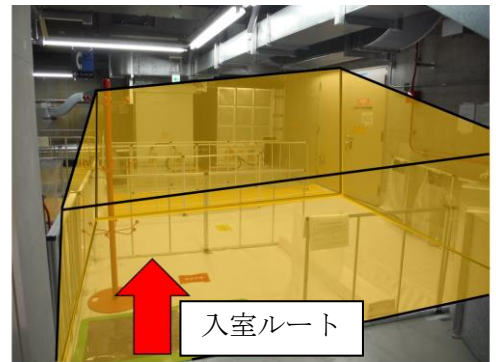
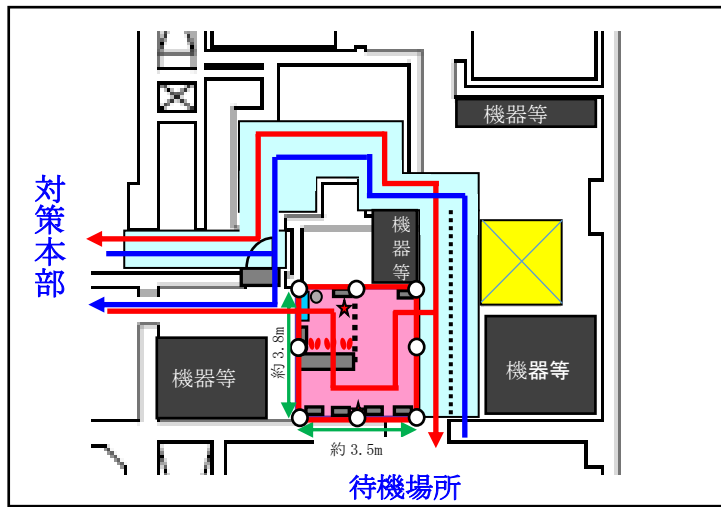
表 1.2-3 エアーテント（南側ルート）の仕様

	テント 4
サイズ (mm)	幅 3500×奥行 3840×高さ 2100
サイズ (折り畳み時) (mm)	約 幅 700×奥行 800×高さ 500
本体重量 (kg)	約 60
送風時間 (専用ブロー)	約 7 分

表 1.2-4 エアーテント（北東側ルート）の仕様

	テント 1	テント 2	テント 3
サイズ (mm)	幅 1030×奥行 2320 ×高さ 2100	幅 1150×奥行 2910 ×高さ 2100	幅 1150×奥行 2910 ×高さ 2100
サイズ (折り畳み時) (mm)	約 幅 550×奥行 600 ×高さ 450	約 幅 600×奥行 750 ×高さ 450	約 幅 600×奥行 750 ×高さ 450
本体重量 (kg)	約 30	約 35	約 35
送風時間 (専用ブロー)	約 3 分	約 3 分	約 3 分
構造	テント 1, 2, 3 を連結し組み立て		

(a) 南側アクセスルートを使用する場合



(b) 北東側アクセスルートを使用する場合

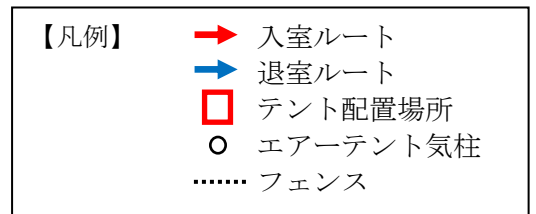
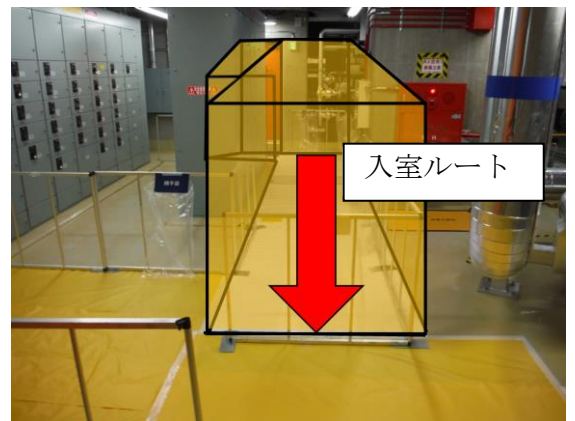
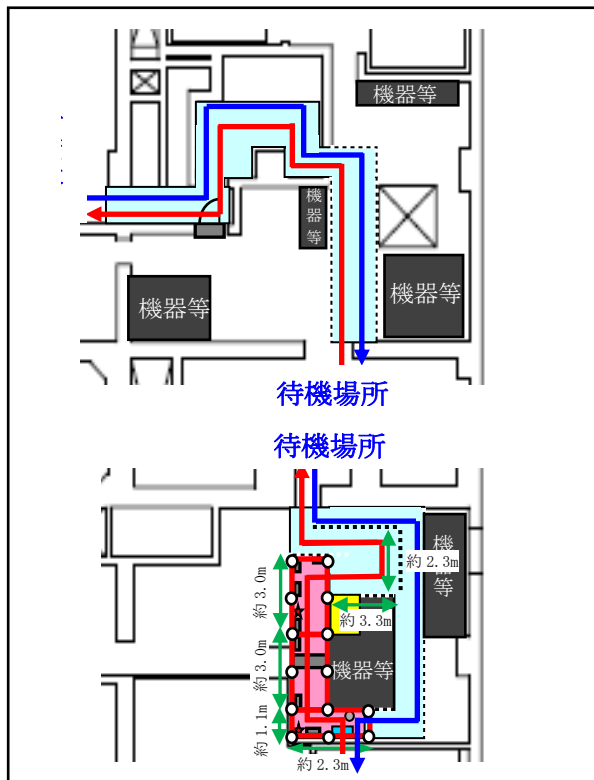


図 1.2-10 エアーテントの設置状況 (イメージ)



図 1.2-11 各エアートtent間の接続 (イメージ)

(3) 可搬型空気浄化装置

緊急時対策所内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化装置による換気ができていることの確認は、チェン징グエリアのエアートtent生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視するにより確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図 1.2-12 に示す。

可搬型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グエリアから遠ざけて保管する。

	<ul style="list-style-type: none"> ○外形寸法：縦 380×横 350×高さ 1100mm ○風 量：9m³/min (540m³/h) ○重 量：約 45kg ○フィルタ：微粒子フィルタ (捕集効率 99.97%以上) よう素フィルタ (捕集効率 99.99%以上)
	<p>微粒子フィルタ</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>よう素フィルタ</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 1.2-12 可搬型空気浄化装置の仕様

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは，原子炉建屋内に設置し，図 1.2-13 及び図 1.2-14 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，可搬型空気浄化装置を南側アクセスルートでは 2 台，北東側アクセスルートでは 3 台設置する。可搬型空気浄化装置は，脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し，ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに，チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図 1.2-13 及び図 1.2-14 に示すようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

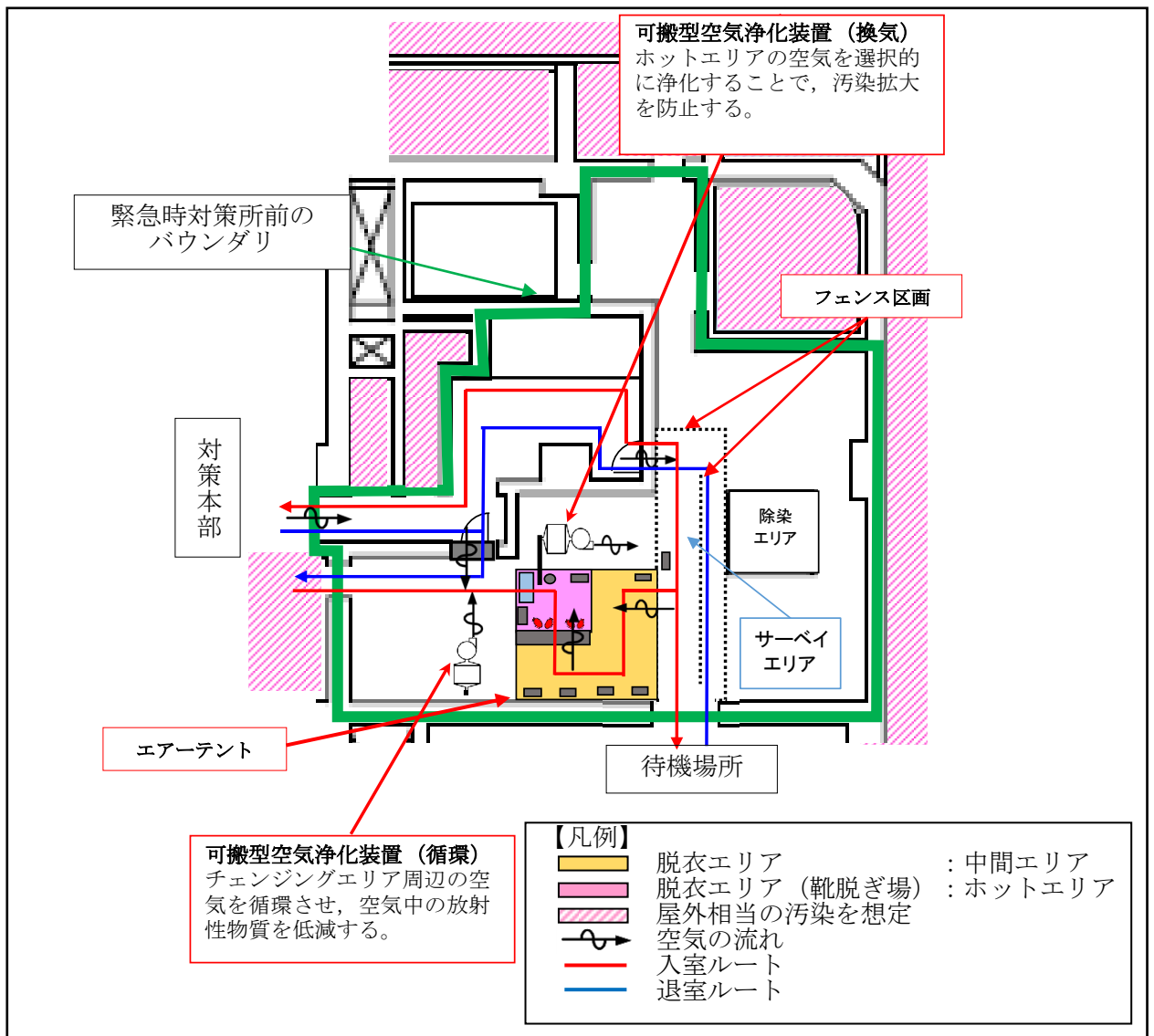


図 1.2-13 5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5号機原子炉建屋南側アクセスルート)

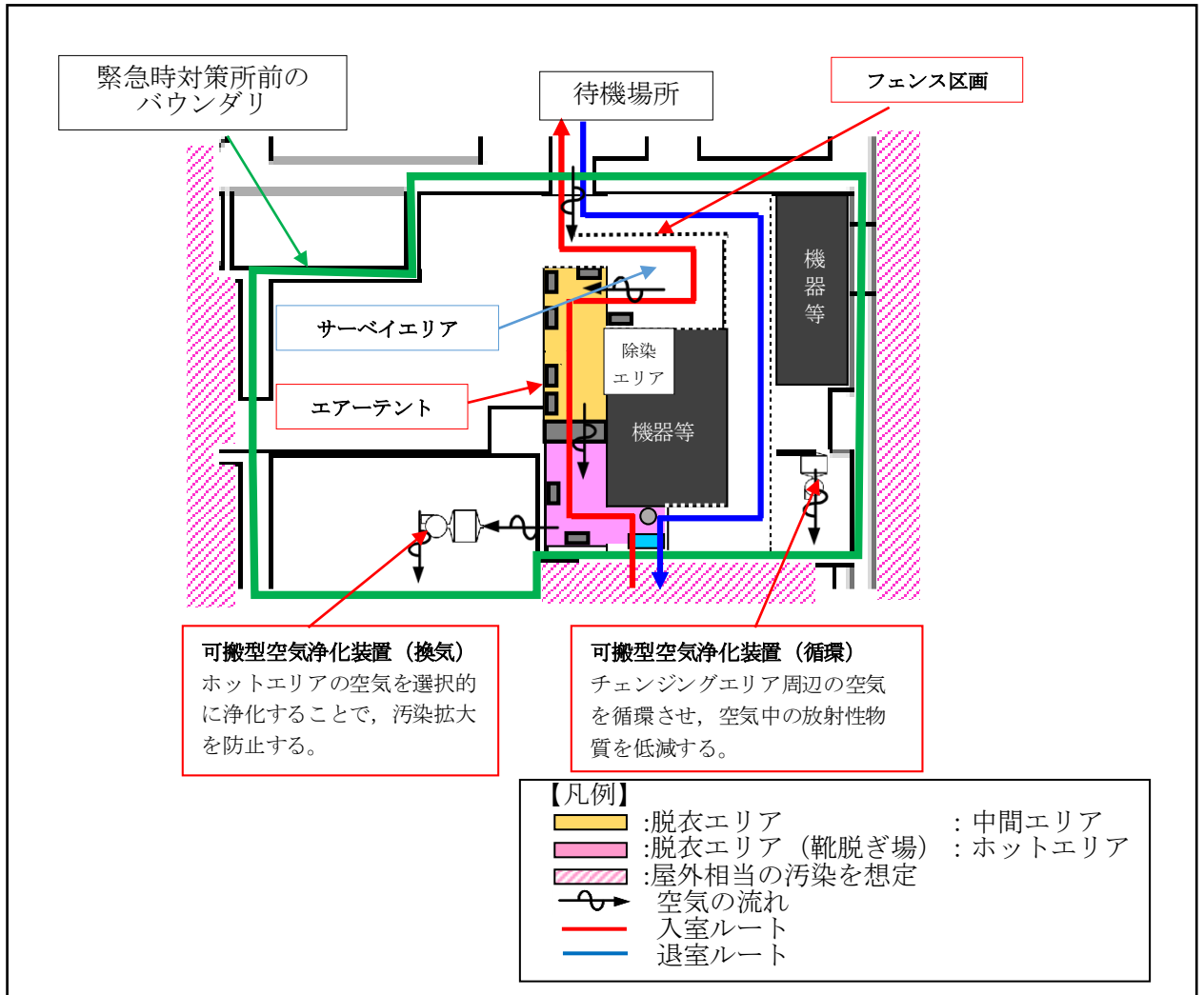


図 1.2-14 5号機原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ
(5号機原子炉建屋北東側アクセスルート)

(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、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 1.2-5 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 1.2-5 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 1.2-5 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	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	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	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	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4 【1ヶ月後の値】に準拠

1.2.8 乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）

チェンジングエリア設置箇所付近の全照明が消灯した場合に使用する乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）は、11個（予備2個）を使用する。個数は身体汚染検査、除染に必要な照度を確保できることを確認している。乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の仕様を表1.2-6に示す。

表 1.2-6 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプ) 	緊急時対策所 (対策本部)	11 個（予備 2 個）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約 72 時間

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 1.2-15 に示すように設置する乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）により各中心部床面において 5 lx 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 1.2-15 乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）確認状況

1.2.9 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 30 分であり、全ての要員が汚染している場合でも約 56 分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屋内に設置しており、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。

1.2.10 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防護資機材の内訳を表 1.2-7 及び表 1.2-8 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 1.2-7 放射線防護具

品名	配備数*1	根拠
不織布カバーオール	1,890 着	180 名 (1~7 号機対応の緊急時対策要員 164 名+自衛消防隊 10 名+余裕, 以下同様) ×7 日×1.5 倍
靴下	1,890 着	180 名×7 日×1.5 倍
帽子	1,890 着	180 名×7 日×1.5 倍
綿手袋	1,890 双	180 名×7 日×1.5 倍
ゴム手袋	3,780 双	180 名×7 日×2 倍(2 双を 1 セットで使用) ×1.5 倍
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	810 個	180 名×3 日 (除染による再使用を考慮) ×1.5 倍
電動ファン付き全面 マスク	80 個	80 名 (1~7 号機対応の現場復旧班要員 65 名+保安班現場要員 15 名, 以下同様)
全面マスク	730 個	810 個 (ろ過式呼吸用保護具総数) - 80 個 (電動ファン付き全面マスク)
チャコールフィルタ (以下内訳)	1,890 組	180 名×7 日×1.5 倍
電動ファン付き全面 マスク用	560 組	80 名×7 日
全面マスク用	1,330 組	1890 組 (チャコールフィルタ総数) - 560 組 (電動ファン付き全面マスク用)
アノラック	945 着	180 名×7 日×1.5 倍×50% (年間降水日数を考慮)
汚染区域用靴	40 足	80 名×0.5 (現場要員の半数)
高線量対応防護服 (タングステンベスト)	14 着	14 名 (プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 14 名)
セルフエアセット	4 台	初期対応用 3 台+予備 1 台

注記*1 : 予備を含む (今後, 変更する可能性がある)

表 1.2-8 放射線計測器

品名	配備台数
GM 汚染サーベイメータ	4 台 (予備 1 台) *1

注記*1 : 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 可搬型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、可搬型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、以下の可搬型放射能測定装置及び小型船舶を使用する。

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

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

表2-1 可搬型放射能測定装置の計測範囲等

名 称	検出器の種類	計測範囲	記 録	個 数
可搬型ダスト・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 (Tl) シンチレーション	0.1~30 μGy/h	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	0~100 kmin ⁻¹	サンプリング 記録	2台 (予備1台)
ZnSシンチレーションサーベイメータ	ZnS (Ag) シンチレーション	0~100 kmin ⁻¹	サンプリング 記録	1台 (予備1台)

表2-2 小型船舶の仕様

項 目	内 容
数 量	1台 (予備1台)
最大積載重量	900kg以上
モニタリング時に持ち込む資機材	電離箱サーベイメータ：1台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1台 海水採取用機材（容器等）：1セット
保管場所	荒浜側高台保管場所：1台 (T. M. S. L. 約37m) 大湊側高台保管場所：1台 (T. M. S. L. 約34m)
移動方法	ボートトレーラーを牽引、又はユニック車にて荒浜側放水口砂浜又は物揚場まで運搬する



可搬型ダスト・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

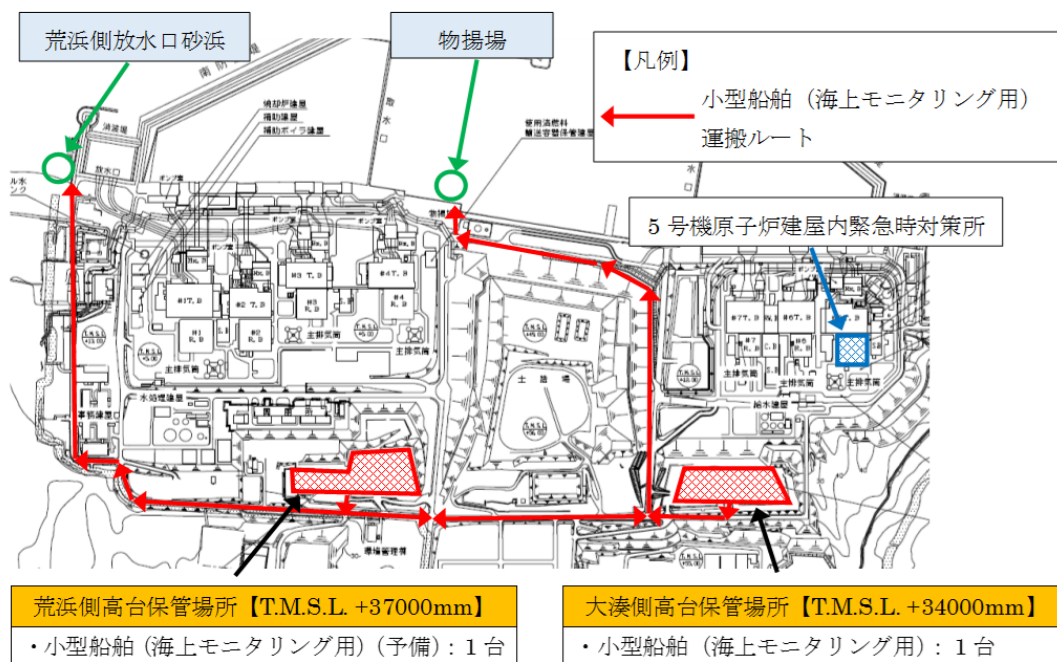


ZnSシンチレーションサーベイメータ



小型船舶

図2-1 可搬型放射能測定装置及び小型船舶の写真



小型船舶（海上モニタリング用）運搬ルートは、現場の状況により変更する。

図2-2 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2-3に示す。

表2-3 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	54
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再循環運転の考慮について	55
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	57
5. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価におけるコンクリート厚さの施工誤差の影響について	58
6. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	63
7. 審査ガイドへの適合状況	73
8. 空気流入率測定試験結果について	105
9. 事象選定の考え方について	110
10. 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧達成時間について	123
11. 実効放出継続時間の設定について	129
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	131
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	136
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	139
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	151
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	155
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	161
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	173
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	175
20. 中央制御室待避室の陽圧化時間の設定根拠について	178
21. 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量について	179

22.	中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ内放射性物質からのガンマ線による被ばくについて	180
23.	全面マスクによる防護係数について	182
24.	エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	186
25.	地表面への沈着速度の設定について	194
26.	有機よう素の乾性沈着速度について	197
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	199
28.	フィルタベント遮蔽壁及び二次遮蔽壁における入射線量の設定方法について	205
29.	重大事故等時の一次遮蔽壁の熱除去の評価について	209
30.	中央制御室に保管する飲食料等について	219
31.	中央制御室待避室の遮蔽設計見直しについて	220

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

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>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</p> <p>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</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>3.1(1) →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>3.1(1)a) 6号機及び7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中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，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) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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>(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4.大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5.大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6.建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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」） 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」） 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>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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」） 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>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>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2)d)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)e)1) 前項c)の結果を用いて、建屋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）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)e)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2)g) 評価手順の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>

被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

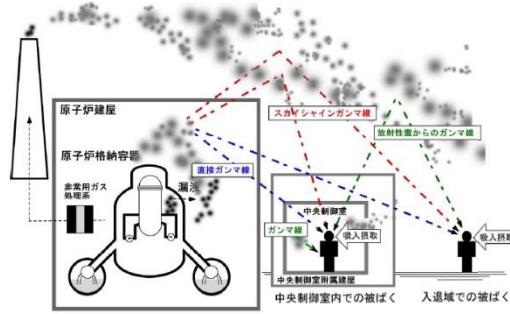
3.3 判断基準

「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。

- 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】。

3.3 →被ばく評価手法（内規）のとおりに

「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。



(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経路

→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。

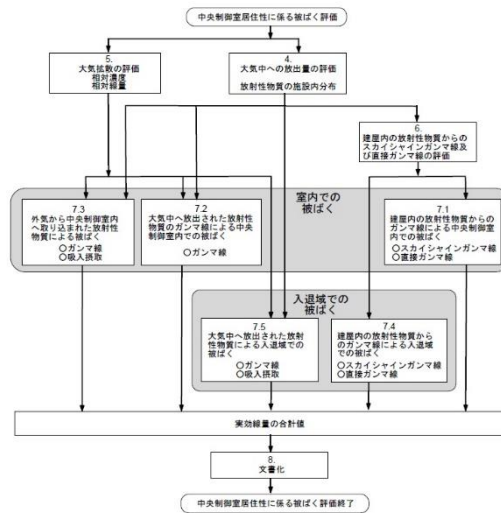
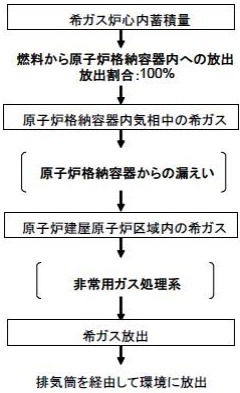
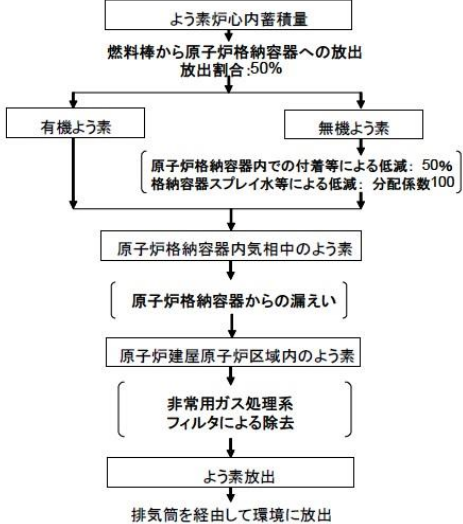


図3.2 評価の手順

→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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、この効果は無視する。</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、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 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 →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、炉心内蓄積量に対して希ガス100%, よう素50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(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、この効果は無視して評価している。</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、この効果は無視して評価している。</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> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div style="text-align: center;">  </div> <p>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）</p>	<p>4.1.1(2)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、非常用ガス処理系で処理された後、主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> <p>→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p>
<div style="text-align: center;">  </div> <p>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）</p>	<p>→図4.2の放出経路でよう素を評価している。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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>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る。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、サブプレッションプールに移行する。</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する。</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> <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</p>

被ばく評価手法（内規）

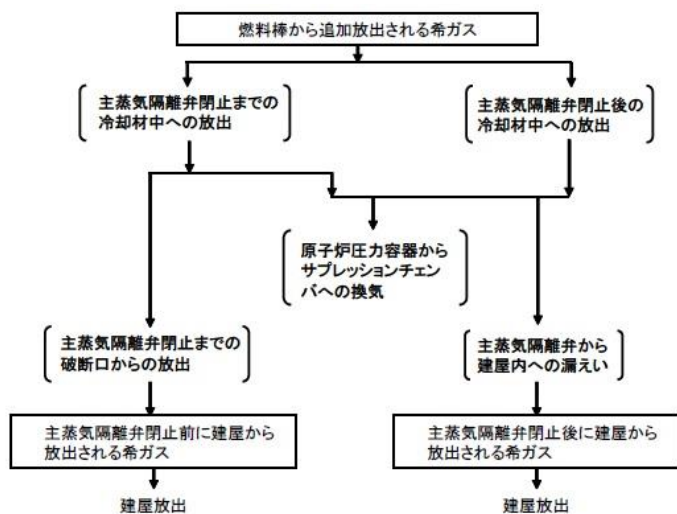


図4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR 型原子炉施設）

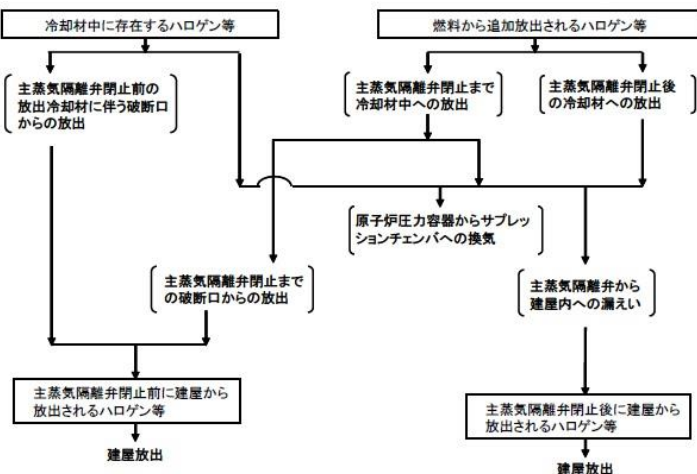


図4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR 型原子炉施設）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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。

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。

4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、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。

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、サブプレッションプールに移行するものとして評価している。

→図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

→図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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) ガウスプールの適用</p> <p>1) ガウスプールのモデル</p> <p>放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプールのモデル^(参3)を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x, y, z)$</td> <td>: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>λ</td> <td>: 放射性物質の崩壊定数</td> <td>(1/s)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_y</td> <td>: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_z</td> <td>: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <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>	$\chi(x, y, z)$: 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)	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>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する。</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>
$\chi(x, y, z)$: 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)																							
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)																							

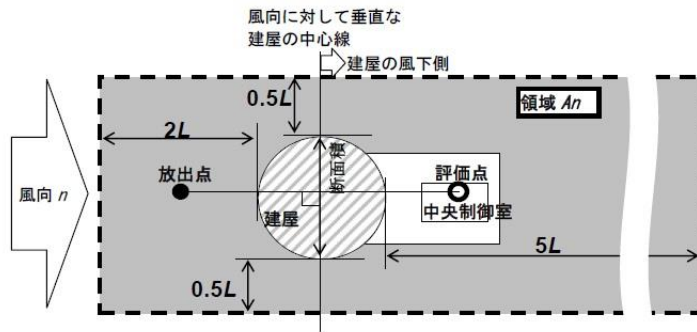
被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>c) 気象データ 風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には，(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに，建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}，σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータΣ_y，Σ_zを適用する。</p> <p>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> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/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 : 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) Σ_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 (m²) c : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a)1) 建屋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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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>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> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x, y, z)$</td> <td>: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq / m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq / s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m / s)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq / m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq / s)	U	: 放出源を代表する風速	(m / s)	H	: 放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>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) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</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> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$) , (5.4)式で濃度を評価している。</p>
$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度	(Bq / m ³)																	
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq / s)																	
U	: 放出源を代表する風速	(m / s)																	
H	: 放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)																	

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0, H=0$），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x,y,0)$</td> <td>: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散 (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件 a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。 中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を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An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする(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。</p>	$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)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)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(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> <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屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)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)														
\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)														

被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



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。

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。

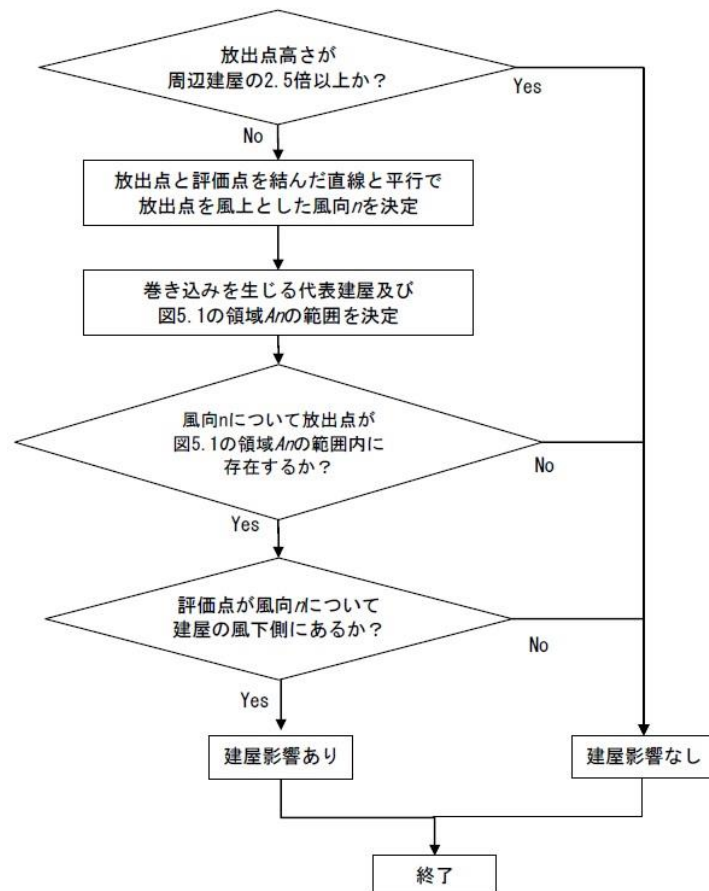


図5.2 建屋影響の有無の判断手順

被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(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

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、プールの拡散は、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。

b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。

建屋影響を受けない通常の大気拡散の基本式(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)

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。

5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。

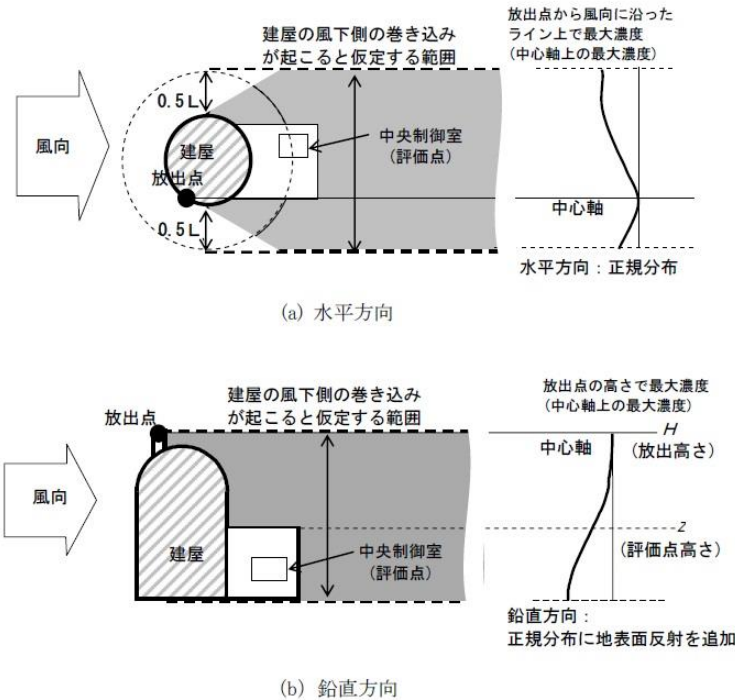


図5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。 <div data-bbox="432 544 1093 802" style="text-align: center;"> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>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> </div> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気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ものとする。 2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。 <ol style="list-style-type: none"> i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。 	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)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <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再循環運転を行うが、同時に少量外気取入を行うため、中央制御室内には、流入及び給気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> <p>5.1.2(3)b)2) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</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												

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面上における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$として、σ_{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に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び可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</p>	<p>5.1.2(3)b)3) 中央制御室が属するコントロール建屋の屋上面を代表とし、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に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び可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

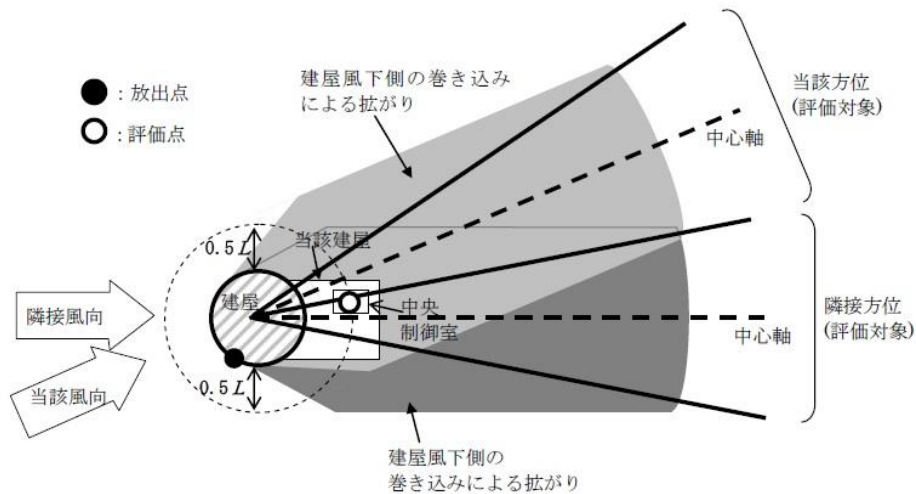
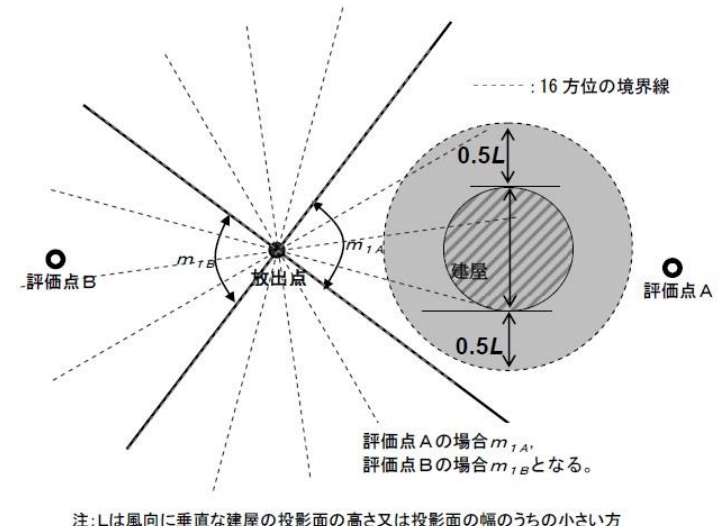
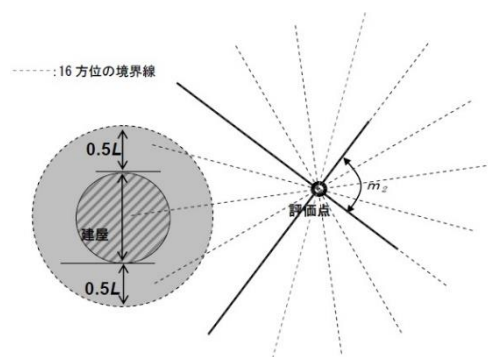


図5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、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】。</p>  <p>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</p> <p>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)</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気の評価点に到達すること。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】。</p>	<p>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。</p>

被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図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。

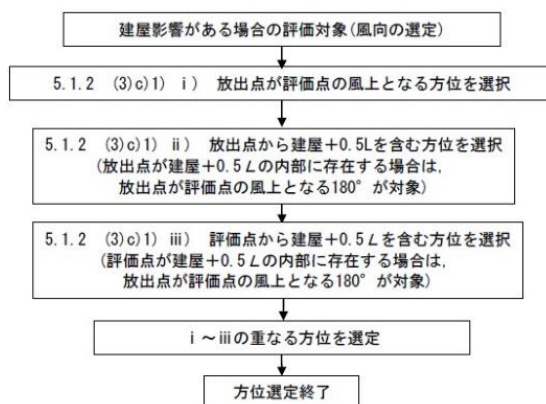


図5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順に従って、建屋の巻き込み評価をしている。

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、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】。</p> <div data-bbox="593 391 918 654" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <ol style="list-style-type: none"> 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】。 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。 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】。 <div data-bbox="593 1077 929 1348" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) すべての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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 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>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</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 style="margin-left: 40px;"> x : 風下距離 (km) σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg) </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>5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。</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>

被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

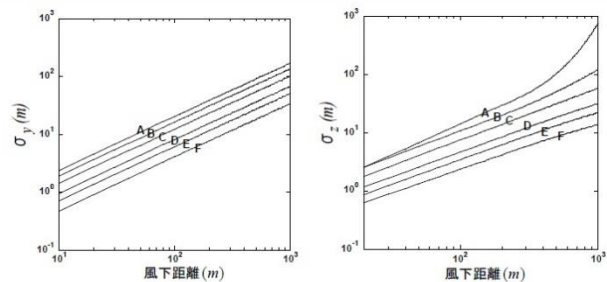
(a) 風下距離が0.2km未満
(a_2, a_3 は0とする)

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



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

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直1/10 濃度幅h の図及び水平1/10 濃度幅を見込む角 θ の記述にほぼ忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。</p> <p>h 及び θ は、次のとおりである^(参3)。</p> $h = 2.15\sigma_z \quad \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \quad \dots\dots\dots (5.9)$ <p>h : 濃度が1/10 になる高さ (m) θ : 角度因子 (deg) x : 風下距離 (m)</p> <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 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> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \quad \dots\dots\dots (5.10)$ <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 $\delta_i^d = 0$</p> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって$(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p>	<p>中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <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> <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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																																	
<p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$ の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$ <table border="0"> <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>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>i</i>の風速</td> <td>(m/s)</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 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> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <table border="0"> <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(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>x</td> <td>:放出源から評価点までの距離</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>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>	$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</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>i</i> の風速	(m/s)	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)	$(\chi/Q)_i$: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>5.2.2(2)a) 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，5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</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>i</i> の風速	(m/s)																																
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)																																
$(\chi/Q)_i$: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)																																

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																				
<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。</p> <p>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> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 20px;"> <tr> <td style="width: 70%;">\$(\chi/Q)_i\$: 時刻 \$i\$ の相対濃度</td> <td style="text-align: right;">\$(s/m^3)\$</td> </tr> <tr> <td>\$H\$: 放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">\$(m)\$</td> </tr> <tr> <td>\$z\$: 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">\$(m)\$</td> </tr> <tr> <td>\$U_i\$: 時刻 \$i\$ の風速</td> <td style="text-align: right;">\$(m/s)\$</td> </tr> <tr> <td>\$A\$: 建屋等の風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">\$(m^2)\$</td> </tr> <tr> <td>\$c\$: 形状係数</td> <td style="text-align: right;">\$(-)\$</td> </tr> <tr> <td>\$\sum_{yi}\$: 時刻 \$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 style="text-align: right;">\$(m)\$</td> </tr> <tr> <td>\$\sum_{zi}\$: 時刻 \$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 style="text-align: right;">\$(m)\$</td> </tr> <tr> <td>\$\sigma_{yi}\$: 時刻 \$i\$ で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">\$(m)\$</td> </tr> <tr> <td>\$\sigma_{zi}\$: 時刻 \$i\$ で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">\$(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>	\$(\chi/Q)_i\$: 時刻 \$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\$ 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\$ 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\$ 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)\$	\$\sigma_{yi}\$: 時刻 \$i\$ で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	\$(m)\$	\$\sigma_{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(2)b) 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に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>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\$ 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\$ 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\$ 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\$ 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)\$																				
\$\sigma_{yi}\$: 時刻 \$i\$ で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	\$(m)\$																				
\$\sigma_{zi}\$: 時刻 \$i\$ で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	\$(m)\$																				

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<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> <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して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、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> $D = K_I E \mu_a \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 20px;"> <tr> <td style="width: 15%;">D</td> <td style="width: 60%;">: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td style="width: 25%; text-align: right;">($\mu\text{Gy}/s$)</td> </tr> <tr> <td>K_I</td> <td>: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td style="text-align: right;">$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$</td> </tr> <tr> <td>$E$</td> <td>: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td style="text-align: right;">(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 style="text-align: right;">($1/m$)</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 style="text-align: right;">($1/m$)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離</td> <td style="text-align: right;">(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 style="text-align: right;">(Bq/m^3)</td> </tr> </table> <p style="margin-top: 20px;">$\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$は、$0.5\text{MeV}$のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照)</p>	D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)	K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$	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	($1/m$)	μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1/m$)	r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)	$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数		$\chi(x', y', z')$: (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して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して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> <p>5.3(4) 建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p> <p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p>
D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)																							
K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$																							
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	($1/m$)																							
μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1/m$)																							
r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)																							
$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数																								
$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度	(Bq/m^3)																							

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x', y', z')$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。 ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</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気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(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>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>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屋内放射線源の計算，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(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> <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，原子炉建屋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蓄積量に対する割合は，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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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>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（<small>参6, 参7, 参8</small>）とする。</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している。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している。</p> <p>6.1(2)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> <p>6.1(2)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) 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、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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p> $H_S = \int_0^T D_S dt$ $D_S = \sum_E \sum_{\ell} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_i \sum_m \mu_i' X_m\right) dV$ (6.1) </p> <p> 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 ($\gamma/(m^2 s)$) μ_i' : 散乱エネルギー E' に於ける物質 ℓ 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) </p> <p>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)</p> <p> $\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right)$ (6.2) </p> <p> $b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$ </p> <p> μ_i : 線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 (1/m) $S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) $B(E, b^0)$: 線源エネルギー E のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に対するビルドアップ係数 (-) X_j : 領域 j の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) μ_k : 線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m) X_n : 空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m) </p>	<p>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。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を，輸送計算で求める場合 <small>(参6, 参7)</small></p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p> μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 (1/m) x_i : 領域 i の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian) $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 ($\gamma/m^2 \cdot \text{weight}$) $\text{weight} = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_c : 天井面積 (m^2) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は，ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(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 <small>(参6, 参7, 参9)</small> とする。</p>	<p>6.3 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は，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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-bR}}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> H_d : 実効線量 (Sv) $K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数 (Sv/(γ/m²)) $S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m³) $B(E, b)$: 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 (m³) </p>	
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次のa)及びb)のとおり、想定事故に対し、すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説7.1】。</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損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 →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 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>7.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1から7.1.2までに示す方法によって計算している。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="510 268 1048 614" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="651 646 913 678">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="327 699 1214 726">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="235 730 1187 758">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="235 762 840 790">(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="246 794 1288 1193"> 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）。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、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。 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。 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。 </p> <p data-bbox="353 1198 1025 1225">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</p> <p data-bbox="235 1230 571 1257">×直交替による滞在時間割合*1</p> <p data-bbox="353 1262 1187 1289">*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 data-bbox="1317 794 1769 821">7.1.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p data-bbox="1317 858 2038 941">7.1.1(1)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評価している。</p> <p data-bbox="1317 946 2038 1029">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="1317 1034 2038 1101">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="1317 1106 2038 1157">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> <p data-bbox="1317 1161 2038 1244">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 data-bbox="1317 1249 2038 1316">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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="481 311 1086 694" data-label="Diagram"> <p>The diagram illustrates the components of a BWR-type nuclear power plant relevant to skyshine gamma ray calculations. On the left is a tall, narrow '排気筒' (exhaust stack). To its right is the '原子炉建屋' (reactor building), which contains a plume of radioactive material. From this plume, 'スカイシャインガンマ線' (skyshine gamma rays) are shown as a cloud of dots. To the right of the reactor building is the '中央制御室' (central control room), where a person is depicted. Arrows indicate the path of the skyshine gamma rays from the reactor building towards the control room.</p> </div> <p data-bbox="430 721 1077 783">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 data-bbox="237 790 1290 1284"> (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）。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，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もよい。 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 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$ </p>	<p data-bbox="1317 790 2038 1284"> 7.1.1(3) →被ばく評価手法（内規）のとおり 7.1.1(3)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し評価している。 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。 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。 </p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 295 1052 678" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="459 702 1052 766" data-label="Caption"> <p>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)</p> </div> <div data-bbox="235 790 1288 1316" data-label="List-Group"> <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> <ol style="list-style-type: none"> 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）。 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。 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もよい。 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。 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。 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$ </div>	<div data-bbox="1310 790 2038 1316" data-label="List-Group"> <p>7.1.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</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> </div>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 303 1097 718" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="504 742 1064 805" data-label="Caption"> <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)</p> </div> <div data-bbox="235 821 1288 1324" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <ol style="list-style-type: none"> 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）。 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。 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もよい。 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。 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。 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$ </div>	<div data-bbox="1310 821 2038 1292" data-label="List-Group"> <ol style="list-style-type: none"> 7.1.2(3)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。 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。 </div>

被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

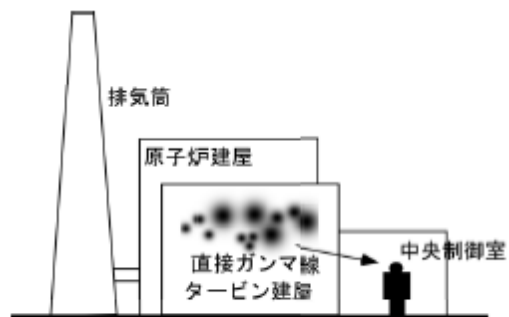
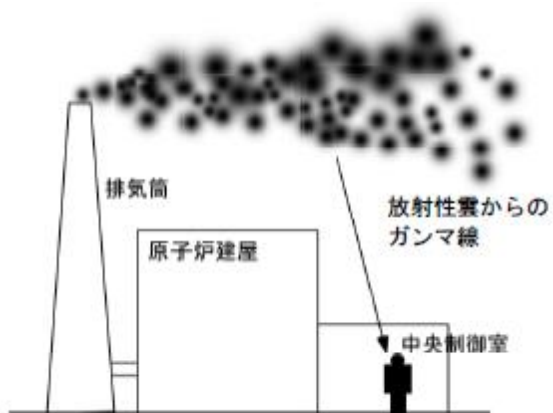


図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

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
(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)。

7.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり
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。



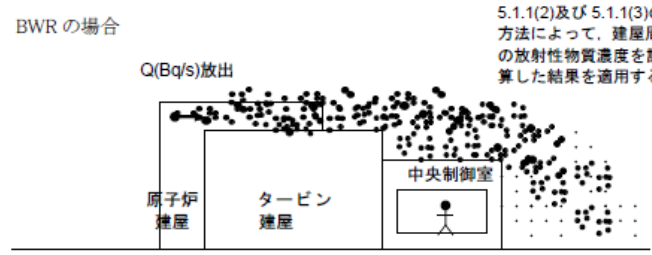
(a) BWR型原子炉施設

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

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。</p> <p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 +（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu'X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <table style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>H_γ</td> <td>: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td>K</td> <td>: 空気カーマから実効線量への換算係数</td> <td>(Sv / Gy, $K = 1$)</td> </tr> <tr> <td>D/Q</td> <td>: 相対線量</td> <td>(Gy / Bq)</td> </tr> <tr> <td>$Q_\gamma(t)$</td> <td>: 時刻 t における核種の環境放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算)</td> <td>(Bq / s)</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>: ビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>μ'</td> <td>: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数</td> <td>(1 / m)</td> </tr> <tr> <td>X'</td> <td>: 中央制御室コンクリート厚さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 計算対象期間 (30日間)</td> <td>(s)</td> </tr> </table> <p>(注) 30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu'X')$ は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</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 (ガンマ線 0.5MeV 換算)	(Bq / 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)	T	: 計算対象期間 (30日間)	(s)	<p>7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。</p> <p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>
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 (ガンマ線 0.5MeV 換算)	(Bq / 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)																							
T	: 計算対象期間 (30日間)	(s)																							

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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 (m³) 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>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを、7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3 →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> <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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="488 231 1030 566" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="465 582 1041 606" data-label="Caption"> <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> </div> <p data-bbox="235 635 833 659">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 data-bbox="235 667 1288 754">(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 data-bbox="246 762 571 786">a) 建屋影響を考慮しない場合</p> <p data-bbox="280 794 1288 850">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> <div data-bbox="504 877 1064 1189" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="537 1252 929 1276" data-label="Caption"> <p>図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> </div> <p data-bbox="246 1289 548 1313">b) 建屋影響を考慮する場合</p> <p data-bbox="280 1321 1198 1377">建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。</p>	<p data-bbox="1422 199 1937 223">中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況</p> <p data-bbox="1317 635 1780 659">7.3.1→被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p data-bbox="1317 667 2038 786">7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける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屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p data-bbox="1317 821 1848 845">7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p data-bbox="1317 1289 2038 1345">7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p>  <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</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ηは、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度C_{i0}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 →被ばく評価手法（内規）のとおりに評価している。</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室換気空調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。</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) 中央制御室換気系フィルタの効率η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C_{i0}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、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。</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、換気空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1-E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^n (1-E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_i S_i^k(t)$ $S_i^k(t) = (\chi/Q)_i Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> $M_i^k(t)$: 時刻<i>t</i>における区画<i>i</i>の核種<i>k</i>の放射性物質の量 (Bq) V_i : 区画<i>i</i>の体積 (m³) E_{ij}^k : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の経路にあるフィルタの除去効率 (-) G_{ij} : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の体積流量 (m³/s) λ^k : 核種<i>k</i>の崩壊定数 (1/s) $S_l^k(t)$: 時刻<i>t</i>における外気取入口<i>l</i>での核種<i>k</i>の濃度 (Bq/m³) α_l : 外気取入口<i>l</i>からの外気取引量 (m³/s) $(\chi/Q)_l$: 評価点<i>l</i>の相対濃度 (s/m³) $Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s) </p> <p> α_i : 空気流入量 (m³/s) 空気流入量=空気流入率×中央制御室バウンダリ内体積(容積) $S_i^k(t)$: 空気流入を計算する核種<i>k</i>の濃度 (Bq/m³) $(\chi/Q)_i$: 空気流入に対する評価点<i>i</i>の相対濃度 (s/m³) </p>	
<p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p>	<p>7.3.2(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>

被ばく評価手法（内規）

- 7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく
- (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。
 - (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。
 - (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。
 - (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。

内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量
×直交替による滞在時間割合*1

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

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。

$$H_i = \int_0^T RH_e C_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$$

- H_i : 放射性元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_e : 放射性元素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
- $C_i(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (Bq/m^3)
- T : 計算期間(30日間) (s)
(注)30日間連続滞滞の場合の値である。

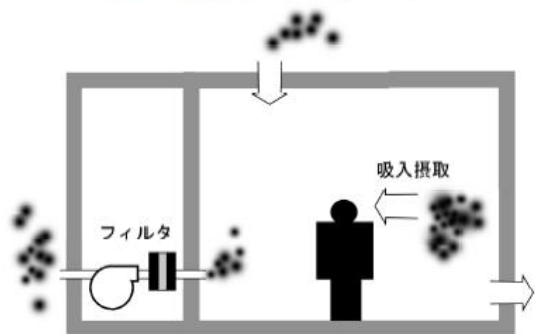


図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

- 7.3.3 →被ばく評価手法（内規）のとおりに
- 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。
 - 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。
 - 7.3.3(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用を考慮していない。
 - 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，示されたとおり計算する。
- 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。

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(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。</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 ＋（半球状雲による線量）</p> <p>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。</p> $H_I = \int_0^T RH_{\Sigma} C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p style="margin-left: 40px;"> 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_{Σ} : 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<i>t</i>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。 </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だけに立入る場合には、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="padding-left: 40px;">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 style="padding-left: 80px;">*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式^(参5)によって計算する。</p>	<p>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。</p> <p>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。</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する。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>

被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

- 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^(※5)によって計算することも妥当である。

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

- 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(空気中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)

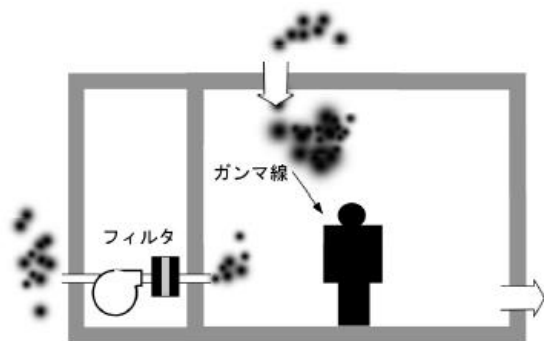
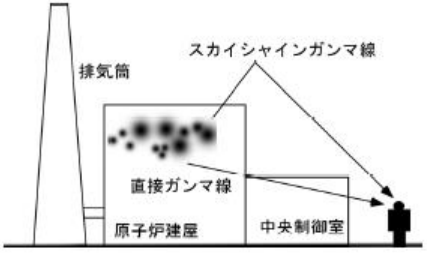
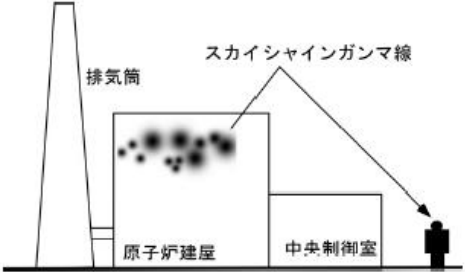
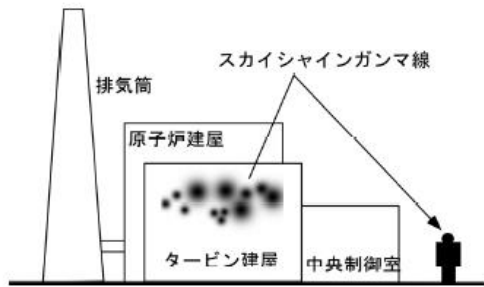
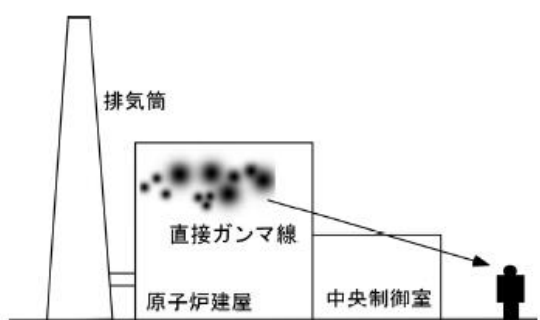


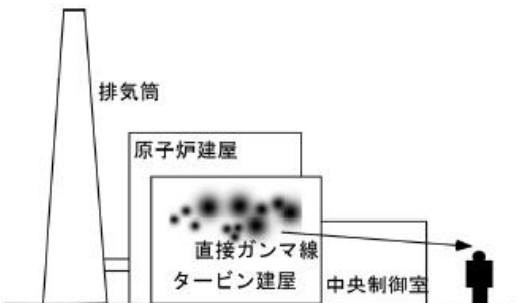
図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

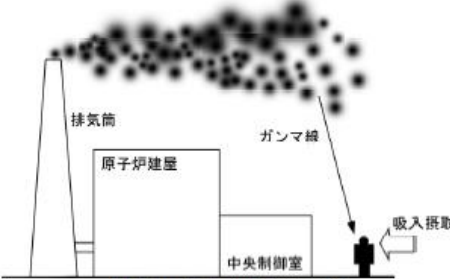
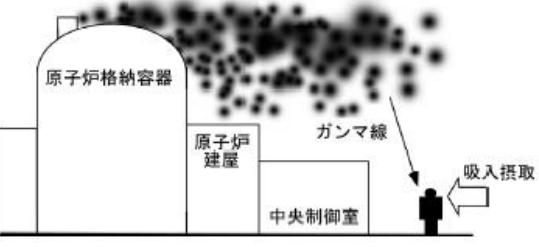
被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による 実効線量×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(参5)によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{sp}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <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) 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) $C_{sp}(t)$: 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日間連続滞滞の場合の値である。 </p> <p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する(図7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <div style="text-align: center;">  <p>(a) BWR型原子炉施設</p> </div> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p>	<p>7.3.4(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。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の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。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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="padding-left: 2em;">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> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>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>7.4.1 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</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する。</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、管理建屋の入口であるサービス建屋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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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，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>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="padding-left: 2em;">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> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>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)</p>	<p>7.4.1(3)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している。</p> <p>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>7.4.1(3)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(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>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>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>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。</p>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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="padding-left: 2em;">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 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>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 →被ばく評価手法（内規） のとおり</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、管理建屋の入口であるサービス建屋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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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>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="padding-left: 2em;">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> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <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)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している。</p> <p>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>7.4.2(3)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(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>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>7.4.2(3)e)1) 入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性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 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.22）。</p>	<p>7.5 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の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屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋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) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>
<div style="text-align: center;">  <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<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</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被ばくを計算する（図7.23）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(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>(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>(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>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) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）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 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> $H_y = \int_0^T K(D/Q)Q_y(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p>H_y : 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) $Q_y(t)$: 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>図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による 入退域時の被ばく</p>	<p>7.5.1 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</p> <p>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>7.5.1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>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>7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>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>7.5.1(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</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>

被ばく評価手法（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="539 248 1016 592" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="683 611 875 635" data-label="Caption">(a) BWR型原子炉施設</div> <p data-bbox="235 667 1021 691">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 data-bbox="235 699 1288 815">(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する（図7.24）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。</p> <p data-bbox="235 823 1288 879">(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 data-bbox="235 887 1288 943">(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 data-bbox="235 951 1288 1007">(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 data-bbox="235 1015 842 1038">(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 data-bbox="248 1046 1288 1070">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="248 1078 1288 1166">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="235 1174 987 1198">(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 data-bbox="353 1206 954 1254" style="padding-left: 20px;">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 data-bbox="353 1294 1072 1350" style="padding-left: 20px;">*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/直 \times 2 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p data-bbox="1314 667 1771 691">7.5.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p data-bbox="1314 699 2047 815">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 data-bbox="1314 823 2047 911">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 data-bbox="1314 919 2047 975">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 data-bbox="1314 983 2047 1038">7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p data-bbox="1314 1046 2047 1102">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 data-bbox="1314 1110 2047 1166">7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p data-bbox="1314 1206 2047 1262">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>

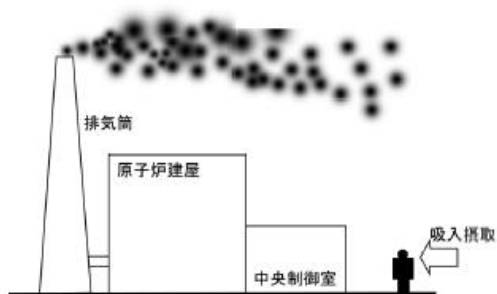
被ばく評価手法（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

ここで，吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.11)式によって計算する。

$$H_I = \int_0^T RH_e (\chi/Q) Q_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$$

- 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_e : 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)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)
- $Q_i(t)$: 時刻 t における放射性物質環境放出率
(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。



(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。

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内圧力変化は、「①配管破断から格納容器スプレイ冷却系作動による減圧までの初期圧力変化」及び「②格納容器スプレイ冷却系作動によって減圧した以降の長期の圧力変化」に分けられる。

被ばく評価上の漏えい率設定では、原子炉格納容器の設計漏えい率「0.4%/日」（常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において）及び原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内の圧力・温度解析を踏まえ、①の初期圧力変化を包絡する漏えい率として0.6%/日（事故後1時間まで）、②の長期の圧力変化については0.3%/日としている。

このステップ状の漏えい率は、「GEの評価式」、「AECの評価式」、「定常流の式」を考慮して設定した。

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. 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再循環運転の考慮について

再循環運転については、被ばく評価手法（内規）において、以下のとおり記述されている。

- ・ 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。

7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（0.5%未満*）、有意な寄与はないため、ECCSにより原子炉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伴い放出されるよう素による被ばく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）」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屋内に漏えいし、非常用ガス処理系のフィルタ装置を経て主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よう素の放出放射エネルギーは、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、

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

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) 原子炉建屋内の存在量

再循環系から原子炉建屋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屋内のよう素の存在量は、

$$Q_{RB}(t) = F_P \cdot F_I \cdot q_c \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot \lambda_{LECCS} / \lambda_{LSGTS} \cdot [\exp\{-\lambda_R \cdot (t - T_s)\} - \exp\{-(\lambda_R + \lambda_{LSGTS}) \cdot (t - T_s)\}]$$

ここで、

- $Q_{RB}(t)$: t秒後の原子炉建屋内の存在量(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)
- F_P : 再循環水中のよう素の気相中への移行率 (5%)
- F_I : 原子炉建屋内でのよう素沈着率 (50%)
- 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 6.2×10^{-10})
- λ_{LSGTS} : 非常用ガス処理系による原子炉建屋換気率(1/s) (0.5回/d=約 5.8×10^{-6})

(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、主排気筒から大気に放出されるよう素の放出量は、

$$Q(T_0) = \int_0^{T_0} (1 - f_{SGTS}) \cdot \lambda_{LSGTS} \cdot Q_{RB}(t) dt$$

ここで、

- $Q(T_0)$: 大気への放出量(Bq)
- T_0 : 再循環系からの漏えい期間(s)
- f_{SGTS} : 非常用ガス処理系フィルタのよう素除去効率 (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、

$$Q(T_0) |_{T_0=\infty} = F_P \cdot F_I \cdot q_c \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot (1 - f_{SGTS}) \cdot \lambda_{LECCS} \cdot \lambda_{LSGTS} / \{\lambda_R \cdot (\lambda_R + \lambda_{LSGTS})\}$$

上記に基づき計算した結果、よう素放出量 (I-131等価量) は、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器からの漏えいによる放出量約 5.8×10^{13} Bqに対し、再循環系からの漏えいによる放出量は約 2.5×10^{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0.43%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）において、以下のとおり記述されている。

- ・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。

7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とおり設定している。

- ・よう素
 - ①I-131 : 7.4×10^{13} 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： 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。

*3： 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）

5. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価におけるコンクリート厚さの施工誤差の影響について

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では、コンクリート厚さとして公称値を参照している。以下では、コンクリート厚さの施工誤差が被ばく線量に与える影響を評価した。

評価の結果、コンクリート厚さの施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されると考えられ*、仮に遮蔽モデル上の各コンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くした場合においても、被ばく線量の上昇率は最大でも約 18%となり、公称値を参照した評価結果（原子炉冷却材喪失時：最大約 22mSv、主蒸気管破断時：最大約 0.58mSv）に上昇分を考慮しても、被ばく評価手法（内規）の判断基準 100mSv を超えないことを確認した。

注記*： 各被ばく経路の遮蔽モデルは大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。

5.1 想定する施工誤差について

柏崎刈羽原子力発電所における鉄筋コンクリート工事は、「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（2013）」に準拠して実施されており、同仕様書においてコンクリートの柱・梁・壁・スラブの断面寸法の許容差の標準値(mm)は-5~+15と定められている。

以下では、施工誤差の影響を保守的に考慮するため、想定するコンクリートの施工誤差を-5mmとした。

5.2 施工誤差による遮蔽効果への影響について

遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果はガンマ線のエネルギースペクトルにより異なることから、施工誤差(-5mm)の影響は被ばく経路ごとに評価した。また、本評価においては、単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなる（誤差の影響が最も大きい）コンクリート厚さ区間における、単位厚さ当たりの線量透過率を用いた。

原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線については普通コンクリート厚さ 30 cmから 40 cm間、軽量コンクリート厚さ 40 cmから 50 cm間、主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線については普通コンクリート厚さ 10 cmから 20 cm間、クラウドシャインガンマ線については普通コンクリート厚さ 90 cmから 100 cm間での単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなる。

各評価条件におけるコンクリート厚さ 10cm から 100cm 間について 10cm 間隔で算出した線量透過率を表 5-1 及び表 5-2 に示す。また、施工誤差分の厚さのコンクリートの線量透過率の評価結果を表 5-3 及び表 5-4 に示す。施工誤差分の厚さ (-5mm) のコンクリートの線量透過率は約 9.5×10^{-1} から約 9.6×10^{-1} となった。

5.3 居住性評価結果への影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、被ばく経路ごとに遮蔽モデルを設定している。各遮蔽モデルは原子炉格納容器の遮蔽効果や大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等、保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。

上述の状況に係らず、遮蔽モデル上の各コンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量に与える影響を評価した。

施工誤差を考慮した場合における各被ばく経路の被ばく線量の上昇率を表 5-5 及び表 5-6 に示す。

遮蔽モデル上の各コンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くした場合、被ばく線量の上昇率は最大でも約 18%であり、公称値を参照した評価結果（原子炉冷却材喪失時：最大約 22mSv、主蒸気管破断時：最大約 0.58mSv）に上昇分を合算しても判断基準 100mSv を超えないことを確認した。

表 5-1 各被ばく経路及びコンクリート厚さに対する線量透過率
(原子炉冷却材喪失) (6号機及び7号機共通)

コンクリート厚さ [cm]	原子炉施設内の放射性物質からの 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線		クラウドシャイン ガンマ線
	普通コンクリート (密度：2.15g/cm ³)	軽量コンクリート (密度：1.7g/cm ³)	普通コンクリート (密度：2.15g/cm ³)
10	約 4.8×10 ⁻¹	約 6.0×10 ⁻¹	約 6.4×10 ⁻¹
20	約 1.7×10 ⁻¹	約 2.6×10 ⁻¹	約 3.3×10 ⁻¹
30	約 5.7×10 ⁻²	約 1.1×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁻¹
40	約 1.9×10 ⁻²	約 4.7×10 ⁻²	約 6.7×10 ⁻²
50	約 6.5×10 ⁻³	約 2.0×10 ⁻²	約 2.8×10 ⁻²
60	約 2.3×10 ⁻³	約 8.5×10 ⁻³	約 1.1×10 ⁻²
70	約 8.4×10 ⁻⁴	約 3.7×10 ⁻³	約 4.4×10 ⁻³
80	約 3.2×10 ⁻⁴	約 1.6×10 ⁻³	約 1.7×10 ⁻³
90	約 1.3×10 ⁻⁴	約 7.5×10 ⁻⁴	約 6.3×10 ⁻⁴
100	約 5.4×10 ⁻⁵	約 3.5×10 ⁻⁴	約 2.4×10 ⁻⁴

表 5-2 各被ばく経路及びコンクリート厚さに対する線量透過率*
(主蒸気管破断) (6号機及び7号機共通)

コンクリート 厚さ [cm]	原子炉施設内の放射性物質からの 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線
	普通コンクリート (密度：2.15g/cm ³)
10	約 5.1×10 ⁻¹
20	約 1.7×10 ⁻¹
30	約 5.5×10 ⁻²
40	約 2.0×10 ⁻²
50	約 7.8×10 ⁻³
60	約 3.2×10 ⁻³
70	約 1.4×10 ⁻³
80	約 6.2×10 ⁻⁴
90	約 2.8×10 ⁻⁴
100	約 1.3×10 ⁻⁴

注記*：クラウドシャインガンマ線に対する普通コンクリートの線量透過率は、原子炉冷却材喪失時の評価と同じ。

表 5-3 各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
(原子炉冷却材喪失) (6号機及び7号機共通)

被ばく経路		コンクリート厚さの施工誤差*1			
		-5mm (遮蔽1枚)	-10mm (遮蔽2枚)	-15mm (遮蔽3枚)	-25mm (遮蔽5枚)
原子炉施設内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線	普通コンクリート	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
	軽量コンクリート	約 9.6×10^{-1}	約 9.2×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.1×10^{-1}
クラウドシャインガンマ線	普通コンクリート	約 9.5×10^{-1}	約 9.1×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}

注記*1： 遮蔽壁が複数枚重なる場合は、各遮蔽壁に対し施工誤差 (-5mm) を考慮

表 5-4 各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
(主蒸気管破断) (6号機及び7号機共通)

被ばく経路		コンクリート厚さの施工誤差*2			
		-5mm (遮蔽1枚)	-10mm (遮蔽2枚)	-15mm (遮蔽3枚)	-25mm (遮蔽5枚)
原子炉施設内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線	普通コンクリート	約 9.5×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}

注記*2： 遮蔽壁が複数枚重なる場合は、各遮蔽壁に対し施工誤差 (-5mm) を考慮

表 5-5 遮蔽モデル上で各コンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響* (原子炉冷却材喪失時) (6号機及び7号機共通)

被ばく経路	評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉施設内の放射性物質からの直接ガンマ線	3枚以下	-15mm	約18%上昇
原子炉施設内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	2枚以下 (1枚は軽量コンクリート)	-10mm	約10%上昇
クラウドシャインガンマ線	1枚	-5mm	約5.1%上昇

注記*： 中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは、中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので、被ばく線量の上昇率は小さくなる。

表 5-6 遮蔽モデル上で各コンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響* (主蒸気管破断) (6号機及び7号機共通)

被ばく経路	評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉施設内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線	3枚以下	-15mm	約18%上昇

注記*： 中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは、中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので、被ばく線量の上昇率は小さくなる。

6. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 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討結果を示す。

6.1 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 85m の観測データに加え、参考として標高 20m の観測データを用いて検定を行った。

なお、検定には、申請時の最新気象データ（2004 年 4 月～2013 年 3 月）及び最新気象データ（2008 年 4 月～2018 年 3 月）を用いた。

(2) データ統計期間

検定年：1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計年：① 2004 年 4 月～2013 年 3 月（申請時の最新気象データ）

② 2008 年 4 月～2018 年 3 月（最新気象データ）

(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。

6.2 検定結果

検定結果は表 6-1 に示すとおり、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データについては、有意水準 5%で棄却されたのは、統計年①及び統計年②において、それぞれ 3 項目であった。また、統計年①で棄却された 2 風向（E, SSE）及び統計年②で棄却された 3 風向（E, ESE, SSE）は、いずれも海側に向かう風であり、統計年①で棄却された風速（5.5～6.4m/s）は、棄却限界をわずかに超えた程度である。

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。

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5%で棄却されたのは、統計年①では 10 項目、統計年②では 8 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データにより代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

棄却検定表を表 6-2 から表 6-9 に示す。

表 6-1 検定結果

統計年	棄却数	
	標高 85m	標高 20m
統計年① 2004 年 4 月～2013 年 3 月	3 個 (風向 2 個, 風速 1 個)	10 個 (風向 5 個, 風速 5 個)
統計年② 2008 年 4 月～2018 年 3 月	3 個 (風向 3 個)	8 個 (風向 1 個, 風速 7 個)

表 6-2 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計年①：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

風向	統計年										検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値		上限	下限	
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

表 6-3 棄却檢定表 (風速)

檢定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月

統計年①：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月

(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均值	檢定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
										上限		下限		
0.0~0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5~1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5~2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5~3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5~4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5~5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5~6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5~7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5~8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5~9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5 以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

表 6-4 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計年①：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
										上限		下限		
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×

表 6-5 棄却檢定表 (風速)

檢定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月

統計年①：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月

(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均值	檢定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
0.0~0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5~1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5~2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5~3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5~4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5~5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5~6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5~7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5~8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5~9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5 以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

表 6-6 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計年②：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2008 年 4 月～2018 年 3 月

(%)

風向	統計年											検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値		上限	下限	
N	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	5.20	5.59	5.54	6.40	4.93	5.89	5.73	8.24	3.53	○
NNE	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.76	3.06	3.68	5.13	2.76	2.98	2.05	5.08	0.89	○
NE	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.11	1.84	2.79	2.91	1.97	2.51	1.91	3.90	1.12	○
ENE	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	2.06	2.16	3.16	2.55	2.80	2.82	2.80	4.23	1.41	○
E	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	2.98	3.46	4.84	4.05	4.15	4.09	5.73	5.62	2.56	×
ESE	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	5.27	6.25	7.41	5.66	7.02	6.47	9.16	8.23	4.70	×
SE	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	15.85	15.55	16.07	15.46	15.44	15.66	15.18	17.34	13.98	○
SSE	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	12.09	11.92	11.72	10.96	10.93	11.81	7.24	14.25	9.37	×
S	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.41	4.26	3.72	4.19	4.26	4.29	4.26	5.39	3.20	○
SSW	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.49	2.53	2.12	2.04	2.41	2.34	2.09	2.86	1.82	○
SW	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	2.93	3.02	2.70	2.64	2.82	2.82	3.00	3.46	2.18	○
WSW	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	6.09	5.74	5.97	4.48	6.60	5.38	6.90	7.08	3.68	○
W	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	7.28	7.26	7.12	6.09	8.40	7.05	6.96	8.75	5.36	○
WNW	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	9.95	9.86	6.98	7.82	9.26	8.61	9.82	11.29	5.93	○
NW	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	12.26	11.04	9.49	11.58	9.82	10.69	10.97	13.90	7.48	○
NNW	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	4.97	5.21	5.57	7.04	4.91	5.43	5.30	7.20	3.66	○
CALM	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	1.28	1.23	1.12	1.01	1.54	1.16	0.91	2.34	0.00	○

表 6-7 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計年②：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2008 年 4 月～2018 年 3 月

(%)

統計年 風速 (m/s)	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	1.28	1.23	1.12	1.01	1.54	1.16	0.91	2.34	0.00	○
0.5～1.4	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	7.45	7.79	8.67	7.85	7.73	7.50	6.92	8.99	6.01	○
1.5～2.4	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	11.60	13.84	14.02	13.19	12.41	12.83	11.37	14.59	11.08	○
2.5～3.4	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	13.95	15.14	17.33	15.60	15.73	15.17	15.33	17.79	12.56	○
3.5～4.4	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	14.20	13.47	14.61	13.06	14.32	13.84	14.83	15.35	12.33	○
4.5～5.4	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	10.82	10.51	11.10	11.06	11.24	11.21	11.51	12.87	9.54	○
5.5～6.4	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	8.74	7.77	8.03	8.66	8.17	8.66	8.38	9.86	7.46	○
6.5～7.4	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.46	5.85	4.98	5.67	6.16	6.19	6.12	7.73	4.65	○
7.5～8.4	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	3.62	3.86	3.44	3.96	3.77	4.03	4.41	4.90	3.17	○
8.5～9.4	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.93	2.30	2.49	2.79	2.49	2.79	3.16	3.90	1.67	○
9.5 以上	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	18.93	18.25	14.22	17.16	16.45	16.61	17.07	21.37	11.86	○

表 6-8 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計年②：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2008 年 4 月～2018 年 3 月

(%)

風向	統計年											検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値		上限	下限	
N	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	5.16	6.09	5.58	6.51	5.55	6.17	7.29	8.56	3.78	○
NNE	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.42	1.67	3.76	4.06	2.48	2.14	1.83	4.57	0.00	○
NE	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	1.42	1.18	2.18	2.05	1.60	2.08	1.76	3.46	0.70	○
ENE	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.46	2.38	2.65	2.13	2.18	2.38	3.37	3.04	1.72	×
E	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.31	6.80	5.80	5.19	4.95	7.85	5.30	12.53	3.17	○
ESE	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	12.77	12.57	10.15	9.91	9.76	10.24	12.40	13.53	6.95	○
SE	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	10.78	12.56	15.84	16.36	18.73	14.67	14.47	20.35	8.99	○
SSE	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.83	2.72	4.17	4.81	5.31	3.12	5.59	5.98	0.25	○
S	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	1.94	1.88	1.91	2.30	2.17	2.27	2.56	3.00	1.53	○
SSW	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.39	1.08	1.36	1.54	1.67	1.37	1.85	1.91	0.83	○
SW	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	2.22	2.59	1.62	1.86	2.08	2.54	2.93	3.88	1.20	○
WSW	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	7.69	6.38	6.44	4.75	6.62	5.94	6.56	7.99	3.88	○
W	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	8.64	7.93	7.88	8.06	9.36	8.68	8.66	10.76	6.60	○
WNW	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	10.16	9.29	6.56	8.57	7.76	8.23	9.11	10.78	5.69	○
NW	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.98	9.39	8.44	10.40	9.07	9.08	8.56	11.22	6.94	○
NNW	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	4.72	4.53	3.96	4.85	3.77	3.98	4.31	5.54	2.42	○
CALM	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	9.10	10.96	11.71	6.67	6.94	9.26	3.45	13.18	5.35	×

表 6-9 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計年②：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2008 年 4 月～2018 年 3 月

(%)

統計年 風速(m/s)	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	9.10	10.96	11.71	6.67	6.94	9.26	3.45	13.18	5.35	×
0.5～1.4	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	46.58	47.32	44.92	43.28	39.98	46.15	28.26	52.70	39.61	×
1.5～2.4	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	14.47	13.03	18.22	19.88	23.82	16.56	30.49	24.29	8.84	×
2.5～3.4	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.30	6.72	7.81	8.44	8.54	7.84	10.11	9.29	6.38	×
3.5～4.4	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.62	4.78	4.72	6.14	4.54	5.08	6.12	6.45	3.70	○
4.5～5.4	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	5.42	4.14	3.32	4.58	3.65	4.09	4.34	5.59	2.58	○
5.5～6.4	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	4.30	3.92	3.16	4.25	2.94	3.43	4.00	4.78	2.07	○
6.5～7.4	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.79	2.18	3.07	2.42	2.69	3.16	3.94	1.44	○
7.5～8.4	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	1.96	2.32	1.61	1.92	2.31	2.04	3.21	2.79	1.29	×
8.5～9.4	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.22	1.57	1.21	1.20	1.89	1.38	2.39	2.20	0.57	×
9.5 以上	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.16	1.45	1.14	0.57	2.96	1.48	4.47	3.15	0.00	×

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」（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061918 号原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）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

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 (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>1 b) → 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「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したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが、被ばく評価においては、単一号機において代替循環冷却に失敗し、格納容器圧力逃がし装置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 (5 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>

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>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は、図1の①～⑤の被ばく経路に対して評価している。</p>

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>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>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</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p>	<p>4.1(1)① → 審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建屋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>原子炉建屋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>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屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（グラウンドシャイン）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屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p>

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 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</p> <p>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。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>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。</p> <p>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>原子炉建屋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。</p> <p>原子炉建屋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>

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 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</p> <p>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>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。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（グランドシャイン）を評価している。</p> <p>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>

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>(2) 評価の手順</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>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>4.1(2) → 審査ガイドどおり</p> <p>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</p> <p>評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、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「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したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが、被ばく評価においては、単一号機において代替循環冷却に失敗し、格納容器圧力逃がし装置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。原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量、及び、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量を、MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードではよう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、大気中への放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。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> <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、柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月～1986 年 9 月の 1 年間における気象データを使用している。</p>

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>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)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屋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、原子炉建屋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>
<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>4.2(1)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>高性能フィルタ及び活性炭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>

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. 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。</p> <p>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プールの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。 ・ガウスプールの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)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室内を陽圧化している間は、空気の流入は考慮しない。</p> <p>中央制御室内を陽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、ガウスプールのモデルを適用して計算している。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所敷地内で観測した1985年10月から1986年9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>放出点から近距離の建屋(原子炉建屋)の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p>

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 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(参4)。</p> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 ・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>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>各放出点の高さは建屋の高さの2.5倍に満たない。</p> <p>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屋（原子炉建屋）の風下側にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、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している。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、被ばく評価手法（内規）に基づいて評価している。</p>

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. 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 <ol 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。 ・放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 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>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> <ol style="list-style-type: none"> 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 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>4.2(2)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>建屋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屋として6号機原子炉建屋及び7号機原子炉建屋を代表建屋としている。</p> <p>中央制御室は、可搬型陽圧化空調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。また、可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽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中心を選定し、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>

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>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）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>中央制御室は、可搬型陽圧化空調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。また、可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽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中心を選定し、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>

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。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p>	<p>評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>評価点は中央制御室中心としている。保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定して評価している。</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>

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>・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>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>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。</p>

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>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>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定している。</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>

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"> ・ 建屋投影面積 <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 c. 相対濃度及び相対線量 <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>原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>すべての方位について、原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4.2(2)c. → 審査ガイドどおり</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、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づ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、被ばく評価手法（内規）に基づいて評価している。</p>

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. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>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。</p> ・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>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> <p>4.2(2)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室は外気を取り入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。</p> <p>中央制御室を陽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>中央制御室は外気を取り入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽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、バウンダリ容積を用いて計算している。</p>

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) 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>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。 ・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(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屋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屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるグラウ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屋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屋による遮蔽効果を考慮している。</p>

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>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、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・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、室内の空气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)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、空气中濃度、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、空气中濃度及び建屋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>

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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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. → 審査ガイドどおり</p> <p>6号機、7号機において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定した場合、第一に両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、本被ばく評価においては、片方の号機において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号機において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定して評価している。</p>

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>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>

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) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シー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 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ 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>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>4.3(3)a. → 審査ガイドどおり 非常用ガス処理系の作動時間については、事故発生から 40 分後 (非常用ガス処理系排風機起動 30 分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間 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 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> <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自然沈着率は、CSE 実験に基づき $9.0 \times 10^{-4} [1/s]$ (上限 DF=200) と設定している。 無機よう素のサブレーション・プールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan6.5.5 に基づき 10 と設定している。</p>

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。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射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)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. 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</p> <p>可搬型陽圧化空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを3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</p> <p>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1時間としている。</p> <p>4.3(4)b. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放出源高さは、放出源ごとに設定している。</p> <p>放出エネルギーによる影響は考慮していない。</p>

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>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屋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>建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、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、原子炉建屋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。また、格納容器圧力逃がし装置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線量も評価している。スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードで計算している。</p>

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)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>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>

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)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。

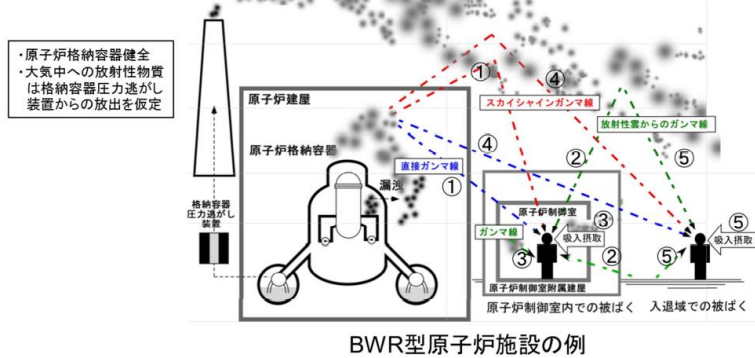


図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

図1 → 審査ガイドどおり

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

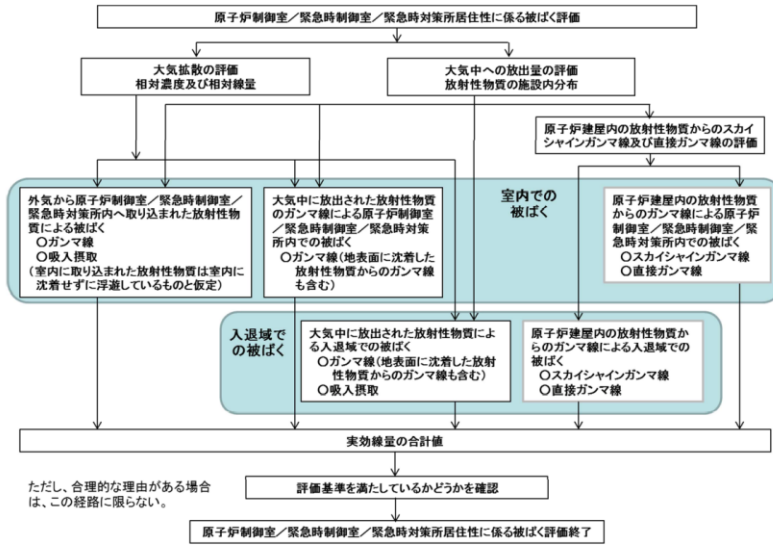
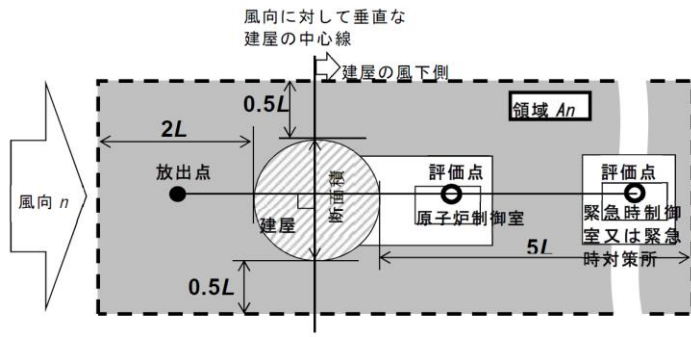


図3 → 審査ガイドどおり

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

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

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

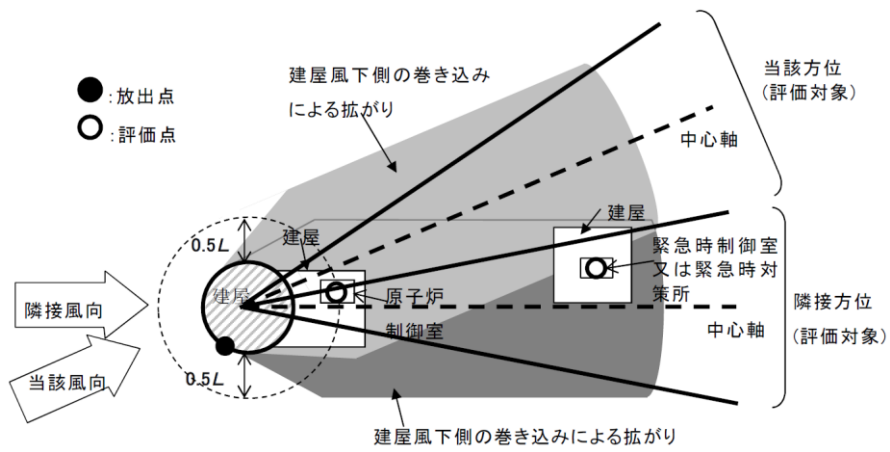
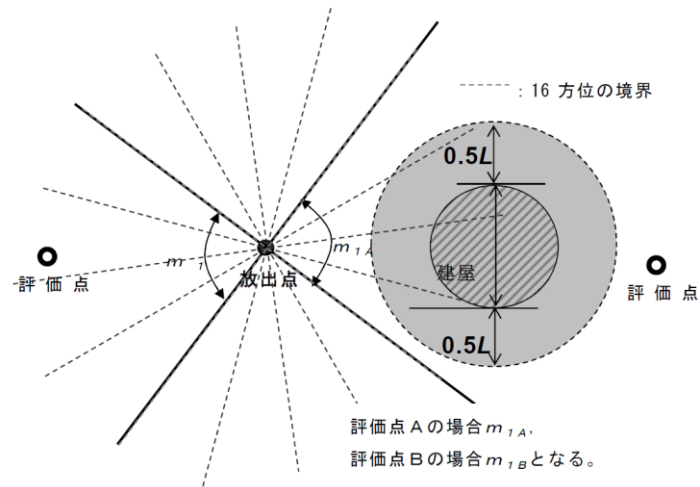


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイドどおり

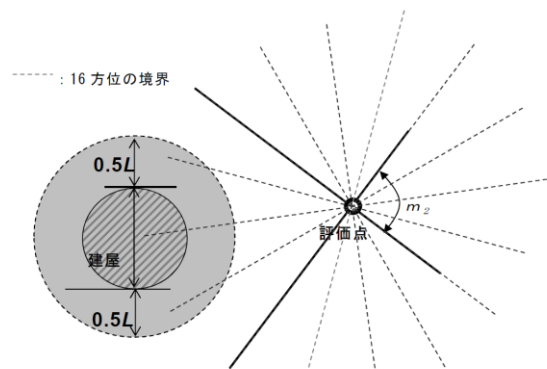
審査ガイド

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の小さい方

図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

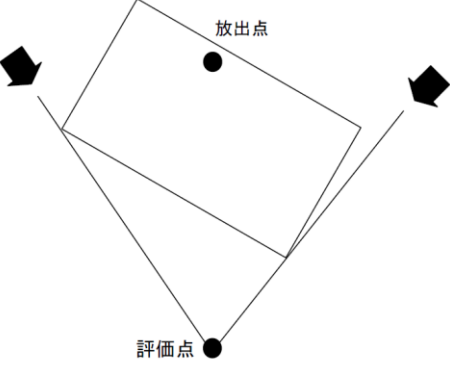


注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する
風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

図6 → 審査ガイドどおり

図7 → 審査ガイドどおり

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 style="text-align: center;">建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">i ~ iiiの重なる方位を選定</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">方位選定終了</p> <p>図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</p>	<p>図8 → 審査ガイドどおり</p>
<p style="text-align: center;">放出点</p>  <p style="text-align: center;">評価点</p> <p>図9 評価対象方位の設定</p>	<p>図9 → 審査ガイドどおり</p>

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

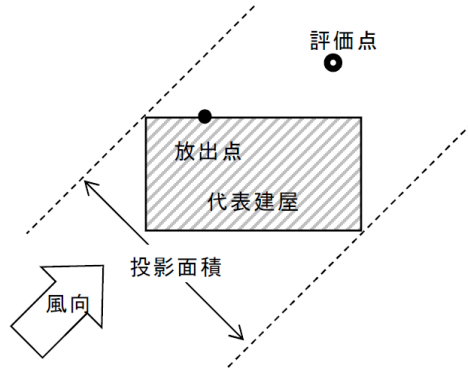


図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図 10 → 審査ガイドどおり

8. 空気流入率測定試験結果について

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、6号機及び7号機中央制御室について平成28年3月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.18回/hである。試験結果の詳細を表8-1に示す。

表8-1 空気流入率測定試験結果

項目	内容			
試験日程	平成28年3月10日～平成28年3月12日（6号機及び7号機停止中）			
試験の特徴	6号機及び7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	-5.0～+7.7%	B系	-6.2～+7.9%
試験手法	中央制御室バウンダリ内全域において均一化の目安を満足していることから、代表点による試験を実施			
適用条件	内容	適用	備考	
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か	○	—	
	決定係数R ² が0.90以上であること。	—	均一化の目安を満足している	
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	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%以内であること。	—	特異点の除外はない	
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、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		—
	A系	0.16回/h		誤差を含む値
	B系	0.18回/h		誤差を含む値

空気流入率測定試験における均一化確認については、表8-2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8-1に示す。

表 8-2 空気流入率測定試験における均一化確認（実測値）（1/2）

リーク量測定検査 A系					飯田立プラントコンストラクション	
試験日	2016年3月11日	～	2016年3月12日	試験時刻	9:10	
STEP 1	№	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 (ppm)	測定値 Loge	測定値区分 GC-4000
	1	0:10	0.0	0.661	-0.41	B
	2	0:10	0.0	0.651	-0.43	B
	3	0:10	0.0	0.647	-0.44	B
	4	0:10	0.0	0.663	-0.41	B
	5	0:10	0.0	0.652	-0.43	B
	6	0:10	0.0	0.666	-0.41	B
	7	0:10	0.0	0.668	-0.40	B
	8	0:10	0.0	0.634	-0.46	B
	9	0:10	0.0	0.637	-0.45	B
	10	0:10	0.0	0.647	-0.44	B
	11	0:10	0.0	0.628	-0.47	B
	12	0:10	0.0	0.638	-0.45	B
	13	0:10	0.0	0.618	-0.48	B
	14	0:10	0.0	0.634	-0.46	B
	15	0:10	0.0	0.638	-0.45	B
	16	0:10	0.0	0.641	-0.44	B
	17	0:10	0.0	0.618	-0.48	B
	18	0:10	0.0	0.626	-0.47	B
	19	0:10	0.0	0.627	-0.47	B
	20	0:10	0.0	0.626	-0.47	B
	21	0:10	0.0	0.624	-0.47	B
	22	0:10	0.0	0.685	-0.41	B
	23	0:10	0.0	0.651	-0.43	B
	24	0:10	0.0	0.661	-0.41	B
	25	0:10	0.0	0.674	-0.39	B
	26	0:10	0.0	0.683	-0.41	B
	27	0:10	0.0	0.679	-0.39	B
	28	0:10	0.0	0.689	-0.37	B
	29	0:10	0.0	0.686	-0.36	B
30	0:10	0.0	0.691	-0.37	B	
STEP 2	1	1:00	0.8	0.580	-0.54	B
	2	1:00	0.8	0.588	-0.53	B
	3	1:00	0.8	0.588	-0.53	B
	4	1:00	0.8	0.588	-0.53	B
	5	1:00	0.8	0.577	-0.55	B
	6	1:00	0.8	0.592	-0.52	B
	7	1:00	0.8	0.590	-0.53	B
	8	1:00	0.8	0.573	-0.56	B
	9	1:00	0.8	0.571	-0.56	B
	10	1:00	0.8	0.579	-0.55	B
	11	1:00	0.8	0.571	-0.56	B
	12	1:00	0.8	0.572	-0.56	B
	13	1:00	0.8	0.550	-0.60	B
	14	1:00	0.8	0.570	-0.56	B
	15	1:00	0.8	0.569	-0.56	B
	16	1:00	0.8	0.563	-0.57	B
	17	1:00	0.8	0.567	-0.56	B
	18	1:00	0.8	0.562	-0.58	B
	19	1:00	0.8	0.567	-0.57	B
	20	1:00	0.8	0.564	-0.57	B
	21	1:00	0.8	0.562	-0.58	B
	22	1:00	0.8	0.600	-0.51	B
	23	1:00	0.8	0.576	-0.55	B
	24	1:00	0.8	0.589	-0.53	B
	25	1:00	0.8	0.599	-0.51	B
	26	1:00	0.8	0.602	-0.51	B
	27	1:00	0.8	0.607	-0.50	B
	28	1:00	0.8	0.608	-0.50	B
	29	1:00	0.8	0.610	-0.49	B
	30	1:00	0.8	0.624	-0.47	B
STEP 3	1	1:50	1.7	0.533	-0.63	B
	2	1:50	1.7	0.527	-0.64	B
	3	1:50	1.7	0.522	-0.65	B
	4	1:50	1.7	0.528	-0.64	B
	5	1:50	1.7	0.522	-0.65	B
	6	1:50	1.7	0.529	-0.64	B
	7	1:50	1.7	0.527	-0.64	B
	8	1:50	1.7	0.523	-0.65	B
	9	1:50	1.7	0.523	-0.65	B
	10	1:50	1.7	0.509	-0.68	B
	11	1:50	1.7	0.512	-0.67	B
	12	1:50	1.7	0.515	-0.66	B
	13	1:50	1.7	0.504	-0.69	B
	14	1:50	1.7	0.502	-0.69	B
	15	1:50	1.7	0.494	-0.71	B
	16	1:50	1.7	0.508	-0.68	B
	17	1:50	1.7	0.503	-0.69	B
	18	1:50	1.7	0.504	-0.69	B
	19	1:50	1.7	0.508	-0.68	B
	20	1:50	1.7	0.504	-0.69	B
21	1:50	1.7	0.495	-0.70	B	
22	1:50	1.7	0.530	-0.63	B	
23	1:50	1.7	0.510	-0.67	B	
24	1:50	1.7	0.530	-0.63	B	
25	1:50	1.7	0.536	-0.62	B	
26	1:50	1.7	0.530	-0.63	B	
27	1:50	1.7	0.548	-0.61	B	
28	1:50	1.7	0.551	-0.60	B	
29	1:50	1.7	0.555	-0.59	B	
30	1:50	1.7	0.556	-0.58	B	

【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 (日/h)
STEP1	0.0	0.650	-0.43	0.137
STEP2	0.8	0.582	-0.54	
STEP3	1.7	0.521	-0.65	
STEP4	2.5	0.470	-0.75	
STEP5	3.3	0.408	-0.90	
空気流入率Nの標準項 ($\sigma=0.05$)				0.005
相関係数 R				-0.980
空気流入率N+誤差項				0.137 + 0.005

【代表点:3】				
	時間 (h)	濃度 (ppm)	濃度 Loge	空気流入率 (日/h)
STEP1	0.0	0.647	-0.44	0.136
STEP2	0.8	0.588	-0.53	
STEP3	1.7	0.522	-0.65	
STEP4	2.5	0.474	-0.75	
STEP5	3.3	0.408	-0.90	
空気流入率Nの標準項 ($\sigma=0.05$)				0.020
相関係数 R				-0.997
空気流入率N+誤差項				0.136 + 0.020

表 8-2 空気流入率測定試験における均一化確認（実測値）（2/2）

順日立プラントコンストラクション

リーク量測定検査 A系											
試験日	2018年3月11日	～	2018年3月12日	測定時刻	0.10						
No.	測定時刻	経過時間 (h)	測定値 (ppm)	測定値 Loge	測定値区分 GC-4000						
STEP 4											
						1	2:40	2.5	0.474	-0.75	B
						2	2:40	2.5	0.482	-0.73	B
						3	2:40	2.5	0.474	-0.75	B
						4	2:40	2.5	0.472	-0.75	B
						5	2:40	2.5	0.468	-0.76	B
						6	2:40	2.5	0.475	-0.74	B
						7	2:40	2.5	0.475	-0.74	B
						8	2:40	2.5	0.462	-0.77	B
						9	2:40	2.5	0.467	-0.76	B
						10	2:40	2.5	0.467	-0.76	B
						11	2:40	2.5	0.457	-0.78	B
						12	2:40	2.5	0.463	-0.77	B
						13	2:40	2.5	0.445	-0.81	B
						14	2:40	2.5	0.467	-0.76	B
						15	2:40	2.5	0.450	-0.80	B
						16	2:40	2.5	0.458	-0.78	B
						17	2:40	2.5	0.450	-0.80	B
						18	2:40	2.5	0.451	-0.80	B
						19	2:40	2.5	0.456	-0.79	B
						20	2:40	2.5	0.454	-0.79	B
						21	2:40	2.5	0.463	-0.77	B
						22	2:40	2.5	0.482	-0.73	B
						23	2:40	2.5	0.471	-0.75	B
						24	2:40	2.5	0.474	-0.75	B
						25	2:40	2.5	0.475	-0.74	B
						26	2:40	2.5	0.481	-0.73	B
						27	2:40	2.5	0.482	-0.71	B
						28	2:40	2.5	0.505	-0.68	B
						29	2:40	2.5	0.489	-0.70	B
30	2:40	2.5	0.500	-0.68	B						
STEP 5											
						1	3:30	3.3	0.413	-0.88	B
						2	3:30	3.3	0.408	-0.90	B
						3	3:30	3.3	0.408	-0.90	B
						4	3:30	3.3	0.413	-0.88	B
						5	3:30	3.3	0.411	-0.89	B
						6	3:30	3.3	0.409	-0.89	B
						7	3:30	3.3	0.408	-0.90	B
						8	3:30	3.3	0.398	-0.92	B
						9	3:30	3.3	0.400	-0.92	B
						10	3:30	3.3	0.401	-0.91	B
						11	3:30	3.3	0.395	-0.93	B
						12	3:30	3.3	0.393	-0.93	B
						13	3:30	3.3	0.393	-0.93	B
						14	3:30	3.3	0.406	-0.90	B
						15	3:30	3.3	0.399	-0.92	B
						16	3:30	3.3	0.401	-0.91	B
						17	3:30	3.3	0.399	-0.94	B
						18	3:30	3.3	0.393	-0.93	B
						19	3:30	3.3	0.396	-0.93	B
						20	3:30	3.3	0.393	-0.93	B
						21	3:30	3.3	0.393	-0.93	B
						22	3:30	3.3	0.421	-0.87	B
						23	3:30	3.3	0.408	-0.90	B
						24	3:30	3.3	0.420	-0.87	B
						25	3:30	3.3	0.418	-0.87	B
						26	3:30	3.3	0.419	-0.87	B
						27	3:30	3.3	0.424	-0.86	B
						28	3:30	3.3	0.432	-0.84	B
						29	3:30	3.3	0.436	-0.83	B
30	3:30	3.3	0.439	-0.82	B						

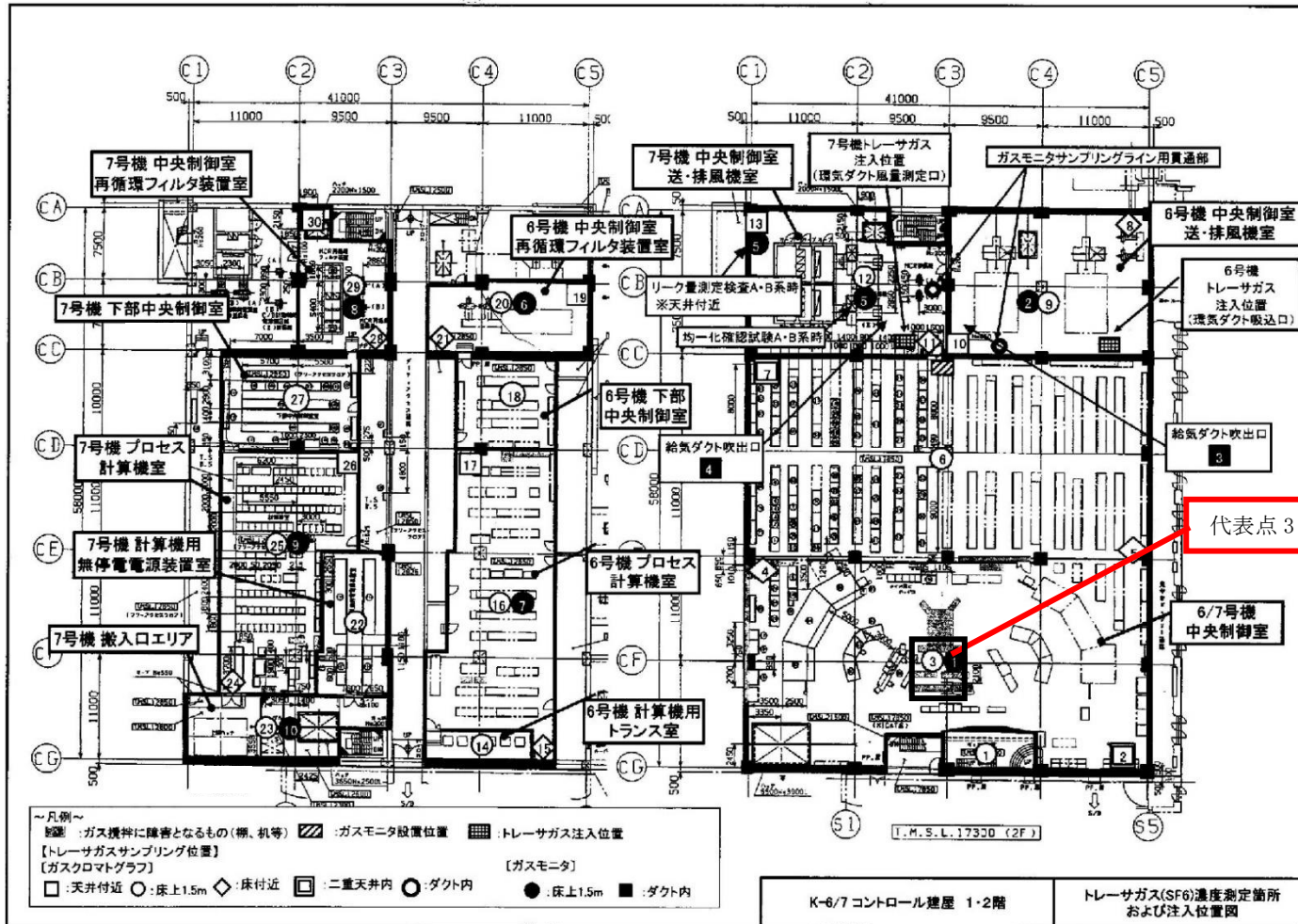


図 8-1 空気流入率測定試験における均一化確認の代表点

9. 事象選定の考え方について

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事象選定の考え方について示す。

9.2 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。

6号機及び7号機においては、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「大破断 LOCA 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」シナリオを選定した。

なお、6号機及び7号機においては、両号機において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては片方の号機において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、当該号機において格納容器圧力逃がし装置を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

(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、原子炉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。70 分後に低圧代替注水系（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原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 38 時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する。

(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. 起回事象の選定

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（起回事象）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 42 事象から、地域性等を考慮して 9 事象（風（台風）、竜巻、火山、落雷、積雪、低温（凍結）、降水、生物学的事象、地滑り）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起回事象とする。

b. 起回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（起回事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有するシステムの動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表 9-1 のとおりグループ別に分類する。

表 9-1 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原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されているため、LOCA 時注水機能喪失と DCH のうち、運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果、LOCA 時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「9.3 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、両号機において同時に想定事故シナリオが発生したと想定する場合、第一に両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては片方の号機において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、当該号機において格納容器圧力逃がし装置を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。

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。

9.3 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、「9.2 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、両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合及び片方の号機において代替循環冷却系を用いて事象収束するのではなく格納容器圧力逃がし装置を用いたサプレッション・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、代替循環冷却系を用いることで PCV 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 1 b) 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9-2に示す。（以下、LOCA 時注水機能喪失については「大 LOCA(代替循環)」と記載する。）

表9-2のとおり、内部被ばくについては大 LOCA(代替循環)が大きく、外部被ばくについては DCH が大きく、合計では大 LOCA(代替循環)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 LOCA(代替循環)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 9-2 中央制御室内マスク着用なし、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
6号機：大 LOCA(代替循環)	約 1.2×10^2	約 1.2×10^1	約 360
7号機：大 LOCA(代替循環)	約 2.1×10^2	約 1.9×10^1	
6号機：DCH(代替循環)	約 6.3×10^1	約 1.6×10^1	約 210
7号機：DCH(代替循環)	約 1.0×10^2	約 2.6×10^1	

注記*1： 大 LOCA(代替循環)：大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

*2： DCH(代替循環)：DCH (代替循環冷却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 LOCA(代替循環)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 5 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 LOCA(代替循環)と DCH 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。5 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 40 分

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 \times (49 時間 40 分/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 \times (8 回 \times 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 (PF1000) を着用するものとして評価する。評価結果を表 9-3 に示す。

表 9-3 のとおり、内部被ばくについては大 LOCA(代替循環)が大きく、外部被ばくについては DCH が大きく、合計では大 LOCA(代替循環)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 LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。

表 9-3 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/班)	内部被ばく	外部被ばく	合計
6 号機：大 LOCA(代替循環)	約 3.7×10^1	約 2.5×10^1	約 170
7 号機：大 LOCA(代替循環)	約 6.2×10^1	約 5.2×10^1	
6 号機：DCH(代替循環)	約 1.9×10^1	約 3.1×10^1	約 150
7 号機：DCH(代替循環)	約 3.2×10^1	約 6.6×10^1	

(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 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。ただし、いずれの評価結果においても 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。

大 LOCA(代替循環)については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。運用面での対策については、簡易的に大 LOCA(代替循環)において想定していたものと同じ条件とする。

評価結果を表 9-4 に示す。また、被ばく線量の合計が最も大きい班 (E 班) の評価結果の内訳を表 9-5 に、中央制御室内にてマスク (PF=1000) を用いている班・滞在日のうち代表例として A 班の 1 日目の評価結果を表 9-6 に、中央制御室内にてマスク (PF=50) を用いている班・滞在日のうち代表例として A 班の 2 日目の評価結果を表 9-7 に示す。

評価の結果、DCH 発生時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 9-4 各勤務サイクルでの被ばく線量（両号機 DCH(代替循環)）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）*1*2*3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	^{1直} 約 13*4	^{1直} 約 26	^{2直} 約 28	—	—	—	—	約 67 (約 69)
B 班	—	—	—	^{2直} 約 28*5	—	^{2直} 約 27*5	—	約 55 (約 56)
C 班	—	—	^{1直} 約 29	^{1直} 約 28	^{2直} 約 27	—	—	約 85 (約 87)
D 班	—	—	—	—	^{1直} 約 28	^{1直} 約 27	^{2直} 約 15*6	約 70 (約 72)
E 班	^{2直} 約 22*4	^{2直} 約 28	—	—	—	—	^{1直} 約 38*6	約 88 (約 91)

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

*2： 入退域時において、マスク（PF=1000）の着用を考慮

*3： 中央制御室滞在時において、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

*4： 中央制御室滞在時においても、事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

*5： 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

*6： 本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前に入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表9-5 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（E班）の合計）
 （両号機DCH(代替循環)）（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6号機 からの寄与	7号機 からの寄与	合計*
中央制御室滞在時	①原子炉建屋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 1.2×10^{-1}	0.1 以下	約 1.2×10^{-1} (約 1.5×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.1×10^{-1}	約 1.0×10^0	約 1.6×10^0 (約 1.7×10^0)
	③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被ばく	約 5.8×10^{-1}	約 9.6×10^{-1}	約 1.5×10^0 (約 1.7×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.4×10^0	約 5.6×10^0	約 8.9×10^0 (約 8.9×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.2×10^0	約 2.0×10^0	約 3.2×10^0 (約 3.2×10^0)
	外部被ばく	約 2.2×10^0	約 3.6×10^0	約 5.8×10^0 (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 4.7×10^0	約 7.6×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.3×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋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 4.5×10^0	約 1.3×10^1	約 1.8×10^1 (約 2.0×10^1)
	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 4.0×10^0	約 7.9×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)
	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 1.5×10^1	約 3.0×10^1	約 4.5×10^1 (約 4.5×10^1)
	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 3.5×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}	約 1.0×10^0 (約 1.0×10^0)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.4×10^1	約 5.2×10^1	約 7.5×10^1 (約 7.8×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.8×10^1	約 5.9×10^1	約 88 (約 91)

注記*： 括弧内 遮蔽モデル上のコンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 9-6 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)

(両号機 DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		6号機 からの寄与	7号機 からの寄与	合計*
中央制御室滞在時	①原子炉建屋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	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (約 1.2×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-1}	約 2.8×10^{-1}	約 4.5×10^{-1} (約 4.8×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.5×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^0	約 2.3×10^0	約 3.7×10^0 (約 3.7×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10^0	約 2.1×10^0	約 3.3×10^0 (約 3.3×10^0)
	外部被ばく	約 1.2×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 3.1×10^{-1} (約 3.1×10^{-1})
	小計 (①+②+③+④)	約 1.9×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.0×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋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 3.9×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 1.3×10^0 (約 1.5×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.7×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^0	約 3.6×10^0	約 5.3×10^0 (約 5.3×10^0)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.5×10^0	約 5.2×10^0	約 7.7×10^0 (約 7.9×10^0)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 4.4×10^0	約 8.2×10^0	約 13 (約 13)

注記*: 括弧内 遮蔽モデル上のコンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 9-7 評価結果の内訳 (A 班の 2 日目)

(両号機 DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		6号機 からの寄与	7号機 からの寄与	合計*
中央制御室滞在時	①原子炉建屋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	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	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 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 6.8×10^{-1} (約 7.7×10^{-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 1.3×10^0	約 2.2×10^0	約 3.5×10^0 (約 3.5×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.2×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	外部被ばく	約 8.9×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.4×10^0 (約 2.4×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 1.9×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.0×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^0	約 2.8×10^0	約 3.9×10^0 (約 4.4×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 2.8×10^0	約 4.2×10^0 (約 4.2×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.3×10^0	約 8.7×10^0	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 1.9×10^{-1}	約 2.8×10^{-1} (約 2.8×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 6.8×10^0	約 1.4×10^1	約 2.1×10^1 (約 2.2×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 8.7×10^0	約 1.7×10^1	約 26 (約 27)

注記*: 括弧内 遮蔽モデル上のコンクリート厚さを許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

(4) 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、DCH よりも大 LOCA(代替循環)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 ではなく大 LOCA(代替循環)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。

(別紙)

大 LOCA(代替循環)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 LOCA(代替循環)の方が大きくなる。これは、表 9-2 に示すとおり大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大 LOCA(代替循環)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可搬型陽圧化空調機（以下「MCR 可搬空調」という。）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 9-1 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（以下「SGTS」という。）及び MCR 可搬空調の効果を考慮しており、各設備の効果は事象発生から 40 分後(SGTS)及び 3 時間後（MCR 可搬空調）から期待している*1。これに対して、大 LOCA(代替循環)及び DCH における原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出開始時刻は、MAAP 解析から、事象発生から約 20 分後（大 LOCA(代替循環)）及び約 1 時間後（DCH）となっており、大 LOCA(代替循環)の方が早い。

SGTS の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、DCH では SGTS 起動後に放出が開始しているのに対して、大 LOCA(代替循環)では SGTS 起動前に放出が開始し、SGTS の効果に期待できない時間から放出が開始している。(図 9-1 要因①)

また、MCR 可搬空調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 MCR 可搬空調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 LOCA(代替循環)の方がより早く放出が開始するため、MCR 可搬空調の効果に期待できない時間が長い。(図 9-1 要因②)

以上の要因により、大 LOCA(代替循環)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の結果も大きくなる*2。

注記*1： SGTS により原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧を維持していない期間は、原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の換気率は無限大(回/日)と設定している。また、MCR 可搬空調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、希ガスの放出量が大きい 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、合計被ばく線量の結果は大 LOCA(代替循環)の方が大きくなる。

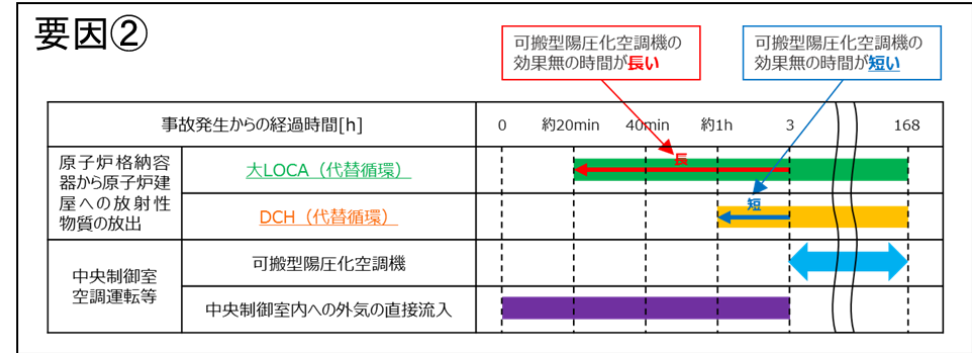
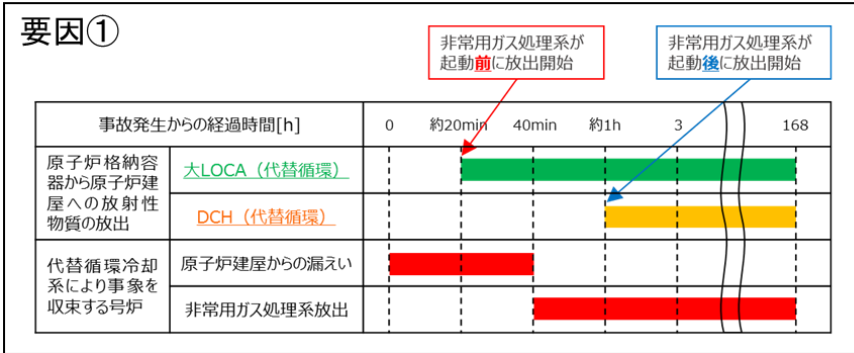
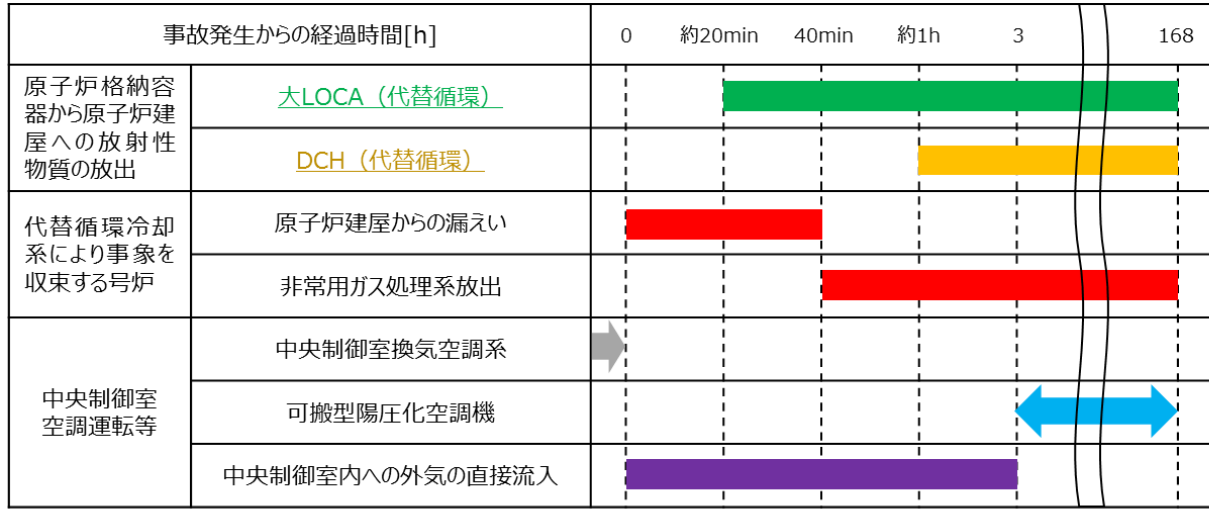


図 9-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

10. 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）の負圧達成時間について

10.1 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屋原子炉区域（二次格納施設）（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成時間について示す。

10.2 原子炉建屋原子炉区域（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区域の負圧達成時間 40 分（＝非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）排風機起動 30 分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間 10 分）は、表 10-1 に示すとおり設定している。なお、排風機起動から負圧達成までの時間については、原子炉格納容器から原子炉区域への漏えい量、原子炉区域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 10-1 6 号機及び 7 号機の原子炉区域負圧達成時間について

		6 号機及び 7 号機
原子炉区域容積 (m ³)		
SGTS 排風機流量 (m ³ /h)		2000
原子炉区域負圧達成時間	事象発生～SGTS 排風機起動	30 分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	<約 10 分
		<約 40 分
評価において使用する原子炉区域負圧達成時間		40 分

6号機及び7号機の原子炉区域負圧達成時間の算出について

6号機及び7号機の原子炉区域をSGTS排風機で排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉区域の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉区域圧力は、SGTS排風機による排気と、原子炉区域インリーク及び原子炉格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

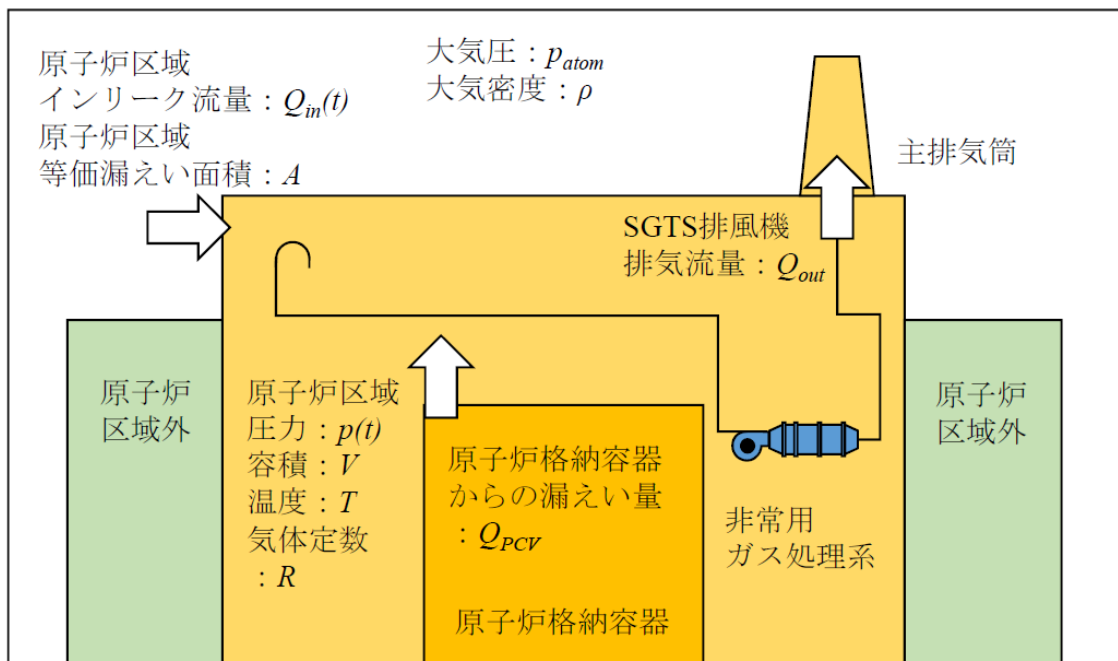


図1 原子炉区域の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉区域の圧力変化率は、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、原子炉区域の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

$$\begin{aligned} p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{p(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \quad \dots (2) \end{aligned}$$

Q_{out} : SGTS 排風機流量 [m^3/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉区域インリーク流量 [m^3/s]

$Q_{PCV}(t)$: 原子炉格納容器からの漏えい流量 [m^3/s]

原子炉区域インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉区域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 : 原子炉区域等価漏えい面積 [m^2]

原子炉区域等価漏えい面積 A は、原子炉区域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、原子炉格納容器内のガスが原子炉区域に漏えいし、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} : 原子炉格納容器設計漏えい率 [%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉区域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

原子炉区域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 原子炉区域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°C の密度を設定
原子炉区域圧力	$P(t)$	Pa(abs)	—	事象発生後、原子炉区域圧力は大気圧まで戻ると想定し、初期圧力には大気圧を設定
原子炉区域容積	V	m ³		設計値
原子炉区域温度	T	K	313.15	40°C と仮定
原子炉区域 等価漏えい面積	A	m ²		原子炉区域の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出*
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.556 (2000)	設計値 (定格流量)
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	279×10^3 (279)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m ³	13310	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉区域と同じ温度を仮定
原子炉格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.4	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

注記*： 原子炉区域の設計気密度は、「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 50%以下」である。ここでは、保守的に 50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

4. 評価結果

原子炉区域圧力の時間変化を図2に示す。

SGTS 排風機起動後、原子炉区域圧力は単調に低下し、約 333 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 333 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

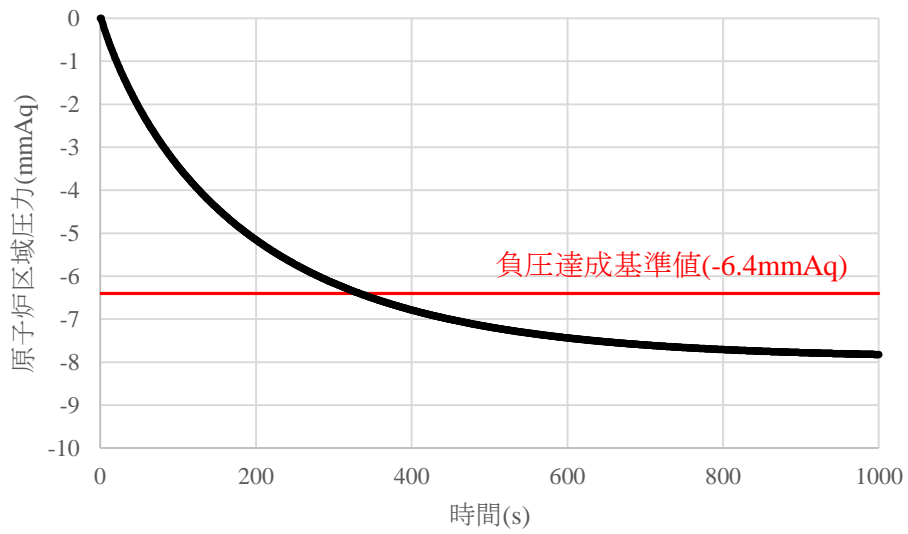


図2 原子炉区域圧力の時間変化

11. 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を考慮した単位時間当たりの拡散係数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拡散係数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、原子炉建屋、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置配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 11-1 に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置配管からの放出の実効放出継続時間は1時間未満であり、主排気筒からの放出の実効放出継続時間は17～19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、1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は、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を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拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、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では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置配管からの放出における実効放出継続時間である1時間を適用し大気拡散評価を行った。

注記*： (気象指針解析抜粋)

(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 11-1 S/C から格納容器ベントを行う場合の実効放出継続時間

	放出経路	原子炉建屋 放出分	主排気筒 放出分	格納容器ベント 放出分
① 放出量* (Bq)	希ガス	約 1.6×10^{16}	約 4.0×10^{15}	約 1.0×10^{18}
	希ガス以外	約 1.4×10^{16}	約 4.4×10^{15}	約 1.6×10^{16}
② 最大放出率* (Bq/h)	希ガス	約 1.1×10^{17}	約 2.1×10^{14}	約 3.2×10^{18}
	希ガス以外	約 1.0×10^{17}	約 2.5×10^{14}	約 4.9×10^{16}
(①÷②) 実効放出継続時間 (h)	希ガス	約 0.15	約 19	約 0.32
	希ガス以外	約 0.14	約 17	約 0.32

注記* : ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値

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

原子炉格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質は、格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由し大気中に放出される。

また、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を経由して、又は直接大気中に放出される。

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、大気中への放出トレンドを図12-1から図12-3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 原子炉格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow FCVS}(t) \times \frac{1}{DF_1 \cdot DF_2}$$

$q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合 (1/s)

$q_{PCV \rightarrow FCVS}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの流入割合 (1/s)

(原子炉格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ライン)

DF_1 : 格納容器圧力逃がし装置の除去係数 (-)

DF_2 : よう素フィルタの除去係数 (-)

12.2 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質

- (1) 事故発生から原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成まで（事故発生40分後*¹まで）

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

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉建屋から大気中への放出割合 (1/s)

$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 (1/s)

T_1 : 原子炉区域の負圧達成時間（事故発生 40 分後）(s)

注記*¹ : SGTS起動時間及び排気風量並びに原子炉区域の設計気密度を基に評価し設定

*² : この期間では原子炉区域の負圧が達成されていないことから、放射性物質は原子炉建屋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、原子炉区域の換気率を保守的に無限大(回/日)とした。

(2) 原子炉区域負圧達成から SGTS の停止まで

格納容器ベントを実施する場合：

事故発生 40 分後から 31 時間後*¹

代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合：

事故発生 40 分後から 168 時間後（評価期間（7 日間）中で停止しないことを想定）

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda_1 \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leq t < T_2) \quad *2$$

$$\frac{d Q_{R/B}(t)}{d t} = -\lambda_2 \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1) = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) d t \quad *3$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉建屋から
大気中への放出割合 (1/s)

$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から
原子炉建屋への漏えい割合 (1/s)

$Q_{R/B}(t)$: 時刻 t における原子炉建屋内での存在割合 (-)

λ_1 : 原子炉区域の換気率 (1/s) (SGTS の定格風量と原子炉区域空間容積から算出*⁴)

λ_2 : 原子炉区域の換気率 (1/s) (原子炉区域の設計気密度を基に設定*⁴)

T_1 : 原子炉区域の負圧達成時間 (事故発生 40 分後) (s)

T_2 : SGTS 停止時間 (s)

注記*¹ : SGTSの停止操作を含めた格納容器ベント準備作業は、格納容器ベント判断(本評価での想定事故シナリオでは事故発生から約32時間後)までに行う運用としている。このうち、SGTSの停止操作は数分で完了できることから、本評価では、格納容器ベント判断の1時間程度前(事故発生から31時間後)にSGTSを停止することを想定した。なお、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合においては、SGTSは停止しないものとして評価した。

*² : この期間では原子炉区域の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されず、SGTSを経由して大気中へ放出される。

*³ : 原子炉区域の負圧達成時間 (T_1) における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建屋内での存在割合は、保守的に時刻 T_1 までに原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋内に存在するものとして評価した。

*⁴ : 原子炉区域 (m³) の換気率 (1/s) は、SGTSの定格風量 (2000(m³/h)) による換気率 ((回/日)) 及び原子炉区域の気密度の設計値 (0.5(回/日)) を用いて、評価上保守的となるように設定した。大気中への放出率の評価で

は大きい方の換気率 ((回/日)) を採用し、原子炉区域内の存在割合の評価では小さい方の換気率 (0.5(回/日)) を採用した。

- (3) SGTS の停止以降 (事故発生から 31 時間後以降)
(格納容器ベントを実施する場合のみ)

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow R/B}(t) + \delta(t - T_2) \cdot Q_{R/B}(T_2) \quad (T_2 \leq t) \quad *1$$

$$\delta(t - T_2) = \begin{cases} 0, & t \neq T_2 \\ \infty, & t = T_2 \end{cases}$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉建屋から大気中への放出割合 (1/s)

$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 (1/s)

$Q_{R/B}(T_2)$: 時刻 T_2 における原子炉建屋内での存在割合 (-) *2

T_2 : SGTS 停止時間 (事故発生から 31 時間後) (s)

注記*1: この期間では原子炉区域の負圧が維持されていないと想定し、放射性物質は原子炉建屋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、原子炉区域の換気率を保守的に無限大(回/日)とした。

*2: $Q_{R/B}(T_2)$ は前述の(2)の第2式において、 $t = T_2$ 時点での $Q_{R/B}$ を用いた。

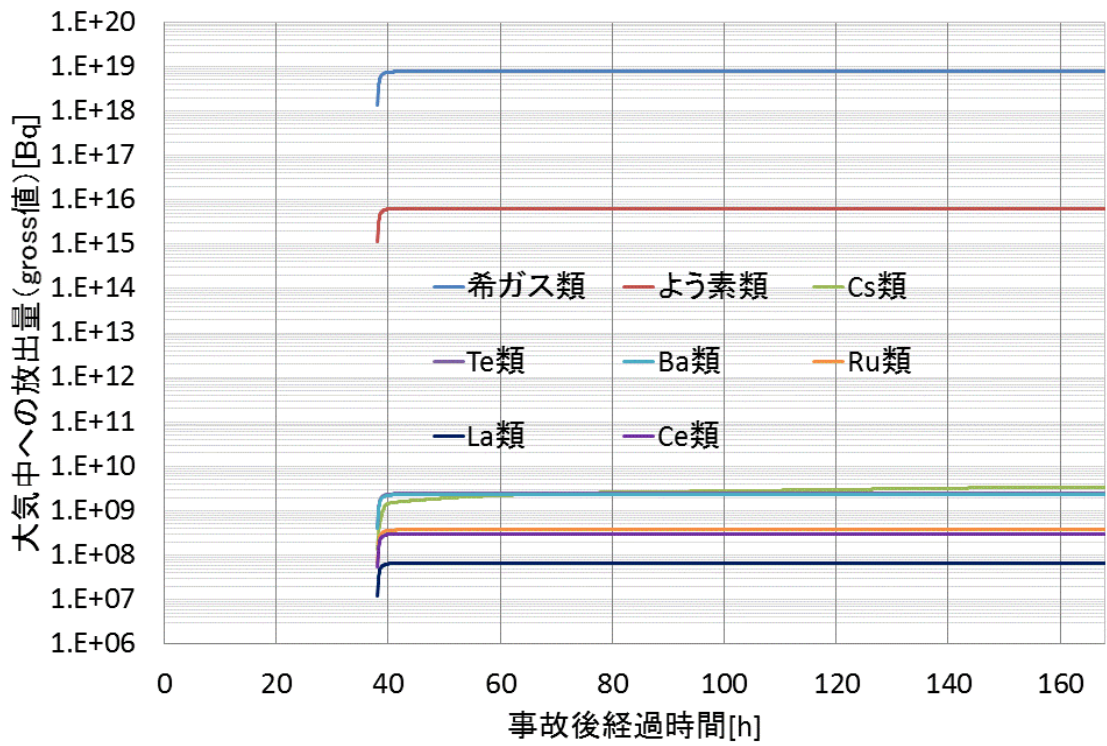


図12-1 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

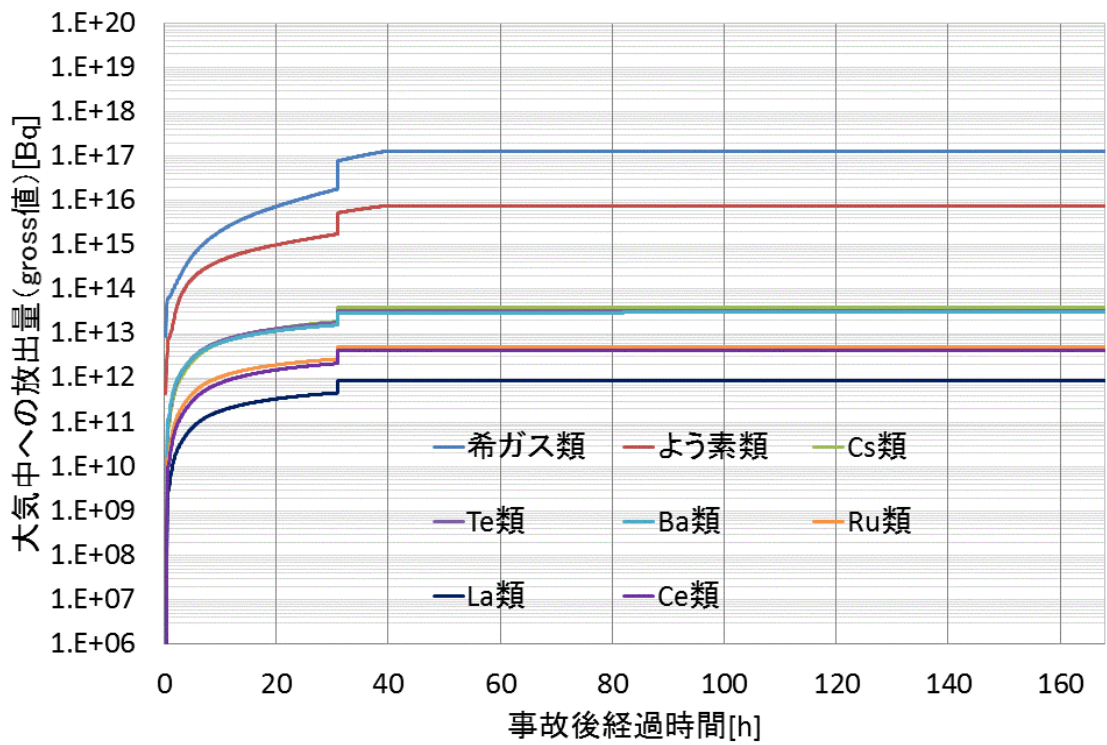


図12-2 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

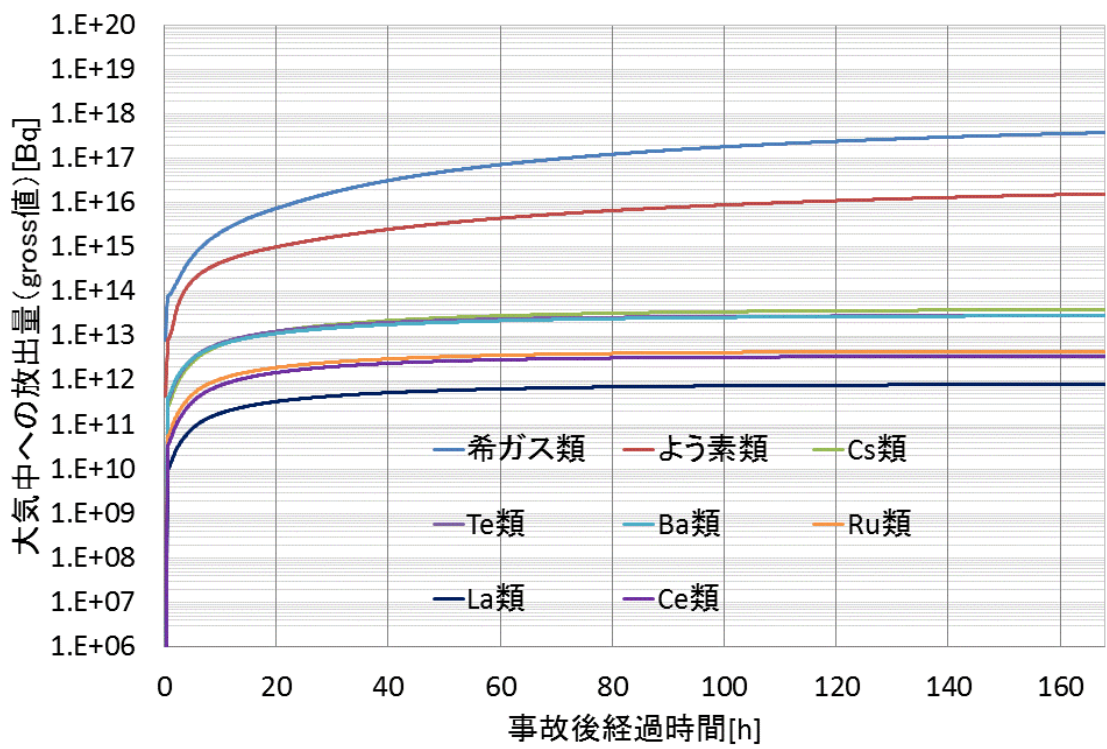


図12-3 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の原子炉建屋経由の放出トレンド

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屋への漏えい率は、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 内で格納容器内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、格納容器内圧力が最高使用圧力 310kPa[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 格納容器内圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器内圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pd で 0.4%/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 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

13.2 格納容器内圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器内圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pd で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウエルとウェットウエルの総面積は約 $1 \times 10^{-5} \text{m}^2$ ）を設定し、13.1 と同様に MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3%/日は、以下の AEC の評価式、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 620kPa[gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度が 200℃ 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℃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

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.024 \text{ \% / 日}$$

L : 事故時の原子炉格納容器漏えい率

L₀ : 設計漏えい率（圧力 Pd に対して（ここでは 0.9Pd）） 【0.4%/日】

P_t : 事故時の格納容器内圧力 【721kPa[abs]】

P_d : 設計圧力 【380kPa[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 漏えい試験時の温度 (20°C)	【293.15K】

○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.42\%/日$$

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 0.9Pd))	【0.4%/日】
P_t : 事故時の格納容器内圧力	【721kPa[abs]】
P_d : 設計圧力	【380kPa[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 の評価式が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小さ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量発生(約 1600kg)を考慮して設定している。

13.3 無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率

13.3.1 無機よう素

他の核種と同様に格納容器内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、別途、MAAP 解析結果の格納容器内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、MAAP 解析結果の格納容器内圧力変化に伴う漏えい率の変化を包絡する原子炉格納容器漏えい率を設定する。

漏えい率は、事故発生から最初に格納容器内圧力が 0.9Pd に到達するまで (事故発生から 1.5 時間後まで) は 0.4%/日 (一定) とし、それ以降 (1.5~168 時間後) は 1.3%/日 (一定) とする (図 13-1 を参照)。

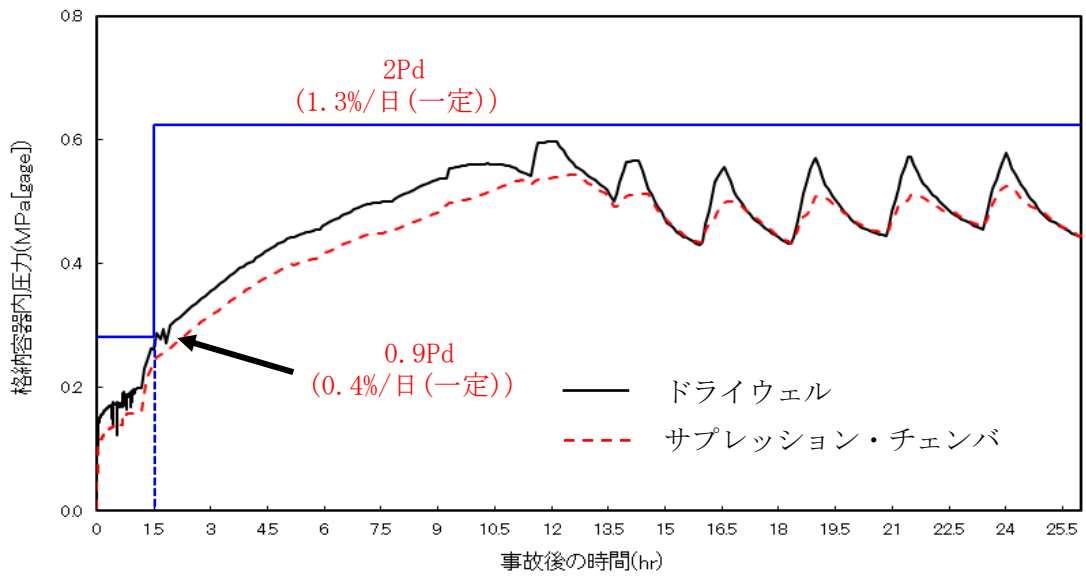


図 13-1 原子炉格納容器圧力と漏えい率の時間変化
(無機よう素の原子炉格納容器漏えい率の設定)

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「F P」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「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について」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「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について」の「第5部 MAAP」（抜粋）

(2) F Pの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のF P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F Pの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からF P輸送量を計算する。F Pがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉压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F P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F Pの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

F P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。燃料から原子炉压力容器内に放出されたF Pは、原子炉压力容器破損前にはL O C A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、原子炉压力容器破損後には原子炉压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F P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F Pはスクラビングによってサプレッション・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F P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F P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、F Pガス凝縮、F P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(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D F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、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、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、除染係数（以下「DF」という。）には、サブレーション・プールでのスクラビングによるDFも含まれる。

シナリオとしては、「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失」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。

$$\text{原子炉格納容器内 DF} = \text{原子炉格納容器内への Cs I 放出割合} / \text{ベントラインへの Cs I 流入割合}$$

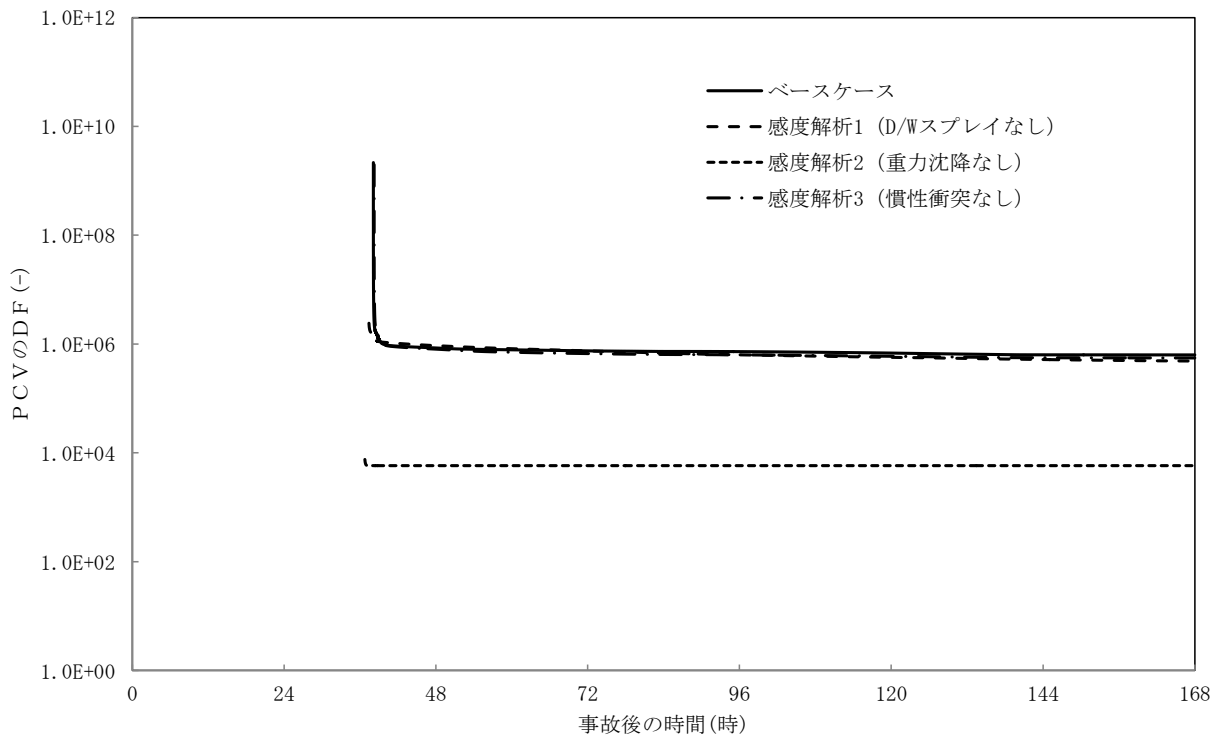


図 14-1 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（積算値）の感度解析結果

各ケースのDF結果を比較すると、感度解析1 (D/W スプレイなし)*や感度解析3 (慣性衝突なし) ではベースケースに対して僅かにDFが減少し、感度解析2 (重力沈降なし) ではベースケースに対して2桁程度DFが大きく低下する結果となった。

感度解析1 (D/W スプレイなし) において大きな感度が出ない理由として、本DFにはサブレーション・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 スプレイによるFP除去の効果には、スプレイによる直接的なFP除去効果だけではなく、スプレイによって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、スプレイ停止後に再度サブプレッション・プールでスクラビングが生じF Pが除去される効果が含まれる。つまり、サブプレッション・プールにおけるF P除去効果がスプレイによる直接的なF P除去効果に比べて大きいために、感度解析1 (D/W スプレイなし) 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。

一方、重力沈降や慣性衝突によるF P除去効果はスプレイとは異なり、サブプレッション・プールによるF P除去効果とは独立していると考えられる。重力沈降を考慮しない感度解析2の場合には、ベースケースに比べてDFが大きく低下しているが、これは重力沈降によるF P除去の効果が大きいことが原因と推定される。また感度解析3 (慣性衝突なし) はベースケースとほぼ同じDFであることから、慣性衝突によるF P除去の効果は相対的に小さいことが原因と推定される。

注記*： 評価上、スプレイによるF P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 MAAP 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 (S U P R A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。

S U P R A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。

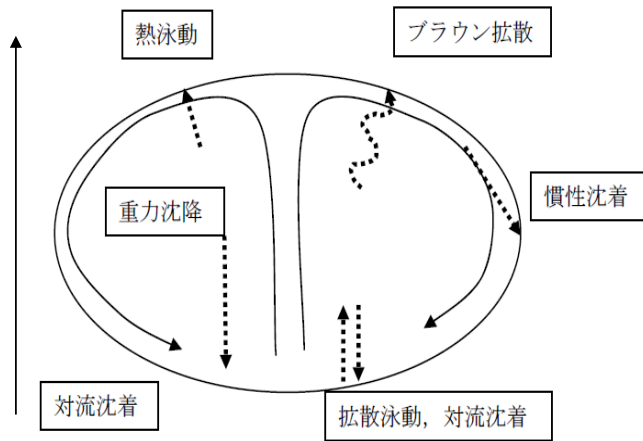


図 14-2 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

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 μm 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 μm 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 $1\text{g}/\text{cm}^3$), SUPRAコード: CsOH(密度 $3.675\text{g}/\text{cm}^3$))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 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(密度 $3.675\text{g}/\text{cm}^3$)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

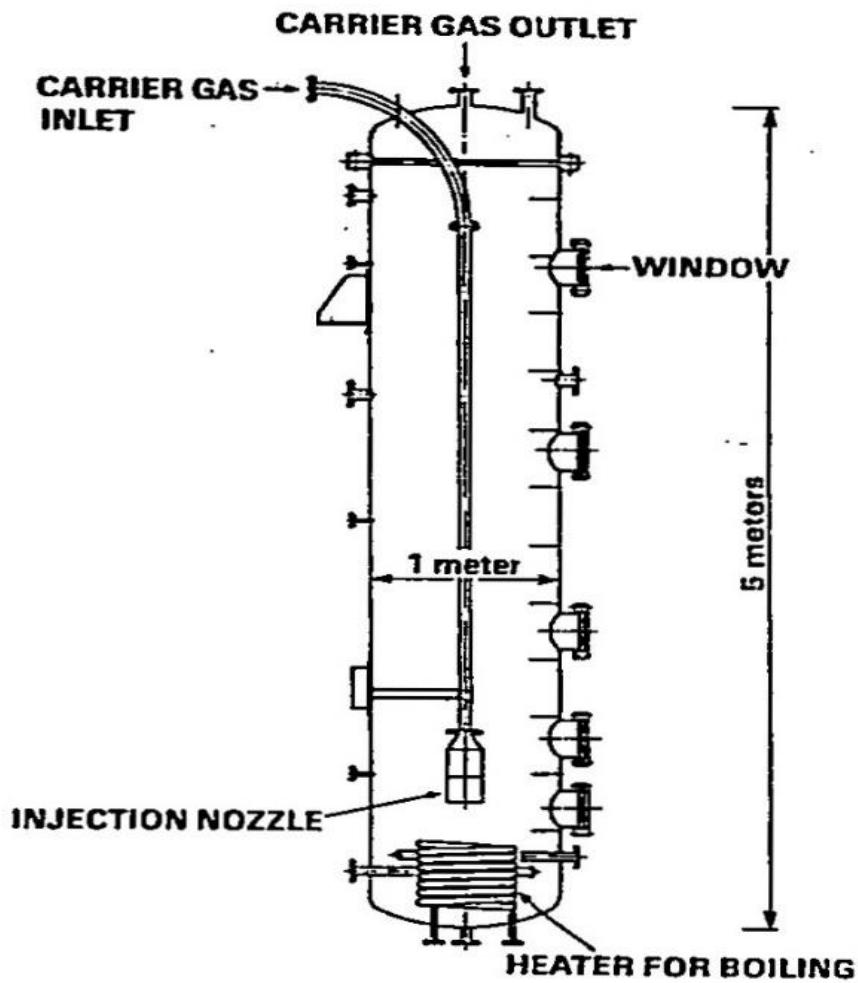


図 14-3 試験装置の概要

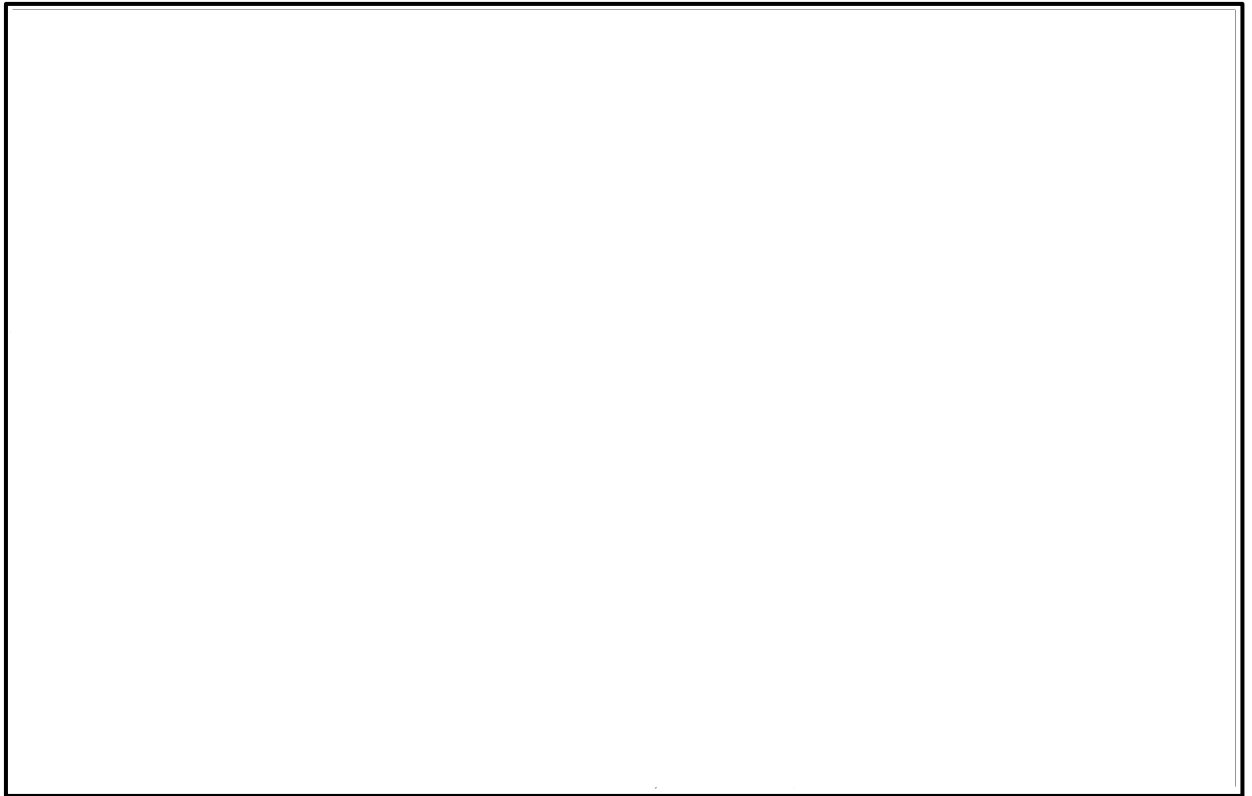


図 14-4 キャリアガス流量に対するDFの比較



図 14-5 プール水温に対するDFの比較

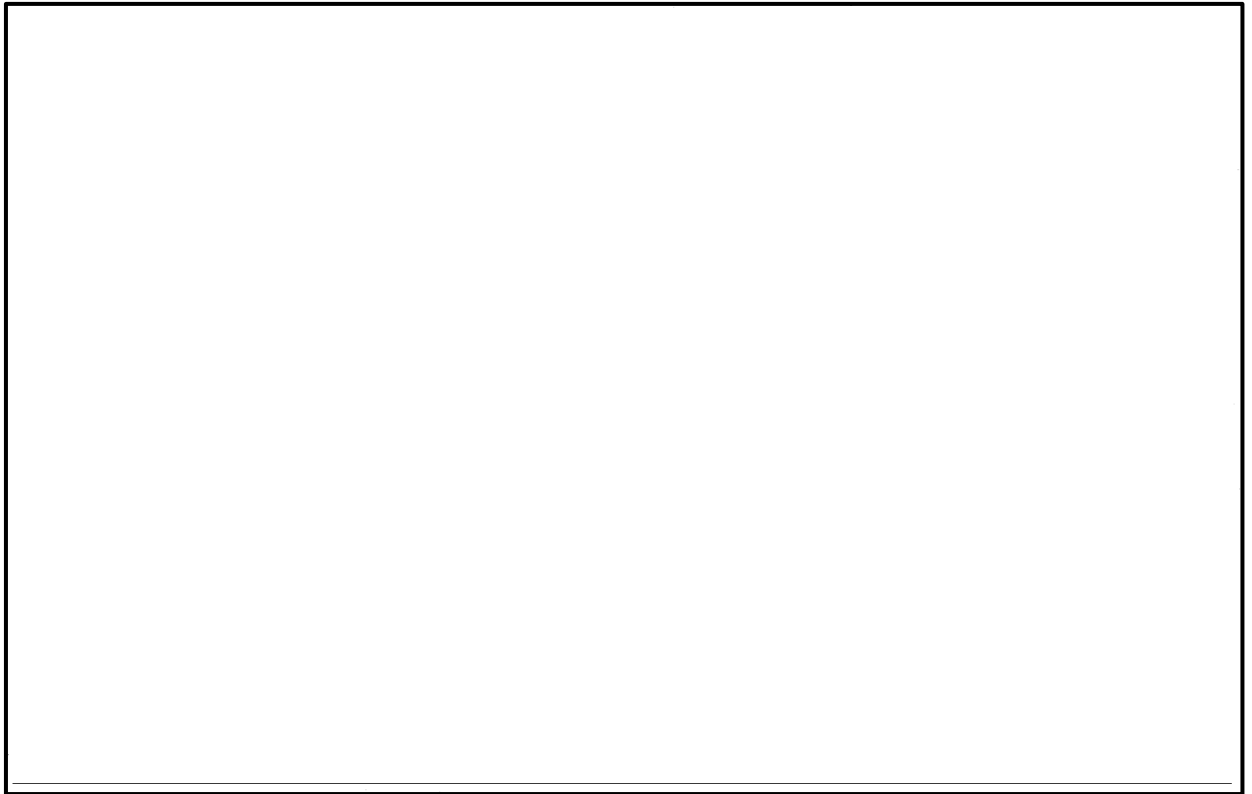


図 14-6 水蒸気割合に対するDFの比較

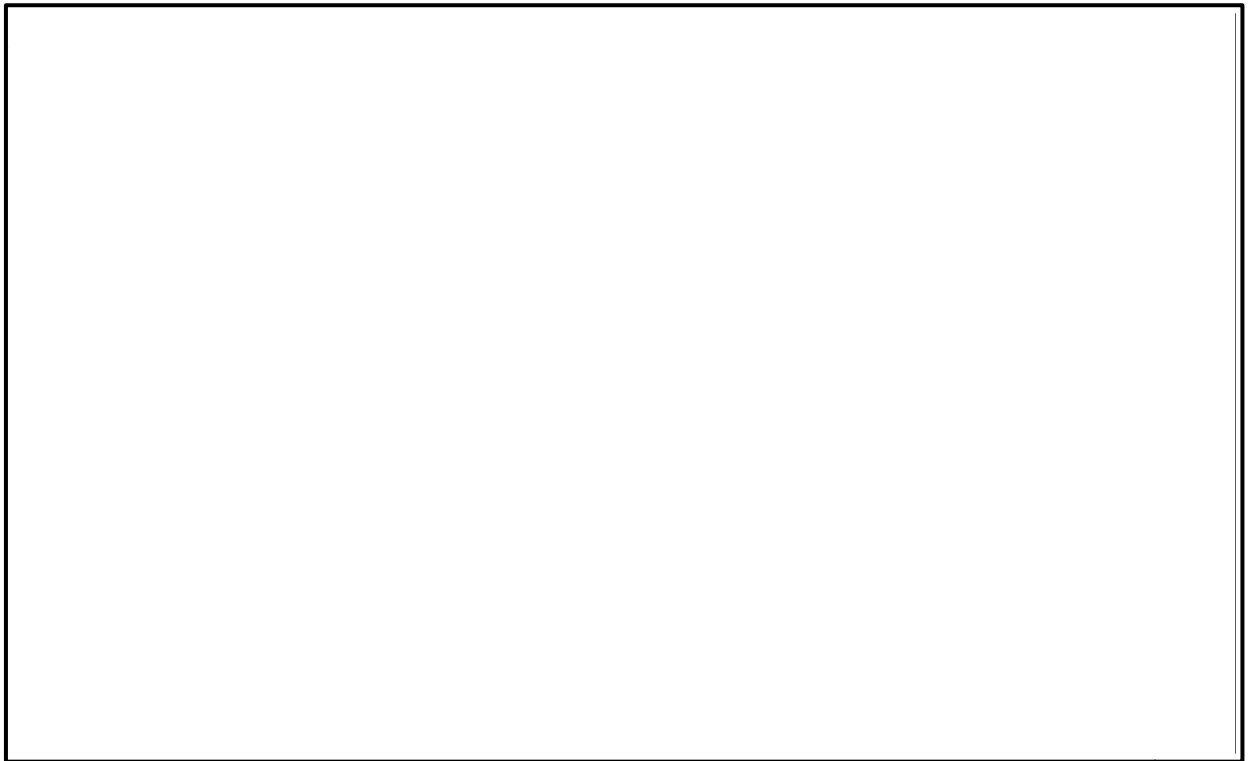


図 14-7 水蒸気割合に対するDFの比較 (密度補正)

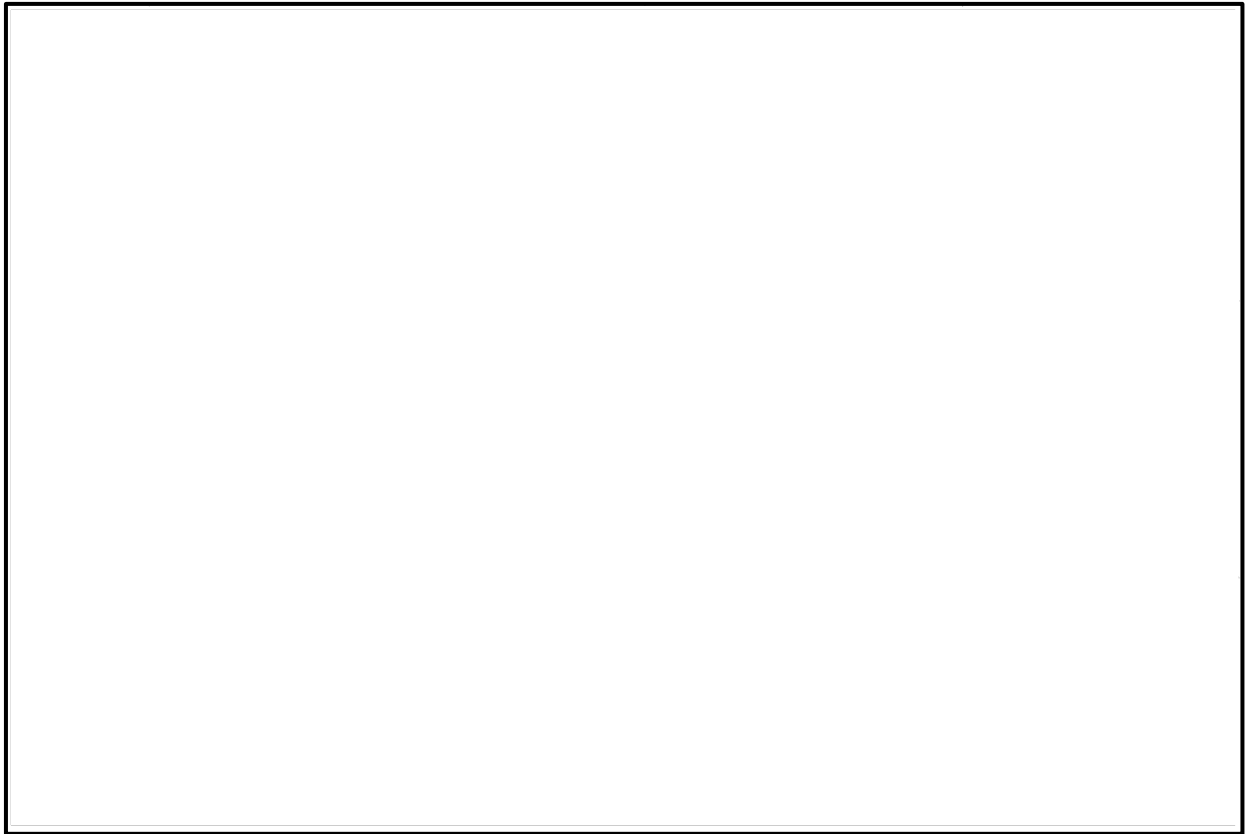


図 14-8 スクラビング水深に対するDFの比較

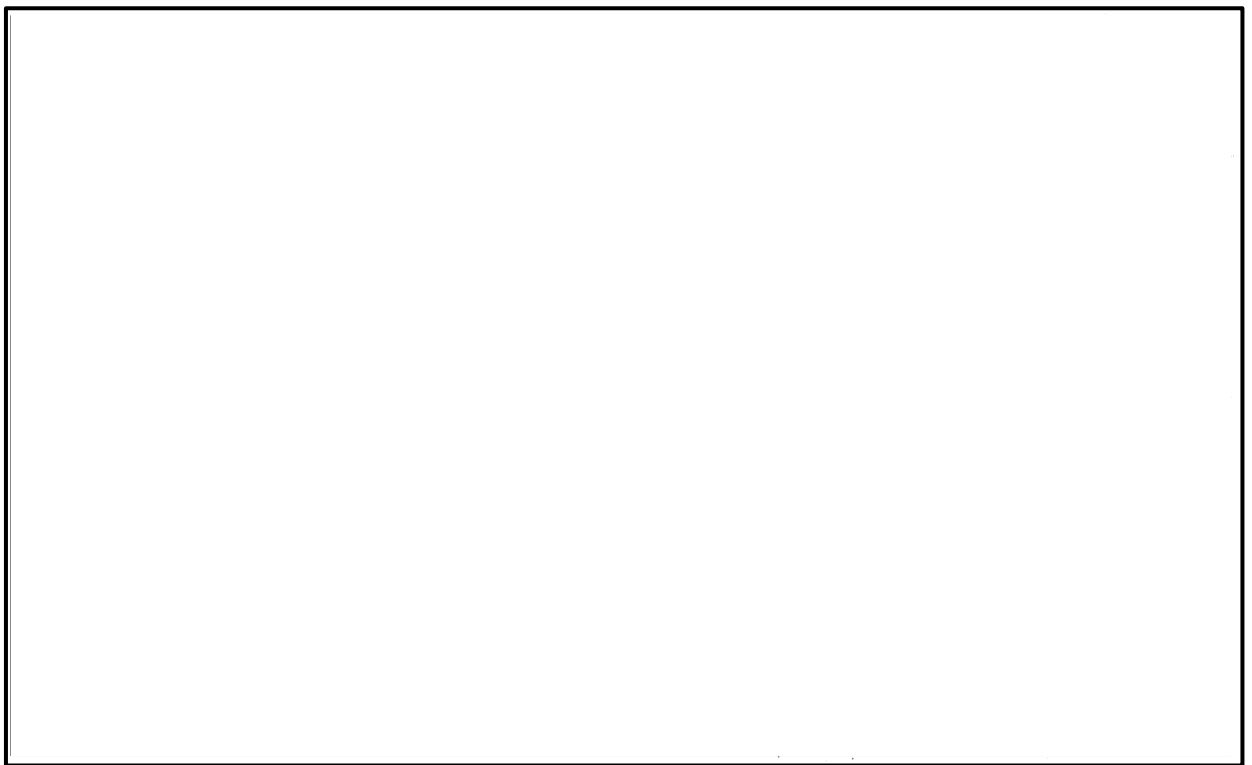


図 14-9 スクラビング水深に対するDFの比較（密度補正）

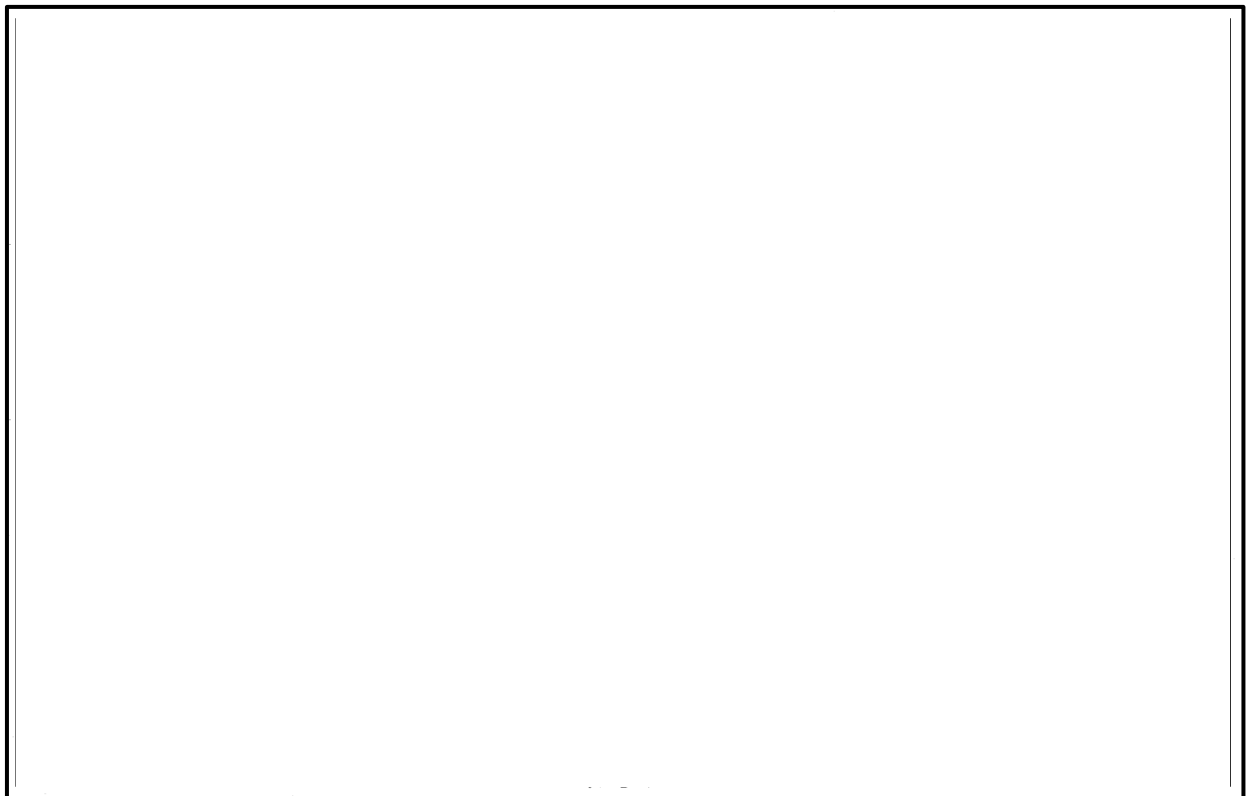


図 14-10 ガス温度に対するDFの比較

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）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、図 14-11 のとおり、格納容器圧力逃がし装置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）」の代替循環冷却系を使用でき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、事象発生8時間程度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する。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。ただし、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、その場合でモードライウエルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合の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

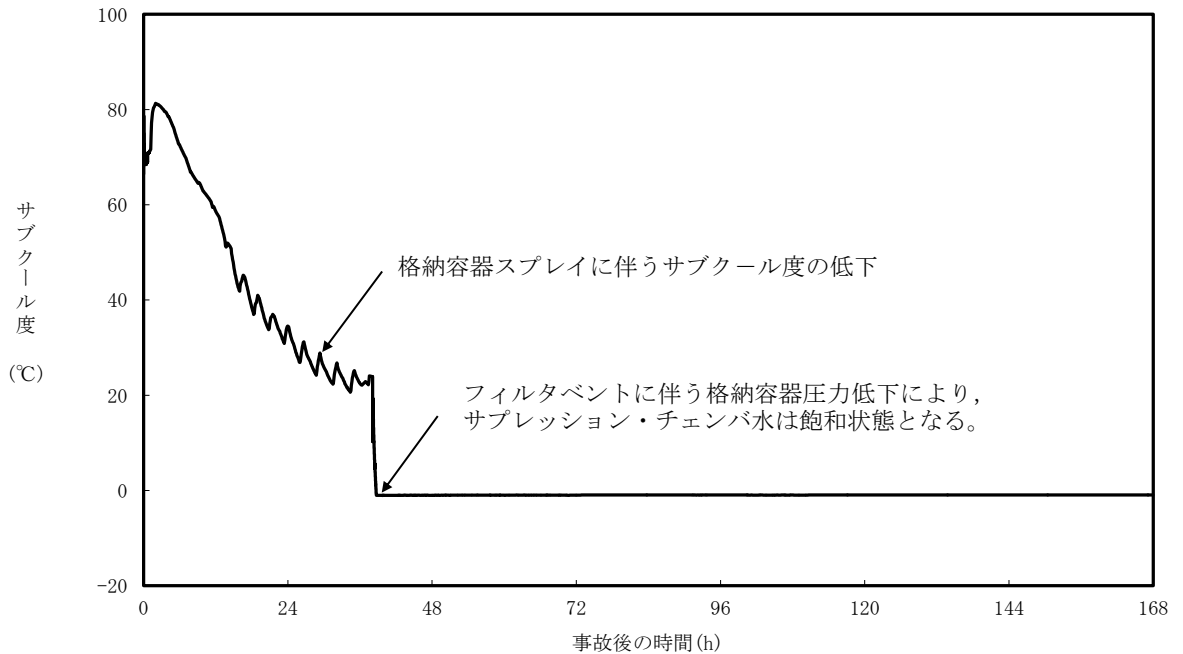


図 14-11 サプレッション・プールのサブクール度の推移

表 14-2 評価条件

項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	□%	格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合(約62%)相当
原子炉格納容器圧力	□kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力(約600kPa[gage])を考慮して,設定上限値を採用
サプレッション・プール水深	□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	□°C	未飽和状態として設定(設定上限値)
	□°C	飽和状態として設定(設定下限値)
エアロゾル粒径(半径)	□ μ m	スクラビング前において,最も割合が多い粒径(約0.46 μ m)に相当する設定値を採用
	□ μ m	スクラビング後において,最も割合が多い粒径(約0.46 μ m)に相当する設定値を採用

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)	D F	
	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"/>

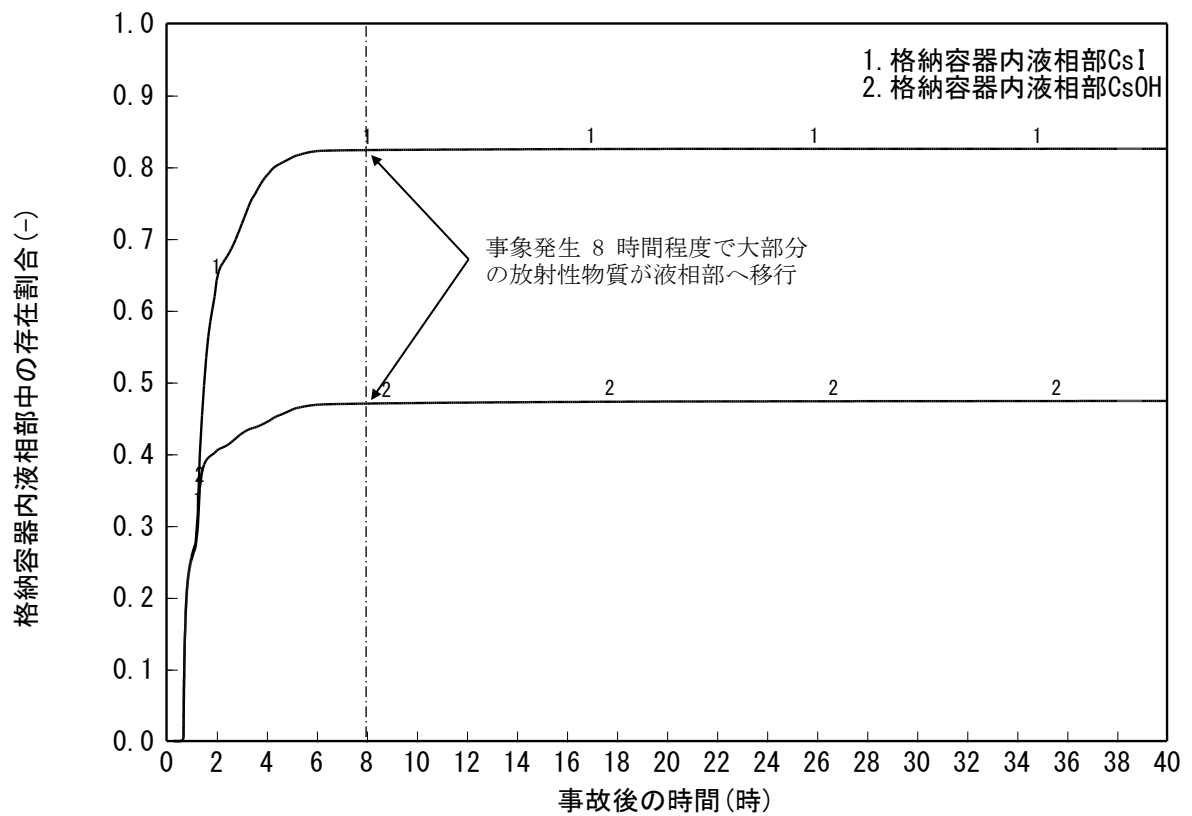


図 14-12 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

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。

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

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。

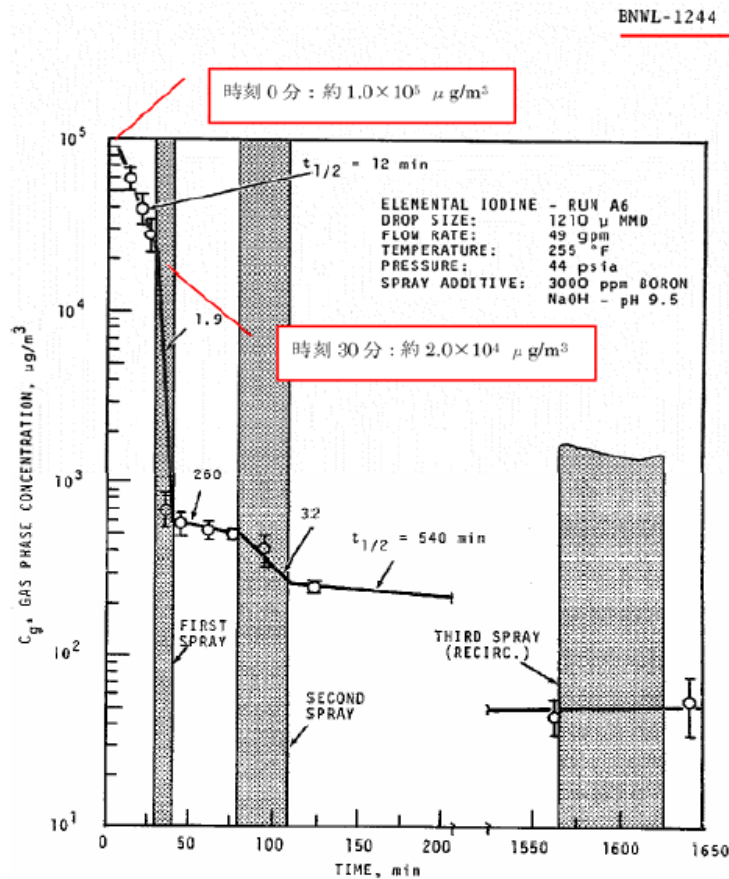


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 15-1 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

注記* : 出典 BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report”

(参考)

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「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」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 6 号機及び 7 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 6 号機及び 7 号機の比較

	CSE 実験の Run No.			6 号機及び 7 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 0.3 ^{*5}
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 207 ^{*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「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」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 実験でスプレイを使用していない 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（スプレイ未使用の期間）については、A-6 の場合と大きな差は認められず、初期濃度より数 100 分の 1 以上低下した後、沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

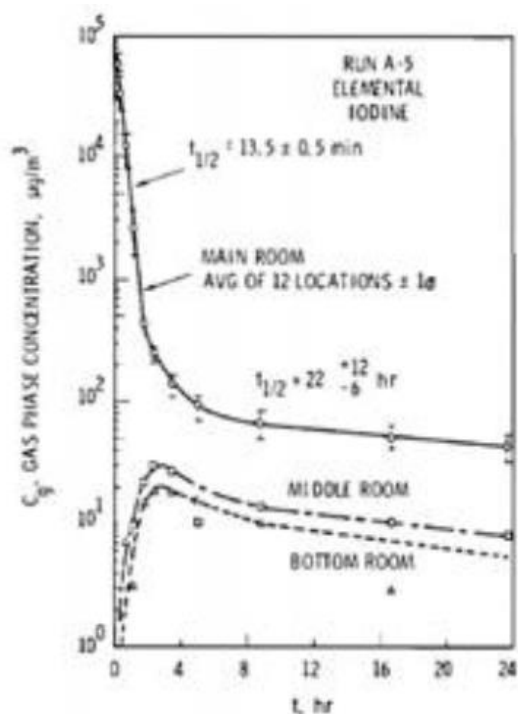


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

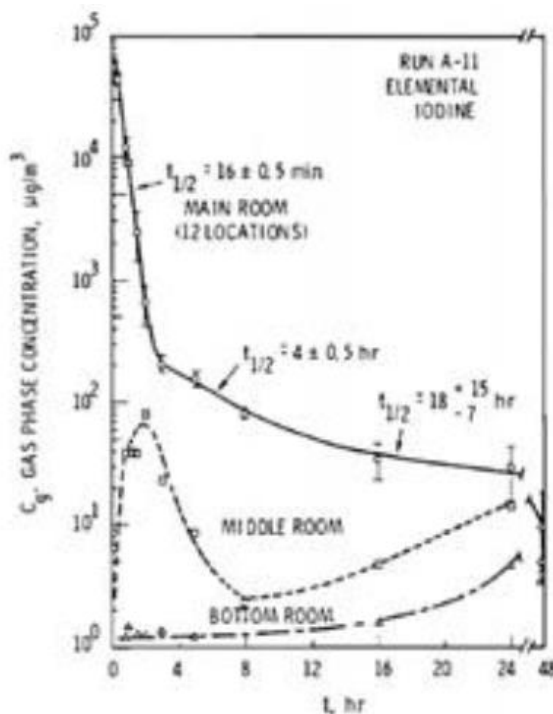


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

図 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 6 号機及び 7 号機の比表面積について表 2 に示す。CSE 実験と 6 号機及び 7 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 6 号機及び 7 号機の比表面積の比較

	CSE 実験体系	6 号機及び 7 号機
体積 (m³)	約 600	約 13000
内面積 (m²)	約 570	約 12000
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 DF10 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。7号機は ABWR 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-II 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・プールの沸騰の有無に関わらず、DF10 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。

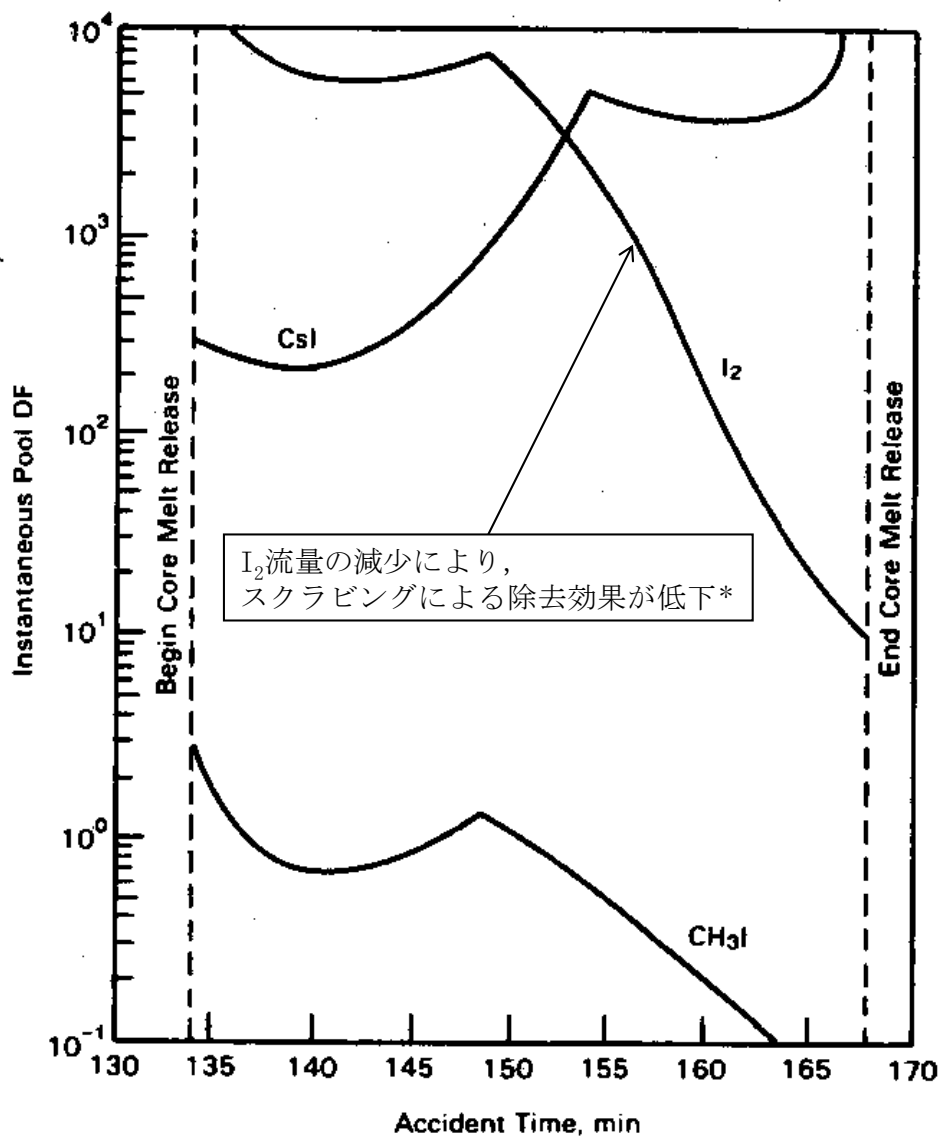
1. SPARCコードによる計算結果

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 16-1 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
- ・ 原子炉圧力容器の加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 I₂ flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I₂ concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of the pool.”

図 16-1 S P A R C 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16-2及び図16-3、実験条件及び実験結果を表16-1及び表16-2に示す*³。表16-2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

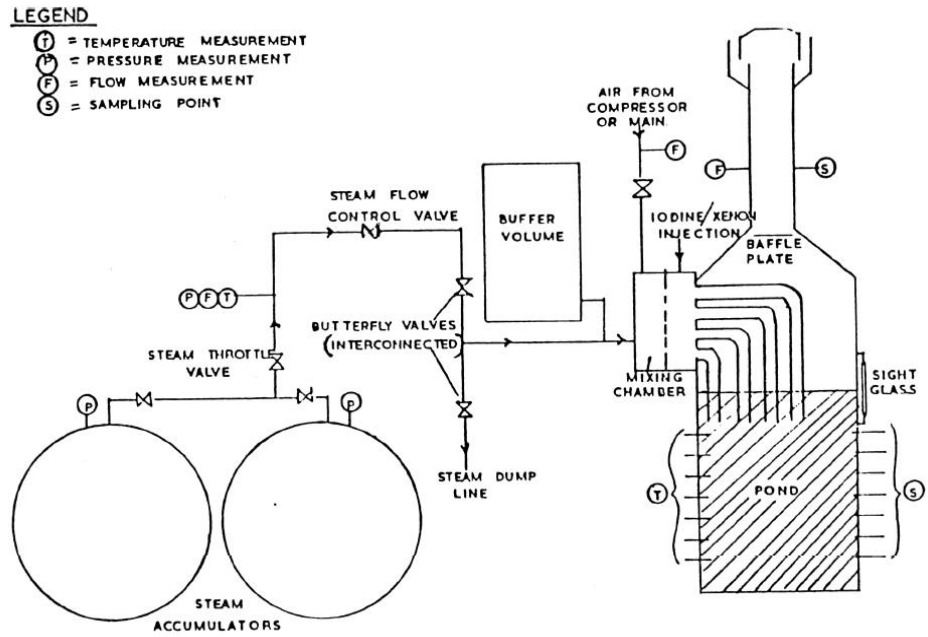


图 16-2 UKAEA 实验体系

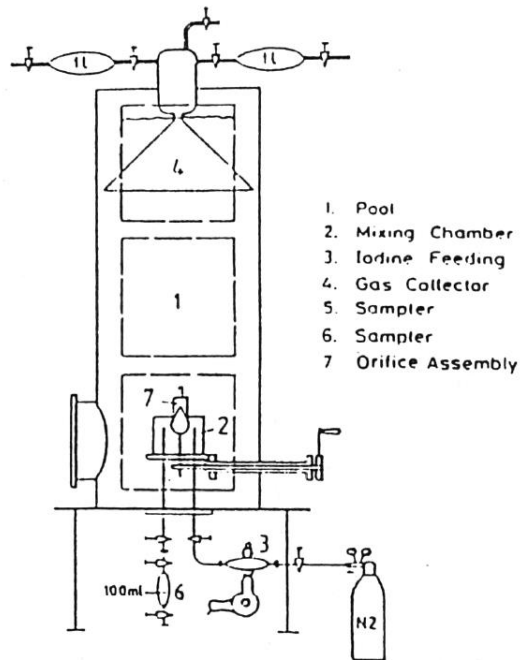


图 16-3 POSEIDON 实验体系

表 16-1 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 ₂ O 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 - España	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 16-2 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 時間後時点）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）が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

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

なお、高揮発性核種 (セシウムやヨウ素) については炉心熔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「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、原子炉压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压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 MAAP 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
MAAP	約 17 分～約 41 分*1	約 41 分～約 6.4 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 MAAP 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、格納容器圧力逃がし装置への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合ともに MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

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*3*4、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*3： MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

*4： 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

- ① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。
- ② ①の評価をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。
- ③ ②の結果を MAAP コードにインプットし、MAAP コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。
- ④ 各化合物は表 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	約 750kg
CsI	CsI, RbI	約 57kg
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂	約 74kg, 約 63kg*
SrO	SrO	約 160kg
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TcO ₂ , RhO ₂	約 600kg
CsOH	CsOH, RbOH	約 470kg
BaO	BaO	約 220kg
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃ , ZrO ₂ , NbO ₂ , AmO ₂ , CmO ₂	約 1200kg
CeO ₂	CeO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂	約 470kg
Sb	Sb	約 2.2kg
UO ₂	UO ₂	約 180000kg

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. 格納容器圧力逃がし装置への放出割合

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 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

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

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

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

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

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉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、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大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・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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. 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合

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 核種グループの放出割合

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

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉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原子炉格納容器内で粒子状物質として振る舞い、沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また、事故発生後、原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。本評価では、中・低揮発性の核種グループ同様、原子炉格納容器内で粒子状物質として除去される Cs を代表として参照し、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を、「各時刻における Cs の漏えい割合」に比例するものとした。

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

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO ₂	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 1.0×10^{-4}
CeO ₂	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs*	約 2.6×10^{-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	¹³⁰ I	⁸⁶ 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ーを大きく上回る分析結果となってしまいました。したがって、ここに保持された I のインベントリーは Cs と同等であると考えます。

注： 出典 TMI-2 号機の調査研究成果 (渡会 慎祐, 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壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg 乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 盛原処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5号機サービス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫12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	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	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	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週間)	*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68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	7.8E+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： 出典 東京電力 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

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 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO ₂	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 2.1×10^{-9}
CeO ₂	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}
Te ₂	0*2
UO ₂	0*2
Cs*1	約 2.6×10^{-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, 原子炉压力容器が健全な状態で事故収束するため, 原子炉压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 (拔粹)

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。

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

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

$$\text{セシウム元素初期重量[kg]} : M_{Cs} \qquad \text{よう素元素初期重量[kg]} : M_I$$

$$\text{セシウム原子量[-]} : W_{Cs} \qquad \text{よう素原子量[-]} : W_I$$

(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。

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

(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

1. (3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価

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

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ごと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、よう素の化学形態ごと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、よう素の化学形態ごとの設定に関して、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 のよう素の化学形態ごと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 (ℓ)	I (ℓ)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

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

表 18-3 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態ごとの存在割合の比較

	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）で検討された全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「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(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1(ベッセル破損時に格納容器破損)
	S2E1	LOCA(2"), ECCS及びADS不作動
	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	SBO(後期格納容器破損)
Grand Gulf	TC	ATWS(早期格納容器破損によるECCS故障)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1、H ₂ 燃焼による格納容器破損
	TBS	SBO(ECCS不作動、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

(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、「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、代替循環冷却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、代替循環冷却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「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。

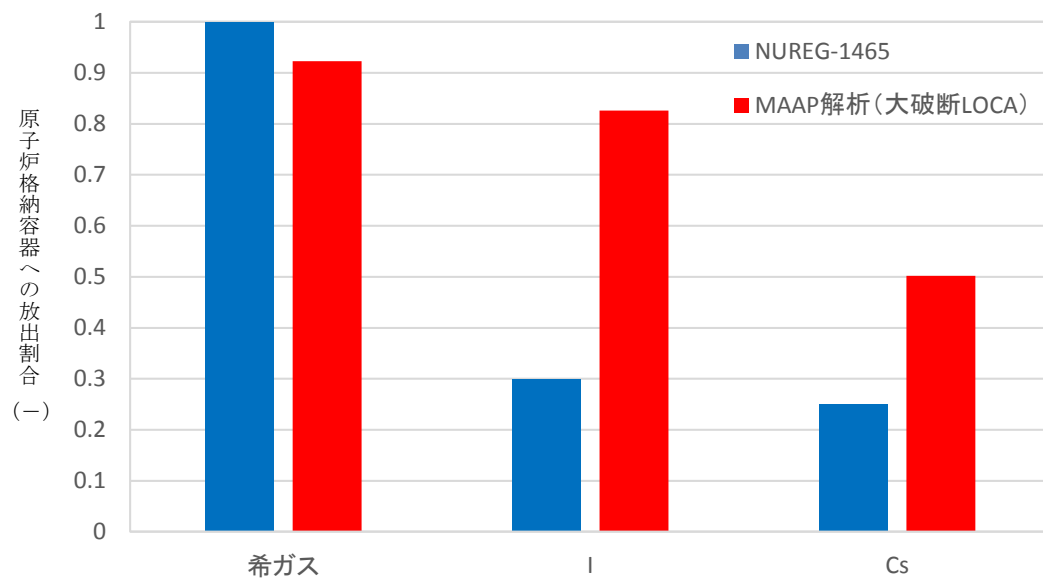


図 19-1 原子炉格納容器内への放出割合の比較
 (MAAP 解析結果は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合のものを参照)

20. 中央制御室待避室の陽圧化時間の設定根拠について

中央制御室では、格納容器ベント実施時における放射性物質による被ばく低減のために中央制御室待避室を陽圧化装置にて陽圧化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陽圧化時間を10時間としている。

中央制御室待避室の陽圧化時間については、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。陽圧化時間を10時間とする場合、室内に取り込まれた放射性物質に起因する単位時間当たりの被ばく線量（外部被ばく）は、図20-1に示すとおり最大でもコンマ数mSv/hと評価しており、陽圧化しない場合（数十mSv/h）に比べ2桁程度低減される。

なお、実際には被ばく低減の観点から、6号機及び7号機が異なるタイミングで格納容器ベントをするような場合に備え、陽圧化装置に用いる空気ポンプは10時間以上陽圧化ができる本数を用意することとしている。

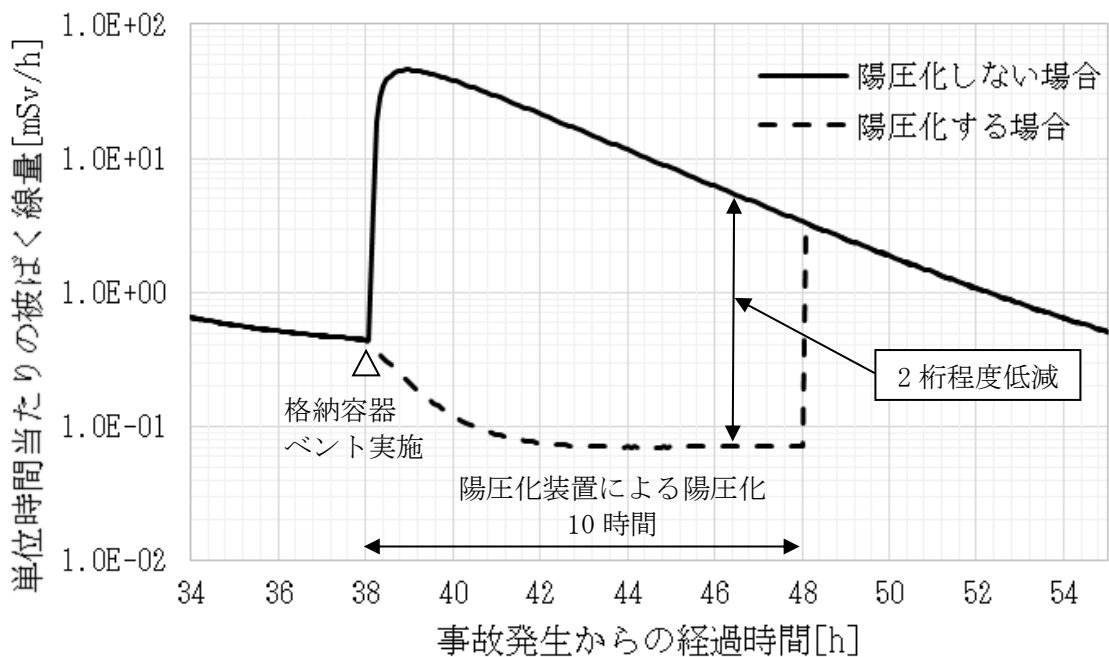


図20-1 中央制御室待避室内の単位時間当たりの被ばく線量
 （室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばく）
 （6号機：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機：格納容器ベント実施）

21. 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量について

中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットのフィルタは、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 中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの放射性微粒子の保持容量は、試験結果より約 1400g となる。

21.2 中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタのよう素吸着容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの活性炭充てん量は 2.5kg であり、吸着容量は、約 129g となる。フィルタ保持容量及び吸着容量を表 21-1 に示す。

表 21-1 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
中央制御室可搬型陽圧化空調機 高性能フィルタ	約 1400g
中央制御室可搬型陽圧化空調機 活性炭フィルタ	約 129g

22. 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ内放射性物質からのガンマ線による被ばくについて

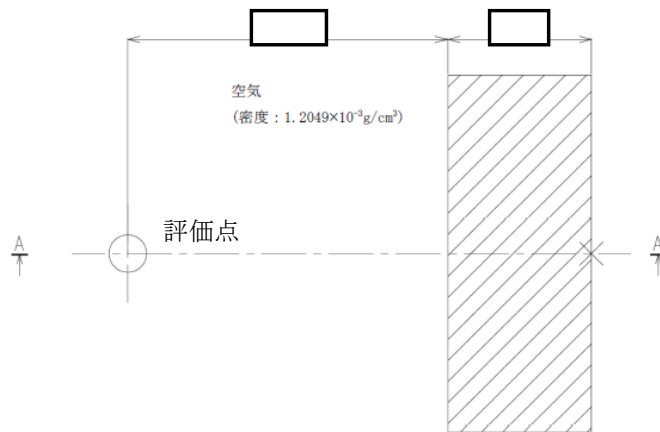
中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室可搬型陽圧化空調機で陽圧化する設計としており、中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタには放射性物質が取り込まれることが想定される。ここでは、中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタに取り込まれた放射性物質が中央制御室に滞在する運転員に与える被ばく影響について評価する。

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 V-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 に示すフィルタの設置予定位置等を基に設定する。

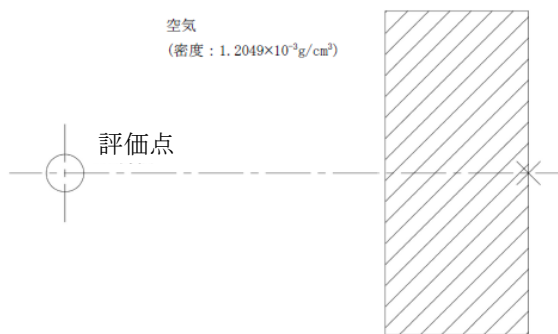
評価の結果、フィルタ 4 台による被ばく線量は、約 1.5(mSv/7 日間)となり、他の被ばく経路からの被ばく線量と合算しても、運転員の実効線量は 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

表 22-1 評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価シナリオ	7 号機が格納容器ベント (W/W ベント) を実施する場合	フィルタに捕集される放射エネルギー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、保守的に 100%とした。
中央制御室可搬型陽圧化空調機の台数	4 台	6 号機及び 7 号機の中央制御室可搬型陽圧化空調機の合計
中央制御室可搬型陽圧化空調機の運転条件	事故発生直後から 7 日後まで、フィルタ 1 台当たり風量 1500 (m ³ /h) で運転	運用を基に設定
評価コード	QAD-CGGP2R コード	—



平面図



断面 A-A

(単位: mm)

は計算上考慮した壁を示す。
コンクリート (密度: 2.15g/cm^3)

×: 線源を示す。

注: 本図は公差を考慮した寸法を示す。

図 22-1 評価モデル

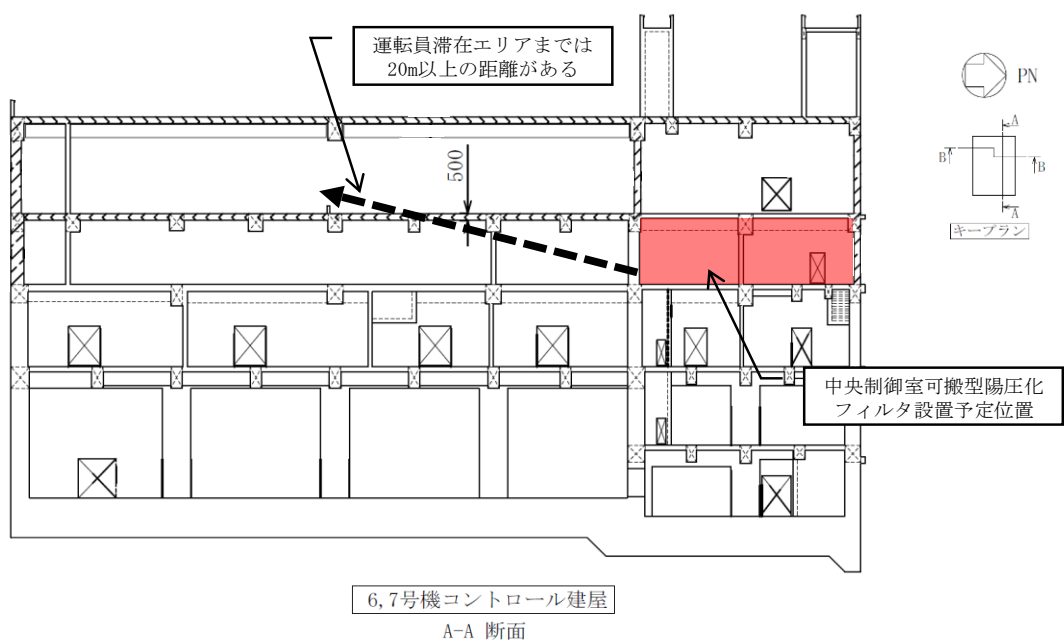


図 22-2 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ設置予定位置等

23. 全面マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合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、電動ファン付き全面マスクによる防護係数を 1000 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：平成 29 年 3 月 29 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

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。その結果は表 23-1 に示すとおりであり、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$ 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

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	

注記*： 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。この漏れ率と除染係数（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、更に教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

23.3 電動ファン付き全面マスクの防護係数 1000 について

空気中の放射性物質の濃度が特に高い環境で作業を行う場合（例えば、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動前における中央制御室滞在時）、電動ファン付き全面マスクを着用する。

電動ファン付き全面マスクを納入している 2 つのマスクメーカーにおいて、電動ファン付き全面マスク（よう素吸収缶）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、表 23-2 及び表 23-3 に示すとおりであり、 $DF \geq 1.71 \times 10^3$ 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 0.058%以下）

表 23-2 マスクメーカーA による除染係数検査結果
RDG-72HP（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	
8.83×10^{-2}	1.91×10^{-5}	4.62×10^3	2.64×10^{-5}	3.34×10^3	試験流量：47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08×10^{-5}	ND*1	1.71×10^3 *2	4.73×10^{-8}	1.71×10^3	

注記*1： 検出限界値未満

*2： 10 時間試験において最初に検出されたサンプリング時間の DF を示す

表 23-3 マスクメーカーB による除染係数検査結果
CA-V3NRI（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	
8.84×10^{-2}	5.04×10^{-7}	1.75×10^5	3.03×10^{-6}	2.92×10^4	試験流量：38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89×10^{-5}	ND*1 (3.3×10^{-8})	3.0×10^3 *2	ND*1 (2.2×10^{-8})	4.5×10^3 *2	

注記*1： 検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

*2： DF 値は、検出限界値より算出した

また、同じくマスクメーカーにより電動ファン付き全面マスクの漏れ率を検査しており、0.01%未満であった。

電動ファン付き全面マスクは、電動ファンを内蔵しており、図 23-1 のとおり着用者の呼吸を常に監視しながらフィルタを通した十分な量の空気を面体に供給することで、面体内を常に陽圧に保つことができるため、全面マスクに比べ着用者による防護係数の低下の可能性は低い。

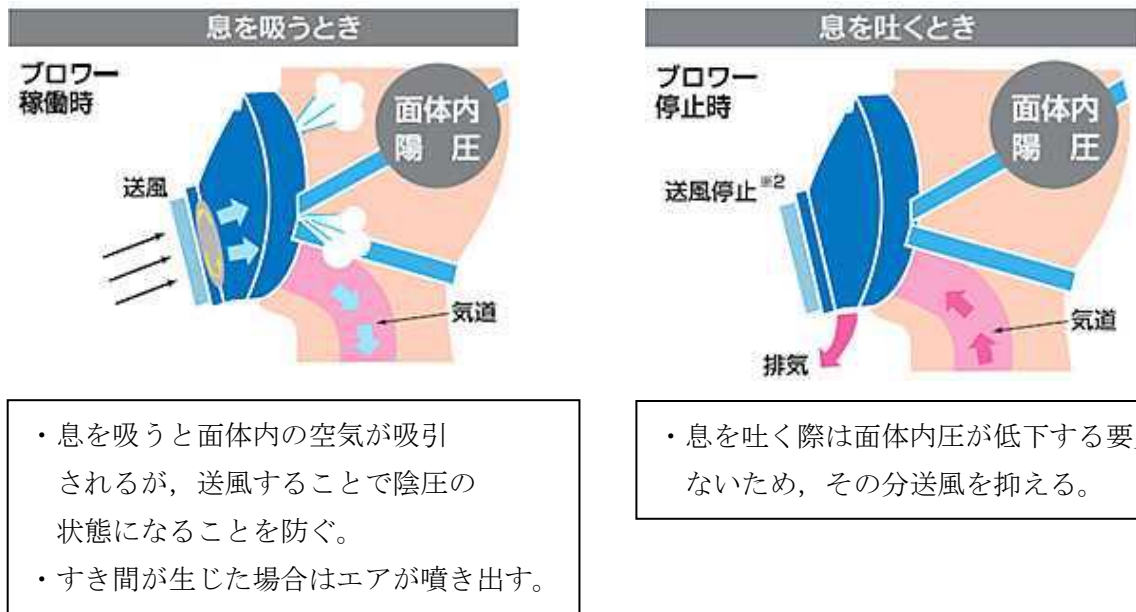


図 23-1 陽圧化マスクのイメージ
(興研株式会社 HP より一部抜粋)

以上より、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 1470 であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率} (\%) + \text{フィルタ透過率} (\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.058) \approx 1470 \end{aligned}$$

このため、電動ファン付き全面マスクによる防護係数は、保守的に 1000 とする。

加えて、電動ファン付き全面マスクは、面体内が陽圧化するため、全面マスクに比べ楽に呼吸をすることができる。

電動ファン付き全面マスクのバッテリー稼働時間は、メーカー公称値として 5 時間以上となっている。なお、電源が切れた状態においても、全面マスク同等の防護係数を有する。

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、建屋屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。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。

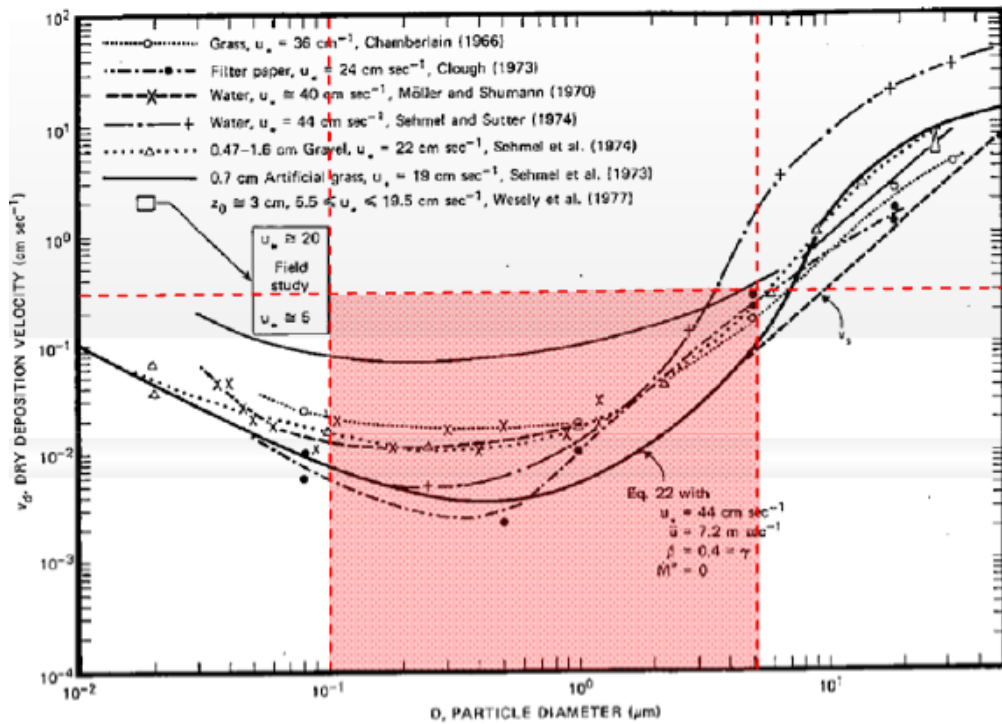


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁷⁻²⁴ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain 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 24-2 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: 参考文献 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2

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

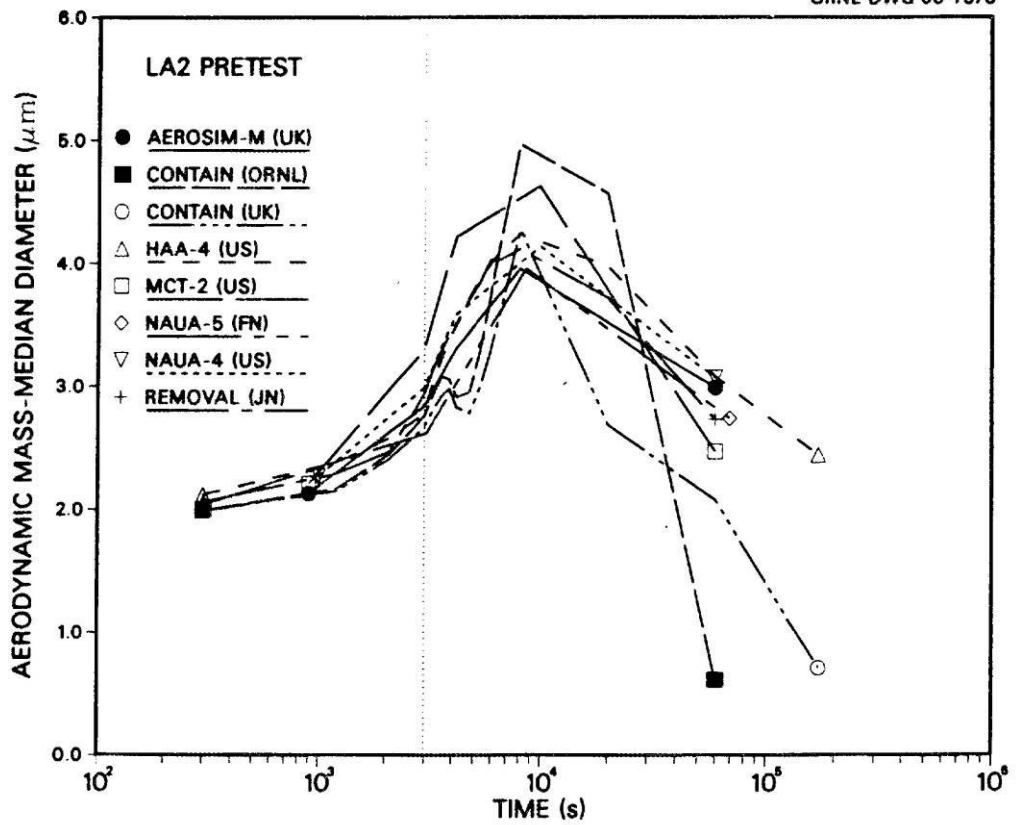


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

図 24-2 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（24.2，26.2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。

$$\left(\chi/Q\right)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \cdots \cdots \textcircled{1}$$

$\left(\chi/Q\right)_D(x,y,z)_i$: 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.1.2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 $(\chi/Q)_w(x,y)_i$ は「学会標準」解説4.11より以下のように表される。

$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \quad \dots \textcircled{2}$$

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 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*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]

h : 放出高さ[m]

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。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値

乾性沈着率の累積出現頻度97%値

$$= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \quad \dots \textcircled{3}$$

(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1.0~1.3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)
6号機格納容器圧力 逃がし装置配管 (地上40.4m)	中央制御室中心	約1.5×10 ⁻⁶	約2.0×10 ⁻⁶	約1.3
	コントロール 建屋入口	約1.4×10 ⁻⁶	約1.9×10 ⁻⁶	約1.3
7号機格納容器圧力 逃がし装置配管 (地上39.7m)	中央制御室中心	約2.5×10 ⁻⁶	約3.0×10 ⁻⁶	約1.2
	コントロール 建屋入口	約2.9×10 ⁻⁶	約3.1×10 ⁻⁶	約1.0
6号機 原子炉建屋中心 (地上0m)	中央制御室中心	約2.8×10 ⁻⁶	約3.4×10 ⁻⁶	約1.2
	コントロール 建屋入口	約2.7×10 ⁻⁶	約3.2×10 ⁻⁶	約1.2
7号機 原子炉建屋中心 (地上0m)	中央制御室中心	約5.1×10 ⁻⁶	約5.9×10 ⁻⁶	約1.2
	コントロール 建屋入口	約6.1×10 ⁻⁶	約6.1×10 ⁻⁶	約1.0
6号機主排気筒 (地上73m)	中央制御室中心	約1.5×10 ⁻⁶	約2.0×10 ⁻⁶	約1.3
	コントロール 建屋入口	約1.4×10 ⁻⁶	約1.9×10 ⁻⁶	約1.3
7号機主排気筒 (地上73m)	中央制御室中心	約2.5×10 ⁻⁶	約3.0×10 ⁻⁶	約1.2
	コントロール 建屋入口	約3.0×10 ⁻⁶	約3.1×10 ⁻⁶	約1.0

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、原子炉建屋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

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

二次遮蔽壁をモデル化するにあたり、燃料取替床ブローアウトパネル(以下「オペフロ BOP」という。)による遮蔽厚の差は考慮していない。これは、原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)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 オペフロ BOP 部分の遮蔽有無の影響評価

オペフロ BOP が設置されている原子炉建屋の壁は厚さ \square cm のコンクリート、オペフロ BOP は厚さ \square mm の鋼板である。中央制御室の居住性評価において、オペフロ BOP 部分にコンクリート遮蔽が無いものとした場合に影響を受ける被ばく経路は、原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の線源からのガンマ線である。オペフロ BOP 部分の影響を確認するため、図 27-1 及び図 27-2 に示す評価モデルを用いて原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内線源からの直接ガンマ線による実効線量を評価し、オペフロ BOP 部分の遮蔽の有無による影響を確認した。なお、原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の線源は、原子炉冷却材喪失(仮想事故)時の線源を想定し、評価点は、オペフロ BOP 部分の影響を保守的に評価するため、オペフロ BOP の近傍の点を選定した。評価結果を表 27-1 に示す。

27.3 中央制御室及び緊急時対策所の居住性評価への影響

表 27-1 に示したとおり、オペフロ BOP 部分の遮蔽が無い場合の評価結果は、オペフロ BOP 部分に遮蔽があると仮定した評価結果に対して約 4.6 倍となった。ただし、本評価は、オペフロ BOP 部分の遮蔽が無い場合において、原子炉建屋内の線源を直視できる位置に評価点を設定していることによるため、遮蔽が無いことによる影響が大きく表れていると考えられる。実際には、運転員は、中央制御室滞在時や入退域時において線源を直視する位置に滞在することは少なく、仮に直視できる位置である場合は、その位置はオペフロ BOP を直視するために原子炉建屋から離れた位置になることから、直接ガンマ線の影響は小さく、オペフロ BOP 部分に遮蔽がないと仮定した場合の影響も小さい。また、運転員が滞在するエリアはオペフロ BOP より低い位置になり、オペフロ BOP 近傍から高さ方向に離れるほど直視できる線源範囲は小さくなることから、直接ガンマ線による影響は更に小さくなる。

オペフロ BOP 部分の遮蔽が無いことによる増分は約 3.6 (=約 4.6-1) となるが、以上より、線源を直視しないことにより、その影響は小さくなると考えられる。評価点から直視できないオペフロ BOP 部分からのガンマ線による影響は散乱線による影響が考えられるが、散乱線による線量評価に係る文献*1によれば、直視できる部分からの直接ガンマ線による線量と比較して、角度によっては 4 桁以上低い結果*2となっている。このため、評価地点から直視できないオペフロ BOP 部分から放出されるガンマ線は、原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の線源からのガンマ線による被ばく線量の評価結果に有意な影響を与えないと考えられる。

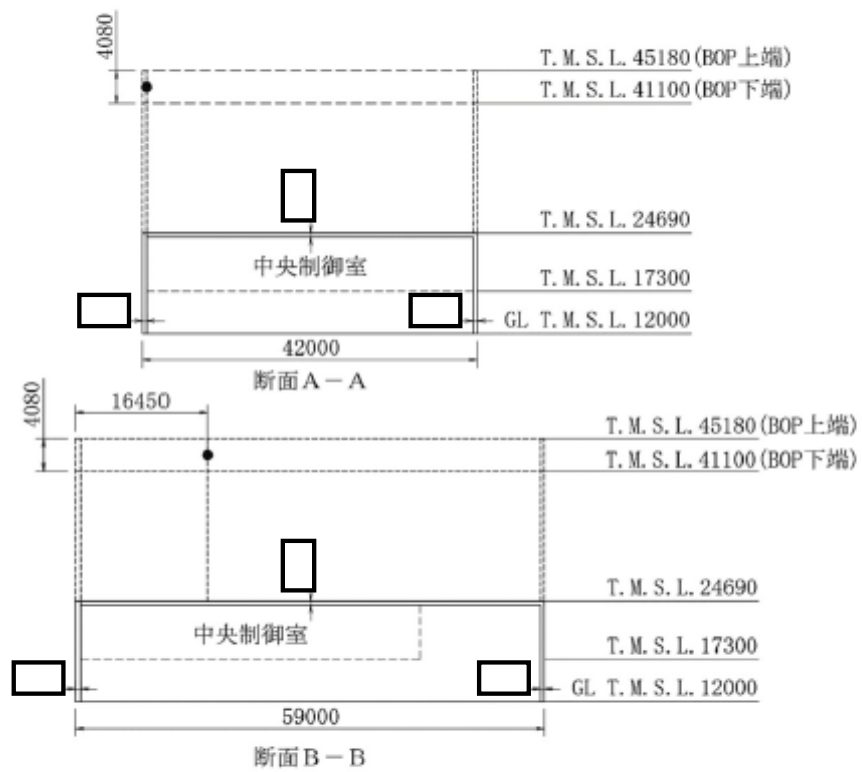
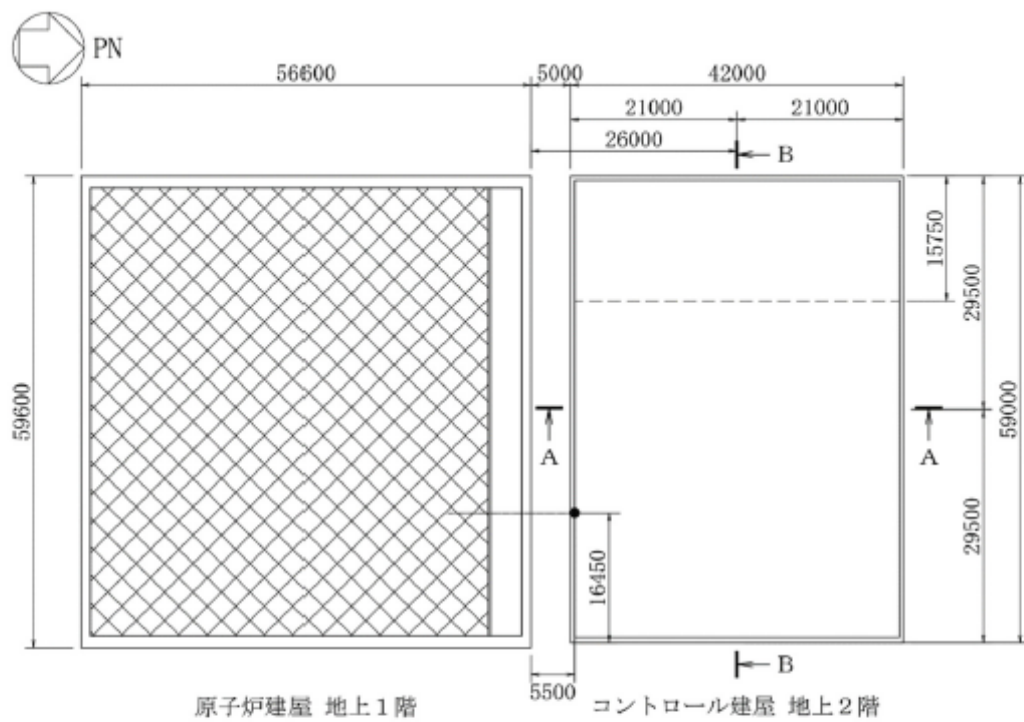
注記*1: H. Hirayama, Y. Harima, et al., "Data Library of Line-and Conical-Beam Response Functions And Four-Parameter Empirical Formula in Approximating

Response Functions for Gamma-ray Skyshine Dose Analyses”, High Energy Accelerator Research Organization(KEK), 2008

*2: 散乱角 0° のときの線量約 3.0×10^{-19} Sv/photon に対し、散乱角を 90° としたときの線量は約 2.1×10^{-24} Sv/photon となる。ここで、ガンマ線エネルギーは原子炉冷却材喪失時の線源のうち、コンプトン散乱後評価地点に到達しやすい高エネルギー3MeV、評価距離は500mとした。

表 27-1 オペフロ BOP の影響評価 (30 日間積算値) (単位: mSv)

項目	①オペフロ BOP 部分にコンクリート遮蔽があるものと想定する場合	②オペフロ BOP 部分に遮蔽がないものと想定する場合	②÷①
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量	約 1.3×10^3	約 6.0×10^3	約 4.6 倍



(単位 : mm)

● : 評価点

☒ は、線源領域を示す。

特記なき壁・床・天井の材質は、

普通コンクリート (密度 : 2.15g/cm³) とする。

図 27-1 直接ガンマ線の評価モデル (1/2)
(オペフロ BOP 部分にコンクリート遮蔽があるものと想定する場合)

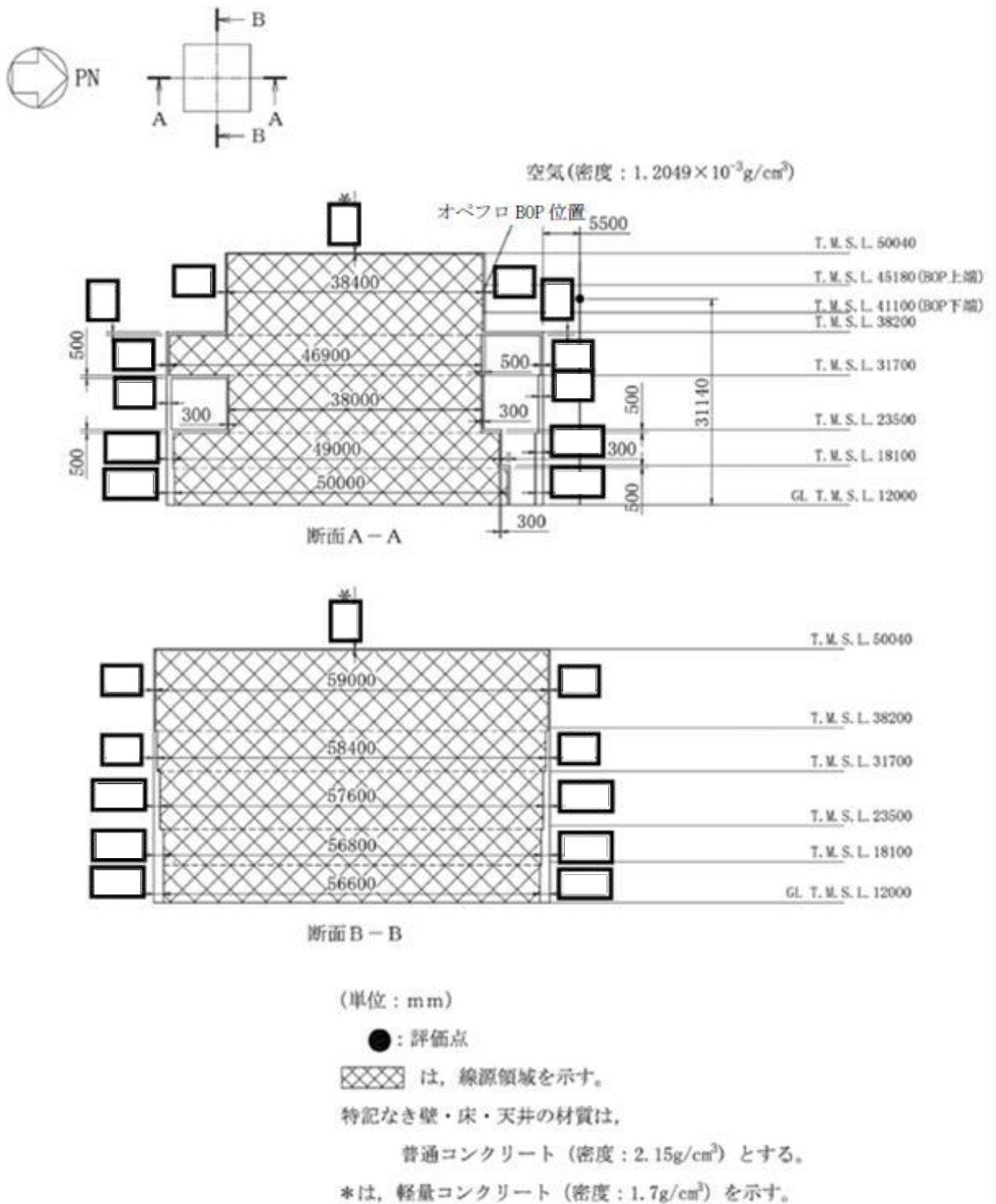
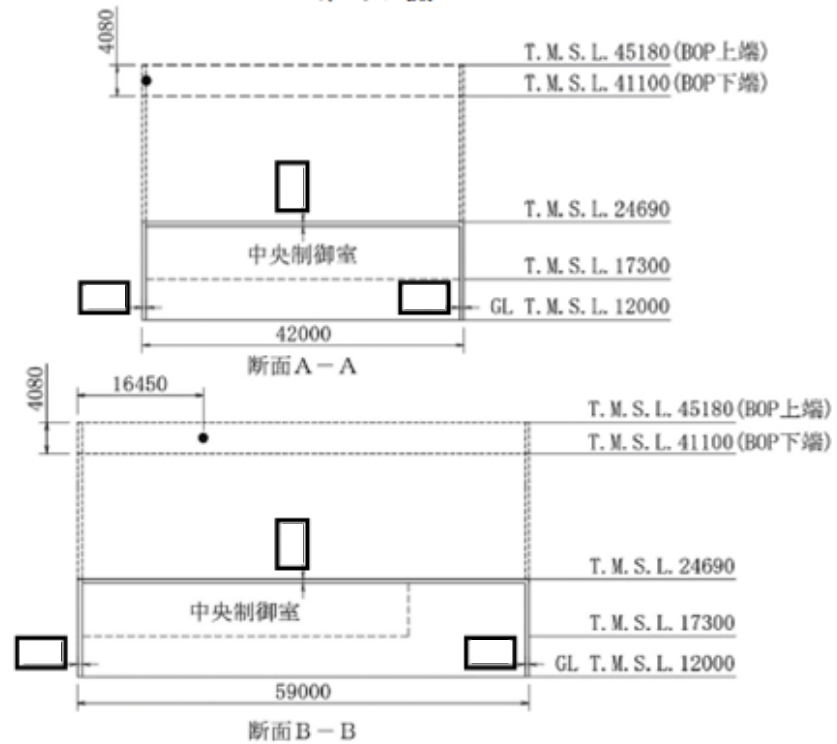
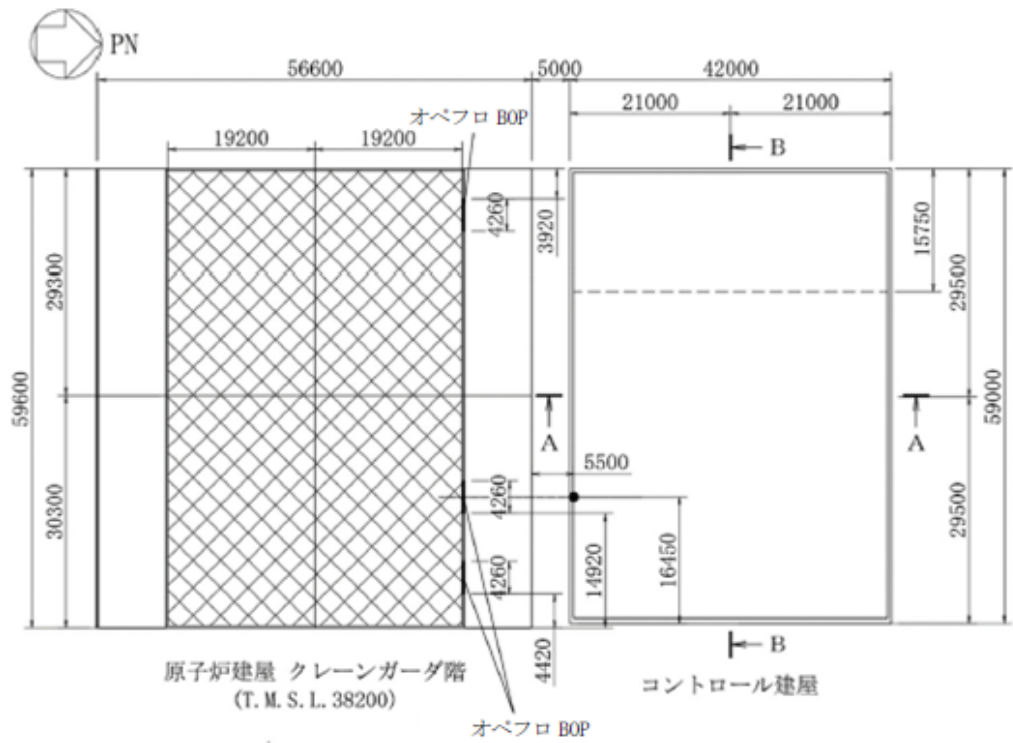


図 27-1 直接ガンマ線の評価モデル (2/2)
(オペフロ BOP 部分にコンクリート遮蔽があるものと想定する場合)



(単位：mm)

●：評価点

☒は、線源領域を示す。

特記なき壁・床・天井の材質は、

普通コンクリート (密度：2.15g/cm³) とする。

図 27-2 直接ガンマ線の評価モデル (1/2)
(オペフロ BOP 部分に遮蔽がないものと想定する場合)

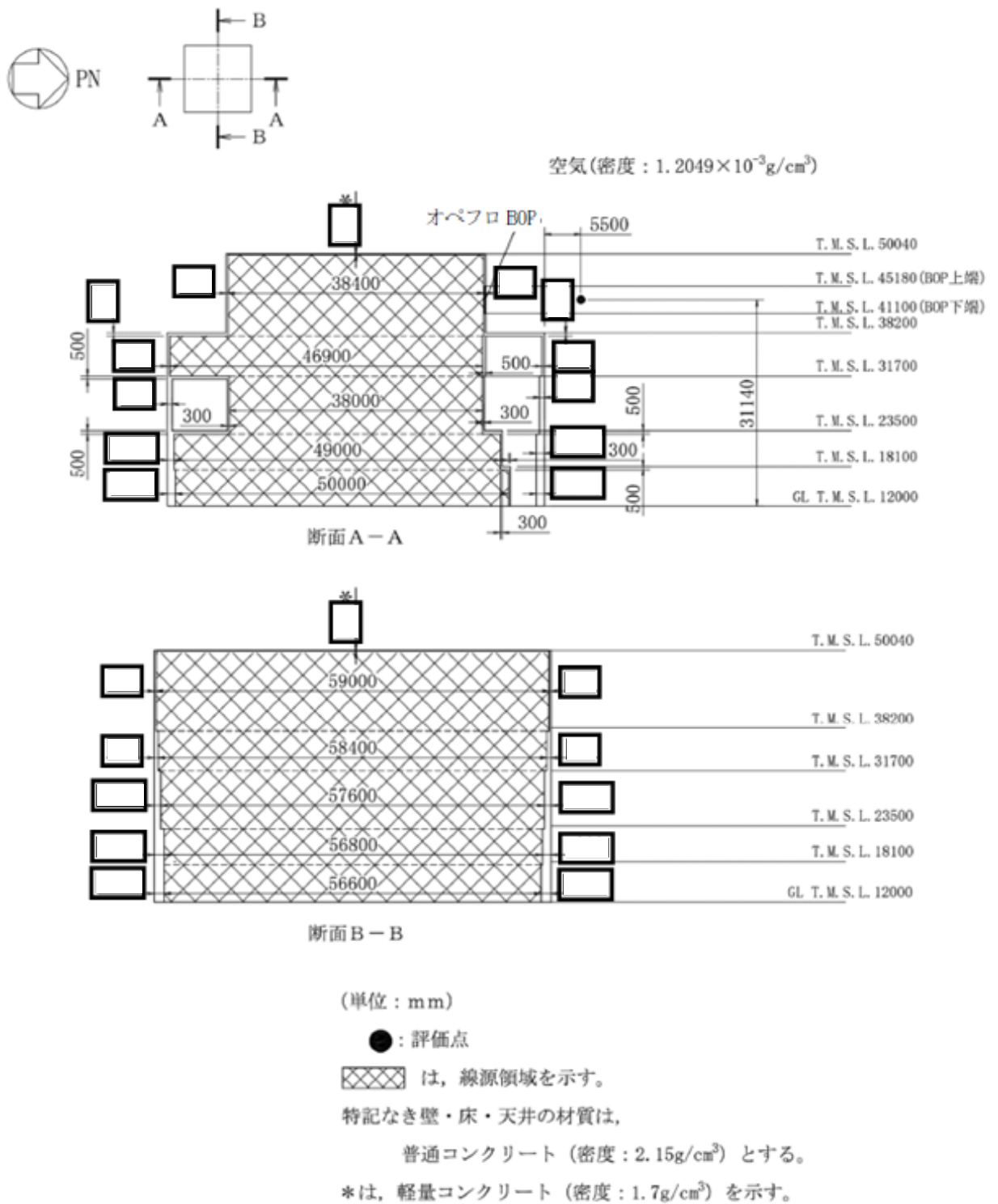


図 27-2 直接ガンマ線の評価モデル (2/2)
(オペフロ BOP 部分に遮蔽がないものと想定する場合)

28. フィルタベント遮蔽壁及び二次遮蔽壁における入射線量の設定方法について

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で想定するシナリオにおける、フィルタベント遮蔽壁の遮蔽体表面における入射線量の評価について図 28-1 に示す。

二次遮蔽壁の遮蔽体表面における入射線量の評価については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の補足説明資料*を参照のこと。

注記*： 「KK7補足-021-12 工事計画に係る説明資料（安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について）」の「添付資料1 環境放射線の設定方法について」の「図2 重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図」

① 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の発生
シナリオ：事象発生約 38 時間後に格納容器ベント (D/W ベント) を実施する

② 格納容器圧力逃がし装置への放射性物質の流入
評価対象線源：
 よう素フィルタ：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量が，格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 スクラバ水：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が，格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 金属フィルタ：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の 10%が，格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 主配管*1：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の 10%が，格納容器ベント直後に配管 100m に付着すると想定
 ドレン配管：格納容器ベント直後に放射性物質を含む水を内包すると想定*2
 pH 計装配管：格納容器ベント直後に放射性物質を含む水を内包すると想定*2
 注記*1： フィルタ装置入口側
 *2： 事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を，フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m³と仮定）で除した濃度を想定

③ 各核種に応じ，ガンマ線エネルギー範囲ごとに線源強度を算出*1
注記*1： 積算線源強度計算については，各線源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する。

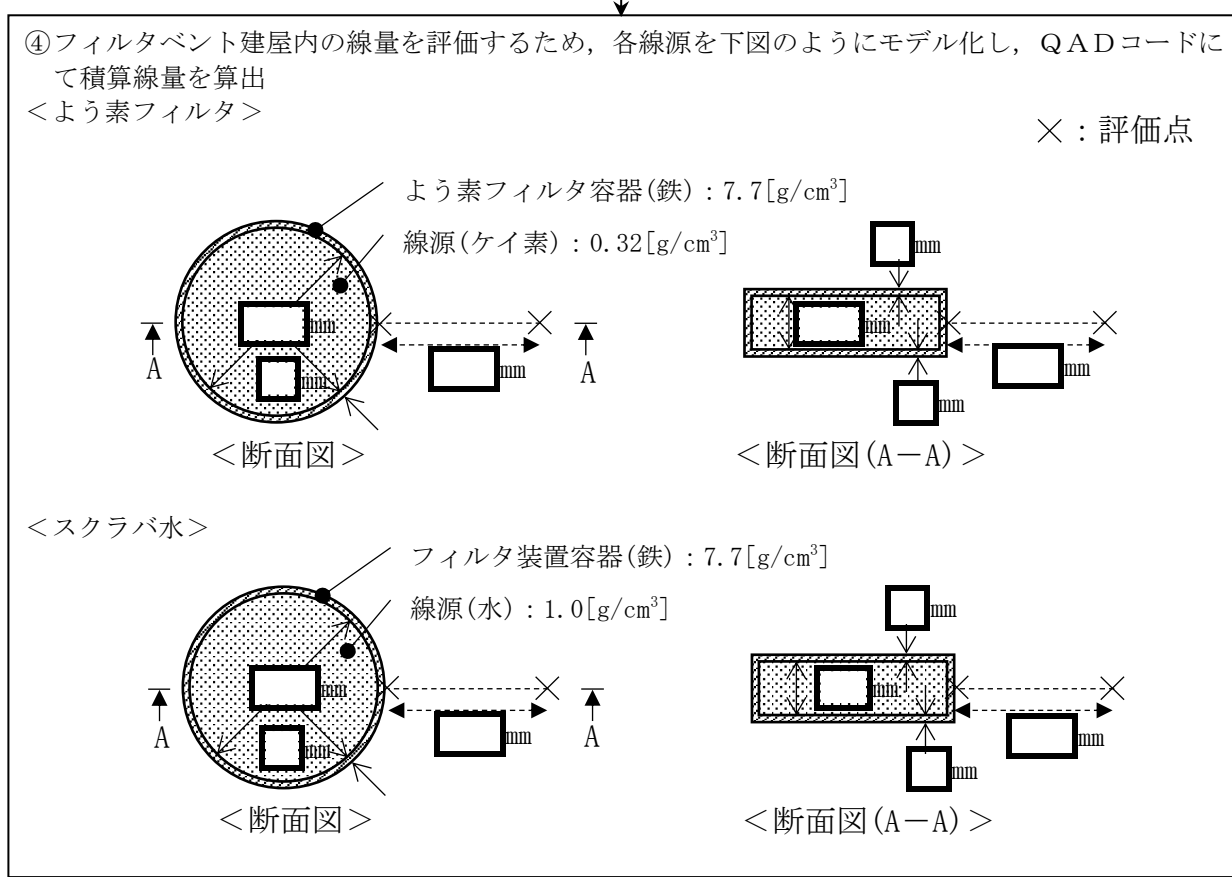
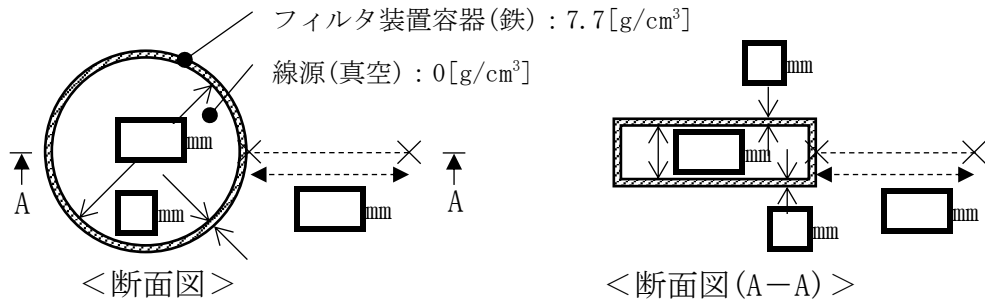


図 28-1 フィルタベント遮蔽壁の遮蔽体表面における入射線量の評価のフロー図 (1/3)

④ フィルタベント建屋内の線量を評価するため、各線源を下図のようにモデル化し、QADコードにて積算線量を算出
 <金属フィルタ>

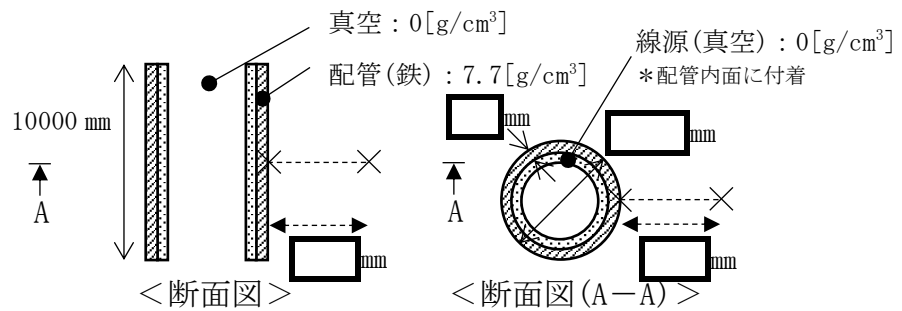
×：評価点



フィルタ装置容器(鉄) : 7.7[g/cm³]

線源(真空) : 0[g/cm³]

<主配管 (フィルタ装置入口側) >



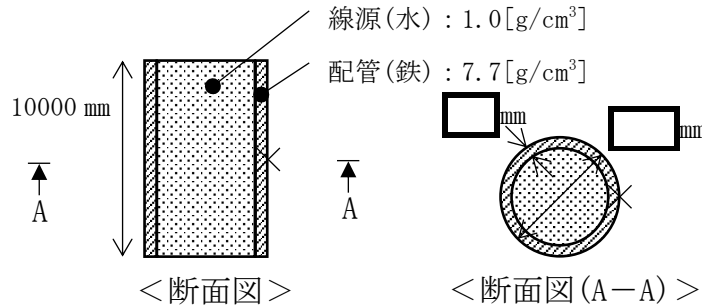
真空 : 0[g/cm³]

配管(鉄) : 7.7[g/cm³]

線源(真空) : 0[g/cm³]

*配管内面に付着

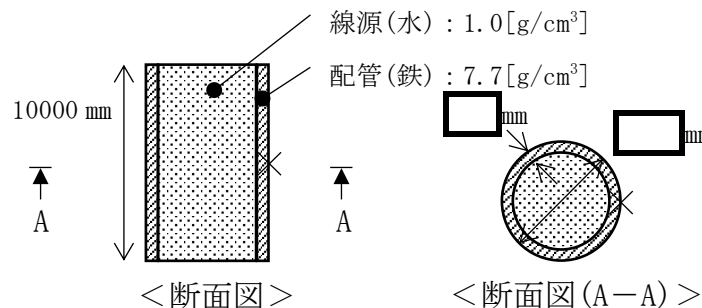
<ドレン配管>



線源(水) : 1.0[g/cm³]

配管(鉄) : 7.7[g/cm³]

<pH計装配管>



線源(水) : 1.0[g/cm³]

配管(鉄) : 7.7[g/cm³]

図28-1 フィルタベント遮蔽壁の遮蔽体表面における入射線量の評価のフロー図 (2/3)

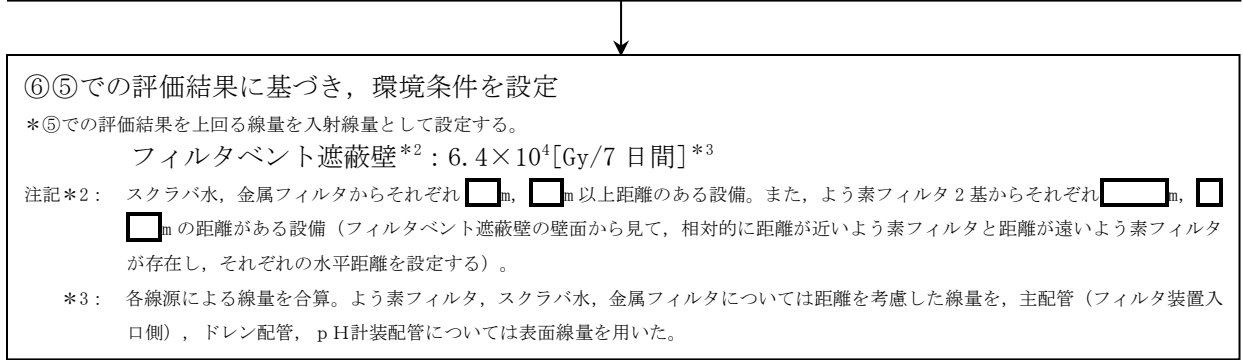
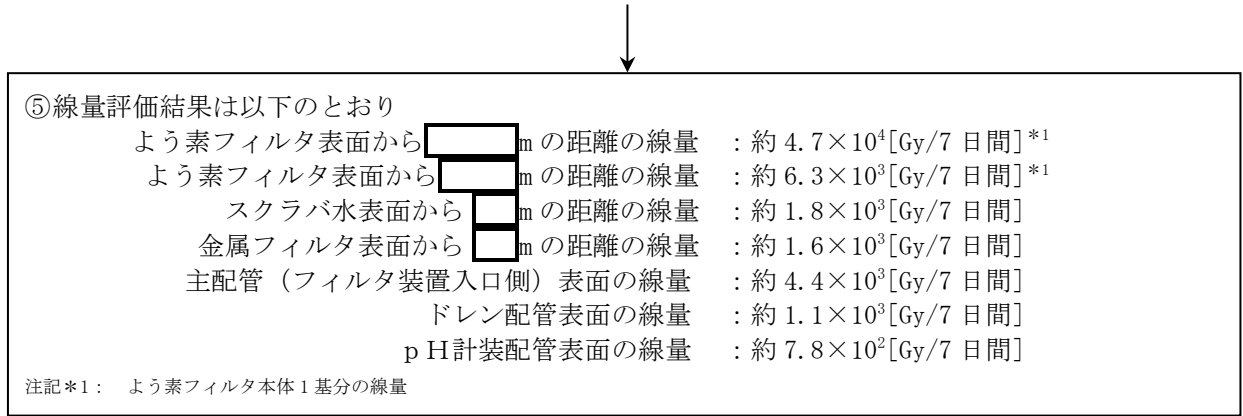


図 28-1 フィルタベント遮蔽壁の遮蔽体表面における入射線量の評価のフロー図 (3/3)

29. 重大事故等時の一次遮蔽壁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、一次遮蔽壁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一次遮蔽壁の温度上昇を考慮した一次遮蔽壁の熱除去の評価を行い、一次遮蔽壁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線による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+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失」シナリオにおいて代替循環冷却系を用いて事象収束する場合*¹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*²とする。

評価に用いる放射能濃度は、事故発生 24 時間後時点の放射能濃度とする*³。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。評価コードは 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。原子炉格納容器の立面図を図 29-1、一次遮蔽壁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。

注記*¹： 格納容器ベントを実施する場合と比較し、原子炉格納容器内の放射線量が強く推移する。

*²： 原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内に放出された放射性物質による影響は、原子炉格納容器内の放射性物質による影響と比べて小さく、線源として無視できる。

*³： 事故発生から数時間において、原子炉格納容器内のガンマ線線源強度及び原子炉格納容器内雰囲気温度は高い値を示すと考えられるが、一次遮蔽壁を構成するコンクリート構造物の熱容量の関係から、一次遮蔽壁は短期間の温度変動等の影響を受けにくいと考えられる。本評価においては長期的な影響による温度上昇を評価することとし、線源として事故発生 24 時間後時点の放射能濃度を用いる（放射性物質の時間減衰の関係から 24 時間後以降の線源を包絡する）。

29.2 温度上昇の計算方法

上記により得られたガンマ線吸収線量の分布を用いた一次遮蔽壁内部発熱、一次遮蔽壁表面(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、一次遮蔽壁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、一次遮蔽壁内側、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。コンクリート密度は 2.15g/cm^3 、ライナプレート（鋼材）の密度は 7.86g/cm^3 を用いる。

$$\lambda \frac{d^2 T}{d x^2} + Q(x) = 0$$

λ : 熱伝導率 ($\text{kJ}/(\text{cm} \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C})$)

$Q(x)$: 一次遮蔽壁内側表面からの距離 x における単位体積あたりの発熱量*1 ($\text{kJ}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$)

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 ($\text{kJ}/(\text{cm}^2 \cdot \text{h})$)

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

Δt : 遮蔽表面とその周辺の温度差 ($^\circ\text{C}$)

原子炉格納容器内雰囲気温度（上部 D/W : 165°C^*2 , W/W : 149°C^*2 ）及び原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）内雰囲気温度（ 66°C^*2 ）は一定温度として設定し計算する。計算した一次遮蔽壁の温度分布を図 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 ($\text{kGy/h} = \text{kJ}/(\text{kg} \cdot \text{h})$) にコンクリート密度 ($2.15 \times 10^{-3} \text{kg/cm}^3$) 及びライナプレート（鋼材）の密度 ($7.86 \times 10^{-3} \text{kg/cm}^3$) を乗じて発熱量 ($\text{kJ}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$) を算出し、それを指数関数で近似し設定する。

*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 より求めた上部 D/W 及び W/W の 7 日間の最高壁面温度を設定する。
- 原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）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

一次遮蔽壁のコンクリート温度は、一次遮蔽壁内部でのガンマ線による温度上昇を考慮しても図 29-3 に示すとおり上部 D/W 及び W/W とともに 172°C 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 (1/2)

エネルギー (MeV)	原子炉格納容器内線源強度	
	上部 D/W 気相部空間線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	W/W 気相部空間線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	約 3.9×10^7	約 2.6×10^7
0.025	約 2.6×10^7	約 2.3×10^7
0.0375	約 3.9×10^8	約 2.2×10^8
0.0575	約 2.3×10^6	約 2.8×10^6
0.085	約 3.4×10^8	約 1.9×10^8
0.125	約 1.3×10^6	約 2.3×10^6
0.225	約 3.2×10^8	約 1.9×10^8
0.375	約 3.4×10^7	約 5.5×10^7
0.575	約 1.4×10^8	約 2.1×10^8
0.85	約 5.8×10^7	約 9.9×10^7
1.25	約 1.8×10^7	約 3.1×10^7
1.75	約 2.7×10^6	約 4.3×10^6
2.25	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6
2.75	約 2.8×10^4	約 3.9×10^4
3.5	約 5.4×10^0	約 2.8×10^1
5	約 1.0×10^{-5}	約 2.8×10^{-5}
7	約 1.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}
9.5	約 1.4×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}

表 29-1 ガンマ線線源強度 (2/2)

エネルギー (MeV)	原子炉格納容器内線源強度	
	上部 D/W 壁面付着線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	W/W 壁面付着線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	約 2.9×10^9	約 2.5×10^9
0.025	約 3.7×10^9	約 2.7×10^9
0.0375	約 9.7×10^8	約 7.1×10^8
0.0575	約 6.6×10^8	約 4.7×10^8
0.085	約 1.3×10^9	約 1.2×10^9
0.125	約 5.6×10^8	約 3.6×10^8
0.225	約 6.7×10^9	約 5.3×10^9
0.375	約 3.4×10^{10}	約 3.1×10^{10}
0.575	約 1.2×10^{11}	約 1.1×10^{11}
0.85	約 6.0×10^{10}	約 5.4×10^{10}
1.25	約 1.9×10^{10}	約 1.7×10^{10}
1.75	約 2.7×10^9	約 2.4×10^9
2.25	約 1.0×10^9	約 9.5×10^8
2.75	約 2.1×10^7	約 1.9×10^7
3.5	約 1.9×10^3	約 2.6×10^2
5	約 3.7×10^{-3}	約 5.1×10^{-4}
7	約 4.3×10^{-4}	約 5.9×10^{-5}
9.5	約 4.9×10^{-5}	約 6.8×10^{-6}

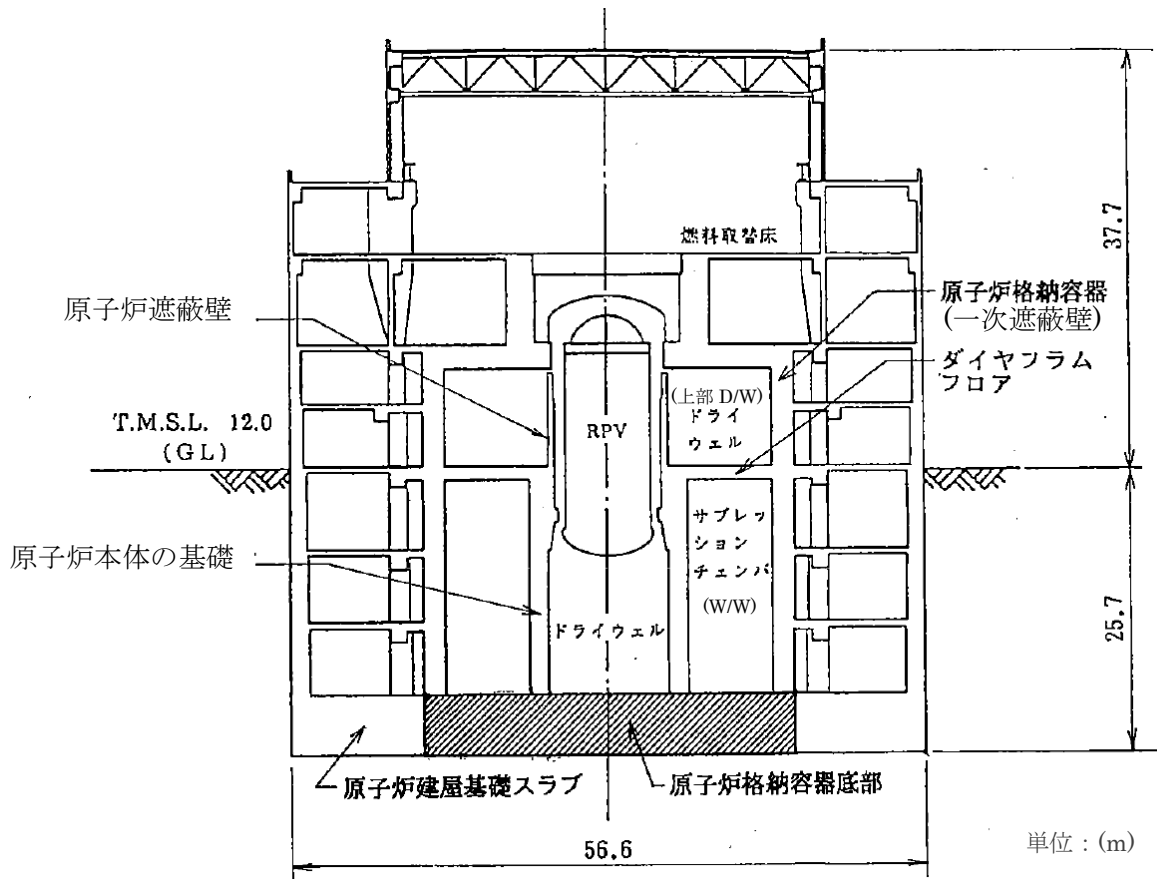


図 29-1 原子炉格納容器の立面図

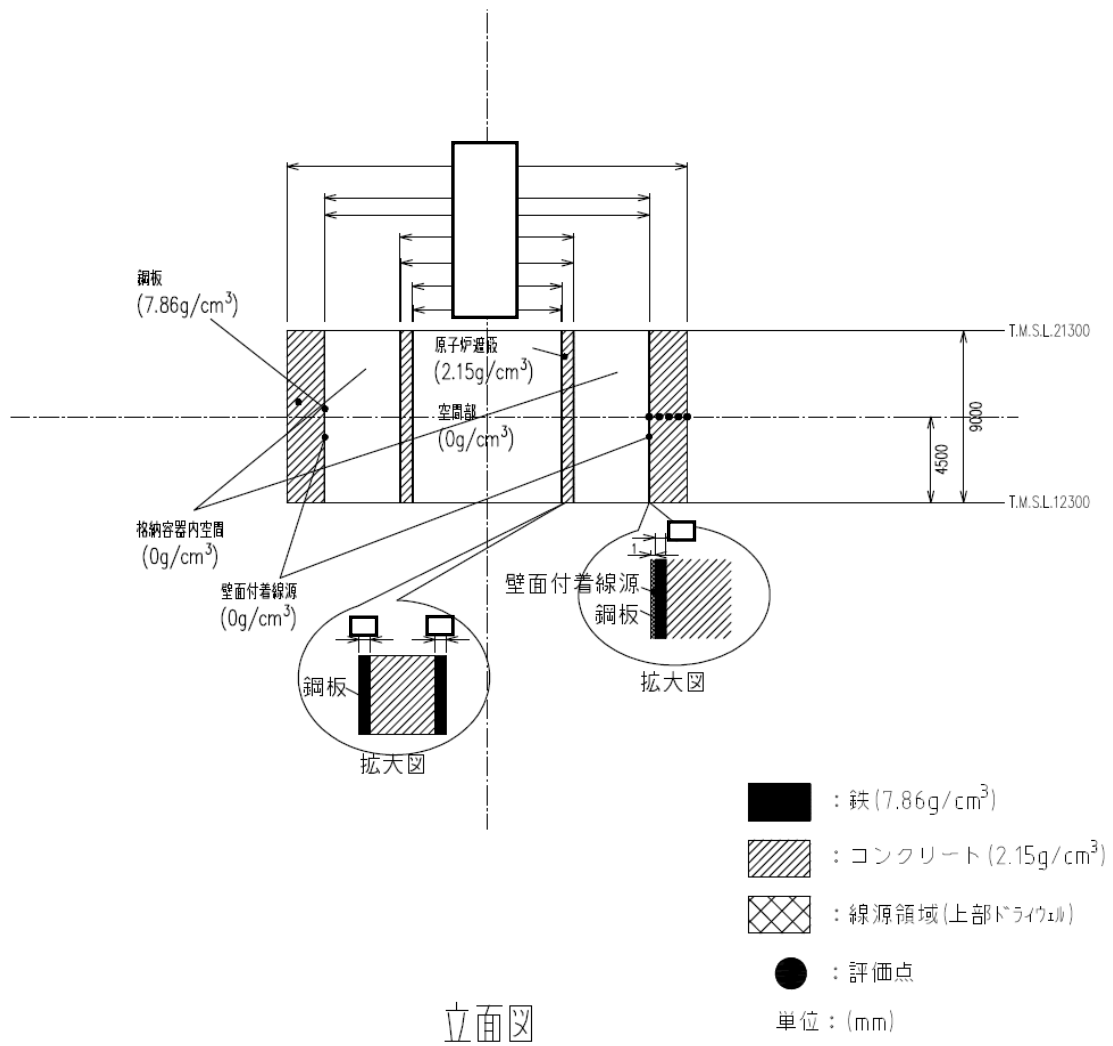


図 29-2 評価に使用した計算モデル及び評価点（上部 D/W，壁面附着線源）（2/4）
（原子炉格納容器を円柱でモデル化している）

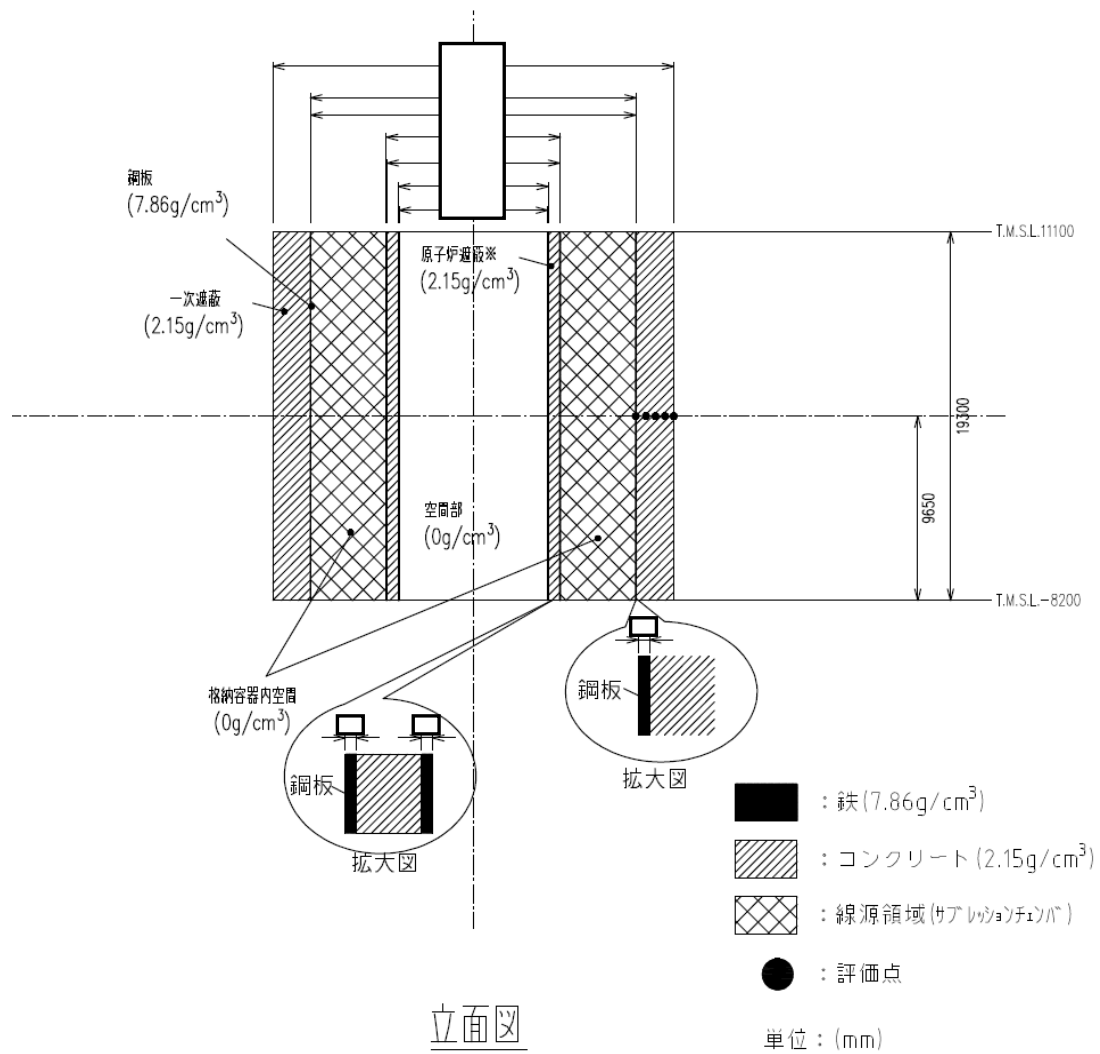


図 29-2 評価に使用した計算モデル及び評価点 (W/W, 気相部空間線源) (3/4)
(原子炉格納容器を円柱でモデル化している)

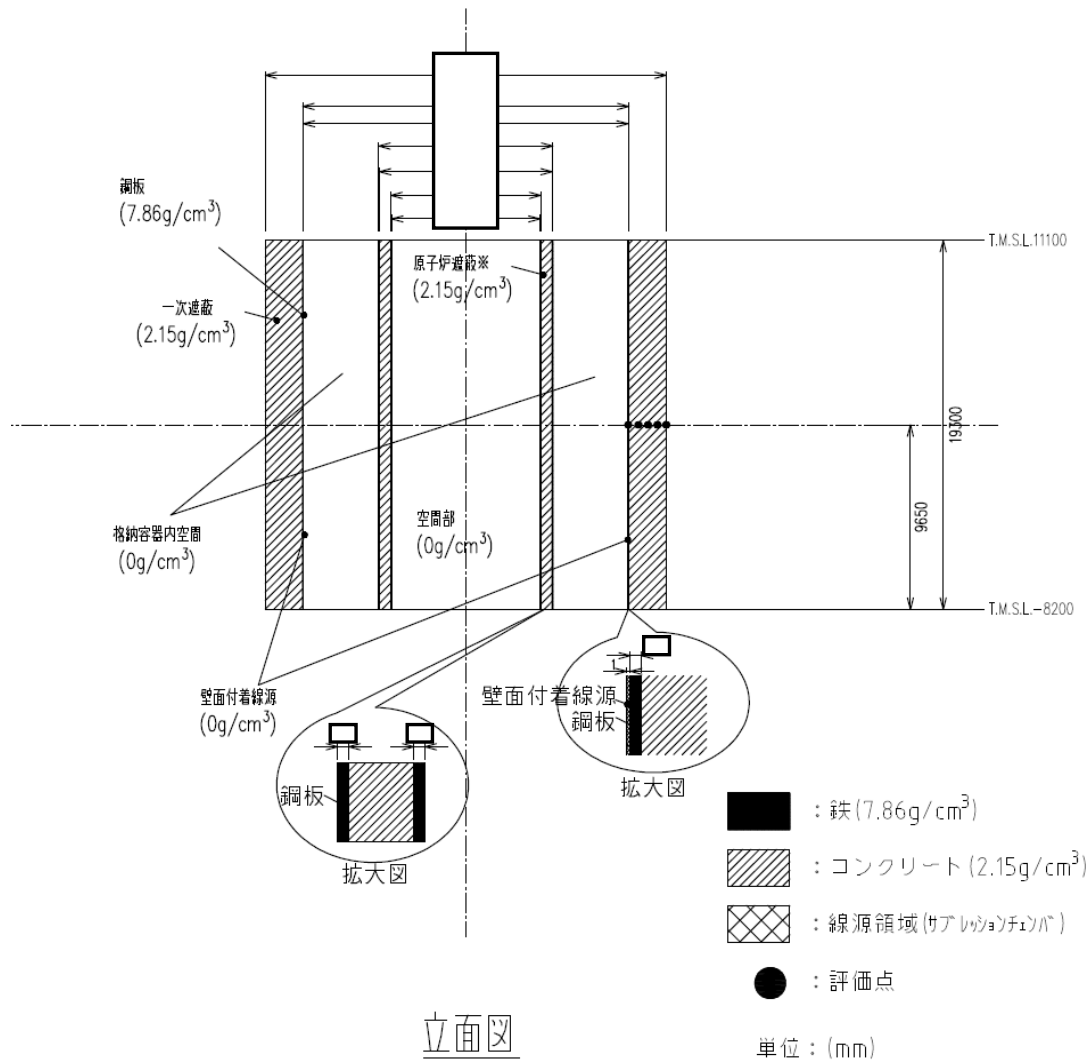


図 29-2 評価に使用した計算モデル及び評価点 (W/W, 壁面附着線源) (4/4)
(原子炉格納容器を円柱でモデル化している)

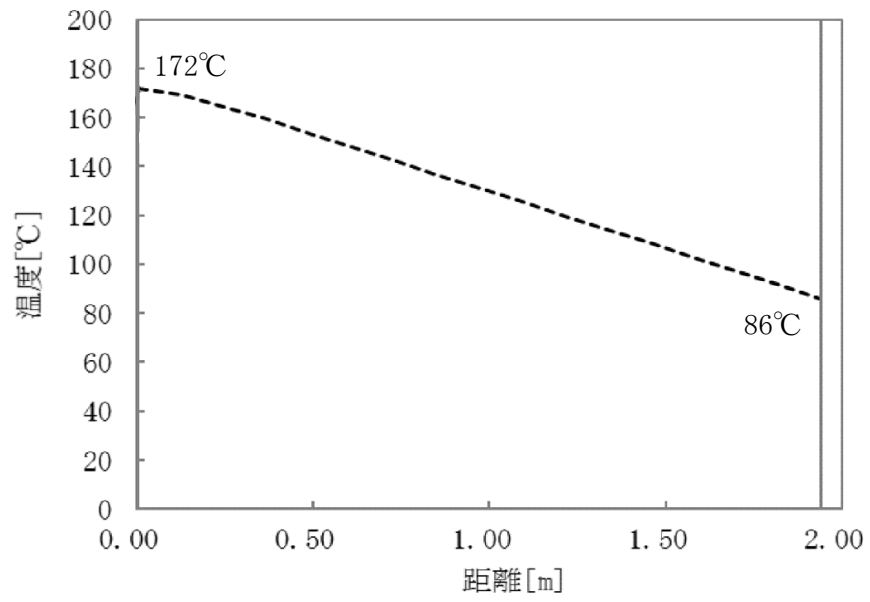


図 29-3 一次遮蔽壁内側表面からの距離における温度分布 上部 D/W (1/2)

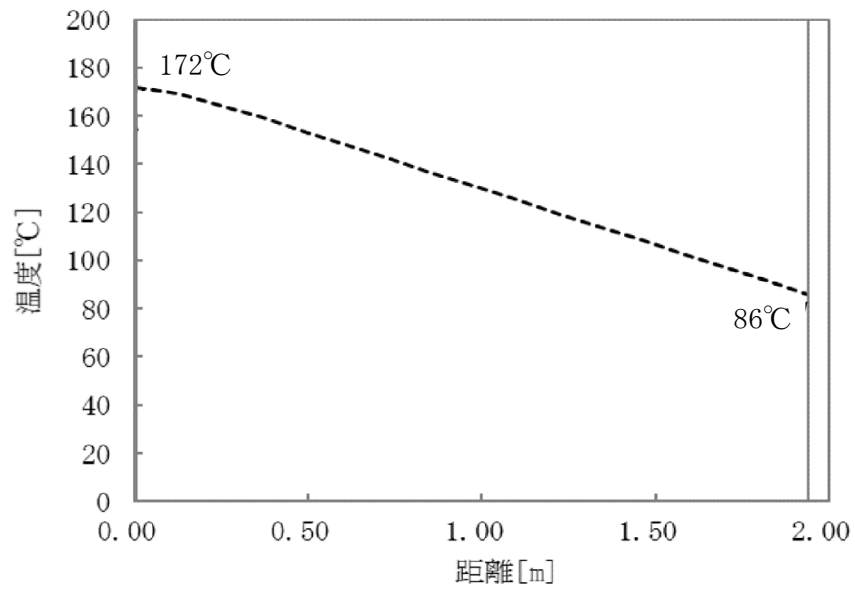


図 29-3 一次遮蔽壁内側表面からの距離における温度分布 W/W (2/2)

30. 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 30-1 に示すとおりである。そのうち表 30-2 に示す数を中央制御室待避室に常時配備する。

表 30-1 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 ・飲料水 (3 リットル)	360 食* ² 360 リットル* ³
簡易トイレ	1 式
よう素剤	320 錠* ⁴

注記*1： 予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

*2： 20 名（6 号及び 7 号機運転員 18 名＋余裕）×6 日×3 食＝360 食

*3： 20 名（6 号及び 7 号機運転員 18 名＋余裕）×6 日×3 リットル＝360 リットル

*4： 20 名（6 号及び 7 号機運転員 18 名＋余裕）×8 錠

（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×6 日）×2 交代 ＝320 錠

表 30-2 中央制御室待避室に保管する飲食料等

品名	配備数* ¹
飲食料 ・食料 ・飲料水 (3 リットル)	60 食* ² 60 リットル* ³
簡易トイレ	1 式

注記*1： 予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

*2： 20 名（6 号及び 7 号機運転員 18 名＋余裕）×1 日×3 食＝60 食

*3： 20 名（6 号及び 7 号機運転員 18 名＋余裕）×1 日×3 リットル＝60 リットル

31. 中央制御室待避室の遮蔽設計見直しについて

中央制御室待避室に待避する要員の居住性向上を目的とし、設置変更許可申請時より遮蔽設計の見直しを実施した。

設置変更許可申請時点の中央制御室待避室は、西側壁面に鉛製の中央制御室待避室遮蔽（常設）を設置する設計としていたが、これをコンクリート製の中央制御室待避室遮蔽（常設）に見直すことにより、中央制御室待避室の居住スペースが約 19m² から約 24m² に拡大し、中央制御室待避室に待避する要員の居住性が向上する。

中央制御室待避室の遮蔽設計変更点を表 31-1 に、設置変更許可申請時と詳細設計段階の比較を図 31-1 に示す。

表 31-1 中央制御室待避室の遮蔽設計変更点

変更前	変更前	変更後
中央制御室待避室遮蔽（常設）	材料：コンクリート，鉛 厚さ：300mm 以上，10mm 以上	材料：コンクリート，鉄（遮蔽扉） 厚さ：300mm 以上，40mm 以上
中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	材料：鉛（可搬型） 厚さ：30mm 以上	材料：鉛（可搬型） 厚さ：10mm 以上
居住スペース	寸法：約 2.1m×約 9.1m×約 2.1m 面積：約 19m ²	寸法：約 2.6m×約 9.1m×約 3.1m 面積：約 24m ²

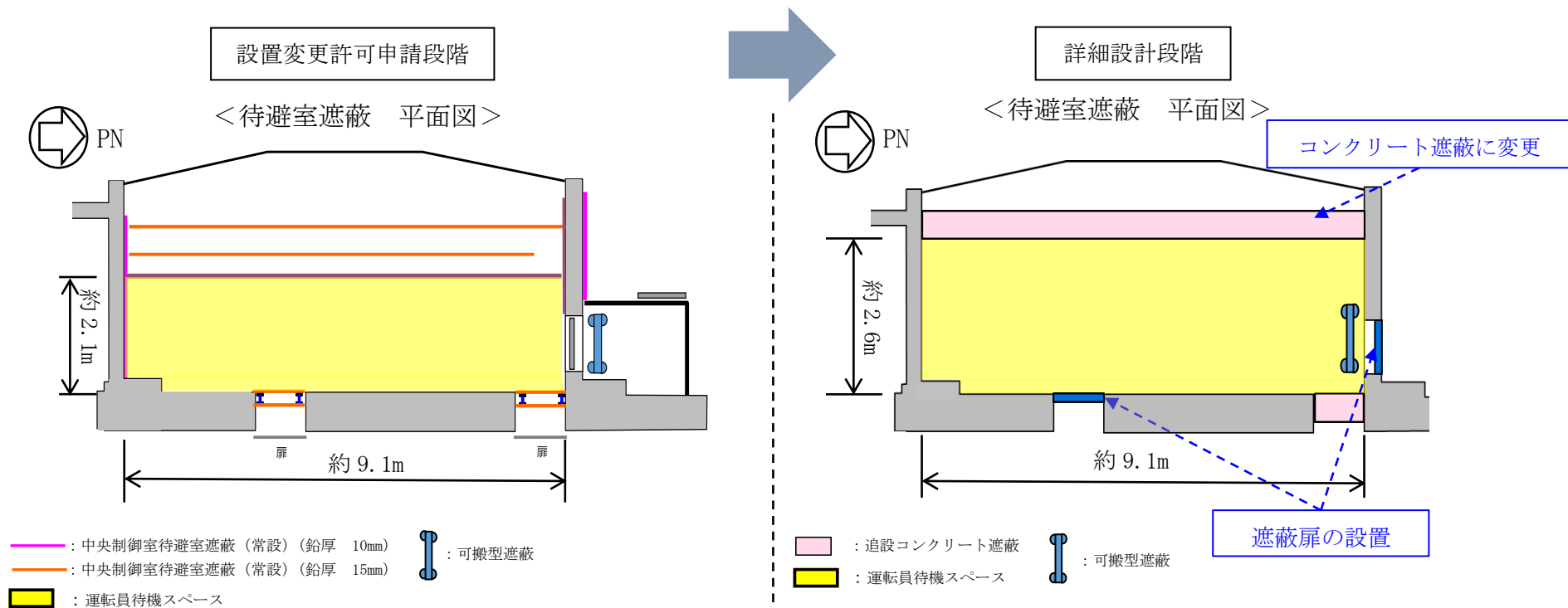


図 31-1 設置変更許可申請時と詳細設計段階の比較

資料 4

人が常時勤務し，又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における
線量に関する説明書に係る補足説明資料

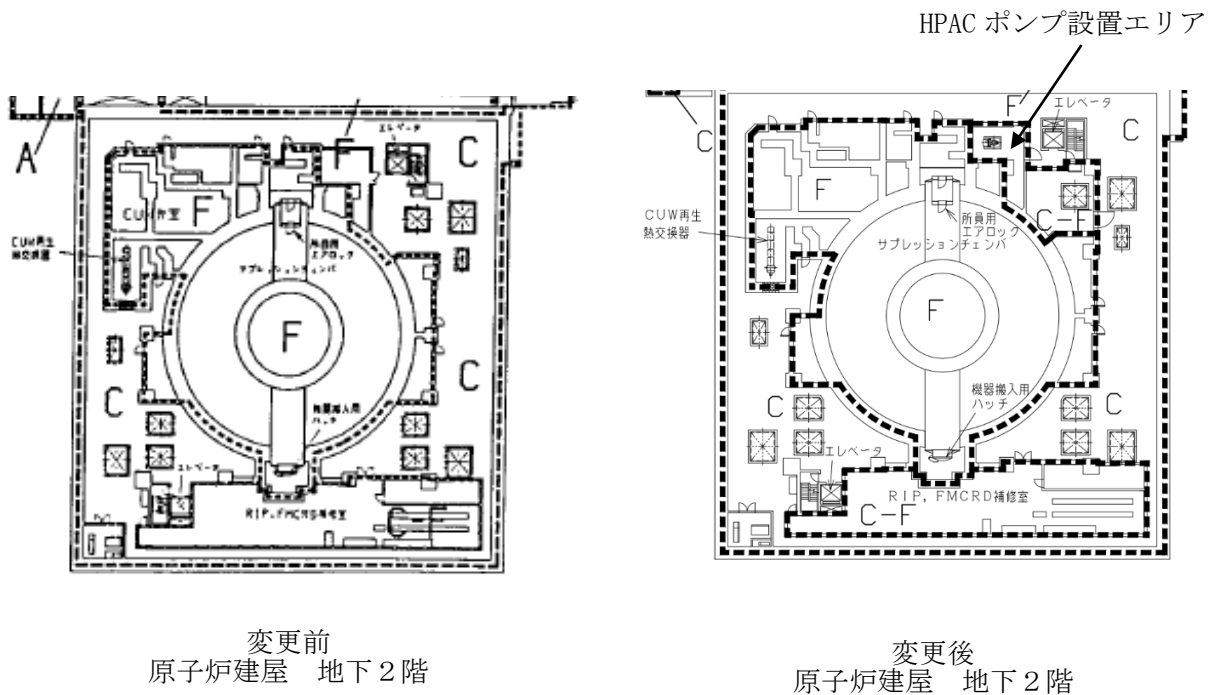
目 次

1. 線量率区分の変更箇所について…………… 1
2. 線量率区分の変更における変更の根拠（線量評価）について…………… 2

1. 線量率区分の変更箇所について

高圧代替注水系(以下「HPAC」という。)ポンプ及び線源となる配管(蒸気入口, 蒸気出口)を敷設するエリアは, 通常運転中や定期検査中等において, 機器作動時(サーベランス等で原子炉蒸気を使用して運転する場合を含む)には線量率区分がF区分だが, それ以外は線源となるN-16が系統内を流れないためC区分となり, 当該ポンプ及び線源配管設置エリアはC-F区分となる。これは, 原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)ポンプ室の線量率区分の考え方と同じである。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機では, RCICポンプと異なる区画にHPACポンプを設置することで位置的分散を図ることとしているが, 配置スペースの理由でF区分のエリアにHPACポンプを設置することができず, C区分のエリア(真空掃除設備室)にHPACポンプを設置することとなったため, 当該エリア周囲に遮蔽体を追設し, さらにHPACポンプに接続する線源配管(蒸気入口, 蒸気出口)が敷設するC区分エリアを新たに区画し遮蔽体を追設することで, 線量率区分をC区分からC-F区分に変更する。



2. 線量率区分の変更における変更の根拠（線量評価）について

HPACポンプを設置するエリアについては、RCICポンプ設置エリアに準じた評価線源により被ばく評価を実施し、線量率区分をC区分からC-F区分に変更したことの妥当性について確認をしている。表1にRCICポンプ設置エリアおよびHPACポンプ設置エリアの被ばく評価についての手法の整理表を示す。

表1 RCICポンプ設置エリア及びHPACポンプ設置エリアにおける被ばく評価手法の整理表(1/3)

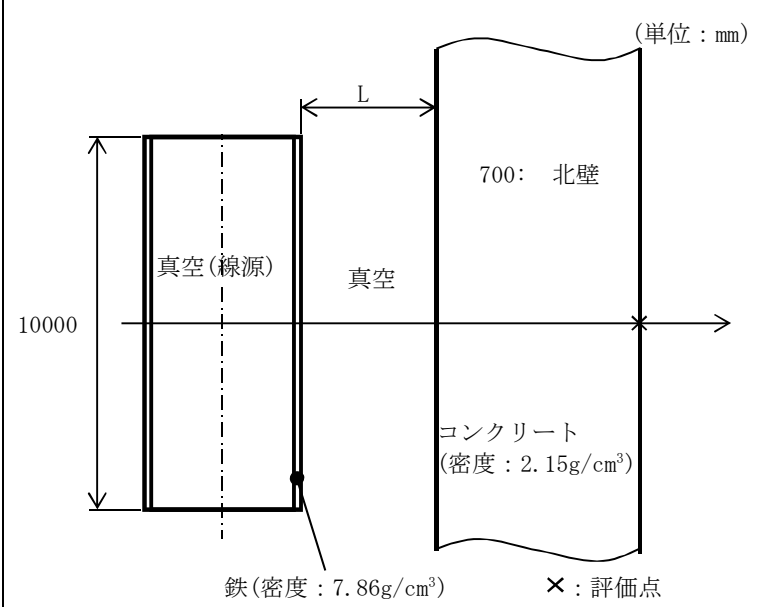
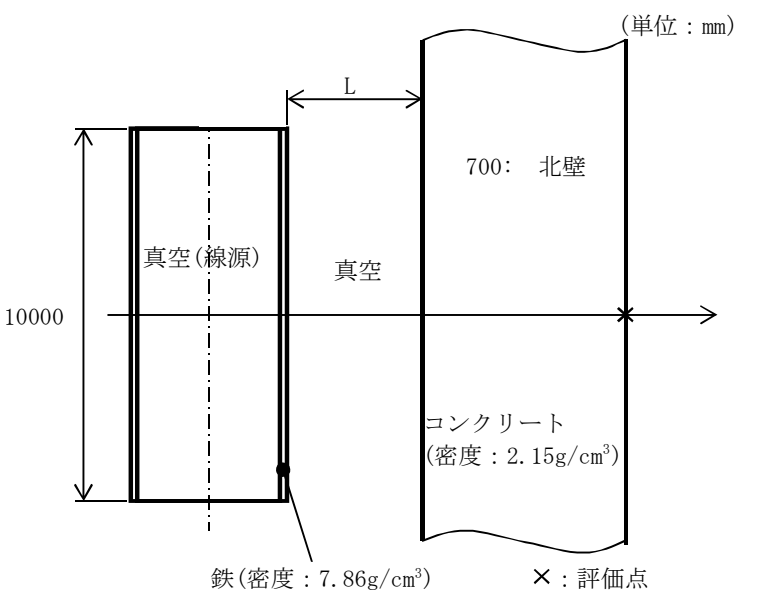
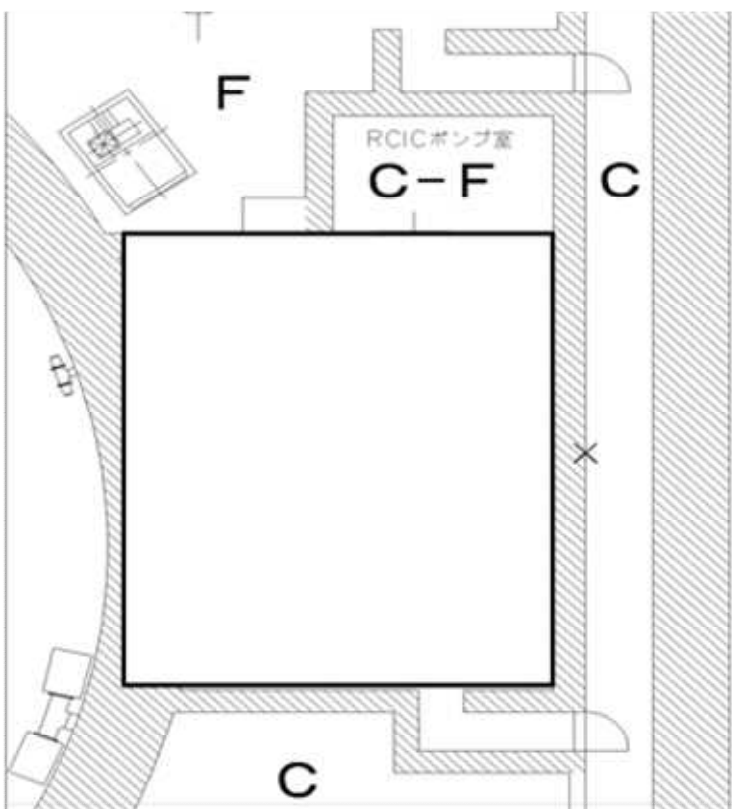
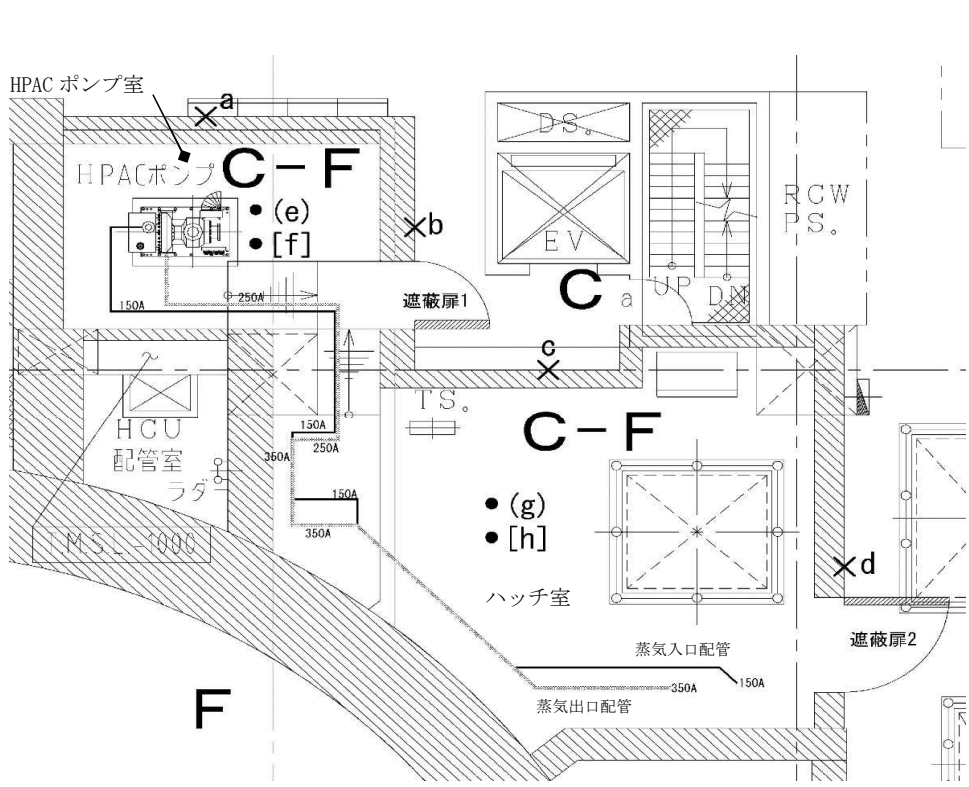
項目	RCICポンプ設置エリア	HPACポンプ設置エリア	備考																								
評価コード	QAD-CGGP2R Ver1.04	QAD-CGGP2R Ver1.04																									
評価モデル	<ul style="list-style-type: none"> 配管幾何形状は円筒形とし、配管長は10m、配管肉厚は考慮する。 コンクリート躯体厚は部材一体あたり寸法からマイナス側許容差(5mm)を引いた値、鉄遮蔽はマイナス公差を考慮しない。 配管表面から遮蔽体までは、各種公差を考慮し公称寸法から <input type="text"/> mm 近づけた距離とする。 密度：コンクリート 2.15g/cm³  <table border="1" data-bbox="445 1260 1216 1533"> <thead> <tr> <th></th> <th>配管サイズ</th> <th>本数</th> <th>L 距離 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器出口(蒸気入口)</td> <td>150A</td> <td>1</td> <td>2815.4</td> </tr> <tr> <td>RCIC タービン出口(蒸気出口)</td> <td>350A</td> <td>1</td> <td>220.3</td> </tr> </tbody> </table> <p>線量率計算モデルの例(原子炉建屋地下3階 RCICポンプ室北壁)</p>		配管サイズ	本数	L 距離 (mm)	原子炉圧力容器出口(蒸気入口)	150A	1	2815.4	RCIC タービン出口(蒸気出口)	350A	1	220.3	<ul style="list-style-type: none"> 配管幾何形状は円筒形とし、配管長は10m、配管肉厚は考慮する。 コンクリート躯体厚は部材一体あたり寸法からマイナス側許容差(5mm)を引いた値、鉄遮蔽はマイナス公差を考慮しない。 配管表面から遮蔽体までは、各種公差を考慮し公称寸法から <input type="text"/> mm 近づけた距離とする。 密度：コンクリート 2.15g/cm³  <table border="1" data-bbox="1484 1281 2226 1533"> <thead> <tr> <th></th> <th>配管サイズ</th> <th>本数</th> <th>L 距離 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCIC との分岐点(蒸気入口)</td> <td>150A</td> <td>1</td> <td>617.4</td> </tr> <tr> <td>HPAC タービン出口(蒸気出口)</td> <td>250A</td> <td>1</td> <td>516.3</td> </tr> </tbody> </table> <p>線量率計算モデルの例(原子炉建屋地下2階 HPACポンプ室北壁)</p>		配管サイズ	本数	L 距離 (mm)	RCIC との分岐点(蒸気入口)	150A	1	617.4	HPAC タービン出口(蒸気出口)	250A	1	516.3	<ul style="list-style-type: none"> JASS5Nに基づくコンクリート部材一体あたりの断面寸法のマイナス側許容差が5mmである。RCICでは、既設コンクリート壁を遮蔽として考慮し、躯体厚は公称値700mmから5mm引いた値でモデル化する。一方、HPACでは、既設コンクリート壁と追設コンクリート壁の両方を遮蔽として考慮し、合計の躯体厚700mmから10mm(=5mm×2)引いた値でモデル化する。
	配管サイズ	本数	L 距離 (mm)																								
原子炉圧力容器出口(蒸気入口)	150A	1	2815.4																								
RCIC タービン出口(蒸気出口)	350A	1	220.3																								
	配管サイズ	本数	L 距離 (mm)																								
RCIC との分岐点(蒸気入口)	150A	1	617.4																								
HPAC タービン出口(蒸気出口)	250A	1	516.3																								

表1 RCICポンプ設置エリア及びHPACポンプ設置エリアにおける被ばく評価手法の整理表(2/3)

項目	RCICポンプ設置エリア	HPACポンプ設置エリア	備考																																			
評価線源	<p style="text-align: center;">RCIC の放射能濃度</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>計算点</th> <th>放射能濃度(Bq/cm³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器出口(蒸気入口)</td> <td>6.9×10⁴</td> </tr> <tr> <td>RCIC タービン出口(蒸気出口)</td> <td>1.1×10³</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉圧力容器出口からRCICタービン出口までの蒸気到達時間による減衰と蒸気の比容積の変化を考慮して、次式で求める。 $C = C_0 \cdot \rho \cdot e^{-\lambda \cdot t}$ ここで、 C : 線源機器等のN-16の放射能濃度(Bq/cm³) C₀ : 原子炉圧力容器出口でのN-16の放射能濃度(1.85×10⁶Bq/g) ρ : 蒸気密度(g/cm³) =1/比容積(cm³/g) λ : N-16の崩壊定数(0.0943s⁻¹) t : 線源機器等までの移行時間(s)</p> <p>下表にRCICの計算条件を示す。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>計算点</th> <th>原子炉圧力容器出口からの到達時間(s)</th> <th>比容積(m³/kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器出口</td> <td>0</td> <td>0.0267</td> </tr> <tr> <td>RCICタービン出口</td> <td>7.1</td> <td>0.862</td> </tr> </tbody> </table>	計算点	放射能濃度(Bq/cm ³)	原子炉圧力容器出口(蒸気入口)	6.9×10 ⁴	RCIC タービン出口(蒸気出口)	1.1×10 ³	計算点	原子炉圧力容器出口からの到達時間(s)	比容積(m ³ /kg)	原子炉圧力容器出口	0	0.0267	RCICタービン出口	7.1	0.862	<p style="text-align: center;">RCIC と HPAC の放射能濃度</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>計算点</th> <th>放射能濃度(Bq/cm³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気ノズル</td> <td>6.94×10⁴</td> </tr> <tr> <td>RCIC との分岐点(蒸気入口)</td> <td>5.34×10⁴</td> </tr> <tr> <td>HPAC タービン出口(蒸気出口)</td> <td>9.57×10²</td> </tr> </tbody> </table> <p>HPACタービンは、駆動蒸気としてRCICから分岐した主蒸気を使用されるので主蒸気中のN-16が主要線源となる。したがって、主蒸気管内の濃度を蒸気条件による時間減衰及び主蒸気管内の温度による比容積の変化を考慮して、次式で求める。 $C = C_0 \cdot \rho \cdot e^{-\lambda \cdot t}$ ここで、 C : 線源機器等のN-16の放射能濃度(Bq/cm³) C₀ : 原子炉圧力容器出口でのN-16の放射能濃度(1.85×10⁶Bq/g) ρ : 蒸気密度(g/cm³) =1/比容積(cm³/g) λ : N-16の崩壊定数(0.0943s⁻¹) t : 線源機器等までの移行時間(s)</p> <p>RCICとHPACの各点の計算条件を下表に示す。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>計算点</th> <th>原子炉圧力容器出口からの到達時間(s)</th> <th>比容積(m³/kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気ノズル</td> <td>0</td> <td>0.0266</td> </tr> <tr> <td>RCIC との分岐点</td> <td>2.78</td> <td>0.0266</td> </tr> <tr> <td>HPACタービン出口</td> <td>8.57</td> <td>0.862</td> </tr> </tbody> </table>	計算点	放射能濃度(Bq/cm ³)	主蒸気ノズル	6.94×10 ⁴	RCIC との分岐点(蒸気入口)	5.34×10 ⁴	HPAC タービン出口(蒸気出口)	9.57×10 ²	計算点	原子炉圧力容器出口からの到達時間(s)	比容積(m ³ /kg)	主蒸気ノズル	0	0.0266	RCIC との分岐点	2.78	0.0266	HPACタービン出口	8.57	0.862	<p>・原子力圧力主蒸気ノズルの放射能濃度と、系統内の比容積、主蒸気の移行時間を考慮して、蒸気入口配管と蒸気出口配管(タービン以降)の放射能濃度を算出。RCICの蒸気入口配管は、主蒸気ノズルの放射能濃度を使用しているのに対し、HPACの蒸気入口配管は、RCICとの分岐点までの主蒸気の移行時間を考慮して算出している。</p>
計算点	放射能濃度(Bq/cm ³)																																					
原子炉圧力容器出口(蒸気入口)	6.9×10 ⁴																																					
RCIC タービン出口(蒸気出口)	1.1×10 ³																																					
計算点	原子炉圧力容器出口からの到達時間(s)	比容積(m ³ /kg)																																				
原子炉圧力容器出口	0	0.0267																																				
RCICタービン出口	7.1	0.862																																				
計算点	放射能濃度(Bq/cm ³)																																					
主蒸気ノズル	6.94×10 ⁴																																					
RCIC との分岐点(蒸気入口)	5.34×10 ⁴																																					
HPAC タービン出口(蒸気出口)	9.57×10 ²																																					
計算点	原子炉圧力容器出口からの到達時間(s)	比容積(m ³ /kg)																																				
主蒸気ノズル	0	0.0266																																				
RCIC との分岐点	2.78	0.0266																																				
HPACタービン出口	8.57	0.862																																				
評価結果	<table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>評価位置</th> <th>遮蔽厚(mm)</th> <th>線量率(mSv/h)</th> <th>線量率区分</th> <th>設計基準線量率(mSv/h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCICポンプ室北壁</td> <td>700</td> <td>7.7×10⁻³</td> <td>C</td> <td>0.05以下</td> </tr> </tbody> </table>	評価位置	遮蔽厚(mm)	線量率(mSv/h)	線量率区分	設計基準線量率(mSv/h)	RCICポンプ室北壁	700	7.7×10 ⁻³	C	0.05以下	<table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>評価位置</th> <th>遮蔽厚(mm)</th> <th>線量率(mSv/h)</th> <th>線量率区分</th> <th>設計基準線量率(mSv/h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPACポンプ室北壁</td> <td>700</td> <td>1.3×10⁻²</td> <td>C</td> <td>0.05以下</td> </tr> </tbody> </table>	評価位置	遮蔽厚(mm)	線量率(mSv/h)	線量率区分	設計基準線量率(mSv/h)	HPACポンプ室北壁	700	1.3×10 ⁻²	C	0.05以下																
評価位置	遮蔽厚(mm)	線量率(mSv/h)	線量率区分	設計基準線量率(mSv/h)																																		
RCICポンプ室北壁	700	7.7×10 ⁻³	C	0.05以下																																		
評価位置	遮蔽厚(mm)	線量率(mSv/h)	線量率区分	設計基準線量率(mSv/h)																																		
HPACポンプ室北壁	700	1.3×10 ⁻²	C	0.05以下																																		

表1 RCICポンプ設置エリア及びHPACポンプ設置エリアにおける被ばく評価手法の整理表(3/3)

項目	RCICポンプ設置エリア	HPACポンプ設置エリア	備考																												
配管ルート	 <p style="text-align: center;">× : 壁の評価点を示す。</p> <table border="1" data-bbox="727 1186 1023 1375"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>設計基準線量率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>≦1.3mSv/3か月</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td><0.01mSv/h</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td><0.05mSv/h</td> </tr> <tr> <td>D</td> <td><0.25mSv/h</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td><1mSv/h</td> </tr> <tr> <td>F</td> <td>≧1mSv/h</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">線源配管と計算配置置図(原子炉建屋地下3階 T.M.S.L. -8200 mm)</p>	区分	設計基準線量率	A	≦1.3mSv/3か月	B	<0.01mSv/h	C	<0.05mSv/h	D	<0.25mSv/h	E	<1mSv/h	F	≧1mSv/h	 <p style="text-align: center;">× : 壁の評価点を示す。 () : 床の評価点を示す。 [] : 天井の評価点を示す。</p> <table border="1" data-bbox="1914 1312 2211 1501"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>設計基準線量率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>≦1.3mSv/3か月</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td><0.01mSv/h</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td><0.05mSv/h</td> </tr> <tr> <td>D</td> <td><0.25mSv/h</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td><1mSv/h</td> </tr> <tr> <td>F</td> <td>≧1mSv/h</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">線源配管と計算配置置図(原子炉建屋地下2階 T.M.S.L. -1700mm)</p>	区分	設計基準線量率	A	≦1.3mSv/3か月	B	<0.01mSv/h	C	<0.05mSv/h	D	<0.25mSv/h	E	<1mSv/h	F	≧1mSv/h	<p>•HPACポンプ設置エリアのモデル図の例では、評価点bを示す。</p> <p>•配管表面から遮蔽体までの離隔距離は、配管ルートのうち距離が最も短い寸法で代表し、さらに各種公差を考慮して公称寸法から□mm引いた距離で線量率計算を行う。線源となる配管長さは、室内の配管敷設範囲を踏まえ建屋配置図の通り芯間の距離に相当する長さとして10mとする。遮蔽体の厚さは、コンクリート壁の躯体厚で代表し、コンクリート厚さのマイナス側の公差を考慮する。</p> <p>•線源配管は、蒸気入口配管と出口配管とし、両者の合計線量率をQAD-CGGP2R コードで計算する。</p>
区分	設計基準線量率																														
A	≦1.3mSv/3か月																														
B	<0.01mSv/h																														
C	<0.05mSv/h																														
D	<0.25mSv/h																														
E	<1mSv/h																														
F	≧1mSv/h																														
区分	設計基準線量率																														
A	≦1.3mSv/3か月																														
B	<0.01mSv/h																														
C	<0.05mSv/h																														
D	<0.25mSv/h																														
E	<1mSv/h																														
F	≧1mSv/h																														