東海第二発電所 審查資料				
資料番号 SA 設-C-2 改 30				
提出年月日	平成 29 年 8 月 31 日			

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成 29 年 8 月 日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

下線部:今回提出資料

目 次

39 条

- 39-1 重大事故等対処設備の分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性 と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて
- 添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

- 41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について
- 41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について
- 41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災 区画の設定について
- 41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について
- 41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について
- 41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策に ついて

共通

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数,予備数及び保有数について
- 共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について
- 共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS緩和設備に関する健全性について

- 45-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 45-2 単線結線図
- 45-3 配置図

45-4 系統図

- 45-5 試験及び検査
- 45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却時圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について

- 45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁(H0 弁)に関する説明書
- 46 条
- 46-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 過渡時自動減圧機能について
- 46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

- 47-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 47-2 単線結線図
- 47-3 配置図

- 47-4 系統図
- 47-5 試験及び検査
- 47-6 容量設定根拠
- 47-7 接続図
- 47-8 保管場所図
- 47-9 アクセスルート図
- 47-10 その他設備
- 47-11 その他

- 48-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 48-2 単線結線図
- 48-3 計測制御系統図
- 48-4 配置図
- 48-5 系統図
- 48-6 試験及び検査
- 48-7 容量設定根拠
- 48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について
- 49 条
- 49-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 49-2 単線結線図
- 49-3 配置図
- 49-4 系統図
- 49-5 試験及び検査

- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 その他

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計装設備系統図
- 50-4 配置図
- 50-5 系統図
- 50-6 試験及び検査
- 50-7 容量設定根拠
- 50-8 接続図
- 50-9 保管場所図
- 50-10 アクセスルート図
- 50-11 その他設備
- 51 条
- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図

- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 ペデスタル(ドライウェル部)底部の構造変更について
- 51-11 その他設備

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 接続図
- 52-8 計装設備の測定原理
- 52-9 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 单線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

- 54-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所図
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 55 条
- 55-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図

- 55-7 保管場所図
- 55-8 アクセスルート図
- 55-9 その他設備
- 56 条
- 56-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 その他設備
- 57 条
- 57-1 SA設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について

目-8

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-8 可搬型計測器について
- 58-9 主要パラメータの耐環境性について
- 58-10 パラメータの抽出について

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査性
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 原子炉制御室について(被ばく評価除く)
- 59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図
- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について
- 61 条
- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について(被ばく評価除く)
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

- 62-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 62-2 単線結線図

- 62-3 配置図
- 62-4 系統図
- 62-5 試験及び検査
- 62-6 容量設定根拠
- 62-7 アクセスルート図
- 62-8 設備操作及び切替に関する説明書

59-9 原子炉制御室について

(被ばく評価除く)

目 次

- 1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ
- 2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度,二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料

- 3.1 中央制御室待避室の運用について
- 3.2 配備する資機材の数量について
- 3.3 チェンジングエリアについて
- 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
- 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

2. 設計方針

- 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
- 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて原子炉施設の外の状況の 把握が可能な設計とする。概略を第2.1-1図に、配置を第2.1-2図に示す。

(1) 監視カメラ

原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等(風(台風), 竜巻, 降水,積雪,落雷,火山の影響,森林火災,近隣工場等の火災,船舶の衝 突,及び地震,津波),及び自然現象等による発電所構内,原子炉施設への 影響の概況を原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する監視カメラの映像 により,昼夜にわたり監視できる設計とする。

- (2) 取水ピット水位計/潮位計津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。
- (3) 気象観測設備

発電所構内に設置している気象観測設備により,風向・風速等の気象状 況を常時監視できる設計とする。

また,周辺モニタリング設備により,発電所周辺監視区域境界付近の外 部放射線量率を把握できる設計とする。

:DB範囲



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。

第 2.1-2 図	中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは<mark>原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等(風(台風), 竜巻, 降水, 積雪, 落雷, 火山の影響, 森林火災, 近隣工場等の火災, 船舶の衝突, 及び地震, 津波), 及び自然現象等による発電所構内, 原子炉施設への影響の概況を</mark>適切に監視できる位置・方向で基準津波(T.P.+17.1m)の影響を受けることがない高所に設置する。

第2.1-3表に監視カメラの概要を示す。

監視カメラは,取付け部材,周辺の建物,設備等で死角となるエリアをカ バーすることができるように配慮して配置する。一部死角となるエリアがあ り,そのエリアに設置されている主変圧器,起動変圧器は,その異常を警報 により中央制御室で確認できる。また,主要部(上半部)は,監視カメラに よる監視が可能であるため,自然現象等による影響を監視カメラで監視可能 である。また,同エリアにあるアクセスルートについては目視監視を行う時 間が確保できることから問題はない。 監視カメラが監視可能な原子炉施設及 び周辺の構内範囲を第2.1-4 図に示す。

なお,可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時 においては,赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況とな ることが考えられる。その場合は,監視カメラ以外で中央制御室にて監視可 能なパラメータを監視することで,外部状況の把握に努めつつ,気象等に関 する公的機関からの情報も参考とし,原子炉施設に影響を及ぼす可能性があ る自然現象等を把握する。

:DB範囲

	監視カメラ
外観	
カメラ構成	
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動: 360°(連続), 垂直可動:±90°
夜間監視	可能(赤外線カメラ)
耐震設計	S クラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重,設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重, 設置高さにて設計
台数	原子炉建屋屋上3台,防潮堤上部4台
<u>第 2.</u>	<u>1-3 表 監視カメラの概要</u>
 : 死角エリアに設置されている主義できる。また,主要部(上半部)よる影響を監視カメラで監視可能視監視を行う時間が確保できるこ 	変圧器,起動変圧器はその異常を警報により中央制御室で確認 は,監視カメラによる監視が可能であるため,自然現象等に 兆である。また,同エリアにあるアクセスルートについては目 ことから問題はない。
 *1: 死角エリアに設置されている主義できる。また,主要部(上半部)よる影響を監視カメラで監視可有視監視を行う時間が確保できる、 第 2.1-4 図 	変圧器,起動変圧器はその異常を警報により中央制御室で確認は,監視カメラによる監視が可能であるため,自然現象等に 能である。また,同エリアにあるアクセスルートについては目 ことから問題はない。

2.1.3 監視カメラ映像サンプル

中央制御室において,監視カメラにより監視できる映像のサンプルを第 2.1-5 図に示す。

また,監視カメラの撮影方向を第2.1-6図に示す。

: D B 範囲

2.1.4 監視カメラで把握可能な自然現象等

地震,津波,及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定 される自然現象」,「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそ れがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)」のうち, 監視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1-7表に示す。

	E6-5日、ト) ニン			
· 弗 2. 1-7 衣	監視カメフト	こより甲央制御	至じ把握り能な	日怒現象等

自伏現象等	6条選定事象**1		4条	5条	一 押握できる発電田原子恒施設の外の状況	
日邓元秋寺	自然	人為	地震	津波		
風(台風)	0				風(台風)・竜巻(飛来物含む)による発電所及で 原子炉施設への独実世況を設備周辺における	
竜巻	0				影響の有無	
降水	0				発電所構内の排水状況や降雨の状況	
積雪	0				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への 積雪状況	
落雷	0				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無	
火山	0				降下火砕物の有無や堆積状況	
津波				0	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設 への影響の有無	
地震			0		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への 影響の有無	
外部火災**2	0	0			火災状況,ばい煙の方向確認や発電所構内及び 原子炉施設への影響の有無	
船舶の衝突		0			発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認 及び原子炉施設への影響の有無	
※1:6条まとめ資料「東海第2発電所 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照 ※2:外部火災は「森林火災」,「近隣工場等の火災」を含む。						

: D I

: D B 範囲

2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータを第2.1-8表に示す。

第2.1-8表 監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータ

パラメータ		測定レンジ	測定レンジの考え方	
大気温度		-10~40°C	測定下限は,凍結リスクが生じ る 0℃をカバーできる設定とす る。	
雨量		0~49.5 mm (記録紙印字幅)	積算雨量を記録紙に印字し,50 mmを超えると記録紙は再度0mm から印字する。1時間当たりの 積算雨量から,1時間雨量(mm/h) を読みとることができる設計と する。	
風向 (EL.+18m/EL.+89m/EL.	+148m)	0~540°(N~S)台風等の影響の接近と離散を 握できる設計とする。		
風速 (EL.+18m/EL.+89m/EL.	風速 (EL.+18m/EL.+89m/EL.+148m)		陸地内部で通常起こりうる風速 を測定できる設定とする。	
日射量		0~1.2kW/m ² 大気安定度を識別できる設		
放射収支量	放射収支量		する。	
取水口潮位(新設)	取水口潮位(新設)		津波による水位の低下に対して 非常用海水系の取水を確保する ため,常用系ポンプの停止水位 及び非常用海水系ポンプの取水 可能水位(-6.08m)を把握可能 な設計とする。 なお,設計基準を超える津波に よる原子炉施設への影響を把握 するための設備としては監視カ メラを用いる設計とする。(第 2.1-3表)	
取水ピット水位(新設)		EL. −7.8~2.3m		
空間線量率 (モニタリング・ポス ト A~D)	低レンジ	10^{1} \sim 10^{5} nGy/h	「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	
	高レンジ	$10^{-8} \sim 10^{-1} \text{Gy/h}$	る審査指針」に定める測定上限 値(10 ⁸ nGy/h=10 ⁻¹ Gy/h)を満足 する設計とする。	

:DB範囲

Ⅰ2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室待避室は,鉛又はコンクリート壁等により遮蔽性能を高めた 設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに, 中央制御室待避室空気ボンベユニットにより中央制御室待避室を正圧化し, 中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計と する。

重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては, 中央制御室待避室を空気ボンベにより正圧化することで,放射性物質の中 央制御室待避室内への流入を防ぎ,中央制御室にとどまる発電長等の被ば くを低減させることが可能な設計とする。また,2.4.2 項に示す正圧化の 設計差圧であることを確認するため,差圧計を設置する。

: S A範囲

(2) 収容人数及び設置場所

格納容器圧力逃がし装置作動中は、中央制御室にはプラントの状態監視 等に必要な最低限の要員を残すこととしており、中央制御室待避室には3 名を収容できる設計とする。

発電長等が中央制御室待避室に待避している間,プラントの運転操作は 行わないことを基本とするが,操作が必要な事象が発生した場合に即座に 対応できるよう,中央制御室内に設置する。中央制御室待避室の設置場所 を第2.4-4 図に示す。





※()内は概略寸法(mm)を示す。なお、今後の検討結果等により変更 となる可能性がある。

第2.4-4-2 図 中央制御室待避室 概要図

(3)遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は,鉛壁 20mm と同等以上の遮蔽能力を期待できる コンクリート壁とし,放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する 設計とする。また,発電長等が出入りする扉については遮蔽扉を設置する。

(4) 中央制御室待避室空気ボンベユニット

a. 系統構成

中央制御室待避室空気ボンベユニットの概要図を,第2.4-5 図に示す。 空気ボンベから減圧ユニットを介し,流量計ユニットにより一定流量の 空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は,微差圧 調整ダンパにより正圧を維持する。また,中央制御室待避室内が微正圧 であることを確認するため差圧計を設置する。



b. 必要空気供給量
①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量
 ・ 収容人数: n =3(名)
 許容二酸化炭素濃度:C=0.5% (JEAC4622-2009)
・ 空気ボンベ中の二酸化炭素濃度:C ₀ =0.0336%
・ 呼吸により排出する二酸化炭素量:M=0.022m ³ /h/人(空気
調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
・必要換気量: $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0) m^3/h$
(空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)
$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$
=14.15
\Rightarrow 14. 2m ³ /h
②酸素濃度基準に基づく必要換気量
・収容人数:n=3名
・吸気酸素濃度:a=20.95%(標準大気の酸素濃度)
・許容酸素濃度:b=19%(鉱山保安法施工規則)
・成人の呼吸量:c=0.48m ³ /h/人(空気調和・衛生工学便覧)
・乾燥空気換算酸素濃度:d=16.4%(空気調和・衛生工学便覧)
・必要換気量:Q₁=c×(a−d)×n/(a−b)m³/h
(空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)
$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$
=3.36
$\Rightarrow 3.4 \text{m}^3/\text{h}$
·!: S A範囲

59-9-42

以上より,空気ボンベによる正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素 濃度基準の14.2m³/hとする。

c. 必要ボンベ本数

中央制御室待避室は、中央制御室内に流入した放射性物質からの影響 を十分に防護できる時間として、ベント開始から5時間正圧化する。

中央制御室待避室を5時間正圧化する必要最低限のボンベ本数は二酸 化炭素濃度基準換気量の14.2 m³/h 及びボンベ供給可能空気量5.5m³/ 本から下記の通り13本となる。格納容器圧力逃がし装置作動時,中央制 御室待避室内に滞在する発電長等(3名)が5時間滞在するために必要 な本数は13本である。なお,中央制御室待避室においては正圧化試験を 実施し必要ボンベ本数が5時間の正圧化を維持するのに十分であること の確認を実施し,予備のボンベ容量について決定する。

- ・ボンベ初期充填圧力:14.7MPa (at35℃)
- ・ボンベ内容積:46.7L
- ・ボンベ供給可能空気量:5.5m³/本*
 - * 空気ボンベは標準圧力14.7MPaで7m³/本であるが,安全側 (残圧及び使用温度補正)を考慮し5.5m³/本とする。

以上より、必要なボンベ本数は、下記の計算により12本となる。

14.2m³/h÷5.5m³/本×5時間

=12.9

≒13 本

: SA範囲



59-9-44

(5) 中央制御室換気系の運転状態比較

中央制御室換気系の状態について,通常運転時,設計基準事故時,重大 事故時を比較,図示すると以下のとおりとなる。通常運転時,設計基準事 故時の運転モードを第2.4-7図(1/2)に,重大事故時のプルーム通過前・





(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には,発電長等が格納容器圧力逃がし装置作動に際し て,水素爆発による格納容器の破損防止(格納容器圧力逃がし装置に関す るパラメータ)の確認に加え,格納容器内の状態,使用済燃料プールの状態,水素爆発による格納容器の破損防止,水素爆発による原子炉建屋の損 傷防止を確認できるパラメータを確認できるようデータ表示装置(待避室) を設置する設計とする。中央制御室待避室に設置するデータ表示装置(待 避室)は中央制御室に1台保管する。

なお,データ表示装置(待避室)は今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置(待避室)で確認できる主なパラメータを,第2.4-1表 に,データ表示装置(待避室)に関するデータ伝送の概要を,第2.4-8図 に示す。

また、中央制御室待避室において、発電長等が緊急時対策所及び屋外と 通信連絡できるよう、中央制御室待避室に設置する衛星電話設備(可搬型) (待避室)は中央制御室に1台保管する。

中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第2.4-9図に示す。

: SA範囲

第2.4-1表 データ表示装置(待避室)で確認できる主なパラメータ

i.

目的	対象パラメータ
にとこと声の小能な知	出力領域計装
炉心区応度の次態確認	起動領域計装
	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
炉心冷却の状態確認	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度,酸素濃度
枚納容界内の単能確認	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
お財能隔離の状能確認	原子炉格納容器隔離の状態
从又为1 日口 阿利 内庄 >> 1/1 记录 7 庄 印口	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態	使用溶燃料プール水位・温度
確認	
	フィルタ装置入口圧力
水素爆発による格納容器	フィルタ装置水位
の破損防止確認	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建 屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

59-9-48

: S A範囲



(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

L

L

I

L

格納容器圧力逃がし装置作動時において,発電長等が中央制御室待避室 にとどまれるようにするため,中央制御室待避室用として可搬型照明(S A),酸素濃度濃度計,二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備 する。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うに必要な照度を有する ものとして,可搬型照明(SA)を1台配備する。第2.4-2表に中央制御 室待避室用の可搬型照明を示す。

名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明(SA)	中央制御室	1台 (予備1台(中央制 御室の予備1台と共 用))	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面:24時間 両面:12時間

第2.4-2表 中央制御室待避室用可搬型照明

______:S A範囲
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室待避室の居住環境の基 準値の範囲を測定できるものを、それぞれ1個配備する。第2.4-3表に中 央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。

L

L

第2.4-3表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

検知原理 検知範囲 表示精度	ガルバニ式 0.0~40.0vo1% ±0.1vo1%
検知範囲 表示精度	0.0~40.0vo1% ±0.1vo1%
表示精度	±0.1vol%
電源	電 源:乾電池(単四×2本) 測定可能時間:約3,000時間 (バッテリ切れの場合,予備を可動させ,乾電池交換を実施する。)
個数	1個(故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ 用として予備1個を保有する。)
検知原理	NDIR (非分散型赤外線)
検知範囲	0.0~5.0vo1%
表示精度	±3.0%F.S
電源	電 源:乾電池(単三×4本) 測定可能時間:約12時間 (バッテリ切れの場合,予備を可動させ,乾電池交換を実施する。)
個数	1個(故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ 用として予備1個を保有する。)
イメータは を, 1 台配 ベイメータ	中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を 備する。第2.4-4 表に中央制御室待避室に配備 を示す。
	個数 検知原理 検知範囲 表示精度 電源 個数 イメータは と, 1 台配 ×イメータ

名称	保管場所	数量	仕様
電離剤サーベイメータ	中央制御室	1 台	電離箱式検出器 0.001~1000mSv/h 電源:乾電池(単三×4本) 測定時間:約100時間以上

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には,重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備(第2.5-1図に示す換気設備及び第2.5-2図に示す照明)を設置している。これらの設備については,重大事故等が発生した場合にも,第 2.5-3図に示すとおり常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置)からの 給電を可能としている。

常設代替高圧電源装置の容量は、中央制御室の居住性(重大事故等)に係る 被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ば くの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである 「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」に全交流動力電源 喪失の重畳を考慮した場合に対して、第2.5-1表に示すとおり十分な電源供給 容量を確保している。

照明については,全交流動力電源喪失発生から常設代替高圧電源装置による 給電が開始されるまでの間,第2.5-4 図に示す直流非常灯に加え,12 時間以上 無充電で点灯する可搬型照明(SA)を配備しており,常設代替高圧電源装置 から給電を再開するまでの間(事故発生後90分以内)の照明を確保できる。 常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については、中央制御室内

の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場 合には、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照 明(SA)により、必要な照度を確保する。

また,中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保 できるよう,可搬型照明(SA)を配備する。仮にこれら照明が活用できない 場合のため,ランタン,ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に備 えている。

換気設備については、常設代替高圧電源装置が起動するまでの間は起動しな

: S A範囲

 いが,居住性に係る被ばく評価においては,中央制御室換気系及び原子炉建屋
ガス処理系の起動操作時間を考慮し,全交流動力電源喪失発生後,2時間後に
起動することを条件として評価しており、必要な居住性が確保されていること
を確認している。
: S A 範囲







2.5-1	表 常設代替高圧電源装置(連続定格容量 5,520k₩) 0	の所要負
	負荷	負荷容量	
1	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	59.6kW	
2	常設低圧代替注水系ポンプ(2台)	380.0kW	
3	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120VAC計装用電源2A ・その他負荷	389. 2kW	
4	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・120V AC 計装用電源2B ・その他負荷	313.1kW	
5	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷	86.9kW	
6	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	217.7kW	
\bigcirc	蓄電池室排気ファン その他負荷	160.5kW	
8	原子炉保護系電源装置	90.2kW	
9	残留熱除去系海水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ その他負荷	2015. 3kW	
10	緊急用海水ポンプ その他負荷	520.0kW	
(11)	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0kW	
		4254.5kW	



I



(通常点灯状態)

(直流非常灯点灯状態)

第2.5-4図_非常灯照明下での中央制御室の状況



(1) 可搬型照明(SA)を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明(SA)は,3 台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確 保できることを確認している。可搬型照明(SA)を操作箇所に応じて向きを 変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型照明(SA)が活用できない場合のため,乾電池内蔵型照明を中 央制御室に備えている。

第2.5-2表に中央制御室に配備している可搬型照明(SA)及び乾電池内蔵 型照明の概要を示す。

名你	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (SA)	中央制御室	3 台 (予備1台(中央制御 室待避室の予備1台 と共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面:24時間 両面:12時間
ランタン ででので、 でので、 ので、 ので、 ので、 ので、 ので、	中央制御室	16 個 (予備 4 個)	電池:単一電池4本 点灯時間:約45時間
ヘッドライト 	中央制御室	7個 (予備7個)	電池:単三電池3本 点灯時間:約10時間

第2.5-2表 中央制御室に配備している可搬型照明(SA)及び 乾電池内蔵型照明の概要

: S A 範囲

可搬型照明(SA)の照度は,第2.5-5 図に示すとおり主制御盤から約6m の位置に設置した場合で,直流照明の実測値である照度(20ルクス以上)に対 し,室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約20ルクス以上の照度を確 認し,監視操作が可能なことを確認している。



画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



中央制御室の照明が全て消灯した場合,裏盤についての監視操作は,乾電池 内蔵型照明を運転員が装着して行う。(第2.5-6図参照)

乾電池内蔵型照明の照度は,室内照明全消灯時に運転員が装着した状態で, 直流照明の実測値である照度(20ルクス以上)に対し,監視計器及び操作部で 600ルクス以上の照度を確保し,監視操作が可能なことを確認している。



59-10

原子炉制御室の居住性(重大事故)

に係る被ばく評価について

目 次

中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価について 59-10-1 1. 評価事象 59-10-1 2. 大気中への放出量の評価 59-10-2
3. 大気拡散の評価 59-10-2
4. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 59-10-2
5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価 59-10-3
5.1 中央制御室内での被ばく 59-10-3 5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく(経路①) 59-10-3 5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(経路②) 59-10-4
5.1.3 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被ば く(経路③)
5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく(経路⑤) 59-10-6
6. 評価結果のまとめ
▲ 添付資料 中央制御室の居住性(重大事故)に係ろ被ばく評価について
1 中央前御至の居住住(重入事政対束)に係る彼はく評価条件
2 事象の選定の考え方について59-10-添 2-1 59-10-添 2-1
3格納容器漏えい率の設定について
4格納容器内での除去効果について
5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 59-10-添 5-1
6 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
7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 59-10-添 7-1
8 重大事故時の居住性評価(被ばく評価)に用いる大気拡散の評価について
9 フィルタの除去性能について
10 中央制御室換気系バイパスフィルタ内放射性物質からの被ばくについて
11 空気流入率試験結果について
12 全面マスクによる防護係数について 59-10-添 12-1
13 運転員の勤務体系について 59-10-添 13-1
14 グランドシャイン線評価モデルについて59-10-添 14-1
15 エアロゾルの乾性沈着速度について

16 地表面への沈着速度の設定について 59-10-添 16-1 17 有機よう素の乾性沈着速度について 59-10-添 17-1 L I 18 実効放出継続時間の設定について 59-10-添 18-1 19 審査ガイド*1への適合状況......59-10-添 19-1 ※1 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 I 係る被ばく評価に関する審査ガイド I I 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価について

重大事故が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっ ては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)に 基づき、評価を行った。

(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の解釈第59条より抜粋)

【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(原子炉制御室)第1項

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。

- ①本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち,原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば,炉心の著しい損傷の後,格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)を想定すること。
- ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための 体制を整備すること。
- ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整 備すること。
- ④ 判断基準は,運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

1. 評価事象

東海第二発電所においては、「想定する格納容器破損モードのうち,中央制 御室の運転員の被ばく低減の観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功 した事故シーケンス」である「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスにおいても,格納容器ベント の回避若しくは格納容器ベントの実施時期を遅延させることができる代替循 環冷却系を整備する。しかし,被ばく評価においては,中央制御室の居住性 評価を厳しくする観点から,代替循環冷却系を使用せず,早期の格納容器圧 力逃がし装置による格納容器ベントを実施した場合を想定する。

2. 大気中への放出量の評価

放射性物質については,上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し,格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量及び格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい量をMAAP解析及びNUREG-1465の知見を用いて評価した。ただし,MAAPコードでは,よう素の化学組成は考慮されないため, 粒子状よう素,無機よう素及び有機よう素については,R.G.1.195の知見を用いて評価した。

3. 大気拡散の評価

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結果を年間について小さい方から順に並べた累積出 現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、2005年4月~2006年3月 の1年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっ ては、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、特に異常でないことを確認している。

4. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は,施設の位置,建屋の配置,形状等から

評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコード,スカイシャ インガンマ線についてはANISNコード及びG33-GP2Rコードを用い て評価した。

5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路(①~⑤)は第 5-1 図に示す とおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示す とおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後7日間とした。

運転員勤務体系としては、5 直 2 交替とし、被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を考慮して、7 日間の積算線量を中央制御室の滞在期間及び 入退域に要する時間の割合で配分する。また、保守的に格納容器ベント開始 1 時間前から 12 時間は中央制御室に滞在するものとした。想定する勤務体系 を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表 想定する勤務体系

事象発生から の時間	 ①事象発生~ 約 18 時間後 	②約 18 時間後~ 約 30 時間後	③約 30 時間後~168 時間後
勤務形態	5直2交替	中央制御室に常時滞在	5直2交替

5.1 中央制御室内での被ばく

5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく(経路①)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接 ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の 外部被ばくは、前述 4. の方法で実効線量を評価した。 5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(経路②)

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内で の外部被ばくは,事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気 拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員 の実効線量を評価した。

また,地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して 評価した。

5.1.3 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被ばく (経路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ガンマ線 による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和とし て実効線量を評価した。なお、内部被ばくの評価に当たってはマスクの着 用による防護係数を考慮した。

評価に当たっては、(1) ~ (4) に示す中央制御室換気系の効果及び中 央制御室に設置する待避室の効果等を考慮した。なお、中央制御室換気系 の起動時間については、全交流動力電源喪失を想定した起動時間を考慮し た評価とした。また、待避室の遮蔽効果は、待避室に待避する期間のみに ついて考慮した評価とした。中央制御室内での対応のタイムチャートを第 5.1.3-1 図に示す。

(1) 中央制御室換気運転モード

中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第 2.5.1.3-2 図に示すとおりである。

1) 通常時運転モード

通常時は、中央制御室空気調和機ファン及び中央制御室排気用ファ ンにより、一部外気を取り入れる再循環方式によって中央制御室の空 気調節を行う。

2) 事故時運転モード

事故時は,外気取入口を遮断して,中央制御室フィルタ系ファンに よりフィルタユニット(高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ) を通した閉回路循環運転とし,運転員を放射線被ばくから防護する。

なお,外気の遮断が長期にわたり,室内環境が悪化した場合には, チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。

(2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのよう素除去フィルタを通らない空気の流入量は,空気 流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で1.0回/hと仮定 して評価した。

(3) 待避室

中央制御室内に設置する待避室には,格納容器ベント開始から5時間待 避すると想定する。待避中は待避室内を空気ボンベにより加圧し室内を 正圧にするものとし,外部からの空気の流入はないものとして評価した。 待避室の概要図及び設置場所を第5.1.3-3 図に示す。

(4) マスクの考慮

事象発生から3時間後まではマスクを着用(DF50)すると想定した。

5.2 入退域時の被ばく

5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく(経路④)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接 ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被 ばくは、中央制御室の壁等によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと 以外は、「5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく(経路①)」と同様な手 法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては,周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし,代表評価点は, 建屋入口とした。

5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく(経路⑤)

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被 ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外 は「5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(経路 ②)」と同様な手法で、吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に 期待しないこと以外は「5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質に よる被ばく(経路③)」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外 部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評 価した。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護係数を考 慮した。また、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考 慮して評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては,上記 5.2.1の仮定と 同じである。



第 5-1 図 重大事故時の中央制御室居住性評価における想定被ばく経路



第5.1.3-1 図 中央制御室内での対応のタイムチャート





重大事故時【格納容器ベント実施中】 (空気ボンベ加圧)

※ 格納容器ベント実施後,中央制御室内の線量が下がるまでは,中央制御室内の待 避室に滞在するものとし,待避室内を空気ボンベにより加圧する。



第5.1.3-3図 待避室の概要図及び設置場所

6. 評価結果のまとめ

1. に示したとおり,東海第二発電所において重大事故が発生したと想定す る場合,第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することになるが,被ば く評価においては,中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から,代替循 環冷却系を使用せず,格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想 定した。この想定に基づく,中央制御室の居住性(重大事故時)に係る被ば く評価結果は,第6-1表に示すとおり,実効線量が7日間で約57mSvである。

したがって,評価結果は,「判断基準は,運転員の実効線量が7日間で100mSv を超えないこと」を満足している。なお,マスクを着用しない場合は実効線 量は7日間で約260mSvである。

この評価に係る被ばく経路イメージを第 6-2 表に, 被ばく評価の主要条件 を第 6-3 表に示す。

第6-1表 中央制御室の居住性(重大事故時)に係る被ばく評価結果

())////		~ >
(曲位	٠	mSv)
(<u>+</u>) <u></u>	•	IIIOV/

		実効線量	(7日間)
	彼はく栓路	マスクあり	マスクなし
	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10 ⁻¹	約 2.7×10 ⁻¹
中	②大気中へ放出された放射性物質のガ ンマ線による被ばく	約 9.2×10 ⁰	約 9.2×10 ⁰
央 制 御 家	③室内に外気から取り込まれた放射性 物質による被ばく	約 2.2×10 ¹	約 2.1×10 ²
至内	(内訳) 内部被ばく	約 1.1×10 ¹	約 2.0×10 ²
作業	外部被ばく	約 1.1×10 ¹	約 1.1×10 ¹
~ 時	②大気中へ放出され,地表面に沈着した 放射性物質のガンマ線による被ばく	約 3.9×10 ⁰	約 3.9×10 ⁰
	小 計 (①+②+③)	約 3.5×10 ¹	約 2.3×10 ²
	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.6×10 ⁻¹	約 1.6×10 ⁻¹
7	⑤大気中へ放出された放射性物質によ る被ばく	約 4.4×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹
退	(内訳) 内部被ばく	約 2.6×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹
域時	外部被ばく	約 1.8×10 ⁻¹	約 1.8×10 ⁻¹
Глн	⑤大気中へ放出され,地表面に沈着した 放射性物質のガンマ線による被ばく	約 2.1×10 ¹	約 2.1×10 ¹
	小 計 (④+⑤)	約 2.2×10 ¹	約 3.5×10 ¹
	合 計 (①+②+③+④+⑤)	約 5.7×10 ¹	約 2.6×10 ²

第6-2表 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく経路イメージ

	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)
中央制御室内での被ばく	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射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)
	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)
入退域での被ばく	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、グランドシャイン及びよう素フィルタからのガンマ線による外部 被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

(1) 閉回路循環運転時



(2) 待避室待避時



第6-3表 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価の

主要評価条件

	項目	評価条件	選定理由
放出	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却 系を使用しない場合)(全交流動力電 源喪失の重畳を考慮)	審査ガイドに示されたとおり設定 (添付2参照)
放射能	放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後 格納容器ベント:事象発生から約19時 間後	MAAP解析結果
量評価条約	非常用ガス処理 系及び非常用ガ ス再循環系の起 動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成 時間(5分)(起動に伴い原子炉建 屋内は負圧になるが,保守的に負圧 達成時間として5分を想定)
1午	事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す7日間における運 転員の実効線量を評価する観点か ら設定
大気拡散条件	放出源及び 放出源高さ	放出源:原子炉建屋からの放出(地上 高 0m),格納容器圧力逃がし装置排気 口放出(地上高 57m)及び非常用ガス 処理系出口(地上高 140m)	原子炉建屋放出時の高さは地上放 出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放 出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は 排気筒高さとして地上 140m に設定
	中央制御室非常 用循環設備よう 素フィルタによ る除去効率	95%	フィルタユニットの設計値 (チャコ ールフィルタ効率:97%)を保守的 に設定(添付9,10参照)
	 中央制御室非常 用換気系微粒子 フィルタによる 除去効率 	99.9%	フィルタユニットの設計値(高性能 粒子フィルタ:99.97%)を保守的 に設定(添付9,10参照)
被	中央制御室非常 用換気系の起動 時間	事象発生から2時間	全交流動力電源喪失を考慮し,代替 電源からの電源供給開始時間から 保守的に設定
ばく評価	空気流入率	1回/h	非常用換気系作動時の空気流入率 測定試験結果の結果である 0.45 回 /hに対して保守的に1回/hと設定 (添付 11 参照)
条 件	マスクによる 防護係数	マスク着用を考慮する場合は事象発生 から3時間及び入退域時:50 (その他の期間及びマスク着用を考慮 しない場合は評価期間中常時マスク着 用なし)	中央制御室非常用換気系作動前及 び中央制御室内の放射性物質濃度 が下がるまでの時間についてマス クの着用を考慮。(添付 12 参照)
	待避室 加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後 (ベント開始時)	格納容器圧力逃がし装置により放 出される放射性物質からの被ばく を防護するために待避室に待避す ると想定
	待避室加圧時間	ベント開始から5時間	中央制御室内に流入した放射性物 質からの影響を十分に防護できる 時間として設定

詳細な評価条件は添付1参照

- 添付資料 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価につい て
- 1 中央制御室の居住性(重大事故対策)に係る被ばく評価条件

重大事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件に ついて,第1-1表~第1-10表に示す。

- 第 1-1 表 大気中への放出放射能量評価条件
- 第1-2表 大気中への放出放射能量評価結果(7日積算)
- 第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程
- 第 1-3 表 大気拡散条件
- 第1-4表 相対濃度及び相対線量
- 第1-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件
- 第 1-6 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる エネルギ群別ガンマ線積算線源強度
- 第1-2図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル
- 第 1-7 表 中央制御室換気設備条件
- 第1-8表 中央制御室内待避室設備条件
- 第 1-9 表 運転員交替考慮条件
- 第1-10表線量換算係数,呼吸率及び地表への沈着速度の条件

	74.1 1 4 1 1 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1		
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
			4.1(2)a. 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
	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗		は対策要員の被ばくの観点から結果が
<u> </u>	+低压炉心冷却失敗」(代替循環冷却系	審査ガイ ドに示されたとおり設定	最も厳しくなる事故収束に成功した事
計個事系	を使用しない場合) (全交流動力電源喪	(孫付2参照)	故シーケンス(この場合、格納容器破損
	失の重畳を考慮)		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。
炉心熟出力	3, 293MW	定格熱出力	1
日日・十二-半五~	1 サイクル当たり	1 サイクル 13 ヵ月 (395 日) を考	
建 転時间	10,000時間(約416日)	慮して設定	
	1サイクル:0.229		
明報后にの注意を	2サイクル:0.229	玉井峯道道で、金道子井舎へいす	
以 値 沙 心 い 液 何 剖	3サイクル:0.229	★ 値然付け いの然社 教句 割 □ () − 後 よも皆む	
Ū.	4 サイクル: 0.229	こで現在	
	5 サイクル:0.084		

第1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(1/6)

	舟 1-1 衣 (入入)	十~0.双口双豹 肥里許恤余件 (2/1	((
項目	評価条件	選定理由	審査ガイ ドでの記載
炉内蔵量	 希ガス類 :約2.2×10¹⁹Bq CsI類 :約2.9×10¹⁹Bq CsOH類 :約1.2×10¹⁸Bq Sb類 :約1.3×10¹⁸Bq Sb類 :約1.3×10¹⁸Bq SrO類 :約1.3×10¹⁹Bq SrO類 :約1.2×10¹⁹Bq BaO類 :約1.2×10¹⁹Bq MoO2類 :約1.2×10¹⁹Bq CeO2類 :約7.5×10¹⁹Bq CeO2類 :約7.5×10¹⁹Bq La2O3類 :約5.5×10¹⁹Bq La2O3類 :約5.5×10¹⁹Bq K種毎の炉心内蔵量を核種グループ (核種のして記載) 	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱 出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)は, BWR共通条件と して,東海第二と同じ装荷燃料(9 ×9 燃料(A型)),運転時間 (10,000時間)で算出したABW Rのサイクル末期の値を使用)	4.3.(1)a. 希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類及び La 類を 考慮する。
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器ベント: 事象発生から約 19 時間後	MAAP解析結果	4.3.(4)a. 放射性物質の大気中への放出 開始時刻及び放出継続時間は,4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースタ 一ム解析結果を基に設定する。
格納容器内 p H制 御の効果	考慮しない	格納容器内 D H制御設備は、重大 事故等対処設備と位置付けていな いため、保守的に設定	
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195*1に基づき設定	4.3(1) a. 原子炉格納容器への放出割合 の設定に際し, ヨウ素類の性状を適切に 考慮する。

第1-1 末 大気山~

59-10-添 1-3

	第 1-1 表 大気中 評価条件	中への放出放射能量評価条件(3/(6) 審査ガイドでの記載
		速に生日 MAAP観桁ご 乙枚納容哭の聞□	#ヨハイドへい記載 4 3(3)。 百子恒枚納茨堤漏ぐい感け
		面積を設定し格納容器圧力に応じ	4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事
S N	1Pd 以下:0. 9Pd で 0. 5%/日	漏えい率が変化するものとし、格	故進展解析結果を基に設定する。
بر چر ۱	1Pd 超過:2Pd で 1.3%/日	納容器の設計漏えい率(0.9Pd で	
-6 #X		0.5%/日)及びAECの式等に基	
		びき設定(添付3参照)	
		格納容器の設計漏えい率及びAE	
Ņ- 1≡∕		Cの式等に基づき設定(格納容器	
ر در	1.511 夜~13.51 夜:1.370/ ロ Listい 州 小 抽問 . 0 _ 60/ /口	圧力が 0. 9Pd を超える期間を包絡	
	上記以外の朔風:0.9~7 日	するように 1.3%/日の漏えい率	
		を設定)(派付3参照)	
			4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作
			動については,4.1(2)aで選定した事故
迷	MAAP解析に基づく(沈着、サプレ	「おくくちらけらは無よい…」 (石石	シーケンスの事故進展解析条件を基に
~	ッション・プールでのスクラビング及	MAAF WF F 牟則モフ / 「 (約1)	設定する。
	びドライ ウェルスプレイ)	4 参照)	4.3(3) d. 原子炉格納容器内の自然沈着
			率については、実験等から得られた適切
			なモデルを基に設定する。
资			
5	考慮しない	保守的に設定	

59-10-添 1-4

量評価条件(4/6)	理由 審査ガイドでの記載	Standard Review 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着	まづき設定(添付 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。	Plan 6.5.5 ^{※3} んこ	t 6 参照)) — — — — — — — — — — — — — — — — — —	JAUNUREG L基づき設定(添 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一
への放出放射能	選定	CSE実験及び :	Plan 6.5.2 ^{※2} にま	5 参照)	Standard Review	基づき設定(添付	MAAP解析結果 -1465 ^{% 4} の知見に 付7参照) 保守的に設定
第1-1表 大気中	評価条件	率:9.0×10 ⁻⁴ $(1/s)$	器内の最大存在量から	まで)	ション・プールのスクラビン	グによる除去効果:10	 :約4.3×10⁻³ :約6.3×10⁻⁵ :約6.3×10⁻⁵ :約5.2×10⁻⁶ :約6.8×10⁻⁶ :約5.8×10⁻⁶ :約2.7×10⁻⁶ :約2.7×10⁻⁶ :約3.4×10⁻⁷ :約3.4×10⁻⁸ :約5.8×10⁻⁸ :約5.7×10⁻⁸
		自然沈着	(格納容]	$1 \! \nearrow \! 200$	サプレッ		希
	項目		格納容器内での除	去効果(無機よう	素)		務 都 都 部 部 部 書 書 。 記 子 に 書 。 書 。 書 、 い 。 書 。 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書

	<u> </u>	*、、シノ及山及豹貼里計Ш禾汁(3/0)	
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋から大			4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)
気への放出率(非		設計値に基づき設定	又はアニュラス空気浄化設備(PWR)
常用ガス処理系及	1 回/日(排気筒放出)	(非常用ガス処理系のファン容	の作動については,4.1(2)aで選定した
び非常用ガス再循		量)	事故シーケンスの事故進展解析条件を
環系の起動後)			基に設定する。
		起動操作時間(115分)+負圧達	
非常用ガス処理系		成時間(5分)(起動に伴い原子	
及び非常用ガス再	事象発生から2時間後	炉建屋内は負圧になるが,保守的	
循環系の起動時間		に負圧達成時間として 5 分を想	
		定)	
非党田ガス処理系			4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフ
まちだは他にある。 あんだい しんしょう しょうしん しょうしょう しょうしん しょうしょう しょう			ィルタ効率は、使用条件での設計値を基
父い杵串圧るく井角道をつい、こ	考慮しない	保守的に設定	に設定する。なお、フィルタ効率の設定
値壊米のノイルタ			に際し, ヨウ素類の性状を適切に考慮す
除去効率			°
1 ~ 1 1 1 1 1		原子炉建屋の急激な圧力上昇等に	
	閉状態	よるブローアウトパネルの開放が	I
学会を見ていた		ないため	

第1-1 ま 大気中へのか出わ射能量評価条件(2/6)

59-10-添 1-6

	第1-1表 大気	中への放出放射能量評価条件(6/((2)
項目	評価条件	邊定理由	審査ガイドでの記載
格 巻 巻 第 王 七 彩 「 米 調 く つ 茶 調 く つ 桜 王 聖 中 王 聖 中	希 <i>ガ</i> ズ類 :約9.5×10 ⁻¹ C s I 類 :約1.1×10 ⁻⁶ C s OH類 :約4.0×10 ⁻⁷ S b 類 :約9.0×10 ⁻⁸ T e O_2 類 :約9.0×10 ⁻⁸ S r O類 :約3.6×10 ⁻⁸ B a O類 :約3.6×10 ⁻⁸ M o O_2 類 :約4.5×10 ⁻⁹ C e O_2 類 :約9.0×10 ⁻¹⁰ L a_2O_3 類 :約3.6×10 ⁻¹⁰	MAAP解析結果及びNUREG -1465 の知見に基づき設定 (添付 7 参照)	
格納容器圧力逃 がし装置の除去 係数	希ガス:1 有機よう素:50 無機よう素:100 エアロゾル:1,000	設計値に基づき設定	
事故の評価期間	目日	審査ガイドに示す7日間における 運転員の実効線量を評価する観点 から設定	3. (解釈抜粋) 第74条 (原子炉制御室) 1 b) 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。
🔆1 Regulatory Gu	ide 1.195, "Methods and Assumptions	s for Evaluationg Radiological Con	sequences of Desigh Basis Accidents at

Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003

Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007 Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995 ¥ % 32 × 22

59-10-添 1-7

拉番	放出放射能[Bq] (gross 値) [※]					
グループ	原子炉建屋から大気	格納容器圧力逃がし	会計			
	中へ放出	装置を経由した放出				
希ガス類	約 3.6×10 ¹⁶	約8.9×10 ¹⁸	約 9.0×10 ¹⁸			
よう素類	約 2.8×10 ¹⁵	約7.3×10 ¹⁵	約 1.0×10 ¹⁶			
С s ОН類	約 3.8×10 ¹³	約 5.0×10 ⁸	約 3.8×10 ¹³			
S b 類	約 4.5×10 ¹²	約 2.6×10 ⁷	約4.5×10 ¹²			
ТеО₂類	約 3.7×10 ¹³	約4.4×10 ⁸	約 3.7×10 ¹³			
S r O類	約 2.0×10 ¹³	約 1.7×10 ⁸	約 2.0×10 ¹³			
B a O類	約 2.0×10 ¹³	約 2.1×10 ⁸	約 2.0×10 ¹³			
M o O ₂類	約 6.9×10 ¹²	約8.4×107	約 6.9×10 ¹²			
СеО₂類	約 4.3×10 ^{1 2}	約 5.5×10 ⁷	約 4.3×10 ¹²			
L a 2O3類	約 1.2×10 ¹²	約 1.2×10 ⁷	約 1.2×10 ¹²			

第1-2表 大気中への放出放射能量評価結果(7日積算)

※ 小数点第2位以下切上げ



第1-1図 放射性物質の大気放出過程(1/5) (希ガス)


(よう素)





第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程(4/5) (その他各種)



^{1.5}h 後~19.5h 後:1.3%/日(一定),左記以外の期間:0.5%/日(一定)

大気への放出経路	0h 🔻	✓2h ^{× 2}	▼ 19h ^{※ 3}	168h ▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため,事象発生 2h 以降は原子炉建屋から 大気中への漏えいは無くなる。

※3 事象発生後19h以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置から の放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第1-1図 放射性物質の大気放出過程(5/5)(イメージ)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイ ドでの記載
大気拡散評価	ガウスプルームモデル	審査ガイド及び被ばく評価	4.2(2)a. 放射性物質の空気中濃度は, 放出源高さ及び気象条
モデル		手法(内規)に示されたとお	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
		り設定	規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計
			算する。
気象データ	東海第二発電所における 1	建屋影響を受ける大気拡散	4.2.(2)a. 風向, 風速, 大気安定度及び降雨の観測項目を,
	年間の気象資料(2005年4	評価を行うため保守的に地	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
	月~2006年3月)	上風(地上高 10m)の気象デ	大気拡散式に用いる。
	(地上風を代表する観測点	ータを審査ガイドに示され	
	(地上高 10m) の気象デー	たとおり発電所において観	
	タ)	測された1年間の気象資料を	
		使用	
実効放出継続	全核種:1時間	保守的に最も短い実効放出	4.2.(2)c. 相対濃度は, 短時間放出又は長時間放出に応じて,
時間		継続時間を設定(添付 18 参	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
		照)	に計算する。

第1-3表 大気拡散条件(1/2)

59-10-添 1-14

- 通目 放出源及び放 出源高さ	評価条件 放出源:原子炉建屋からの 放出(地上高 0m),格納容器 圧力逃がし装置排気口放出 (地上高 57m)及び非常用ガ ス処理系出口(地上高 140m)	第1-3表 大気拡散 通子炉建屋放出時の高さは 地上放出として地上高 0m で 設定 格納容器圧力逃がし装置排 気口放出時の高さは地上高 気口放出時の高さは地上高 57m に設定	6件(2/5) 審査ガイドでの記載 4.3.(4)b.放出源高さは,4.1(2)aで選定した事故シーケン 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 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/ ずーを考慮してもよい。
		Hundrand windred win	
累積出現頻度	小さい方から 97%	審査ガイドに示されたとお	4.2.(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は,毎時刻の相対
		9 設定	濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場
			合,その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	原子炉建屋放出及び格納容	4.5.(5)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の尼
		器圧力逃がし装置排気口放	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
		出は放出源から近距離の建	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
		屋(原子炉建屋)の影響を受	る拡散パラメータを用いる。
		けるため, 建屋による巻き込	
		み現象を考慮	

~
(2)
劺
条
心
11
T
喪
(),
Ĩ

59-10-添 1-15

項目	評価条件	選定理由	審査ガイ ドでの記載
巻き込みを生	原子炉建屋	放出源から最も近く, 巻き込	4.2.(2)b. 巻き込みを生じる建屋として, 原子炉格納容器,
じる代表建屋		みの影響が最も大きい建屋	原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール
		として選定	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	【中央制御室内】	【中央制御室内】	【中央制御室内】
度の評価点	中央制御室中心	審査ガイドに示されたとお	4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合,例えば原子炉制御室/緊
	【入退域時】	り設定	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
	建屋出入口	【入退城時】	である。
		被ばく評価手法(内規) に示	【入退城時】
		された方法に基づき設定	7.5.1(5)a) 管理区域の入口を代表評価とし,入退域ごとに評
			価点に,15 分間滞在するとする。(被ばく評価手法(内規))
			なお、審査ガイドには入退域時の評価点について、記載なし。

第1-3表 大気拡散条件(3/5)

2
(4)
広散条件
大気
表

項目	評価条件	選定理由	審査ガイ ドでの記載
建屋投影面積	原子炉建屋の投影断面積:	原子炉建屋の投影断面積	4.2. (2)b.風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め, 放射性物
	$3,000m^2$		質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価	5.1.1(2)形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは
		方法に基づき設定	原則として 1/2 を用いる(被ばく評価手法(内規))
			なお、審査ガイドには形状係数について、記載なし。

第1-3表 大気拡散条件(2/2)

亚研究中	亚価	Ь	相対濃度	相対線量
叶屾刈豕	р т ()Ш		χ / Q (s/m ³)	D∕Q (Gy∕Bq)
		建屋放出	8. 3×10^{-4}	2. 9×10^{-18}
室内作業時	中央制御室 中心	非常用ガス 処理系放出	3. 0×10^{-6}	8.8×10 ⁻²⁰
	中心 -	格納容器圧 力逃がし装 置放出	3. 7×10^{-4}	8.8×10 ⁻¹⁹
		建屋放出	8. 2×10^{-4}	2. 9×10^{-18}
入退域時	建屋出入口	非常用ガス 処理系放出	3. 0×10^{-6}	9. 0×10^{-20}
	шЛП	格納容器圧 力逃がし装 置放出	3. 7×10^{-4}	9. 4×10^{-19}

第1-4表 相対濃度及び相対線量

(添付8参照)

第1-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(1/3)

	項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
	格納容器から原子炉	「第1-1表 大気中へ	「第 1-1 表 大気中への放	4.3(5)a. 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの
	建屋原子炉棟へ放出	の放出放射能量評価	出放射能量評価条件」を参	ソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子
	される放射性物質	条件」を参照	照	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。
47	格納容器內線源強度	格納容器内に放出さ	審査ガイドに示されたとお	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は,自由空
凝源	分布	れた核分裂生成物が	り設定	間容積に均一に分布するものとして,事故後7
条件		均一に分布		日間の積算線源強度を計算する。
=	7日間	審査ガイドに示す7日	3. (解釈抜粋) 第74条 (原	目日 2
		間における運転員の	子炉制御室) 1 b) ④判断	
		実効線量を評価する	基準は、運転員の実効線量	
		観点から設定	が7日間で100mSvを超えな	
			ってい	
_1 111	遮蔽厚み	第 1-2 図のとおり	審査ガイドに示された評価	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカ
こ 御 い			方法に基づき設定	イシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外
ΨĬŀ				部被ばく線量は,積算線源強度,施設の位置,遮
ル条				へい構造及び地形条件から計算する。
年				

第	1-5表 直接ガンマ線〕	及びスカイシャインガンマ線	良の評価条件(2/3)
項目	封、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金、金	甲敮길翻	審査ガイドでの記載
直接線・スカイシャイン線	直接線評価:	直接ガンマ線の線量評価に用	4.1②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモ
評価コード	QAD-CGGP2R	いる QAD-CGGP2R は三次元形	デルを用いる。
	スカイシャイン線評	状を, スカイシャインガンマ	
	価:	線の線量評価に用いる ANISN	
	G33-GP2R	は三次元形状を, スカイシャ	
		インガンマ線の線量評価に用	
		いる G33-GP2R は三次元形状	
		を扱う遮蔽解析コードであ	
		り、ガンマ線量を計算するこ	
		とができる。計算に必要な主	
		な条件は,線源条件,遮蔽体条	
		件であり,これらの条件が与	
		えられれば線量評価は可能で	
		ある。したがって,設計基準事	
		故を超える事故における線量	
		評価に適用可能である。	
		QAD-CGGP2R, ANISN 及 び	
		G33-GP2R はそれぞれ許認可	
		での使用実績がある。	

泉の評価条件(3/3)	審査ガイドでの記載			I		
及びスカイシャインガンマ	選定理由	中央制御室内滞在時の評価は	線量が最大となる位置とす	\mathcal{Z}_{o}	入退域時の評価は建屋入口の	高さ 2m を選定。
第1-5表 直接ガンマ線]	評価条件	第 1-2 図のとおり				
× - v	項目	評価点				

第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる エネルギ群別ガンマ線積算線源強度(1/4)

(格納容器ベント実施前)

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	7.8×10 ¹⁸	22	1.5	2.4×10^{18}
2	0.02	8.7×10 ¹⁸	23	1.66	7.5×10 ¹⁷
3	0.03	1.0×10^{19}	24	2.0	1.6×10 ¹⁸
4	0.045	1. 4×10^{20}	25	2.5	4.6×10 ¹⁸
5	0.06	5. 3×10 ¹ ⁷	26	3.0	1. 3×10 ¹⁷
6	0.07	3. 6×10^{17}	27	3.5	1. 5×10^{15}
7	0.075	2. 0×10^{19}	28	4.0	1.5 \times 10 ¹⁵
8	0.1	9. 9×10^{1} ⁹	29	4.5	5. 0×10^{5}
9	0.15	4. 6×10^{17}	30	5.0	5. 0×10^{5}
10	0.2	5. 6×10^{19}	31	5.5	5. 0×10^{5}
11	0.3	1. 1×10^{20}	32	6.0	5. 0×10^{5}
12	0.4	6.6×10 ¹⁸	33	6.5	5. 7×10^{4}
13	0.45	3. 3×10^{18}	34	7.0	5. 7×10^{4}
14	0.51	1.1×10^{19}	35	7.5	5. 7×10^{4}
15	0.512	3. 7×10^{17}	36	8.0	5. 7×10^{4}
16	0.6	1.6×10^{19}	37	10.0	1.8×10 ⁴
17	0.7	1.8 \times 10 ¹⁹	38	12.0	8. 8×10^{3}
18	0.8	5. 4×10^{18}	39	14.0	0.0
19	1.0	1. 1×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	5. 0×10 ^{1 8}	41	30.0	0.0
21	1.34	1.5 \times 10 ¹⁷	42	50.0	0.0

第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる エネルギ群別ガンマ線積算線源強度(2/4)

	エネルギ	ガンマ線積算線源強度		エネルギ	ガンマ線積算線源強度
群	(MeV)	(-)	群	(MeV)	(-)
1	0.01	1.3×10 ¹⁹	22	1.5	2. 2×10 ¹⁸
2	0.02	1.5×10^{19}	23	1.66	3. 7×10 ¹⁷
3	0.03	1.7 \times 10 ¹⁹	24	2.0	8. 0×10 ¹⁷
4	0.045	2.9×10 ²⁰	25	2.5	1.1×10 ¹⁸
5	0.06	7. 4×10^{17}	26	3. 0	1. 7×10^{16}
6	0.07	4.9×10 ¹⁷	27	3. 5	4.8×10 ¹²
7	0.075	4. 2×10^{19}	28	4.0	4.8×10 ¹²
8	0.1	2. 1×10^{20}	29	4.5	2. 2×10^{5}
9	0.15	4.7×10 ¹⁷	30	5.0	2. 2×10^{5}
10	0.2	8. 0×10 ^{1 9}	31	5.5	2. 2×10^{5}
11	0.3	1.6×10^{20}	32	6.0	2. 2×10^{5}
12	0.4	9.3×10 ¹⁸	33	6.5	2. 6×10^{4}
13	0.45	4.6×10 ¹⁸	34	7.0	2. 6×10^{4}
14	0.51	1.4×10^{19}	35	7.5	2. 6×10^{4}
15	0.512	4.7×10 ¹⁷	36	8.0	2. 6×10^{4}
16	0.6	2. 1×10^{19}	37	10.0	7. 9×10^{3}
17	0.7	2. 3×10^{19}	38	12.0	4. 0×10^{3}
18	0.8	7.2×10 ¹⁸	39	14.0	0.0
19	1.0	1.4×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	4.6×10 ¹⁸	41	30.0	0.0
21	1.34	1.4×10 ¹⁷	42	50.0	0.0

(格納容器ベント実施時)

第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる エネルギ群別ガンマ線積算線源強度(3/4)

(格納容器ベント	、実施後)
----------	-------

田栄	エネルギ	ガンマ線積算線源強度	联	エネルギ	ガンマ線積算線源強度
4+	(MeV)	(-)	4 1	(MeV)	(-)
1	0.01	1. 6×10^{19}	22	1.5	1. 9×10^{18}
2	0.02	1.8×10^{19}	23	1.66	1.9×10^{17}
3	0.03	2. 0×10^{19}	24	2.0	4.1×10 ¹⁷
4	0.045	4. 0×10^{20}	25	2.5	4.1×10 ¹⁷
5	0.06	6. 1×10 ¹ ⁷	26	3.0	9. 4×10 ¹⁵
6	0.07	4.1×10 ¹⁷	27	3.5	3. 5×10^{11}
7	0.075	5. 9×10^{19}	28	4.0	3. 5×10^{11}
8	0.1	2. 9×10^{20}	29	4.5	3. 6×10^{5}
9	0.15	3.8×10 ¹⁷	30	5.0	3. 6×10^{5}
10	0.2	3. 5×10^{19}	31	5.5	3. 6×10^{5}
11	0.3	7. 1×10^{19}	32	6.0	3. 6×10^{5}
12	0.4	1. 1×10^{19}	33	6.5	4. 1×10^{4}
13	0.45	5.7×10 ¹⁸	34	7.0	4. 1×10^{4}
14	0.51	1.2×10^{19}	35	7.5	4. 1×10^{4}
15	0.512	4.1×10 ¹⁷	36	8.0	4. 1×10^{4}
16	0.6	1.8×10^{19}	37	10.0	1.3×10^{4}
17	0.7	2. 1×10^{19}	38	12.0	6. 3×10^{3}
18	0.8	8. 3×10 ^{1 8}	39	14.0	0.0
19	1.0	1. 7×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	3.9×10 ¹⁸	41	30.0	0.0
21	1.34	1.2×10^{17}	42	50.0	0.0

第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる エネルギ群別ガンマ線積算線源強度(4/4)

(合計)

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	3. 7×10^{19}	22	1.5	6.5×10 ¹⁸
2	0.02	4.1×10 ¹⁹	23	1.66	1.3×10 ¹⁸
3	0.03	4.8×10 ¹⁹	24	2.0	2.8×10 ¹⁸
4	0.045	8. 3×10 ²⁰	25	2.5	6. 2×10 ^{1 8}
5	0.06	1.9×10 ¹⁸	26	3.0	1. 6×10^{17}
6	0.07	1.3×10^{18}	27	3.5	1. 5×10^{15}
7	0.075	1. 2×10^{20}	28	4.0	1. 5×10^{15}
8	0.1	6. 0×10^{20}	29	4.5	1. 1×10^{6}
9	0.15	1. 3×10^{18}	30	5.0	1. 1×10^{6}
10	0.2	1. 7×10^{20}	31	5.5	1. 1×10^{6}
11	0.3	3. 4×10^{20}	32	6.0	1. 1×10^{6}
12	0.4	2. 7×10^{19}	33	6.5	1.2×10^{5}
13	0.45	1. 4×10^{19}	34	7.0	1. 2×10^{5}
14	0.51	3. 7×10^{19}	35	7.5	1. 2×10^{5}
15	0.512	1. 2×10^{18}	36	8.0	1. 2×10^{5}
16	0.6	5. 5 \times 10 ¹⁹	37	10.0	3. 8×10^{4}
17	0.7	6. 2×10^{19}	38	12.0	1. 9×10^{4}
18	0.8	2. 1×10^{19}	39	14.0	0.0
19	1.0	4. 2×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	1.3×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.1×10 ¹⁷	42	50.0	0.0

原子炉建屋 第1-2 図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル(1/2)

中央制御室内滞在時及び入退域時の評価点 第1-2 図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル(2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイ ドでの記載
中央制御室非	95%	フィルタユニットの設計値(チ	4.2(1)a. ヨウ素及びエアロゾルのフィルタ効率は,
常用循環設備		オコールフィルタ効率:97%)	使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィル
よう素フィル		を保守的に設定(添付 9, 10 参照)	タ効率の設定に際し,ヨウ素類の性状を適切に考慮
タによる除去			する。
効率			
中央制御室非	%66	フィルタユニットの設計値(高	子国
常用換気系微		性能粒子フィルタ:99.97%)を	
粒子フィルタ		保守的に設定(添付9,10参照)	
による除去効			
茶			
中央制御室非	事象発生から2時間	全交流動力電源喪失を考慮し,	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作
常用換気系の		代替電源からの電源供給開始時	動については,非常用電源の作動状態を基に設定す
起動時間		間から保守的に設定	S₀.
空気流入率	1 回/h	非常用換気系作動時の空気流入	4.2(1)b. 既設の場合では,空気流入率は,空気流
		率測定試験結果の結果である	入率測定試験結果を基に設定する。
		0.45 回/h に対して保守的に 1	
		回/h と設定(添付 11 参照)	

第1-7表 中央制御室換気設備条件(1/2)

59-10-添 1-29

項目	評価条件	甲垂辽翻	審査ガイ ドでの記載
外気取り込み	閉回路循環運転:27時間	り口路循環運転が長期にわたり	
町	外気取り込み運転:3時間	室内環境が悪化して外気取り込	
		み運転を行う際に必要な運転時	
		間として設定	
マスクによる	事象発生から3時間及び入退域	中央制御室非常用換気系作動前	4.2(3)c. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対
防護係数	時:50	及び中央制御室内の放射性物質	策所内でマスク着用を考慮する。 その場合は, マス
	(その他の期間及びマスク着	濃度が下がるまでの時間につい	ク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求め
	用を考慮しない場合は評価期	てマスクの着用を考慮。(添付 12	S₀
	間中常時マスク着用なし)	参照)	

第1-7表 中央制御室換気設備条件(2/2)

条件	審査ガイ ドでの記載		I							I			I	
8表 中央制御室内待避室設備	選定理由	中央制御室内に流入した放射性	物質からのガンマ線による被ば	くを十分に低減できる設計。	格納容器圧力逃がし装置により	放出される放射性物質からの被	ばくを防護するために待避室に	待避すると想定	中央制御室内に流入した放射性	物質からの影響を十分に防護で	きる時間として設定	待避室への待避時は待避室内を	空気ボンベにより加圧し、外部	からの空気流入がないと想定
第 1	評価条件	遮蔽厚:コンクリート 40cm 相	汇		事象発生から約 19 時間後	(ベント開始時)			ベント開始から5時間			北ンべ加圧時:0 回/h		
	項目	待避室遮蔽			待避室加圧開	始時間			待避室加圧時	围		空気流入率		

由中制御室内徒骥室鹑備冬供 ╢

岦
×¥
长
裄
萫
交
II.
摂
運
表
6-
· · .

	審査ガイドでの記載			4.2.(2)d 放射性物質の地表 面への沈着評価では、地表 面への乾性沈着及び降雨に よる湿性沈着を考慮して地 表面沈着濃度を計算する。
の沈着速度の条件	甲証길駑	ICRP Publication 71 等に基づく	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく	線量目標値評価指針を参考に,湿性沈着を考慮して乾性 沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。 エアログル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551Vol.2 ^{%1} より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322 ^{%2} より設定 (添付14,15,16参照)
換算係数, 呼吸率及び地表へ0	封後里站	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 :2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 :3.1×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-133 :4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-135 :9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 :9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 :2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 :2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-136 :2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 :3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-137 :3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq Sv/Ef Cs-137 :3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-137 :3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-137 :3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq Sv/Ef Cs-137 :3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	1. $2m^3 \swarrow h$	エアロゾル:1.2 cm/s 無機よう素:1.2 cm/s 有機よう素:4×10 ⁻³ cm/s 希ガス:沈着無し
第1-10表 線量:	項目	線量換算係数	呼吸率	地表面への沈着速度

Major Input Evaluation of Severe Accident Kisks: Quantification of 英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Mpdelling Liaison Committee Annual Report 米国 NUKEG/ CK-4551 Vol.2 K ×2

59-10-添 1-33

84

重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は,中央制御 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放 射性物質による被ばくが支配的であることから,放射性物質の放出量 が多くなる事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。

炉心損傷を前提とした重大事故では、大規模な放射性物質の放出が 想定されるため、中央制御室の被ばく評価は厳しくなる。さらに、格 納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は中央制 御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。

重大事故時における対応として,代替循環冷却系を使用せず,格納 容器ベントによる格納容器除熱に期待する場合は,格納容器圧力の抑 制のため格納容器ベント実施までは代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイによる圧 力抑制効果を高くする観点で,格納容器圧力を比較的高い領域で維持 するため,代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部 等からの漏えい率が大きくなり,大気への放射性物質の放出量が多く なる。さらに,サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達 した時点で,格納容器ベントを実施するため,放射性物質の放出量が 多くなる。

また,原子炉建屋ガス処理系の起動により,原子炉建屋から大気へ の放射性物質の放出率低減効果に期待できることから,事象進展が早 く原子炉建屋ガス処理系の起動前の格納容器貫通部等からの漏えい量 が多いほど,大気への放出量が多くなる。さらに,炉心損傷時間が早 いほど,早期に格納容器内に放出される放射性物質は多くなるため,

59-10-添 2-1

格納容器貫通部からの漏えい量も多くなる。

以上より,代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合,更に,炉心損傷の時間が早く評価上想定している原子炉建屋ガス 処理系の起動までの時間が長い場合には,放射性物質の放出量が多く なる。

第2-1表に重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響を示す。 第2-1表に示すとおり,格納容器破損防止対策の有効性評価で想定し ている炉心損傷を前提とした重大事故のうち,炉心損傷時間が早く, 格納容器ベントを実施する「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低 圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用しない場合が最も放射性物 質の放出量が多くなるため,この事象を中央制御室の被ばく評価で想 定する事象として選定する。

第 2-1 表 重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響

	重大事故			
静的負荷シ	イナリオ ^{※1}	DCH シナリオ ^{※ 2}	中央制御室被ば	
替 循 環 冷 却 を使用する	代替循環冷却系を使用しな	代 替 循 環 冷 却 系を使用する	く評価への影響	
	() ()			
ミ施しない	実施する	実施しない	格納容器圧力が 高い状態で推移 すると,格納容	
替 循 環 冷 却 の 使 用 に よ	格納容器圧力は高い状態で	代替循環冷却系の使用によ	器からの漏えい 率 が 大 き く な	
格納容器内	推移する。ま	り格納容器内	り、放出量が多	
力は低い状	た,格納容器べ	圧力は低い状	くなる。	
で推移する。	ント実施に伴	態で推移する。	格納容器ベント	
	い放射性物質		を実施すると、	
	を大気へ放出		放射性物質か大	
	9 \$ 0		えへ 放出される	
			多くなる。	
			大気への放出率	
約 4	4 分	約 39 分	低減効果に期待	
			できる原子炉建	
破断 L O C A	Aを想定してお	静的負荷シナ	屋ガス処理系の	
早期(原子	炉建屋ガス処理	リオよりは遅	起動(事象発生	
ビ 助 則) に 炉	心損傷に主る。	いか, 原子炉運	2 時間後) まで	
		産ガス処理系	に、炉心損傷時	
		に 勤 則 に が い 指 値 に 至 ス	間か早いほど放	
		ス 図 に エ つ 。	山 重 か 多 \ な ス	
	静的負荷シ 静的環する 「施宿使納は移する」 一次の一次の 一次の一次の 一次の 一次の			

※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)」及び「水素燃焼」の事故シーケンス「大破断LOCA+高圧 炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)

※2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」,「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減 圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」(全交流動力電源喪失の重 畳を考慮),「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心 冷却失敗+FCI(ペデスタル),デブリ冷却失敗(ペデスタル)」(全交 流動力電源喪失の重畳を考慮)を想定 3 格納容器漏えい率の設定について

格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は,MAAP内で模擬した 漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は,以下に示す格納容器圧力が 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。

ただし, 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,全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格納容器漏えい率は別途設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合,設計漏えい率(0.9Pd で 0.5%/日)を基に算出した等価漏えい面積(約 3×10⁻⁶m²)を設定 し,MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合,2Pdで漏えい率1.3% /日となる等価漏えい面積(約7×10⁻⁶m²)を設定し,1.と同様にM AAP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 の評価式及び定常流の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 失事象において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(2Pd)及び温度(200℃)までは,事故後7日間 に渡り,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て い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

$$\mathbf{L} = \mathbf{L}_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

L	:	事故時の格納容器漏えい率(2Pd)	【1.28%/日】
L_0	:	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
P_t	:	事故時の格納容器内圧力(2Pd)	【721kPa[abs]】
P_d	:	設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P_a	:	格納容器外の圧力 (大気圧)	【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(200℃)	【473.15K】
T_d	:	設計格納容器内温度(20℃)	【293.15K】

○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{Pa}{Pt}\right)^2}{1 - \left(\frac{Pa}{Pd}\right)^2}}$$

L	:	事故時の格納容器漏えい率(2Pd)	【0.51%/日】
L_0	:	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
Pt	:	事故時の格納容器内圧力(2Pd)	【721kPa[abs]】
Pd	:	設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
Pa	:	格納容器外の圧力(大気圧)	[101.325kPa[abs]]

○定常流の式

$$\mathbf{L} = \mathbf{L}_{0} \sqrt{\frac{\rho_{d}(P_{t} - P_{a})}{\rho_{t}(P_{d} - P_{a})}}$$

	L	:	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.93%/日】
	L _o	:	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
	ρ_t	:	事故時の格納容器内気体の平均密度**3	【2.9kg/m ³ 】
	ρ_d	:	設計温度・圧力における格納容器内気 体の平均密度 ^{※ 4}	【4.5kg∕m³】
	P_t	:	事故時の格納容器内圧力(2Pd)	【721kPa[abs]】
	P_d	:	設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
	P_{a}	:	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】
*	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 R_tは,以下の式により算出した。

 R_t [J/kg·K]=モル気体定数 8.314[J/K・mol]/平均分子量M

[kg/mol]

AECの評価式より,事故時の気体定数が大きくなるほど漏え い率は高くなる。また,上記計算式より,事故時の気体定数は, 平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は 水素,窒素及び水蒸気で構成されるため,分子量の小さい水素の 割合が増加するほど平均分子量は小さくなり,結果として事故時 の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり,水素,窒 素及び水蒸気のガス組成を34%:33%:33%とし,水素の割合(34%) は,有効性評価(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過 圧・過温破損)」)における水素発生量(約700kg(内訳:ジルコニ ウムー水反応約324kg,アルミニウム/亜鉛の反応約246kg,水 の放射線分解約115kg))を包含した値であることから,保守的な 設定であると考える。

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ_tは,以下の式により算出した。

ρ_t [kg/m³] = 平均分子量M[kg/mol]×物質量n[mol]/格納
容器体積V[m³]

定常流の式より,事故時の格納容器内気体の平均密度が小さく なるほど漏えい率は大きくなる。また,上記計算式より,事故時 の格納容器内気体の平均密度は,平均分子量が小さくなるほど小 さくなる。平均分子量は※2と同じであり,保守的な設定であると 考える。

※4 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 ρ_dは,以下の式により算出した。

 ρ_d [kg/m³] = 乾燥空気密度 (20°C) 1.205[kg/m³]×(P_d [Pa]

/ P_a [Pa])

- 3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率
- (1) 無機よう素

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

漏えい率の設定に当たっては,第3-1図のとおりMAAP解析結 果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し,その格納 容器圧力に対する漏えい率を設定している。

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



第 3-1 図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化 (無機よう素の格納容器漏えい率の設定)

(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、M AAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし、1.及び 2. に基づき漏えい率を設定する。 4 格納容器内での除去効果について

(2) FP の状態変化・輸送モデル

MAAPにおけるエアロゾルに対する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(FP)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)

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

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子 炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器 内に放出された FPは、原子炉圧力容器破損前には LOCA 破損口あるいは逃がし安 全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧

5-63

カ容器破損口もしくは格納容器下部に落下した溶融炉心から FP が原子炉格納容器 へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出された FP はスクラビングによってサプ レッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出された FP は、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

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

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

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

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

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

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造 物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場 合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。 FP ガスの凝縮は、FP ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 FP 圧力が FP 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

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

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

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

5-64

また,除去効果に対する感度解析結果を第4-1図に示す。なお,感度解析では,以下の式により格納容器内の除去効果を算出している。

格納容器内DF=格納容器内へのCsI放出割合/ベントラインから大気への



C s I 放出割合

第4-1図 エアロゾルに対する格納容器内の除去効果(感度解析結果)

第4-1 図より,全除去効果を考慮したベースケースにおけるDF(10⁶オー ダー)との比較から,重力沈降のDFは10³程度,ドライウェルスプレイのD Fは10~10²程度であることがわかる。これより,重力沈降及びドライウェル スプレイ両方によるDFは10⁴~10⁵程度となるため,エアロゾルに対する格 納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考 える。
1. 無機よう素の自然沈着率の設定

格納容器内での無機よう素の除去効果として,自然沈着率 9.0×10 -4(1/s)(格納容器内の最大存在量から 1/200 まで)を用いている。 以下に,自然沈着率の算出に関する概要を示す。

格納容器内における無機よう素の自然沈着について,財団法人原子 力発電技術機構(以下「NUPEC」という。)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(平成10年3月)」において,CSE(Containment Systems Experiment) A6 実験に基づく値が示されている。

格納容器内での無機よう素の自然沈着率をλ_d(μg/m³)とすると, 格納容器内における無機よう素濃度ρの濃度変化(1/s)は式1で表 され,自然沈着率λ_dは時刻 toにおける無機よう素濃度ρoと時刻 t₁ における無機よう素濃度ρ₁を用いて式2のとおりとなる。

なお、NUPECの報告書では、Nuclear Technology "Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment"の記載 (CSE A6実験)より、時刻0分における無 機よう素の気相濃度10⁵μg/m³及び時刻30分における無機よう素の 気相濃度1.995×10⁴μg/m³を上式に代入することで、式3のとおり、 無機よう素の自然沈着率 9.0×10⁻⁴ (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_{\rm d} = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \qquad (\ {\rm ct} \ 3 \)$$

この自然沈着率は, BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report"のCSE A6実験による無機よう素の 気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻0分から30 分の濃度変化は,よう素の浮遊量が多く,格納容器スプレイを考慮し ていない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 5-1 図参 照)



 $\underbrace{FIGURE \ 9}_{\mbox{Run A6}}. \quad \mbox{Concentration of Elemental lodinc in the Main Room,} \\ \mbox{Run A6}$

第 5-1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. C S E 実験の適用について

CSE実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第5-1表に示す。

第 5-1 表 CSE実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S	宙 流 笛 怒 雪		
	A 6 * 1 , * 2	A 5 ^{** 3}	A 1 1 ^{** 3}	□ 朱 伊 舟 二 光 电 月
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPo[gogo])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下**4
索囲気温度	約 120	約 120	約 120	約 200 以下※4
(°C)	赤り 120	赤り 120	赤り 120	赤り 200 以下
格納容器 スプレイ	間欠*5	なし	なし	間欠 ^{※6}

※1 R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

%2 R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheries 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 評価事故シーケンスにおける格納容器内の雰囲気圧力及び温度のMA AP解析結果より記載

※5 A6 実験はスプレイを伴う実験だが、自然沈着率の算出には1回目のス プレイ実施前における格納容器内の濃度変化より設定している

※6 格納容器スプレイを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していないCSE A5及びA11実験における 無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を第5-2図に示す。 初期の沈着についてはA6と同様の傾向を示すとともに、初期濃度 より数百分の1程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。 また、米国 SRP6.5.2では、格納容器内の無機よう素濃度が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。



自然沈着率は,評価する体系の体積と内表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 考えられるため,CSE実験と東海第二発電所の比表面積の比較を 第5-2表に示す。表からCSE実験と東海第二発電所の比表面積は 同程度となっていることが確認できる。

第5-2表 CSE実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	CSE実験体系	東海第二発電所
体積 (m ³)	約 600	約 5,700
表面積 (m ²)	約 570	約 5,900
比表面積(1/m)	約 0.96	約 1.04

6 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

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-II 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」との記載に基づくもの であり(抜粋参照),東海第二発電所はMark-IIのためDF10を適 用することとした。

「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 IDF 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.

The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

7 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

大気への放出量は、炉心内蔵量に格納容器外への放出割合を乗じる ことで算出する。(参考1参照))

格納容器外への放出割合の評価に当たっては,想定事故シナリオ「大 破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(全交流動力電 源喪失の重畳を考慮)において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収 束するため,そのプラント状態を模擬可能なMAAPコードを用いる こととするが,以下の考察から,NUREG-1465の知見を用いて一部 補正する。MAAP解析結果を第7-1表に,NUREG-1465の知見を 用いて一部補正した結果を第7-2表に示す。

>1•		
核種	格納容器から原子炉建屋へ	格納容器圧力逃がし装置への
グループ	の漏えい割合	放出割合
希ガス類	約 4.3×10 ⁻³	約 9.5×10 ⁻¹
CsI 類	約 6.3×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁶
CsOH 類	約 3.2×10 ⁻⁵	約 4.0×10 ⁻⁷
Sb 類	約 7.6×10 ⁻⁵	約 2.7×10 ⁻⁶
TeO₂類	約 4.5×10 ⁻⁵	約 3.9×10 ⁻⁷
Sr0 類	約 8.6×10 ⁻⁵	約 2.6×10 ⁻⁵
BaO 類	約 9.2×10 ⁻⁵	約 1.6×10 ⁻⁵
MoO₂類	約 9.2×10 ⁻⁵	約 3.5×10 ⁻⁶
CeO ₂ 類	約 1.6×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁵
La ₂ O ₃ 類	約 1.6×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁵
	の内にて国上が	

第 7-1 表 放出割合の評価結果(MAAP解析)

※ 小数点第2位以下切上げ

核種	格納容器から原子炉建屋へ	格納容器圧力逃がし装置への
グループ	の漏えい割合*1	放出割合*1
希ガス類	約 4.3×10 ⁻³	約 9.5×10 ⁻¹
CsI 類	約 6.3×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁶
CsOH 類	約 3.2×10 ⁻⁵	約 4.0×10 ⁻⁷
Cs 類 ^{※2}	約 3.4×10 ⁻⁵	約 4.5×10 ⁻⁷
Sb 類	約 6.8×10 ⁻⁶	約 9.0×10 ⁻⁸
TeO ₂ 類	約 6.8×10 ⁻⁶	約 9.0×10 ⁻⁸
Sr0 類	約 2.7×10 ⁻⁶	約 3.6×10 ⁻⁸
BaO 類	約 2.7×10 ⁻⁶	約 3.6×10 ⁻⁸
MoO₂類	約 3.4×10 ⁻⁷	約 4.5×10 ⁻⁹
CeO₂類	約 6.8×10 ⁻⁸	約 9.0×10 ⁻¹⁰
La₂O₃類	約 2.7×10 ⁻⁸	約 3.6×10 ⁻¹⁰

第 7-2 表 放出割合の評価結果 (中・低揮発性の核種グループに対する補正後)

※1 小数点第2位以下切上げ

※2 CsI 類及び CsOH 類の値から評価(評価式は式1)

① T M I や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第 7-1 表によると、高揮発性核種(CsI, CsOH)のベントラ インからの放出割合(10⁻⁶~10⁻⁷オーダー)と比べ、中・低揮発性核 種の放出割合が大きい(10⁻⁵オーダー)という結果になっている。

一方、TMIや福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故 が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、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 性の物質と比べて少量であることがわかっている。

第 7-3 表は, TMI事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在 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 力容器外に炉心内蔵量の半分程度放出される一方で,中・低揮発性核 種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となって いる。

第7-3表 TMI事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量

+++ 15		低揮発性			中揮発性			高揮発性			
修理	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	^{1 2 9}	⁸⁵ Kr		
原子炉建屋											
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30		
原子炉冷却系	-	-	-	1	-	0.2	3	1	-		
地階水,気相タンク類	0.01	-	-	2.1	0.5	0.7	47	(47) [†]	54		
補助建屋	-	-	-	0.1	-	0.7	5	7	-		
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85		

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

※存在割合=サンプル試料の分析結果/ORIGEN2コード解析結果

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

また,第7-4表は,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(ND)という結果となっている。

第7-4表 福島第一原子力発電所事故後に検出された

_													12:84/kg*乾工)
Γ	試料採取場所	【定点①】+1 グランド (西北西約500m)*2		【定点②】+1 野島の森 (西約500m)+2		【定点法】+1 度离给分場近例 (南南西約500m	*2	(まち,6可機サービス ビル約 (北約1,000m)+2	S個体奏景物的 最享1.2株近傍 (北約500m)+2	后用南西 約500m=2	⑦南南西 約750m#2	③南南西 約1.000m+2
	試料採取目	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
Γ	分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	日本分析 センター #3	JAEA	日本分析 センター #3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
Г	測定目	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
8	1~131(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
ł	1-132(約2時間)	+4	+4	2.3E+05	*4	1.3E+02	•4	1.5E+05	*4	*4	+4	*4	+4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.52+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
L	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(#3313)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La~140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	8e-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

土壌中の放射性核種

出典:東京電力(株)HP(http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html)

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より, 各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{*1},高揮発性核種が 高温でほぼ全量放出されるのに対し,中・低揮発性核種は雰囲気条件 に大きく左右される。

希ガス:高温にてほぼ全量放出される。

I,Cs:高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。
 Sb,Te: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。

C e, N p, P u, Y, Z r, N b:高温状態でも放出速度は低い。

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

③補正について

①及び②より,第7-1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発 性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず,これは,M AAP解析において,中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく 評価されたためと考えられ,要因としては,溶融燃料が再冠水し溶 融燃料の外周部が固化した後でも,燃料デブリ表面からの放射性物 質の放出評価において溶融燃料の平均温度を参照して放出量を評価 していることや,溶融燃料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。なお,MAAPコードの開発元であ るEPRIからも,以下の報告がなされている。

59-10-添 7-4

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

したがって、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、環境中への放出量を評価するため、中・低揮発性核種の放 出割合を補正することとした。補正するに当たり、TMI事故を契機 として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、 被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の 放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、BWR及びP WRそれぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタ ームの設定を目的として制定されたNUREG-1465 の知見を利用す る。事象発生後、炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するまで のMAAP解析とNUREG-1465 の想定の比較を第7-5 表のとおり であり、想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注 水により原子炉圧力容器破損には至らないが、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NUR EG-1465 の知見は利用可能と判断している。

	燃料被覆管損傷が開始し,ギ ャップから放射性物質が放 出される期間	炉心溶融が開始し,溶融燃料が原子炉圧力容器破損す るまでの期間
МААР	約4分~約27分*1	約 27 分~約 3.3 時間*2
N U R E G -1465	~30 分	30 分~2 時間

第7-5表 MAAP事象進展とNUREG-1465の想定の比較

※1 炉心損傷開始(燃料被覆管 1,000K) ~燃料溶融開始(燃料温度 2,500K)
 ※2 原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間(本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない)

以下,各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ, C s I グループ, C s O H 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, MAAP 解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお、Csの放出割合については、CsIグループ及びCsO Hグループの放出割合、I元素とCs元素の原子炉停止直後の炉心 内蔵重量より、式1を用いて評価する。(式1の導出過程は、参考 2参照)

 $F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$ (式 1)

 $F_{Cs}(T)$: 時刻 T における C s の放出割合

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

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

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

 M_I : 停止直後の I の炉心内蔵重量

 M_cs : 停止直後の C s の炉心内蔵重量

 W_I : I の分子量

 W_{cs} : C s の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

中低揮発性の核種グループについては、MAAP解析から得られ 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 見を利用して放出割合を評価する。

ここで、中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは、格納容器ベントからの放出については希ガス、原子炉建屋への漏えいについてはCsと同一になるものとし^{*2}、事象発生から 168 時間経過時点における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NUREG-1465 で得られた比率に等しいと して、式2及び式3に基づき評価する。また、第7-6表に、NUR EG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

 $Fi(T) = F_{CS}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{CS}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \qquad (\not \exists 2)$

【格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$Fi(T) = F_{CS}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \qquad (\vec{\mathfrak{X}} 3)$$

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_{NG}(T)*: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

Fcs(T):時刻 T における C s の放出割合

- *γ_i*: NUREG-1465 における i 番目のMAAP 核種グループ に相当する核種グループの格納容器への放出割合
- γ cs: NUREG-1465 におけるCsに相当する核種グループの 格納容器への放出割合
- ※2 格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは,

よる除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低 揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、 沈着等による除去効果を受けるCsの振る舞いに近いと考 えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、Csに比べて格納 容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少な い。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出につい ては、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面 等に付着した放射性物質の再浮遊に伴い大気への放出が生 じるCsではなく、格納容器気相部に浮遊し、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又 はCsの放出割合」に比例するものとする。

核種グループ	格納容器への放出割合**
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La 2 0 3	0.0002

第 7-6 表 NUREG-1465での格納容器内への放出割合

※ NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」 の値の和

(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格納容器内への 放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事 故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定す る「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。) 参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉心内蔵量」に「MAAP により評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じ ることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グ ループと各グループの核種を第7-7表に示す。なお、MAAPにおけ る核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は第 7-1 図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は 同等である。

核種グループ	核種
希ガス類	Kr, Xe
C s I 類	Ι
СѕОН類	Cs, Rb
S b 類	S b
T e O 2 類	Те
S r O 類	S r
ВаО類	Ва
M o O 2 類	Mo, Co, Tc, Ru, Rh
C e O 2 類	Ce, Np, Pu
	La, Y, Zr, Nb,
	Pr, Nd, Am, Cm

第7-7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

※本評価において「Te2類」及び「UO2類」の核種グループに対する MAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

59-10-添 7-9

[FP の核種グループ]

(NURE	G-1465)	(MAAP)	
ク゛ルーフ゜	核種	ク゛ルーフ゜	核種
1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス
2	ハロゲン/I, Br	2	CsI
3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO ₂
4	テルルグループ/	4	SrO
5	16, 50, 56 バリウム・ストロンチウム/	5	MoO ₂
0	Ba, Sr	6	CsOH
6	責金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	7	BaO
7	ランタノイド/	8	La ₂ O ₃
	Pr, Sm, Y, Cm, Am	9	CeO_2
8	セリウムグループ/ Ca Pu Nn	10	Sb
	Ce, ru, Np	11	Te ₂
		12	UO_2

第7-1 図 MAAP及びNUREG-1465 における核種グループの (「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)) 参考2 C s の放出割合の評価式について

Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループ の放出割合,I及びCsの原子炉停止直後の炉心内蔵重量並びにI及び Csの分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、 式1の導出過程について示す。

 $F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \qquad (\not \exists 1)$

 Fcs(T)
 :時刻TにおけるCsの放出割合

 FcsOH(T)
 :時刻TにおけるCsOHグループの放出割合

 FcsI(T)
 :時刻TにおけるCsIグループの放出割合

 MI
 :停止直後のIの炉心内蔵重量

 Mcs
 :停止直後のCsの炉心内蔵重量

 WI
 :Iの分子量

 Wcs
 :Csの分子量

1. C s I に含まれるC s

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCs は、CsI中に含まれるIの重量にI及びCsの分子量の比を乗ずる ことで算出する。

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

Mcs(CsI)(T):時刻 T における C s I 中に含まれる C s の放出量

2. C s O H に含まれる C s

C s は C s I 又は C s O H の い ず れ か の 形 態 で 存 在 し て い る た め , C s O H 中 に 含 ま れ る C s は , 1. で 算 出 し た C s I 中 に 含 ま れ る C s を 差 引 く こ と で 算 出 す る 。

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

Mcs(OH)(T):時刻 T における C s O H 中に含まれる C s の 放出量

3. C s の放出割合

1. 及び2. で得られたCsの放出量をCsの炉心内蔵重量で除する ことで、Csの放出割合を算出する。

$$F_{CS}(T) = \frac{M_{CS(CSI)}(T) + M_{CS(CSOH)}(T)}{M_{CS}}$$
$$= \frac{M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times F_{CSI}(T) + (M_{CS} - M_{CS(CSI)}) \times F_{CSOH}(T)}{M_{CS}}$$
$$= \frac{M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times F_{CSI}(T) + (M_{CS} - M_I \times \frac{W_{CS}}{W_I}) \times F_{CSOH}(T)}{M_{CS}}$$

$$= F_{CSOH}(T) + \frac{M_I}{M_{CS}} \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times (F_{CSI}(T) - F_{CSOH}(T))$$

参考3 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

被ばく評価への寄与が大きい核種に対するMAAP解析結果及びN URG-1465の放出割合を第7-8表に示す。第7-8表のとおり、Cs及 びIについてはMAAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについ ては、NUREG-1465の放出割合の方が大きいが、これは東海第二の 想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉 心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第7-8表 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	ΜΑΑΡ	NUREG-1465*
希ガス	0.95	1
Ι	0.78	0.30
C s	0.37	0.25

※ NUREG-1465 の Table3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」 の値の和

(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格納容器内への 放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事 故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定す る「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。) 8 重大事故時の居住性評価(被ばく評価)に用いる大気拡散の評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は,実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し,累積出現 頻度 97%に当たる値としている。評価対象方位を第 8-1 図から第 8-4 図に,各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果を第 8-1 表に示す。

第8-1図 中央制御室滞在時の評価対象方位(風向)

(放出源:格納容器圧力逃がし装置排気口,評価点:中央制御室中心)

第8-2図 入退域時の評価対象方位(風向)

(放出源:格納容器圧力逃がし装置排気口,評価点:建屋出入口)

第8-3図 中央制御室滞在時の評価対象方位(風向)

(放出源:原子炉建屋側壁,評価点:中央制御室中心)

第8-4図 入退域時の評価対象方位(風向)

(放出源:原子炉建屋側壁,評価点:建屋出入口)

評価対象		評価点 (放出源からの距離)	着目方位	相対濃度 (χ/Q) (s/m ³)	相対線量 (D/Q) (Gy/Bq)
格納容器 圧力逃が	室内 作業時	中央制御室中心 (55m)	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位)	3. 7×10^{-4}	8.8×10 ⁻¹⁹
し装置出 口配管	入退域時	建屋出入口 (45m)	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	3.7×10 ⁻⁴	9. 4×10^{-19}
建屋放出	室内 作業時	中央制御室中心 (10m)	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	8.3×10 ⁻⁴	2.9 × 10 ⁻¹⁸
建屋側壁)	入退域時	建屋出入口 (15m)	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	8. 2×10 ⁻⁴	2.9×10 ⁻¹⁸
非常用ガ ス処理系 出口放出	室内 作業時	中央制御室中心 (100m)	₩ (1 方位)	3. 0×10^{-6}	8.8×10 ⁻²⁰
	入退域時	建屋出入口 (110m)	₩ (1 方位)	3. 0×10^{-6}	9. 0×10^{-2} 0

第8-1表 各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象 条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理し た。評価結果を第8-2表に示す。 第8-2表 相対濃度及び相対線量の値(1/3)

	相対濃度		相対線量		
	累積出現頻度	値	累積出現頻度	値	
	(%)	(s∕m³)	(%)	(Gy∕Bq)	
索					
王内	96.990	約 3.7×10 ⁻⁴	96.990	約 8.8×10 ⁻¹⁹	
作業時	97.001	約 3.7×10 ⁻⁴	97.001	約 8.8×10 ⁻¹⁹	
	97.013	約 3.7×10 ⁻⁴	97.013	約 8.8×10 ⁻¹⁹	
	•••	•••	•••	•••	
			•••		
入退域時	96.990	約 3.7×10 ⁻⁴	96.990	約 9.4×10 ⁻¹⁹	
	97.001	約 3.7×10 ⁻⁴	97.001	約 9.4×10 ⁻¹⁹	
	97.013	約 3.7×10 ⁻⁴	97.013	約 9.4×10 ⁻¹⁹	

(格納容器圧力逃がし装置放出)

第8-2表 相対濃度及び相対線量の値(2/3)

(建屋放出)

	相対	濃度	相対線量		
	累積出現頻度	値	累積出現頻度	値	
	(%)	(s / m^3)	(%)	(Gy∕Bq)	
索					
当内	96.990	約 8.3×10 ⁻⁴	96.990	約 2.9×10 ⁻¹⁸	
作	97.001	約 8.3×10 ⁻⁴	97.001	約 2.9×10 ⁻¹⁸	
業	97.013	約 8.3×10 ⁻⁴	97.013	約 2.9×10 ⁻¹⁸	
吁	•••	•••	•••	•••	
入退城時	96.990	約 8.2×10 ⁻⁴	96.990	約 2.9×10 ⁻¹⁸	
	97.001	約 8.2×10 ⁻⁴	97.001	約 2.9×10 ⁻¹⁸	
	97.013	約 8.2×10 ⁻⁴	97.013	約 2.9×10 ⁻¹⁸	

第8-2表 相対濃度及び相対線量の値(3/3)

(非常用ガス処理系出口放出)

	相対濃度		相対線量		
	累積出現頻度	値	累積出現頻度	値	
	(%)	(s / m^3)	(%)	(Gy∕Bq)	
索					
土内	96.990	約 3.0×10 ⁻⁶	96.990	約 8.8×10 ⁻²⁰	
作	97.001	約 3.0×10 ⁻⁶	97.001	約 8.8×10 ⁻²⁰	
業時	97.013	約 3.0×10 ⁻⁶	97.013	約 8.8×10 ⁻²⁰	
	•••	•••	•••	•••	
入退城時	96.990	約 3.0×10 ⁻⁶	96.990	約 9.0×10 ⁻²⁰	
	97.001	約 3.0×10 ⁻⁶	97.001	約 9.0×10 ⁻²⁰	
	97.013	約 3.0×10 ⁻⁶	97.013	約 9.0×10 ⁻²⁰	

9 フィルタの除去性能について

中央制御室の居住性評価に係る被ばく評価において,中央制御室換 気空調系での放射性物質の除去を前提としているため、そのフィルタ 性能に期待している。評価事故シナリオにおけるフィルタのよう素及 び粒子状物質の捕集量を評価し,フィルタに捕集できる容量が確保さ れていることを確認している。以下に,評価方法及び評価結果を示す。

1. フィルタへの捕集量の評価条件

フィルタに捕集されるよう素及び粒子状物質の重量評価の条件を以下のとおり設定する。

- よう素重量の評価において、安定核種として I-127 及び I-129 を考慮する。
- ② 第 9-1 表に示す炉心内蔵量を評価に用いる。
- ③ よう素用チャコールフィルタの捕集量評価においては、よう素の化学組成を有機よう素4%、無機よう素96%とする。
- ④ 粒子用高効率フィルタの捕集量評価においては、よう素の全量 が粒子状よう素として設定する。
- ⑤ 中央制御室換気空調系の再循環フィルタ(よう素用チャコール フィルタ及び粒子用高効率フィルタ)における捕集量評価については、大気放出量評価における格納容器圧力逃がし装置の除 染係数は考慮しない。また、フィルタの除去効率は100%として 評価する。(第 9-1 図及び第 9-2 図参照)

核種グループ	炉心内蔵量 (kg)
よう素類	約 2.4×10 ¹
C s 類	約 1.5×10²
S b 類	約 3.2×10 ⁻²
Те類	約 5.9×10 ⁻¹
S r 類	約 6.8×10 ¹
B a 類	約 2.2×10 ⁰
R u 類	約 1.9×10 ¹
Се類	約 8.0×10 ²
L a 類	約 2.8×10 ¹
슴 計	約 1.1×10 ³

第 9-1 表 炉心内蔵量 (安定核種含む)

2. フィルタへの捕集量の評価結果

フィルタの捕集量評価結果は第 9-2 表のとおりであり,フィルタの 保持容量を十分に下回る。

第 9-2 表 中央制御室換気空調系における フィルタ保持容量と捕集量評価結果

フィルタの種類	保持容量 (g)	捕集量 (g)
よう素用チャコールフィルタ	約 500	1. 4×10^{-1}
粒子用高効率フィルタ	約 2,000	7.5×10 ⁻⁴



第 9-1 図 中央制御室換気空調系における

よう素用チャコールフィルタへの捕集量評価過程

59-10-添 9-4



第 9-2 図 中央制御室換気空調系における 粒子用高効率フィルタへの捕集量評価過程

10 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて

中央制御室換気系フィルタの近傍には,中央制御室チェンジングエ リアがあるため,フィルタ内に付着した放射性物質からのガンマ線に 起因する運転員の身体の汚染検査等に伴う被ばく線量を評価した。

1. 考慮する線源

格納容器ベント実施に伴い放出される放射性物質のうち希ガス類は フィルタ装置に取り込まれず,中央制御室換気系の微粒子フィルタ及 びよう素フィルタ内には放射性物質が取り込まれる。

取り込まれる放射性物質のうち,重大事故時の大気放出量は第10-1 表のとおりであり,希ガス類及びよう素類の放出割合が大きい。した がって,よう素フィルタに取り込まれたよう素が支配的な線源となる。

上記のことから,よう素フィルタ内のよう素に起因するガンマ線に よる影響を評価した。

なお,よう素フィルタに流入するよう素は,その全量がフィルタ内 に取り込まれるものとし,よう素はフィルタ内に一様に分布するもの とした。

	大気放出量 (Bq)	
希ガス類	9. 0×10^{1} 8	
よう素類	1. $0 \times 10^{1-6}$	
СѕОН類	3. 8×10^{1} ³	
S b 類	4. $5 \times 10^{1-2}$	
T e O 2 類	3. 7×10^{1} ³	
SrO類	2. 0×10^{1} ³	
ВаО類	2. 0×10^{1} ³	
M o O 2 類	6. $9 \times 10^{1-2}$	
C e O 2 類	4. $3 \times 10^{1-2}$	
L a 2 O 3 類	1. $2 \times 10^{1-2}$	

第10-1表 重大事故時の大気放出量

2. 評価点

チェンジングエリアの中でよう素フィルタに最も近い点を評価点と して選定した。線源と評価点との位置関係を第10-1図に示す。





3. 評価コード

評価コードは QAD-CGGP2R コードを用いた。

4. 評価結果

評価点における空間線量率の推移を第10-2図に示す。チェンジング エリア内の線量率は最大で約0.4mSv/hである。



事故後の経過時間(h)

第10-2図 チェンジングエリアの空間線量率の推移

11 空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規) (平成21・07・27 原院第1 号平成 21 年8 月12 日)」の別添資料「原子力発 電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき,東海第二発電所中央 制御室について平成27年2月に試験を実施した結果,空気流入率は最大で0.47 回/h(±0.012(95%信頼限界値))である。第11-1表に試験結果の詳細を示 す。

第11-1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内 容				
試験日程	平成27年2月24日~平成27年2月26日				
	(試験時のプラント状態:停止中)				
空気流入率測定	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所	所によるバラツキ		
試験における		:(測定値-平均値)/平均値(%)			
均一化の程度	A系	A系 -7.6~7.0%			
	B系	-5.7~8.1%			
うち取み て、汁	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち				
武駛于 在	「基本的な試験手順」/「全サンプリング点による試験手順」にて実施				
		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。		0		
	決定係数	女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	
適用条件	 ①中央制 に比~ 	J御室の空気流入率が,別区画 べて小さいこと。	_	均一化の目安を満足 している	
	②特異点 ータ値	気の除外が,1時点の全測定デ 国数の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。			特定の区画を排除せ ず,全ての区画を包 含するリーク率で評 価している。	
	系統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)		決定係数R ²	
試験結果	A系	0.47回/h (±0.012)		_	
	B系 0.44回/h (±0.012)		—		
特記事項					

12 全面マスクによる防護係数について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において,以下の検討を踏まえ,全面 マスクの防護係数として 50 を使用している。

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 第0412号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知)(以下「基発 第0412号」という。)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取り扱う場合,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 待できる捕収効率 99.9%以上の全面型防塵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25年7月8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,をの 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, 基発第 0412 号 (平成 25 年 4 月 12 日抜粋)

第1号 キ 保護衣(第38条関係)

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

②防じんマスクの捕収効率については、200 万ベクレル毎キログラムの超える 事故由来廃棄物を扱う作業であって、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 る捕収効率 99.9%以上の全面型防塵マスクの着用を義務付けたものであるこ と。 2. マスクメーカーによる除染係数検査結果について

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。その結果は第12-1表に示すとおり であり,DF≧1.21×10³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)

ユロ神座	4時	間後	10 時	間後	
入口	出口濃度	DF 値	出口濃度	DF 値	試験条件
(bq) cm)	(Bq∕cm ³)	DI IL	(Bq∕cm ³)	DI	
9. 45×10^{-2}	4. 17×10^{-7}	2. 27×10^{5}	8.33×10 ⁻⁷	1.13×10^{5}	試験流量:20L∕min
7.59×10 ⁻⁶	6.25×10 ⁻⁸	1.21×10^{3}	2.78×10 ⁻⁸	2.73×10 ³	通気温度:30℃ 相対湿度:95%RH

第12-1 表 マスクメーカーによる除染係数検査結果

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 1,075 であった。

3. 呼吸用保護具着用に関する教育・訓練について

東海第二発電所では,定期検査等において定期的に着用の機会があることから,基本的に呼吸用保護具着用に関して習熟している。

また,放射線業務従事者指定時及び定期的に,放射線防護に関する教育・訓練を実施している。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 呼吸用保護具着用訓練において,漏れ率(フィルタ透過率を含む)2%を担保 できるよう正しく呼吸用保護具を着用できていることを確認する。

今後とも,さらに教育・訓練を進めていき,呼吸用保護具着用の熟練度を高 めて行く。 13 運転員の勤務体系について

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は,勤務形態として5直2交替を仮定して以下のように設定した。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

中央制御室居住性評価で想定する勤務形態は,評価で想定する事故シーケンスにおける放射性物質の放出を考慮し以下のとおり設定する。

- 事象発生~約18時間後
 格納容器ベント実施(事象発生後約19時間)の1時間前までは直交替
 を行うものと想定。
- ② 約 18 時間後~約 30 時間後
 格納容器ベント実施中(格納容器ベント実施1時間前から12時間)は、
 直交替を行わないものとし、常時、中央制御室内に滞在すると想定。
- ③ 約 30 時間後~168 時間後
 格納容器ベント後(格納容器ベント実施から12 時間後)は、直交替を
 行うと想定。

運転員の直交代サイクルを第13-1表に,想定する勤務体系の第13-2表に 示す。

第13-1表 直交代サイクル

	勤務時間
1 直	8:00~21:45
2 直	21:30~8:15

 事象発生から の時間
 ①事象発生~ 約18時間後
 ②約18時間後~ 30時間後
 ③30時間後~ 168時間後

 勤務形態
 5直2交替
 中央制御室 常時滞在
 5直2交替

第 13-2 表 想定する勤務体系

- (2) 中央制御室滞在時及び入退域時の線量評価について
 - a. 中央制御室滞在時の考慮

直交替を考慮した場合の中央制御室滞在時の実効線量は,中央制御室内 に連続滞在した場合の線量を求め,その値に制御室の滞在時間割合を乗じ て評価を行う。直交替を行う場合の滞在時間割合は,1直当たりの中央制 御室滞在時間を12時間*とし以下のように求める。なお,常時滞在する 場合は滞在時間割合を1とする。

滞在時間割合=(12h/直×2直/日/5直)/24h/日=0.2

b. 入退域時(交替時)の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は,建屋出入口に連続滞在 した場合の線量を求め,その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。 直交替を行う場合の入退域の時間割合は,入退域(片道)に必要な時間を 15分とし以下のように求める。

入退域の時間割合=(0.5h/直×2直/日/5直)/24h/日≒0.00833 ※1直と2直の平均勤務時間は12時間15分であり,そのうち片道15分,

往復30分を入退域時間と見込んでいる。評価においては1直当たりの 中央制御室滞在時間を12時間とした。

59-10-添13-2

14 グランドシャイン評価モデルについて

中央制御室の居住性に影響するグランドシャインの評価モデルを以下に示す。

(1) 線源領域

原子炉建屋周辺の地形を第 14-1 図に,中央制御室内の評価モデルを第 14-2 図に示す。線源領域は重大事故時に大気中に放出された放射性物質が,中央制 御室天井及び周辺建屋天井の上面に均一に沈着した面線源とし,評価点である 中央制御室中心を囲む一辺 800m の正方形と設定した。また,線源範囲の設定は 以下のように分けた。

- ・中央制御室天井より高い位置に存在する線源は中央制御室の天井レベル (EL23m)で代表させた。
- ・中央制御室天井より低い位置に存在する線源のレベルはサービス建屋天井 レベル(EL22m)又は南側空調機械室レベル(EL18m)に代表させた。

入退域時の評価モデルを第14-3 図に示す。原子炉建屋周辺の地形は平坦で約 100m 離れた場所に丘上の斜面がある。斜面は標高差 20m 程度のなだらかな形状 であり、また原子炉建屋周辺の建屋によって遮蔽されるため地形による寄与は 無視できると考えられる。そこで、地表線源からのグランドシャインの評価に あたっては、放射性物質が平坦な土壌に一様に沈着したものとし、線源領域は 評価点を囲む一辺 800m の正方形と設定した。

(2) 遮蔽

グランドシャインによる影響の評価に当たって,遮蔽物は第14-2図に示す中 央制御室遮蔽とし、中央制御室を囲む東西南北壁及び天井の躯体について各々

59-10-添 14-1

の最少厚さで代表した。また、コンクリートの種類は普通コンクリート(密度 2.23g/cm³)とした。

(3)評価点

中央制御室内の評価点は、線量が最大となる位置とした。評価点を第 14-2 図中に示す。

入退域時の評価点は、計算モデルの中心、地表面より高さ1mの位置とした。 評価点を第14-3 図中に示す。

(4) 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコードを用いた。

第14-1 図 原子炉建屋周辺の地形(赤点線内は線源とした領域:1辺800m)

第14-2図 中央制御室内の評価モデル及び評価点



^{×:}評価点 (単位:mm)

第14-3 図 入退域時の評価モデル及び評価点

15 エアロゾルの乾性沈着速度について

中央制御室の線量影響評価では,地表面への放射性物質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,添付16参照) 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。以下に,乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は,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。原子力発電所内も同様の構成であるため,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 0.5µm~5µm の粒径に対して検討されているが,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は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の放出は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 0.3 cm/s 程度(第 5-1 図)である。以上のことから、 現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3 cm/ 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.¹⁵⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第15-1図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{※2})

- ※1 J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risk: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- ※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, 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)シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル 粒径分布として「0.1µm~5µm」の範囲であることは、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。

シビアアクシデント時には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、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエア ロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施され た第1表の②,⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時の エアロゾル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シビアアクシデント時の エアロゾルの挙動の試験等(第1表の①,③,④)を調査した。以上の調査結 果を第5-1表に示す。

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(格納容器,原子炉冷却材配管等),水の存在等に違いがあるが,エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく,格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロ ゾル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カバーする 値として,0.1µm~5µmのエアロゾルを想定することは妥当である。

第15-1表 シビアアクシデント時のエア	ロゾル粒径についての文献調査結果
----------------------	------------------

番	試験名又は	エアロゾル粒径	備 考
号	報告書名等	(μm)	加一
1	LACE LA2 ^{* 1}	約0.5~5 (第1図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用 されるコードでの格納容器閉じ込め 機能喪失を想定した条件とした比較 試験
2	NUREG/CR-5901 *	0.25~2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し,溶融炉心を 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 試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を 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)	シビアアクシデント時の炉心損傷を 考慮した1次系内のエアロゾル挙動に 着目した実験
5	PHEBUS-FP ^{* 3}	0.5~0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験(左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP 実験の格納容器内のエアロゾル挙動 に着目した実験の結果)

- ※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ₩3 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)



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

第15-2図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化

グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO_2 , H_2 , and H_2O 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) <u>Solute Mass</u>. 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) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. 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) <u>Density of Suspended Solids</u>. 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) <u>Surface Tension of Water</u>. 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:

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

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

(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. 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 $0.1 \,\mu$ m 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 μ m) = -1.39 to ln (2.5 μ 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 marshall 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) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm³ is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm³ and condensed products of concrete decomposition such as Na₂O, K₂O, Al₂O₃ SiO₂, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm³ 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/cm³.

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) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

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

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 μ m formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μ m 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 $0.29-0.56 \mu m$ (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range $0.32-0.56 \mu m$) 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 μ m at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μ m before stabilizing at 3.35 μ m; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μ m. Geometric-mean diameter (d₅₀) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μ m; 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.

第15-2表 試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCL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次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国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
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビア アクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至る 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

地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は,第16-1 図に示すように乾性沈着と湿性沈着 によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が,地面状態等によって 決まる沈着割合(沈着速度)に応じて地表面に沈着する現象であり,放射性物 質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によっ て放射性物質が雨水に取り込まれ,地表面に落下・沈着する現象であり,大気 中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト 係数によって計算される。



第 16-1 図 地表面沈着のイメージ

中央制御室の居住性評価において,地表面への沈着速度として,乾性沈着速 度 0.3cm/s の 4 倍である 1.2cm/s^{*1}を用いている。

※1 有機よう素の地表面への沈着速度としては 1.7×10⁻³ cm/s

「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

59-10-添 16-1

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の4倍と設 定した。

以下では、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 した妥当性を検討した。

1. 評価手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の適用性は,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%値を求め,乾性沈着率の累積出現頻度97%値 との比を求める。その比と乾性沈着速度(0.3cm/s,添付資料15参照)の積 が1.2cm/sを超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以 下のように定義される。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義され る。

(1) 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,ここでは内 規[【解説 5.3】①]に従い,地上高さの相対濃度を用いた。

 $(\chi/Q)_{\mathrm{D}}(x,y,z)_{\mathrm{i}} = V_{\mathrm{d}} \cdot \chi/Q(x,y,z)_{\mathrm{i}} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot 1$

(χ/Q)_D(x,y,z)_i :時刻 i での乾性沈着率[1/m²]

59-10-添16-2

χ /Q(x, y, z)_i :時刻 i での相対濃度[s/m³]

V_d :沈着速度[m∕s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2より)
 (2) 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。

$$\left(\chi/Q\right)_{w}(x,y)_{i} = \Lambda \cdot \int_{0}^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_{i} dz = \chi/Q(x,y,0)_{i} \Lambda_{i} \sqrt{2\pi} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^{2}}{2\Sigma_{zi}}\right]$$

$$\cdots \cdots 2$$

$$\Lambda_{i}$$
 :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)

- 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(①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値(①)

$$=\frac{\left(V_{d}\cdot\chi/Q(x,y,z)_{i}+\chi/Q(x,y,0)_{i}\Lambda_{i}\sqrt{2\pi}\Sigma_{zi}exp\left[\frac{h^{2}}{2\Sigma_{zi}}\right]\right)_{97\%}}{\left(V_{d}\cdot\chi/Q(x,y,z)_{i}\right)_{97\%}}\qquad \cdots \qquad (3)$$

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は,気象指針に記載されている χ/Qの累積出 現頻度 97%値の求め方^{**2}に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算 を行った(第16-2図参照)。

(1)各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いてχ/Q,乾性沈着率,湿性沈着率を1時間毎に算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位におけるχ/Qがゼロとなるため、地表面沈着率(乾性沈着率+湿性沈着率)もゼロとなる。

第 16-2 図の例は,評価対象方位をSWとした場合であり, χ/Qによ る乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評 価対象方位SW以外の方位に風が吹いた時刻については,地表面沈着率は ゼロとなる。

(2)上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が97%値を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の97%値とする(地表面沈着率の累積出現頻度であるため、χ/Qの累積出現頻度と異なる)。

※2 (気象指針解説抜粋)

- VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法
- 1. 線量計算に用いる相対濃度
 - (2)着目地点の相対濃度は,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。

59-10-添16-4



第16-2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

(評価対象方位がSWの場合)

3. 評価結果

第16-1表に中央制御室の評価点についての検討結果を示す。乾性沈着率に 放出点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 1.3 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。

評価点	放出点	相対濃度 (s/m ³)	 ① 乾性沈着率 (1/m²) 	 ②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m²) 	比 (②/①)
中央制御室 中心	原子炉 建屋	8. 3×10^{-4}	2.5×10 ⁻⁶	2.9 × 10 ⁻⁶	1.1
建屋出入口	原子炉 建屋	8. 2×10^{-4}	2.5×10 ⁻⁶	2.9 × 10 ⁻⁶	1.2

第16-1表 沈着率評価結果

17 有機よう素の乾性沈着速度について

今回の評価では、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 アロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に乾 性沈着速度を 10^{-3} cm/s とし、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の 4 倍である 4×10^{-3} cm/s を設定した。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-R32 2^{*1})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,以下の通り 報告されている。

・植物に対する沈着速度の"best judgement"として 10⁻⁵m/s(10⁻³cm/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 ~10⁻²cm/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影響は無視できる。

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の乾性沈着速度 0.3cm/sに比べて小さいことがいえる。

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

59-10-添 17-1

るが, エアロゾルへ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。

X1:NRPB-R322-Atomospheric Dispersion Moddeling Liaison Committee Annual

Report, 1988-99

NRPB-R322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

2.2.2 Meadow grass and crops

Elemental iodine

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s⁻¹ approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s⁻¹ and the 'conservative' value as 10^{-4} m s⁻¹. Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Elemental iodine

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.

18 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」^{*1}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,非常用ガス 処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口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第18-1表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は1 時間程度であり,非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は20 時間~30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,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、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。

59-10-添 18-1

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数(相対濃度、相対線量)の変化について第18-2表に示す。

※1 (気象指針解説抜粋)

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

h)	ベント 放出分	約 1.0	約 1.0
(①÷②) 効放出継続時間(非常用ガス処 理系排気筒放 出分	約 25.1	約 26.3
美	原子炉建屋 放出分	約 1.5	約 1.4
	ベント放出分	約 8.7×10 ¹⁸	約 7.1×10 ^{1 5}
② 长大放出率(Bq/h	非常用ガス処 理系排気筒放 出分	約 1.2×10 ^{1 5}	約 6.2×10 ^{1 3}
	原子炉建屋放 出分	約 3.1×10 ¹⁵	約 9.2×10 ^{1 4}
	ベント 放出分	約 8.9×10 ¹⁸	約 7.2×10 ^{1 5}
① 放出量(Bq)	非常用ガス処 理系排気筒放 出分	約 3.1×10 ¹⁶	約 1.6×10 ^{1 5}
	原子炉建屋放 出分	約 4.6×10 ^{1 5}	約 1.3×10 ^{1 5}
	放出経路	希ガス	希ガス以外

第18-1表 S/Cからベントを行う場合の実効放出継続時間

第18-2表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変化

	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
1時間	3. 0×10^{-6}	1. 2×10^{-1} ⁹
5時間	2. 9×10^{-6}	8. 8×10^{-2} 0
10 時間	1. 7×10^{-6}	7. 5×10^{-2} ⁰
20時間	1. 2×10^{-6}	6. 2×10^{-2} 0

中央制御室では,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 めに待避室に待避することとしており,中央制御室の居住性評価においては 待避時間を5時間としている。

待避時間の設定については,運転員の実効線量が100mSv/7日間を超えな いよう,余裕を考慮し設備,運用等を整備している。また,継続的に作業可 能な線量率として数mSv/hとなるよう,中央制御室の居住性評価においては, 第19-1 図に示すとおり,待避室外の空間線量率が約6mSv/hなるまでは待避 室に待避すると想定し評価している。



なお,実際には被ばく低減の観点から,さらに空間線量率が低減した段階 で待避室から退出できるよう,加圧用空気ボンベの本数は 5 時間以上加圧が できる本数を設置することとしている。

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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)	
第74条(原子炉制御室)	
1. 第 74 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。	
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	 b)→審査ガイドの趣旨に基づき評価
て、次の要件を満たすものであること。	①格納容器圧力逃がし装置による格納容器破損防止対策を考慮
① 設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのう	する事故シーケンスを選定している。
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	②マスク着用は考慮する場合と考慮しない場合とで評価してい
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	° P
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	③運転員の勤務形態(5 直 2 交代)を考慮して評価している。
機能した場合)を想定すること。	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
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	ている。
のための体制を整備すること。	
③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための	
体制を整備すること。	
④ 判断基準は,運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	

20 審査ガイドへの適合状況

4.居住性に係る被ばく評価の標準評価手法

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲	4.1 →審査ガイドのとおり
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	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
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	解析条件」に基づいて評価している。実験等に基づいて検証され
的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。	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
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。	している。
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。	
(1) 被ぼく経路	4.1(1)→ 審査ガイドのとおり
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	中央制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり, ①~⑤の
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	経路に対して評価している。
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。	
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	
Ŷ°	
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/	4.1(1)①→審査ガイドのとおり
緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋(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。	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

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
- 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	よる中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
外部被ばく	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制
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	御室での外部被ばく線量を評価している。
	4.1(1)②→審査ガイ ドのとおり
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	大気中に放出された放射性物質からのガンマ線によ中央制御
室/緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放	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
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	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遮蔽効
計算する。	果を踏まえて運転員の外部被ばく(クラウドシャイン)を評価し
- 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	ている。
(イナキベメ	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
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	く (グランドシャイン)についても考慮して評価している。
ランドシャイン)	4.1(1)③→審査ガイドのとおり
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	中央制御室内に取り込まれた放射性物質は、中央制御室に沈着
御室/緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室/緊急時制御室/緊急	せず浮遊しているものとして評価している。
時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つ	
の被ばく経路を対象にして計算する。	
なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれた	
放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価す	
Å₀ °	事故期間中に大気中に放出された放射性物質の一部は外気か
- 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	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
まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部

164

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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	被ばくの和として実効線量を評価している。
まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	
④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ば	4.1(1)④→審査ガイドのとおり
~	
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。	
- 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	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
外部被ばく	よる入退域時の外部被ばく線量を評価している。
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	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域
	時の外部被ばく線量を評価している。
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ	4.1(1)⑤→審査ガイドのとおり
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	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
計算する。	時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待
- 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	しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質によ
(イナキベメ	る中央制御室内での被ばく」と同様な手段で、放射性物質からの
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	ガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの
ランドシャイン)	和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射物質放
三 放射性物質の吸入摂取による内部被ぼく	射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。

165

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
明正では言い	1111111111111111111111111111111111111
	4.1(7)→番宜ルイトりとやり
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	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
価の手順を図3 に示す。	している。
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	4.1(2)a. →審査ガイ ドのとおり
く評価に用いるソースタームを設定する。	
・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対	評価事象については、炉心の著しい損傷が発生するシーケンス
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	「大 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力
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	電源喪失」を選定する。また,放出放射能量の観点から,代替循
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	環冷却系の機能喪失を仮定し、格納容器圧力逃がし装置による格
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	納容器ベントを実施する場合を想定する。
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	大気中への放射性物質の放出量については, WAAP 解析結果を元
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	に設定しているが,放出割合については,TMI-2 事故や福島第一
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	原子力発電所事故での知見も踏まえた設定としている。
出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。	
また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量か	
ら原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。	
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	4.1(2)b.→審査ガイドのとおり
して相対濃度及び相対線量を計算する。	被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価

166

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について、小さ
	い方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。
	評価においては, 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日の 1 年間
	における気象データを使用している。
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	4.1(2) c. →審査ガイ ドのとおり
を計算する。	原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャイ
	ンガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価する
	ために,原子炉建屋内の線源強度を計算している。
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	4.1(2)d. →審査ガイ ドのとおり
要員の被ばく線量を計算する。	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
・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	マ線による外部被ばく線量を計算している。
(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	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
J-Z₀	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
・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	く線量を計算している。
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	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
±5₀	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
・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	く線量及び吸入摂取による内部被ばく線量)を計算している。
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。	
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。	4.1(2) e. →審査ガイ ドのとおり

167

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	上記 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」を満足することを確
4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件	認している。
 (1) 沈着・除去等 	4.2(1)a. →審査ガイ ドのとおり
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	中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率と
フィルタ効率	して,設計値である 95%を,中央制御室換気設備のフィルタ除去
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	効率は,設計上期待できる値として,有機よう素は 95%,無機よ
に設定する。	う素及び粒子状物質は 99%として評価している。
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。	
b. 空気流入率	
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	4.2(1)b.→審査ガイドのとおり
する。	中央制御室待避室に待避している間は、空気の流入は考慮しな
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	لى\ ₀
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	中央制御室待避室に待避していない間は, 空気流入率を 1 回/
気流入率測定試験によって確認する。)	h とした。
(2) 大気拡散	
a. 放射性物質の大気拡散	
・放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空	4.2(2)a. →審査ガイ ドのとおり
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	放射性物質の空気中濃度は, ガウスブルームモデルを適用して
ガウスプルームモデルを適用して計算する。	計算している。

168
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ぼく評価の適合状況
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。	東海第二発電所内で観測して得られた 2005 年 4 月 1 日から
・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	2006 年 3 月 31 日の 1 年間の気象データを大気拡散計算に用いて
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。	ر، ککی م
・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には,水平及び垂直	水平方向及び鉛直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気
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	安定度に応じて,気象指針の相関式を用いて計算している。
針(参3)における相関式を用いて計算する。	放出点(格納容器圧力逃がし装置配管)から近距離の建屋(原
・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	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、
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	建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。
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。	
・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	一一二の全ての条件に該当するため, 建屋による巻き込みを考
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	慮して評価している。
のとする。	
一 放出点の高さが建屋の高さの 5.5 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	放出点(格納容器圧力逃がし装置配管)が原子炉建屋の屋上に
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	あるため,建屋の高さの 2.5 倍に満たない。
定の範囲(図4 の領域 An)の中にある場合	放出点の位置は,図4の領域 An の中にある。
三 評価点が, 巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合	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)
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	の風下側にある。

169

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	
はないものとして大気拡散評価を行うものとする (参 4)。	建屋による巻き込みを考慮し,図5に示すように,建屋の後流
・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	側拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位(評価方
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	位 9 方位(中央制御室及び入退域))を対象としている。
ることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出	
源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのでは	
なく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及	
ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。	
・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性	放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室
に係る被ばく評価手法について(内規)」(参 1)による。	の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて評価
	している。
b. 建屋による巻き込みの評価条件	4.2(2)b. →審査ガイドのとおり
・巻き込みを生じる代表建屋	建屋巻き込みによる拡散を考慮している。
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	放出源(格納容器圧力逃がし装置配管)から最も近く,巻き込
みによる拡散が生じているものとする。	みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋として
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	いる。
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	
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	

170

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	
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) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は, 室内への直接流入	
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	建屋による巻き込みの影響を考慮しており、事故時には間欠的
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	に外気を取り入れる。代表面として建屋側面を選定し、保守的に
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。	地上高さにおける濃度を評価している。
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	
7 Z。	
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,	建屋側面を選定しており、評価点は中央制御室内の最も線量が
給気ロ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	高い位置とする。
が属する建屋の表面とする。	
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, 原子炉制	
御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋の各表面(屋上面又	
は側面)のうちの代表面(代表評価面)を選定する。	

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
3) 代表面における評価点	
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	代表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃
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	度を評価している。
小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。	
屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急	
時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。	
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	屋上面を代表としており、評価点は中央制御室内の最も線量が
する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。	高い位置としている。また,放出点と評価点の直線距離に基づき,
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	濃度評価の拡散パラメータを算出している。直線距離の評価に当
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	たっては、保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定し
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	\mathcal{T}_{C_0}
適用することも適切である。	
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。	
またoァ=0 及びoェ=0 として, oァ₀, oェ。 の値を適用してもよい。	
・着目方位	
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	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
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	を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぼす可能性
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	がある複数の方位 (評価方位は 9 方位) を対象としている。

172

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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	建屋による巻き込みを考慮し、「原子力発電所中央制御室の居
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	住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて複数方位
に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。	を対象として評価している。
評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて	
拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点	
に届くことの両方に該当する方位とする。	
具体的には,全16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選	
定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。	
i) 放出点が評価点の風上にあること	
ii) 放出点から放出された放射性物質が, 建屋の風下側に巻き込まれ	放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。
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	放出点は建屋に近接しているため、風向の方位は放出点が評価
方位m1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	点の風上となる 180°を対象としている。
対象となる二つの風向の方位の範囲m1v,m1B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m1は放出点が評価点の風上となる 180°が対象とな	
S. S.	
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m2の選定には,図7に示す方法を用	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
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	に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は9方位)を評価方位と
ハッチング部分)の内部にある場合は,風向の方位m2は放出点が評価	して選定している。

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
点の風上となる 180°が対象となる。 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。 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。	
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	「・着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定してい
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。	
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。	
・建屋投影面積	
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	風向に垂直な原子炉建屋の投影面積を大気拡散式の入力とし
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。	ている。
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	原子炉建屋の最小投影面積を用いている。
があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対	
象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の	
計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。	
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	原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。
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	

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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	4.2(2)c. →審査ガイドのとおり
・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	相対濃度は,毎時刻の気象項目(風向,風速,大気安定度)及び
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。	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
・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	° Q
量計算モデルに適用して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
・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	マ線計算モデルに適用し、計算している。
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%	年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を各時刻の
に当たる値とする。	風向に応じて,小さい方から累積し,97%に当たる値を用いてい
・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	°Q
に係る被ばく評価手法について(内規)」 ^(参1) による。	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)」に基づいて評価
	している。
d. 地表面への沈着	4. 2(2) d. →審査ガイ ドのとおり
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	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
による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。	面沈着濃度を計算している。
 ・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 	4.2(2)e. →審査ガイドのとおり
・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	中央制御室は間欠的に外気取入れ運転運転により外気が取り
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	込まれることを仮定している。また中央制御室非常用循環設備の

175

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
7-2°	運転による空気が直接流入することを仮定している。
- 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	プルーム通過中は運転員は中央制御室待避室に待避し、室内を
備によって室内に取り入れること(外気取入)	加圧するため外気取入れ及び空気流入はないものとして評価し
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	ている。
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	中央制御室内では放射性物質は一様混合するとし、室内で放射
物質は、一様混合すると仮定する。	性物質は沈着せず,浮遊していると仮定している。
なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれた	
放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	
・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による	外気取入れによる放射性物質の取り込みについては, 中央制御
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	室の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。
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	空気流入量は中央制御室のバウンダリ体積(容積)を用いてい
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	計算している。
/緊急時対策所バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。	
(3)線量評価	
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	4.2(3)a. →審査ガイ ドのとおり
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)	外部被ばく線量については, 空気中濃度及びクラウドシャイン
 ・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、 	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
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	して計算している。
算係数の積で計算する。	

176

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
・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	中央制御室の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮してい
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	°Ç
屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。	
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/	4.2(3)b. →審査ガイドのとおり
緊急時制御室/緊急時対策所内での外部被ばく(グランドシャイン)	中央制御室の運転員のグランドシャインによる外部被ばくに
・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	ついては、建屋による遮蔽効果を考慮している。
は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換	
算係数の積で計算する。	
・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内にいる運転員又は対	
策要員に対しては、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建	
屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。	
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	4.2(3)c.→審査ガイドのとおり
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	中央制御室内における内部被ばくについては、空気中濃度、呼
時対策所内での内部彼ばく	吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して
・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	計算している。
れた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時	
間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計	
算する。	
・なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれ	中央制御室内では室内で放射性物質は沈着せず浮遊している
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。	ものと仮定している。
・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	事象発生から3時間及び入退城時にマスクを着用することとし

177

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 #12.62 * #12.23 * 51:51 * 51:5	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
住に休る彼はく評価に展りる番宜ルイト	
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	بر. ۲.
求める。	
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	4.2(3)d. →審査ガイ ドのとおり
れた放射性物質のガンマ線による外部被ばく	
・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	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の外
れた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気	部被ばくについては,空気中濃度及びクラウドシャインに対する
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	外部被ばく線量係数の積で計算した線量率を積算して計算して
数の積で計算する。	いる。
・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	中央制御室で室内に取り込まれた放射性物質は沈着せず浮遊
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	しているものと仮定している。
いるものと仮定する。	
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	4.2(3)e. →審査ガイ ドのとおり
ばく (クラウドシャイン)	外部被ばく線量については, 空気中濃度及びクラウドシャイン
 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、 	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
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	して計算している。
算係数の積で計算する。	
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	4.2(3)f. →審査ガイドのとおり
被ばく (グランドシャイン)	入退域時の運転員のグランドシャインによる外部被ばくにつ
・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	いては、地表沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく
は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換	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。考
算係数の積で計算する。	慮している。

178

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	中中世俗がの四字すどのとせばく前角の近ろよど
性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	十大町伊年シカ古江につぶる桜はへ計画の週日小び
g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく	4.2(3)g.→審査ガイドのとおり
 ・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 	入退域時の運転員の内部被ばくについては、空気中濃度、呼吸
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	率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計
計算する。	算している。
・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。	マスク着用を考慮する場合は事象発生から3時間及び入退域時
	にマスクを着用することとした。
h. 被ばく線量の重ね合わせ	
・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	4.2(3) h.→複数原子炉施設は設置されていないため考慮しない
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	
Ű	

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
4.4 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の主	
要解析条件等	
(1) ソースターム	4.4(1)→審査ガイドのとおり
a. 原子炉格納容器への放出割合	
・原子炉格納容器への放出割合は 4.1(2)a で選定した事故シーケンス	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
のソースターム解析結果をもとに設定する。	もとに設定している。
・希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類, 及び La	希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類, 及び
類を考慮する。	Ta 類を考慮している。
・なお格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の形状を適切に	よう素の性状については,K.G.1.195 を参照している。
考慮する。	
(2) 非常用電源	4.4(2)→審査ガイドのとおり
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	4.1(2)a で選定した事故シーケンスと同じ電源条件を設定して
事故進展解析条件を基に設定する。	いる。なお、ソースターム条件設定に当たり、代替電源からの給
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	電に要する時間を考慮している。
する余裕時間を見込むこと	
(3) 沈着・除去等	
a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)	4.4(3) a→審査ガイ ドのとおり
非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(bWR)の動作に	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
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	もとに非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の作動を設定
に設定する。	している。
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	4.4(3)b→審査ガイドのとおり

180

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
夕効率	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタ効率は
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	期待しない。
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	
Å₀	
c. 原子炉格納容器スプレイ	4.4(3)c→審査ガイドのとおり
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	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
シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	ーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。
d. 原子炉格納容器内への自然沈着	
原子炉格納容器内への自然沈着率については、実験などから得られ	4.4(3)d→審査ガイ ドのとおり
た適切なモデルを基に設定する。	格納容器内への自然沈着率については, CSE 実験による知見を
e. 原子炉格納容器漏えい率	反映したモデルとしている。
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	4.4(3)e→審査ガイ ドのとおり
故進展解析条件を基に設定する。	原子炉格納容器漏えい率については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。
f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備	4.4(3)f→審査ガイ ドのとおり
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	中央制御室非常用循環設備の起動時間については全交流動力
の作動状態を基に設定する。	電源喪失祖想定した遅れを有効性評価で設定した2時間として評
(4) 大気拡散	価した。
a. 放出開始時刻及び放出継続時間	4.4(4)a. →審査ガイ ドのとおり
・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	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

181

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。
	放射性物質の大気中への放出継続時間は,保守的に 1 時間とし
	ている。
b. 放出源高さ	4.4(4) p. →審査ガイ ドのとおり
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	放出源高さは、地上放出を仮定する。放出エネルギーは考慮し
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	ていがよい。
解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。	
(5)線量評価	
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	4.4(5)a→審査ガイ ドのとおり
での外部被ぼく	
・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,	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
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	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
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	ャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。
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	原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間体積に均一に分布して
して,事故後7日間の積算線源強度を計算する。	いるものとして計算している。
・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	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
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	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
い構造及び地形条件から計算する。	位置・地形条件(線源位置と評価点との距離等),遮蔽構造(原
	子炉建屋外部遮蔽構造, 中央制御室遮蔽構造) から計算している。
	直接ガンマ線による外部被ばく線量をQAD-CGGP2Rコ

182

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	ード, スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量をANISNコード及びG33-GP2Rコードで計算している。
p. 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	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
・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。 ####################################	同様の計算している。
・積鼻線原類度,原子炉建屋内の放射性物質からのスカインネ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 と同様に設	
定する。	





185



中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	図 4, 図 5→審査ガイドのとおり
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	図4, 図5→審査ガイドのとおり
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	図4, 図5→審査ガイドのとおり
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	



中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	図6, 図7→審査ガイドのとおり
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	図6, 図7→審査ガイドのとおり
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	図6, 図7→審査ガイドのとおり
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	

性に係る	[用原子炉に除る重大事故時の制御至及び緊急時対策所の居住 被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	建屋影響がある場合の評価対象(風向の遺定) ↓	
- I I	放出点が評価点の風上となる方位を選択 ↓ 放出点から雑屋+0.5Lを含む方位を選択	
	(放出点が健雇+0.5 Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)	
(III	評価点から建屋+0.5 Lを含む方位を選択 (評価点が/建屋+0.5 Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)	
	◆ ~Ⅲの重なる方位を選定 ↓ 方位選定終了	図 8→審査ガイ ドのとおり
	図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順	



59-10-添 20-34