59-1 SA設備基準適合性 一覧表

第59条:運転員が原子炉制御室にと					古古世世帝世	類型化		類型化
どま	ころ;	ため	の影	き備	中央制御室遮敝	区分	中央制御室待避室遮敝	区分
		第	環境条件に	環境温度・環境圧 力・湿度/屋外の 天候/放射線/荷 重	原子炉建屋原子炉棟外	С	原子炉建屋原子炉棟外	С
		1	お	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	周辺機器等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	—
			全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	
			性	関連資料	59-3 配置凶	1	59-3 配置凶	1
		第	操作性		操作不要	対象外	(操作不要)	対象外
		号		関連資料		T	_	
	第 1 項	第 3 号		試験・検査 (検査性,系統構 成・外部入力)	遮蔽	К	遮蔽	K
			-	関連資料			_	
		第 4		切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
		号		関連資料	_		_	
第 43		第 5 号	悪影	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
条			響防	その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
			止	関連資料				
		第		設置場所	操作不要	対象外	操作不要	対象外
		6 号		関連資料				
		第1号		常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器 を使用するもの 必要な容量等に対して十分である もの	В	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	А
				関連資料				
	第	第 9		共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
	2	号		関連資料	—		—	
	項	第	共通要因	環境条件,自然現 象,外部人為事 象,溢水,火災	位置的分散を考慮すべきDB設備 等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備 等がない	対象外
		3 号	山故障	サポート系による 要因	_	対象外	_	対象外
		.,	防止	関連資料	_		_	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第5	第59条:運転員が原子炉制御室にと			が原子炉制御室にと	中央制御室換気系	類型化	中央制御室換気系	類型化
どま	ミるす	ため	の該	と備	空気調和機ファン	区分	フィルタ系ファン	区分
		笙	環境条件に	環境温度・環境圧 力・湿度/屋外の 天候/放射線/荷 重	原子炉建屋原子炉棟外	С	原子炉建屋原子炉棟外	С
		1	たわ	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	周辺機器等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)		(周辺機器等からの悪影響によ り機能を失うおそれがない)	—
			産全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			性	関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
		第 2		操作性	中央制御室操作	А	中央制御室操作	А
	第1項	号		関連資料	—		—	
		第35		試験・検査 (検査性,系統構 成・外部入力)	ファン	А	ファン	А
		万		関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査	
		第		切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
		4 号		関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図	
第		笛	悪影	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
43 条		5	響	その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		疛	防止	関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図	
		第		設置場所	中央制御室操作	В	中央制御室操作	В
		号	関連資料		—		_	
		第 1 号		常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器 を使用するもの 必要な容量等に対して十分である もの	В	設計基準対象施設の系統及び機 器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であ るもの	В
				関連資料				
	烘	第		共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
	弗 2	号		関連資料	_		_	
	項	第	田油画汁	環境条件,自然現 象,外部人為事 象,溢水,火災	位置的分散を考慮すべきDB設備 等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設 備等がない	対象外
		3 号	山故障	サポート系による 要因	異なる駆動源又は冷却源	Ва	異なる駆動源又は冷却源	Ва
			防止	関連資料	—		—	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第59条:運転員が原子炉制御室にと			云員:	が原子炉制御室にと	中央制御室換気系	類型化		類型化
どま	:31	ため	の設	信	フィルタユニット	区分	ブローアウトパネル閉止装置	区分
		第	環境条件に	環境温度・環境圧 力・湿度/屋外の 天候/放射線/荷 重	原子炉建屋原子炉棟外	С	屋外	D
		1	にお	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	けて	周辺機器等からの	(周辺機器等からの悪影響により		(周辺機器等からの悪影響によ	
			る健	悪影響	機能を失うおそれがない)		り機能を失うおそれがない)	
			全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		(電磁波の影響を受けない)	—
			性	関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
		第		操作性	操作不要	対象外	中央制御室操作	А
	<u>ht</u>	2		関連資料		1	59-3 配置凶	1
	弗 1 項	第 3 号		試験・検査 (検査性,系統構 成・外部入力)	空調ユニット	Е	その他	М
		7		関連資料	59-5 試験検査			
		第	切替性		本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
		4 号		関連資料	_		_	
第		笛	悪影	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	他設備から独立	Ас
43 冬		5号 第6	響	その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
禾			防止	関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図	
				設置場所	操作不要	対象外	中央制御室操作	В
		号		関連資料			-	
		第 1 号		常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器 を使用するもの 必要な容量等に対して十分である もの	В	重大事故等への対処を本来の目 的として設置するもの	А
				関連資料				
	烘	第		共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
	弗 2	号		関連資料				
	項	第	共通要E	環境条件,自然現 象,外部人為事 象,溢水,火災	位置的分散を考慮すべきDB設備 等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設 備等がない	対象外
		3 号	因 故 障	サポート系による 要因	_	対象外	多様性を考慮すべきDB設備等 がない	Вb
		.,	防止	関連資料				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第5	第59条:運転員が原子炉制御室に					類型化		類型化	
とと	ま	るた	めの)設備	非常用ガス冉循環糸排風機	区分	非常用ガス処理糸排風機	区分	
		第 1 号	筎	環境条件に	環境温度・環境 圧力・湿度/屋 外の天候/放射 線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	В	原子炉建屋原子炉棟内	В
			こお	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外	
			ける妹	周辺機器等から の悪影響	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)		
			使全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—	
			性	関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図		
		第		操作性	中央制御室操作	А	中央制御室操作	А	
		2		関連資料		-		-	
	第 1 項	第 3 号	J	試験・検査 (検査性,系統構 成・外部入力)	ファン	А	ファン	А	
				関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査		
		第		切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		4 号		関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図		
hte		笙	悪影	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d	
弗 43		5	影響は	その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外	
条		号	防止	関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図		
		第 6 号		設置場所	中央制御室操作	В	中央制御室操作	В	
				関連資料	_		_		
		第 1 号		常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機 器を使用するもの 必要な容量等に対して十分である もの	В	設計基準対象施設の系統及び機器 を使用するもの 必要な容量等に対して十分である もの	В	
				関連資料	-				
		第		共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外	
	第	2 号		関連資料					
	2 項	第。	共通要因	環境条件,自然 現象,外部人為 事象,溢水,火 災	位置的分散を考慮すべきDB設備 等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備 等がない	対象外	
		3 号	故障防	サポート系による 要因	異なる駆動源又は冷却源	Ва	異なる駆動源又は冷却源	Ва	
			止	関連資料			_		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第5 まる	9条 5た	:運 めの	転員 設備	はが原子炉制御室にとど 精	衛星電話設備(可搬型)(待避室) 類型(区分		
			環境条	環境温度・環境圧 力・湿度/屋外の天 候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟外	С	
		第	件に	海水	海水を通水しない	対象外	
		1 号	おける	周辺機器等からの悪 影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	_	
			健全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		
			性	関連資料	59-3 配置図		
		第		操作性	中央制御室操作	А	
		号		関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図		
	第 1 項	第 3	(試験・検査 検査性,系統構成・外 部入力)	通信連絡設備	L	
		兮	関連資料		59-5 試験検査		
		第	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		4 号		関連資料	_		
		笙	悪影	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
		- 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5	影響は	その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		兮	此	関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図		
第		第		設置場所	中央制御室操作	В	
43 条		0 号		関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図		
		第 1		可搬SAの容量	その他設備	С	
		号	関連資料		59-6 容量設定根拠		
		第	可搬SAの接続性		簡便な接続規格等による接続		
		号		関連資料	_		
		第 3	異	なる複数の接続箇所の 確保	(対象外)	対象外	
		号	関連資料		·		
		第 4		設置場所	(線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
	第	号		関連資料	59-3 配置図		
	J 項	第 5		保管場所	屋内	A a	
		号		関連資料	59-7 保管場所図		
		第 6		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	
		号		関連資料			
		第	共通要国	環境条件,自然現 象,外部人為事象, 溢水,火災	屋内	A a	
		7 号	凶故院	サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ва	
		号	障防止	関連資料	59-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表(可搬型)

第59条:運転員が原子炉制御室にとど まるための設備 データ表示装置(待避室)						類型化 区分	
			環境条	環境温度・環境圧 力・湿度/屋外の天 候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟外	С	
		第	件に	海水	海水を通水しない	対象外	
		1 号	おける	周辺機器等からの悪 影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	_	
			健全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	_	
			性	関連資料	59-3 配置図		
		第 2 号 第 3 号		操作性	中央制御室操作	А	
				関連資料	59-3 配置図		
	第 1 項		試験・検査 (検査性,系統構成・外 部入力)		通信連絡設備	L	
			関連資料		59-5 試験検査		
		第 4	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		号	関連資料		_		
		第	悪影	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
		万 5 星	響防	その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		7	止	関連資料	59-3 配置図		
第		第 6		設置場所	中央制御室操作	В	
43 条		号		関連資料	59-3 配置図		
~~~		第 1	可搬SAの容量		その他設備	С	
		号		関連資料	59-6 容量設定根拠		
		第 2	可搬SAの接続性		簡便な接続規格等による接続	С	
		号	関連資料				
		第 3	異なる複数の接続箇所の 確保		(対象外)	対象外	
		号	関連資料		_		
		第 4		設置場所	(線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
	第	号		関連資料	59-3 配置図		
	3 項	第		保管場所	屋内	A a	
		号		関連資料	59-7 保管場所図		
		第 6		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	
		号		関連資料	_		
		笛	共通要	環境条件,自然現 象,外部人為事象, 溢水,火災	屋内	A a	
		7 号	因故障	サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ва	
		7	防止	関連資料	59-3 配置図		

## 東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表(可搬型)

- 宋碑弗—	迥白住 一見衣	(り加空)
--------	---------	-------

第5 まる	i9条 るた	:運 め0	転員 り設(	が原子炉制御室にとど 備	酸素濃度計	類型化 区分		
			環境条	環境温度・環境圧力・ 湿度/屋外の天候/放 射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟外	С		
		第	件に	海水	海水を通水しない	対象外		
		1 号	おける	周辺機器等からの悪影 響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	_		
			健全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)			
			性	関連資料	59-7 保管場所図			
		第。		操作性	中央制御室操作	А		
		号		関連資料	59-7 保管場所図			
	第 1 項	第3号 第4号	試験・検査 (検査性,系統構成・外 部入力)		計測制御設備	J		
			関連資料		59-5 試験検査			
			切替性		本来の用途として使用する	対象外		
			関連資料					
		笙	悪	系統設計	他設備から独立	A c		
			影響は	その他(飛散物)	その他設備	対象外		
		号	此	関連資料	59-7 保管場所図			
第		第		設置場所	中央制御室操作	В		
43 条		0 号		関連資料	59-7 保管場所図			
		第 1	可搬SAの容量		その他設備	С		
		号	関連資料		59-6 容量設定根拠			
		第。		可搬SAの接続性	(対象外)			
		号	関連資料		_			
		第 3	異なる複数の接続箇所の 確保		(対象外) 対象タ			
		号		関連資料	_			
		第 4		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)			
	第	号		関連資料	_			
	3 項	第 5		保管場所	屋内	A a		
		号		関連資料	59-7 保管場所図			
		第 6		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)			
		号		関連資料				
		第	共通要	環境条件,自然現象, 外部人為事象,溢水, 火災	屋内	A a		
		7 号	故	サポート系による要因	(サボート系なし)	対象外		
		号	<b>阿防止</b>	関連資料	59-7 保管場所図			

第59条:運転員が原子炉制御室にとどま るための設備					二酸化炭素濃度計	類型化 区分	
			環境条	環境温度・環境圧 力・湿度/屋外の天 候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟外	С	
		第	作に	海水	海水を通水しない	対象外	
		1 号	おける	周辺機器等からの悪 影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	_	
			健全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		
			性	関連資料	59-7 保管場所図		
		第		操作性	中央制御室操作		
		3号 第3号		関連資料	59-7 保管場所図		
	第 1 項		試験・検査 (検査性,系統構成・外 部入力) 関連資料		外 計測制御設備		
		ヶ			59-5 試験検査		
		第		切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		4 号		関連資料	_		
		hte	悪	系統設計	他設備から独立	Ас	
		- 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5 - 5	影響	その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		号	防止	関連資料	59-7 保管場所図		
		第		設置場所	中央制御室操作	В	
第 43		6 号		関連資料	59-7 保管場所図		
条		第 1		可搬SAの容量	その他設備	С	
		」 号		関連資料	59-6 容量設定根拠		
		第		可搬SAの接続性	(対象外)	対象外	
		2 号	関連資料		—		
		第3	異	なる複数の接続箇所の 確保	(対象外)	対象外	
		号		関連資料	_		
		第		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)		
	tata	4 号		関連資料			
	第 3	第		保管場所	屋内	A a	
	項	5 号		関連資料	59-7 保管場所図		
		第		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	_	
		6 号		関連資料	_		
		笛	共通要	環境条件,自然現 象,外部人為事象, 溢水,火災	屋内	A a	
		^労 7 号	因故障	サポート系による要因	(サボート系なし)	対象外	
			防止	関連資料	59-7 保管場所図		

## 東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第59条:運転員が原子炉制御室				が原子炉制御室	中央制御室待避室空気ボンベ	類型化	可搬型昭明 (SA)	類型化
にと	:どこ	まる	ため	の設備	ユニット(空気ボンベ)	区分		区分
		第	環境条件に	環境温度・ 境圧力・湿度 /屋外の天候 /放射線/荷 重	原子炉建屋原子炉棟外	С	原子炉建屋原子炉棟外	С
		1	いね	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	周辺機器等か らの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	_
			全性	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	_	(電磁波の影響を受けない)	_
			14	関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
		第		操作性	現場操作(弁操作)	Вf	設備の運搬,設置	Вс
	第	号		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	1 項	第 3 号	(オ 成	試験・検査 検査性,系統構 (・外部入力)	容器(タンク類)	С	その他電源設備	Ι
				関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査	
		第 4		切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
		号		関連資料				
		笛	悪影	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
		お 5 号	影響防	その他(飛散 物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		-	止	関連資料	59-4 系統図		59-3 配置図	
第		第 6		設置場所	中央制御室操作	В	中央制御室操作 現場(設置場所)で操作可能	B A a
43 条		号笙		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
		第 1	۲J	搬SAの容量	その他設備	С	その他設備	С
		1 号	関連資料		59-6 容量設定根拠		59-9 原子炉制御室につい~	C
		第 9	可搬SAの接続性		(対象外)	対象外	より簡便な接続規格等による接続	С
		号		関連資料	—		—	
		第 3	異;	なる複数の接続 箇所の確保	(対象外)	対象外	(対象外)	対象外
		号		関連資料	—		_	
		第 4		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少な い場所を選定)	_	(放射線の高くなるおそれの少な い場所を選定)	_
	껔	号		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	弗 3	第		保管場所	屋内	A a	屋内	A a
	項	5 号		関連資料	59-3 配置図		59-7 保管場所図	
		第 6	Р	クセスルート	対象外 (アクセス不要)		対象外(アクセス不要) 屋内	A
		号		関連資料	—		59-8 アクセスルート図	
		第 7	共通要因:	環境条件,自 然現象,外部 人為事象,溢 水,火災	屋内	A a	屋内	A a
		- 号	故障防	サポート系に よる要因	(サボート系なし)	対象外	異なる駆動源又は冷却源	Ва
			止	関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図 59-7 保管場所図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

## 59-2 単線結線図



第59-2-1 図 単線結線図(交流電源設備)(1/2)



第59-2-1図 単線結線図(交流電源設備)(2/2)

59-3 配置図

第59-3-1図 中央制御室遮蔽 配置図

第59-3-2図 中央制御室換気系に係る機器配置図

第59-3-3図 原子炉建屋ガス処理系に係る機器配置図

第59-3-4図 ブローアウトパネル閉止装置 配置図

第59-3-5図 ブローアウトパネル閉止装置 配置図

第59-3-6図 中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ) 配置図

第59-3-7図 中央制御室待避室に係る機器配置図

第59-3-8図 送受話器(制御装置) 配置図

第59-3-9図 電力保安通信用電話設備(交換機) 配置図



第59-3-10図 中央制御室照明に係る機器配置図

第59-3-11図 可搬型照明(SA) 配置図

59-4 系統図



第59-4-1図(1/4) 中央制御室換気系 系統概要図



第59-4-1図(2/4) 中央制御室換気系 系統概要図



第59-4-1図(3/4) 中央制御室換気系 系統概要図



第59-4-1図(4/4) 中央制御室換気系 系統概要図



第59-4-2図 中央制御室待避室空気ボンベユニット 系統概要図



第59-4-3図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図



第59-4-4図 衛星電話設備(可搬型)(待避室) 系統概要図

59 - 4 - 8



第59-4-5図 データ表示装置(待避室) 系統概要図



第59-4-6図 衛星電話設備(可搬型)(待避室) 操作概要図

59-5 試験検査
○ 中央制御室待避室遮蔽の試験検査について

中央制御室待避室遮蔽は,原子炉の運転中又は停止中に第59-5-1表に示 す試験検査が可能な設計とする。

第59-5-1表 中央制御室待避室遮蔽の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	遮蔽のひび割れ 表面劣化状態の外観確認

○ 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査について

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系は,原子炉の運転中又は停止 中に第59-5-2表に示す試験検査が可能な設計とする。

第59-5-2表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	各機器 ^{**1} の表面状態を目視により確認
	機能・性能検査	ファンの運転状態の確認 フィルタ差圧の確認
停止中	分解検査	ファンの分解点検

※1 各機器とは,以下のとおり:

中央制御室換気系空気調和機ファン,中央制御室換気系フィルタ系ファン,中央制御室換気系フィルタユニット並びに原子炉建屋ガス処理系の 非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機 ○ 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画について

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系は設計基準事故対処設備であるとともに,重大事故等時においても使用する 既設設備であるため,これまでに点検計画に基づく試験検査を実施している。

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画を第59-5-3表に示す。

第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (1/6)

第59-5-3表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (2/6)



第59-5-3表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (3/6)



第59-5-3表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画(4/6)



第59-5-3表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画(5/6)



第59-5-3表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (6/6)



○ ブローアウトパネル閉止装置の試験検査について

ブローアウトパネル閉止装置は,原子炉の運転中又は停止中に第59-5-4 表に示す試験検査が可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置の動作概要を第59-5-1図に示す。

第59-5-4表 ブローアウトパネル閉止装置の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	表面劣化状態の外観確認
停止中	機能・性能検査	スライド扉の動作状態の確認



第59-5-1図 ブローアウトパネル閉止装置の動作概要

 ・中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)の試験検査について
 ・中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)は、原子炉の運転中
 又は停止中に第59-5-5表に示す試験検査が可能な設計とする。

第59-5-5表 中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)の試験検

ΎΠ.
<b>—</b> .

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	表面状態を目視により確認
	機能・性能検査	空気ボンベ残圧の確認
停止中	機能・性能検査	中央制御室待避室の正圧化試験

【中央制御室待避室の正圧化試験】

(1) 概 要

中央制御室待避室の気密性に関する試験検査として原子炉停止中において,正圧化試験を実施する。

(2) 試験内容

中央制御室待避室空気ボンベユニットの操作弁を開として中央制御室待 避室を加圧し、中央制御室待避室及び中央制御室で正圧化に必要な差圧の 確保が可能なことを確認する。(必要な差圧は、59-6-2に示す。)

中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図を第59-5-2 図に示す。



第59-5-2図 中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

○ 中央制御室待避室差圧計の試験検査について

中央制御室待避室差圧計は、原子炉の運転中又は停止中に第59-5-6表に 示す試験検査が可能な設計とする。

第3.16-6表 中央制御室待避室差圧計の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	計器校正

○ 衛星電話設備(可搬型)(待避室)の試験検査について
 衛星電話設備(可搬型)(待避室)は、原子炉の運転中又は停止中に第59
 -5-7表に示す試験検査が可能な設計とする。

衛星電話設備(可搬型)(待避室)の概要を第59-5-3図に,試験検査構 成を第59-5-4図に示す。

第59-5-7表 衛星電話設備(可搬型)(待避室)の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	通話通信の確認



#### 【試験構成】



第59-5-4図 衛星電話設備(可搬型)(待避室) 試験検査構成

○ データ表示装置(待避室)の試験検査について

データ表示装置(待避室)は,原子炉の運転中又は停止中に第59-5-8表 に示す試験検査が可能な設計とする。

データ表示装置(待避室)の概要を第59-5-5図に,試験検査構成を第59 -5-6図に示す。

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	機能(データの表示)の確認

第59-5-8表 データ表示装置(待避室)の試験検査



第59-5-5図 データ表示装置(待避室)の概要

59 - 5 - 16

## 【試験構成】



# 第59-5-6図 データ表示装置(待避室) 試験検査構成

○ 可搬型照明(SA)の試験検査について

可搬型照明(SA)は、原子炉の運転中又は停止中に第59-5-9表に示す 試験検査が可能な設計とする。

可搬型照明(SA)の概略構造図を第59-5-7図に示す。

第59-5-9表 可搬型照明(SA)の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	点灯確認



第59-5-7図 可搬型照明(SA)の概略構造図

59 - 5 - 18

- 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験検査について
- 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、原子炉の運転中又は停止中に第59-5 -10表に示す試験検査が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概略図を第59-5-8図に示す。

第59-5-10表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	校正ガスによる性能検査



酸素濃度計



二酸化炭素濃度計

第59-5-8図 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概略図

## 59-6 容量設定根拠

名称		中央制御室待避室	
正圧化差圧	Pa [gage]	10	
【設定根拠】			
中央制御室待避	室は,配置上,風	の影響を受けない屋内に設置されるた	
め,中央制御室待	避室へのインリー	クは、隣接区画(中央制御室)との温度	
差で生じる圧力差	によるものと考え	られる。	
重大事故等時の	中央制御室待避室	内温度を 48.9℃(中央制御室の設計最	
高温度), 隣接区画	<b>町(中央制御室)</b> の	の温度を-12.7℃(外気の設計最低温	
度)とする。中央	制御室待避室の天	井高さは約 2m であるため,以下のとお	
り, 5.1Pa [gage]	の圧力差があれば	ば、温度の影響を無視できると考えられ	
る。したがって,	中央制御室待避室	の加圧目標は,余裕を考慮して隣接区画	
より+10Pa [gage	より+10Pa [gage] とする。		
ΔP={(-12.7℃の乾き空気の密度) [kg/m ³ ]			
- (48.9℃の乾き空気の密度) [kg/m ³ ]} × (天井高さ) [m]			
= {1.3555 $[kg/m^3] - 1.0963 [kg/m^3]$ } ×2 [m]			
$= 0.5184 [kg/m^2]$			
$\rightarrow$ 0.5184 [kg/m ² ] ×9.80665 [m/s ² ]			
≒ 5.1 [	Pa [gage]]		

名 称		中央制御室待避室空気ボンベユニット		
		(空気ボンベ)		
本数	本	13以上		
容量	L	約47(1本当たり)		
充填圧力	MPa [gage]	約15 (35°C)		
【設定根拠】				
1. 中央制御室待避	産室の必要空気供	給量		
(1) 二酸化炭素液	農度基準に基づく	必要換気量		
a. 収容人数	: n =3名			
b. 許容二酸f	と炭素濃度 : C =	0.5% (JEAC4622-2009)		
c. 大気二酸	化炭素濃度:C ₀	=0.0336%(空気ボンベの二酸化炭素濃		
度)				
d. 呼吸によ	d. 呼吸による二酸化炭素発生量: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)				
e. 必要換気	e. 必要換気量:Q₁=100×M×n/(C−n₀)m³/h(「空気調和・			
衛生工学位	衛生工学便覧」の二酸化炭素基準の必要換気量)			
$Q_1 = 1002$	$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$			
=14.1	=14.15			
$\Rightarrow$ 14. 2m ³ / h				
(2) 酸素濃度基準に基づく必要換気量				
a. 収容人数: n = 3 名				
b. 吸気酸素液	b. 吸気酸素濃度: a = 20.95% (標準大気の酸素濃度)			
c. 許容酸素濃度: b = 19%(「鉱山保安法施行規則」)				
d. 成人の呼9	d. 成人の呼吸量: c = 0.48m ³ /h/人(「空気調和・衛生工学便覧」)			
e. 乾燥空気換算酸素濃度:d=16.4%(「空気調和・衛生工学便覧」)				

## 59 - 6 - 3

f. 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)
Q₁=0.48×(20.95-16.4)×3÷(20.95-19.0)
=3.36
≒3.4m³/h
以上により、中央制御室待避室の使用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。また、この流量にて空気を供給し続けることにより、中央制御室待避室を中央制御室に対して正圧に保つことが可能である。

2. 中央制御室待避室の必要ボンベ本数

中央制御室待避室を5時間正圧化するために必要な最低限のボンベ本数 は、二酸化炭素濃度基準換気量の14.2m³/h及びボンベ供給可能空気量 5.5m³/本から、下記のとおり13本となる。なお、中央制御室待避室の設 置後に試験を実施し、必要ボンベ本数が正圧化を5時間維持するのに十分 であることを確認し、予備のボンベ容量について決定する。

- (1) ボンベ初期充填圧力:14.7MPa [gage] (at35℃)
- (2) ボンベ容器容積:5.5m³(空気ボンベは,標準圧力14.7MPa [gage] で
   6.8m³/本であるが,残圧及び使用温度補正により安全側に考慮し,
   5.5m³/本とした。)

必要ボンベ本数=14.2m³/h÷5.5m³/本×5時間

=12.9本

≒13 本

名称		衛星電話設備(可搬型)(待避室)			
式 数	式	1			
【設定根拠】					
重大事故等時に正圧化した中央制御室待避室に運転員が待避した場合にお					
いても、中央制御室待避室に衛星電話設備(可搬型)(待避室)を設置する					
ことで、発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡が可能な設					
計とする。					



名称		データ表示装置(待避室)			
式 数	式	1			
【設定根拠】					
データ表示装置(待避室)は、重大事故等時において、運転員が中央制御					
室待避室に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデ					
ータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。					

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	平均出力領域計装 平均	0	0	_
	平均出力領域計装 A	0	0	0
	平均出力領域計装 B	0	0	0
	平均出力領域計装 C	0	0	_
	平均出力領域計装 D	0	0	_
	平均出力領域計装 E	0	0	_
	平均出力領域計装 F	0	0	_
恒心反应	起動領域計装 A	0	0	0
度の状態	起動領域計装 B	0	0	0
確認	起動領域計装 C	0	0	0
	起動領域計装 D	0	0	0
	起動領域計装 E	0	0	0
	起動領域計装 F	0	0	0
	起動領域計装 G	0	0	0
	起動領域計装 H	0	0	0
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	0	0	0
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉水位(狭帯域)	0	0	—
	原子炉水位(広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(燃料域)	0	0	0
	原子炉水位(SA広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(SA燃料域)	0	0	0
	原子炉圧力	0	0	0
	原子炉圧力(SA)	0	0	0
炉心冷却の世態確	高圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
認認	低圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0	0	0
	残留熱除去系系統流量A	0	0	0
	残留熱除去系系統流量B	0	0	0
	残留熱除去系系統流量C	0	0	0
	逃がし安全弁出口温度	0	0	_
	原子炉再循環ポンプ入口温度	0	0	_
	原子炉給水流量	0	0	_

第59-6-1表 データ表示装置(待避室)で確認できるパラメータ(1/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメー タ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	原子炉圧力容器温度	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0	0	0
	高圧代替注水系系統流量	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	0	0	0
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0	0	0
	代替淡水貯槽水位	0	0	0
	西側淡水貯水設備水位	0	0	0
	M/C 2 A−1 電圧	0	0	_
	M/C 2 A-2 電圧	0	0	_
炉心冷却	M/C 2 B−1 電圧	0	0	_
の状態確	M/C 2 B − 2 電圧	0	0	_
認	M/C 2C電圧	0	0	0
	M/C 2D電圧	0	0	0
	M/C HPCS電圧	0	0	0
	D/G 2C遮断器(660)閉	0	0	_
	D∕G 2D遮断器(670)閉	0	0	_
	HPCS D/G遮断器(680)閉	0	0	_
	圧力容器フランジ温度	0	0	_
	125V系蓄電池A系電圧	0	0	0
	125V系蓄電池B系電圧	0	0	0
	125V系蓄電池HPCS系電圧	0	0	0
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	0	0	0
	緊急用M/C電圧	0	0	0
	緊急用 P / C 電圧	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	0	0	0
原子炉格	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	0	0	0
納容器内 の状態確	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	0	0	0
認	ドライウェル圧力(広帯域)	0	0	0
	ドライウェル圧力(狭帯域)	0	0	0
	ドライウェル圧力	0	0	0

第59-6-1表 データ表示装置(待避室)で確認できるパラメータ(2/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	サプレッション・チェンバ圧力	0	0	0
	サプレッション・プール圧力	0	0	—
	ドライウェル雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水温度(平均値)	0	0	0
	サプレッション・プール水温度	0	0	0
	サプレッション・プール雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水位	0	0	0
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	0	0	_
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	0	0	_
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	0	0	_
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	0	0	_
	格納容器内水素濃度(SA)	0	0	0
	格納容器内酸素濃度(SA)	0	0	0
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン 用)	0	0	0
原子炉格 納容器内 の状態確 認 低圧 代替 格納	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン 用)	0	0	0
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0	0	0
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0	0	0
	格納容器下部水位	0	0	0
	格納容器下部水温	0	0	0
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0	0	0
	残留熱除去系海水系系統流量	0	0	0
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0	0	0
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0	0	0

第59-6-1表 データ表示装置(待避室)で確認できるパラメータ(3/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確	残留熱除去系 A注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系 B注入弁全開	0	0	—
	残留熱除去系 C注入弁全開	0	0	—
認	格納容器内スプレイ弁A(全開)	0	0	—
	格納容器内スプレイ弁B(全開)	0	0	—
	主排気筒放射線モニタA	0	0	_
	主排気筒放射線モニタB	0	0	_
	主排気筒モニタ (高レンジ)	0	0	_
	主蒸気管放射線モニタ(A)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(B)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(C)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(D)	0	0	0
	排ガス放射能(プレホールドアップ)A	0	0	_
放射能隔	排ガス放射能(プレホールドアップ) B	0	0	_
離の状態確認	NS4內側隔離	0	0	—
	NS4外側隔離	0	0	—
	主蒸気内側隔離弁A全閉	0	0	—
	主蒸気内側隔離弁B全閉	0	0	—
	主蒸気内側隔離弁C全閉	0	0	—
	主蒸気内側隔離弁D全閉	0	0	—
	主蒸気外側隔離弁A全閉	0	0	—
	主蒸気外側隔離弁B全閉	0	0	—
	主蒸気外側隔離弁C全閉	0	0	—
	主蒸気外側隔離弁D全閉	0	0	—
	SGTS A作動	0	0	_
	SGTS B作動	0	0	_
環境の情	SGTSモニタ(高レンジ)A	0	0	—
報確認	SGTSモニタ(高レンジ)B	0	0	—
	SGTSモニタ(低レンジ)A	0	0	—
	SGTSモニタ(低レンジ) B	0	0	_

第59-6-1表 データ表示装置(待避室)で確認できるパラメータ(4/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパ ラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原スカま業表性災業発動画の改定に合わせ、必要に広じ海空見直していく

原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	0	0	0
	放水口モニタ(T-2)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(A)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(B)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(C)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(D)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	0	0	_
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	0	0	_
環 境 の 情 報確認	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	0	0	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	0	0	—
	大気安定度 10分值	0	0	_
	18m ベクトル平均風向 10分値	0	0	_
	71m ベクトル平均風向 10分値	0	0	_
	140m ベクトル平均風向 10 分値	0	0	_
	18m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
	71m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
	140m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	—

第59-6-1表 データ表示装置(待避室)で確認できるパラメータ(5/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	0	0	0
使用済燃	使用済燃料プール温度 (SA)	0	0	0
科ノールの状態確	使用済燃料プール温度	0	0	0
認	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低 レンジ)	0	0	0
水表爆怒	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レン ジ)	0	0	0
ホポ 禄 光 による格	フィルタ装置入口水素濃度	0	0	0
納容器の破損防止	フィルタ装置圧力	0	0	0
確認	フィルタ装置水位	0	0	0
	フィルタ装置スクラビング水温度	0	0	0
水素爆発による原	原子炉建屋水素濃度	0	0	0
子 炉 建 屋 の 損 傷 防 止確認	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0	0	0
	自動減圧系 A作動	0	0	-
	自動減圧系 B作動	0	0	-
	非常用窒素供給系供給圧力	0	0	0
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	0	0	-
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	-
非常用炉 心冷却系	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	-
(ECCS)の	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	_
状態等	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系ポンプA起動	0	0	_
	残留熱除去系ポンプB起動	0	0	_
	残留熱除去系ポンプC起動	0	0	_
	残留熱除去系A注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系B注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系C注入弁全開	0	0	-
	全制御棒全挿入	0	0	_
\\\	取水ピット水位計	0	0	0
<b>准</b> 波監視	潮位計	0	0	0

第59-6-1表 データ表示装置(待避室)で確認できるパラメータ(6/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパ ラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

名称			酸素濃度計,二酸化炭素濃度計
长时然回	酸素	vol%	0.0~40.0
1天 /叶 単目/四	二酸化炭素	vol%	0.0~5.0

【設定根拠】

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は,可搬型重大事故等対処設備として配置するものである。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は,外気から中央制御室及び中央制御室 待避室への空気の取込みを停止した場合に,酸素濃度及び二酸化炭素濃度が 事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するための ものである。

なお,酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は,中央制御室に設置するための 1個に予備1個を加えて,合計2個を中央制御室内に保管する。

- 1. 検知範囲
- 1.1 酸素濃度

酸素濃度計は、「労働安全衛生法」の「酸素欠乏症等防止規則」に基づき、空気中の酸素濃度18vo1%を十分に満足する範囲の検知が可能な設計 とする。また、酸素濃度計は、±0.1vo1%の表示精度を有する設計とす る。

1.2 二酸化炭素濃度

二酸化炭素濃度計は,JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき,空気中の二酸化炭素濃度 0.5vo1%を十分に満足する範囲の検知が可能な設計とする。また,二酸化 炭素濃度計は,±3.0%F.S.の表示精度を有する設計とする。

名称		非常用ガス処理系排風機
容量	m ³ /h/個	3,570 以上
原動機出力	k₩/個	7.5
個数	_	2

【設定根拠】

(概要)

·設計基準対象施設

非常用ガス処理系排風機は,放射性よう素・粒子状核分裂生成物が直接 大気へ放出されることを防止し,原子炉建屋内を負圧に維持することを目 的とし,事故時に非常用ガス再循環系で処理されたガスの一部を吸引し非 常用ガス処理系フィルタトレインを介して排気するために設置する。ま た,非常用ガス処理系排風機は,工学的安全施設作動回路からの信号によ り,自動的に常用の換気空調系が閉止されるとともに起動し,原子炉建屋 を約60 Pa [dif] の負圧に保ち,原子炉建物内空気の100 %を1日で処理 する能力を持っている。

また,非常用ガス処理系排風機は,非常用所内電源に接続しており,外 部電源喪失時でも運転制御が可能である。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に,原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備 として使用する非常用ガス処理系排風機は,以下の機能を有する。

非常用ガス処理系排風機は、炉心の著しい損傷が発生した場合において 原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を 格納するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による 損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の 損傷を防止するために設置する。

系統構成は,非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を吸引し,粒子 用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタで構成される非常用ガ ス処理系フィルタトレインを通じて放射性物質を低減させ,非常用ガス処 理系排風機を介して排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出す ることにより原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の容量は,原 子炉建屋空間容積(間仕切壁,機器,配管の容積を除いた値)を 100 % /dで処理できる容量として,3,570 m³/h/個以上とする。

非常用ガス処理系排風機を重大事故等時において使用する場合の容量 は,設計基準対象施設と同様の使用方法であるため,設計基準対象施設と 同仕様で設計し,3,570 m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として 3,570 m³/h/個とする。

 原動機出力の設定根拠 設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の原動機出力 は、風量は3,570 m³/h 時の軸動力を基に設定する。 定格風量点における非常用ガス処理系排風機の風量は3,570 m³/h であ り、その時の同ファンの必要軸動力は、以下のとおり□kW となる。

$$L = \frac{L_{\tau}}{\eta_{\tau}/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa-1} \cdot \frac{P_{\tau,\tau} \cdot Q_{\tau}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ \left( \frac{P_{\tau,2}}{P_{\tau,1}} \right)^{\frac{\kappa}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_{\tau}/100} \cdot \cdot \cdot \frac{P_{ss}}{P_{ss}} > 1.03 \text{ Obs}$$

$$= \frac{\frac{Q_{\tau}}{6 \times 10^{4}} \cdot \left\{ \left( P_{s,2} - P_{s,1} \right) + \left( p_{a,2} - p_{a,1} \right) \right\}}{\eta_{\tau}/100} \cdot \cdot \cdot \frac{P_{ss}}{P_{ss}} \le 1.03 \text{ Obs}$$

$$( \overline{\mathbf{J}} \| \mathbf{T} \chi \widehat{\mathbf{k}} \| \cdot \mathbf{I} \| \mathbf{K} \| \mathbf{$$

η_T: 全圧効率(%)(設計計画値)



59-6-16

上記から,非常用ガス処理系排風機の原動機出力は,必要軸動力 kwを上回る原動機のメーカ標準出力とし,7.5 kwとする。

以上より,非常用ガス処理系排風機の原動機出力は,必要軸動力□ kW を上回る 7.5 kW/個とする。

3. 個数の設定根拠

非常用ガス処理系排風機は,設計基準対象施設として放射性よう素・粒 子状核分裂生成物が直接大気へ放出されることを防止し,原子炉建屋内を 負圧に維持することを目的とし,事故時に非常用ガス再循環系で処理され たガスの一部を吸引し非常用ガス処理系フィルタトレインを介して排気す るために各系列に1個ずつ,計2個設置する。

非常用ガス処理系排風機は、炉心の著しい損傷が発生した場合において 原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素 爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために、設計基準対象施設 として各系列に1個ずつ、計2個設置しているものを重大事故等対処設備 として使用する。

名称		フィルタ系ファン
容量	m ³ /h/個	5,100 以上
原動機出力	k₩/個	7.5
個数	_	2

【設定根拠】

(概要)

·設計基準対象施設

中央制御室換気系フィルタ系ファンは,設計基準対象施設として中央制 御室内空気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央 制御室換気系フィルタユニットに通し,空気中の微粒子及び放射性よう素 を除去低減するために設置する。

· 重大事故等対処設備

重大事故等時に,放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央 制御室換気系フィルタ系ファンは,以下の機能を有する。

中央制御室換気系フィルタ系ファンは,重大事故が発生した場合にお いても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。

系統構成は,高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した 中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系 ファンからなる非常用ラインを設け,外気との連絡口を遮断し,中央制 御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし,運転員を過度 の放射線被ばくから防護する設計とする。

また,外部との遮断が長期にわたり,室内の雰囲気が悪くなった場合に は,外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れる ことも可能な設計とする。

59 - 6 - 18
1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する中央制御室換気系フィルタ系ファンの 容量は、必要に応じてチャコールフィルタを通して外気を取入、再循環し た場合でも、中央制御室にとどまる放射線業務従事者が受ける線量が線量 限度 100 mSv を下回ることができる容量とする。

中央制御室換気系フィルタ系ファンは容量 5,100 m³/h において,放射線 業務従事者が受ける線量限度 100mSv を下回ることが可能となるため,中央 制御室換気系フィルタ系ファンの容量は,5,100 m³/h/個以上とする。

中央制御室換気系フィルタ系ファンを重大事故等時において使用する場合の容量は,設計基準対象施設と同様の使用方法であるため,設計基準対 象施設と同仕様で設計し,5,100 m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として5,100 m³/h/個とする。

2. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する中央制御室換気系フィルタ系ファンの 原動機出力は,風量は 5,100 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における中央制御室換気系フィルタ系ファンの風量は 5,100 m³/h であり、その時の同ファンの必要軸動力は、以下のとおり kw となる。



59 - 6 - 20

3. 個数の設定根拠

中央制御室換気系フィルタ系ファンは,設計基準対象施設として中央制 御室内空気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央 制御室換気系フィルタに通し,空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低 減するために各系列に1個設置し,合計2個設置する。

中央制御室換気系フィルタ系ファンは,重大事故が発生した場合におい ても運転員が中央制御室にとどまるため,設計基準対象施設として各系列 に1個設置し,合計2個設置しているものを重大事故等対処設備として使 用する。 59-7 保管場所図

第59-7-1図 衛星電話設備(可搬型)(待避室),データ表示装置(待避 室),可搬型照明(SA),酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 保管場所図

第59-7-2図 可搬型照明(SA)保管場所図

59-8 アクセスルート

第59-8-1図 中央制御室アクセスルート(原子炉建屋付属棟1階)

第59-8-2図 中央制御室アクセスルート(原子炉建屋付属棟中2階)

第59-8-3図 中央制御室アクセスルート(原子炉建屋付属棟3階)

第59-8-4図 中央制御室アクセスルート(原子炉建屋付属棟4階)

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 津波・構内監視カメラについて
  - 2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル
  - 2.1.4 津波・構内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 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について
  - 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 酸素濃度及び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
- 3.6 中央制御室待避室の内部寸法について
- 3.7 ブローアウトパネルに係る設計方針

### 1. 概 要

- 1.1 新規制基準への適合方針
  - (1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室について、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第26条及び「実用発電用原子炉及びその 附属施設の技術基準に関する規則」第38条における追加要求事項を明確化 する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項 及びその適合方針は、以下の第1.1-1表及び第1.1-2表のとおりである。

第1.1-1表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第26条(原子炉制御室等)

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	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	適合方針
<ul> <li>(原子炉制御室等)</li> <li>第二十六条 発電用原子炉施設には,次に 掲げるところにより,原子炉制御室(安 全施設に属するものに限る。以下この条 において同じ。)を設けなければならな い。</li> <li>一設計基準対象施設の健全性を確保 するために必要なパラメータを監視 できるものとすること。</li> </ul>	<ul> <li>第26条(原子炉制御室等)</li> <li>1 第1項第1号に規定する「必要な パラメータを監視できる」とは、発電 用原子炉及び主要な関連施設の運転 状況並びに主要パラメータについて、 計測制御系統施設で監視が要求され るパラメータのうち、連続的に監視す る必要のあるものを原子炉制御室に おいて監視できることをいう。</li> <li>2 第1項第2号に相定する「発雲田</li> </ul>	(追加要求事項への 適合方針は以下の とおり)
<u><u><u></u><u></u><u><u></u><u><u></u><u><u></u><u><u></u><u><u></u><u></u><u></u><u><u></u><u></u><u></u><u></u><u></u><u></u></u></u></u></u></u></u></u></u>	2       第1項第2号に規定する「短電用         原子炉施設の外の状況を把握する」         とは、原子炉制御室から,発電用原         子炉施設に影響を及ぼす可能性の         ある自然現象等を把握できること         をいう。	<ul> <li>・<u>中央前御室は, 衆</u></li> <li>・<u>東田御室は, 衆</u></li> <li>・<u>電用原炉施設の</u></li> <li>外の状況を把握す</li> <li>るために, 原子炉</li> <li>建屋屋上及び防潮</li> <li>堤上部に設置する</li> <li>津波・構内監視カ</li> <li>メラの映像によ</li> <li>り, 自然現象等の</li> <li>外部事象を昼夜に</li> <li>わたり監視できる</li> <li>設計とする。</li> <li>・気象観測設備等の</li> <li>情報を中央制御室</li> <li>で一次的機関の警報(地 震等)を取り</li> <li>(地 震等)を取り</li> </ul>

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	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	適合方針
		受信可能とする。
三 発電用原子炉施設の安全性を確保 するために必要な操作を手動により 行うことができるものとすること。	3 第1項第3号において「必要な操 作を手動により行う」とは、急速な 手動による発電用原子炉の停止及 び停止後の発電用原子炉の冷却の 確保のための操作をいう。	
2 発電用原子炉施設には、火災その他の 異常な事態により原子炉制御室が使用 できない場合において、原子炉制御室以 外の場所から発電用原子炉を高温停止 の状態に直ちに移行させ、及び必要なパ ラメータを想定される範囲内に制御し、 その後、発電用原子炉を安全な低温停止 の状態に移行させ、及び低温停止の状態 を維持させるために必要な機能を有す る装置を設けなければならない。	4 第2項に規定する「発電用原子炉 を高温停止の状態に直ちに移行」と は、直ちに発電用原子炉を停止し、 残留熱を除去し及び高温停止状態 を安全に維持することをいう。	
3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。	5 第3項に規定する「従事者が支障 なく原子炉制御室に入り,又は一定 期間とどまり」とは,事故発生後, 事故対策操作をすべき従事者が原 子炉制御室に接近できるよう通路 が確保されていること,及び従事者 が原子炉制御室に適切な期間滞在 できること,並びに従事者の交替 のため接近する場合においては,放 射線レベルの減衰及び時間経過と ともの得ることをいう。「当該措置を る」には,有毒ガスの発生に関して, 有毒ガスが原子炉制御室の運転員 に及ぼす影響により,運転員の対処 能力が著しく低下し,安全施設の安 全機能が損なわれることがないこ とを含む。	
一原子炉制御室及びその近傍並びに 有毒ガスの発生源の近傍工場等内に おける有毒ガスの発生を検出するた めの装置及び当該装置が有毒ガスの 発生を検出した場合に原子炉制御室 において自動的に警報するための装置	6 第3項第1号に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生 時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。 「工場等内における有毒ガスの発 生」とは、有毒ガスの発生源から有 毒ガスが発生することをいう。	<ul> <li>「有毒、「「有」」」</li> <li>「有毒、「」」」</li> <li>「有」」</li> <li>「」」」</li> <li>「」」</li> <li>「」</li> <li< td=""></li<></ul>
二 原子炉制御室及びこれに連絡する 通路並びに運転員その他の従事者が 原子炉制御室に出入りするための区 域遮蔽壁その他の適切に放射線から 防護するための設備,気体状の放射性		

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	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	適合方針
物質及び原子炉制御室外の火災によ り発生する燃焼ガスに対し換気設備 を隔離するための設備その他の適切 に防護するための設備		

# 第1.1-2表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」

第38条(原子炉制御室等)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技 術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設 の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<ul> <li>(原子炉制御室等)</li> <li>第三十八条 発電用原子炉施設には,原子 炉制御室を施設しなければならない。</li> <li>2 原子炉制御室には,反応度制御系統及 び原子炉停止系統に係る設備を操作す る装置,非常用炉心冷却設備その他の非 常時に発電用原子炉の安全を確保する ための設備を操作する装置,発電用原子 炉及び一次冷却系統に係る主要な機械 又は器具の動作状態を表示する装置,主 要計測装置の計測結果を表示する装置 その他の発電用原子炉を安全に運転す るための主要な装置(第四十七条第一項 に規定する装置を含む。)を集中し,か つ,誤操作することなく適切に運転操作 することができるよう施設しなければ ならない。</li> </ul>	第 38 条 (原子炉制御室等)	
3 原子炉制御室には,発電用原子炉施設 の外部の状況を把握するための装置を 施設しなければならない。	8 第3項に規定する「発電用原子炉 施設の外部の状況を把握するため の装置」とは、発電用原子炉施設に 迫る津波等の自然現象をカメラの 映像等により昼夜にわたり監視で きる装置をいう。	<ul> <li>「実用発電用原子炉 及びその附属施設 の位置,構造及び 設備の基準に関す る規則」第26条第 1項第2号に同 じ。</li> </ul>
4 発電用原子炉施設には、火災その他の 異常な事態により原子炉制御室が使用 できない場合に、原子炉制御室以外の場 所から発電用原子炉の運転を停止し、か つ、安全な状態に維持することができる 装置を施設しなければならない。	9 第4項に規定する「原子炉制御室 以外の場所」とは、原子炉制御室を 構成する区画壁の外であって、原子 炉制御室退避の原因となった居住 性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、 「安全な状態に維持することがで きる装置」とは、原子炉制御室以外 の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機 能を有した装置であること。	
5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施 設の損壊又は故障その他の異常が発生 した場合に発電用原子炉の運転の停止 その他の発電用原子炉施設の安全性を 確保するための措置をとるため、従事者 が支障なく原子炉制御室に入り、又は一 定期間とどまり、かつ、当該措置をとる ための操作を行うことができるよう、次 の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該 各号に定める防護措置を講じなければ ならない。	<ol> <li>第5項に規定する「これに連絡 する通路並びに運転員その他の従 事者が原子炉制御室に出入りする ための区域」とは、一次冷却系統に 係る施設の故障、損壊等が生じた場 合に原子炉制御室に直交替等のた め入退域する通路及び区域をいう。</li> <li>第5項においては、原子炉制御 室等には事故・異常時においても従 事者が原子炉制御室に立ち入り、一 定期間滞在できるように放射線に 係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置 の設置等の「適切な放射線防護措 置」が施されていること。この「放 射線防護措置」としては必ずしも設 備面の対策のみではなく防護具の</li> </ol>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技 術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設 の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
	配備,着用等運用面の対策も含まれ る。「一定期間」とは,運転員が必 要な交替も含め,一次冷却材喪失等 の設計基準事故時に過度の被ばく なしにとどまり,必要な操作を行う 期間をいう。	
	12第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。 この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることをいう。 この場合における運転員の被ばく評価は、「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)」(平成21・07・27原第1号(平成21年8月12日原子力安全・保安院制定))(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に	<ul> <li>・ 遮なに被子御るにに実以確フい御つ評たてしてき量あてくののはよ量でした。</li> <li>・ 遮なに被子御るにに実効下認ィ空室い価空いてしてき量あてそののはよ量を中性価内施しのでした気のでした気のでした気のでした。</li> <li>・ ごないです。</li> <li>・ ごないです。</li> <li>・ ごないでは、</li> <li>・ ごないです。</li> <li>・ ごないです。</li></ul>
	<ul> <li>キャコールフィルターを通らな い空気の原子炉制御室への流入量 については、被ばく評価手法(内規) に基づき、原子炉制御室換気設備の 新設の際、原子炉制御室換気設備再 循環モード時における再循環対象 範囲境界部での空気の流入に影響 を与える改造の際、及び、定期的に 測定を行い、運転員の被ばく評価に 用いている想定した空気量を下回 っていることを確認すること。</li> <li>第5項に規定する「当該措置を とるための操作を行うことができ る」には、有毒ガスの発生時におい て、原子炉制御室の運転員の吸気中 の有毒ガス濃度を有毒ガス防護の ための判断基準値以下とすること を含む。「防護措置」には、必ずし も設備面の対策のみではなく防護 具の配備、着用等運用面の対策を含 む。</li> </ul>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技 術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設 の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
一原子炉制御室及びその近傍並びに 有毒ガスの発生源の近傍工場等内に おける有毒ガスの発生を検出するた めの装置及び当該装置が有毒ガスの 発生を検出した場合に原子炉制御室 において自動的に警報するための装 置の設置	14 第5項第1号に規定する「工場 等内における有毒ガスの発生を検 出するための装置及び当該装置が 有毒ガスの発生を検出した場合に 原子炉制御室において自動的に警 報するための装置の設置」について は「有毒ガスの発生を検出し警報す るための装置に関する要求事項(別 記-9)」によること。	<ul> <li>「実用発電用原子炉 及びその附属施設 の位置,構造及び 設備の基準に関す る規則」第26条第 3項第1号に同 じ。</li> </ul>
二 原子炉制御室及びこれに連絡する 通路並びに運転員その他の従事者が 原子炉制御室に出入りするための区 域 遮蔽その他の適切な放射線防護措 置,気体状の放射性物質及び原子炉制 御室外の火災により発生する燃焼ガ スに対する換気設備の隔離その他の 適切な防護措置	15 第5項第2号に規定する「換気 設備の隔離」とは、原子炉制御室外 の火災により発生した燃焼ガスを 原子炉制御室換気設備によって取 り入れないように外気との連絡口 を遮断することをいい、「換気設備」 とは、隔離時の酸欠防止を考慮して 外気取入れ等の再開が可能である ものをいう。	
<u>6 原子炉制御室には,酸素濃度計を施設</u> しなければならない。	14 第6項に規定する「酸素濃度 計」は、設計基準事故時において、 外気から原子炉制御室への空気の 取り込みを、一時的に停止した場合 に、事故対策のための活動に支障の ない酸素濃度の範囲にあることが 正確に把握できるものであること。 また、所定の精度を保証するもので あれば、常設設備、可搬型を問わな い。	<ul> <li>・<u>中央制御室には,</u> 酸素濃度計及び二 酸化炭素濃度計を 配備する。</li> </ul>

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第59条及び「実用発電用原子炉及びその 附属施設の技術基準に関する規則」第74条における追加要求事項を明確化 する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項及 びその適合方針は、以下の第1.1-3表のとおりである。

第1.1-3表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第59条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)

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	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	適合方針
(運転員が原子炉制御室にと どまるための設備) 第五十九条 発電用原子炉施 設には,炉心の著しい損傷が 発生した場合(重大事故等対 処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除 く。)が有する原子炉格納容 器の破損なわれた場合を除 く。)においても運転員が第 二十六条第一項の規定によ り設置される原子炉制御室 にとどまるために必要な設 備を設けなければならない。	<ul> <li>第59条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)</li> <li>第59条に規定する「重大事故等対処設備(特定重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条,第50条,第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</li> </ul>	
	2 第59条に規定する「運転員が第 26条第1項の規定により設置され る原子炉制御室にとどまるために 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。	(なお,重大事故等に対処するため に必要なパラメータについても監 視できる設計とする。)

実用発電用原子炉及びその附 属施設の位置,構造及び設備の 基準に関する規則	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	適合方針
	a)原子炉制御室用の電源(空調         及び照明等)は、代替交流電源         設備からの給電を可能とするこ         と。	<ul> <li>・中央制御室には,重大事故が発生 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(中央制 御室換気系,原子炉建屋ガス処理 系及び可搬型照明(SA)等)を 設置する設計とする。</li> <li>・重大事故発生時において,運転員 がとどまるために必要な設備(中 央制御室換気系,原子炉建屋ガス 処理系及び可搬型照明(SA)等)</li> <li>は,常設代替交流電源設備から給 電可能な設計とする。</li> </ul>
	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。	<ul> <li>・ 炉心の著しい損傷が発生した場合</li> <li>においても、中央制御室にとどま</li> <li>る運転員の実効線量が7日間で</li> <li>100mSvを超えない設計とする。</li> </ul>
	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。	・原子炉制御室の運転員の被ばくの 観点から結果が最も厳しくなる 事故収束に成功した事故シーケ ンスとして,格納容器破損モード において想定している,大破断L OCA時に高圧炉心冷却及び低 圧炉心冷却に失敗するシーケン ス(代替循環冷却系を使用しない 場合)を選定する。
	<ol> <li>② 運転員はマスクの着用を考 <u>慮してもよい。ただしその場</u> 合は,実施のための体制を整 備すること。</li> </ol>	<ul> <li>・マスクの着用を考慮し,その実施 のための体制を整備する。</li> </ul>
	<ol> <li><u>交代要員体制を考慮しても</u> <u>よい。ただしその場合は,実</u> <u>施のための体制を整備するこ</u> <u>と。</u></li> </ol>	<ul> <li>・運転員は5直2交代勤務を前提に</li> <li>評価を行なうが,積算の被ばく線</li> <li>量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</li> </ul>
	<ol> <li>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。</li> </ol>	

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	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	適合方針
	c)原子炉制御室の外側が放射性 物質により汚染したような状況 下において,原子炉制御室への 汚染の持ち込みを防止するた め,モニタリング及び作業服の 着替え等を行うための区画を設 けること。	<ul> <li>・中央制御室への汚染の持ち込みを 防止するため、身体の汚染検査 (モニタリング)を行うためのサ ーベイエリア、脱衣(作業服の着 替え)を行うための脱衣エリア、 身体に付着した放射性物質を除 染するための除染エリア及びサ ーベイエリア等から中央制御室 への放射性物質の持ち込みを防 止するためのクリーンエリアを 設ける設計とする。</li> <li>・テントハウス及び扉付シート壁並 びにチェンジングエリアと中央 制御室の間の気密扉により中央 制御室への汚染の持ち込みを防 止する設計とする。</li> </ul>
	d) 上記 b) の原子炉制御室の居 住性を確保するために原子炉格 納容器から漏えいした空気中の 放射性物質の濃度を低減する必 要がある場合は,非常用ガス処 理系等(BWRの場合)又はア ニュラス空気再循環設備等(P WRの場合)を設置すること。	
	e) BWRにあっては,上記b) の原子炉制御室の居住性を確保 するために原子炉建屋に設置さ れたブローアウトパネルを閉止 する必要がある場合は,容易か つ確実に閉止操作ができるこ と。また,ブローアウトパネル は,現場において人力による操 作が可能なものとすること。	

※ なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 74条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)も同様の記載のため、 省略する。

なお,原子炉制御室に設置する設備のうち,重大事故対処設備に関する概 要を第1.1-4表に示す。

		代替する機能を有	する	設備	凯供八拓	
不好地	⇒九 /#	設計基準対象施	設	種別	<b> </b>	
术杭陵柜	□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□		耐震重要	常設		機器
		ī又 1/用	度分類	可搬型	万 羖	クラス
中央制御室換気系による	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設	(重大事故等対処施設)	—
居住性の確保						
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
		—	—		常設重大事故緩和設備*1	
	中央制御室換気系空気調和機ファ	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	$\sim$	—	—		常設重大事故緩和設備*1	
	中央制御室換気系フィルタ系ファ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	ン				常設重大事故緩和設備*1	
	中央制御室換気系給排気隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	[流路]				常設重大事故緩和設備*1	
	中央制御室換気系フィルタユニッ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	
	Ъ				常設重大事故緩和設備*1	
	中央制御室換気系ダクト・ダンパ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA - 2
	[流路]				常設重大事故緩和設備*1	
原子炉建屋ガス処理系に	非常用ガス再循環系排風機		—	常設	常設重大事故緩和設備*1	—
よる居住性の確保						
	非常用ガス再循環系配管・弁・フ			常設	常設重大事故緩和設備*1	—
	ィルタトレイン [流路]					
	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備*1	—
	非常用ガス処理系配管・弁・フィ			常設	常設重大事故緩和設備*1	—
	ルタトレイン [流路]					
	非常用ガス処理系排気筒 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備*1	—
	原子炉建屋原子炉棟		•	その他設	備に記載	

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備	設備分類	
系統機能		設備	載 耐震重要 度分類	常設可搬型	分類	機 器 クラス
原子炉建屋外側ブローア ウトパネルの閉止による	ブローアウトパネル閉止装置	_		常設	常設重大事故緩和設備*1	_
居住性の確保	ブローアウトパネル閉止装置開閉 状態表示			常設	常設重大事故緩和設備 ^{※1}	—
	ブローアウトパネル開閉状態表示			常設	常設重大事故緩和設備 ^{※1}	_
中央制御室待避室による 居住性の確保	中央制御室待避室	_	—	常設	(重大事故等対処施設)	
	中央制御室待避室遮蔽	_	_	常設	常設重大事故緩和設備	
	中央制御室待避室空気ボンベユニ ット(空気ボンベ)			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A – 3
	中央制御室待避室空気ボンベユニ ット(配管・弁)[流路]	_		常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	中央制御室待避室差圧計*2	_		常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	
	衛星電話設備(可搬型)(待避室)	_		可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	_
	データ表示装置 (待避室)		—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
可搬型照明(SA)によ る居住性の確保	可搬型照明 (SA)	中央制御室照明		可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	

## 第1.1-4表 重大事故対処設備に関する概要(59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)(2/3)

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機 器 クラス
酸素濃度計及び二酸化炭 素濃度計による居住性の	酸素濃度計 ^{※1}		_	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
確保	二酸化炭素濃度計 ^{※1}		_	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
チェンジングエリアの設 置及び運用による汚染の 持ち込みの防止	可搬型照明 (SA)	_	_	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に示す。

(1) 設計基準事故時の想定シナリオ

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」 第38条12に記載のとおり、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ば く評価手法について(内規)」(平成21・07・27原院第1号(平成21年8 月12日原子力安全・保安院制定))に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却 材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

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できず,格納容 器ベントを実施する場合は,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

59 - 9 - 16

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,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, さらに,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1.2-1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 1.2-1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でき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1.2-1表 重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響

重色	静的負荷シ	√ナリオ ^{※1}	DCH シナリオ ^{**2}	中央制御室被ばく	
子 外	代替循環冷却系 代替循環冷却系		代替循環冷却系	評価への影響	
	を使用する	を使用できない	を使用する		
故她应思。				按她应明它上以去	
格納谷希ペント	実施したい	宝施する	実施したい	格納谷希圧刀か高い状態で堆移する	
				と、格納容器から	
	代替循環冷却系	格納容器圧力は	代替循環冷却系	の漏えい率が大き	
	の使用により格	高い状態で推移	の使用により格	くなり、放出量が	
	納容器内圧力は	する。また、格	納容器内圧力は	多くなる。	
	低い状態で推移	納谷器ベント実	低い状態で推移	格納谷器ベントを	
	୬ ଦ _୦	地に住い放射性物質を大気へ放	9 ବ୍ଦ	夫旭9つと, 成別 性物質が大気へ放	
		出する。		出されるため、放	
				出量が多くなる。	
炉心損傷時間				大気への放出率低	
(燃料被覆管温	約 4 分		約 39 分	減効果に期待でき	
度 1,000K 到達	<u></u>			る原子炉建屋ガス	
時間を想定)	ス〜の1000Aを恋たしてわり, 早期(原子炉建屋ガス処理系記動)		計り負荷シリノオよりは遅い	処理糸の起動(事	
	前)に炉心損傷に至る。		が,原子炉建屋	までに、炉心指傷	
			ガス処理系起動	時間が早いほど放	
			前に炉心損傷に	出量が多くなる。	
			至る。		

- ※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

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、中央制御室内にて発電用原子炉施設(以下 「原子炉施設」という。)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) 津波・構内監視カメラ

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, 高潮, 地震及び津波)並びに自然現象等による発電所構内及び原子炉 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津波・構 内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



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 : DB範囲 2.1.2 津波・構内監視カメラについて

津波・構内監視カメラは,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,高潮,地震及び津波)並びに自然現象等による発 電所構内及び原子炉施設への影響の概況を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2.1-1表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

津波・構内監視カメラは,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。ただし,一部死 角となるエリアがあるが,発電所構内のタービン建屋付近等のごく限られた 場所であり,その他の監視可能な領域の監視により,原子炉施設に影響を及 ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また,一部死角となる タービン建屋付近に設置する主変圧器及び起動変圧器については,津波・構 内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能であるため,自然現象 等による影響を十分把握可能である。なお,中央制御室にて警報による監視 も可能である。

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。津波・構内監視カメラが監視可能な原子炉施設 及び周辺の発電所構内範囲を第2.1-3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,津波・構内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。

59 - 9 - 22

	津波・構内監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
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及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて 設計
台数	原子炉建屋屋上3台,防潮堤上部4台

※1 一部死角となるエリアがあるが、死角となるのは、構内のタービン建屋付近(主変圧器
起動変圧器)等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、原子 炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。
第2.1-3 図 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、津波・構内監視カメラにより監視できる映像のサン プルを第2.1-4回に示す。

また、津波・構内監視カメラの撮影方向を第2.1-5図に示す。

: D B 範囲

2.1.4 津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震,津波並びに「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6条に記載されている「想定される自然 現象」及び「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,津波・構内監 視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1-2表に示す。

第2.1-2表 津波・構内監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第 ( 選定事	6 条 事象 ^{※1}	第4条	第5条	把握できる原子炉施設の外の状況
	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 及び原子炉施設への被害状況や設備周辺にお
竜 巻	0				ける影響の有無
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
高潮	0				高潮・津波襲来の状況や発電所構内及び原子
津波				0	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. 1. 1. 1. 1/2000		~ _ ~ ~ _		

※1 6条まとめ資料「東海第二発電所 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」及び「近隣工場等の火災」を含む。

: D B 範囲
2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

津波・構内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2.1-3表に示す。

第 2.1-3 表	津波・構内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

大気温度 $-10^{\circ}$ C~40°C測定下限は、凍結リスクが生じ る 0°Cをカバーできる設定とす る。雨量 $0\sim49.5 \text{ nm}$ (記録紙印字幅)親算雨量を記録紙に印字し、50 umを超えると記録紙に再度 0 nm から印字する。1 時間当たりの 積算雨量から、1 時間当たりの 積算雨量から、1 時間当たりの 積算雨量から、1 時間可量(um /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) $0\sim540^{\circ}$ (N~S)台風等の影響の接近と離散を把 握できる設計とする。風速 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m) $0\sim30m/s$ (10 分間平均値)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 $0\sim1.2 kW/m^2$ $\sim -0.25 kW/m^2$ 大気安定度を識別できる設計と する。取水口潮位(新設)EL5.0m~20.0m準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、常用系ボンブの停止水位 及び非常用海水系がンプの取水 可能水位(-6.08m)を把握可能 な設計差準を超える津波に 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。空間線量率 (モニタリング・ポスト A ~D)低レンジ $10^{-8} Gv / h\sim10^{-5} n Gy / h$ 空間線量率 (モニタリング・ポスト A ~D)低レンジ $10^{-8} Gv / h\sim10^{-5} n Gy / h$	パラメータ		測定レンジ	測定レンジの考え方	
雨量         福算雨量を記録紙に印字し、50 mmを超えると記録紙に再度 0mm から印字する。1 時間雨量、0m (記録紙印字幅)           風向 (EL.+18m/EL.+89m/EL.+148m) $0\sim49.5$ mm (記録紙印字幅)         着風等の影響の接近と離散を把 提できる設計とする。           風速 (EL.+18m/EL.+89m/EL.+148m) $0\sim540^{\circ}$ (N~S)         台風等の影響の接近と離散を把 提できる設計とする。           風速 (EL.+18m/EL.+89m/EL.+148m) $0\sim540^{\circ}$ (N~S)         台風等の影響の接近と離散を把 提できる設計とする。           日射量 $0\sim1.2 kW/m^2$ 大気安定度を識別できる設計と する。           取水口潮位(新設)         EL5.0m~20.0m         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 しるための設備としては監視力 メラを用いる設計とする。(第 とれるよめの設備としては監視力 メラを和いる設計とする。(第 2.1-3 表)           空間線量率 (モニタリング・ポスト A < D)	大気温度		$-10^{\circ}C \sim 40^{\circ}C$	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。	
風向 (EL. $+18m/EL. +89m/EL. +148m$ ) $0\sim 540^{\circ}$ (N $\sim S$ )台風等の影響の接近と離散を把 握できる設計とする。風速 (EL. $+18m/EL. +89m/EL. +148m$ ) $0\sim 30m/s$ (10 分間平均値)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 $0\sim 1.2kW/m^2$ $\sim -0.25kW/m^2$ 大気安定度を識別できる設計と する。取水口潮位(新設)EL. $-5.0m\sim 20.0m$ 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 及び非常用海水系の取水を確保する。取水ロット水位(新設)EL. $-7.8m\sim 2.3m$ 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 及び非常用海水系の取水を確保する。 な設計とする。取水ピット水位(新設)EL. $-7.8m\sim 2.3m$ 「発電用軽水型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)空間線量率 (モニタリング・ポスト A $\sim$ D)低レンジ $10^{1n}Gy/h\sim 10^{5}nGy/h$ 「発電用軽水型原子炉施設にお 3審査指針」に定める測定上限 値( $(10^8ngv/h=10^{-1}Gy/h)$	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。	
風速 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m) $0\sim30m/s$ (10 分間平均値)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 $0\sim1.2kW/m^2$ 、気安定度を識別できる設計と する。大気安定度を識別できる設計と する。放射収支量 $0.05kw/m^2$ 、 $\sim -0.25kW/m^2$ 大気安定度を識別できる設計と する。取水口潮位(新設)EL5.0m~20.0m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 及び非常用海水系がンプの停止水位 及び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 スラを用にる設計とする。取水ピット水位(新設)EL7.8m~2.3m洋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)空間線量率 (モニタリング・ポスト A ~ D)低レンジ $10^{-8}Gv/h~10^{5}nGy/h$ 高レンジ「発電用軽水型原子炉施設にお はる事故時の放射線計測に関す る審査指針」に定める測定上限 値( $10^8 nGv/h=10^{-1}Gv/h$	風向 (EL.+18m/EL.+89m/F	EL. +148m)	$0 \sim 540^{\circ}$ (N ~ S)	台風等の影響の接近と離散を把 握できる設計とする。	
日射量     0~1.2kW/m ² 大気安定度を識別できる設計とする。       放射収支量     0.05kw/m ² する。       取水口潮位(新設)     EL5.0m~20.0m     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吸水可能水位(-6.08m)を把握可能な設計とする。       取水ピット水位(新設)     EL7.8m~2.3m     この一次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。       空間線量率 (モニタリング・ポスト A~D)     低レンジ     10 ¹ nGy/h~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る審査指針」に定める測定上限値(10 ⁸ nGy/h=10 ⁻¹ Gy/h)を	風速 (EL. +18m/EL. +89m/F	EL. +148m)	0~30m/s (10分間平均値)	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。	
放射収支量       0.05kw/m²       する。         取水口潮位(新設)       EL5.0m~20.0m       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停止水位 及び非常用海水系ポンプのの取水 可能水位(-6.08m)を把握可能 な設計とする。         取水ピット水位(新設)       EL7.8m~2.3m       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)         空間線量率 (モニタリング・ポスト A~D)       低レンジ       10 ¹ nGy/h~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 る審査指針」に定める測定上限	日射量		$0\sim 1.2$ kW/m ²	大気安定度を識別できる設計と する。 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	
取水口潮位(新設)         EL5.0m~20.0m         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)           空間線量率 (モニタリング・ポスト A~D)         低レンジ         10 ¹ nGy/h~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 る審査指針」に定める測定上限 値(10 ⁸ nGy/h=10 ⁻¹ Gy/h)を	放射収支量		$0.05 \text{kw/m}^2 \sim -0.25 \text{kW/m}^2$		
取水ビット水位(新設)EL7.8m~2.3m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)空間線量率 (モニタリング・ポスト A~D)低レンジ $10^{1}$ nGy/h~ $10^{5}$ 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 る審査指針」に定める測定上限 値( $10^{8}$ nGy/h= $10^{-1}$ Gy/h)を	取水口潮位(新設)		EL. −5.0m~20.0m		
空間線量率 (モニタリング・ポスト低レンジ $10^{1} nGy/h \sim 10^{5} nGy/h$ 「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 る審査指針」に定める測定上限 値 ( $10^{8} nGy/h \sim 10^{-1}Gy/h$ )を	取水ピット水位 (新設)		EL. −7.8m~2.3m	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)	
(モニタリング・ポスト A~D) $= 1/2^{10} + 10^{-3} Gy / h \sim 10^{-1} Gy / h$ る審査指針」に定める測定上限 値 (10 ⁸ n Gy / h = 10 ⁻¹ Gy / h) を	空間線量率	低レンジ	10 ¹ nGy/h~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	
「レンン」10 Gy/ 11 10 Gy/	(モニタリング・ポスト A~D)	高レンジ	10 ⁻⁸ Gy∕h~10 ⁻¹ 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。	



2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計ついて

L

I

L

L

L

L

I

2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に,酸素濃度及び 二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確 に把握するため,中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備す る。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を第2.2-1表に示す。

名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0~40.0vo1%
	表示精度	±0.1vo1%
	電源	電 源:乾電池(単四×2本) 測定可能時間:約3,000時間 (乾電池切れの場合,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。)
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR (非分散型赤外線)
a	検知範囲	0.0~5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S.
	電源	<ul> <li>         源:乾電池(単三×4本)     </li> <li>         測定可能時間:約12時間         (乾電池切れの場合,乾電池交換を実施する。)     </li> </ul>
	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。)

第2.2-1表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要



2.2.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

「労働安全衛生法」, JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転 員等の事故時被ばくに関する規定」及び「鉱山保安法施行規則」を踏まえ, 酸素濃度が19%を下回るおそれのある場合又は二酸化炭素濃度が1.0%を上 回るおそれのある場合に,外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用と する。なお,法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は, 以下のとおりである。

「酸素濃度の人体への影響について」を第2.2-2表に,「二酸化炭素濃度の人体への影響について」を第2.2-3表に示す。

(1) 酸素濃度

L

L

I

I

I

I

I

L

н

I

L

L

酸素欠乏症等防止規則(一部抜粋)
(定義)
第二条 この省令において,次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。
一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
(換気)
第五条 事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を
十八パーセント以上(第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあっては、空気中の酸素の濃度を
+八パーセント以上,かつ、硫化水素の濃度を百万分の+以下)に保つように換気しなければならない。
ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

 鉱山保安法施行規則(一部抜粋)
 第十六条の一
 一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は<u>十九パーセント以上</u>とし、炭酸ガス含 有率は一パーセント以下とすること。

第2.2-2表 酸素濃度の人体への影響について([出典] 厚生労働省ホームペ

ージ(抜粋))

21%     通常の空気の状態       18%     安全限界だが連続換気が必要       16%     頭痛,吐き気
18%     安全限界だが連続換気が必要       16%     頭痛,吐き気
<u>16%</u> 頭痛,吐き気
190/ 目さい、 第十任王
12% 日まい,肋刀低下
8% 失神昏倒, 7~8分以内に死亡
6% 瞬時に昏倒,呼吸停止,死亡

: D B 範囲

: SA範囲

59 - 9 - 28

## (2) 二酸化炭素濃度

ļ

L

i

÷.

Т

è

н

i

.

L

÷.

L

÷.

I

i

è

L

i

i

i

÷.

I

н

「鉱山保安法施行規則」(一部抜粋)

第十六条の一

 一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は<u>十九パーセント以上</u>とし、炭酸ガス含 有率は<u>ーパーセント以下</u>とすること。 I

I

I

I

I

I

I

.

I

I

I

L

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」 (一部抜粋) 【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み 中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には,中央制御室内の CO₂濃度の上昇による運転員等

の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容 C02濃度
 事務所衛生基準規則(昭和 47 年労働省令第 43 号,最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号)により,事務室内の C02濃度は 100 万分の 5000 (0.5%)以下と定められており,中央制御室の C02濃度もこれに準拠する。

したがって、中央制御室居住性の評価に当たっては、上記濃度(0.5%)を許容濃度とする。

第2.2-3表 二酸化炭素濃度の人体への影響について([出典] 消防庁「二酸

化炭素消火設備の安全対策について(通知)」平成8年9月20

日)

二酸化炭素濃度	症状発現までの暴露時間	人体への影響
< 2%		はっきりした影響は認められない
$2\% \sim 3\%$	5~10 分	呼吸深度の増加,呼吸数の増加
$3\% \sim 4\%$	10~30 分	頭痛,めまい,悪心,知覚低下
$4\% \sim 6\%$	5~10 分	上記症状,過呼吸による不快感
6%~8%	10~60 分	意識レベルの低下,その後意識喪失へ進む, ふるえ,けいれんなどの不随意運動を伴うこ ともある
8%~10%	1~10 分	同上
10% <	< 数分	意識喪失、その後短時間で生命の危険あり
30%	8~12 呼吸	同上

: D B 範囲 : S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

I

L

I

н

L

T

中央制御室には,中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため,身体の汚染 検査及び防護具の脱衣等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは、中央制御室外で作業を行った要員が、中央制御室 に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは,要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋内で中央 制御室バウンダリに隣接した場所である空調機械室内に設営する。また,チ ェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し,可搬型照明(SA) を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概要図を第2.3 -1 図に示す。

第2.3-1 図 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概要図

:SA範囲

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

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるため に必要な設備として,遮蔽設備,換気系設備,通信連絡設備,データ表示装 置(待避室),照明設備,酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設 置又は保管する。

中央制御室は,周囲に遮蔽が設置されており,重大事故等が発生した場合 に中央制御室換気系給排気隔離弁により外気との連絡口を遮断し,空気調和 機ファン及びフィルタ系ファンによる高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方式とし,運転員を過度の被ばくから防護する設計と する。

原子炉建屋ガス処理系は,原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するととも に,原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含 む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで,運転員を過度の被ば くから防護する設計とする。

中央制御室待避室は,中央制御室内に設置し,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内の遮蔽に囲まれた空間を正圧化し,外 気の流入を一定時間完全に遮断することで,重大事故発生後に格納容器圧力 逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減す ることが可能な設計とする。また,中央制御室待避室は,重大事故時に格納 容器圧力逃がし装置を作動させた場合においても,中央制御室にとどまる必 要のある最低限の要員である3名を収容可能な設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室は,酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計に より,居住性を確保していることの確認が可能な設計とする。また,中央制 御室に保管している可搬型照明(SA)及びデータ表示装置(待避室)を中

59 - 9 - 31

央制御室待避室に設置することで,継続的にプラントの監視を行うとともに,
通信連絡設備により外部との連絡を可能とし、必要に応じて中央制御室制御
盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。
: SA範囲

2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室待避室正圧化バウンダリは,配置上,動圧の影響を直接受けな い屋内に設置されているため,中央制御室待避室内へのインリークは隣接区 画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室の設計最高温度で ある48.9℃,隣接区画の温度を外気の設計最低温度である-12.7℃と仮定す ると,中央制御室待避室の天井高さは最大約2mであるため,以下のとおり約 5.1Pa [gage]の圧力差があれば,温度の影響を無視できると考えられる。

△P = {(-12.7℃の乾き空気密度 [kg/m³]) - (+48.9℃の乾き空気の密度 [kg/m³])} ×天井高さ [m]
 = (1.3555 [kg/m³] -1.0963 [kg/m³]) ×2 [m]

 $=0.5184 \ [kg/m^2]$ 

≒5.1 [Pa [gage]]

このため,正圧化バウンダリの必要差圧は,設計裕度を考慮して隣接区画 +10Pa [gage] とする。

: S A範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

н

中央制御室は,放射性物質による中央制御室外からの放射線を遮蔽する ためコンクリート構造を有している。通常時において,中央制御室換気系 は,外気を一部取り入れる再循環方式により空気調整を行っているが,重 大事故等時においては,外気取入れのための中央制御室換気系給排気隔離 弁を全閉とし,中央制御室換気系を閉回路循環方式とすることで,フィル タを介さない外気の中央制御室内への流入を防止する設計とする。また, 原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとと もに,原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質 を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで,運転員を過度 の被ばくから防護する設計とする。

_____!: S A範囲

中央	制御室の遮蔽	設備は,	コンクリー	・ト厚さ	の建屋	を躯体と-
体とな	った壁であり	,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。第2.4	-1図に「	中央制御室	庶蔽の配置図	【を示す。	
	<b></b> 筆 9	4—1 図	中中制御马	マ () () () () () () () () () () () () ()	<u>।</u>	

(3) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要図を,第2.4-2図に示す。

重大事故等時において、中央制御室換気系は、高性能粒子フィルタ及び チャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに 中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気と の連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環 方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお、外気と の遮断は、中央制御室換気系給気隔離弁4個及び中央制御室換気系排気隔 離弁2個の合計6個により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流 電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により、中央制御室から スイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。また、中央制御室 排煙装置との隔離は、中央制御室換気系排煙装置隔離弁3個により行い、 全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源 装置からの給電が可能な設計とする。

中央制御室換気系は,外気との遮断が長期にわたり,室内の環境条件が 悪化した場合には,外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しな がら取り入れることも可能な設計とする。なお,中央制御室換気系につい ては,常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から受電するま での間は起動しないが,居住性に係る被ばく評価においては,全交流動力 電源喪失後,2時間後に起動することを条件として評価しており,居住性を 確保できることを確認している。

【設備仕様】

台

・中央制御室換気系空気調和機ファン

数 1 (予備1)

59 - 9 - 36

: SA範囲

· · 容	里	約42,500m ³ /h(1台当たり)
• 中央制谷	即室換気系フィ	イルタ系ファン
台	数	1 (予備1)
容	皇	約5,100m ³ /h(1台当たり)
• 中央制谷	甲室換気系フィ	ィルタユニット
型	式	高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内
		蔵型
•   基	数	1 (予備1)
粒子隊	余去効率	99.97%以上(直径0.5μm以上の粒子)
↓ よう身	素除去効率(緒	総合除去効率) 97%以上
<u>.</u>		
		:SA範囲



59 - 9 - 38

: D B 範囲



(4) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は,炉心の著しい損傷が発生した場合においても, 原子炉格納容器から漏えいする放射性物質による運転員の被ばくを低減す るために設置している。

原子炉建屋ガス処理系は,非常用ガス処理系排風機,非常用ガス再循環 系排風機,非常用ガス処理系フィルタトレイン,非常用ガス再循環系フィ ルタトレイン,配管・弁類,計測制御装置等で構成する。

原子炉建屋ガス処理系の概要図を第2.4-3図に示す。

原子炉建屋ガス処理系は,非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原 子炉棟内を負圧に維持するとともに,原子炉格納容器から原子炉建屋原子 炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から 排気することで,中央制御室の運転員の被ばくを低減する設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は,非常用交流 電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて,常設代替交流電源設備 である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

また,重大事故等時において,炉心の著しい損傷が発生し,原子炉建屋 ガス処理系を起動する際に,ブローアウトパネルを閉止する必要がある場 合には,ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し,ブローアウトパ ネル開口部を閉止することで,原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込 め機能を維持し,中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護す る設計とする。なお,ブローアウトパネル閉止装置は,人力での閉操作も 可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は,常設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が可能な設計とする。

I

Ⅰ: SA範囲

59 - 9 - 40

Ⅰ Ⅰ 【設備仕様		
■ ■ ・非常用	ガス処理系排	風機
▲ 種	類	遠心型
容	皇	3,570m³∕h
台	数	1 (予備1)
・非常用	ガス再循環系	排風機
▲	類	遠心型
容	皇	17,000m ³ /h
台	数	1 (予備1)
・ブロー	アウトパネル	閉止装置
個	数	10
		'

: SA範囲



2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

L

L

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(空気ボンベ)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。

重大事故発生後に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中央制御室待避室空気ボンベユニット(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運転員の被ばくを低減する設計とする。また, 2.4.2 項に示す中央制御室待避室正圧化の設計差圧であることを確認する ため,中央制御室待避室差圧計を設置する。

: 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、中央制御室待避室は3名 を収容できる設計とする。

運転員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は即座に 対応できるように,中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。中央制 御室待避室の設置場所を第2.4-4 図に,中央制御室待避室の概要図を第 2.4-5 図に示す。





59 - 9 - 45

(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2.4-6 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,中央制御室待避室差圧計を設置する。



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: C₀=0.0336 [%] ・呼吸により排出する二酸化炭素量: M=0.022 [m³/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≒14.2 [m³∕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:  $c = 0.48 [m^3/h/人]$ (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: $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) [m^3 / h]$ (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 $\Rightarrow 3.4 \text{ [m}^3 \text{/h]}$ 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。 Ⅰ:SA範囲 59 - 9 - 47

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時間正圧化するための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14.2m³/h及びボンベ供給可能空気量 5.5m³/本から、下記のとおり13本となる。したがって、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運転員(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、正圧化試験により必要ボンベ本数が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。

以上から、必要なボンベ本数は、下記の計算により、13本となる。

14.2 [m³/h] ÷5.5 [m³/本] ×5 [時間]

=12.9

≒13 [本]

_____:S A範囲

d. 中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)の設置エリア 中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)は、中央制御室 近傍の原子炉建屋付属棟3階に配置し、中央制御室待避室に空気を供給 する。中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)の配置図を 第2.4-7図に示す。



e. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて+10Pa [gage]の 正圧達成までに要する時間を評価した結果,約3.2秒となった。

(a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。

N1:流入量 (mol/sec) → P: 圧力 (Pa) V:容積 (m³) T:温度 (K) R:気体定数 → N2:流出量 (mol/sec)

中央制御室待避室における基礎式を以下に示す。

$$\frac{dn}{at} = \frac{d}{at} \left( \frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2$$

上記基礎式を展開し,単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算 出式を導く。この式を用いて微小時間⊿ t 後の室圧 P_{t+⊿t}を繰り返し 計算することで,室圧 Pの経時変化を求める。

(b) 評価条件

第2.4-1表 中央制御室待避室への加圧の評価条件

項目	記 号	単 位	中央制御室待避室	備考
大気圧力	Ρ ₀	Pa [abs]	101, 325	
容積	V	m ³	32	
温度	Т	К	293.15	
流入量	入量 N 1	m³∕h	14.2	
		mol/sec	0.164	
リーク面積	А	m ²	9. $06 \times 10^{-4}$	流入量と室圧基準より 算出(評価用暫定値)
正圧(10Pa [gage]) 達成時間	t	sec	1.5	



(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,設計基準事故時及び重 大事故等時を比較し,通常運転時及び設計基準事故時の系統概要図を第 2.4-2図(1/2)に,重大事故等時のプルーム通過前後及びプルーム通過 時の系統概要図を第2.4-2図(2/2)に示す。

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には,運転員が格納容器圧力逃がし装置の作動に際し て,水素爆発による原子炉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,原子炉格納容器内の状態,使用済燃 料プールの状態並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損防止及び原子 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に,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式保管する。

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2.4-2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2.4-9図に示す。

また,中央制御室待避室において,運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるように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式保管する。

中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第2.4-10図に示す。

第2.4-2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
后下于中国和小学学习	出力領域計装
アルロル度の状態確認	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
原子炉格納容器内の状態	格納容器内雰囲気放射線レベル
確認	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
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態 確認	使用済燃料プール水位・温度
	フィルタ装置入口圧力
水素爆発による原子炉格	フィルタ装置水位
納容器の破損防止確認	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

: S A 範囲



(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

格納容器圧力逃がし装置作動時において,運転員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(SA), 酸素濃度計,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。

運転員が中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うために必要な 照度を有するものとして,可搬型照明(SA)を1個配備する。第2.4-3 表に中央制御室待避室用の可搬型照明を示す。

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (SA)	中央制御室	1個 (予備1個(中央制 御室の予備1個と 共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間: 片面 24時間 両面 12時間

第2.4-3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2.4-4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。

名称及び外観	仕様等		
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ式	
	検知範囲	0.0~40.0vo1%	
	表示精度	$\pm 0.1 vo1\%$	
	電源	<ul> <li>              í : 乾電池(単四×2本)      </li> <li>             測定可能時間:約3,000時間         </li> <li>             (乾電池切れの場合,乾電池交換を実施する。)      </li> </ul>	
	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。)	
二酸化炭素濃度計	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	<ul> <li>              í 第:乾電池(単三×4本)          </li> <li>             測定可能時間:約12時間         </li> <li>             (乾電池切れの場合,乾電池交換を実施する。)         </li> </ul>	
	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。)	

第2.4-4表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

電離箱サーベイメータ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,1台配備する。第2.4-5表に中央制御室待避室に配備 する電離箱サーベイメータを示す。

: S A 範囲

名称及び外観	保管場所	数量	仕 様
電離箱サーベイメータ	中央制御室	1 台	電離箱式検出器 0.001~1,000mSv/h 電源:乾電池(単三×4本) 測定時間:約100時間以上

_____!: S A範囲

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 設備)を設置している。これらの設備については,重大事故等時においても, 第2.5-3図に示すとおり,常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装 置からの給電を可能とする。

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する。

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95分以内)の照明を確保する。

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,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 保できるように,可搬型照明(SA)を配備する。仮に,これらの照明が活 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 央制御室に保管する。

59 - 9 - 58





59 - 9 - 60

: SA範囲




59 - 9 - 62

第2.5-1表	常設代替高圧電源装置(連続定格容量 5,	520kW)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 ・その他負荷	約 217kW
2	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
3	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
4	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤2A ・その他負荷	約 569kW
5	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤2B ・その他負荷	約 415kW
6	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷	約 106kW
7	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約 236kW
8	蓄電池室排気ファン その他負荷	約 162kW
9	ほう酸水注入ポンプ	約 37kW
10	緊急用海水ポンプ その他負荷	約 514kW
(1)	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30kW
	計	約 2,666kW



(通常点灯状態)





ι.

: S A範囲

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 個使用する。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。操作箇所に応じて可搬型照明(S A)の向きを変更することにより、更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 を中央制御室に保管する。

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。

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

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (SA)	中央制御室	3個 (予備1個(中央制御 室待避室の予備1 個と共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間: 片面 20~24時間 両面 10~12時間
ランタン 「 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	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12時間

____: 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。



第2.5-6図 乾電池内蔵型照明使用イメージ

_____ : S A範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたる中央制御室待避室の運 用を以下にまとめる。第3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置作動並びに中央 制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要を示す。

(1) 格納容器圧力逃がし装置作動前(待避前)

発電長等は,重大事故等時において,格納容器圧力逃がし装置を作動さ せる必要があると判断された場合,中央制御室待避室を使用するため,第 3.1-1表に示す設備及び資機材の運用準備を行う。

9 <b>10</b> . 1	式 「天前峰里的過至??是而平備
	・中央制御室待避室空気ボンベユニットによる
民住州社等到借	中央制御室待避室の加圧
<b>居住住利</b> 來說傭	・酸素濃度計,二酸化炭素濃度計及び可搬型照明
	(SA)の配置及び電源入
監視設備	・データ表示装置(待避室)の配置及び電源入
通信連絡設備	・通信連絡設備の切替及び通話確認

第3.1-1表 中央制御室待避室の運用準備

(2) 格納容器圧力逃がし装置作動中(待避中)

発電長等は,格納容器圧力逃がし装置作動開始後,速やかに中央制御室 待避室に移動し,出入口扉を閉める。

中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室差圧計を確認し,中央制 御室待避室へ適切に空気が供給され,正圧化されていることを確認する。 また,酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃 度(酸素濃度が19%以上であること,二酸化炭素濃度が0.5%以下である

:SA範囲

こと)を確認するとともに,中央制御室待避室の放射線量率を電離箱サー ベイメータにて監視する。

発電長等は、中央制御室待避室に待避している間にも、データ表示装置 (待避室)を用いることで、格納容器圧力逃がし装置の作動状況等のプラ ント状態の監視を行う。また、中央制御室待避室には通信連絡設備を設置 し、緊急時対策所との連絡が常時可能とする。

なお、中央制御室待避室に待避している間の運転操作は不要であるが、 万一、中央制御室での運転操作が必要となった場合には、中央制御室の放 射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部の指示の 下、必要な放射線防護装備及び個人線量計管理措置を施した上で、中央制 御室に出て、運転操作を行い、速やかに中央制御室待避室に移動する。そ のために必要な資機材は、中央制御室待避室に配備する。

(3) 格納容器圧力逃がし装置作動後(待避解除)

発電長等は,格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後,中央 制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で,災害対策本 部との協議の上,必要な防護装備を着用し,中央制御室待避室における待 避を解除し,中央制御室での対応を再開する。

[_____]:SA範囲



59 - 9 - 69

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を第3.2-1表及び第 3.2-2表に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないように ビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

日本	配備	数 ^{※1}
	緊急時対策所建屋	中央制御室**2
タイベック	1,166着 ^{※3}	17 着 ^{※15}
靴下	2,332足 ^{** 4}	34 足*16
帽子	1,166個 ^{※5}	17個 ^{※17}
綿手袋	1,166双 ^{※6}	17 双 ^{※18}
ゴム手袋	2, 332双 ^{* 7}	34 双 ^{※19}
全面マスク	333個 ^{※ 8}	17 個 ^{※17}
チャコールフィルタ	2,332個 ^{※9}	34 個 ^{※20}
アノラック	462着 ^{※10}	17 着**15
長靴	132足 ^{※11}	9 足 ^{※21}
胴長靴	12足※12	9 足 ^{※21}
遮蔽ベスト	15着 ^{※13}	_
自給式呼吸用保護具	—	9 式 ^{※2 2}
バックパック	66個※14	17個 ^{※17}
<ul> <li>※1 今後,訓練等で見直しを行う。</li> <li>※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に,緊急時対策所建屋より防護具類を持参る。</li> <li>※3 111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5着→1,166着</li> <li>※4 111名(要員数)×7日×2倍(2足を1セットで使用)×1.5倍=2,331足→2,332足</li> <li>※5 111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5個→1,166個</li> <li>※6 111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5双→1,166双</li> </ul>		

第3.2-1表 放射線防護具類

※7 111名 (要員数) ×7日×2倍 (2双を1セットで使用) ×1.5倍=2,331双→2,332双

※8 111名(要員数)×2日(3日目以降は除染にて対応)×1.5倍=333個

※9 111名 (要員数) ×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍=2,331個→2,332個

Ⅰ:SA範囲

- ※10 44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×7日×1.5倍=462着
- ※11 44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×2倍(現場での交替を考慮)×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=132足

※12 4名(重大事故等対応要員4名:放水砲対応)×2倍(現場での交替を考慮)×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=12足

※13 10名(重大事故等対応要員10名:放水砲,アクセスルート確保,電源確保,水源確保対応))×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=15着

※14 44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×1.5倍=66個

※15 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着

※16 11名(中央制御室要員数)×2倍(2足を1セットで使用)×1.5倍=33足→34足

- ※17 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
- ※18 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
- ※19 11名(中央制御室要員数)×2倍(2双を1セットで使用)×1.5倍=33双→34双
- ※20 11名(中央制御室要員数)×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍=33個→34個

※21 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9足

※22 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし,初動対応以降は交代要員が中 央制御室に向かう際に,緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。

中央制御室の要員数は11名であり,運転員等(中央制御室)4名と運転員(現場)3名,情 報班員1名,重大事故等対対応要員3名で構成する。このうち,運転員等(現場)は,1回現 場に行くことを想定する。また,全要員の交替時の防護具類を考慮する。

タイベック,帽子及び綿手袋の配備数は,以下のとおり,上記を踏まえ算出した必要数を 上回っており妥当である。

11名×1回(交替時)+3名×1回(現場)=14 < 17

靴下及びゴム手袋は、二重にして使用し、チャコールフィルタは、2個装着して使用する。 靴下等の配備数は、以下のとおり、必要数を上回っており妥当である。

(11名×1回(交替時)+3名×1回(現場))×2倍=28 < 34

全面マスク及びバックパックは,再使用するため,必要数は11個であり,配備数(17個) が必要数を上回っており,妥当である。

長靴,胴長靴及び自給式呼吸用保護具は,それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており,妥当である(※11,※12,※21及び※22参照)。

第3.2-2表 放射線計測器	(被ばく管理・汚染管	管理)の配備数
<b>旦</b> 夕	配備	数*1
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台*3	33 台 ^{** 8}
GM汚染サーベイメータ	5台※4	3 台**9
電離箱サーベイメータ	5台*5	3 台**10
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリングポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ*2	2台 ^{※7}	2 台 ^{** 7}
<ul> <li>※1 今後, 訓練等で見直しを行う</li> <li>※2 緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニ タリング・ポストと兼用する。</li> <li>※3 111名(要員数)×2台(交替時用)×1.5倍=333台</li> <li>※4 身体の汚染検査用に3台+2台(予備)=5台</li> <li>※5 現場作業等用に4台+1台(予備)=5台</li> <li>※6 加圧判断用に1台+1台(予備)=2台</li> <li>※7 室内のモニタリング用に1台+1台(予備)=2台</li> <li>※8 11名(中央制御室要員数)×2台(交替時用)×1.5倍=33台</li> <li>※9 身体の汚染検査用に2台+1台(予備)=3台</li> <li>※10 現場作業等用に2台+1台(予備)=3台</li> </ul>		

_____!: S A範囲

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を第3.2-3表に示す。なお,飲食 料等は,汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し,配備す る。

第3.2-3表 飲食料等

品名	配備数※1	
飲食料等		
・食料	231 食 ^{※ 2}	
・飲料水(1.5 リットル)	154 本 ^{※ 3}	
簡易トイレ	1 式	
安定ヨウ素剤	154 錠 ^{※ 4}	
<ul> <li>※1 今後,訓練等で見直しを行う。</li> <li>※2 11 名(中央制御室運転員7名+情報連絡要員1名+運転対応要員3名)×7日×3食= 231食</li> </ul>		
※3 11 名(中央制御室運転員7名+情報連絡要員1名+運転対応要員3名)×7日×2本=		
<ul> <li>154 平</li> <li>※4 11 名(中央制御室運転員7名+情報連絡要員1名+運転対応要員3名)×(初日2錠+ 2日目以降1錠/1日×2交替)=154錠</li> </ul>		

3.3 チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附 属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第59条第1項(運 転員が原子炉制御室にとどまるための設備)及び「実用発電用原子炉及び その附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項(運転員が原 子炉制御室にとどまるための設備)に基づき、中央制御室の外側が放射性 物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込 みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画 を設けることを基本的な考え方とする。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア及び クリーンエリアからなり、原子炉建屋付属棟内かつ中央制御室バウンダリ に隣接した場所に設営する。第3.3-1表にチェンジングエリアの概要を示 す。

	第3.3-1表 チェンジングエリアの概要		
設営場所	原子炉建屋付属棟4階 空調機械室	<ul> <li>・中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。</li> <li>・空調機械室内への搬入口は地震、竜巻等でも開放せず、事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。</li> </ul>	
設営形式	テントハウス (一部,通路区画化)	<ul> <li>・通路にテントハウスを設営し、テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。</li> </ul>	
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置 法第10条特定事象が発生 し,災害対策本部長の指 示があった場合	<ul> <li>・中央制御室の外側が放射性物質により汚 染するようなおそれが発生した場合,チ ェンジングエリアの設営を行う。</li> <li>・事故進展の状況,参集済みの要員数等を 考慮して放射線管理班が実施する作業 の優先順位を判断し,速やかに設営を行 う。</li> </ul>	
実施者	放射線管理班	<ul> <li>・チェンジングエリアを速やかに設営できるように、定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。</li> </ul>	

(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第3.3-1 図及 び第3.3-2 図のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へア クセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内のルート を設定する。作業員は、放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから

59 - 9 - 75

中央制御室へのアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室への アクセスルートの設定図を第3.3-3図に示す。作業員が携行する資機材 (携行型有線通話装置,電離箱サーベイメータ,電動ドライバ等)につい ては,バックパックに入れて携行することで,携行時の負担を軽減する。

第3.3-1図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所

_____ : S A 範囲





59 - 9 - 78

_____: S A範囲

チェンジングエリアの設営は,原子力防災組織の要員の放射線管理班 における重大事故等対応要員4名のうち,チェンジングエリアの設営に 割り当てることができる要員で行う。設営の着手は,原子力災害対策特 別措置法第10条特定事象が発生し,災害対策本部長の指示があった場合 に実施する。







b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については,運用開始後のチェンジング エリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮し,第3.3-2表のとお りとする。チェンジングエリア用資機材は,チェンジングエリア付近に 保管する。

分類	名称	数 量*1
チェンジングエリア 設営用	テントハウス	7 張*2
	バリア	6個 ^{※3}
	簡易シャワー	1 式*2
	簡易水槽	1個*2
	バケツ	1個**2
	水タンク	1 式*2
	可搬型空気浄化装置	2 台 ^{※4}
消耗品	はさみ、カッター	各3本*5
	筆記用具	2 式 ^{※6}
	養生シート	2 巻 ^{**7}
	粘着マット	2 枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	8個 ^{※9}
	難燃袋	84 枚 ^{※10}
	難燃テープ	12 巻 ^{※11}
	クリーンウェス	5 缶 ^{※12}
	吸水シート	93 枚 ^{※13}
<ul> <li>※1 今後,訓練等で見直しを行う。</li> <li>※2 エリアの設営に必要な数量</li> <li>※3 各エリア間の4個×1.5倍=6個</li> <li>※4 1台×1.5倍=1.5→2台</li> </ul>		

第3.3-2表 チェンジングエリア用資機材

_____:SA範囲

設置作業用,脱衣用及び除染用の3本 ₩5 サーベイエリア用及び除染エリア用の2式 &644.0m²(床及び壁の養生面積)×2(補修張替え等)÷90m²/巻×1.5倍=1.5→2巻 ₩7 ₩8 1枚(設置箇所数)×1.5倍=1.5→2枚 ₩9 8個(設置箇所数,修繕しながら使用) ※10 8枚/日×7日×1.5倍=84枚 ※11 58.4m (養生エリアの外周距離) ×2 (シートの継ぎ接ぎ対応) ×2 (補修張替え等) ÷ 30m/巻×1.5倍=11.7→12巻 ※12 11名(中央制御室要員数)×7日×2交替×8枚(マスク,長靴,両手及び身体の拭き取 りに各2枚) ÷300枚/缶=4.1→5缶 ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。 11名(要員数)×7日×40(1回除染する際の排水量)÷50(シート1枚の吸水量)×1.5 倍=92.4→93枚

(5) チェンジングエリアの運用(出入管理,脱衣,汚染検査,除染,着衣, 廃棄物管理,チェンジングエリアの維持管理)

a. 出入管理

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

チェンジングエリアのレイアウトは,第3.3-5図のとおりであり,チ ェンジングエリアには,下記の①から④のエリアを設けることで,中央 制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

脱衣エリア

・防護具を適切な順番で脱衣するエリア

② サーベイエリア

・防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

・汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③ 除染エリア

・サーベイエリアにて汚染が確認された際に、除染を行うエリア

④ クリーンエリア

・扉付シート壁により区画することで、サーベイエリア等からの 汚染の流入を防止するエリア

靴
0
を脱

衣する。

・マスク及び帽子を着用したまま、サーベイエリアへ移動する。

なお,チェンジングエリアでは,放射線管理班員は,要員の脱衣状況 について適宜確認し,指導,助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は、以下のとおり。

- サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚 染検査を受ける。
- ② 汚染基準を満足する場合には、マスク及び帽子を脱衣し、全身の 汚染検査を受ける。
- ③ 汚染基準を満足する場合には、脱衣後のマスクを持参し、クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。
- ④ ②又は③の汚染検査において、汚染基準を満足しない場合には、
   除染エリアに移動する。

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

 d.除 染
サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認され
た場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで重大事故等に対処
する要員の除染を行う。
重大事故等に対処する要員の除染については、クリーンウエスでの
拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場
合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワ
ーを設ける。
チェンジングエリアにおける除染手順は、以下のとおり。
<ul> <li>汚染検査にて汚染基準を満足しない場合には、除染エリアに移動す</li> </ul>
る。
・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
・再度汚染箇所について汚染検査する。
<ul> <li>汚染基準を満足しない場合には、簡易シャワーで除染する。(マスク)</li> </ul>
及び帽子を除く)
<ul> <li>・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合には、汚染箇所を養生</li> </ul>
し、再度除染ができる施設へ移動する。

Г

_____!: S A範囲



e.着 衣

防護具の着衣手順は、以下のとおり。

- ・中央制御室内で,綿手袋,靴下内側,靴下外側,帽子,タイベック, マスク,ゴム手袋内側,ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット及び靴を着用する。
- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。
- f. 重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

簡易シャワーで発生した汚染水は,第3.3-6図のとおり,必要に応じ て吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

g. 廃棄物管理

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

h. チェンジングエリアの維持管理

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

:SA範囲

(6) チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a. 汚染拡大防止の考え方

テントハウスは,各テントハウスの接続部等をテープ養生することで, テントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する設計とする。また,テ ントハウスの出入口等を扉付シート壁で区画することで,中央制御室へ の汚染の持ち込みを防止する。

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止対策として、可搬型空 気浄化装置を1台設置する。

b. チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、テントハウスの出入口、サーベイエリア及び クリーンエリア、除染エリアは扉付のシート壁により区画し、テントの 接続部は放射性物質の外部からの流入を防止する設計とする。テントハ ウスの外観及び設置状況(イメージ)は、第3.3-7 図のとおりであり、 テントハウスの仕様は、第3.3-3 表のとおりである。また、第3.3-8 図は、テントハウスの設置状況(イメージ)であり、図中①~⑦の各テ ントハウス間は、ファスナーを用いて接続する。なお、各テントハウス 間の接続は、第3.3-9 図のとおりに行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲(階段室及び前後室)は,扉付 のシート壁により二重に区画した上で,二重のシート扉は同時に開けな い運用とし,テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで, 中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には, 汚染除去の容易さの観点から,必要に応じて養生シートを貼ることとし, 一時閉鎖となる時間を短縮する。

さらに、チェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。 : SA範囲



第3.3-7図 テントハウスの外観(イメージ)

項目	仕様	
サイズ	幅 1.0~2.8m×奥行 0.9m~3.6m×高さ 2.3m 程度	
本体重量	40 kg程度 ^{※1}	
サイズ (折り畳み時)	80 cm×140 cm×40 cm程度 ^{**1}	
送風時間(専用ブロワ)*2	約2分*1	
構造	7 張りのテントハウスを連結して組み立て	
※1 幅 2m×奥行 2m×高さ 2.4m のテントハウスでの数値		
※2 手動及び高圧ボンベを用いた送風による展開も可能な設計とする。		

第3.3-3表 テントハウスの仕様



59-9-91 : SA範囲



c. 可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として、チェンジングエリアに設置する可搬 型空気浄化装置の仕様等を第3.3-10図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は, 可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認すること で行う。

なお,中央制御室は,原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には, 原則出入りしない運用とすることから,チェンジングエリアについても, 原則利用しないこととする。したがって,チェンジングエリア用の可搬 型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから,可搬型空気浄 化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は、長期的に運用する可能性があること から、フィルタの線量が高くなることを想定し、本体(フィルタ含む) の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないよ うにチェンジングエリアから遠ざけて保管する。



d. チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは,第3.3-11図のように,汚染の区分ごとに空間を区画し,汚染を管理する。

また,更なる汚染拡大防止のために設置する可搬型空気浄化装置により,中央制御室へアクセスする階段室及びその前後室に浄化された空気 を送り込むことで,中央制御室へ放射性物質が流入することを防止する。

第3.3-11 図及び第3.3-12 図のとおり,チェンジングエリア内に空気の流れを作ることで、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお、テントハウス出入口は、カーテンシートとすることで、外部への空気の流れを確保する。

:SA範囲





e. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播 することがないように,サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認され た場合には,汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡 大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場 合には,速やかに養生シートを張り替える等により,要員の出入りに極 力影響を与えないようにする。

また,チェンジングエリア内は一方通行とし,扉付シート壁により, 入域ルート側の汚染が退域エリアに伝播することを防止する。さらに脱 衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで,脱衣する要員同士 の接触を防止する。

(7) 汚染の管理基準

第3.3-4表のとおり,状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし, サーベイエリアのバックグラウンドに応じて,第3.3-4表の管理基準での 運用が困難となった場合は,バックグラウンドと識別できる値を設定する。
ļ			第 3.3-4 表 汚染の管理	基準
		状 況	汚染の管理基準	根拠等
	状況	屋外(発電所構内 全般) へ少量の放 射性物質が漏え い又は 放出されるよう な 原子力災害時	1,300 cpm (4 Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限 度 (アルファ線を放出しない放 射性同位元素の表面汚染密度 限度:40 Bq/cm ² の1/10)
	状	大規模プルームが	13,000 cpm (40 Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4【1ヶ月後の値】に準 拠
	況 ②	放出されるよう な 原子力災害時	40,000 cpm (120 Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠

(8) 可搬型照明(SA)

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可 搬型照明(SA)は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査及び除 染時に必要な照度を確保するために、3個(予備1個)を使用する。可搬 型照明(SA)の仕様を第3.3-5表に示す。

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (SA)			
	原子炉建屋付属棟4階 空調機械室	4 個 (予備 1 個含む)	<ul> <li>(AC) 100V—240V</li> <li>点灯時間:</li> <li>片面 20~24時間</li> <li>両面 10~12時間</li> </ul>

第3.3-5表 チェンジングエリアの可搬型照明(SA)

チェンジングエリア内は,第3.3-13 図に示すように,設置する可搬型照 明(SA)により5ルクス以上の照度が確保可能であり,問題なく設営, 運用等が行えることを確認している。

:SA範囲



第3.3-13 図 チェンジングエリア設置場所における可搬型照明(SA)確認 状況

(9) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は,2名1組で2組を想定 し、同時に4名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とす る。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合,全ての要員が中 央制御室に入りきるまで約14分(1人目の脱衣に6分+その後,順次汚染 検査2分×4名)と設定し、全ての要員が汚染している場合でも、除染が 完了し中央制御室に入りきるまで約22分と設定しており,訓練によりこれ を下回る時間で退域できることを確認している。

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

: SA範囲

(10) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置(10分)、可搬型モニタリング・ポストの設置(最大475分)及び可搬型気象観測設備の設置(80分)を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じて判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合(ケース①)には、放射線管理
班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポス
ト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合(ケース②)には、放射線管理班員2 名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト(緊 急時対策所加圧判断用)及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後、 参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。要員参集後(発災から2 時間後)、参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を 行うことで、平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお、チェ ンジングエリアの運用については、エリア使用の都度、放射線管理班員が チェンジングエリアまで移動して対応するが、チェンジングエリアが使用 されるのは直交代時及び作業終了後に運転員が中央制御室に戻る際であり、 多くとも1日数回程度のため、十分対応が行える。

: S A範囲

## ・ケース①(平日昼間の場合)

						経過	副時間	引 (時)	間)						
			1	2	3		4		5	6		7		8	
対応項目	要員	事象 ▽ 10 卶 ▽	発生					₹ 7	リア	御室 の運	チェ 用開	ンジ 始	ング	*	
状況把握 (モニタリングポスト等)	故計須當理	885													
緊急時対策所エリアモニタ設置	瓜州脉官     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □     □														
可搬型モニタリング・ポストの配置	见貝A, D	- 00			2000	200	000	2000	000	000	00	000	200	00	20
状況把握(モニタリングポストなど)		8888													
可搬型気象観測設備の配置	放射線管理	8		8											
中央制御室チェンジングエリアの設置	班員C, D														
緊急時対策所チェンジングエリア設置	]	<u> </u>													

### ・ケース②(夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合)

									経道	뤕時┞	眀(	時間	)						
		1 2 3 4 5 6 7								8									
対応項目	要員	7	事象 ▽ 10 ▽	R発生 条	ŧ	7	▽参	集完	了		+⊽ ∓	P 央 制 ニリフ	刂御≦ 了の道	をチ: 軍用[	ェン 開始	ジン	グ		
状況把握 (モニタリングポスト等)		00																	
緊急時対策所エリアモニタ設置	土/. 白 L 公白 休休 元田		5																
緊急時対策所チェンジングエリア設置	版射線官埋 町昌A D			- 8	9														
可搬型モニタリング・ポストの配置**	<u></u> 虹貝А, Б		00	Ο.				- 6	200	001	200	200	000	200	00	000	200	000	200
可搬型気象観測設備の配置					- 8	888	88	887											
中央制御室チェンジングエリアの設置	放射線管理 班員C, D										***								

# ※ 可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により、緊急時対 策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

:SA範囲

(11) チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

夜間・休祭日は、参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能 性があるが、事象発生からチェンジングエリアの初期運用の開始^{*1}まで3 時間程度^{*2}要する場合が考えられる。その場合において、チェンジングエ リアの初期運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染 の持ち込みを防止する。

- 運転員等は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染(クリーンウ エスによる拭取り)を行った上で、中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は、チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサ ーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員等の再検査を実施し、 必要に応じて除染(クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワー による水洗)を行う。また、放射線管理班員は、中央制御室内の環 境測定を行う。
- 中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央 制御室バウンダリを区画する。
- 仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は(5) チェンジングエリアの運用に従う。

※1 サーベイエリア,除染エリア及びクリーンエリアの設営※2 2時間(参集時間)+1時間(サーベイエリア及び除染エリアの設営)

: S A範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震,自然災害(竜巻等),火災及び溢水について,中央制御室に影響を 与える事象を抽出し,対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として,第3.4-1表に示す起 因事象(内部火災,内部溢水,地震等)と同時にもたらされる環境条件が考 えられるが,いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えること はない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

(1) 地 震

中央制御室及び制御盤は,耐震Sクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し, 基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。 また,制御盤は床等に固定することにより,地震発生時においても運転操 作に影響を与えない設計とする。さらに,制御盤に手すりを設置するとと もに,天井照明設備には落下防止措置を講じることにより,地震発生時に おける運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触防止が可能な設 計とする。

(2) 火 災

中央制御室にて火災が発生した場合は運転員が火災状況を確認できる設 計とし,初期消火を行うことができるように,消火器を設置する。

また,中央制御室外で発生した火災に対しても,中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

(3) 溢 水

中央制御室内には溢水源がない設計とする。

万が一,火災が発生したとしても,運転員が火災状況を確認し,消火器 にて初期消火を行うこととしているため,消火活動に伴う内部溢水による 影響はない。

また,中央制御室外で発生した溢水に対しても,中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。



第3.4-1	表 中央制御室に同時に	もたらされる環境条件への対応(1/3)
起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災(地 震起因含む)	火災による中央制御室内 設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火 できるように、「運転員が火災状況を確認し、粉 末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行 う」ことを社内規定類に定めることとし、中央制 御室の機能を維持する。(詳細については、「設 置許可基準規則」第8条(火災による損傷の防止) に関する審査資料を参照)
内部溢水(地 震起因含む)	溢水による中央制御室内 設備の機能喪失	中央制御室内には溢水源がない設計とする。火 災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確 認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期 消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、 消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸 気の影響がない設計とする。(詳細については、 「設置許可基準規則」第9条(溢水による損傷の 防止)等」に関する審査資料を参照)
地震	余震	中央制御室は,原子炉建屋付属棟(耐震Sクラ ス)に設置し,基準地震動による地震力に対して 機能を喪失しない設計とする。 中央制御室の照明ルーバーに対して,落下防止 措置を講じている。 余震時には,運転員は運転員机又は制御盤のデ スク部下端に掴まることで体勢を維持し,指示計, 記録計等による原子炉施設の監視を行うことがで きる。今後,余震時における運転員の更なる安全 確保を考慮し,制御盤に手すりを設置する。

第3.4-1	表 中央制御室に同時に	もたらされる環境条件への対応(2/3)	
起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響	
地震		外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、 非常用ディーゼル発電機から給電され ^{*1} 、蓄電池 からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機 能が喪失することはない。また、蓄電池内蔵型照 明を備え、機能が喪失しない設計とする。(詳細 については、「設置許可基準規則」第11条(安全	
竜巻・風 (台風)		避難通路等)に関する審査資料を参照) ※1 非常用ディーゼル発電機は、各自然現象に 対して健全性を確保する設計とする。 地 雪・基準地震動に対して耐雪 S クラス設	
		地 展・基準地震動に対して耐震5ックス設 計であるため、健全性を確保する。	
積雪	外部電源喪失による照明 等の所内電源の喪失	外部電源喪失による昭明	<ul> <li>              ・設計基準の竜巻による複合荷重(風圧, 気圧差,飛来物衝撃力)に対して外 殻その他による防護で健全性を確保す る。              風 :設計基準の風(台風)による風圧に対      </li> </ul>
落 雷		して外殻その他による防護で健全性 を確保する。 積 雪:設計基準の積雪による堆積荷重に対し て外殻その他による防護で健全性を 確保する。	
		落 雷:設計基準の雷撃電流値に対して外殻 その他による防護で健全性を確保す ス	
外部火災 (森林火災)		外部火災:防火帯の内側に設置することにより延 焼を防止し,熱影響に対しては隔離距 離の確保により健全性を確保する。ま た,ばい煙の侵入に対してフィルタに	
火 山		よる防護で健全性を確保する。 火 山:想定する降下火砕物の堆積荷重に対し て外殻その他による防護で健全性確保 する。また,下火砕物の侵入に対して フィルタによる防護で健全性を確保す る。	

第3.4-1	表 中央制御室に同時に	もたらされる環境条件への対応(3/3)
起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガス発生に よる中央制御室内環境へ の影響	中央制御室換気系について,中央制御室換気系 給気隔離弁及び中央制御室換気系排気隔離弁を閉 止し,閉回路循環方式とすることにより外気を遮 断することから,中央制御室内環境への影響はな い。この場合の酸素濃度及び二酸化炭素濃度への 影響を【補足1】及び【補足2】に示す。ただし, 影響が長期化する場合は,必要に応じて一次的に 外気を取り入れて換気する。第2.4-2図に運転モ ードごとの中央制御室換気系の系統概要図を示 す。 なお,外部火災時の有毒ガスについては,中央 制御室外気取入れ口における濃度がIDLH(急 性の毒性限界濃度(30分曝露によって生命及び健
火山	降下火砕物による中央制 御室内環境への影響	康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベル の濃度限界値))以下となるため、外気遮断運転 の有無によらず問題とはならない。 外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有 毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼ すことなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス及び 窒素ガスの濃度は、外気取入れ口において判定基 準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無に よらず問題とはならない。(詳細については、「設 置許可基準規則」第6条(外部からの衝撃による 損傷の防止(内部火災),外部からの衝撃による 損傷の防止(大山))に関する審査資料を参照)
凍結	低温による中央制御室内 環境への影響	中央制御室換気系により環境温度が維持される環 境温度が維持されるため、中央制御室内環境への 影響はない。(詳細については、「設置許可基準 規則」第6条(外部からの衝撃による損傷の防止 (凍結))に関する審査資料を参照)

【補足1】外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について (設計基準事故時)

#### 1. 概 要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 中央制御室換気系は,隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路 循環方式とすることができる。

設計基準事故時において,隔離弁を閉操作し,外気から隔離した場合の中 央制御室の居住性について,以下のとおり評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」及び「原子 力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622 -2009)」に基づき評価した。

・滞在人員:7名

- ・中央制御室バウンダリ容積:2,700m³
- ·初期酸素濃度:20.95%
- ・空気流入率: 0.4回/h(平成27年2月25日~26日に実施した中央 制御室空気流入率測定試験結果 A系: 0.468回/h(±0.015), B 系: 0.435回/h(±0.015)を基に設定)

- ・1人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸 量を適用して、24L/min/人とする。
- ・1人当たりの酸素消費量は、呼気酸素濃度を16.40%として、1.092L
   /min/人(=0.06552m³/h/人)
- ・1時間当たりの酸素消費量は,

0.45864 [m³/h] =0.06552 [m³/h/人] ×7 [名]

- ・許容酸素濃度:19%以上(「鉱山保安法施行規則」より)
- b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

 $\mathbf{C}_{\infty} = \mathbf{C}_{0} - \{\mathbf{M} \neq (\mathbf{N} \cdot \mathbf{V})\}$ 

M :室内酸素消費量 [m³/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]

C_∞:平衡状態における室内の酸素濃度[-]

C₀:外気の酸素濃度[-]

N :空気流入率 [回/h]

c.酸素濃度評価結果

 $C_{\infty} = 0.2095 - \{0.45864 / (0.4 \times 2,700)\}$ 

 $=0.209075 \approx 20.90\%$ 

以上のとおり,閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は,19%以上を 満足しているため,中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編」及び「原子 力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622 -2009)」に基づき評価した。

- ・滞在人員:7名
- ・中央制御室バウンダリ容積:2,700m³
- ·初期二酸化炭素濃度:0.03%
- ・空気流入率: 0.4回/h(平成27年2月25日~26日に実施した中央 制御室空気流入率測定試験結果 A系: 0.468回/h(±0.015), B 系: 0.435回/h(±0.015)を基に設定)
- ・1人当たりの二酸化炭素吐出量は,事故時の運転操作を想定し,中 等作業での吐出量を適用して,0.046 [m³/h/人] とする。
- ・1時間当たりの二酸化炭素吐出量は,

0.322 [m³/h] =0.046 [m³/h/人] ×7 [名]

- ・許容二酸化炭素濃度は、0.5%以下
- b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

 $\mathbf{C}_{\infty} = \mathbf{C}_{0} + \{\mathbf{M} \neq (\mathbf{N} \cdot \mathbf{V})\}$ 

M : 室内二酸化炭素発生量 [m³/h]

- V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]
- C_∞:平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 [-]
- C₀:外気の二酸化炭素濃度[-]
- N :空気流入率 [回/h]

c. 評価結果

 $C_{\infty} = 0.0003 + \{0.322 / (0.4 \times 2,700)\}$ 

 $=0.000599 \approx 0.06\%$ 

以上のとおり,閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は,0.5% 以下を満足しているため,中央制御室での作業環境に影響を与えない。

【補足2】外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について (重大事故時)

### 1. 概 要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 中央制御室換気系は,隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し,閉回 路循環方式とすることができる。

重大事故時において,隔離弁を閉操作し,外気から隔離した場合の中央制 御室の居住性について,以下のとおり評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

- (1) 酸素濃度
  - a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編」及び「原子 力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622 -2009)」に基づき評価した。

・滞在人員:11名

- ・中央制御室バウンダリ容積:2,700m³
- ·初期酸素濃度:20.95%
- ・空気流入率: 0.4回/h(平成27年2月25日~26日に実施した中央 制御室空気流入率測定試験結果 A系: 0.468回/h(±0.015), B 系: 0.435回/h(±0.015)を基に設定)

59-9-112

子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC

4622-2009)」に基づき評価した。

- 滞在人員:11名
- ・中央制御室バウンダリ容積:2,700m³
- ·初期二酸化炭素濃度:0.03%
- ・空気流入率: 0.4回/h(平成27年2月25日~26日に実施した中央 制御室空気流入率測定試験結果 A系: 0.468回/h(±0.015), B 系: 0.435回/h(±0.015)を基に設定)
- ・1人当りの二酸化炭素吐出量は,事故時の運転操作を想定し,中等 作業での吐出量を適用して,0.046 [m³/h/人] とする。
- ・1時間当たりの二酸化炭素吐出量は,

0.506 [m³/h] =0.046 [m³/h/人] ×11 [名]

- ・許容二酸化炭素濃度は、0.5%以下
- b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

 $\mathbf{C}_{\infty} = \mathbf{C}_{0} + \{\mathbf{M} \neq (\mathbf{N} \cdot \mathbf{V})\}$ 

M : 室内二酸化炭素発生量 [m³/h]

- V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]
- C_∞:平衡状態における室内の二酸化炭素濃度[-]
- C₀:外気の二酸化炭素濃度[-]
- N :空気流入率 [回/h]

c. 評価結果

 $C_{\infty} = 0.0003 + \{0.506 / (0.4 \times 2700)\}$ 

 $=0.000769 \Rightarrow 0.08\%$ 

以上のとおり,閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は,0.5% 以下を満足しているため,中央制御室での作業環境に影響を与えない。

弗 3.	5-1衣 アータ衣示装直(付避主)	- ご唯認 じさ るハ	7,7-7	(1/6)
目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックア プ対象パ メータ
	平均出力領域計装 平均	0	0	_
	平均出力領域計装 A	0	0	0
	平均出力領域計装 B	0	0	0
	平均出力領域計装 C	0	0	_
	平均出力領域計装 D	0	0	_
	平均出力領域計装 E	0	0	_
	平均出力領域計装 F	0	0	_
三心反内	起動領域計装 A	0	0	0
で及応 その状態	起動領域計装 B	0	0	0
崔認	起動領域計装 C	0	0	0
	起動領域計装 D	0	0	0
	起動領域計装 E	0	0	0
	起動領域計装 F	0	0	0
	起動領域計装 G	0	0	0
	起動領域計装 H	0	0	0
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	0	0	0
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉水位(狭带域)	0	0	_
	原子炉水位(広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(燃料域)	0	0	0
	原子炉水位(SA広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(SA燃料域)	0	0	0
	原子炉圧力	0	0	0
	原子炉圧力(SA)	0	0	0
市心冷却	高圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
)状態確 8	低圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0	0	0
	残留熱除去系系統流量A	0	0	0
	残留熱除去系系統流量B	0	0	0
	残留熱除去系系統流量C	0	0	0
	逃がし安全弁出口温度	0	0	_
	原子炉再循環ポンプ入口温度	0	0	_
	原子炉給水流量	0	0	_

: SA範囲

目的	対象パラメータ	S P D S パラメー タ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックア プ対象パ メータ
	原子炉圧力容器温度	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0	0	0
	高圧代替注水系系統流量	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	0	0	0
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0	0	0
	代替淡水貯槽水位	0	0	0
	西側淡水貯水設備水位	0	0	0
	M/C 2A-1電圧	0	0	-
	M/C 2A-2電圧	0	0	-
心体却	M/C 2 B−1 電圧	0	0	_
い 吊 邱 印 が 能 確	M/C 2 B−2 電圧	0	0	_
2	M/C 2 C 電圧	0	0	0
	M/C 2D電圧	0	0	0
	M∕C HPCS電圧	0	0	0
	D/G 2C遮断器(660)閉	0	0	_
	D∕G 2D遮断器(670)閉	0	0	_
	HPCS D/G遮断器(680)閉	0	0	_
	圧力容器フランジ温度	0	0	_
	125V 系蓄電池A系電圧	0	0	0
	125V 系蓄電池 B 系電圧	0	0	0
	125V 系蓄電池HPCS系電圧	0	0	0
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	0	0	0
	緊急用M/C電圧	0	0	0
	緊急用P/C電圧	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	0	0	0
子炉格	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	0	0	0
容器内	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	0	0	0
当中 石の 1/1- 	ドライウェル圧力(広帯域)	0	0	0
	ドライウェル圧力(狭帯域)	0	0	0
	ドライウェル圧力	0	0	0

·_____:SA範囲

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	サプレッション・チェンバ圧力	0	0	0
	サプレッション・プール圧力	0	0	_
	ドライウェル雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水温度 (平均値)	0	0	0
	サプレッション・プール水温度	0	0	0
	サプレッション・プール雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水位	0	0	0
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	0	0	_
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	0	0	-
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	0	0	_
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	0	0	_
	格納容器内水素濃度(SA)	0	0	0
	格納容器内酸素濃度(SA)	0	0	0
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	0	0	0
夏子炉格 内容器内	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	0	0	0
>状態確	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0	0	0
Σ.	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0	0	0
	格納容器下部水位	0	0	0
	格納容器下部水温	0	0	0
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0	0	0
	残留熟除去系海水系系統流量	0	0	0
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	0	0	0
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	0	0	0

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックア: プ対象パラ メータ
	残留熱除去系 A注入弁全開	0	0	—
原子 炉 格	残留熱除去系 B注入弁全開	0	0	_
内容器内 ) 状能確	残留熱除去系 C注入弁全開	0	0	—
	格納容器内スプレイ弁A (全開)	0	0	_
	格納容器内スプレイ弁B(全開)	0	0	_
	主排気筒放射線モニタA	0	0	_
	主排気筒放射線モニタB	0	0	—
	主排気筒モニタ (高レンジ)	0	0	—
	主蒸気管放射線モニタ(A)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(B)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(C)	0	0	0
J. 히니 AF 방국	主蒸気管放射線モニタ(D)	0	0	0
	排ガス放射能(プレホールドアップ)A	0	0	_
	排ガス放射能(プレホールドアップ)B	0	0	_
の状態	NS4内側隔離	0	0	_
雀認	NS4外側隔離	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁A全閉	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁B全閉	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁C全閉	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁D全閉	0	0	
	主蒸気外側隔離弁A全閉	0	0	_
	主蒸気外側隔離弁B全閉	0	0	
	主蒸気外側隔離弁C全閉	0	0	
	主蒸気外側隔離弁D全閉	0	0	_
	SGTS A作動	0	0	_
	SGTS B作動	0	0	_
景境の情	SGTSモニタ (高レンジ) A	0	0	_
及確認	SGTSモニタ(高レンジ) B	0	0	_
	SGTSモニタ(低レンジ) A	0	0	_
	SGTSモニタ(低レンジ) B	0	0	_

______:SA範囲

. . . . .

. . .

. . .

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	0	0	0
	放水口モニタ(T-2)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(A)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(B)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(C)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(D)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	0	0	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	0	0	—
環 境 の 情 闘確認	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	0	0	_
IN PILLIPE.	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	0	0	_
	大気安定度 10分值	0	0	_
	18m ベクトル平均風向 10 分値	0	0	_
	71m ベクトル平均風向 10 分値	0	0	_
	140m ベクトル平均風向 10 分値	0	0	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
	71m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
ж 1 : Е 9	130m ベクトル平均風速 10 分値       18m ベクトル平均風速 10 分値       71m ベクトル平均風速 10 分値       140m ベクトル平均風速 10 分値       RSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERS	<ul> <li>〇</li> <li>○</li> <li>○</li></ul>	<ul> <li>○</li> <li>○</li> <li>○</li> <li>PDSから追加</li> </ul>	- - - - - -

·_____:SA範囲

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	0	0	0
使用済燃	使用済燃料プール温度 (SA)	0	0	0
料 ブ ー ル の 状 態 確 認	使用済燃料プール温度	0	0	0
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レン ジ)	0	0	0
	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	0	0	0
水素爆発による格納容器の	フィルタ装置入口水素濃度	0	0	0
	フィルタ装置圧力	0	0	0
皈 損 防 止 確認	フィルタ装置水位	0	0	0
	フィルタ装置スクラビング水温度	0	0	0
水 素 爆 発 に よ る 原	原子炉建屋水素濃度	0	0	0
子 炉 建 屋 の 損 傷 防 止確認	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0	0	0
	自動減圧系 A作動	0	0	—
	自動減圧系 B作動	0	0	_
	非常用窒素供給系供給圧力	0	0	0
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	0	0	_
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	_
非 常 用 炉 心 冷 却 系	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	_
(ECCS) の 世能卒	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	_
<b>状態</b> 寺	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系ポンプA起動	0	0	_
	残留熱除去系ポンプB起動	0	0	_
	残留熱除去系ポンプC起動	0	0	_
	残留熱除去系A注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系B注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系C注入弁全開	0	0	-
	全制御棒全挿入	0	0	-
	取水ピット水位計	0	0	0
冿波監視	潮位計	0	0	0

ļ.

3.6 中央制御室待避室の内部寸法について

(1) 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

中央制御室待避室には,3名の運転員が待避することとしている。この 要員数を設定した考え方を以下に示す。

待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保する。

- ト格納容器スプレイ停止、原子炉注水流量の調整及び格納容器 ベント操作を、SA操作盤において、指揮者(発電長)1名 及び操作者(運転員A)1名で実施する。
- 中央制御室待避室の正圧化操作を操作者(運転員B)1名で 実施する。

したがって,待避前に中央制御室で行う運転操作に必要な要員数は 3名である。

- ② 運転員が中央制御室待避室に待避している間は,運転員による運転 操作を実施する必要はなく、データ表示装置(待避室)によるプラン トパラメータの監視及び衛星電話設備又は携行型有線通話装置による 通信連絡を行うこととしており、①に必要な要員数に包含される。
- ③ 原子炉施設保安規定の定めにより、中央制御室には3名の運転員が 常駐する必要がある。

以上の条件から、中央制御室待避室の収容要員数を指揮者(発電長)1 名及び操作者(運転員A及び運転員B)2名の計3名に設定する。

(2) 中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室内で行う作業は,データ表示装置によるプラントパラ メータの監視,衛星電話等による通信連絡のみであり,広い作業スペース

は不要であることから,以下の条件を考慮して中央制御室待避室の必要寸 法を検討する。

- ▶ 運転員3名が着席して待機するために必要なスペース
- データ表示装置、衛星電話及び可搬型照明を配置するためのスペース
- ▶ 待避室内圧力調整用の配管・バルブの設置及び操作スペース
- ▶ 携行型有線通話装置接続箱の設置スペース

運転員が椅子に座った姿勢で待機するために必要なスペースを1名当た り500mm×1,200mmとすると、中央制御室待避室の必要寸法は2,000mm× 1,200mmとなる。

(3) 中央制御室待避室の居住性向上

中央制御室待避室の必要寸法として 2,000mm×1,200mm を設定するが,中 央制御室待避室の居住性を向上させるため、以下を実施する。

外部との通信手段の確保(衛星電話設備/携行型有線通話装置)

▶ 十分な照度の確保(可搬型照明(SA))

▶ 天井高を高く設定することで、室内空間を広くする

▶ 鉛ガラスの窓の設置

これに加えて,更なる居住性向上のため,中央制御室待避室の床面積を 必要寸法における床面積の2倍に拡大する。

(4) 中央制御室待避室のレイアウト

これまでの検討結果を反映した中央制御室待避室のレイアウト図を第 3.6-1 図に示す。中央制御室待避室は、必要十分なスペースを確保する設 計とする。



- 3.7 ブローアウトパネルに係る設計方針
  - (1) ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放状態で炉心損傷した場合,各 開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し,原子炉 建屋の気密性が確保できる設計とする。気密性の高いJIS等級(A4等 級)の建具を用いることで,閉止時には原子炉建屋の負圧を確保する。ま た,遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより,万一,電源がな い状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお,閉止機能は,以下のと おりである。詳細は,今後の詳細設計にて決定する。

- ・遠隔閉止:電動扉方式(SA電源負荷)
- ・手動閉止:スライド扉にワイヤを取付け,これをウィンチで牽引する ことで閉止

ブローアウトパネル閉止装置の概要図を第3.7-1図に示す。

 ※1 A 4 等級: J I S A 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有 するもの



第3.7-1図 ブローアウトパネル閉止装置 概要図

(2) 竜巻飛来物防護対策

ブローアウトパネル閉止装置の開閉機能及び原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能に干渉しないように,防護ネット(40mmメッシュ)を 設置する。防護ネットは,原子炉建屋外側ブローアウトパネル正面のみな らず,上下左右にも設置し,極力,原子炉建屋外壁との間隙を防護する設 計とする。なお,詳細は,今後の詳細設計にて決定する。

(3) ブローアウトパネル強制開放装置

原子炉建屋内側から,油圧ジャッキにより原子炉建屋外側ブローアウ トパネルを強制的に開放する装置を設置する。油圧配管は,屋内に敷設 し,屋外に設置する油圧発生装置と接続する。また,開放機構を原子炉 建屋内に設置し,ブローアウトパネル閉止装置及び竜巻飛来物防護対策 の防護ネットとの干渉を回避する設計とする。なお,作動液も含め,詳 細は,今後の詳細設計にて決定する。

油圧ジャッキ設置イメージを第3.7-2図に,ブローアウトパネル開閉 前後イメージを第3.7-3図に示す。



第3.7-2図 油圧ジャッキ設置イメージ



第3.7-3図 ブローアウトパネル開閉前後イメージ

(4) ブローアウトパネル開閉状態表示

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの各パネルにはリミットスイッチを 設置し,開放したパネルを中央制御室にて特定できる設計とする。なお, 詳細は,今後の詳細設計にて決定する。

ブローアウトパネル開閉状態表示の概要図を第3.7-4図に示す。



第3.7-4図 ブローアウトパネル開閉状態表示 概要図

(5) ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

ブローアウトパネル閉止装置についてもリミットスイッチを設置し,ス ライド扉の開閉状態を中央制御室にて特定できる設計とする。なお,詳細 は,今後の設計により決定する。

ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を第3.7-5図に示す。



第3.7-5図 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 概要図

【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について

ブローアウトパネル閉止装置には、JISA1516「建具の気密性試験方法」 の気密性等級線A4等級に合致する扉を設置することにより、原子炉建屋の 気密性を確保する。なお、以下に示すように、A4等級の扉の許容漏えい量 と原子炉建屋ガス処理系の排気容量から、原子炉建屋気密性が確保できるこ とを以下に確認した。なお、詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

- ◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa [gage] において、A4等級ドア 1m² 当たりの通気量は, 12.6m³/h
- ◆ブローアウトパネル12枚の開口面積合計は,186.51m²
- ◆ブローアウトパネル12枚が全て開放し,当該パネル全てを再閉止した後 の1h当たりの通気量は, 2,350.02m³/h
- ◆SGTSの排風機の容量は, 3,570m³/h であり, 上記の通気量を大きく 上まわる。(十分に負圧達成が可能)

A4等級扉イメージを第3.7-6図に、気密等級線図(A4等級)を第3.7 -7図に示す。





第3.7-6図 A4等級扉イメージ 第3.7-7図 気密等級線図(A4等級)

59-10 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価 について 目 次

Π.	
ļ	中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価について 1. 評価事象 59-10-1
i.	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
I,	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
Ŀ	5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価 59-10-3
Ŀ	5.1 中央制御室内での被ばく 59-10-3
i.	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状物質のガンマ線による被げく(経路の)
i.	$5.1.2$ $\land$
I.	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
5	く (経路③)
Ŀ	5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく(経路④) 59-10-6
i.	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
i.	6. 評価結果のまとめ
L.	
Ľ	添付資料 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価につい て
i.	1 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価条件
L,	$\dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots 59 - 10 - 添 1 - 1$
I.	2 事象の選定の考え方について 59-10-添 2-1
Ŀ	3 格納容器漏えい率の設定について 59-10-添 3-1
÷	4 原子炉格納容器内での除去効果について 59-10-添 4-1
i.	5原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について 59-10-添 5
L	-1
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)
Ŀ	について59-10-添 6-1
ľ	7原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について
i.	
I.	8 炉心の者しい損傷が発生した場合の居住性評価(彼はく評価)に用いる入気
L	
5	9 ノイルタの际去性能について
ł	10 中央前御至換気 ※ ノイルダ 内 放射 性 物 質 か ら の 彼 は く に つ い て
i.	
Ľ,	11 空気流入 平測 正試 験 結 朱 に つ い て
L	12 全面マスクによる防護係数について
	13 連転員の勤務体系について
	59—10—ii : S A 範 囲

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 59-10-添 15-1
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
18 実効放出継続時間の設定について 59-10-添 18-1
19 待避時間の設定根拠について
20 審査ガイド ^{※1} への適合状況
※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
係る被ばく評価に関する審査ガイド
: SA範囲

中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価 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(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)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できず,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 1. で示した事故シーケンスを想定し、原子炉 格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量及び原子炉格納容器から原 子炉建屋への漏えい量をMAAP解析及びNUREG-1465 の知見を用いて 評価した。ただし、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されない ため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、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。

運転員の勤務体系(5直2交替)に基づき、中央制御室の滞在期間及び入退 域の時間を考慮して評価する。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

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00~21:45
2 直	21:30~8:15
日勤業務	_

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班*	1直						
B班			1直	1直		2 直	2直
C 班	2 直				1直	1直	
D班		2 直	2 直				1直
E 班*		1直		2 直	2 直		

※被ばくの平準化のため、事故直後に中央制御室に滞在している班(A班)の代わり、2日目以降は日勤業務の班(E班)が滞在するものとする。

5.1 中央制御室内での被ばく

5.1.1 原子炉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遮蔽効果等を考慮した。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 5.1.3-2図に示すとおりである。

1) 通常時運転時

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閉回路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

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蔽効果を期待しないこと以 外は、「5.1.1 原子炉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 炉心の著しい損傷が発生した場合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



第5.1.3-2図 中央制御室換気系系統構成



炉心の著しい損傷が発生した場合【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炉心の著しい損傷が発生した 場合、第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束するが、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 用できず、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合 を想定した。この想定に基づく、7日間の各班の中央制御室の居住性(炉心の 著しい損傷)に係る被ばく評価結果は、第6-1表に示すとおりである。また、 中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第6-2表に示す通りであり、実効線 量は約60mSv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の7日間の各班の実効線量は第6-3表に示 すとおりである。また、中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第6-4表に 示す通りである。

この評価に係る被ばく経路イメージを第6-5表に,被ばく評価の主要評価 条件を第6-6表に示す。

第6-1表 各班の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評

価結果(マスクを考慮する場合)

(単位:mSv)

	1日目	2 日 目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A 班	約 6.0×10 ¹							約 6.0×10 ¹
B 班			約 1.2×10 ¹	約 9.3×10 ⁰		約 5.5×10°	約 2.7×10 ⁰	約 3.0×10 ¹
C 班	約 4.0×10 ¹				約 7.5×10°	約 6.2×10 ⁰		約 5.4×10 ¹
D 班		約 1.4×10 ¹	約 1.0×10 ¹				約 5.2×10 ⁰	約 2.9×10 ¹
E 班		約 2.4×10 ¹		約 8.0×10 ⁰	約 6.6×10 ⁰			約 3.9×10 ¹

-	
ζī	
Ē	
N N	
4	
, É	
考	
42	
5	
K	
$\triangleright$	
$\smile$	
翫	
Ł	
6	
Ē	
쵫	
欬	
€	
6	
遭	
6	
₩H THH	
御	
も	
Ъ	
Π-	
ШX	
[] 17]	
9	
表	

				Υπ	≅劾線量(mSv/7日間)		
被 ばく	経路		A班	B班	C 班	D班	臣班
	建屋内放射性物質から びスカイシャインガン	の直接ガンマ線及 マ線による被ばく	約7.8×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻²	約6.0×10 $^{-1}$	約9.4×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻¹
	大気中へ放出された放 ばく	射性物質による被	約9.6×10 $^{-1}$	約3.0×10 ⁻³	約1.4×10 ¹	約4.6×10 $^{-3}$	約1. $1  imes 10^{-2}$
		(外部被ばく)	約5.3 $ imes$ 10 0	約2.3×10 ⁻³	約6.1×10 ⁰	約3.7 $ imes$ 10 $^{-3}$	約5.2×10 ⁰
室内作業時	至内に外気から取り    込まれた放射性物質     ビトス誌正く	(内部被ばく)	約4. $0 \times 10^{1}$	約8.0×10 ⁻¹	約7.7×10 ⁻¹	約1.2 $\times$ 10 0	約2.9×10 ⁰
	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	# 무	約4. $6 \times 10^{-1}$	約8.0×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁰	約1.3×10 ⁰	約8.1×10 ⁰
	大気中へ放出され地表 性物質による被ばく	「面に沈着した放射」	約4.7 $ imes$ 10 0	約4.7×10 ⁰	彩14.8×10 ⁰	約3.8×10 ⁰	約4.5 $ imes$ 10 0
	<b>بر</b>	- <u>1-</u> 1111-1	約5.2×10 ¹	約5.5×10 ⁰	約2.7×10 ¹	約5. $2 \times 10^{0}$	約1.3×10 ¹
	建屋内放射性物質から びスカイシャインガン	の直接ガンマ線及 マ線による被ばく	約2.6×10 $^{-1}$	約9.2×10 ⁻²	約5.5×10 $^{-1}$	約1.9×10 $^{-1}$	
		(外部被ばく)	約5.6 $ imes$ 10 ⁻³	約2.6×10 ⁻³	約1.2×10 ⁻²	約5. $1 \times 10^{-3}$	約1.0×10 ⁻²
후미 수막 비는 V	大気中へ成田された 放射性物質による被   バイ	(内部被ばく)	約1. $3 \times 10^{-3}$	約1.7×10 ⁻³	約5.7×10 ⁻³	約3. 0 $ imes$ 10 $^{-3}$	約6.3 $ imes$ 10 ⁻³
くが速む	6		約6.9 $ imes$ 10 ⁻³	約4.3×10 ⁻³	約1.8×10 ⁻²	約8.1×10 ⁻³	約1.6×10 ⁻²
	大気中へ放出され地表 性物質による被ばく	:面に沈着した放射	約38. $0  imes 10^{0}$	約2. 4 $\times$ 10 ¹	約2. $6 \times 10^{-1}$	約2. $4 \times 10^{-1}$	約2.5 $\times$ 10 ¹
		- <u>+</u> ==	約8.3 $ imes$ 10 0	約2.4×10 ¹	約2.7×10 ¹	約2.4 $\times$ 10 ¹	約2.6×10 ¹
	小		約6.0 $\times$ 10 ¹	約3.0×10 ¹	約5.4 $\times$ 10 ¹	約2.9 $\times$ 10 ¹	約3.9 $\times$ 10 ¹

価結果(	マスク	を考慮	しない	場合)
------	-----	-----	-----	-----

## (単位:mSv)

	1日目	2 日 目	3 日 目	4 日 目	5日目	6日目	7日目	合計
A 班	約 1.0×10 ³							約 1.0×10 ³
B 班			約 1.2×10 ¹	約 9.3×10 ⁰		約 5.5×10 ⁰	約 2.7×10 ⁰	約 3.0×10 ¹
C 班	約 4.0×10 ¹				約 7.6×10 ⁰	約 6.2×10 ⁰		約 5.4×10 ¹
D 班		約 1.4×10 ¹	約 1.0×10 ¹				約 5.2×10 ⁰	約 2.9×10 ¹
E 班		約 2.4×10 ¹		約 8.0×10 ⁰	約 6.6×10 ⁰			約 3.9×10 ¹

スクを考慮しない場合)
$\underbrace{\diamondsuit}$
中央制御室の運転員の実効線量の内訳
6-4表
表

				איינ	€効線量(mSv/7日間)		
被 ばく	経路		A班	B班	C班	D班	臣班
	建屋内放射性物質から びスカイシャインガン	の直接ガンマ線及 マ線による被ばく	約7.8×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻²	約6.0×10 ⁻¹	約9.4×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻¹
	大気中へ放出された放 ばく	射性物質による被	約9.6 $ imes$ 10 ⁻¹	約3.0×10 ⁻³	約1.4 $ imes$ 10 ¹	約4.6×10 $^{-3}$	約1.1×10 ⁻²
		(外部被ばく)	約5.3 $ imes$ 10 0	約2.3×10 ⁻³	約6.1×10 ⁰	約3.7 $ imes$ 10 $^{-3}$	約5.2×10 ⁰
室内作業時	室内に外気から取り 込まれた放射性物質 ビトス糖ビく	(内部被ばく)	約1.0 $ imes$ 10 3	約38.0×10 ⁻¹	約7.7×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁰	約2.9 $ imes$ 10 0
		₩ 中	約1.0×10 3	約8.0×10 ⁻¹	約6.8×10 ⁰	約1.3×10 ⁰	約8.1×10 ⁰
	大気中へ放出され地表 性物質による被ばく	面に沈着した放射	約4.7 $ imes$ 10 0	約4.7×10 ⁰	約4.8×10 ⁰	約3.8×10 ⁰	約4.5 $\times$ 10 0
	<b>ال</b> ر	- <u>1-</u> 111111	約1.0×10 3	約5.5×10 ⁰	約2.7×10 ¹	約5.2 $\times$ 10 ⁰	約1.3×10 ¹
	建屋内放射性物質から びスカイシャインガン	の直接ガンマ線及 マ線による被ばく	約2.6×10 ⁻¹	約9.2×10 ⁻²	約5.5×10 ⁻¹	約1.9×10 ⁻¹	約4. 3×10 ⁻¹
		(外部被ばく)	約5.6 $ imes$ 10 $^{-3}$	約2.6 $\times10^{-3}$	約1.2×10 ⁻²	約5. 1 $ imes$ 10 $^{-3}$	約1.0×10 ⁻²
+1144 117 ℃	大気中へ成出された 放射性物質による被 ばく	(内部被ばく)	約6.3 $ imes$ 10 $^{-2}$	約8.3×10 ⁻²	約2.8×10 ⁻¹	約1.5 $\times$ 10 ⁻¹	約3.2×10 ⁻¹
く送岐	6	合計	約6.8 $ imes$ 10 $^{-2}$	約8.5×10 ⁻²	約3.0×10 ⁻¹	約1.6×10 $^{-1}$	約3.3×10 ⁻¹
	大気中へ放出され地表 性物質による被ばく	面に沈着した放射	約38.0 $ imes$ 10 0	約2.4 $\times$ 10 ¹	約2.6×10 1	約2.4 $\times$ 10 ¹	約2.5×10 ¹
		- <u>1-</u> 1111-	約38.3 $ imes$ 10 0	約2.4 $\times$ 10 ¹	約2.7 $ imes$ 10 1	約2.4 $\times$ 10 ¹	約2.6×10 1
	中		約1.0×10 3	約3.0×10 ¹	約5.4×10 ¹	約2.9×10 1	約3.9×10 ¹

第6-5表 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)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6-6表 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)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 系を使用できない場合)(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)
山放射	放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による減圧及 び除熱:事象発生から約19時間後	MAAP解析結果
^能 量評価条件	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 屋原子炉棟内は負圧になるが,保守 的に負圧達成時間として5分を想 定)
	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
大気拡散評価	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
被ばく評価条件	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)
	<ul> <li>中央制御室非常</li> <li>用換気系微粒子</li> <li>フィルタによる</li> <li>除去効率</li> </ul>	99%	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)
	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
	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 0.47 回 /hに対して保守的に1回/hと設定 (添付 11 参照)
	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(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評 価について
- 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価条件
   炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に
   係る被ばく評価条件について,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 大気拡散評価条件
- 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 原子炉建屋の計算モデル
- 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

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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 を使用できない場合)(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)	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 運転員又は対策要員の被ばくの観点 から結果が最も厳しくなる事故収束 に成功した事故シーケンス(この場 合,格納容器破損防止対策が有効に働 くため,格納容器は健全である)のソ ースターム解析を基に,大気中への放 射性物質放出量及び原子炉施設内の 放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力	
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間(約 416 日)	1 サイクル 13 ヵ月(395 日)を考慮 して設定	_
取替炉心の燃料装 荷割合	1 サイクル: 0.229 2 サイクル: 0.229 3 サイクル: 0.229 4 サイクル: 0.229 5 サイクル: 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設 定	

第1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(1/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2.2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2.8 \times 10^{19}$ Bq C s OH類 : 約 $1.1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1.3 \times 10^{18}$ Bq T e O 2類 : 約 $6.7 \times 10^{18}$ Bq S r O類 : 約 $1.2 \times 10^{19}$ Bq B a O類 : 約 $1.2 \times 10^{19}$ Bq M o O 2類 : 約 $2.4 \times 10^{19}$ Bq C e O 2類 : 約 $5.5 \times 10^{19}$ Bq L a 2O 3類 : 約 $5.5 \times 10^{19}$ Bq (核種毎の炉内蓄積量を核種グループ 毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱 出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (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)),上記の運転 時間及び取替炉心の燃料装荷割合 で算出したABWRのサイクル末 期*1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 格納容器圧力逃がし装置による格納容 器減圧及び除熱: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 ーム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内 p H制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水 p 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 ^{*2} 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表 大気中への放出放射能量評価条件(2/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
臣フに故如会明ふ、		MAAP解析にて原子炉格納容器の	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は,
原于炉格納谷番/		開口面積を設定し格納容器圧力に応	4.1(2)a で選定した事故シーケンスの
ら原子炉建産への	1Pd 以下:0.9Pd で 0.5%/日	じ漏えい率が変化するものとし、原	事故進展解析結果を基に設定する。
漏えい率(希ガス,	1Pd 超過:2Pd で 1.3%/日	子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pd	
エアロゾル及び有		で 0.5%/日)及びAECの式等に	
機よう素) 		基づき設定(添付3参照)	
医子后检结应胆少		原子炉格納容器の設計漏えい率及び	
原子炉格納谷器か		AECの式等に基づき設定(格納容	
ら原子炉建屋への	1.5h 後~19.5h 後:1.3%/日 上記以外の期間:0.5%/日	器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡	
漏えい率 (無機よ		するように 1.3%/日の漏えい率を	
う素)		設定)(添付3参照)	
原子炉格納容器の			
漏えい孔における	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	_
捕集効果			
			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
原子炉格納容器内	MAAP解析に基づく(沈着,サプレ		事故シーケンスの事故進展解析条件
での除去効果(エ	除去効果(エ ッション・プールでのスクラビング及 ゾル) びドライウェルスプレイ)	MAAPのFP挙動モデル(添付4	を基に設定する。
アロゾル)		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。

第1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定	_
原子炉格納容器内での除去効果 (無機上う素)	自然沈着率:9.0×10 ⁻⁴ (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200まで)	C S E 実 験 及 び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*3} に基づき設定 (添付5参照)	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。
	サプレッション・プールのスクラビングに よる除去効果:10	Standard Review Plan 6.5.5 ^{※4} に基づき設定 (添付6参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合	希ガス類 :約4.3×10 ⁻³ C s I 類 :約6.2×10 ⁻⁵ C s OH類 :約3.1×10 ⁻⁵ S b類 :約6.7×10 ⁻⁶ T e O ₂ 類 :約6.7×10 ⁻⁶ S r O類 :約2.7×10 ⁻⁶ B a O類 :約2.7×10 ⁻⁶ M o O ₂ 類 :約3.4×10 ⁻⁷ C e O ₂ 類 :約6.7×10 ⁻⁸ L a $_2O_3$ 類 :約2.7×10 ⁻⁸	MAAP解析結果及び NUREG-1465 ^{**5} の 知見に基づき設定(添 付7参照)	
原子炉建屋から大気への漏えい 率(非常用ガス処理系及び非常用 ガス再循環系の起動前)	無限大/日(地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えい した放射性物質は,即座に大気へ漏えい するものとして評価)	保守的に設定	

第1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
非常用ガス処理系			4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)
から大気への放出		設計値に其べき設定	又はアニュラス空気浄化設備(PWR)
率(非常用ガス処	1回/日(排気管故出)		の作動については, 4.1(2)a で選定した
理系及び非常用ガ		(非市市为不处理示切))))) 	事故シーケンスの事故進展解析条件を
ス再循環系の起動			基に設定する。
後)			
		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	炉建屋原子炉棟内は負圧になる	
循環系の起動時間		が、保守的に負圧達成時間として	
		5分を想定)	
非常用ガス処理系			4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフ
みび非常用ガス再			ィルタ効率は, 使用条件での設計値を基
び の デ 前 パ × ハ ト 循 環 系 の フィルタ	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
除去効率			に際し,ヨウ素類の性状を適切に考慮す
			3°
原子炉建屋外側ブ		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧	
ローアウトパネル	閉状能	力上昇等による原子炉建屋外側ブ	
- · · · · · · · · · · · · · · · · · ·		ローアウトパネルの開放がないた	
~> \/\LNI   1/\.125		め	

第1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(5/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器圧力逃 がし装置への放 出割合	希ガス類 : 約 9.5×10 ⁻¹ C s I 類 : 約 1.0×10 ⁻⁶ C s O H類 : 約 4.0×10 ⁻⁷ S b 類 : 約 8.9×10 ⁻⁸ T e O 2類 : 約 8.9×10 ⁻⁸ S r O類 : 約 3.6×10 ⁻⁸ B a O類 : 約 3.6×10 ⁻⁹ C e O 2類 : 約 4.5×10 ⁻⁹ C e O 2類 : 約 8.9×10 ⁻¹⁰ L a 2O 3類 : 約 3.6×10 ⁻¹⁰	MAAP解析結果及びNURE G-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	
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	<ul> <li>3. (解釈抜粋)第74条(原子炉制御室)</li> <li>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。</li> </ul>

第1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(6/6)

※1 東海第二発電所(BWR5)に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価するABWRの値を使用。

※2 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003

💥 3 Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005

*4 Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

☆5 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995

拉话	放出放射能[Bq] (gross 値) ^{※1}			
修理	原子炉建屋から大気	格納容器圧力逃がし	△弐	
9700 9	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 ¹²	約 5.4×10 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)

※1 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) (その他核種)



[【]無機よう素】

1.5h 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 <b>▼</b> 2h ^{**} ³	▼19h ^{※4}	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			

※3 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。

※4 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 大気拡散評価条件(1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出源及び放	放出源:原子炉建屋からの	原子炉建屋放出時の高さは	4.3. (4)b. 放出源高さは, 4.1(2)a で選定した事故シーケンス
出源高さ	放出 (地上高 0m), 格納容器	地上放出として地上高 Om で	に応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した
	圧力逃がし装置排気口放出	設定	事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネル
	(地上高 57m)及び非常用ガ	格納容器圧力逃がし装置排	ギーを考慮してもよい。
	ス処理系出口(地上高 140m)	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	
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
		り設定	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	4.2. (2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居
		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	

第1-3表 大気拡散評価条件(2/5)

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	【入退域時】	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 大気拡散評価条件(3/5)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位		9 方位	審査ガイドに示	4.2. (2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では, 建屋
	中央	建屋放出:	された評価方法	の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であること
	制御	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N	に基づき設定(添	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
	室山	格納容器圧力逃がし装置排気口放出:	付8参照)	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
	滞	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE		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
	在時	1 方位		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。
		非常用ガス処理系排気筒放出: W		
		9 方位		
		建屋放出:		
	入	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N		
	退域	格納容器圧力逃がし装置排気口放出:		
	時	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE		
		1 方位		
		非常用ガス処理系排気筒放出:W		

第1-3表 大気拡散評価条件(4/5)

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
	$3,000 \text{m}^2$		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 大気拡散評価条件(5/5)

評価対象	評価点		相対濃度	相対線量
			$\chi / Q $ (s/m ³ )	D∕Q (Gy∕Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	建屋放出	約 8.3×10 ⁻⁴	約 2.9×10 ⁻¹⁸
		非常用ガス 処理系放出	約 3. 0×10 ⁻⁶	約 8.8×10 ⁻²⁰
		格納容器圧 力逃がし装 置放出	約 3.7×10 ⁻⁴	約 8.8×10 ⁻¹⁹
入退域時	建屋 出入口	建屋放出	約 8.2×10 ⁻⁴	約 2.9×10 ⁻¹⁸
		非常用ガス 処理系放出	約 3.0×10 ⁻⁶	約 9.0×10 ⁻²⁰
		格納容器圧 力逃がし装 置放出	約 3.7×10 ⁻⁴	約 9.4×10 ⁻¹⁹

第1-4表 相対濃度及び相対線量

(添付8参照)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源条件	格納容器から原子炉	「第 1-1 表 大気中	「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	への放出放射能量評	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	価条件」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。	
	格納容器内線源強度	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	
	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	
		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	7 日間	
		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		
			いこと。		
計算モデ	遮蔽厚さ	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	
			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	
				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。	
件					

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
直接線・スカイシャイ	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
ン線評価コード	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価:	状を,スカイシャインガンマ	
	ANISN	線の線量評価に用いる ANISN	
	G33-GP2R	及び G33-GP2R はそれぞれ一	
		次元及び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ぱ	
		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。	

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(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
評価点	第1-2図のとおり	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		
		る。	—	
		入退域時の評価は建屋入口の		
		高さ 2m を選定。		
遮蔽厚さ	第1-2図のとおり	審査ガイドに示された評価方	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイ	
		法に基づき設定	シャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被	
			ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい	
			構造及び地形条件から計算する。	
	評価で考慮するコンク	建築工事標準仕様書 JASS		
	リート遮蔽は,公称値	5N·同解説(原子力発電所施		
許容差	からマイナス側許容差	設における鉄筋コンクリート	_	
	(-5mm)を引いた値を	工事,日本建築学会)に基づき		
	適用	設定		
		建築工事標準仕様書 JASS 5N·同解説(原子力発電所施		
		設における鉄筋コンクリート		
コンクリート密度	2.00g/cm ³	工事,日本建築学会)を基に算	_	
		出した値を設定		

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(3/3)

# 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)

파꾼	エネルギ	ガンマ線積算線源強度	<del>#¥</del>	エネルギ	ガンマ線積算線源強度
石干	(MeV)	(Photons)	石干	(MeV)	(Photons)
1	0.01	約7.8×10 ¹⁸	22	1.5	約 2.4×10 ¹⁸
2	0.02	約 8.7×10 ¹⁸	23	1.66	約 7.5×10 ¹⁷
3	0.03	約 1.0×10 ¹⁹	24	2.0	約 1.6×10 ¹⁸
4	0.045	約 1.4×10 ²⁰	25	2.5	約 4.6×10 ¹⁸
5	0.06	約 5.3×10 ¹⁷	26	3.0	約 1.3×10 ¹⁷
6	0.07	約 3.6×10 ¹⁷	27	3.5	約 1.5×10 ¹⁵
7	0.075	約 2.0×10 ¹⁹	28	4.0	約 1.5×10 ¹⁵
8	0.1	約 9.9×10 ¹⁹	29	4.5	約 5.0×10 ⁵
9	0.15	約4.6×10 ¹⁷	30	5.0	約 5.0×10 ⁵
10	0.2	約 5.6×10 ¹⁹	31	5.5	約 5.0×10 ⁵
11	0.3	約 1.1×10 ²⁰	32	6.0	約 5.0×10 ⁵
12	0.4	約 6.6×10 ¹⁸	33	6.5	約 5.7×10 ⁴
13	0.45	約 3.3×10 ¹⁸	34	7.0	約 5.7×10 ⁴
14	0.51	約 1.1×10 ¹⁹	35	7.5	約 5.7×10 ⁴
15	0.512	約 3.7×10 ¹⁷	36	8.0	約 5.7×10 ⁴
16	0.6	約 1.6×10 ¹⁹	37	10.0	約 1.8×10 ⁴
17	0.7	約 1.8×10 ¹⁹	38	12.0	約 8.8×10 ³
18	0.8	約 5.4×10 ¹⁸	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.1×10 ¹⁹	40	20.0	0.0
20	1.33	約 5.0×10 ¹⁸	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.5×10 ¹⁷	42	50.0	0.0

(格納容器ベント実施前)
# 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)

(格納容器~	ベン	ト実施時)	
おいっ始ま体始返去中		الم و طر	13.

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 1. 3×10 ^{1 9}	22	1.5	約 2. 2×10 ^{1 8}
2	0.02	約 1.5×10 ¹⁹	23	1.66	約 3.7×10 ¹⁷
3	0.03	約 1.7×10 ^{1 9}	24	2.0	約8.0×10 ¹⁷
4	0.045	約 2.9×10 ²⁰	25	2.5	約1.1×10 ¹⁸
5	0.06	約7.4×10 ¹⁷	26	3.0	約 1.7×10 ¹⁶
6	0.07	約4.9×10 ¹⁷	27	3.5	約4.8×10 ¹²
7	0.075	約 4.2×10 ¹⁹	28	4.0	約 4.8×10 ¹²
8	0.1	約 2.1×10 ²⁰	29	4.5	約 2.2×10 ⁵
9	0.15	約4.7×10 ¹⁷	30	5.0	約 2.2×10 ⁵
10	0.2	約 8.0×10 ¹⁹	31	5.5	約 2.2×10 ⁵
11	0.3	約 1.6×10 ²⁰	32	6.0	約 2.2×10 ⁵
12	0.4	約 9.3×10 ¹⁸	33	6.5	約 2.6×10 ⁴
13	0.45	約4.6×10 ¹⁸	34	7.0	約 2.6×10 ⁴
14	0.51	約 1.4×10 ¹⁹	35	7.5	約 2.6×10 ⁴
15	0.512	約4.7×10 ¹⁷	36	8.0	約 2.6×10 ⁴
16	0.6	約 2.1×10 ¹⁹	37	10.0	約 7.9×10 ³
17	0.7	約 2.3×10 ¹⁹	38	12.0	約 4.0×10 ³
18	0.8	約7.2×10 ¹⁸	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.4×10 ¹⁹	40	20.0	0.0
20	1.33	約4.6×10 ¹⁸	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.4×10 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(3/4)

(格納容器ベン	ト実施後)

野	エネルギ	ガンマ線積算線源強度	판	エネルギ	ガンマ線積算線源強度
伯干	(MeV)	(Photons)	伯干	(MeV)	(Photons)
1	0.01	約 1.6×10 ¹⁹	22	1.5	約 1.9×10 ¹⁸
2	0.02	約 1.8×10 ¹⁹	23	1.66	約 1.9×10 ¹⁷
3	0.03	約 2.0×10 ¹⁹	24	2.0	約4.1×10 ¹⁷
4	0.045	約4.0×10 ²⁰	25	2.5	約4.1×10 ¹⁷
5	0.06	約 6.1×10 ¹⁷	26	3.0	約 9.4×10 ¹⁵
6	0.07	約4.1×10 ¹⁷	27	3.5	約 3.5×10 ¹¹
7	0.075	約 5.9×10 ¹⁹	28	4.0	約 3.5×10 ¹¹
8	0.1	約 2.9×10 ²⁰	29	4.5	約 3.6×10 ⁵
9	0.15	約 3.8×10 ¹⁷	30	5.0	約 3.6×10 ⁵
10	0.2	約 3.5×10 ¹⁹	31	5.5	約 3.6×10 ⁵
11	0.3	約7.1×10 ¹⁹	32	6.0	約 3.6×10 ⁵
12	0.4	約 1.1×10 ¹⁹	33	6.5	約 4.1×10 ⁴
13	0.45	約 5.7×10 ¹⁸	34	7.0	約 4.1×10 ⁴
14	0.51	約 1.2×10 ¹⁹	35	7.5	約4.1×10 ⁴
15	0.512	約4.1×10 ¹⁷	36	8.0	約 4.1×10 ⁴
16	0.6	約 1.8×10 ¹⁹	37	10.0	約 1.3×10 ⁴
17	0.7	約 2.1×10 ¹⁹	38	12.0	約 6.3×10 ³
18	0.8	約 8.3×10 ¹⁸	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.7×10 ¹⁹	40	20.0	0.0
20	1.33	約 3.9×10 ¹⁸	41	30.0	0.0
21	1.34	約 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 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 3.7×10 ¹⁹	22	1.5	約 6.5×10 ¹⁸
2	0.02	約 4.1×10 ¹⁹	23	1.66	約 1.3×10 ¹⁸
3	0.03	約 4.8×10 ¹⁹	24	2.0	約 2.8×10 ¹⁸
4	0.045	約 8.3×10 ²⁰	25	2.5	約 6.2×10 ¹⁸
5	0.06	約 1.9×10 ¹⁸	26	3.0	約 1.6×10 ¹⁷
6	0.07	約 1.3×10 ¹⁸	27	3.5	約 1.5×10 ¹⁵
7	0.075	約 1.2×10 ²⁰	28	4.0	約 1.5×10 ¹⁵
8	0.1	約 6.0×10 ²⁰	29	4.5	約 1.1×10 ⁶
9	0.15	約 1.3×10 ¹⁸	30	5.0	約 1.1×10 ⁶
10	0.2	約 1.7×10 ²⁰	31	5.5	約 1.1×10 ⁶
11	0.3	約 3.4×10 ²⁰	32	6.0	約 1.1×10 ⁶
12	0.4	約 2.7×10 ¹⁹	33	6.5	約 1.2×10 ⁵
13	0.45	約 1.4×10 ¹⁹	34	7.0	約 1.2×10 ⁵
14	0.51	約 3.7×10 ¹⁹	35	7.5	約 1.2×10 ⁵
15	0.512	約 1.2×10 ¹⁸	36	8.0	約 1.2×10 ⁵
16	0.6	約 5.5×10 ¹⁹	37	10.0	約 3.8×10 ⁴
17	0.7	約 6.2×10 ¹⁹	38	12.0	約 1.9×10 ⁴
18	0.8	約 2.1×10 ¹⁹	39	14.0	0.0
19	1.0	約 4.2×10 ¹⁹	40	20.0	0.0
20	1.33	約 1.3×10 ¹⁹	41	30.0	0.0
21	1.34	約 4.1×10 ¹⁷	42	50.0	0.0

第1-2図 原子炉建屋の計算モデル(1/5)

第1-2図 原子炉建屋の計算モデル(2/5)

第1-2図 原子炉建屋の計算モデル(3/5)

第1-2図 原子炉建屋の計算モデル(4/5)

59-10-添1-31



項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室非常用	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,
循環設備よう素フ		ャ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
ィルタによる除去		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
効率			する。
中央制御室非常用	99%	フィルタユニットの設計値(高	同上
換気系微粒子フィ		性能粒子フィルタ:99.97%)を	
ルタによる除去効		保守的に設定(添付 9,10 参照)	
率			
中央制御室非常用	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
換気系の起動時間		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
		間から保守的に設定	る。
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。
		0.47 回/h に対して外気からフ	
		ィルタを通らずに中央制御室内	
		に取り込まれる放射性物質の量	
		が保守的となるように設定(添	
		付 11 参照)	

第1-7表 中央制御室換気設備条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由	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	閉回路循環運転が長期にわたり	
量	外気取り入れ運転:3時間	室内環境が悪化して外気取り入	
		れる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	る。
	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)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避室遮蔽	遮蔽厚:コンクリート 40cm (公	中央制御室内に流入した放射性	
	称值)相当	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。	
	評価で考慮するコンクリート	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同	
計成業	遮蔽は,公称値からマイナス側	解説(原子力発電所施設におけ	
計谷左	許容差(-5mm)を引いた値を	る鉄筋コンクリート工事,日本	_
	適用	建築学会)に基づき設定	
コンクリート	$2 10\pi / m^3$	新設遮蔽のコンクリート密度は	
密度	2.10g/ cm ⁻	2.10g/cm ³ 以上で施工	
待避室加圧開	事象発生から約19時間後	格納容器圧力逃がし装置により	
始時間	(ベント開始時)	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	ベント開始から5時間	中央制御室内に流入した放射性	
間		物質からの影響を十分に防護で	—
		きる時間として設定	
空気流入率	ボンベ加圧時:0回/h	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1-8表	中央制御室内待避室設備条件
2 M 2 M 2 M 2 M 2 M 2 M 2 M 2 M 2 M 2 M	

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室	運転員の直交替(5直2交	運転員の勤務形態(5直2交替)に基づき,	3.74条1.b)③交代要員体制を考慮してもよ
滞在時	替)に基づき, 班ごとの中	班ごとに中央制御室滞在中の被ばくを評価。	い。ただしその場合は実施のための体制を整備
	央制御室の滞在時間で評	なお、一班当たり線量が高くなる場合には、	する事。
	価(日勤業務の班ごとの交	被ばく平準化のために日勤業務に当たって	
	替も考慮)	いる班に交替する。(添付 13 参照)	
入退域時	運転員の直交替(5直2交	運転員の勤務形態(5直2交替)に基づき,	
	替)に基づき, 班ごとの入	班ごとに入退域に必要な時間を15分(片道)	—
	退域時間で評価	として被ばくを評価。(添付 13 参照)	

第1-9表 運転員交替考慮条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づく	
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく	
地表面への沈着	エアロゾル:1.2 cm/s	線量目標値評価指針を参考に,湿性沈着を考慮して乾性	4.2. (2)d 放射性物質の地表
速度	無機よう素:1.2 cm/s	沈着速度(0.3cm/s及び10 ⁻³ cm/s)の4倍を設定。	面への沈着評価では、地表
	有機よう素:4.0×10 ⁻³ cm/s	エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は	面への乾性沈着及び降雨に
	希ガス:沈着無し	NUREG/CR-4551Vol.2 ^{※5} より設定	よる湿性沈着を考慮して地
		有機よう素の乾性沈着速度は NRPB-R322 ^{※6} より設定 (添付 14, 15, 16 参照)	表面沈着濃度を計算する。

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

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

※6 英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Mpdelling Liaison Committee Annual Report

2 事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は, 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。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。

炉心の著しい損傷が発生した場合における対応として,代替循環冷却系を使 用できず,格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操 作(以下「格納容器ベント」という。)を実施する場合は,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 格納容器冷却操作(以下「格納容器スプレイ」という。)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,格納容器ベントの実施に伴い放射性物質を大気へ放出するため,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,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,かつ 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表に炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の中央制御室 の居住性に係る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事象のうち, 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できない場合が最も放 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居住性に係る被ば く評価で想定する事象として選定する。

#### 第2-1表 炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の

	大破断LOC	Aシナリオ ^{※1}	DCH シナリオ ^{※2}	
事象	代替循環冷却系 を使用する場合	代替循環冷却系 を使用できない	代替循環冷却系 を使用する	中央制御室被ばく 評価への影響
		場合		
格納容器				格納容器圧力が高
ベント	実施しない	実施する	実施しない	い状態で推移する
(7日間)				と,原子炉格納容
	代替循環冷却系	格納容器圧力は	代替循環冷却系	器からの漏えい率
	の使用により格	高い状態で推移	の使用により格	が大きくなり,放
	納容器圧力は低	する。また,格	納容器圧力は低	出量が多くなる。
	い状態で推移す	納容器ベント実	い状態で推移す	格納容器ベントを
	る。	施に伴い放射性	る。	実施すると,放射
		物質を大気へ放		性物質が大気へ放
		出する。		出されるため,放
				出量が多くなる。
炉心損傷開				大気への放出率低
始時間(燃料	約4	4 分	約 35 分	減効果に期待でき
被覆管温度				る非常用ガス処理
1,000K到達	大破断LOCAを	想定しており、早	静的負荷シナリ	系及び非常用ガス
時間を想定)	期(非常用ガス処	理系及び非常用ガ	オよりは遅い	再循環系の起動
	ス再循環系の起動	前)に炉心損傷に	が,非常用ガス	(事象発生 2 時間
	至る。		処理系及び非常	後)までに、炉心
			用ガス再循環系	損傷時間が早いほ
			の起動前に炉心	ど放出量が多くな
			損傷に至る。	る。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響

- ※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」の評価事故シーケンスである、大破断LO CA時に高圧注水及び低圧注水に失敗する事故シーケンス
- ※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」の評価事故シーケンスである,過渡事象時に高圧注水 及び低圧注水に失敗する事故シーケンス

3 格納容器漏えい率の設定について

原子炉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原子炉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 圧力である 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MAAP内で圧 力に応じた漏えい量を評価している。

2Pdにおける漏えい率 1.3%/日は,以下のAECの評価式,GEの評価式 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時の評価において格納 容器漏えい率の評価に用いている理論式^{*1}である。格納容器圧力が最高使用 圧力の 2 倍である 620kPa[gage](2Pd)及び格納容器雰囲気温度 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 圧力2Pd及び雰囲気温度200℃における漏えい率を設定することは可能と判断 した。

○AECの評価式

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

L	:	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 1.28%/日】
L ₀	:	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$P_t$	:	事故時の格納容器圧力(2Pd)	【721.325kPa[abs]】
$P_d$	:	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa[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】
$T_t$	:	事故時の格納容器雰囲気温度(200℃)	【473.15K】
$T_d$	:	格納容器雰囲気温度(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) 【約0.51%/日】
L₀: 設計漏えい率(0.9Pd) 【0.5%/日】
Pt: 事故時の格納容器圧力(2Pd) 【721.325kPa[abs]】
Pd: 設計圧力(0.9Pd) 【380.325kPa[abs]】
Pa: 格納容器外の圧力(大気圧) 【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

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

$L_0$ :設計漏えい率(0.9Pd) $(0.5\%/16)$ $\rho_t$ :事故時の格納容器内気体の平均密度*3 $(2.9kg/m^3)$ $\rho_d$ :設計温度・圧力における原子炉格納容器内気 体の平均密度*4 $(4.5kg/m^3)$ $P_t$ :事故時の格納容器圧力(2Pd) $(721.325kPa[abs])$ $P_d$ :設計圧力(0.9Pd) $(380.325kPa[abs])$ $P_a$ :格納容器外の圧力(大気圧) $(101.325kPa[abs])$	L :	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.93%/日】
ρt:       事故時の格納容器内気体の平均密度*3       【2.9kg/m³】         ρd:       設計温度・圧力における原子炉格納容器内気体の平均密度*4       【4.5kg/m³】         Pt::       事故時の格納容器圧力(2Pd)       【721.325kPa[abs]】         Pd::       設計圧力(0.9Pd)       【380.325kPa[abs]】         Pa::       格納容器外の圧力(大気圧)       【101.325kPa[abs]】	$L_0$ :	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$\rho_d$ :設計温度・圧力における原子炉格納容器内気 体の平均密度*4 $(4.5 \text{kg/m}^3)$ $P_t$ :事故時の格納容器圧力(2Pd) $(721.325 \text{kPa[abs]})$ $P_d$ :設計圧力(0.9Pd) $(380.325 \text{kPa[abs]})$ $P_a$ :格納容器外の圧力(大気圧) $(101.325 \text{kPa[abs]})$	$\rho_t$ :	事故時の格納容器内気体の平均密度**3	【2.9kg∕m³】
$P_t$ :       事故時の格納容器圧力(2Pd)       【721.325kPa[abs]】 $P_d$ :       設計圧力(0.9Pd)       【380.325kPa[abs]】 $P_a$ :       格納容器外の圧力(大気圧)       【101.325kPa[abs]】	$\rho_{d}$ :	設計温度・圧力における原子炉格納容器内気 体の平均密度 ^{*4}	【4.5kg∕m³】
$P_d$ :設計圧力 (0.9Pd)【380.325kPa[abs]】 $P_a$ :格納容器外の圧力 (大気圧)【101.325kPa[abs]】	$P_t$ :	事故時の格納容器圧力(2Pd)	【721.325kPa[abs]】
P_a : 格納容器外の圧力(大気圧)【101.325kPa[abs]】	$P_d$ :	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa[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]=モル気体定数約 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。事故時の原子炉格納容器内は水素,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325kg,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 事故時の原子炉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,事故時の原子炉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,事故時の原子炉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 原子炉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。

 $\rho_d [kg/m^3] = 1.205 [kg/m^3] \times (P_d [Pa]/P_a [Pa])$ 

1.205[kg/m³]:乾燥空気密度(20℃)

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原子炉格納容器内での 除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから、MAAP解析に おける希ガスと同じ挙動を示すものとし、1.及び2.に基づき漏えい率を設 定する。 4 原子炉格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として, 沈着,サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを 考慮している。また,沈着については,重力沈降,拡散泳動,熱泳動,慣性衝 突,核分裂生成物(以下「FP」という。)ガス凝縮/再蒸発で構成される。(「重 大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の 「第5部 MAAP」(抜粋)参照)

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」

#### の「第5部 MAAP」(抜粋)

(2) F P の状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外の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 炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納 容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによって サプレッション・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、F P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F P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。

5 - 66

**F**P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。 1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため,感度解析 を行った。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 り原子炉格納容器内の除去効果(除染係数(以下「DF」という。))を算出 している。

原子炉格納容器内DF=原子炉格納容器内へのCsI放出割合/ベントラ インから大気へのCsI放出割合



第4-1図 エアロゾルに対する原子炉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原子 炉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。

#### 59-10-添4-3

- 2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果
- (1) スクラビング効果について

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

(2) MAAP解析上の扱いについて

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

SUPRAコードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上 昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動(気泡サイズ 及び気泡上昇速度)、初期気泡生成時のDF、気泡上昇時のDFを評価式に より与えている。第4-2図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達する までの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価すること でエアロゾルのDFを与えている。



第4-2図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

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

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

また,粒径 μmまでの粒子について,SUPRAコードによる計算 結果が実験結果より小さいDF値を示しており,保守的な評価であること を確認した。

一方,粒径 umの粒子について,SUPRAコードによる計算結果 が実験結果より大きいDF値を示しているが,これは実験とSUPRAコ ードで用いている粒子の違い(実験:LATEX粒子(密度 g/cm³),S UPRAコード:CsOH(密度 g/cm³))が影響しているためであ る。SUPRAコードの計算結果を密度補正*2した第4-7図及び第4-9 図では,SUPRAコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいDF 値を示すことが確認できる。

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

※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE2)最終報告書 平成5年3月

※2 実験ではLATEX粒子を用いているため,その粒径は

となる。一方, SUPRAコードではC s OHの粒径を基にしてい るため, 粒径に粒子密度 g/cm³)の平方根を乗じることによ り に換算する。

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

第4-1表 試験条件



第4-3図 試験装置の概要

第4-4図 キャリアガス流量に対するDFの比較

第4-5図 プール水温に対するDFの比較

第4-6図 水蒸気割合に対するDFの比較

第4-7図 水蒸気割合に対するDFの比較(密度補正)

第4-8図 スクラビング水深に対するDFの比較

第4-9図 スクラビング水深に対するDFの比較(密度補正)

### 第4-10図 ガス温度に対するDFの比較

(4) 沸騰による除去効果への影響について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替 循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは,第4-11図 のとおり,格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に 伴いサプレッション・プールは飽和状態(沸騰状態)になるため,サプレ ッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP解 析条件及び評価結果を第4-2表及び第4-3表に示す。なお,エアロゾル の粒径については,スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径につ いて除去効果への影響を確認した。その結果,第4-3表のとおり沸騰時の 除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第4

59-10-添4-11

-12 図のとおり,原子炉圧力容器内のCs-137は,大破断LOCAにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し,その後重力沈降等により, 事象発生5時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行するため, 本評価においてサプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

なお、CsI、CsOHの沸点はそれぞれ1,280℃,272.3℃以上**2であ り、シビアアクシデント時に原子炉格納容器内でCsI、CsOHが揮発 することは考えにくいが、サプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中 のCsI、CsOHの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、そ の場合でも、ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のC s-137放出量(事象発生7日間で約18TBq)に包絡されると考えられる。 ※2 化合物の辞典 髙本 進・稲本直樹・中原勝儼・山﨑 昶[編集] 1997 年11月20日



第4-11図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

項目	評価条件*	選定理由	
		格納容器ベント実施前のドライウ	
蒸気割合	%	ェルにおける蒸気割合(約 55%)	
		相当	
按如宏职工力	kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器	
俗衲谷奋庄力		压力(400~465kPa[gage])相当	
サプレッション・プール		実機では水深 3m 以上のため,設定	
水深	m	上限値を採用	
		未飽和状態として設定(設定上限	
サブクール度		値)	
	°C	飽和状態として設定(設定下限値)	
	μm	スクラビング前において,最も割	
-マージュの料(水(水))		合が多い粒径	
エノロソルの枢佺(半佺)	$\mu$ m	スクラビング後において、最も割	
		合が多い粒径	

第4-2表 評価条件

※SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第4-3表 評価結果





第4-12図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合
5 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

#### 1. 無機よう素の自然沈着率の設定

原子炉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)(原子炉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。

原子炉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NU REG-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。

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を $\lambda_d$ ( $\mu g/m^3$ )とすると, 原子炉格納容器内における無機よう素濃度 $\rho$ の濃度変化(1/s)は式1で表 され,自然沈着率 $\lambda_d$ は時刻 toにおける無機よう素濃度 $\rho_0$ と時刻 t1における 無機よう素濃度 $\rho_1$ を用いて式2のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_{d}\rho \qquad (\exists 1)$$
$$\lambda_{d} = -\frac{1}{t_{1}-t_{0}}\log\left(\frac{\rho_{1}}{\rho_{0}}\right) \qquad (\exists 2)$$

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。

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

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)



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

第5-1図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

### CSE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	E 実験の Run	No.	古海笛一戏重正
	A 6 ^{** 1} , ^{** 2}	A 5 ^{**} ³	A 1 1 ^{**} 3	<b>米</b>
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下**4
(m d [gdg0]) 雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下**4
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圧力及び雰囲気温度のMAAP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原子炉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 素の原子力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、 原子炉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C SE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。

	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

第5-2表 CSE実験と東海第二発電所の比表面積の比較

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(以下「DF」という。)として、Standard Review Plan 6.5.5に基づきDF10を 設定している。これはStandard Review Plan 6.5.5において、「無機よう素の スクラビングによる除去効果として、MarkーII及びMarkーIIに対して DF10以下、MarkーIに対してDF5以下を主張する場合は、特に計算を 必要とせず容認しても良い」との記載(抜粋参照)に基づくものであり、東海 第二発電所はMarkーII型原子炉格納容器を採用していることから、サプレ ッション・プールの沸騰の有無に関わらず、DF10を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本DFの効果に は期待していない。粒子状よう素のDFについては、MAAP解析のスクラビ ング計算プログラム(SUPRAコード)にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」(抜粋)

1. <u>Pool Decontamination Factor</u>. 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.

サプレッション・プールでのスクラビングによる

無機よう素の除去効果に関する他の知見について

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

1. SPARCコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5の引用文献^{*1}において、SPARCコード を用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献で は、Mark-I型原子炉格納容器を対象として無機よう素(I₂)、粒子 状よう素(CsI)及び有機よう素(CH₃I)に対するスクラビングによ る除去効果を計算している。計算結果は第1図のとおりであり、無機よう素 に対するDFは最小で10程度である。

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

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

※1 P.C.Owczarski and W.K.Winegarder, "Capture of Iodine in

Suppression Pools", 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



第1図 SPARC計算結果(瞬時値DF)

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

## 2. UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について, UKAEA^{*2} 及びPOSEIDON^{*3}において実験が行われている。実験体系を第2図及 び第3図,実験条件及び実験結果を第1表及び第2表に示す^{*4}。第2表のと

[※]文献中の記載(抜粋)

- おり、無機よう素のDFは最小で14である。
- ※2 イギリスのウィンフリス(重水減速沸騰軽水冷却炉(SGHWR))の蒸気抑 制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験
- ※3 スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素の スクラビングに関する実験
- *4 "State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions", 1995



第2図 UKAEA実験体系



第3図 POSEIDON実験体系

59-10-添6-4

Program	Aerosol	Aerosol size, μm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., ℃	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N ₂ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO2 Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N ₂ or He + steam	0 - 0.95	<ul> <li>ambient</li> <li>near sa- turated</li> </ul>	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu ₂ O ₃ CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	Csl	1.7 - 7.2	N ₂ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N ₂	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
UKAEA	I ₂ vapour		air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
POSEI- DON	I ₂ vapour		N ₂	0	ambient	ambient	-single orifice - <u>multior.</u>

第1表 実験条件

第2表 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO ₂ Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu2O3 CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7*
UKAEA	<u>Ni/Cr</u>	<u>15 - 1680</u> 14 - 240
POSEIDON		20 - <u>300_000</u>

* Only one test performed.

7 原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉内蓄積量に原子炉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)

原子炉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。

核種	原子炉格納容器から原子炉	格納容器圧力逃がし装置への
グループ	建屋への漏えい割合*1	放出割合*1
希ガス類	約 4.3×10 ⁻³	約 9.5×10 ⁻¹
CsI 類	約 6.2×10 ⁻⁵	約 1.0×10 ⁻⁶
CsOH 類	約 3.1×10 ⁻⁵	約 4.0×10 ⁻⁷
Sb 類	約 7.6×10 ⁻⁵	約 2.7×10 ⁻⁶
TeO ₂ 類	約 4.4×10 ⁻⁵	約 3.8×10 ⁻⁷
Sr0 類	約 8.6×10 ⁻⁵	約 2.6×10 ⁻⁵
BaO 類	約 9.1×10 ⁻⁵	約 1.5×10 ⁻⁵
MoO ₂ 類	約 9.1×10 ⁻⁵	約 3.5×10 ⁻⁶
CeO ₂ 類	約 1.6×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁵
La ₂ 0 ₃ 類	約 1.6×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁵

第7-1表 放出割合の評価結果(MAAP解析)

※1 小数点第2位を四捨五入

核種	原子炉格納容器から原子炉	格納容器圧力逃がし装置への
グループ	建屋への漏えい割合*1	放出割合**1
希ガス類	約 4.3×10 ⁻³	約 9.5×10 ⁻¹
CsI 類	約 6.2×10 ⁻⁵	約 1.0×10 ⁻⁶
CsOH 類	約 3.1×10 ⁻⁵	約 4.0×10 ⁻⁷
Cs 類 ^{※2}	約 3.4×10 ⁻⁵	約 4.5×10 ⁻⁷
Sb 類	約 6.7×10 ⁻⁶	約 8.9×10 ⁻⁸
TeO ₂ 類	約 6.7×10 ⁻⁶	約 8.9×10 ⁻⁸
Sr0 類	約 2.7×10 ⁻⁶	約 3.6×10 ⁻⁸
Ba0 類	約 2.7×10 ⁻⁶	約 3.6×10 ⁻⁸
MoO ₂ 類	約 3.4×10 ⁻⁷	約 4.5×10 ⁻⁹
CeO ₂ 類	約 6.7×10 ⁻⁸	約 8.9×10 ⁻¹⁰
La ₂ 0 ₃ 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位を四捨五入

※2 CsI 類及び CsOH 類の値から評価(評価式は式1)

①TMI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( $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 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内蓄 積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
	存在割合**3

									(単位:%)	
1+1+		低揮発性			中揮発性			高揮発性		
核裡	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹²⁹ I	⁸⁵ Kr	
原子炉建屋										
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30	
原子炉冷却系	-	-	-	1	-	0.2	3	1	-	
地階水、気相タンク類	0.01	-	-	2.1	0.5	0.7	47	(47) [†]	54	
補助建屋	-	-	-	0.1	-	0.7	5	7	-	
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85	

+ 広範囲のI濃度測定値と多量のデブリ(おもに地下水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上 回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であると考える。 ※3 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 の土壌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

	試料採取場所	【定点①】*1 グランド (西北西約500m	)*2		【定点②】*1 野鳥の森 (西約500m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)	*2	④5.6号機サービス ビル前 (北約1,000m)*2	(5)固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
	分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	日本分析 センター *3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
	測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
種	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

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^{*4},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。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb: 高温状態でも放出速度は低い。

※4 「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,MAAP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。

・ 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PWR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NUREG-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*5	約 27 分~約 3.3 時間※6
NUREG-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

※5 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)

※6 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, Cs I グループ, Cs OH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CsOH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内蓄積重量より、 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

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

  $F_{C_sI}(T)$ 
 : 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 の炉内蓄積重量

  $M_{C_s}$ 
 : 停止直後の C s の炉内蓄積重量

  $W_I$ 
 : I の分子量

  $W_{C_s}$ 
 : 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^{**7}、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NUR EG-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, NURE G-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】

【原子炉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
- Fnc(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
- yi : NUREG-1465 における i 番目のMAAP核種グループに相当 する核種グループの原子炉格納容器への放出割合
- γ cs: NUREG-1465 におけるCsに相当する核種グループの 原子
   炉格納容器への放出割合
- ※7 原子炉格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等に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に比べて原子炉格納容 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、原子炉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C s の放出割合」 に比例するものとする。

第7-6表 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

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

※8 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原子炉格納容器 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内蓄積量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの原子炉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 ^{※9}
希ガス類	Кг, Хе
C s I 類	Ι
C s OH類	Cs, Rb
S b 類	S b
T e O 2類	Те
SrO類	S r
B a O 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

※9 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。 [FPの核種グループ]

(NUREG-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	ハ リウム ・ ストロンチウム/	4	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	$La_2O_3$
	Pr, Sm, Y, Cm, Am	H	9	$CeO_2$
8	セリウムグループ/ Co Pu No		10	Sb
	Ce, Pu, 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内蓄積重量並びに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。

$$F_{CS}(T) = F_{CSOH}(T) + \frac{M_I}{M_{CS}} \times \frac{W_{CS}}{W_I} \times (F_{CSI}(T) - F_{CSOH}(T)) \qquad (\not \exists 1)$$

$F_{Cs}(T)$	: 時刻 T におけるC s の放出割合
<i>Fcs он(T)</i>	:時刻 T におけるC s O H グループの放出割合
$F_{C_sI}(T)$	: 時刻 T におけるCsIグループの放出割合
$M_I$	: 停止直後の I の炉内蓄積重量
M _{Cs}	: 停止直後のCsの炉内蓄積重量
$W_I$	: I の分子量
Wcs	: C s 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、C sI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CsI中に含まれるCs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

 及び2. で得られたCsの放出量をCsの炉内蓄積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NURG -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。

	МААР	N U R E G -1465
希ガス	約 0.95	1
Ι	約 0.78	0.30
C s	約 0.37	0.25

第7-8表 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合

8 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価(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:原子炉建屋侧壁,評価点:建屋出入口)

評価۶	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)	約 3.7×10 ⁻⁴	約 8.8×10 ⁻¹⁹
し装置出 口配管	入退城時	建屋出入口 (45m)	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	約 3.7×10 ⁻⁴	約 9.4×10 ⁻¹⁹
建屋放出 (原子炉 建屋側壁)	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)	約 8.3×10 ⁻⁴	約 2.9×10 ⁻¹⁸
	入退城時	建屋出入口 (15m)	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	約 8.2×10 ⁻⁴	約 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)	約 3.0×10 ⁻⁶	約 8.8×10 ⁻²⁰
	入退域時	建屋出入口 (110m)	₩ (1 方位)	約 3.0×10 ⁻⁶	約 9.0×10 ⁻²⁰

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評価結果(1/3)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度	評価結果	累積出現頻度	評価結果
	(%)	$(s / m^3)$	(%)	(Gy∕Bq)
対				
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 3.8×10 ⁻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評価結果(2/3)

## (建屋放出)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度	評価結果	累積出現頻度	評価結果
	(%)	$(s / m^3)$	(%)	(Gy∕Bq)
索				
当内	96.990	約 8.3×10 ⁻⁴	96.990	約 2.9×10 ⁻¹⁸
作業時	97.001	約 8.3×10 ⁻⁴	97.001	約 2.9×10 ⁻¹⁸
	97.013	約 8.3×10 ⁻⁴	97.013	約 2.9×10 ⁻¹⁸
	•••	•••	•••	
入退域時	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評価結果 (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	評価結果	累積出現頻度	評価結果
	(%)	$(s / m^3)$	(%)	(Gy∕Bq)
索				
三内	96.994	約 3.0×10 ⁻⁶	96.994	約 8.8×10 ⁻²⁰
作業時	97.006	約 3.0×10 ⁻⁶	97.006	約 8.8×10 ⁻²⁰
	97.018	約 3.1×10 ⁻⁶	97.018	約 8.8×10 ⁻²⁰
	•••	•••	•••	•••
入退城時	96.994	約 3.0×10 ⁻⁶	96.994	約 9.0×10 ⁻²⁰
	97.006	約 3.0×10 ⁻⁶	97.006	約 9.0×10 ⁻²⁰
	97.018	約 3.1×10 ⁻⁶	97.018	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。評価事故シーケンス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 表に示す炉内蓄積量を評価に用いる。
- 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	炉内蓄積量 (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
合計	約 1.1×10 ³

第9-1表 炉内蓄積量(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 9.9×10 ¹	約 1.4×10 ⁻¹
粒子用高効率フィルタ	約 2.3×10 ³	約 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



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粒子用高効率フィ ルタ及びよう素チャコール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,炉心の著しい損傷が発生した場合 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,よう素チャコールフィルタに取り込 まれたよう素が支配的な線源となる。

上記のことから,よう素チャコール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,よう素チャコール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	約 9.0×10 ^{1 8}
よう素類	約 1.0×10 ¹⁶
CsOH類	約 3.8×10 ¹³
S b 類	約 4.5×10 ^{1 2}
T e O ₂類	約 3.7×10 ¹³
S r O 類	約 2.0×10 ^{1 3}
ВаО類	約 2.0×10 ^{1 3}
M o O 2 類	約 6.9×10 ^{1 2}
C e O 2 類	約 4.3×10 ^{1 2}
L a 2O3類	約 1.2×10 ¹²

第10-1表 炉心の著しい損傷が発生した場合の大気放出量

# 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。



第10-1図 線源,チェンジングエリア及び評価点の位置関係
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 空気流入率測定試験結果について

「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						
封殿口知	平成27年2月24日~平成27年2月26日						
武政 口 住	(試験問	(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 : (測定値-平均値) / 平均(	所によるノ 直(%)	バラツキ			
試験における	A系	-7.6	~7.0%				
均一化の程度	B系	-5.7	~8.1%				
封殿千汁	内規に定	こめる空気流入率測定試験手法の	つうち				
武领于坛	「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 平均値の	トガス濃度測定値のバラツキが ⊃±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	<ol> <li>①中央制 に比~</li> </ol>	川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			
	<ol> <li>②特異点</li> <li>一タ値</li> </ol>	系の除外が,1時点の全測定デ 週数の10%以内であること。	—	特異点の除外はない			
	<ul><li>③中央制</li><li>い区画</li><li>を各種</li><li>員へ周</li></ul>	川御室以外の空気流入率が大き 面に,立入規制等の管理的措置 重マニュアル等に明記し,運転 引知すること。	_	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

炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において,以下 の検討を踏まえ,全面マスクの防護係数として 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 0412 第1号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知)(以下「基 発 0412 第1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 数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付け たものであること」としている。

●以下,電離放射線障害防止規則(最終改正:平成25年7月8日)抜粋 第38条 事業者は,第28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3条第3項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染され た空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは,その汚染の 程度に応じて防じんマスク,防毒マスク,ホースマスク,酸素呼吸器等の有効 な呼吸用保護具を備え,これらをその作業に従事する労働者に使用させなけれ ばならない。 ●以下, 基発 0412 第 1 号 (平成 25 年 4 月 12 日抜粋)

キ 保護具(第38条関係)

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

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

②防じんマスクの捕集効率については、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 る捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものである こと。

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

59-10-添12-2

タの透過率は 0.083%以下)

	4 時	間後	10 時	間後		
入口濃度 (Bq/cm ³ )	出口濃度 (Bq/cm ³ )	DF 値	出口濃度 (Bq/cm ³ )	DF 値	試験条件	
9. $45 \times 10^{-2}$	4. $17 \times 10^{-7}$	2. $27 \times 10^{5}$	8.33×10 ⁻⁷	$1.13 \times 10^{5}$	試験流量:20L/min	
7.59×10 ⁻⁵	6.25×10 ⁻⁸	$1.21 \times 10^{3}$	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

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室居住性評価における直交替 の考慮は、実態の勤務形態(5直2交替)に基づき設定した。被ばく評価に おいては、事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に、勤務スケジュー ル上、最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。また、班当たりの線量 が高くなる場合には、被ばくの平準化のため日勤業務の班が交替するものと し評価を行った。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

被ばく評価の勤務形態については,事故期間中に放出される放射性物質が 多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後が 被ばくの影響の大きくなることから,勤務スケジュール上,最も滞在時間が 長くなる場合を想定し設定した。

想定する勤務体系は第13-1表に示すとおりである。また,事故発生直後 に滞在している班(A班)は,線量が高くなることから,被ばくの平準化の ため、2日目以降は,A班の代わりに日勤業務の班(E班)が滞在するもの とし評価を行った。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域(片道) に必要な時間を15分とし評価を行った。

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00~21:45
2 直	21:30~8:15
日勤業務	—

第13-1表 想定する勤務体系

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直						
B班			1直	1直		2 直	2 直
C 班	2 直				1直	1直	
D班		2 直	2 直				1直
E 班		1直		2 直	2 直		

① 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合

格納容器ベント実施時はベント放出による被ばくの影響が大きくなるこ とから、ベント実施直前に交替し、ベント実施時に中央制御室の滞在時間が 最長となる場合(E班がベント実施時に滞在する場合)を想定し、以下の勤 務スケジュールで評価を行った。

01:00
01:00
21.30
D班

②事故発生直後に滞在時間が最長となる場合

事故発生直後(事象発生から2時間)は換気系が停止していることから被 ばくの影響が大きくなることから,事故発生時に交替し,事故発生直後に中 央制御室の滞在時間が最長となる場合(A班が事故発生直後に滞在する場合) を想定し,以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納	容器ベント		
経過時間(h)	0		19			
時刻	8:00	21:30	3:00	8:00	2	1:30
1直	A 班				E班	
2直			C班			D班

(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1)で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について格納 容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第13-2表及び第13-3 表に、事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を第13-4表及び第13-5表示す。この結果、最も被ばく線量が大きくなるのは、事故発生直後に 滞在時間が最長となる場合のA班であり、実効線量は約60mSvとなった。

第13-2表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の

	1日目	2 日 目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A 班	約 5.9×10 ¹							約 5.9×10 ¹
B 班			約 1.3×10 ¹	約 9.9×10 ⁰		約 5.7×10°	約 4.8×10°	約 3.4×10 ¹
C 班	約 2.2×10 ¹				約 7.9×10°	約 6.5×10°		約 3.7×10 ¹
D 班		約 1.5×10 ¹	約 1.1×10 ¹				約 7.8×10 ⁰	約 3.4×10 ¹
E 班		約 4.4×10 ¹		約 8.5×10 ⁰	約 6.9×10 ⁰			約 6.0×10 ¹

被ばく評価結果 (マスクを考慮)

(mSv)

第13-3表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量

	ትተ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ ነ	実効線量
	彼はく栓路	(mSv)
	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.5×10 ⁻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 1.4×10 ¹
大制御室	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 1.3×10 ¹
至内	<ul><li>(内訳) 内部被ばく</li></ul>	約 2.2×10 ⁰
作業	外部被ばく	約 1.0×10 ¹
耒時	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 4.9×10°
	小 計 (①+②+③)	約 3.2×10 ¹
	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 5.9×10 ⁻¹
7	⑤大気中へ放出された放射性物質による被 ばく	約 1.8×10 ⁻²
退	(内訳) 内部被ばく	約 4.6×10 ⁻³
域時	外部被ばく	約 1.3×10 ⁻²
	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 2.7×10 ¹
	小 計 (④+⑤)	約 2.7×10 ¹
	合 計 (①+②+③+④+⑤)	約 6.00×10 ¹

となる班(E班)の被ばく評価結果の内訳(マスクを考慮)

第13-4表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の

被ばく評価結果 (マスクを考慮)

(mSv)

	1日目	2 日 目	3 日 目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A 班	約 6.0×10 ¹							約 6.0×10 ¹
B 班			約 1.2×10 ¹	約 9.3×10°		約 5.5×10°	約 2.7×10 ⁰	約 3.0×10 ¹
C 班	約 4.0×10 ¹				約 7.5×10°	約 6.2×10 ⁰		約 5.4×10 ¹
D 班		約 1.4×10 ¹	約 1.0×10 ¹				約 5.2×10 ⁰	約 2.9×10 ¹
E 班		約 2.4×10 ¹		約 8.0×10 ⁰	約 6.6×10 ⁰			約 3.9×10 ¹

第13-5表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班

	被げく経路	実効線量
	反は、正臣	(mSv)
	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 7.8×10 ⁻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 9.6×10 ⁻¹
央制御.	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 4.6×10 ¹
至内	<ul><li>(内訳) 内部被ばく</li></ul>	約 4.0×10 ¹
作業	外部被ばく	約 5.3×10 ⁰
兼時	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 4.7×10 ⁰
	小 計 (①+②+③)	約 5.2×10 ¹
	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.6×10 ⁻¹
7	⑤大気中へ放出された放射性物質による被 ばく	約 6.9×10 ⁻³
入退	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10 ⁻³
域時	外部被ばく	約 5.6×10 ⁻³
	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 8.0×10 ⁰
	小 計 (④+⑤)	約 8.3×10 ⁰
		約 6.04×10 ¹

(A班)の被ばく評価結果の内訳(マスクを考慮)

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。線源領域は炉心の著しい損傷が発生した場合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離れた場所に丘状の斜面がある。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回に示す 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

59-10-添14-1

各々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 2.0g/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 グランドシャインの評価モデル及び評価点

59-10-添14-4



^{╳:}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 Vol.2^{*1}に基づき 0.3cm/sと設定した。NUREG/CR-4551 Vol.2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、N UREG/CR-4551 Vol.2では $0.5\mu$ m~ $5\mu$ m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 $\mu$  m~5  $\mu$  m の粒径では沈着速度は 0.3 cm/s 程度(第15-1 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.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $\mu$  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15-1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15-1表の①、③、④)を調査した。以 上の調査結果を第15-1表に、各試験の概要を第15-2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調査結果

番	試験名又は	エアロゾル粒径	備考
1	報告書名寺 LACE LA 2 ^{※1}	(μm) 0.5~5 (第15-2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	N U R E G / C R -5901 ^{** 2}	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	A E C L 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	P B F — S F D ^{** 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	P H E B U S – F P ^{* 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  $\epsilon$  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  $\mu$ m) = -1.39 to ln (2.5  $\mu$ 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  $\epsilon$  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  $\mu$ 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  $\mu$ 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  $\mu$ m at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu$ m before stabilizing at 3.35  $\mu$ m; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu$ m. Geometric-mean diameter (d₅₀) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu$ 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 4.0×10⁻³ 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 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,

59-10-添16-1

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。

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

(χ/Q)_D(x,y,z)_i :時刻 i での乾性沈着率[1/m²]
 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)

59-10-添16-2

(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  $(\chi/Q)_{x}(x,y)_{i}$ は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。

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

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

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 X / 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 X / 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。



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評価結果を示す。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 比は約1.2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 )	<ol> <li>① 乾性沈着 率 (1/m²)</li> </ol>	<ul> <li>②乾性沈着率</li> <li>+湿性沈着率 (1/m²)</li> </ul>	比 (②/①)
中央制 御室中 心	原子炉 建屋	約 8.3×10 ⁻⁴	約 2.5×10 ⁻⁶	約 2.9×10 ⁻⁶	約 1.1
建屋出 入口	原子炉 建屋	約 8.2×10 ⁻⁴	約 2.5×10 ⁻⁶	約 2.9×10 ⁻⁶	約 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  $4 \times 10^{-3}$  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。

# 59-10-添17-1

また原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているが、エアロゾルへの沈着速度の実験結果(NUREG/CR-4551 V o1.2)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。

※1: 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。

	① 放出量 (Bq)		② 最大放出率 (Bq/h)		<ul><li>(①÷②)</li><li>実効放出継続時間(h)</li></ul>				
放出経路	原子炉建屋放 出分	非常用ガス処 理系排気筒放 出分	ベント 放出分	原子炉建屋放 出分	非常用ガス処 理系排気筒放 出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処 理系排気筒放 出分	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10 ¹⁵	約 3.1×10 ¹⁶	約 8.9×10 ¹⁸	約 3.1×10 ¹⁵	約 1.2×10 ¹⁵	約 8.7×10 ^{1 8}	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10 ¹⁵	約 1.6×10 ¹⁵	約 7.2×10 ¹⁵	約 9.2×10 ¹⁴	約 6.2×10 ¹³	約 7.1×10 ¹⁵	約 1.4	約 26.3	約 1.0

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	約 3.0×10 ⁻⁶	約 1.2×10 ⁻¹⁹
5 時間	約 2.9×10 ⁻⁶	約 8.8×10 ⁻²⁰
10 時間	約 1.7×10 ⁻⁶	約7.5×10 ⁻²⁰
20 時間	約 1.2×10 ⁻⁶	約 6.2×10 ⁻²⁰

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。



第19-1図 待避室内外の空間線量率

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。
20 審査ガイドへの適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住	中中国御堂の民住地に接て地ぼく河田の海へ地辺
性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央前御室の居住住に徐る被はく評価の適合状況
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	1 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	る。
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。	
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	中市地域学の見た地に広く地域と海体の達へ小海
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除る被はく評価の適合状況
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。	
<ul><li>(1) 被ばく経路</li></ul>	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	
る。	
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はく評価の適合状況
一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による	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
一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (クラウ	ている。
ドシャイン)	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	
る。	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
一 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内へ外気から取り込	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

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まれた放射性物質からのガンマ線による外部被げく	被ばくの和として実効線量を評価している。
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
下 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 被げく線量を 次の一つの経路を対象に計算する	
ー 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による 外部被ばく	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
一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (クラウ	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
ドシャイン)	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ばく	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。

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	中央地理学の見な地になったが、ションのなく小いの
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はく評価の適合状況
(2)評価の手順	4.1(2)→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, MAAP 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

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	中央制御室の民住地に係る独居く評価の適合世況
性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	十天前御室の居住住に床る彼はく計画の過日状況
	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
する。	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
する。	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

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ろ被げく評価の適合状況
性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	
	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。
<ul><li>(1) 沈着・除去等</li></ul>	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	ι` 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。

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
なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少な くとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直 方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指 針(参3)における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的 な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き 込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 ・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、 放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次 に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質 は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するも のとする。 ー 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合	<ul> <li>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</li> <li>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いる。</li> <li>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</li> <li>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。</li> <li>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</li> <li>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、</li> <li>建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</li> </ul>
<ul> <li>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</li> <li>について,放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4の領域 An)の中にある場合</li> <li>三 評価点が,巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> <li>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</li> </ul>	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 あるため,建屋の高さの2.5倍に満たない。 放出点の位置は,図4の領域Anの中にある。 評価点(中央制御室等)は,巻き込みを生じる建屋(原子炉建屋) の風下側にある。

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	山中制御室の民住性に係る雄げく証価の適合状況
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	

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	中中制御堂の民代社に伝え神ばく誕年の漢人地泊
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彼はく評価の適合状況
面の選定	
原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内には,次の 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	
する。	
i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は,	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
給気口が設置されている原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所	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はく評価の適合状況
<ol> <li>3)代表面における評価点</li> </ol>	
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	た。
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 $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として, $\sigma_{y0}$ , $\sigma_{z0}$ 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。

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	
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m ₁ の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の	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m _{1A} , m _{1B} のうち, 放出点が評価	
点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建	
屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場	
合は、風向の方位m1は放出点が評価点の風上となる180°が対象とな	
る。	
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	中央制御堂の兄母地になる地球と海田の法へ小海
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はく評価の適合状況
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	る。
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	中中判御安の民任時に後て対ぼく冠年の済合地辺
性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央前御室の居住住に保る被はく評価の適合状況
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	る。
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	る。
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。
e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内の放射性物質濃度	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

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彼はく評価の適合状況
する。	運転による空気が直接流入することを仮定している。
一 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設	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
<ul> <li>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、</li> </ul>	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。	

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ろ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	
・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	る。
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被ばく	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時間及び入退域時にマスクを着用することとし

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	中央地域会の見た地に広く地域と海田の法へ小辺
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はく評価の適合状況
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	た。
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
<ul> <li>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、</li> </ul>	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。

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
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	
とは保守的か結果を与える。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 上り現実的た被げく線量の重わ	
今わせ評価を実施する場合けその妥当性を説明」を資料の提出を求め	
<i>、</i> シッ	

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
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。
<ul> <li>・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類、及び La</li> </ul>	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。	La 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, R.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	
<ul><li>(3) 沈着・除去等</li></ul>	
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(PWR)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

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	
る。	
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

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ろ被げく評価の適合状況
性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	十天間時至9万日日ににかる彼はく前面9週日状況
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)b.→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	ていない。
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
での外部被ばく	
・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

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ANIS Nコード及びG33-GP2Rコードで計算している。
<ul> <li>b.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被 ばく</li> <li>・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。</li> <li>・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガ ンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様に設 定する。</li> </ul>	原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及 び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は,4.3(5)aと 同様の計算している。







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
	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
	回4回に、家本ガイドのよわり
	凶4, 凶3→蚕鱼ルイトのとわり



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





59-11 SA バウンダリ系統図(参考図)


59 - 11 - 3

60-1 SA設備基準適合性一覧表

東海第二発電所 SA酮	艾傭基準適合性一覧	【表(刂搬型)
-------------	-----------	---------

第6	60条:	監視	見測え	官設備	可搬型モニタリング・ポスト	類型化	可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ)	類型化 区分
-				環境温度·環境圧力·		区方	(う風主アハド ようボッマラフ)	凶力
			環境	湿度/屋外の天候/放 射線	屋外	D	屋外	D
			条件	荷重	緊急時対策所建屋	С	緊急時対策所建屋	С
		第	住	ю <u>ч</u>	屋外	D	屋外	D
		1 号	おけ	海水	海水を通水しない (国辺機明焼み) の亜影響に上り機能な	对象外	一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	对象外
		-	る 健	周辺機器寺からの 悪影響	(同辺機器等からの悪影響により機能を 失うおそれがない)	—	(同辺機器等からの悪影響により機能を 失うおそれがない)	_
			全性	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	60-3 配置図	1	60-3 配置図	1
					現場操作 (運搬設置)	B Bc	現場操作	В
	hte	第	第 操作性		(スイッチ操作)	Bd	(運搬設置) (スイッチ拇佐)	Bc Bd
	弗 1	号		5 1 - M- 1 - 1	(接続操作)	Bg		Du
	項		関連資料 第 3 3		60-4 試験検査		60-3 配置図	
		第 3			計例刑御設備 (機能・性能の確認及び校正が可能)	J	計例前仰起備 (機能・性能及び外観の確認が可能)	J
		号	関	連資料	60-4 試験検査		60-4 試験検査	
		第	切	替性	本来の用途として使用	対象外	本来の用途として使用	対象外
		4 号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	•
		衒	悪言	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
		兎 5	影響	内部発生飛散物	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		号	防止	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第	設	置場所	現場(設置場所)で操作可能	Aa	現場(設置場所)で操作可能	Aa
		6 号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	1
<u>445</u>					その他設備		その他設備	
43					(発電用軽水型原子炉施設における事 故時の放射線計測に関する審査指針の		(発電用軽水型原子炉施設における事 故時の放射線計測に関する審査指針の	
条		第	미	搬SAの容量	測定上限値を満足する容量	С	測定上限値を満足する容量	С
		日号			配備数は10台, 故障時又は保守点検時 のバックアップとして2台の合計12台を		配備数は2台,故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計3台を配	
					配備)		(m)	
			関	連資料	60-5 容量設定根拠	1	60-5 容量設定根拠	
		第 2	可 接	搬SAの常設設備との 続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第	異確	なる複数の接続箇所の 保	常設設備と接続せず使用	対象外	常設設備と接続せず使用	対象外
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	htte	第	設	置場所	<ul><li>(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)</li></ul>	_	<ul> <li>(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)</li> </ul>	_
	弗 3	4 号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	項				屋内		屋内	
		第 5	保	管場所	<ul><li>(DB設備であるモニタリング・ポス トと位置的分散)</li></ul>	Aa	<ul><li>(DB設備である放射能観測車と位置 的分散)</li></ul>	Aa
		号	関	連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	
		第	P	クセスルート	屋外アクセスルートの確保	В	屋外アクセスルートの確保	В
		6 号	関	連資料	60-7 アクセスルート図		60-7 アクセスルート図	•
				環境条作,自然現象,				
			共通	外部人為事象, 故意 による大型航空機の	防止・緩和以外 (DB設備であるモニタリング・ポス	Aa	防止・緩和以外 (DB設備である放射線観測車と位置)	Aa
		第	要田	衝突その他のテロリ	トと位置的分散)		的分散)	
1		7 号	山故院	スム, 溢水,火災	+ ピー し ズ チン )		++- し て や )	
			障防止	サポート系要因	・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	対象外	リ 小一 ト 糸 な し (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外
			Ш	関連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	

第6	0条:	監視	測知	<b></b> 定設備	可搬型放射能測定装置 (NaIシンチレーションサーベイ・ メータ)	類型化 区分	可搬型放射能測定装置 (β線サーベイ・メータ)	類型化 区分
			環	環境温度・環境圧力・ 湿度/屋外の天候/放 射線	屋外	D	屋外	D
		hte	先条件.	荷重	緊急時対策所建屋 屋外	C D	緊急時対策所建屋 屋外	C D
		弗 1	にお	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	周辺機器等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能 を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影響により機能 を失うおそれがない)	_
			全世	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	_	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			II.	関連資料	60-3 配置図	1	60-3 配置図	
				1	現場操作	В	現場操作	В
	hter	第	操	作性	(運搬設置)	Bc Bd	(運搬設置)	Bc Bd
	弟 1	2号	閣	連資料	60-3 配置図	Ъu	60-3 配置図	Du
	項	笙	- 2		計測制御設備	-	計測制御設備	T
		क्र 3	試	験・検査性	(機能・性能の確認及び校正が可能)	J	(機能・性能の確認及び校正が可能)	J
		号	関	連資料	60-4 試験検査	1	60-4 試験検査	
		第 4	切	替性	本来の用途として使用	対象外	本来の用途として使用	対象外
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	-
		笛	悪影	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
		яр 5	影響	内部発生飛散物	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		号	防止	関連資料	60-3 配置図	1	60-3 配置図	
		第	設	置場所	現場(設置場所)で操作可能	Aa	現場(設置場所)で操作可能	Aa
		6 号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		.5	100		その他設備		その他設備	
第 43 条		第 1 号	न्	搬SAの容量	(発電用軽水型原子炉施設における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は2台,故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計3台を配 備)	С	(発電用軽水型原子炉施設における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は2台,故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計3台を配 備)	С
			関	連資料	60-5 容量設定根拠		60-5 容量設定根拠	
		第 2	可 接	搬SAの常設設備との 続性	(常設設備と接続せず使用)		(常設設備と接続せず使用)	_
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第 3	異確	なる複数の接続箇所の 保	常設設備と接続せず使用	対象外	常設設備と接続せず使用	対象外
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第	第 4	設	置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—
	3 佰	号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	'A	第 5	保	管場所	屋内 (DB設備である放射能観測車と位置 的分散)	Aa	屋内 (DB設備である放射能観測車と位置 的分散)	Aa
		号	関	連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	
		第	P	クセスルート	屋外アクセスルートの確保	В	屋外アクセスルートの確保	В
		6 号	関	連資料	60-7 アクセスルート図		60-7 アクセスルート図	
		第7日	共通要因故	環境条作,自然現象, 外部人為事象,故意 による大型航空機の 衝突その他のテロリ ズム,溢水,火災	防止・緩和以外 (DB設備である放射能観測車と位置 的分散)	Aa	防止・緩和以外 (DB設備である放射能観測車と位置 的分散)	Aa
		号	(障防止	サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外
				関連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

第6	0条:	監視	創訂	<b></b> 定設備	<ul> <li>可搬型放射能測定装置</li> <li>(ZnSシンチレーションサーベイ・ メータ)</li> </ul>	類型化 区分	電離箱サーベイ・メータ	類型化 区分
			環	環境温度・環境圧力・ 湿度/屋外の天候/放 射線	屋外	D	屋外	D
		heter.	条件	荷重	緊急時対策所建屋 屋外	C D	緊急時対策所建屋 屋外	C D
		弗 1	にお	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	周辺機器等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能 を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影響により機能 を失うおそれがない)	_
			全州	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	_	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			11	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
					現場操作	В	現場操作	В
	笜	第 9	操	作性	(運搬設置) (スイッチ操作)	Bc Bd	<ul><li>(運搬設置)</li><li>(スイッチ操作)</li></ul>	Bc Bd
	977 1	号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	埧	第	試	·験·検査性	計測制御設備	J	計測制御設備	J
		3 号	盟	」 連資料	(機能・性能の確認及び校正が可能) 60-4 試験検査	0	(機能・性能の確認及び校止が可能) 60-4 試験检査	
		第	初	法性	本来の用途として使用	対象外	本来の用途として使用	対象外
		4 早	辺	<b>油</b> 資料	60-3 配置図	11 20071	60-3 配置図	11 200 1
		7	悪	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
		第	影娜	小 ぷ み か み か み か か か か み か み か み か み か み か	2の44 20 42 42 42 42 42 42 42 42 42 42 42 42 42	計色別	この 仙辺 備	計鱼从
		号	音防止	門師光工派財物		刈家アト		刈家/下
		쓀	⊥L. ∋л			A -	00-3 記世凶 	A
		6	設	直場所	現場(設直場所)で操作可能	Aa	現場(設直場所)で操作可能	Аа
		号	舆	連貨科	60-3 配直図		60-3 配直図	
第 43 条		第 1 号	न्	搬SAの容量	(発電用軽水型原子炉設備における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は2台、故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計3台を配 備)	С	(発電用軽水型原子炉設備における事 故時の放射線計測に関する審査指針の 計測上限値を満足する容量 配備数は1台、故障時又は保守点検時の バックアップとして1台の合計2台を配 備)	С
			関	連資料	60-5 容量設定根拠		60-5 容量設定根拠	
		第 2	可 接	搬 S A の常設設備との 続性	(常設設備と接続せず使用)		(常設設備と接続せず使用)	_
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第 3	異確	なる複数の接続箇所の 保	常設設備と接続せず使用	対象外	常設設備と接続せず使用	対象外
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第	第 4	設	置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	_	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	—
	3 1百	号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	頃	第 5	保	管場所	屋内 (DB設備である放射能観測車と位置 的分散)	Aa	位置的分散を考慮すべきDB設備等が ない	対象外
		号	関	連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	
		第	P	クセスルート	屋外アクセスルートの確保	В	屋外アクセスルートの確保	В
		6 号	関	連資料	60-7 アクセスルート図	1	60-7 アクセスルート図	
		第71	共通要因故	環境条作,自然現象, 外部人為事象,故意 による大型航空機の 衝突その他のテロリ ズム,溢水,火災	防止・緩和以外 (DB設備である放射能観測車と位置 的分散)	Aa	防止・緩和以外 (位置的分散を考慮すべきDB設備等 がない)	対象外
		号	(障防止	サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外
				関連資料	60—6 保管場所図		60-6 保管場所図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

# 東海第二発電所 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

第60	)条:]	監視	則定	設備	小型船舶	類型化 区分	可搬型気象観測設備	類型化 区分
			環境	環境温度・環境圧力・ 湿度/屋外の天候/放 射線	屋外	D	屋外	D
		646-4	条件	荷重	屋外	D	緊急時対策所建屋 屋外	C D
		第 1	にお	海水	常時海水を通水又は海で使用	Ι	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	周辺機器等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能 を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影響により機能 を失うおそれがない)	
			全世	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	_	(電磁波により機能が損なわれない)	_
			11	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	•
					現場操作	В	現場操作	B
	halan	第	<ul> <li>第 操作性</li> <li>2</li> <li>一</li> <li>関連資料</li> </ul>		(運搬設置) (スイッチ提佐)	Bc	(スイッチ操作)	Bd
	弟 1	2 号				Ъu	(接続操作)	Bg
	項	hte			60-4 試験検査 その他設備		60-4 試験検査 計測制御設備	
		弗 3	試	験・検査性	(機能・性能及び外観の確認が可能)	М	(機能・性能の確認及び校正が可能)	J
		号	関	連資料	60-4 試験検査		60-4 試験検査	1
		第 4	切	替性	本来の用途として使用	対象外	本来の用途として使用	対象外
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第	悪影	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
		5 早	響防	内部発生飛散物	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		5	止	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第 6	設	置場所	現場(設置場所)で操作可能	Aa	現場(設置場所)で操作可能	Aa
		号	関	連資料	60-3 配置図	-	60-3 配置図	
第 43 条		第 1 号	न्	搬SAの容量	その他設備 (海上モニタリングが可能な容量 設備数は1艇,故障時又は保守点検時の バックアップとして1艇の合計2艇を配 備)	С	その他設備 (発電用原子炉施設の安全解析に関す る気象指針の通常観測項目等を測定可 能な容量 配備数は1台,故障時及び保守点検時の バックアップとして1台の合計2台を配 備)	С
			関	連資料	60-5 容量設定根拠		60-5 容量設定根拠	
		第 2	可 接	搬SAの常設設備との 続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	_
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第 3	異確	なる複数の接続箇所の 保	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
		号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第	第 4	設	置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	_	(放射線量の高くなるおそれの少ない 場所を選定)	_
	3 項	号	関	連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	.4	第 5	保	管場所	位置的分散を考慮すべきDB設備等が ない	対象外	屋内 (DB設備である気象観測設備と位置 的分散)	Aa
		号	関	連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	
		第	P	クセスルート	屋外アクセスルートの確保	В	屋外アクセスルートの確保	В
		6 号	関	連資料	60-7 アクセスルート図		60-7 アクセスルート図	
		第 7	共通要因故	環境条作,自然現象, 外部人為事象,故意 による大型航空機の 衝突その他のテロリ ズム,溢水,火災	防止・緩和以外 (位置的分散を考慮すべきDB設備等 がない)	対象外	防止・緩和以外 (DB設備である気象観測設備と位置 的分散)	Aa
		号	(障防止	サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外
				関連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	

# 60-2 単線結線図



設置場所

- ① 常設代替高圧電源装置置場
- ② 原子炉建屋付属棟
- ③ 原子炉建屋付属楝 (中央制御室)
- ④ 可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)及び
   可搬型代替低圧電源車接続盤(東側)

第60-2-1図 モニタリング・ポストの単線結線図

60-3 配置図

第60-3-1図 可搬型重大事故等対処設備 配置場所

放射線量の測定(可搬型モニタリング・ポスト)

#### 第60-3-2図 可搬型重大事故等対処設備 使用場所

放射性物質の濃度の測定(可搬型放射能測定装置)



海上モニタリング(可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイ・メータ、小型船舶)



第60-3-4 図 可搬型重大事故等対処設備 配置場所

風向、風速その他の気象条件の測定(可搬型気象観測設備)

60-4 試験検査

定期事業者検査対象外の設備については、図面を添付している。



試験検査内容	模擬入力による特性の確認及び線源による校正
--------	-----------------------

第60-4-1図 可搬型モニタリング・ポスト

# 1. 構造概略図



試験検査内容	流量の確認及び外観の確認

第60-4-2図 可搬型ダスト・よう素サンプラ

1. 構造概略図



試験検査内容	線源による校正
--------	---------

第60-4-3図 NaIシンチレーションサーベイ・メータ



試験検査内容	線源による校正
--------	---------

第60-4-4図 β線サーベイ・メータ

1. 構造概略図



試験検査内容	線源による校正
--------	---------

第60-4-5図 ZnSシンチレーションサーベイ・メータ



試験検査内容 線源による校正
----------------







注)イメージ図。船舶の型式は詳細設計で決定する。

試験検査内容 動作の確認及び外観の確認
---------------------

第60-4-7 図 小型船舶

# 1. 構造概略図



試験検査内容	模擬入力による特性の確認及び測定器の校正
--------	----------------------

### 第60-4-8 図 可搬型気象観測設備

#### 60-5 容量設定根拠

名称		可搬型モニタリング・ポスト
計測範囲	nGy⁄h	B. G. $\sim 10^{9}$

可搬型モニタリング・ポストは,可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬型モニタリング・ポストは,モニタリング・ポストの機能喪失時の代 替措置として用いるものである。

また,発電所海側等において,放射線量を監視するために用いるものであ る。

さらに、緊急時対策所の正圧化判断に用いるものである。

なお,可搬型モニタリング・ポストは,モニタリング・ポストと同数の4 台,発電所海側等に5台及び緊急時対策所の正圧化判断用に1台設置できる 数量とする。

1. 計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指 針」に定める敷地周辺エリア放射線量率の測定上限値(10⁻¹Gy/h)を満足する ように設計する。

そのため,計測範囲としては, B.G.~10⁹nGy/hである。

名称		可搬型ダスト・よう素サンプラ
流量範囲	L/min	$0 \sim 25$

可搬型ダスト・よう素サンプラは,可搬型重大事故等対処設備として配備 する。

可搬型ダスト・よう素サンプラは,放射能観測車の機能喪失時の代替措置 として用いるものである。

また,発電所敷地内及び周辺海域において,空気中の放射性物質を採取す るものである。

なお,可搬型ダスト・よう素サンプラは,2台に予備1台を含めた合計3台 を緊急時対策所建屋に保管する。

1. 流量範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指 針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値(3.7×10¹Bq/cm³)を満足するように設計する。

そのため、流量範囲は 0~25L/min とし、サンプリング時間を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

2. 放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は,以下の算出式から求める。

2.1 放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度 (Bq/cm³)

=換算係数 (Bq/μSv/h) ×試料の NET 値 (μGy/h) /サンプリング量
 (L) ×1000 (cm³/L)

名称		N a I シンチレーションサーベイ・メータ
計測範囲	µ Gy∕h	B. G. ∼30

Na I シンチレーションサーベイ・メータは,可搬型重大事故等対処設備 として配備する。

N a I シンチレーションサーベイ・メータは, 放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

また,発電所敷地内及び周辺海域において,採取した試料の放射性物質の 濃度を計測して,その計測結果を監視するものである。

なお, N a I シンチレーションサーベイ・メータは, 2 台に予備 1 台を含め た合計 3 台を緊急時対策所建屋に保管する。

1. 計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指 針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値(3.7×10¹Bq/cm³)を満足するように設計する。

そのため、計測範囲としては、B.G~30 $\mu$ Gy/h とし、サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

2. 放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は,以下の算出式から求める。

2.1 放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度(Bq/cm³)

=換算係数(Bq/μGy/h) ×試料の NET 値(μGy/h)/サンプリング量
 (L) ×1000 (cm³/L)

名称		<i>β</i> 線サーベイ・メータ	
計測範囲	$min^{-1}$	B. G. ∼99. 9k	

β線サーベイ・メータは,可搬型重大事故等対処設備として配備する。

β線サーベイ・メータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用 いるものである。

また,発電所敷地内及び周辺海域において,採取した試料の放射性物質の 濃度を計測して,その計測結果を監視するものである。

なお, β線サーベイ・メータは, 2 台に予備 1 台を含めた合計 3 台を緊急時 対策所建屋に保管する。

1. 計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指 針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値(3.7×10¹Bq/cm³)を満足するように設計する。

そのため、計測範囲としては、 $B.G \sim 99.9 \text{ kmin}^{-1}$ とし、サンプリング量を 調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

#### 2. 放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は,以下の算出式から求める。

2.1 放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度(Bq/cm³)

=換算係数(Bq/min⁻¹) ×試料の NET 値(min⁻¹) /サンプリング量(L)
 ×1000 (cm³/L)

名称		Z n S シンチレーションサーベイ・メータ
計測範囲	$\min^{-1}$	B. G. ∼99. 9k

Z n S シンチレーションサーベイ・メータは,可搬型重大事故等対処設備 として配備する。

Z n S シンチレーションサーベイ・メータは, 放射能観測車の機能喪失時 の代替措置として用いるものである。

また,発電所敷地内及び周辺海域において,採取した試料の放射性物質の 濃度を計測して,その計測結果を監視するものである。

なお, ZnSシンチレーションサーベイ・メータは, 2 台に予備 1 台を含め た合計 3 台を緊急時対策所建屋に保管する。

1. 計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指 針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値(3.7×10¹Bq/cm³)を満足するように設計する。

そのため、計測範囲としては、 $B.G \sim 99.9 \text{ kmin}^{-1}$ とし、サンプリング量を 調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

2. 放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は,以下の算出式から求める。

2.1 放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度(Bq/cm³)

=換算係数 (Bq/min⁻¹) ×試料の NET 値 (min⁻¹) /サンプリング量 (L) ×1000 (cm³/L)

名称		電離箱サーベイ・メータ	
計測範囲 mSv/h		0.001~1000	

電離箱サーベイ・メータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。

電離箱サーベイ・メータは,発電所敷地内及び発電所の周辺海域において,を含む。)において,放射線量率を計測して,その計測結果を監視するものである。

なお、電離箱サーベイ・メータは、1台に予備1台を含めた合計2台を緊急 時対策所建屋に保管する。

1. 計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指 針」に定める敷地周辺エリア放射線量率の測定上限値(10⁻¹Sv/h)を満足す るように設計する。

よって計測範囲としては、0.001mSv/h~1000mSv/hである。

名称		小型船舶	
最大積載重量	kg	350kg 以上	

小型船舶は、可搬型重大事故等対処設備として配備する。

小型船舶は,発電所の周辺海域において,発電用原子炉施設から放出され る放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び 要員を積載できる設計とする。

なお、小型船舶は、1艇に予備1艇を含めた合計2艇を可搬型重大事故等対 処設備保管場所(西側,南側)に保管する。

1. 積載重量範囲

発電所の周辺海域において,放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う ために必要な測定装置等及び要員の総重量約 350kg(測定装置等約 200kg,要 員 150kg(75kg×2))を積載できる設計とする。

名称			可搬型気象観測設備	
日山日本司		m/s	風向 16 方位	
計 風 回 風 速 計	風速 0~60			
創	日射計	$kW/m^2$	0~2.00	
囲	放射収支計	$kW/m^2$	$-0.250 \sim 1.25$	
	雨量計	mm/h	0~100	

可搬型気象観測設備は、可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬型気象観測設備は、気象観測設備の機能喪失時の代替措置として用いる ものである。

なお,可搬型気象観測設備は,1台に予備1台を含めた合計2台を緊急時対 策所建屋に保管する。

1. 計測範囲

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測 項目,観測単位,測定値の最小位数を満足するように設計する。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測 項目,観測単位及び測定値の最小位数を下表に示す。

観測項目	測定単位	測定値の最小位数
風向	16 方位	1
風速	m⁄s	1/10
日射量	$kW/m^2$	1/100
放射収支量	$kW/m^2$	1/500

#### 60-6 保管場所図



第60-6-1 図 可搬型重大事故等対処設備 保管場所

放射線量の測定(可搬型モニタリング・ポスト)

第60-6-2 図 可搬型重大事故等対処設備 保管場所

放射性物質の濃度の測定(可搬型放射能測定装置)



海上モニタリング(可搬型放射能測定装置,電離箱サーベイ・メータ,小型船舶)



風向、風速その他の気象条件の測定(可搬型気象観測設備)
60-7 アクセスルート図



第60-7-1図 可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

放射線量の測定(可搬型モニタリング・ポスト)



第60-7-2図 可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

放射性物質の濃度の測定(可搬型放射能測定装置)



第60-7-3図 可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

海上モニタリング (電離箱サーベイ・メータ,小型船舶)



第60-7-4図 可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

風向、風速その他の気象条件の測定(可搬型気象観測設備)

## 60-8 監視測定設備について

## < 目 次 >

- 1. 環境モニタリング設備について
- 1.1 モニタリング・ポスト
- 1.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲
- 1.1.2 モニタリング・ポストの電源
- 1.1.3 モニタリング・ポストの伝送
- 1.2 放射能観測車
- 1.3 代替測定
- 1.3.1 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
- 1.3.2 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
- 1.4 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
- 1.4.1 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)の測定
- 1.4.2 小型船舶による海上モニタリング
- 2. 気象観測設備について
- 2.1 気象観測設備
- 2.2 可搬型気象観測設備
- 3. 参考 環境モニタリング設備等

1. 環境モニタリング設備について

1.1 モニタリング・ポスト

1.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時,運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に周辺監視区 域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために,モニタリング・ポスト4 台を設けており,連続測定したデータは,現場盤及び中央制御室で監視及び 記録を行うことができる設計としている。また,緊急時対策所でも監視でき る設計とする。

なお,モニタリング・ポストは,その測定値が設定値以上に上昇した場合, 直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第1.1.1表に,モニタリング・ポスト の配置図及び写真を第1.1.1図に示す。

名称	検出器の種類	計測範囲	警報設定値	台数	取付箇所
モニタリン	NaI(T1)シ ンチレーション	10¹nGy∕h∼ 10⁵nGy∕h	計測範囲内 で可変	1	モニタリン グ・ポストは 周辺欧祖区
グ・ポスト	電離箱	10 ⁻⁸ Gy∕h∼ 10 ⁻¹ Gy∕h	計測範囲内 で可変	1	同辺監視区 域境界付近 に4台

第1.1.1表 モニタリング・ポストの計測範囲等



第1.1.1 図 モニタリング・ポストの配置図及び写真

1.1.2 モニタリング・ポストの電源

モニタリング・ポストは,非常用電源設備に接続し,電源復旧までの期間, 電源を供給できる設計とする。さらに,モニタリング・ポストは,専用の無停 電電源装置を有し,電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とす る。また,モニタリング・ポストの電源は,代替電源設備である常設代替交流 電源設備(常設代替高圧電源装置)及び可搬型代替交流電源設備(可搬型代替 低圧電源車)により給電が可能な設計とする。

無停電電源装置の設備仕様を第1.1.2表に,モニタリング・ポストの電源構 成概略図を第1.1.2図に示す。

名称	個 数	容量	発電 方式	バックアップ 時間 ^{※1}	備考
無停電 電源装置	局舎ごと に1台 計4台	3. 0kVA	蓄電池	約 12 時間	停電時に電源を供給 できる

第1.1.2表 無停電電源装置の設備仕様

※1 バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷により算出





第1.1.2図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等(1/2)



## <外観写真>



無停電電源装置



常設代替交流電源装置



可搬型代替低圧電源車

第1.1.2図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等(2/2)



1.1.3 モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送を行う構成は,建屋間* において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し,測 定したデータは,現場盤,中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計 とする。

モニタリング・ポスト設備の伝送概略図を第1.1.3図に示す。

※ 建屋(原子炉建屋付属棟,緊急時対策所建屋)は、モニタリング・ポ ストと同等以上の耐震性を有しており、伝送の多様化の対象範囲は耐 震性を有した建屋間とする。



1.2 放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定 するために,放射線量率を監視し,及び測定し,並びに記録する装置,空気中 の放射性物質(粒子状物質,よう素)を採取し,及び測定する装置等を搭載し た放射能観測車を1台配備している。放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等 及び放射能観測車の写真を第1.2表に,放射能観測車の保管場所を第1.2図に示 す。

なお,放射能観測車は,廃止措置中の東海発電所の事故対応と重畳した場合 でも測定対象範囲は同一であるため,東海発電所と共用する。

また,原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき,放射能観測 車11台の協力を受けることが可能である。

	名称	検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
	空間ガンマ 線測定装置	N a I (T 1) シンチレーション 半導体	B.G.∼10 ⁸ nGy∕h	記録紙	1
放射能 観測車	ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション Ζ n S (A g) シンチレーション	B. G. $\sim 10^{5}$ S ⁻¹	記録紙	1
	よう素 測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	B. G. $\sim 10^{5}$ S ⁻¹	記録紙	1

第1.2表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

(その他主な搭載機器) 台数:各1台

- ・ダスト・よう素サンプラ
- 風向,風速計
- ・無線連絡設備



(放射能観測車の写真)

第1.2 図 放射能観測車の保管場所

1.3 代替測定

1.3.1 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時,モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう可 搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト配置場所に4台設置する。ま た,原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合,モニタリング・ ポストが配置されていない海側等に5台,緊急時対策所の正圧化が判断できるよ う緊急時対策所付近に1台設置する。

可搬型モニタリング・ポストは、上記に加え、故障時及び保守点検時による 待機除外時のバックアップ用2台を含めた合計12台を保管する。可搬型モニタリ ング・ポストの設置場所及び保管場所を第1.3.1-1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストは、外部バッテリーにより6日間以上連続で稼働するとともに、外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。 また、測定したデータは、可搬型モニタリング・ポストの電子メモリに記録す るとともに、衛星系回線により、緊急時対策所に伝送することができる設計と する。可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等を第 1.3.1-1 表、仕様を第 1.3.1-2 表、伝送概略図を第 1.3.1-2 図に示す。

[____]:重大事故等対処設備

第1.3.1-1図 可搬型モニタリング・ポスト設置場所及び保管場所図

: 重大事故等対処設備

第1.3.1-1表 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等				
名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作 範囲	台数 (予備)
可搬型モニタリン グ・ポスト	N a I (T l) シンチレーション 半導体	B. G. ~10 ⁹ nGy∕h ^{‰ 1}	計測範囲 で可変	10 (予備2)
レート・「双番田蔵を刑国フに伝説によいよて重要性のな社領法測に用きて素素化化」に会せて測会し用は(10-10-/				

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

第1.3.1-2表 可搬型モニタリング・ポストの仕様



60 - 8 - 13

1.3.2 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 重大事故等時,放射能観測車のダスト・よう素サンプラ,ダストモニタ又は よう素モニタが機能喪失した際に代替できるよう可搬型放射能測定装置(ダス ト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ,よう素モニ タの代替としてNaIシンチレーションサーベイ・メータ,ダストモニタの代 替としてβ線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)
を用いて,周辺監視区域境界付近における空気中の放射性物質の濃度を監視し, 測定し,その結果を記録する。

可搬型放射能測定装置は、合計2台(予備1)を保管する。可搬型放射能測定 装置の仕様を表1.3.2表に、保管場所を第1.3.2図に示す。

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	保管場所	台数
可搬型ダスト・よう素 サンプラ	_	%1	_	緊急時 対策可建屋	2 ^{※2} (予備1)
Na Iシンチレーション サーベイ・メータ	Na I (T l) シンチレーショ ン式検出器	B. G. ~ 30µSv ∕h ^{%1}	サンプリング 記録	緊急時 対策可建屋	2 ^{※2} (予備1)
β線サーベイ・メータ	GM管式検出器	B. G. ~99. 9kmin ⁻¹ *1	サンプリング 記録	緊急時 対策可建屋	2 ^{※2} (予備1)
ZnSシンチレーション     ZnS(Ag)シンチレーショ     B.G.~99.9kmin ⁻¹ サンプリング     緊急時     2*2       サーベイ・メータ     ン検出器     *1     記録     対策府建屋     (予備1)					
※1 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(3.7×10 ¹ Bq /cm ³ )を満たす設計とする。					

第1.3.2表 可搬型放射能測定装置の仕様

※2 「1.4 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」と共用

: 重大事故等対処設備



1.4 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定1.4.1 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)の測定

重大事故等に,可搬型放射能測定装置(可搬型ダスト・よう素サンプラ,N a Iシンチレーションサーベイ・メータ, β線サーベイ・メータ及びZnSシ ンチレーションサーベイ・メータ),電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を 用いて,発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)における空気中, 水中及び土壌中の放射性物質の濃度並びに放射線量率を監視し,及び測定し, 並びにその結果を記録する。

なお,海水,排水の採取は,海上の状況等から安全上の問題がないと判断で きた場合(津波注意報等が発表されていない場合等)に行う。

可搬型放射能測定装置は、合計2台(予備1)を保管する。電離箱サーベイ・ メータは、合計1台(予備1)を保管する。海上モニタリングのための小型船舶 は、合計1艇(予備1)を保管する。

発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)の測定に使用する計測器 等の仕様等を第1.4.1表に,保管場所及び海水・排水試料採取場所を第1.4.1-1 図に,外観の写真を第1.4.1-2図に示す。

: 重大事故等対処設備

名称       検出器         可搬型ダスト・よう素       サンプラ         Na Iシンチレーション       Na I (1         サーベイ・メータ       レーショ	範囲等 の ^{種類}			)の測定	ご使用
名称       検出器         可搬型ダスト・よう素       リンプラ         Na Iシンチレーション       Na I (1         サーベイ・メータ       レーショ         β線サーベイ・メータ       GM管         Zn Sシンチレーション       Zn S (4         サーベイ・メータ       レーショ         前齢市サーベイ・       車部総布         小型船舶       「         【その他の測定装置**4】       ・         ・ G e y 線多重波高分析装置       ガスフロー式カウンタ         ※1       「発電用軽水型原子炉施 10 ¹ Bq/cm ³ )を満たす         ※2       「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす         ※3       「1.3.2 可搬型放射能測         ※4       技術基準上のすべてのす が, プラント状況によっ	の種類		ſ	,	
<ul> <li>可搬型ダスト・よう素 サンプラ</li> <li>Na Iシンチレーション</li> <li>Na I (1 サーベイ・メータ</li> <li>Sシンチレーション</li> <li>ス Sシンチレーション</li> <li>ス Sシンチレーション</li> <li>ス Sシンチレーション</li> <li>オ Sシンチレーション</li> <li>(4 サーベイ・メータ</li> <li>レーショ</li> <li>軍部総約</li> <li>「登覧(約)</li> <li>(5 e γ 線多重波高分析装置</li> <li>・ガスフロー式カウンタ</li> <li>※1 「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす</li> <li>※3 「1.3.2 可搬型放射能測</li> <li>※4 技術基準上のすべてのす が、プラント状況によっ</li> </ul>		計測範囲	記録	保管場所	数量
サンプラ       Na I シンチレーション       Na I (1         サーベイ・メータ       レーショ         β線サーベイ・メータ       GM管         Zn Sシンチレーション       Zn S (4         サーベイ・メータ       レーショ         電離箱サーベイ・       レーショ         電離箱サーベイ・       レーショ         小雪船前サーベイ・       レーショ         電離箱       レーショ         小雪船前サーベイ・       レーショ         電離箱       レーショ         小雪船前サーベイ・       レーショ         電離箱       レーショ         パータ       国部総治         【その他の測定装置**4】       電離箱         ・Ge v 線多重波高分析装置       ガスフロー式カウンタ         ※1 「発電用軽水型原子炉施 foy/h)を満たす設計とす       ジョン         (Ya) を満たす設計とす       ジョン         ※3 「1.3.2 可搬型放射能測       ※4         技術基準上のすべてのす が、プラント状況によっ       ジョン         1.4.1-1図 発電所及       米電所及				緊急時	2 ^{**3}
Na Iシンチレーション     Na I (1)       サーベイ・メータ     GM管:       Zn Sシンチレーション     Zn S (4)       サーベイ・メータ     レーショ       電離箱サーベイ・     メータ       電離箱サーベイ・     電離箱       メータ     電離箱       小型船舶				対策所建屋	(予備1)
<ul> <li>サーベイ・メータ レーショ</li> <li>β線サーベイ・メータ GM管</li> <li>ZnSシンチレーション ZnS(4 サーベイ・メータ レーショ</li> <li>電解縮サーベイ・ メータ 電解縮</li> <li>小型船舶</li> <li>【その他の測定装置**4】</li> <li>・Gey線多重波高分析装置</li> <li>・ガスフロー式カウンタ</li> <li>※1 「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす</li> <li>※2 「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす</li> <li>※3 「1.3.2 可搬型放射能測</li> <li>※4 技術基準上のすべてのす が、プラント状況によっ</li> </ul>	1) シンチ	B. G. ∼	サンプリング	緊急時	$2^{**3}$
β線サーベイ・メータ     GM管:       ZnSシンチレーション     ZnS (A       サーベイ・メータ     レーショ       電離縮サーベイ・     運離縮       メータ     電離縮       小型錦泊     -       (その他の測定装置**1)     -       ・Ge y線多重波高分析装置     ・ガスフロー式カウンタ       ※1     「発電用軽水型原子炉施 (gy/h)を満たす設計とす       ※2     「発電用軽水型原子炉施 (gy/h)を満たす設計とす       ※3     「1.3.2 可搬型放射能測       ※4     技術基準上のすべてのす が、プラント状況によっ	/式検出器	30µGy∕h ^{**1}	記録	対策所建屋	(予備1)
ZnSシンチレーション       ZnS(4)         サーベイ・メータ       正中ジョ         電解節サーベイ・       電解節         メータ       電解節         小型船舶       【その他の測定装置 ^{**4} 】         ・Gey線多重波高分析装置       ガスフロー式カウンタ         *1       「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす         *3       「1.3.2 可搬型放射能測         *4       技術基準上のすべての引 が、プラント状況によっ	我出路	B. G. ~99.9kmin ⁻¹ *1	サンプリング 記録	緊急時 対策応建屋	2 ^{※3} (予備1)
1.4.1-1図     発電所及	a) ジ/千		サンプリング	NR/加起 堅刍時	2 ^{%3}
1.4.1−1図     発電所及		B. G. ~99. 9kmin ^{-1%1}	シンノンノ	刘策府建屋	
メータ     電機能       小型船舶     【その他の測定装置**4】       ・Gey線多重波高分析装置     ガスフロー式カウンタ       ※1 「発電用軽水型原子炉施 10 ¹ Bq/cm ³ )を満たす     ※2 「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす       ※3 「1.3.2 可搬型放射能測       ※4 技術基準上のすべての要 が、プラント状況によっ		0.001mSv∕h∼	サンプリング	緊急時	1
<ul> <li>小型船舶</li> <li>【その他の測定装置^{**4}】</li> <li>・Geγ線多重波高分析装置</li> <li>・ガスフロー式カウンタ</li> <li>**1 「発電用軽水型原子炉施 (10¹Bq/cm³)を満たす?</li> <li>**2 「発電用軽水型原子炉施 (5y/h)を満たす設計とす</li> <li>**3 「1.3.2 可搬型放射能測</li> <li>**4 技術基準上のすべての引 が、プラント状況によっ</li> </ul>	均検出器	1000mSv/h ^{*2}	記録	対策所建屋	- (予備1)
<ul> <li>小型船舶</li> <li>【その他の測定装置^{**4}】</li> <li>・Gey線多重波高分析装置</li> <li>・ガスフロー式カウンタ</li> <li>※1 「発電用軽水型原子炉施 (10¹Bq/cm³)を満たす?</li> <li>※2 「発電用軽水型原子炉施 (3)を満たす設計とす?</li> <li>※3 「1.3.2 可搬型放射能測</li> <li>※4 技術基準上のすべての尋 が、プラント状況によっ?</li> </ul> 1.4.1-1図 発電所及				可搬型重大事	
【その他の測定装置**1 • G e y 線多重波高分析装置 • ガスフロー式カウンタ ※1 「発電用軽水型原子炉施 10 ¹ Bq/cm ³ )を満たす許 ※2 「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす ※3 「1.3.2 可搬型放射能測 ※4 技術基準上のすべての要 が、プラント状況によっ	_		_	故等刘奴設備	1 (ਤ(#**)
<ul> <li>【その他の測定装置^{※4}】</li> <li>・Gey線多重波高分析装置</li> <li>・ガスフロー式カウンタ</li> <li>※1 「発電用軽水型原子炉施 10¹Bq/cm³)を満たす設計とす</li> <li>※2 「発電用軽水型原子炉施 Gy/h)を満たす設計とす</li> <li>※3 「1.3.2 可搬型放射能測</li> <li>※4 技術基準上のすべての要 が、プラント状況によっ</li> </ul>				保管場所	(予順1)
1.4.1-1図 発電所及	る。 <u>定装置による</u> ₹求事項を満 →ては,事故	5空気中の放射性物質の iたすことや全てのプラ: 対応に有効な設備	♪濃度の代替測定 ント状況において	」と共用 に使用することに	は困難であ
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1図 発電所及					
1.4.1-1凶 允竜所及				う運動です	
	717 0 0	ヨル(向辺海域を	ビヨピ。) 0	ノ側正に使	田上フ
測器等の例	びその履				用する
	.びその履 2.管場所)	及び海水の試料	采取場所		用する
	.びその暦 院管場所2	及び海水の試料技	采取場所		用する
・白	.びその扉 R管場所2	及び海水の試料 	采取場所 		用する

60 - 8 - 17



1.4.2 小型船舶による海上モニタリング

重大事故等時,発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出さ れた場合,小型船舶により,周辺海域の放射線量率を電離箱サーベイ・メータ で測定し,その結果を記録するとともに,空気中の放射性物質及び海水のサン プリングを行う。サンプリングした試料については,NaIシンチレーション サーベイ・メータ,β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベ イ・メータで測定し,その結果を記録する。

なお,海上モニタリングは,海上の状況等から安全上の問題がないと判断で きた場合(津波注意報等が発表されていない場合等)に行う。

小型船舶の仕様等を第1.4.2表に、アクセスルートを第1.4.2図に示す。

項目	内容
艇数	1 (予備1)
最大積載重量	350kg 以上
動力源	外部バッテリー 2セット(予備1) 使用可能時間:1セットあたり約1時間
モニタリング時に持ち込む重 大事故等対処設備等	<ul> <li>1.1 セットあたり約15km</li> <li>電離箱サーベイ・メータ:1台</li> <li>可搬型ダスト・よう素サンプラ:1台</li> <li>採取用資機材:1式</li> </ul>
保管場所	可搬型重大事故等対処設備保管場所(西側,南側)
移動方法	保管場所から船舶運搬車両等を用いて岸壁まで運 搬する。

第1.4.2表 小型船舶の仕様等

: 重大事故等対処設備



2. 気象観測設備について

2.1 気象観測設備

気象観測設備は,放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の 被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために,風向,風速,日射量,放 射収支量,雨量,温度等を測定し,連続測定したデータは,中央制御室及び緊 急時対策所に表示し,監視を行うことができる設計とする。また,そのデータ を記録し,保存することができる設計とする。

気象観測設備の各測定器は防潮堤等周囲の構造物の影響のない位置^{*1*2}に 配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第2.1-1図に、測定項目等を第2.1表に示す。

また、気象観測設備のデータ伝送系については、第2.1-2図に示すとおりと する。気象観測設備のデータ伝送を行う構成は、建屋間において有線系回線及 び無線系回線により多様性を有することで信頼性向上を図る設計とする。

第2.1-1図 気象観測設備配置図

:

- ※1 「露場から建物までの距離は建物の高さから1.5mを引いた値の3倍以上、 または露場から10m以上。」「露場中央部における地上1.5mの高さから 周囲の建物に対する平均仰角は18度以下。」(地上気象観測指針(2002 気象庁))
- ※2 「おおよその目安として各アンテナの送信方向の中心軸±45度に反射体 がないことが望まれる。」(ドップラーソーダによる観測要領(2004 原 子力安全研究協会))

第2.1表 気象観測	設備の測定項目等			
【超音波風向風速計】 【F (地上高さ)	ジップラーソーダ(風向風速計)】 (排気筒高さ)			
日射計(左),放射収支計(右)】       3	温度計】       【雨量計】			
	(記跡)			
(測定項目)	有線系回線及び無線系回線にて,中			
風向*,風速*,日射量*,	央制御室及び緊急時対策所に表示し,			
放射収支量*,雨量,温度	監視する。また,そのデータを記録し,			
	保存する。			
※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目				



2.2 可搬型気象観測設備

重大事故等時,気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬型 気象観測設備を気象観測設備近傍に設置する。

可搬型気象観測設備は、合計1台(予備1)を保管する。可搬型気象観測 設備の設置場所及び保管場所を第2.2-1図、測定項目等を第2.2表に、伝送 概略図を第2.2-2図に示す。

第2.2-1図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

: 重大事故等対処設備

N1 2	记载 引派主义家配因使用少因足受自导
項目	内容
台数	1 (予備1)
測定項目	風向*,風速*,日射量*,放射収支量*及び雨量
	外部バッテリーにより2日以上供給可能。
专派	2日後からは、外部バッテリーを交換することにより継
龟傆	続して計測可能。外部バッテリーは、約6時間で充電可
	能。
記録	本体の電子メモリにて1週間以上記録
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所へ伝送。
重量	本体(風向風速計等) :約40kg
	外部バッテリー(5個):約115kg



※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目



_____]: 重大事故等対処設備

3. 参考 環境モニタリング設備(補足説明資料)

- 3.1 その他条文との基準適合性
- 3.1.1 設置許可基準規則第六条

監視設備に関する要求事項のうち,設置許可基準規則第六条(外部からの 衝撃による損傷の防止)への適合方針は以下のとおりである。

(1) 洪水

敷地が洪水による被害を受けることはないため、監視設備の安全機能 を損なうことはない。

(2) 風(台風)

監視設備は,設計基準風速(30m/s,地上高10m,10分間平均)の風 (台風)が発生した場合においても,風(台風)による損傷を考慮して 代替設備により必要な機能を確保することにより,安全性を損なわない 設計とする。

(3) 竜巻

監視設備は,設計竜巻の最大風速 100m/s による風圧力による荷重, 気圧差による荷重及び設計飛来物等の衝撃荷重を組み合わせた荷重等 に対して,代替設備の確保により安全性を損なわない設計とする。

(4) 凍結

監視設備は,低温による凍結を考慮して代替設備により必要な機能を 確保するにより,安全性を損なわない設計とする。 (5) 降水

監視設備は,設計基準降水量(127.5mm/h)を上回る降水が発生した 場合においても,降水による損傷を考慮して代替設備により必要な機能 を確保することにより,安全機能を損なわない設計とする。

(6) 積雪

監視設備は,設計基準積雪量(30cm)の積雪が発生した場合において も,積雪による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保するこ とにより,安全機能を損なわない設計とする。

(7) 落雷

監視設備は,設計基準電流値(400kA)の落雷が発生した場合において も,落雷による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保するこ とにより,安全機能を損なわない設計とする。

(8) 火山の影響

監視設備は,降下火砕物による損傷を考慮して代替設備により必要な 機能を確保することにより,安全機能を損なわない設計とする。

(9) 生物学的事象

監視設備は,生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び 小動物の侵入が発生した場合においても,生物学的事象による損傷を考 慮して代替設備により必要な機能を確保することにより,安全機能を損 なわない設計とする。 (10) 森林火災

監視設備は,森林火災による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより,安全機能を損なわない設計とする。

(11) 高潮

監視設備は,高潮の影響を受けない敷地高さ以上(T.P.+3.3m)に配置することで,安全機能を損なわない設計とする。

3.2 モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により,モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ ポストによる放射線の測定ができなくなることを避けるため,以下のとおり, バックグラウンドを低減する手段を整備する。

- (1) モニタリング・ポスト
  - ·汚染予防対策

事故後の周辺汚染により,放射性物質で検出器保護カバーが汚染される 場合を想定し,交換用の検出器保護カバーを備える。

·汚染除去対策

重大事故等により,放射性物質の放出後,モニタリング・ポスト及びそ の周辺が汚染された場合,汚染の除去を行う。

- 保修班員は、NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② 保修班員は、モニタリング・ポストの検出部保護カバーの交換を行う。
- ③ 保修班員は、局舎屋上等の拭取り等を行う。
- ④ 保修班員は,除草,土壌の撤去等を行う。
- ⑤ 保修班員は、NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染 除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

- (2) 可搬型モニタリング・ポスト
  - ·汚染予防対策

事故後の周辺汚染により,放射性物質で可搬型モニタリング・ポストが 汚染される場合を想定し,可搬型モニタリング・ポストを設置する際,予 め養生を行う。

·汚染除去対策

重大事故等により,放射性物質の放出後,可搬型モニタリング・ポスト 及びその周辺が汚染された場合,汚染の除去を行う。

- 放射線管理班員は、NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② 放射線管理班員は、予め養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ④ 放射線管理班員は、NaIシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。
- (3) バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については 以下のとおり。

- ・モニタリング・ポストの平常時の空間放射線量率レベル(通常値)
- ・ただし、汚染の状況によっては、通常値まで低減することが困難な場合があるため、検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限りバックグラウンドの低減を図る。
- 3.3 放射能放出率の算出
- 3.3.1 環境放射線モニタリング指針に基づく算出
  - (1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において,放射性物質が放出された場合に放射性物質の放 射能放出率を算出するために,可搬型モニタリング・ポスト等で得られた 放射線量率のデータより,以下の算出式を用いる。(出典:「環境放射線モ ニタリング指針」(原子力安全委員会 平成22年4月)) a. 放射性希ガス放出率(Q)の算出

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

Q:実際の条件下での放射性希ガス放出率(GBq/h)

D:風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率^{*1}(µGy/h)

D₀:風下の空気カーマ率図のうち,地上放出高さ及び大気安定度が該当

する図から読み取った地表地点における空気カーマ率^{*2}(μGy/h)

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

U:平均風速 (m/s)

E:原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率(Q)の算出

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

- Q:実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)
- χ₀:地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地 表面における大気中放射性よう素濃度^{*2}(Bq/cm³)

(at 放出率:1GBq/h, 風速:1m/s)

U:平均風速 (m/s)

- ※1 モニタリングで得られたデータを使用
- ※2 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ
   率分布図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10)を使
   用

(2) 排気筒高さから放出された場合の測定について

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



出典:排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布 図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10)

第3.3.1-1図 各大気安定度における地表面での放射性雲からの γ線による

#### 空気カーマ率分布図

(3) 放出放射能の算出

<放射能放出率の計算例>

以下に, 放射性希ガスによる放出放射能率の計算例を示す。

(風速は「1.0m/s」,大気安定度は「D型」とする。)

放射性希ガス放出率= $4 \times D \times U / D_0 / E$ 

 $= 4 \times 5 \times 10^{4} \times 1.0 / 4.0 \times 10^{-4} / 0.5$  $= 1.0 \times 10^{9} (GBq/h)$  $= 1.0 \times 10^{18} (Bq/h)$ 

4 :安全係数
D :地表モニタリング地点(風下方向)にて実測された空間放射線量率 ⇒50mGy/h(5.0×10⁴Gy/h)(1Sv=1Gyとした。)
U :放出地上高さにおける平均風速(1.0m/s)
D₀: 4.0×10⁻⁴ µ Gy/h^{*}(排気筒放出(地上高140m,距離200m)
E :原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー ⇒0.5MeV/dis

※放射性よう素の放出放射能率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより 採取し、可搬型放射能測定装置により測定したデータから算出する。 (4) 各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置場所におけるプルームの検知性について

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタ リング・ポストの設置場所を通過するわけではなく、隙間を通過するケー スも考えられる。そのため、設置する可搬型モニタリング・ポストの検知 性について、以下のとおり確認を行った。

a. 評価条件

第3.3.1-1表の条件において,空間ガンマ線線量率の等値線図(第3.3.1-2 図) 及び風下軸上空間ガンマ線線量率図(第3.3.1-3 図)を用いて, 各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価 した。

項目	設定内容	設定根拠
風速	1.0m⁄s	それぞれのモニタ指示値の比には 影響しないので代表値として 1.0m /sを設定した。
風向	8 方位	各モニタリング・ポスト及び可搬 型モニタリング・ポストの設置方 位を考慮した。
大気安定度	D(安定)	東海第二発電所構内において,最 も出現頻度の高い大気安定度を採 用した。
放出位置	原子炉建屋原子炉棟地上 高	放射性物質が拡散せずにモニタリ ング・ポストの隙間を通過する条 件として原子炉格納容器からの漏 えいを想定した。
評価地点	各モニタリング・ポスト /可搬型モニタリング・ ポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知 性を確認するため

第3.3.2-1表 空間ガンマ線線量率図を用いた大気拡散評価

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



第3.3.2-2図 空間ガンマ線線量率の等値線図

第3.3.2-3図 風下軸上空間ガンマ線線量率図

出典:排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10) b. 評価結果

各風向におけるモニタリング・ポスト/可搬型モニタリング・ポストの 線量率を読み取り(第3.3.2-4 図),感度をまとめた結果を第3.3.2-2 表に示す。ここでは風向による差を確認するために,風下方向の評価地点 での線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接するモニタリ ング・ポスト/可搬型モニタリング・ポストは約2桁低くなるが,各モニ タリング・ポスト/可搬型モニタリング・ポスト位置での評価結果は,風 下方向の数値に対して最低でも0.015程度の感度を有しており,プルーム 通過時の線量率の計測は可能であると評価する。

					風	向			
		SW	S	SE	Е	NE	Ν	NW	W
	可搬型 M/P(NE)	1	<u>0.071</u>	0.075	0.011	0.002	0.001	0.002	0.010
	MP-D(N)	0.001	1	0.008	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
/ 可 搬 于	MP-C (NW)	0.001	0.021	1	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000
派型 モー	MP-B	0.001	0.003	<u>0. 250</u>	<u>0. 167</u>	0.002	0.000	0.000	0.000
ータング・	MP-A(W)	0.000	0.001	0.025	1	0.004	0.000	0.000	0.000
ン ポ ス ト	可搬型 M/P(SW)	0.008	0.021	0.050	0.111	1	0.010	0.002	0.001
ホトスト	可搬型 M/P(S)	0.008	0.014	0.075	0.022	<u>0.060</u>	1	<u>0. 015</u>	0.002
	可搬型 M/P(SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	<u>0.015</u>	1	<u>0. 015</u>
	可搬型 M/P(E)	0.075	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	<u>0. 015</u>	1

第3.3.2-2表 各風向による評価地点での線量の感度

太字:風下方向の線量率の感度(1と規格化した方位)

下線:それぞれの風向に対し,最も感度が高いもの

: 下線で示したもののうち, 最も低い値となるもの

第3.3.2-4図 可搬型モニタリング・ポスト設置位置と線量率

(風向SWの例)

- 3.3.3 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲
  - (1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において,放出放射能を推定するために周辺監視区域内で 放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは,福島第一原子力発電所の 実績を踏まえて150mSv/h程度(炉心との距離が最も短い場所に設置する 可搬型モニタリング・ポストの距離約200mの場合)が必要と考えられる。 このため,1000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお,測定レンジを超えたとしても,近隣の可搬型モニタリング・ポス ト等の測定値より推定することが可能である。また,瓦礫等の影響でバッ クグラウンドが高くなる場合は,設置場所を変更する等の対応を実施する。

(2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は,原子炉建屋から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/h(2011.3.15 9:00)であった。 これを基に炉心から約200mにおける値を計算すると線量率は約13mSv/h ~150mSv/hとなる。炉心からの距離と線量率の関係を第3.3.3表に示す。

炉心からの距離	放射線量率
(m)	(mSv∕h)
原子炉建屋から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所	約 10-150 ※
約 200	約13~150~
福島第一原子力発電所の正門付近	炎 11
約 900	示丁 11

第3.3.3表 炉心からの距離と線量率の関係

※ 風速 1m/s,放出高さ 30m,大気安定度A~F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度 分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code2004-010)を用いて算出 3.3.4 可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリング・ポストは,外部バッテリー(10個)により6日間以 上連続で稼働可能であり,6日後からは予備の外部バッテリー(4個)と交換 することにより,必要な期間継続して計測が可能な設計とする。なお,外部 バッテリーは,緊急時対策所建屋に保管し,通常時から充電を行うことで,6 日目に確実に交換できる設計とする。

また,10台全ての可搬型モニタリング・ポストの外部バッテリーを交換し た場合の所要時間は、移動時間含めて310分以内で可能である。

ここでは,以下の評価条件から,可搬型モニタリング・ポストのバッテリ 一交換における被ばく線量の評価を示す。

<被ばく線量の評価条件>

発災プラント:東海第二発電所

ソースターム:格納容器ベント実施

評価点:敷地内の最大濃度地点(可搬型モニタリング・ポストの設置場所

よりも線源に近い場所を選定した。)

大気拡散条件:評価点における相対濃度及び相対線量を参照

評価時間:270分*

※ 事前打合せ及び資機材準備は緊急時対策所内で行うため評価対象としない。
 緊急時対策所加圧判断用及びモニタリング・ポスト代替の可搬型MPに係る作業:175分
 (移動合計時間 125 分+作業時間 10 分×上記 5 箇所)
 発電用原子炉施設周囲(海側を含む。)の可搬型MPに係る作業:95 分
 (移動合計時間 45 分+作業時間 10 分×上記 5 箇所)

作業開始時間:事故発生後から6日後(144時間後)から作業開始

遮蔽:考慮しない

マスクによる防護係数:50

被ばく経路:以下を考慮

- ・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガン
   マ線による外部被ばく
- ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(クラウドシャイン)及び放射性物質の吸入による内部被ばく
- ・大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被
   ばく(グランドシャイン)

作業開始時間	事故発生から144時間後
作業に係る被ばく線量	約 28mSv

#### 3.4 測定器等の数量の考え方

可搬型放射能測定装置等の数量の考え方を以下に示す。

名称	考え方	保管場所	数量
可搬型モニタリング・ ポスト	モニタリング・ポストの機能喪失時の代 替,発電所海側等での監視・測定及び緊 急時対策所の加圧判断を同時に実施で きる数量(合計10台+予備2台)	緊急時対策 所建屋	12 台
可搬型ダスト・よう素 サンプラ	陸上での試料採取と海上モニタリング での試料採取を同時に実施できる数量 (合計2台+予備1台)	緊急時対策所 建屋	3 台
NaIシンチレーショ ンサーベイ・メータ	陸上での採取試料と海上モニタリング での採取試料を同時に測定できる数量 (合計2台+予備1台)	緊急時対策所 建屋	3台
<i>β</i> 線サーベイ・メータ	陸上での採取試料と海上モニタリング での採取試料を同時に測定できる数量 (合計2台+予備1台)	緊急時対策所 建屋	3 台
Z n Sシンチレーショ ンサーベイ・メータ	陸上での採取試料と海上モニタリング での採取試料を同時に測定できる数量 (合計2台+予備1台)	緊急時対策所 建屋	3台
電離箱サーベイ・メータ	海上モニタリングでの放射線量率を迅 速に測定できる数量(1台+予備1台)	緊急時対策所 建屋	2 台
小型船舶	海上モニタリングが実施できる数量(1 艇+予備1艇)	可搬型重大事 故等対処設備 保管場所(西 側,南側)	2 艇
可搬型気象観測設備	気象観測設備の機能喪失時に代替でき る数量(1台+予備1台)	緊急時対策所 建屋	2 台

3.5 サーベイ・メータ等を搭載したモニタリング可能な車両(サーベイ車)
 サーベイ・メータ等を搭載し,任意の場所のモニタリングを行うサーベイ
 車を1台配備している。

なお,放射能観測車の保守点検時は,サーベイ車を使用可能な状態で待機 させる。

サーベイ車の仕様を第3.5表に、サーベイ車の写真を第3.5図に示す。

主な搭載機器	計測範囲	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	_	1
N a I シンチレーションサーベイ・メータ	B.G. $\sim$ 3.0 $\times$ 10 ⁴ nGy / h	1
GM汚染サーベイ・メータ	B.G. $\sim$ 99.9kmin ⁻¹	1
電離箱サーベイ・メータ	0.001mSv/h~1000mSv/h	1

第3.5表 サーベイ車の仕様



第3.5図 サーベイ車

3.6 自主対策設備(放射性物質の濃度の測定)

重大事故等時に機能維持を担保できないが,機能喪失していない場合に は,事故対応に有効であるため使用する。

なお、使用に当たっては、必要に応じ試料に前処理を行い、測定する。

・G e γ線多重波高分析装置

・ガスフロー式カウンタ



3.7 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び周辺監視区域境界のモニ タリングは、以下の手順で行う。

- (1) 放射線量の測定
  - a.事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため,モニタリング・ ポスト4台の稼働状況を確認する。
  - b.可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所建屋付近に1台設置する。
  - c.モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、車両等により可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポストに隣接する場所に運搬・設置し、放射線量の監視を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。
  - d.可搬型モニタリング・ポストを発電用原子炉施設周囲(海側を含む。) に5台設置し、放射線量の監視強化を行う。なお、現場の状況により 原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置位置を変更する。
- (2) 放射性物質の濃度及び海上モニタリング
  - a. 放射能観測車の使用可否を確認する。
  - b. 放射能観測車が使用可能な場合,放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。
  - c. 放射能観測車が機能喪失により使用不可の場合,可搬型放射能測定装置(可搬型ダスト・よう素サンプラ, N a I シンチレーションサーベイ・メータ, β線サーベイ・メータ及びZ n S シンチレーションサーベイ・メータ)により,発電所構内の空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。

- d. 排気筒モニタが使用できない場合,又は気体状の放射性物質が放出さ れたおそれがある場合,可搬型放射能測定装置(可搬型ダスト・よう 素サンプラ, N a I シンチレーションサーベイ・メータ, β線サーベ イ・メータ及びZ n S シンチレーションサーベイ・メータ)により空 気中の放射性物質の濃度を測定する。
- e.液体廃棄物処理系出ロモニタが使用できない場合,又は液体状の放射 性物質が放出された場合,取水口,放水口等で海水,排水の採取を行い,可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度を測定する。 なお,海水,排水の採取は,海洋の状況等を考慮し,安全上の問題 がないと判断できた場合(津波注意報等が発表されていない場合等) に行う。
- f. プルーム通過後において,気体状の放射性物質が放出された場合,可 搬型放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。
- g. プルーム通過後において,気体状又は液体状の放射性物質が放出され た場合,可搬型放射能測定装置,電離箱サーベイ・メータ及び小型船 舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する。

なお,海上モニタリングは,海洋の状況等を考慮し,安全上の問題 がないと判断できた場合(津波注意報等が発表されていない場合等) に行う。

- (3) 気象観測
  - a. 事象進展中の気象情報を的確に把握するため,気象観測設備の稼働状況を確認する。

- b. 気象観測設備が機能喪失した場合は、車両等により可搬型気象観測設備を気象観測設備に隣接する場所に設置し、気象観測を行う。なお、
   現場の状況により設置場所を変更する場合がある。
- (5) 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

#### 第3.7表 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

手順	具体	的実施事項	開始時期の考え方	対応要員 [※] (必要想定人数)		
可搬型モニタリン グ・ポストによる放	可 搬 型 モ ニ タ リ ン	【代替測定】 モニタリング・ポス ト位置に設置	モニタリング・ポストが機 能喪失した場合			
射線量の測定及び代	グ・ポスト	【測定】	原子力災害特別措置法第10			
替測定	の設置	海側等及び緊急時	条特定事象*発生と判断し			
		対策所付近に設置	た場合			
			【代替測定】			
			放射能観測車が使用できな			
可搬型放射能測定装			い場合			
置による空気中の放	空気中の放	射性物質の濃度の測	【測定】			
射性物質の濃度の測	定		排気筒モニタが使用できな			
定及び代替測定			い場合、又は気体状の放射			
			性物質が放出されたおそれ	2名		
			がある場合			
可搬型気象観測設備 による気象観測設備 の代替測定	可搬型気象	観測設備の設置	気象観測設備が使用できな い場合			
可搬型放射能測定装 置による水中の放射 性物質の濃度の測定	海水,排水 度の測定	中の放射性物質の濃	液体廃棄物処理系出ロモニ タが使用できない場合,又 は液体状の放射性物質が放 出されたおそれがある場合			
<ul> <li>可搬型放射能測定装</li> <li>置による土壌中の放</li> <li>土壌中の放射性物質の濃度の測</li> <li>定</li> <li>定</li> </ul>			気体状の放射性物質が放出 された場合(プルーム通過 後)			
海上モニタリング	海上における放射線量及び放射 性物質の濃度の測定		気体状又は液体状の放射性 物質が放出された場合(プ ルーム通過後)	4名 (船舶吊り降ろし 後は2名)		

※原子力災害対策特別措置法第10条特定事象とは、「原子力災害対策特別措置法施行令」の第4条第 4項に該当する事象(要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。) 3.8 緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングを行う放射線管理班員は,監視測定に係る手順等に示 される各作業の他にも緊急時対策所エリアモニタの設置,緊急時対策所及び 中央制御室チェンジングエリアの設置を行う。これら対応項目の優先順位に ついては,放射線管理班長が状況に応じ判断するが,以下の考え方に基づき 優先度を判断する。

- (1)緊急時対策所の居住性を確保するため、加圧判断に用いる緊急時対策所 可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタ リング・ポストの設置を最優先に行う。
- (2) 緊急時対策所の加圧判断の参考に用いる可搬型気象観測設備及び(1)で 設置したもの以外の可搬型モニタリング・ポストの設置を行う。
- (3) 緊急時対策所及び中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、チェンジングエリアの設置を行う。
- (4)発電所から放出された放射性物質の状況を把握するため、構内の環境モニタリング(空気中、水中、土壌中の放射性物質の濃度測定)を行う。

事故発生からプルーム通過後までの動きの例を第3.8 図に示す。なお,対応要員数及び対応時間については,今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

 :	測定実施
 :	必要により実施
 :	設備が健全であれば測定実施

項目		封定亜昌	設備	設備 事故発生,拡大				
		(必要想定人数)		①事故発生 ▼要員参集(2時間後) ▼②プルーム放出	▼③プルーム通過後			
	放射線量率の測定	1 47	モニタリング・ポスト	移動状	•			
	気象観測	1名	気象観測設備	(10分)	•			
	放射線量率の測定	2名	可搬型モニタリング・ ポスト	予         発電用原子炉施設周囲 </td <td><b>→</b></td>	<b>→</b>			
	気象観測		可搬型気象観測設備	④ ⑤         設置           (80 分)         (80 分)	▶			
監視測定	放射性物質の 濃度の測定	2名	可搬型放射能測定装置 (空気中,水中,土壤中)	気象観測設備が 使用不可な場合 につき 110 分)				
Æ	海上モニタリング	4名	可搬型放射能測定装置 電離箱サーベイ・メータ 小型船舶		空気,海水,土壌の測 定(1箇所につき 110 分(空気),90分(海 水),100分(土壌))			
	放射性物質の	9 夕	放射能観測車	測定(1 箇所に つき 100 分)	御上モニクリンク (290分)			
	濃度の測定	2 11	可搬型放射能測定装置 (空気)	測定(1 箇所に つき 110 分) ©				
制 中 室 央	中央制御室チェンジ ングエリアの設置	2名	_	<ul> <li>設置         (140 分)         汚染検査・除染を必要な都度実施     </li> </ul>	& ₿ © D ●▶			
対緊		1名	緊急時対策所エリアモニタ	設置 (10分) 後 B				
<i>新</i> 時	緊急時対策所チェン ジングエリアの設置	2名	_	設置 (20分) 	••			

第3.8図 事故発生からプルーム通過後までの要員の動きの例

- ④B 現場の放射線管理班員(初動)
- ©D 現場の放射線管理班員(参集)
- ① 本部の放射線管理班員(参集)

- 3.9 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制
  - (1) 原子力災害対策指針(原子力規制委員会 平成 29 年 7 月 5 日 全部改正)
     に従い,国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて,第 3.9-1
     図及び第 3.9 表のとおり国,地方公共団体及びその他関係機関と連携を図りながら,敷地外のモニタリングを実施する。



第3.9-1図 緊急時モニタリングセンターの体制図

	機能	人員構成
企画調整 グループ	<ul> <li>・緊急時モニタリングセンターの総括</li> <li>・緊急時モニタリングの実施内容の 検討,指示等</li> </ul>	<ul> <li>・対策官事務所長及び副所長を企画 調整グループ長,所在都道府県セン ター長等を企画調整グループ長補 佐として配置</li> <li>・国,所在都道府県,関係周辺都道 府県,原子力事業者及び関係指定公 共機関等で構成</li> </ul>
情報収集 管理グル ープ	<ul> <li>・緊急時モニタリングセンター内に おける情報の収集及び管理</li> <li>・緊急時モニタリングの結果の共有, 緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等</li> <li>・情報共有システムの維持・異常対応等</li> </ul>	<ul> <li>・国の職員(原子力規制庁監視情報 課)を情報収集管理グループ長とし,国,所在都道府県,関係周辺都 道府県,原子力事業者及び関係指定 公共機関等で構成</li> </ul>
測定分析 担当	・企画調整グループで作成された指 示書に基づき,必要に応じて安定 ヨウ素剤を服用したのち測定対象 範囲の測定	<ul> <li>・所在都道府県,関係周辺都道府県, 原子力事業者のグループで構成し, それぞれに全体を統括するグルー プ長を配置</li> </ul>

第3.9表 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

出典:緊急時モニタリングセンター設置要領 第2版(平成29年3月31日)

(2) 原子力事業者防災業務計画において,以下の状況を把握し,オフサイト センターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- 事故の発生時刻及び場所
- ② 事故原因,状況及び事故の拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線及び放射性物質の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の種類,量,放出場所及び放出状況の推移等
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ その他必要と認める事項

(3) オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり 取りは、第 3.9-2 図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情 報連絡する事項(放出源情報)を連絡し、オフサイトセンターは、その情 報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。



第3.9-2図 緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典:緊急時モニタリングについて(原子力災害対策指針補足参考資料)

第5版(平成29年3月22日)

3.10 他の原子力事業者との協力体制

原子力災害が発生した場合,他の原子力事業者との協力体制を構築するため,原子力災害時における原子力事業者間協力協定(以下「原子力事業者間協力協定」という。)を締結している。

(1) 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成11年9月のJCO事故の際に,各原子力事業者が周辺環境のモニタ リングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ,平成12年6月に施行された原子力災害対策特別措置 法の内容とも整合性をとりながら,原子力事業者間協力協定を締結した。

(2) 原子力事業者間協力協定(内容)

(目的)

本協定は,原子力災害対策特別措置法第14条*の精神に基づき,国内原 子力事業所(事業所外運搬途上を含む。以下同じ。)において原子力災害が 発生した場合,協力事業者が発災事業者に対し,協力要員の派遣,資機材 の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し, 原子力災害の拡大防止および復旧対策に努め,原子力事業者として責務を 全うすることを目的とする。

~※原災法第14条 (他の原子力事業所への協力)

原子力事業者は,他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応 急対策が必要である場合には,原子力防災要員の派遣,原子力防災資機 材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努 めなければならない。

60 - 8 - 54

(事業者)

電力 10 社(北海道,東北,東京,中部,北陸,関西,中国,四国,九 州,電源開発),日本原子力発電,日本原燃

(協力の内容)

協力事業者は,発災事業者からの協力要請に基づき,緊急事態応急対 策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため, 緊急時モニタリング,避難退避時検査および除染その他の住民避難に対 する支援に関する事項について協力要員の派遣,資機材の貸与その他の 措置を講ずるものとする。 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

		61 条	: 緊	急 時 対 策 所	緊 急 時 対 策 所 遮 蔽	類 型 化 区 分	緊 急 時 対 策 所 非 常 用 送 風 機	類 型 化 区 分
			環境	環境温度・湿度・ 圧力/屋外の天候/ 放射線	屋外	D	そ の 他 の 建 屋 内 ( 緊 急 時 対 策 所 )	С
			条 件	荷重	有効に機能を発揮する	_	有効に機能を発揮する	-
		第 1	にお	海 水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健へ	他設備からの影響	周 辺 機 器 等 か ら の 悪 影 響 に よ り 機 能 を 失 う お そ れ が な い	_	周 辺 機 器 等 か ら の 悪 影 響 に よ り 機 能 を 失 う お そ れ が な い	_
			全性	電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関 連 資 料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
		第 2 二	操作	兰性	操作不要	対象外	現場操作(緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	Βd
	第 1	5	関連	直資 料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
	項	第 3 号 第 4 号	試 聯 (検 部 入	<ul> <li>・検査</li> <li>査性,系統構成・外</li> <li>、力)</li> </ul>	遮 蔽 (外 観 点 検 が 可 能 )	К	ファン (機能・性能の確認が可能) (分解が可能)	А
			関連	直資 料	[本文] 3.18		[本文] 3.18, [試験及び検査] (	61 — 5
第 4			切替性		本来の用途として使用 – 切替不要 B b		本来の用途として使用一切替不要	Вb
3 条			関連資料		-		-	
		第	悪影	系統設計	他の設備から独立	Ас	他の設備から独立	Ас
		5 号	5 響 子 防	その他(飛散物)	考慮対象なし	対象外	考慮対象なし	対象外
			止	関連資料	[配置図]61-3		[配置図]61-3	
		第 6	設置	と場所 しんしょう しょうしょう ひょうしょう しょうしょう しょうしょう しょうしょう しょうしょう しょうしょう しょうしょう しょうしょう ひょうしょう ひょうしょう ひょうしょう しょうしょう しょうしょう しょうしょう しょう しょうしょう しょう	操作不要	対象外	現場(遠隔)操作	A b
		号	関連	直資 料	-		[配置図]61-3	
		第 1	常話	き SA の 容 量	その他設備	対象外	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	А
		号	関連	夏資料	-		[容量根拠] 61-6	1
	6.6.	第 2	共月	日の禁止	共用する設備	-	共用する設備	-
	第 2	号	関連	重資料	_		_	r
	項	第 3	共通要因:	環 境 条 件 , 自 然 現 象 , 外 部 人 為 事 象 , 溢 水 , 火 災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
		号	故障	サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系なし	対象外
			防止	関連資料	-		[配置図]61-3	

		61 条	: 緊	急時対策所	緊 急時 対 策 所 非 常 用 フィルタ 装 置	類 型 化 区 分	緊 急 時 対 策 所 用 差 圧 計	類 型 化 区 分
			環境	環境温度・湿度・ 圧力/屋外の天候/ 放射線	そ の 他 の 建 屋 内 ( 緊 急 時 対 策 所 )	С	そ の 他 の 建 屋 内 ( 緊 急 時 対 策 所 )	С
			条 件	荷重	有効に機能を発揮する	-	有効に機能を発揮する	-
		第 1	にお	海 水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健会	他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	-	周 辺 機 器 等 から の 悪 影 響 に よ り 機 能 を 失 う お そ れ が な い	-
			生性	電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関 連 資 料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
		第 2	操作性		現場操作(緊急時対策所) (操作スイッチ操作) *緊急時対策所非常用送風機と連 動	Βd	操作不要	対象外
	第 1	7	関連	]連資料 [配置図] 61-3			—	
	項	第3号 第4号	試	<ul> <li>・検査</li> <li>査性,系統構成・外</li> <li>、力)</li> </ul>	空調ユニット (機能・性能の確認が可能) (差圧確認が可能)	E	計 測 制 御 設 備 (機 能 ・性 能 の 確 認 が 可 能) (校 正 が 可 能)	J
			関 連 資 料		[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		[本文] 3.18	
第 4			切替性		本来の用途として使用 – 切替不要 B b		本来の用途として使用一切替不要	Вb
3 条			関道	草資 料	-		-	
		第	悪影	系統設計	他の設備から独立	Ас	他の設備から独立	Ас
		5 号	響防	その他(飛散物)	考 慮 対 象 な し	対象外	考慮対象なし	対象外
			止	関連資料	[配置図]61-3		[配置図]61-3	
		第 6	設置	乱場 所	現場(遠隔)操作	A b	操作が不要な設備	対象外
		号	関道	直資 料	[配置図]61-3		-	
		第 1	常診	そ SA の 容 量	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	А	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	А
		号	関道	直資 料	[容量根拠] 61-6		-	
		第 2	共月	日の禁止	共用する設備	-	共用する設備	-
	第 2	号	関道	草資 料	-		-	
	項	第 3	共通要因が	環境条件, 自然現 象, 外部人為事 象, 溢水, 火災	共通要因の考慮対象設備なし	対 象 外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
		号	故障	サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系なし	対象外
			此	関連資料	[配置図]61-3		[配置図]61-3	

61 条 : 緊 急 時 対 策 所					緊 急 時 対 策 所 用 発 電 機	類 型 化 区 分	緊 急 時 対 策 所 用 発 電 機 燃 料 油 貯 蔵 タ ン ク	類 型 化 区 分					
		第 1 号	環境条件における健	環境温度・湿度・ 圧力/屋外の天候/ 放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	С	屋外	D					
				荷重	有効に機能を発揮する	_	有効に機能を発揮する	-					
				海 水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外					
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機 能を失うおそれがない	_	周 辺 機 器 等 か ら の 悪 影 響 に よ り 機 能 を 失 う お そ れ が な い	_					
			全性	電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外	電磁波により機能が損なわれない	対象外					
				関 連 資 料	[配置図] 61-3		〔配置図〕 61-3						
		第 2 号 -	操作	主性	現 場 操 作 ( 緊 急 時 対 策 所 ) ( 操 作 ス イ ッ チ 操 作 )	Βd	操作不要	対象外					
	第 1		関道	<b>直資</b> 料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3						
	I 項	第 3 号	試 候 部 フ	・検査 を性,系統構成・外 力)		GН	容器(タンク類) (機能・性能及び漏えいの有無の 確認が可能) (油量を確認できる設計) (内部の確認が可能)	С					
笙			関道	<b>直資</b> 料	[本 文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		[本文] 3.18, [試験及び検査](	õ1−5					
4 3		第 4 号	切 椢	<b>梦性</b>	本来の用途として使用ー切替不要	Вb	本来の用途として使用一切替不要	Вb					
条			関道	直資料	[単線結線図] 61-2		-						
		第 5 号	悪影	系統設計	他設備から独立	Ас	他設備から独立	Ас					
			響防	その他(飛散物)	考慮対象なし	対象外	考慮対象なし	対象外					
			止	関 連 資 料	[単線結線図]61-2		-						
		第 6	設置	置場 所	現 場 (遠 隔) 操 作	A b	操作不要	対象外					
		号	関道	<b>宦資料</b>	[配置図]61-3		[配置図]61-3						
		第 1 号	常認	g SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	А	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	А					
			関連	直資 料	[容量根拠] 61-6		[容量設定根拠] 61-6						
		第 2 号 第 3 号	共月	月の禁止	共用する設備	—	共用する設備	—					
	第 2 		関道	直資料	_								
	項		共通要因	共通要因	共 通 要 因 多 因	環 境 条 件 , 自 然 現 象 , 外 部 人 為 事 象 , 溢 水 , 火 災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外			
			号	号	号	号	,	;	サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系なし	対象外
									ß	防止	防止	関連資料	[配置図]61-3

61 条 : 緊 急 時 対 策 所					緊 急 時 対 策 所 用 発 電 機 給 油 ポ ン プ	類 型 化 区 分	
			環境	環境温度・湿度・ 圧力/屋外の天候/ 放射線	そ の 他 の 建 屋 内 ( 緊 急 時 対 策 所 )	С	
			条件	荷重	有効に機能を発揮する	_	
		第 1 号	における健全性	海 水	海水を通水しない	対象外	
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機 能を失うおそれがない	_	
				電磁波による影響	磁波による影響 電磁波により機能が損なわれない		
				関 連 資 料	[配置図] 61-3		
		第 2 号	操作性		現場 操作 (緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	Βd	
	第 1	~	関連資料		[配置図] 61-3		
	I 項	第 3 号	試験 ・ 検 査 (検 査 性,系 統 構 成 ・ 外 部 入 力)		ポンプ (機能・性能及び漏えいの有無の 確認が可能) (分解が可能)	А	
			関連資料		[本文] 3.18, [試験及び検査] 61-5		
第 4		第 4 号	切 替 性		本来の用途として使用一切替不要	Вь	
3 条			関連	<b>車資料</b>	-		
		第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	他設備から独立	Ас	
				その他(飛散物)	考慮対象なし	対象外	
				関 連 資 料	-	1	
		第 6	設置	置場 所	現 場 (遠 隔) 操 作	A b	
		号	関連資料		[配置図]61-3		
		第 1	常調	g SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的 として設置するもの	А	
		号	関連資料		[容量設定根拠] 61-6		
		第	共用の禁止		共用する設備	_	
	第 2	2号	関連資料		-		
	項	第	共通要田	環 境 条 件 , 自 然 現 象 , 外 部 人 為 事 象 , 溢 水 , 火 災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	
		3 号	故障防	サポート系故障	サポート系なし	対象外	
			LL LL	関連資料	[配置図]61-3		

# 東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

61 条 : 緊 急 時 対 策 所					緊 急 時 対 策 所 加 圧 設 備	類 型 化 区 分
			環境	環境温度・湿度・ 圧力/屋外の天候/ 放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	С
			条 件	荷重	有効に機能を発揮する	-
		第 1	にお	海 水	海水を通水しない	対象外
		号	ける健全性	他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	_
				電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	[配置図] 61-3	
		第 2	操作性		現 場 操 作 ( 緊 急 時 対 策 所 ) ( 操 作 ス イ ッ チ 操 作 )	Βd
	第 1	方	関道	直資 料	[配置図] 61-3	
	項	第 3 号	試験 ・ 検 査 (検 査 性,系 統 構 成・外 部 入 力)		容器(タンク類) (機能・性能及び漏えいの有無の 確認が可能) (規定圧力の確認及び外観の確認 が可能)	С
			関通	直資 料	[本文] 3.18, [試験及び検査]	61-5
		第 4	切者	*性	本来の用途として使用一切替不要	Вb
		号	関連	直資 料	_	
		第	悪影響防	系統設計	他設備から独立	Ас
第		5 号		その他(飛散物)	考慮対象なし	対象外
4			止	関連資料	_	
条		第 6	設置	<b>し</b> 場所	現 場 (遠 隔) 操 作	A b
		号	関道	草資 料	[配置図]61-3	
	第 3 項	第 1 日	可掬	ዊ SA の容量	その他設備(必要な個数を確保す ることに加え,自主的にバックア ップを確保する)	С
		5	関道	直資 料	[容量設定根拠] 61-6	[
		第 2	可掬	毀 SA の接続性	常設設備と接続なし	対象外
		号	関連	直資料	_	
		第 3	異な確保	よる 複 数 の 接 続 箇 所 の そ	対象外	対象外
		号	関道	草資 料	_	
		第 4	設置	是場 所	放射線量の高くなるおそれの少な い場所を選定	—
		号	関通	直資 料	[配置図]61-3	
		第 5	保管	デ場 所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b
		号	関通	直資 料	[配置図]61-3	
		第 6	アク	セスルート	対象外	対象外
		号	関通	直資 料	_	
		第	共通要因	環境条件, 自然現 象, 外部人為事 象, 溢水, 火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
		7 号	故障	サポート系故障	サポート系なし	対象外
			防止	関連資料	[配置図]61-3	

61 - 1 - 6

# 東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

61 条 : 緊 急 時 対 策 所					酸素濃度計	類 型 化 区 分	二酸化炭素濃度計	類型化 区分
			環境	環境温度・湿度・ 圧力 / 屋外の天候 / 放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	С	その他の建屋内 (緊急時対策所)	С
			条 件	荷重	有効に機能を発揮する	_	有効に機能を発揮する	_
	第 1 項	第 1	におい	海 水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない	-	周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない	_
			全性	電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれな い	対象外	電磁波により機能が損なわれな い	対象外
				関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
		第 2	操作	性	現場操作(設備の運搬・設置)(操 作スイッチ操作)	Вс Вd	現 場 操 作 ( 設 備 の 運 搬 ・ 設 置 ) ( 操 作 ス イ ッ チ 操 作 )	Вс Вd
		号	関連	連資料 [配置図]61			[配置図]61-3	ſ
		第 3 号	試 験 (検 入 力	: ・ 検 査 査 性 , 系 統 構 成・外 部 )	計 測 制 御 設 備 (機 能 ・ 性 能 の 確 認 が 可 能 ) (校 正 が 可 能 )	J	計 測 制 御 設 備 (機 能 ・ 性 能 の 確 認 が 可 能 ) ( 校 正 が 可 能 )	J
			関連	資料	[本文] 3.18, [試験及び検査]	61 - 5	[本文] 3.18, [試験及び検査]	61 - 5
		第 4 号 第 5 号	切替	性	本来の用途として使用一切替不要	Вb	本来の用途として使用一切替不要	Вb
			関連	資料	-		-	
			悪影響防	系統設計	他設備から独立	Ас	他設備から独立	Ас
第				その他(飛散物)	考慮対象なし	対象外	考 慮 対 象 な し	対象外
4 3			止	関連資料	-		-	-
条		第 6 号	設置	: 場 所	現 場 ( 設 置 場 所 ) 操 作 可 能	A a	現 場 ( 設 置 場 所 ) 操 作 可 能	A a
			関連	資料	[配置図]61-3		[配置図]61-3	
	第 3 項	第1号第2号第3	可 搬	: SA の容量	その他設備(必要な個数を確保 することに加え,自主的にバッ クアップを確保する)	С	その他設備(必要な個数を確保 することに加え,自主的にパッ クアップを確保する)	С
			関 連	資料	-	1	-	
			可搬	SAの接続性	常設設備と接続なし	対象外	常設設備と接続なし	対象外
			関連	資料	-	I	-	
			異なの確	: る 複 数 の 接 続 箇 所 □保	対象外	対象外	対象外	対象外
		号	関連	資料	-		-	
		第 4 号	設置	場所	放射線量の高くなるおそれの少 ない場所を選定	-	放射線量の高くなるおそれの少 ない場所を選定	_
			関連	資料	[配置図]61-3		[配置図]61-3	
		第 5	保管	場所	屋内(共通要因の考慮対象設備 なし)	A b	屋内(共通要因の考慮対象設備 なし)	A b
		号	関 連	資料	[保管場所]61-7	n	[保管場所]61-7	
		第 6	アク	セスルート	屋内アクセスルートの確保	А	屋内アクセスルートの確保	А
		5 号 第 7 号	関連	資料	[アクセスルート図]61-8	n	[アクセスルート図]61-8	3
			共通 要 因	環境条件, 自然現 象, 外部人為事 象, 溢水, 火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
			7 号 障	サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系 なし	対象外
			防止	関連資料	_		_	

# 東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

61 条 : 緊 急 時 対 策 所					緊 急 時 対 策 所 エ リ ア モ ニ タ	類 型 化 区 分
			環境	環境温度・湿度・ 圧力/屋外の天候/ 放射線	その他の建屋内 (緊急時対策所)	С
			条 件	荷重	有効に機能を発揮する	-
		第 1 号	における健	海 水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない	_
			土性	電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれな い	対象外
				関 連 資 料	[配置図] 61-3	
	第	第 2 号	操作性		現 場 操 作 ( 設 備 の 運 搬 ・ 設 置 ) ( 操 作 ス イ ッ チ 操 作 )	Вс Вd
			関連資料		[配置図]61-3	
	項	第 3 号	試 ぼ 歳 入 ナ	<ul> <li>・検査</li> <li>査性,系統構成・外部</li> </ul>	計 測 制 御 設 備 (機 能 ・ 性 能 の 確 認 が 可 能 ) (校 正 が 可 能 )	J
			関通	直資 料	[本文] 3.18, [試験及び検査]	61 — 5
		第 4	切春	* 性	本来の用途として使用一切替不要	Вb
		号	関通	直資 料	-	
		第	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ас
第		5 号		その他(飛散物)	考慮対象なし	対象外
4				関連資料	_	
条		第 6	設置	計場 所	現 場 ( 設 置 場 所 ) 操 作 可 能	A a
		号	関道	直資 料	[配置図]61-3	
		第 1 号	可掬	g SA の容量	その他設備(必要な個数を確保 することに加え,自主的にバッ クアップを確保する)	С
		~	関道	直資 料	-	[
		第 2 日	可掬	g SA の接続性	常設設備と接続なし	対象外
		号	関連	直資料	[配置図]61-3	
		第 3	異な	よ る 複 数 の 接 続 箇 所 の そ	対象外	対象外
		号	関通	直資 料	_	
		第 4	設置	置場 所	放射線量の高くなるおそれの少 ない場所を選定	-
	第 3	号	関連	直資 料	[配置図]61-3	
	項	第 5	保管	管場 所	屋内(共通要因の考慮対象設備 なし)	A b
		号	関通	直資 料	[保管場所]61-7	
		第 6	アク	セスルート	屋内アクセスルートの確保	А
		号	関道	ē資料	[アクセスルート図]61-8	3
		第	<b></b>	環 境 条 件 , 自 然 現 象 , 外 部 人 為 事 象 , 溢 水 , 火 災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
		7 号	故障	サポート系故障	サポート系なし	対象外
				防 止	関連資料	-

#### 61-2 単線結線図



図 61-2-1 緊急時対策所 単線結線図

#### 61-3 配置図

第61-3-1 図 緊急時対策所建屋 配置図
第61-3-2図 緊急時対策所建屋(災害対策本部室及び宿泊・休憩室) 配置図



(緊急時対策所建屋2階 緊急時対策所等)

第61-3-3 図 緊急時対策所の対策要員 配置図

*今後の訓練実績により変更になる場合あり

第61-3-4図 緊急時対策所建屋内の代替電源設備 配置図

第61-3-5図 緊急時対策所用発電機の操作盤 配置図

第61-3-6図 緊急時対策所建屋・緊急時対策所等の遮蔽計画

第61-3-7 図 非常用換気設備操作盤 配置図

(緊急時対策所建屋 2 階 緊急時対策所等)

第61-3-8 図 酸素濃度計,二酸化炭素濃度計,緊急時対策所エリアモニタ 配置図

# 61-4 系統図

第61-4-1図 緊急時対策所 換気設備等の設備構成図



第61-4-2図 緊急時対策所用発電機燃料系の概要図

# 61-5 試験検査



第61-5-1図 緊急時対策所用発電機 構造図 *今後の設計により変更になる場合あり

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動検査	起動試験による運転性能の確認
	分解検査	部品の状態の確認
停止中	機能・性能検査	起動試験による運転性能の確認 模擬負荷による出力性能(発電機電圧,電流, 周波数及び電力)の確認 絶縁抵抗の測定



第61-5-2図 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 構造図

*今後の設計により変更になる場合あり



第61-5-3 図 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 構造図 *今後の設計により変更になる場合あり

	原子炉の状態	項目	内容
	運転中	起動試驗	運転性能の確認 漏えいの有無の確認
	停止中	分解検査	部品の状態の確認
		機能・性能検査	運転性能の確認
			漏えいの有無の確認



## 第61-5-4図 緊急時対策所用発電機 検査系統図

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動検査	起動試験による運転性能の確認
	分解検査	部品の状態を確認
停止中	機能・性能検査	起動試験による運転性能の確認 模擬負荷による出力性能(発電機電圧,電流, 周波数及び電力)の確認 絶縁抵抗の測定



第61-5-5図 緊急時対策所用発電機 検査系統図

(模擬負荷による発電機の出力性能確認)

原子炉の状態 項目		内容
運転中	起動検査	起動試験による運転性能の確認
	分解検査	部品の状態を確認
停止中	機能・性能検査	起動試験による運転性能の確認 核擬負荷による出力性能(発電機電圧,電流, 周波数及び電力)の確認 絶縁抵抗の測定

61 - 5 - 6

- ○緊急時対策所非常用換気設備の機能・性能検査及び緊急時対策所(災 害対策本部室内)の気密性,正圧化に関する検査性について
  - ・緊急時対策所非常用換気設備の機能・性能検査(試運転による機能確認)は第61-5-6図のとおりである。
  - ・緊急時対策所(災害対策本部室及び宿泊・休憩室)の気密性,正 圧化に関する点検及び検査は第61-5-1表及び第61-5-7図のと おりである。

第61-5-1表 緊急時対策所(災害対策本部室及び宿泊・休憩室) の気密性,系統機能に関する検査性

原子炉の状態	項目	内容
信止由		気密性,正圧化機能の確認
停止 十	1波 肥 • 1 里 肥 恢 重	運転性能の確認

緊急時対策所非常用換気設備,緊急時対策所加圧設備の機能・性能 検査(試運転による機能確認)を行う。

緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所(災害対策本部室及び宿 泊・休憩室)の気密性,正圧化機能・性能が正常であることを確認す る。

緊急時対策所(災害対策本部室及び宿泊・休憩室)の機能・性能検査 は,緊急時対策所の出入口エアロック(二重扉構造の出入室)扉を閉止 し,外気取り入れ・排気のための隔離ダンパを全閉し,緊急時対策所加 圧設備の空気ボンベより規定流量の空気を緊急時対策所(災害対策本 部室及び宿泊・休憩室)に供給し,緊急時対策所(災害対策本部室及び 宿泊・休憩室)を規定差圧に正圧化できることを確認する。

61 - 5 - 7

(プルーム通過前及び通過後加圧以降:非常用換気の系統)

第61-5-6図 非常用換気設備の系統に関する点検(検査性)

### 概略図

*今後の設計により変更になる場合あり

(緊急時対策所非常用送風機)

原子炉の状態	項目	内容	
運転中	起動試験	運転性能の確認 漏えいの有無の確認	
	分解検査	部品の状態の確認	
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの有無の確認	

(緊急時対策所非常用フィルタ装置)

原子炉の状態	「子炉の状態 項目 内容	
運転中	差圧確認	フィルタ差圧確認
	開放点検	点検口による内部確認
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 フィルタ性能確認(総合除去効率) フィルタを取り出しての性能確認(単体 除去効率)

61 - 5 - 8

(プルーム通過中~通過後加圧:緊急時対策所加圧設備の系統)

第61-5-7図 緊急時対策所加圧設備の系統に関する点検(検査性) 及び緊急時対策所(災害対策本部室内)の気密性,正圧化

機能に関する検査性 概略図

原子炉の状態	項目	内容
and the second	漏えい確認	外観の確認
加田市の中		空気ボンベ規定圧力の確認
	機能・性能検査	起動試験による機能確認
停止中		気密性能確認
		漏えいの有無の確認



第 61-5-8 図 緊急時対策所非常用送風機 構造図



第 61-5-9 図 緊急時対策所非常用フィルタ装置

61 - 5 - 10

○酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計の検査性について

酸素濃度計,二酸化炭素濃度計は,運転中又は停止中においても校 正ガスによる性能検査が可能な設計とする。酸素濃度計概略図を第61 -5-10図,二酸化炭素濃度計概略図を第61-5-11図 に示す。



### 第61-5-10図 酸素濃度計の概略図



## 第61-5-11図 二酸化炭素濃度計の概略図

原子がの状態	項目	内容
運転中	パラメータ確認	濃度計作動及び指示値確認
停止中	機能・性能検査	模擬人力(模擬ガス)による機能・性能 の確認(特性の確認) 標準器等による校正

61 - 5 - 11

○緊急時対策所エリアモニタの検査性について

緊急時対策所エリアモニタは,運転中又は停止中においても線源に よる校正により機能・性能試験を行うことが可能な設計とする。 緊急時対策所エリアモニタの概略図を第61-5-12図に示す。



第61-5-12図 緊急時対策所エリアモニタの概略図

原子炉の状態	項日	内容
運転中	パラメータ確認	エリアモニタ作動及び校正線源による 指示値確認
停止中	機能・性能検査	模擬入力(校正線源)による機能・性能 の確認(特性の確認)と校正

61-6 容量設定根拠

名称	正圧化に必要な差圧	
緊急時対策所(災害対策本部室) /周辺エリアの正圧化差圧	Pa	20 以上
機器仕様に関する注記		_

【設定根拠】

緊急時対策所の正圧化バウンダリ(災害対策本部室及び宿泊・休憩室) は,配置上,動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため,室 内へのインリークは周辺エリアとの温度差によるものと考えられる。

重大事故等発生時の災害対策本部室及び周辺エリアの温度を外気の 気象観測データ(水戸地方気象台の過去の観測記録)から最高 38.4℃, 最低-12.7℃とする。災害対策本部室の天井高さは約 5.7m であるため, 以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとし ても,正圧を維持できる。

 $\Delta P = \{(-12.7 \, \mathbb{C} \, \mathbb{O} \, \ddot{\mathbf{x}} \, \dot{\mathbf{z}} \, \mathbb{D} \, \underline{\mathbf{x}} \, \underline{\mathbf{x}} \, \mathbb{D} \, \underline{\mathbf{x}} \, \mathbb{E} \, \mathbb{$ 

このため,緊急時対策所の正圧化バウンダリの必要差圧は,設計裕度を考慮して周辺エリア+20Pa以上とする。

名称		緊急時対策所加圧設備用空気ボンベ
本数本		320以上
容積	L/本	47
充填圧力 MPa		19.6(35°C)
機器仕様に関す	る注記	_

【設定根拠】

1. 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所等はコンクリートの間仕切りで区画されることから, 壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって,緊急時対策所等 のリークポテンシャルは,ドア開口の隙間,壁貫通部(配管,ケーブ ル,ダクト)である。

(1) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋/部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702 にて定義されている。最も気密性の高い等級A-4のドアにおいては, 圧力差30Paにおけるドア面積当たりのリーク量は約6m³/h・m²である ため(図1参照),ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。 Qドア=S×6

Qドア:ドアからのリーク量 $[m^3/h]$ 

S:ドアの面積合計 9.5m²(災害対策本部室)



(2) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 0.5回/dayを用いると、以下の式により算出できる。

Q貫通部 =  $V \times 0.5 \div 24$ 

V:室容積 2,994m³

したがって、災害対策本部室のリーク量は以下の式により120m³/h となる。

Q = Qドア $[m^3 / h] + Q$ 貫通部 $[m^3 / h]$ 

 $= S[m^{2}] \times 6[m^{3} / h \cdot m^{2}] + V[m^{3}] \times 0.5[\Box / day] \div 24[day / h]$ 

 $= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24$ 

 $= 120 \,\mathrm{m^{3}} \,/\,\mathrm{h}$ 

Q:供給空気供給量 [m³/h]

2. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は19vo1%以上(「鉱山保安法施行規則」に準拠), 滞在人数は100名,酸素消費量は成人の呼吸量(静座時)とし,許容 酸素濃度以上に維持できる空気供給量は,以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
  
=  $\frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100$   
=  $112m^3 / h$   
Ga : 酸素発生量 - 0.0218m³ / h (一人当たり)  
P:人員 100人  
K₀:供給空気中酸素濃度 20.95vol%  
K:許容最低酸素濃度 19.0vol%

3. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vo1%以下(10000ppm「鉱山保安法施行規 則」に準拠),空気中の二酸化炭素量は0.03vo1%,滞在人数100名の二 酸化炭素吐出量は,計器監視等を行う程度の作業時(極軽作業)の量 とし,許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとお りである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
  
=  $\frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100$   
= 227 m³ / h

また,加圧設備運転時間は12時間であることから,12時間後の時 点で二酸化炭素濃度が1.0vo1%以下となる空気供給量は160m³/hと なる。(12時間後のCO₂濃度は0.977%)

$$\begin{split} K_t &= K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times \frac{P\left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)}{Q} \\ K_t &= \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right) \end{split}$$

Kt:t時間後のCO₂濃度[%]
K1:室内初期CO₂濃度 0.5%
K0:供給空気のCO₂濃度 0.03%
Ga:CO₂発生量 0.022m³/(h・人)
P:滞在人員 100人
Q:空気供給量 [m³/h]
V:室容積 2,994m³

4. 空気ボンベの必要本数

$$61 - 6 - 5$$

(2)	ボンベ使用可能量は, 7.15m ³ /本とする	0
(3)	必要な空気供給量は、空気供給量のうち	,供給量の最も多い許容
	二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供	給量として,14時間後の
	時点で二酸化炭素濃度が1.0vo1%以下と	なる空気供給量160m ³ /h
	とする。以上から14時間を正圧維持する	場合に必要な本数は,下
	記計算のとおりであり、320本を確保する	0
	・ボンベ標準初期充填圧力	19.6 MPa(at 35℃)
	・設置環境条件におけるボンベ初期圧力	18.01MPa(at 10°C)
	・ボンベ内容積	47L
	<ul> <li>• 圧力調整弁最低制御圧力</li> </ul>	3MPa
	・ボンベ供給可能空気量	7.15m ³ /本(at 10℃)
	計算式: $\frac{160 \times 14}{7.15}$ = 313	

名称		緊急時対策所非常用送風機	
台数 台		1(予備1)	
容量 m ³ /h		約5,000	
機器仕様に関する注記		—	
【設定根拠】			

必要外気取入量算出における適用項目表(必要量)

	<b>—</b>

名 称		緊急時対策所用発電機					
台数	台	2					
容量	kVA/台	約1,725					
【設定根拠】							
緊急時対策所	緊急時対策所は、常用電源設備からの受電が喪失した場合の重						
大事故等対処設備として、緊急時対策所用発電機を設置する。緊							
急時対策所用発	電機は,1台	台で緊急時対策所に給電するために必要	要				
な容量を有する	設計とする	) 。					
緊急時対策	所用発電機	後の容量は、以下(第61-6-1表)の緊					
急時に必要と	される負荷	「容量を基に設定。					
第61-	6-1表 緊	急時に必要とされる負荷内訳					
負	荷名称	負荷容量 (kVA)					
換	気設備	約 460					
通信调	車絡設備等	約 35					
その他(照	明, 雑動力	)等) 約375					
2	計 計	約870					
したがって	,発電機の	つ出力は負荷である,約 870kVA に対し	したがって,発電機の出力は負荷である,約 870kVA に対し				

十分な容量約 1,725kVA (連続定格:約 1,380kVA)とする。

名称		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
基数基基		2
容量	kL/基	約 75

【設定根拠】

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは,重大事故等対処時に 緊急時対策所用発電機への燃料給油を行うために設置する。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは,緊急時対策所建屋 近傍の地下に設置し,重大事故等時に緊急時対策所に電源供給し た場合,緊急時対策所用発電機の100%負荷連続運転において必 要となる7日分の燃料量約70kLに対して,十分な容量約75kLを 有する設計とする。

 $V = H \times c = 168 \times 0.411 = 70$ 

V:必要容量(kL)

H:運転時間(h) = 168(7日間)

c:100%負荷連続運転時の燃料消費率(kL/h)=0.411

名称		緊急時対策所用発電機給油ポンプ	
台数 台		2	
容量	m ³ /h (1台当たり)	約 1.3	
揚程	m	30	

#### 【設定根拠】

緊急時対策所用発電機給油ポンプは,重大事故等時に緊急時対策 所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機へ燃料を 給油するために設置する。なお,緊急時対策所用発電機給油ポンプ は供給系統1系列あたりに1台設置する。

1. 容量の設定根拠

緊急時対策所用発電機給油ポンプの容量は,発電機の単位時間 あたりの燃料最大消費量約0.411kL/h(0.411m³/h)を緊急時対策 所用発電機に供給するため,それよりも容量の大きい約1.3m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

緊急時対策所用発電機給油ポンプの揚程は,緊急時対策所用発電 機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機燃料油サービスタ ンクに燃料を移送するときの静水頭,配管及び弁類圧損を基に設定 し,以下のとおり約22mである。

静水頭	約11.3 m
配管及び弁類圧損	約 0.7 m
合 計	約12 m

以上より,緊急時対策所用発電機給油ポンプの揚程は30mとする。

# ○酸素濃度計・二酸化濃度計の仕様

第61-6-2表 酸素濃度計,二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリア モニタの仕様(設置個数等)

機器名称・外観	仕様等		
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式	
	検知範囲	0.0~40.0vo1%	
	表示精度	$\pm 0.1 \text{vol}\%$	
	電源	<ul> <li>電 源:乾電池(単四×2本)</li> <li>測定可能時間:約3,000時間</li> <li>(乾電池切れの場合,乾電池交換を実施する。)</li> </ul>	
	個数	1 (予備 1)	
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR (非分散型赤外線)	
a	検知範囲	0.0~5.0vo1%	
	表示精度	±3.0%F.S	
	電源	<ul> <li>電 源:乾電池(単三×4本)</li> <li>測定可能時間:約12時間</li> <li>(乾電池切れの場合,乾電池交換を実施する。)</li> </ul>	
	個数	1 (予備 1)	

○緊急時対策所エリアモニタの仕様

機器名称・外観	検出器の種類	計測範囲	台数	電源
緊急時対策所 エリアモニタ				
	半導体式検出器	B.G∼ 999.9mSv∕h	1 (予備1)	AC100V

61-7 保管場所図
第61-7-1 図 緊急時対策所建屋(保管場所)位置図

第61-7-2 図 緊急時対策所 居住性(遮蔽)対策 位置図

第61-7-3図 酸素濃度計,二酸化炭素濃度計,緊急時対策所エリアモニタ 保管位置図 *今後の設計により変更になる場合あり 61-8 アクセスルート図

第61-8-1図 酸素濃度計,二酸化炭素濃度計,緊急時対策所エリアモニタ 建屋内移動ルート図

*今後の設計により変更になる場合あり

61-9 緊急時対策所について(被ばく評価除く)

- 1. 概要
  - 1.1 設置の目的
  - 1.2 拠点配置
  - 1.3 新規制基準への適合方針
- 2. 設計方針
  - 2.1 建屋及び収容人数について
  - 2.2 電源設備について
  - 2.3 遮蔽設計について
  - 2.4 換気設備・加圧設備について
  - 2.5 必要な情報を把握できる設備について
  - 2.6 通信連絡設備について

#### 3. 運用

- 3.1 必要要員の構成,配置について
- 3.2 事象発生後の要員の動きについて
- 3.3 汚染持込み防止について
- 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について
- 3.5 廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について
- 4. 耐震設計方針について
- 5. 添付資料
  - 5.1 チェンジングエリアについて
  - 5.2 配備資機材等の数量等について
  - 5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について
  - 5.4 SPDSのデータ伝送概要とパラメータについて

- 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について
- 5.6 原子力警戒体制,緊急時体制について
- 5.7 災害対策本部室内における各機能班との情報共有について
- 5.8 設置許可基準規則第6条(外部からの衝撃による損傷の防止),第8条 及び第41条(火災による損傷の防止)への適合方針について

1. 概要

1.1 設置の目的

緊急時対策所は,原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の 異常が発生した場合及び重大事故等が発生した場合において,中央制御室以 外の場所から適切な指示又は連絡を行うために設置する。

緊急時対策所の基本仕様と重大事故等発生時における緊急時対策所の基本 仕様について,第1.1-1表に示す。

	項目	基本仕様
1	建屋構造	<ul> <li>・鉄筋コンクリート造(耐震構造)</li> </ul>
2	階層	<ul> <li>4 階建て</li> </ul>
3	建屋延床面積/緊急時 対策所床面積	<ul> <li>・建屋:約4,000m²/</li> <li>災害対策本部室:約350m² 宿泊・休憩室:約70m²</li> </ul>
4	耐震強度	・基準地震動Ssで機能維持
5	耐津波	・防潮堤内側, 発電所構内高台(T.P.+23m)に設置
6	中央制御室との共通要 因による同時機能喪失 防止	<ul> <li>・中央制御室との十分な離隔(約 320m)</li> <li>・中央制御室と独立した機能 (電源設備及び換気設備は独立した専用設備)</li> </ul>
7	電源設備	<ul> <li>・通常電源設備:常用電源設備,非常用電源設備(通信連絡設備等の負荷のみ)</li> <li>・代替電源設備:緊急時対策所用発電機(2台)</li> </ul>
8	遮蔽, 放射線管理	<ul> <li>・建屋外壁等十分な壁厚を確保した遮蔽設計</li> <li>・よう素除去フィルタ付非常用換気装置の設置</li> <li>・プルーム通過時の加圧設備の設置</li> <li>・加圧判断のためのエリアモニタ,可搬型モニタリング・ポストの配備</li> <li>・居住性確認のための酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の配備</li> <li>・チェンジングエリアの設置</li> </ul>
9	発電用原子炉施設の情 報	・対策に必要な情報を表示するデータ表示装置の設置
10	通信連絡	<ul> <li>・発電所内・外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備の設置</li> </ul>
11	食料, 飲料水等	・7日間必要とされる食料,飲料水等を配備

第1.1-1表 緊急時対策所の基本仕様について

緊急時対策所建屋の各階における主な配置について,第1.1-1図に示す。

第1.1-1図 緊急時対策所建屋内の各階配置図

*今後の設計により変更になる場合あり

1.2 拠点配置

緊急時対策所建屋は、十分な支持性能を有する新第三系鮮新統の砂質泥岩 (久米層)上に設置する。

緊急時対策所建屋は,新たに設置する防潮堤の内側の発電所高台用地(T.P. +23.0m)に設置し,基準津波(防潮堤位置における最高水位 T.P.+17.1m) さらには,基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水に対しても影響を 受けない設計とする。

また,中央制御室から約320m離れた場所に設置すること,換気設備及び電源設備が中央制御室とは独立していることから,中央制御室との共通要因(火災,内部溢水等)により,同時に機能喪失することのない設計とする。

配置図及び周辺図を第1.2-1図に示す。

### 第1.2-1 図 緊急時対策所建屋 配置図

1.3 新規制基準への適合方針

緊急時対策所に関する要求事項と,その適合方針は,以下の第1.3-1表か ら第1.3-2表のとおりである。

第1.3-1表 「設置許可基準規則」第三十四条(緊急時対策所)

「技術基準規則」第四十六条 (緊急時対策所)

設置許可基準規則	技術基準規則	
第三十四条	第四十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
工場等には、一次冷却	工場等には、一次冷却系	原子炉冷却系統に係る発
系統に係る発電用原子炉	統に係る発電用原子炉施	電用原子炉施設の損壊その
施設の損壊その他の異常	設の損壊その他の異常が	他の異常が発生した場合に
が発生した場合に適切な	発生した場合に適切な措	適切な措置をとるため, 緊
措置をとるため、緊急時	置をとるため、緊急時対策	急時対策所を中央制御室の
対策所を原子炉制御室以	所を原子炉制御室以外の	ある建屋以外の独立した場
外の場所に設けなければ	場所に施設しなければな	所に設置する。
ならない。	らない。	
	【解釈】	
	第46条に規定する「緊	原子炉冷却系統に係る発
	急時対策所」の機能として	電用原子炉施設の損壊その
	は、一次冷却材喪失事故等	他の異常が発生した場合に
	が発生した場合において、	適切な措置をとるため、中
	関係要員が必要な期間に	央制御室以外の場所に緊急
	わたり滞在でき、原子炉制	時対策所を設置し、災害時
	御室内の運転員を介さず	において必要な要員最大
	に事故状態等を正確にか	100名を収容できる設計と
	つ速やかに把握できるこ	する。
	と。また、発電所内の関係	また、中央制御室内の運
	要員に指示できる通信連	転員を介さず原子炉の状態
	絡設備、並びに発電所外関	を把握するために必要な情
	連箇所と専用であって多	報を把握できる設備(安全
	様性を備えた通信回線に	パラメータ表示システム
	て連絡できる通信連絡設	(SPDS))を設置する
	備及びデータを伝送でき	設計とし,発電所内の関係
	る設備を施設しなければ	要員に指示できる通信連絡
	ならない。	設備及び発電所外関係箇所
		と専用かつ多様性を確保し
		た通信回線にて連絡できる
		通信連絡設備を設置する。

設置許可基準規則	技術基準規則	
第三十四条	第四十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
	さらに、酸素濃度計を施	可搬型の酸素濃度計を配
	設しなければならない。酸	備し、室内の空気の取り込
	素濃度計は、設計基準事故	みを一時的に停止した場合
	時において、外気から緊急	であっても,緊急時対策所
	時対策所への空気の取り	の酸素濃度が事故対策のた
	込みを、一時的に停止した した	めの活動に支障がない範囲
	場合に、事故対策のための	にあることを正確に把握で
	活動に支障がない酸素濃	きるよう,酸素濃度計を保
	度の範囲にあることが正	管する設計とする。
	確に把握できるものであ	
	ること。また、所定の精度	
	を保証するものであれば	
	堂設設備 可搬型を問わた	
	• 0	
2 緊急時対策所及びそ		
の近傍並びに有毒ガス		
発生源の近傍には、有毒		
ガスが発生した場合に		
適切な措置をとるため、		
工場等内における有毒		
ガスの発生を検出する		
ための装置及び当該装		
置が有毒ガスの発生を		
検出した場合に緊急時		
対策所において自動的		
に警報するための装置		
その他の適切に防護す		
るための設備を設けな		
ければならない。		
【解釈】		・「有毒ガス防護に係る影
第2項に規定する「有		響評価ガイド」に基づく対
毒ガスの発生源」とは、		応を経過措置*期間内に実
有毒ガスの発生時にお		施することとし、今回申請
いて、指示要員の対処能		とは別に必要な許認可手続
力が損なわれるおそれ		き(設置変更許可申請)を
があるものをいう。「有		行う。
毒ガスが発生した場合」		※ 経過措置:平成32年5月
とは、有毒ガスが緊急時		1日以降の最初の施設定
対策所の指示要員に及		期検査終了まで
ぼす影響により、指示要		
員の対処能力が著しく		
低下し、安全施設の安全		

設置許可基準規則	技術基準規則	
第三十四条	第四十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
機能が損なわれるおそ		
れがあることをいう。		

*「設置許可基準規則」第6条(外部からの衝撃による損傷の防止),第8条 及び第41条(火災による損傷の防止)への適合方針については,添付資 料5.8で後述する。

# 第1.3-2表 「設置許可基準規則」第六十一条 (緊急時対策所)

## 「技術基準規則」第七十六条(緊急時対策所)

設置許可基準規則	技術基準規則	
第六十一条	第七十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
第三十四条の規定によ	第四十六条の規定によ	重大事故等が発生した場
り設置される緊急時対策	り設置される緊急時対策	合においても,緊急時対策所
所は、重大事故等が発生	所は、重大事故等が発生し	により,当該重大事故等に対
した場合においても当該	た場合においても当該重	処するための適切な措置を
重大事故等に対処するた	大事故等に対処するため	講じることができる。
めの適切な措置が講じら	の適切な措置が講じられ	
れるよう、次に掲げるも	るよう、次に定めるところ	
のでなければならない。	によらなければならない。	
一 重大事故等に対処す	一 重大事故等に対処す	重大事故等に対処するた
るために必要な指示を	るために必要な指示を	めに必要な指示を行う要員
行う要員がとどまるこ	行う要員がとどまるこ	がとどまることができるよ
とができるよう、適切	とができるよう、適切な	う、以下の設計とする。
な措置を講じたもので	措置を講ずること。	
あること。		
【解釈】	【解釈】	
1 第1項及び第2項の	1 第1項及び第2項の	
要件を満たす緊急時対	要件を満たす緊急時対	
策所とは、以下に掲げ	策所とは、以下に掲げる	
る措置又はこれらと同	措置又はこれらと同等	
等以上の効果を有する	以上の効果を有する措	
措置を行うための設備	置を行うための設備を	
を備えたものをいう。	備えたものをいう。	
a) <u>基準</u> 地震動による地	<ul> <li>a) 基準地震動による地</li> </ul>	竪急時対策所は耐震構造
電力に対し、免震機能	電力に対し、免震機能	とし、基準地震動S。によろ
等により 竪急時対策	等により 緊急時対策	地震力に対し、機能(遮蔽性
所の機能を喪失した	所の機能を喪失した	気密性等)を指なわない設計
いようにするととも	いようにするととも	レナス
に 其淮津波の影響を	に 其 淮 津 波 の 影 響 を	医 今時対策所の機能維持
受けないこと	受けたいこと	にかかる電源設備 換気設
		備 必要か情報を把握できる
		設備 通信連絡設備等につい
		てけ 転倒防止措置等を施す
		ことで基準地電動S。にト
		る地震力に対し機能を損か
		わない設計とする
<u> </u>		

設置許可基準規則	技術基準規則	
第六十一条	第七十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所) b)緊急時対策所と原子 炉制御室は共通要因 により同時に機能喪 失しないこと。 c)緊急時対策所は、代 替交流電源からの給 電を可能とすること。 また、当該代替電源設 備を含めて緊急時対 策所の電源設備は、多 重性又は多様性を有 すること。 d)緊急時対策所の居住 性が確保されるよう に、適切な遮蔽設計及 び換気設計を行うこ と。	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所) b)緊急時対策所と原子 炉制すりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりにしていた。 c)緊急時でにとう。 c)緊急時対策所は、代 をで可能とすること。 また、含めて緊急に、約 での給電をのにといい。 によるの電源で設備に、多 重性又は多様性を有 すること。 d)緊急時が策所の居住 性が確保されるよう に、適切な遮蔽設計を行うこ と。	適合方針 また,緊急時対策所は基準準などの影響をです。 意志,緊急時対策所は基準準などの影響をです。 意志にの時期にのの発電での でのためので、 でのためで、 でのためで、 でのためで、 でのためで、 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にたいた。 にた。 にたいた。 にた。 にた。 にた。 にた。 にた。 にた。 にた。 にた。 にた。 に
性が確保されるよう に、適切な遮蔽設計及 び換気設計を行うこ と。	性が確保されるよう に、適切な遮蔽設計及 び換気設計を行うこ と。	等の対策要員の居住性が確 保されるように,適切な遮蔽 設計及び換気設計等を行う。 緊急時対策所は重大事故 等において必要な対策活動 が行え,またプルーム通過中 においても必要な要員を収 容可能な設計とする。

設置許可基準規則	技術基準規則	
第六十一条	第七十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
<ul> <li>e)緊急時対策所の (緊急時対策所の居時 時対策所のようなのであ ういては、次のであるにであること。</li> <li>① 想応ついては、次のであること。</li> <li>① 想応は式会発するのであること。</li> <li>② プルーム通過指案の法式会社ににより、 第二人子の法理にのであること。</li> <li>② プルーム通過指定を 満ていたするのです。</li> <li>② プルーム通過指定を 満定したのです。</li> </ul>	(緊急時対策所)         (緊急時対策所)         (緊急時対策所)         (緊急時対策所)         (緊急時対策)         (緊急)         (電力)         (電力)	(1) 遮蔽設計 重大事故等において,対 策要員がもたいで,対 策要うてもまないて,対 策要うてもまないた。 ないたいでを想定にないような 厚さたいで、ののののででのです。 (2) 換気でした、ののでのでのです。 (2) 換気での発生によりでした。 (2) 換気での発生によりでした。 (2) 換気での発生によりでした。 (2) 換気での発生によりで、ためでののでのです。 (2) 換気での発生によりで、 ないて、ののののででのです。 ないたいででののたいで、 ないたいででのたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないたいで、 ないで、 ない、 ない、 ない、 ない、 ない、 ない、 ない、 ない

設置許可基準規則	技術基準規則	
第六十一条	第七十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
③ 交代要員体制、安定	③ 交代要員体制、安定	
ヨウ素剤の服用、仮設	ヨウ素剤の服用、仮設	
設備等を考慮しても	設備等を考慮しても	
よい。ただし、その場	よい。ただし、その場	
合は、実施のための体	合は、実施のための体	
制を整備すること。	制を整備すること。	
(4) 判断基準は、対策要	(4) 判断基準は、対策要	
員の実効線量が7日	員の実効線量が7日間	
間で 100mSv を超えな	で 100mSv を超えない	
		<i>ᆂ</i> ᆡᆂᆈᄷᆎᇰᅙᄧᅀᆎᆈ
1) 緊急時对東所(0)外側	1) 緊急時対東所の外側	単大事故等時に緊急時対 第二時日の別間以れ見い時
か放射性物質により	か放射性物質により	東所建産の外側が放射性物
の楽したよりな状の	の楽したような状の	須により伤栄したような払うです。 コンプロングの第二人の第二人の第二人の第二人の第二人の第二人の第二人の第二人の第二人の第二人
下にわいて、緊心時対	下にわいて、案忌時刈	
水川への行来の行ら	水川への行来の行ら	この行来の行ら込みを防止
エータリング及び作	エータリング及び作	りるにの, モークリンク及び 作業眼の差法を笑を行うた
業服の差法う笑を行	業服の差法う笑を行	ド末派の有有え守を行うための区面を 竪刍時対策所建
未成の有自ん寺を日	未成の有自ん寺を日	B 出入口付近に設置する設
うためのと目を取り	うためのと目を取り	主日パートたに設置する版
二 重大事故等に対処す	二 重大事故等に対処す	緊急時対策所には,重大事
るために必要な指示が	るために必要な指示が	故等において,原子炉の状態
できるよう、重大事故等	できるよう、重大事故等	並びに環境放射線量等を把
に対処するために必要	に対処するために必要	握するために安全パラメー
な情報を把握できる設	な情報を把握できる設	タ表示システム(SPDS)
備を設けたものである	備を設けること。	を設置する設計とする。
こと。		
三 発電用原子炉施設の	三 発電用原子炉施設の	緊急時対策所には,重大事
内外の通信連絡をする	内外の通信連絡をする	故等に対処するため,発電所
必要のある場所と通信	必要のある場所と通信	内の中央制御室,屋内外の関
連絡を行うために必要	連絡を行うために必要	係要員に対して必要な指示
な設備を設けたもので	な設備を設けること。	ができる通信連絡設備を設
あること。		置する。また、発電所外の必
		要のある箇所と必要な連絡
		を行っための通信連絡設備
		を設直する。

設置許可基準規則	技術基準規則	
第六十一条	第七十六条	適合方針
(緊急時対策所)	(緊急時対策所)	
2 緊急時対策所は、重大	2 緊急時対策所には、重	緊急時対策所は,重大事故
事故等に対処するため	大事故等に対処するた	等に対処するために必要な
に必要な数の要員を収	めに必要な数の要員を	指示を行う要員に加え,原子
容することができるも	収容することができる	炉格納容器の破損等による
のでなければならない。	措置を講じなければな	発電所外への放射性物質の
	らない。	拡散を抑制するための対策
		に対処するために必要な数
		の要員を含め最大100名を収
		容できる設計とする。
【解釈】	【解釈】	
<ol> <li>第2項に規定する「重</li> </ol>	2 第2項に規定する「重	
大事故等に対処するた	大事故等に対処するた	
めに必要な数の要員」と	めに必要な数の要員」と	
は、第1項第1号に規定	は、第1項第1号に規定	
する「重大事故等に対処	する「重大事故等に対処	
するために必要な指示	するために必要な指示	
を行う要員」に加え、少	を行う要員」に加え、少	
なくとも原子炉格納容	なくとも原子炉格納容	
器の破損等による工場	器の破損等による工場	
等外への放射性物質の	等外への放射性物質の	
拡散を抑制するための	拡散を抑制するための	
対策に対処するために	対策に対処するために	
必要な数の要員を含む	必要な数の要員を含む	
ものとする。	ものとする。	

また,緊急時対策所に設置する設備のうち,重大事故等対処設備に関する 概要を,以下の第1.3-3表に示す。

J 47+44 44	∋n <i>t</i> #±	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
术和成化	ā又 ₩ 1	設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加	緊急時対策所		_	常設	(重大事故等対処施設)	_
上設備による放射線防護	緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	
	緊急時対策所非常用送風機			常設	常設重大事故緩和設備	
	緊急時対策所非常用フィルタ装置			常設	常設重大事故緩和設備	
	緊急時対策所給排気設備(配管・ 弁)[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	S A-2
	緊急時対策所加圧設備			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	緊急時対策所加圧設備(配管・弁) [流路]			常設	常設重大事故緩和設備	S A – 2
	緊急時対策所用差圧計			常設	常設重大事故緩和設備	_
緊急時対策所内の酸素濃 度及び二酸化炭素濃度の	酸素濃度計*			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
測定	二酸化炭素濃度計※			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射線量の測定	緊急時対策所エリアモニタ			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—
	可搬型モニタリング・ポスト		60条に記	載(可搬型	重大事故緩和設備)	

第1.3-3表 重大事故等対処設備に関する概要(61条 緊急時対策所) (1/4)

※ 計測器本体を示すため計器名を記載

	⊐n./#t	代替する機能を有 設計基準対象施	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備分類		
糸紌機能	設備	設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス	
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SP DS) 価値 (法会社界 「仁学校」	62 条に	記載(常設重	大事故防止	設備,常設重大事故緩和設備)		
	無線通信装置アンテナ [伝送路] 無線通信装置アンテナ [伝送路]						
	安全パラメータ表示システム(SP DS)~無線通信装置アンテナ電路 [伝送路]						
通信連絡	無線連絡設備(携帯型)	62 条に詐	載(可搬型重	大事故防止	設備,可搬型重大事故緩和設備)		
	衛星電話設備(固定型)	62条に記載(常設重大事故防止設備,常設重大事故緩和設備,常設重大事故等対処設備(防止でも緩 和でもない設備))					
	衛星電話設備(携帯型)	62条に記載(可搬型重大事故防止設備,可搬型重大事故緩和設備,可搬型重大事故等対処設備(防止 でも緩和でもない設備))					
	携行型有線通話装置	62 条に記載(可搬型重大事故防止設備,可搬型重大事故緩和設備)         62 条に記載(常設重大事故等対処設備(防止でも緩和でもない設備))					
	統合原子力防災ネットワークに接続 する通信連絡設備(テレビ会議シス テム, IP電話, IP-FAX)						
	衛星電話設備(屋外アンテナ)[伝 送路] 衛星制御装置[伝送路]	62条に記載(常設重大事故防止設備,常設重大事故緩和設備,常設重大事故等対処設備(防止でも 和でもない設備))				う (防止でも緩	
	衛星電話設備(固定型)~衛星電話 設備(屋外アンテナ)電路[伝送 路]						
	専用接続箱~専用接続箱電路[伝送 路]	62 条に	記載(常設重	大事故防止	設備,常設重大事故緩和設備)		

第1.3-3表 重大事故等対処設備に関する概要(61条 緊急時対策所) (2/4)

灭体操作	∋u <i>¦</i> #±	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
术	ī又 ()用 	設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
通信連絡 (続き)	衛星無線通信装置 [伝送路]	62 条に記』	載(常設重大事	事故等対処診	Q備(防止でも緩和でもない設備))	
	通信機器 [伝送路]					
	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備(テレビ会議シ ステム, IP電話, IP-FAX)~					
	生 無 禄 通 旧 表 直 电 始 [ 仏 达 始 ]					
緊急時対策所用代替電源 設備による給電	緊急時対策所用発電機	常用電源設備	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タン ク	発電機燃料油貯蔵タン		常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	_
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	_
	緊急時対策所用M/C電圧計			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	_
	緊急時対策所用発電機~緊急時対策所 用M/C電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用M/C~緊急時対策所 用動力変圧器電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	
	緊急時対策所用動力変圧器~緊急時対 策所用P/C電路[交流電路] 緊急時対策所用P/C~緊急時対策所 用MCC電路[交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
				常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	
	緊急時対策所用MCC~緊急時対策所 用分電盤電路 [交流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	

第1.3-3表 重大事故等対処設備に関する概要(61条 緊急時対策所) (3/4)

第1.3-3表 重大事故等対処設備に関する概要(61条 緊急時対策所) (4/4)

<b>灭 经封锁公</b> 托	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
<i>杀 杭 陵 拒</i>		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
緊急時対策所用代替電源 設備による給電 (続き)	緊急時対策所用 125V 系蓄電池~緊急 時対策所用直流 125V 主母線盤電路 [直流電路]	常用電源設備	<u> </u>	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	_
	緊急時対策所用直流 125V 主母線盤~ 緊急時対策所用直流 125V 分電盤電路 [直流電路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タン ク〜緊急時対策所用発電機給油ポンプ 流路 [燃料流路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	_
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ〜緊 急時対策所用発電機燃料油サービスタ ンク[燃料流路]			常設	常設重大事故防止設備常設重大事故緩和設備	_
	緊急時対策所用発電機燃料油サービス タンク〜緊急時対策所用発電機 [燃料 流路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	_

2. 設計方針

2.1 建屋及び収容人数について

緊急時対策所建屋は,鉄筋コンクリート造(地上4階建て)の建屋であり, 基準地震動S_sによる地震力に対し,緊急時対策所の耐震壁の最大応答せん 断ひずみが評価基準値以下であること並びに波及的影響の評価として,天井 スラブ及び中間床が基準地震動S_sによる地震力に対し,落下等により緊急 時対策所の機能を喪失しないことを確認する。さらに,遮蔽機能等について 機能喪失しないよう設計する。

建屋の概要(断面図)を第2.1-1図に示す。

## 第2.1-1図 建屋の概要(断面図)

*今後の設計により変更になる場合あり

緊急時対策所建屋は,地上4階建て,延べ床面積約4,000m²を有する建屋 としており,緊急時対策所は指揮,作業をする災害対策本部室(約350m²) と宿泊・休憩室(約70m²)の2つのエリアで構成し,重大事故等に対処する ために必要な指示を行う要員(48名)及び原子炉格納容器の破損等による発 電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員(18名)を 含め,最大100名が活動することを想定している。

また,プルーム通過に備えて最大人数を収容した場合においても,必要な 各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さと,機能を有した 設計としている。

緊急時対策所建屋内の各階配置を第 2.1-2 図に,緊急時対策所のレイア ウトを第 2.1-3 図に示す。

### 第2.1-2図 緊急時対策所建屋内の各階配置

*今後の設計により変更になる場合あり



(注)レイアウトについては訓練等において有効性を確認し適宜見直していく

第2.1-3 図 緊急時対策所のレイアウト(建屋2階)

2.2 電源設備について

緊急時対策所は,通常時の電源を常用電源設備から受電する設計とし,常 用電源設備からの受電が喪失した場合,緊急時対策所の代替電源設備から 緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源を給電が可能な設計 とする。

緊急時対策所の代替電源設備として,緊急時対策所用発電機 2 台を設置 することにより多重性を確保し,所内電源設備から独立した専用の代替電 源設備を有する設計とする。

なお,緊急時対策所用発電機が起動するまでの間は,緊急時対策所用 125V 系蓄電池により,緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置及び操作盤等の 制御電源に給電し,また,緊急時対策所用無停電電源装置を介して,通信連 絡設備等の負荷に給電が可能な設計とする。

緊急時対策所の電源構成を第2.2-1図に示す。



第2.2-1 図 緊急時対策所 単線結線図

61 - 9 - 2 - 4

(1) 緊急時対策所用代替電源設備の構成

電源設備である緊急時対策所用発電機,緊急時対策所用発電機の燃料を 保管する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク,緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンクから燃料を給油する緊急時対策所用発電機給油ポンプで 構成する。

- a. 緊急時対策所用発電機
  - 台 数 2
    容 量 約1,725kVA/台
    設置場所 緊急時対策所建屋1階
- b. 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
  - 基数2
  - 容 量 約75kL/基
  - 設置場所 緊急時対策所近傍屋外(地下)
- c. 緊急時対策所用発電機給油ポンプ
  - 台 数 2
    容 量 約1.3 m³ ∕ h (1台当たり)
    設置場所 緊急時対策所建屋1階

*各設備の設置場所は, (61-9-12 第1.1-1 図参照)

- (2) 通常時の電源と代替電源設備
  - a. 通常時の電源

通常時の電源は、常用電源設備から受電する。なお、点検時等のバッ クアップ電源として別系統の常用電源設備から受電可能とする。

また,緊急時対策所に設置する通信連絡設備は,非常用電源設備から 受電し,無停電電源装置を介することにより,停電なく切替え可能とす る。

b. 代替電源設備

緊急時対策所の代替電源設備は,所内電源設備から独立した専用の緊 急時対策所用発電機により給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は,常用電源設備からの受電が喪失した場合に 自動起動し,緊急時対策所へ電源を給電する設計とする。

また,緊急時対策所用発電機の運転中は,緊急時対策所用発電機燃料 油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機給油ポンプにより自動で燃料給 油ができる設計とする。

(3) 緊急時対策所の負荷及び給電容量

緊急時に必要とされる負荷容量は,約870kVA(第2.2-1表参照)であり,緊急時対策所用発電機(定格容量:1,725kVA)1台で給電が可能な設計とする。

負荷名称	負荷容量 (kVA)	
換気設備	約460	
通信連絡設備等	約35	
その他(照明,雑動力等)	約375	
合 計	約870	

第2.2-1表 緊急時に必要とされる負荷内訳

また,自主対策設備である緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車(定格 容量:500kVA)は,緊急時対策所の換気設備,通信連絡設備及びその他の 負荷(第2.2-2表参照)に給電する代替手段として有効である。

第2.2-2表 緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量 (kVA)	
換気設備	約130	
通信連絡設備等	約35	
その他(照明,雑動力等)	約175	
合 計	約340	

(4) 緊急時対策所用発電機の燃料容量

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは,緊急時対策所近傍の地下 に設置し,重大事故時等に緊急時対策所に電源供給した場合,緊急時対 策所用発電機の100%負荷連続運転において必要となる7日間分の容量 以上の燃料を貯蔵する設計とする。

### $V = H \times c = 168 \times 0.411 = 70$

V:必要容量(kL)

H:運転時間(h)=168(7日間)

c:100%負荷連続運転時の燃料消費率(kL/h)=0.411

(5) 緊急時対策所負荷への給電方法

緊急時対策所の給電は、多様な電源から下記の受電経路で実施する。

a. 通常時の給電

所内電気設備からの受電経路として,緊急時対策所建屋に給電する。給 電範囲を第2.2-2図に示す。



b. 代替電源設備からの給電

常用電源設備からの受電が喪失した場合,代替電源設備である緊急時 対策所用発電機が自動起動し,緊急時対策所建屋に給電する。給電範囲 を第2.2-3 図に示す。



2.3 遮蔽設計について

重大事故等において,対策要員が事故後7日間とどまっても,換気設備等の機能とあいまって,実効線量が100mSvを超えないよう,天井,壁及び床は 十分な厚さの遮蔽(鉄筋コンクリート)を設ける。

また,外部扉又は配管その他の貫通部があるものについては,迷路構造等 により,外部の放射線源を直接取り込まないように考慮した設計とする。 遮蔽設計を第2.3-1図に示す。



2.4 換気設備・加圧設備について

重大事故等の発生により,大気中に大量の放射性物質が放出された場合に おいても,緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため,緊急時対 策所非常用換気設備として「緊急時対策所非常用送風機」及び「緊急時対策 所非常用フィルタ装置」を緊急時対策所建屋内に設置する。

また、プルーム通過時の緊急時対策所の対策要員への被ばく防止対策として「緊急時対策所加圧設備」により緊急時対策所等*を加圧することにより、 緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。

なお,緊急時対策所は,隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により,居住性が維持されていることを確認する。

換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備による浄化、 加圧設備による加圧エリアを第2.4-1図に示す。

※ 緊急時対策所等:ボンベ加圧する「災害対策本部室」,「宿泊・休憩室」,「食料 庫」,「エアロック室」,「災害対策本部室空調機械室」を指す。 (以下同様とする)

第2.4-1図 換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備

による浄化,加圧設備による加圧エリア

(1) 換気設備等の設置概要

緊急時対策所の換気設備等は,重大事故等発生により緊急時対策所の周 辺環境が放射性物質により汚染したような状況下でも,緊急時対策所にと どまる要員の居住性を確保できる設計とし,以下の設備で構成する。

また,換気設備等の概略系統図を第2.4-2図に示す。

a. 緊急時対策所送風機

台	数	1(予備 1)
容	量	26,650m ³ /h
設置場所		緊急時対策所建屋4階

b. 緊急時対策所非常用送風機

台	数	1(予備 1)
容	量	5,000m ³ /h
設置	場所	緊急時対策所建屋3階

c. 緊急時対策所排風機

台	数	1(予備 1)
容	量	5,000m ³ /h
設置	場所	緊急時対策所建屋4階

- d. 緊急時対策所非常用フィルタ装置
  - 基数 1 (予備1)
  - 劾 率

単体除去効率 99.97%以上(0.15μm粒子)/99.75%以上(よ

う素)

総合除去効率 99.99%以上(0.5µm 粒子)/99.75%以上(よ
### 設置場所 緊急時対策所建屋3階

e. 緊急時対策所加圧設備

型	式	緊急時対策所用空気ボンベ
本	数	320(予備 80)
保管場	,所	緊急時対策所建屋1階

f. 緊急時対策所用差圧計

個 数	1
測定範囲	0 ~200 Pa
設置場所	緊急時対策所(緊急時対策所建屋2階)
*各設備の設置	11日本 11日本 11日本 11日本 11日本 11日本 11日本 11日

う素)

緊急時対策所送風機,緊急時対策所非常用送風機,緊急時対策所非常用 フィルタ装置の各風量は,緊急時対策所の二酸化炭素濃度抑制に必要な換 気量及び他エリアの換気回数等から設定している。

また,緊急時対策所加圧設備用空気ボンベの本数は,プルーム放出時間 の10時間に,プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え 時間を考慮した2時間を加え,さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とし, 緊急時対策所等を14時間正圧維持等できる空気供給量から設定している。

緊急時対策所の非常用換気設備操作盤には差圧計を設置し,緊急時対策 所が正圧化されていることを確認,把握可能な設計とする。

第2.4-2図 換気設備等の概略系統図

#### (2) 換気設備の目的等

名称	目的等
<ul> <li>・ 緊急時対策所非常用送風機</li> <li>・ 緊急時対策所非常用フィルタ 装置</li> <li>・ 災害対策本部隔離弁(電動)</li> </ul>	<ul> <li>・ 重大事故等の発生により、大気中に大量の放射 性物質が放出された場合においても、緊急時対 策所にとどまる要員の居住性を確保</li> <li>・ 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所 非常用フィルタ装置については、100%×2台を 緊急時対策所建屋内に設置</li> <li>・ プルーム通過時に災害対策本部隔離弁(電動) を閉止し、緊急時対策所への希ガス等の侵入を 防止する</li> </ul>
• 緊急時対策所用差圧計	<ul> <li>         ・ 緊急時対策所が正圧化(20Pa以上)されていることを確認,把握     </li> </ul>
• 緊急時対策所加圧設備	<ul> <li>         ・ 緊急時対策所等を、緊急時対策所用空気ボン べを用いて加圧することによって、プルーム 通過時の緊急時対策所への希ガス等の侵入を 防止     </li> </ul>
・ 酸素濃度計 (測定範囲:0.0~40.0vo1%)	<ul> <li>・ 緊急時対策所への空気取り込みを一時的に停止した場合でも,緊急時対策所の酸素濃度及び</li> <li>二酸化炭素濃度が事故対策等の活動に支障が</li> </ul>
<ul> <li>・ 二酸化炭素濃度計</li> <li>(測定範囲:0.0~5.0vo1%)</li> </ul>	ない範囲(酸素濃度:19.0vo1%以上,二酸化炭 素濃度:1.0vo1%以下)であることを把握

(3) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

希ガス以外の放射性物質への対応として非常用フィルタ装置を設置する。 以下にフィルタ装置について示す。

a. 非常用フィルタ装置の概要

非常用フィルタ装置には、大気中の塵埃を捕集する「プレフィルタ」、 気体状の放射性よう素を除去低減する「よう素用チャコールフィルタ」及 び放射性微粒子を除去低減する「高性能粒子フィルタ」で構成し、100%容 量×2 基を設置する設計としている。

非常用フィルタ装置の概要図を第2.4-3図に示す。



第2.4-3図 非常用フィルタ装置の概要図

b. フィルタの除去率

よう素用チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタの単体及び総合除 去効率を以下に示す。

名称			非常用フィルタ装置		
	種類		よう素用チャコールフィルタ	高性能粒子フィルタ	
効	単体除去効率	%	99.75 以上 (相対湿度 70%以下において)	99.97以上 (0.15µm粒子)	
率	総合除去効率*	%	99.75 以上 (相対湿度 70%以下において)	99.99以上 (0.5μm粒子)	

- ※総合除去効率とは、フィルタを非常用フィルタ装置に装着した使用状態での効率であ り、よう素用チャコールフィルタを直列に設置し、また、高性能粒子フィルタを、よ う素用チャコールフィルタの上流と下流に設置することにより、単体除去効率より 向上を図る。
- c. フィルタの除去性能

フィルタの除去性能(効率)については,以下の性能検査を定期的に実施し,確認する。

- (a) 微粒子除去効率検查
- (b) 放射性よう素除去効率検査
- (c)総合除去効率検査
- d. フィルタの使用期間

高性能フィルタの前にプレフィルタを設置することにより、粉塵などの 影響によるよう素用チャコールフィルタの差圧が過度に上昇することを抑 えることができるため、フィルタ装置は長期間の使用が可能である。

また,フィルタ装置は100%容量×2基を設置し,緊急時対策所内の制御 盤により操作が可能な設計としている。

(4) 換気設備等の運用

原子炉格納容器破損によるプルームへの対応は,災害対策本部隔離弁(電動) (以下「隔離弁」という。)を閉とし,緊急時対策所外との空気の流 れを遮断し,緊急時対策所等を緊急時対策所加圧設備(以下「加圧設備」 という。)により加圧することによって,緊急時対策所等への放射性物質 の侵入を防止する。プルーム通過時の対応の概要図を第2.4-4 図に示す。 第2.4-4図 プルーム通過時の換気設備概要図

可搬型モニタリング・ポストでプルームの放出を確認した場合には,隔 離弁を閉止する。

更に,緊急時対策所エリアモニタの指示上昇を確認した場合には,加圧 設備(空気ボンベ加圧)により緊急時対策所等を加圧し,緊急時対策所等 への放射性物質の侵入を防止する。

原子炉格納容器の圧力が低下安定し,緊急時対策所エリアモニタの指示 値がプルーム通過後安定した段階で,隔離弁を開とする。換気設備の運用 イメージを第2.4-5図に示す。

なお、「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では、「実用発 電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被 ばく評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日)に基づき、事故発 生後24時間後から10時間放出が継続する評価条件としている。



第2.4-5図 換気設備等の運用イメージ

- (5) 換気設備等の運転状態
  - a. 通常運転

第2.4-6図 換気設備等の概要系統図(通常運転)

b. 非常時運転(緊対建屋加圧モード)

第2.4-7図 換気設備等の概要系統図(非常時運転)

第2.4-8図 換気設備等の概要系統図(プルーム通過時加圧運転)

d. プルーム通過後加圧運転(緊対建屋浄化モード)

第2.4-9図 換気設備等の概要系統図(プルーム通過後加圧運転)

(6) 加圧設備の概要

プルーム通過時の10時間及びプルーム通過後の加圧設備から非常用換 気設備への切替え時間は,加圧設備を運転し緊急時対策所等を正圧維持す ることで放射性物質の侵入を防ぎ,要員の被ばくを低減する。

空気ボンベ本数は、プルーム通過時、緊急時対策所に収容する対策要員 最大 100 名が滞在するために必要な本数以上を設置する。

a. 系統構成

緊急時対策所建屋内に設置した空気ボンベから減圧ユニットを介し, 流量制御ユニットで一定流量を緊急時対策所等へ供給する。緊急時対策 所は排気側の排気調節弁によって正圧を維持するように自動調整される。 加圧設備の概略系統図を第2.4-10図に示す。

なお,排気調節弁は手動操作も可能であり,緊急時対策所の圧力を手 動で調整する場合は,排気調節弁を手動で操作し,緊急時対策所に設置 する操作盤の差圧計を監視しながら,手動弁により正圧維持するように 調整する。



第2.4-10図 加圧設備の概略系統図

b. 加圧設備運転時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視

非常用換気設備の運転モードから,緊急時対策所を隔離して加圧設備 により正圧運転に変更した際,緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素 濃度を濃度計により監視し,正常範囲内にあることを確認する。

(7) 緊急時対策所の正圧維持

緊急時対策所へのインリークは,周辺エリアとの温度差によって生じる 圧力差を考慮すれば良いため,インリークを防止するために,緊急時対策 所を周囲の周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所等の加圧は,以下に示すとおり約 12.4Pa が必要であるため,緊急時対策所等の加圧目標は余裕を考慮して周辺エリアより+20Pa 以上とする。

a. 温度差を考慮した加圧値

緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は、両区画 に温度差があると第2.4-11 図に示すように空気の密度差に起因し、高 温区画の上部から低温区画へ空気が流入し、低温区画の下部から高温区 画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計 ΔP は次の式で表される。

 $\Delta P = (p_1 - p_2) \times H$ 

p:空気密度, H:緊急時対策所の階層高さ



第2.4-11図 温度差のある区画の圧力分布

したがって,緊急時対策所等をΔPだけ加圧することによって,周辺エ リアとの温度差が生じても第2.4-12図に示すように緊急時対策所等へ のインリークを防ぐことができる。



第2.4-12図 温度差のある区画の圧力分布

重大事故等発生時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度を外気の気象 観測データ(水戸地方気象台の過去の観測記録)から最高 38.4℃,最低 -12.7℃とする。緊急時対策所の天井高さは約 5.7m であるため,以下の とおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても, 正圧を維持できる。

 $\Delta P = \{(-12.7 \, \mathbb{C} \, \mathbb{O} \, \text{乾き空気の密度}) - (38.4 \, \mathbb{C} \, \mathbb{O} \, \text{乾き空気の密度})\} \times (高低差)$  $= \{ (1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7)$  $= 1.26711 (kg/m^2)$ = 12.426 (Pa)

- b. 緊急時対策所への空気供給量
- (a) 非常時運転

第2.4-13図 換気設備等の概要系統図(非常時運転)

(b) プルーム通過時・通過後加圧運転

第2.4-14図 換気設備等の概要系統図(プルーム通過時・通過後加圧運転)

(8) 加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第2.4-1表に示す。加 圧設備運転時の空気供給量は正圧維持,酸素濃度維持,二酸化炭素濃度抑 制の全ての条件を満たす160m³/hに設定する。

第2.4-1表 加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量(m ³ /h)
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に,各条件の空気供給量の設定方法を示す。

a. 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所等はコンクリートの間仕切りで区画されることから,壁 の継ぎ目からのリークはないものとする。よって,緊急時対策所等のリ ークポテンシャルは,ドア開口の隙間,壁貫通部(配管,ケーブル,ダ クト)である。

(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋/部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702にて定義されている。最も気密性の高い等級A-4のドアにおいて は、圧力差30Pa(運用差圧)におけるドア面積当たりのリーク量は約 6m³/h・m²であるため(以下図1参照)、ドアからのリーク量は以下 の式により算出できる。  $Q \models \mathcal{T} = S \times 6$ 

Qドア:ドアからのリーク量
$$[m^3/h]$$

S:ドアの面積合計 9.5m² (緊急時対策所)



(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 0.5回/dayを用いると、以下の式により算出できる。

Q貫通部=V×0.5÷24

V:室容積 2,994m³

したがって,緊急時対策所のリーク量は以下の式により120m³/h となる。

Q=Q ドア[m³/h] + Q貫通部[m³/h]=S[m²]×6[m³/h・m²]+V[m³]×0.5[回/day]÷24[day/h] =9.5×6+2,994×0.5÷24 =120m³/h Q:供給空気供給量 [m³/h]

61 - 9 - 2 - 31

b.酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は19vo1%以上(「鉱山保安法施行規則」に準拠),滞在 人数は100名,酸素消費量は成人の呼吸量(静座時)とし,許容酸素濃 度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

 $Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$ =  $\frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100$ =  $112m^3 / h$ Ga : 酸素発生量 -0.0218m³/h (一人当たり) P:人員 100人 K₀:供給空気中酸素濃度 20.95vo1% K:許容最低酸素濃度 19.0vo1%

#### c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vo1%以下(10000ppm「鉱山保安法施行規 則」に準拠),空気中の二酸化炭素量は0.03vo1%,滞在人数100名の二 酸化炭素吐出量は,計器監視等を行う程度の作業時(極軽作業)の量と し,許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりで ある。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
  
=  $\frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100$   
= 227 m³ / h

また,加圧設備運転時間はプルーム放出時間の10時間に,プルーム通 過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間を考慮した2時間を 加え,さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。14時間後の時点で二 酸化炭素濃度が1.0vo1%を超えない空気供給量は160m³/hとなる。(14 時間後のCO₂濃度は0.977%)

$$\begin{split} \mathbf{K}_{t} &= \mathbf{K}_{0} + (\mathbf{K}_{1} - \mathbf{K}_{0}) \times \mathrm{e}^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \mathbf{G}_{a} \times \frac{\mathrm{P}\left(1 - \mathrm{e}^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)}{Q} \\ \mathbf{K}_{t} &= \left(\mathbf{K}_{1} - \mathbf{K}_{0} - \mathbf{G}_{a} \times \frac{\mathrm{P}}{Q}\right) \times \mathrm{e}^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(\mathbf{K}_{0} + \mathbf{G}_{a} \times \frac{\mathrm{P}}{Q}\right) \end{split}$$

- Kt:t時間後のCO₂濃度[%]
- K1:室内初期CO2濃度 0.5%
- KO:供給空気のCO₂濃度 0.03%
- Ga: CO₂発生量 0.022m³/(h・人)
- P : 滞在人員 100人
- Q :空気供給量 [m³/h]
- V : 室容積 2,994m³

- 【参考】加圧設備運転時の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気 供給量の評価条件
- 1. 酸素濃度維持に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則(許容酸素濃度に使用)

第十六条第一項

鉱山労働者が作業し,又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセン ト以上とし,炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

(平成 16 年 9 月 27 日 経済産業省令第 96 号,最終改正平成 26 年 6 月 24 日経済産業省令第 32 号)

○成人の呼吸量(酸素消費量の換算に使用)

	(「空気調和•	衛生工学便覧」	の記載より)
--	---------	---------	--------

作 業	呼吸数 (回/min)	呼吸数 (cm ³ /回)	呼吸数 (L/min)
仰が(臥)	14	280	5
静座	16	500	8
歩行	24	970	24
歩行 (150m/min)	40	1,600	64
歩行 (300m/min)	45	2, 290	100

○成人呼吸気の酸素量(酸素消費量の換算に使用)

(「空気調和・衛生工学便覧」の記載より)

	吸気(%)	呼気(%)	乾燥空気換算 (%)
酸素量	20.95	15.39	16.40

2. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則(許容二酸化炭素濃度に使用)

第十六条第一項

鉱山労働者が作業し,又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセン ト以上とし,炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

(平成 16 年 9 月 27 日 経済産業省令第 96 号,最終改正平成 26 年 6 月 24 日経済産業省令第 32 号)

RMR 区分	作業	RMR	作業	RMR
0 - 1	キーパンチ	0.6	_	_
0~1	計器監視 (立)	0.6	運転 (乗用車)	0.6~1.0
10.2	れんが積み	1.2	バルブ操作	1.0~2.0
1~2	工事監督	1.8	往中	1 5 2 2 2
2~3	馬車	2.2	促少	1. 5, ~ 2. 2
	測量	2.6	塗装(はけ、ローラ)	2.0~2.5
3~4	やすりかけ	3.5	自転車	3.0~3.5
4~5	ボルト締め	4.5	電柱立て	4.0~5.0
5以上	かけ足	5.0	土掘り	5.0~6.0
	はしごのぼり	10.0	_	_

○各種作業に対するエネルギー代謝率(「空気調和・衛生工学便覧」の記載より)

○労働強度別二酸化炭素吐出し量(「空気調和・衛生工学便覧」の記載より)

RMR	作業程度	二酸化炭素吐出し量 (m ³ /h・人)	計算採用二酸化炭素 吐出し量(m ³ /h・人)
0	安静時	0.0132	0.013
0~1	極軽作業	0.0132~0.0242	0.022
1~2	軽作業	0.0242~0.0352	0.030
2~4	中等作業	0.0352~0.0572	0.046
4~7	重作業	0.0572~0.0902	0.074

○「二酸化炭素消火設備の安全対策について(通知)」(平成8年9月20日 付け消防予第193号,消防危第117号) ・表1 二酸化炭素の濃度と人体への影響

<2% : はっきりした影響は認められない

2~3%: 5~10分呼吸深度の増加,呼吸数の増加

3~4%:10~30分頭痛,めまい,悪心,知覚低下

4~6%: 5~10分上記症状,過呼吸による不快感

6~8%:10~60分意識レベルの低下,その後意識喪失へ進む,ふ

るえ、けいれんなどの不随意運動を伴うこともある

[○]二酸化炭素の生理作用が現れる濃度(許容二酸化炭素濃度の目安)(「空気調

和•	衛生]	_学便覧	口の記載	よ	り)
				$\sim$	/ /

⁽単位:ppm)

分類	単純窒息性
ガス	二酸化炭素
作用	吸気中酸素分圧を低下させ,酸素欠 乏症を誘引,呼吸困難,弱い刺激,窒息
1日8時間,1週間40時間の 労働環境における許容濃度	5,000
のどの刺激	40,000
目の刺激	40,000
数時間ばく露で安全	11,000~17,000
1時間ばく露で安全	30,000~40,000

(9) 緊急時対策所の加圧運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

緊急時対策所の加圧運転中において,緊急時対策所への空気供給量(160m ³/h)と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は第2.4-15図に示すとお り,14時間後の時点で酸素濃度及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足 することができる。



第2.4-15図 緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化

#### 【備考】

換気設備運転時の労働強度

…酸素消費量「歩行」,二酸化炭素吐出し量「中等作業」加圧設備運転時の労働強度

…酸素消費量「静座」,二酸化炭素吐出し量「極軽作業」

- (10) 空気ボンベの必要本数及び圧力監視
  - a. 空気ボンベの必要本数
    - (a) 空気ボンベ必要本数の算定時間は、プルーム放出時間の10時間に、プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え、さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。
    - (b) ボンベ使用可能量は, 7.15m³/本とする。
    - (c) 14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vo1%を超えない空気供給量は、160m³/hとする。以上から14時間を正圧維持等する場合に必要な本数は、下記計算のとおりであり、320本を確保する。
      - ・ボンベ標準初期充填圧力 : 19.6 MPa(at 35℃)
      - ・設置環境条件におけるボンベ初期圧力:18.01MPa(at 10℃)
      - ・ボンベ内容積 : 47L
      - ・圧力調整弁最低制御圧力 : 3MPa
      - ・ボンベ供給可能空気量
         :7.15m³/本(at 10℃)

計算式: 
$$\frac{160 \times 14}{7.15}$$
 = 313

b. 空気ボンベの圧力監視

日常点検にて,空気ボンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には, ボンベの交換を行う。

なお, 圧力低下によるボンベの交換基準は, ボンベ運用本数から緊急時 対策所を 12 時間加圧可能な残圧を算出し, 適切な交換基準を定めるもの とする。 (11) 換気設備等の操作に係る判断等

換気設備等の操作は,原子炉の状況,放射線の状況等を確認し,災害対 策本部長の判断及び指示に従い実施する。

プルーム放出後は,緊急時対策所の換気設備の切替え,緊急時対策所加 圧設備用空気ボンベによる加圧等を行い,緊急時対策所への希ガスの侵入 を防止し,要員の被ばくを低減する。

緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧及び非常用換気設備への 運転変更に当たっては,主に緊急時対策所近傍に設置する「可搬型モニタ リング・ポスト」,緊急時対策所に設置する「緊急時対策所エリアモニタ」 等のパラメータを用い判断する。

以下に,操作の判断に係る体制,判断に用いるパラメータ,操作の判断 基準及び状況フローと監視パラメータ等を示す。

換気設備等の操作判断に係る体制



61 - 9 - 2 - 40

② 判断に用いる各パラメータ

可搬型モニタリング・ポスト	緊急時対策所付近に設置し,放射線量率の測定により プルームの通過を把握することができる。
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所に設置し、放射線量率の測定によりプル ームの通過を把握することができる。
原子炉圧力容器温度計等	炉心損傷に伴う格納容器温度の上昇等を確認し, 原子 炉の状況を把握することができる。
モニタリング・ポスト,可搬型 モニタリング・ポスト(緊急時 対策所建屋付近に設置するも のを除く)	周辺監視区域境界付近に設置したモニタリング・ポス ト及び可搬型モニタリング・ポストによる放射線量率の 測定によりプルームの通過を把握することができる。
気象観測設備(風向等)	プルームの通過を把握できないため参考扱いとする が,プルームの進行方向を推定することができる。

# ③ 換気設備等に係る操作等の判断基準

	操作等	状況	監視パラメータ等	判断基準	備考
1	「通常運転モード」 から「緊対建屋加圧 モード」へ運転切り 替え	・災害対策本部立 ち上げ時	_	<ul> <li>・原災法第10条事故発生</li> </ul>	_
2	パラメータの監視強 化及び緊急時対策所 加圧設備用空気ボン べによる加圧に係る 準備	<ul> <li>・ 炉心が損傷し, 放射性物質が大 気に放出される 可能性がある場 合</li> </ul>	<ul> <li>・中央制御室から炉 心損傷判断の連絡</li> <li>・格納容器雰囲気放 射線モニタ</li> <li>・原子炉圧力容器温 度計</li> </ul>	・監視パラメータとは別に 中央制御室から炉心損傷判 断の連絡があった場合 ・格納容器雰囲気放射線モ ニタの線量率が設計基準事 故の追加放出量相当の10倍 以上となった場合,又は格 納容器雰囲気放射線モニタ が使用できない場合に原子 炉圧力容器温度計で300℃ 以上を確認した場合	_
3	「緊対建屋加圧モー ド」から「災害対策本 部加圧モード」へ運 転切り替え(緊急時 対策所等は緊急時対 策所加圧設備用空気 ボンベによる加圧, 緊急時対策所等以外 の建屋内については 外気少量取り込み)	・プルーム放出・ 接近	<ul> <li>・中央制御室からベント実施の連絡</li> <li>・サプレッション・プール水位</li> <li>・格納容器酸素濃度</li> <li>・可搬型モニタリング・ポスト</li> <li>・緊急時対策所エリアモニタ</li> </ul>	<ul> <li>・監視パラメータとは別に中央制御室からベント実施の連絡があった場合</li> <li>・通常水位+6.4m^{*1}</li> <li>・4.3%^{*2}</li> <li>・指示値急上昇(20mSv/h以上)</li> <li>・指示値急上昇(0.5mSv/h以上)</li> </ul>	<ul> <li>・監視パラメータのいずれかが判断基準に到達した場合に換気設備等に係る操作等を実施する。</li> </ul>
4	「災害対策本部加圧 モード」から「緊対建 屋浄化モード」へ運 転切り替え(緊急時 対策所等以外の建屋 内について外気取り 込み量を増加させた 運転)	<ul> <li>・プルーム放出が 収束</li> <li>・モニタリング・ ポスト等の線量</li> <li>率が屋外作業可</li> <li>能なレベルまで</li> <li>低下</li> </ul>	<ul> <li>・可搬型モニタリン グ・ポスト</li> <li>・フィルタ装置出口 放射線モニタ</li> </ul>	<ul> <li>・指示値低下後安定,指示値 安定</li> <li>・指示値低下</li> </ul>	<ul> <li>・監視パラメータ</li> <li>全てが判断基本</li> <li>となる傾向を示した場合に換気</li> <li>設備等に係る操作等を実施する。</li> </ul>
5	「緊対建屋浄化モー ド」から「緊対建屋加 圧モード」へ運転切 り替え(緊急時対策 所加圧設備用空気ボ ンベによる加圧運転 を停止),緊急時対策 所を出て,屋外活動 を再開する準備	・緊急時対策所建 屋内の放射性物 質を排出		<ul> <li>「緊対建屋浄化モード」に 切り替えした1時間後</li> </ul>	_

※1 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント(サプレッション・プール水位指示値が通常水位+
 6.5mにて実施)前に加圧設備への切り替え操作を行う(1.18.2(1)d. 緊急時対策所加圧設備への切替手順)

^{※2} 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器ベント実施基準(1.9.2.1(2)a.格 納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止)

### ④ 可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタの判断基準値の考え方

判断基準値		考え方		
可搬型モニタリング・ポスト	指示値急上昇 (20mSv/h)	<ul> <li>・「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切り替え及び空気ボンベ加圧による加圧を開始(2.4(5)参照)するための指標として設定する。</li> <li>・「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」において想定するプルーム通過時の敷地内の線量率は,数Sv/h程度となることから、それよりも十分に低い値として20mSv/hを設定する。</li> <li>・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の最大線量率約10mSv/hよりも高い値とすることで、ベント実施時等のプルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できることから、誤判断を防止する。(参考参照)なお、大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による緊急時対策所建屋付近の線量率が20mSv/h程度となった場合でも、緊急時対策所はコンクリート100cm以上の遮蔽壁で防護されており、その遮蔽効果により大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による線量率は1/1000以下となるため、緊急時対策所内の要員の被ばくに大きな影響は与えない。</li> </ul>		
緊急時対策所エリアモニタ	指示値急上昇 (0.5mSv/h)	<ul> <li>・可搬型モニタリング・ポストによる検知や判断が遅れた場合等,空気ボンベによるを開始するための指標として設定する。</li> <li>・対策要員の被ばく線量が7日間で100mSvを満足する基準(100mSv/(7d×24h))と設定する。</li> <li>・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の線量率は最大でも約10mSv/hであり、ベ 実施前の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性からのガンマ線は,緊急時対策所外壁等の遮蔽で,緊急時対策所は十分低い線量でいるため、プルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できる。</li> </ul>		

### ⑤ 状況フローと監視パラメータ及びその判断基準

## 以下のパラメータを監視し、緊急時対策所外の状況及び緊急時対策所における各種操作を判断する。

監視パラメータ	SPDS		可搬型気象 観測設備	可搬型モニタリング・ポスト		取為吐丹茶記
状況フロー	原子炉の状況 (原子炉圧力容器温 度計等)	モニタリング ポスト	気象情報 (風向・風速等)	加圧判断用	その他	索忌時対東所 エリアモニタ
炉心状況確認	状況把握	BG 把握	状況把握	BG 把打	屋	BG 把握
発電所構内放射線量率上昇	状況把握	指示値上昇	状況把握	指示値上昇	指示値上昇	指示値上昇
その他要員 一時退避	_	避難ルートの検討・判断		_		
プルーム放出	原子炉圧力容器温度 上昇	指示值上昇	監視強化	指示值_	上昇	指示值上昇
ベント 実施 可搬型モニタリング・ポスト 等にて検知	状況把握	指示値上昇	状況把握	指示値急上昇 (20mSv/h)	指示値上昇	指示値急上昇 (0.5mSv/h)
換気設備の切り替え操作 緊急時対策所加圧設備用空気ボンベ による加圧			_	_	_	監視強化
 プルーム放出が収束	放射線指示値低下	指示值低下	状況確認	指示值低下	指示值低下	指示值低下
 空気ボンベ加圧停止 ファン起動	_	_	_	—	_	監視強化

【参考】ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率について

ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率の評価に当たっては、 想定事象として線量評価上厳しくなる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)」で想定される事 故シーケンスにおいて,代替循環冷却系を使用できない場合を想定し た事故シナリオを選定する。放出量評価条件は,中央制御室の居住性 評価と同様とする。また,大気拡散係数の評価点は緊急時対策所付近 とし,相対濃度及び相対線量を第2.4-2表に示す。ベント実施前の緊 急時対策所付近の線量率評価結果は,第2.4-3表に示すとおりであり, 約8.1mSv/hとなり,ベント実施前の最大値としては10mSv/h程度に なると考えられる。

第2.4-2表 緊急時対策所付近の相対濃度及び相対線量

相対濃度 (s/m ³ )	相対線量 (Gy/Bq)
約 1.2×10 ⁻⁴	約 8.4×10 ⁻¹⁹

第2.4-3表 ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率

経路	線量率 (mSv/h)
原子炉建屋内の放射性物質から のガンマ線	約 8.1×10 ⁻²
プルーム中の放射性物質からの ガンマ線	約 4.8×10 ⁰
地表面に沈着した放射性物質か らのガンマ線	約 3.2×10 ⁰
合 計	約 8.1×10 ⁰

2.5 必要な情報を把握できる設備について

重大事故時等に対処するために,緊急時対策所へデータを伝送す る安全パラメータ表示システム(SPDS)(以下「SPDS」とい う。)を設置する設計とする。

緊急時対策所へデータを伝送するSPDSとして,データ伝送装置,緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置 を設置する設計とする。

データ伝送装置は原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は, 緊急時対策所に設置する設計とする。

SPDSデータ表示装置で把握できる主なパラメータを第 2.5-1 表に示す。

第2.5-1表に示すとおり,炉心反応度の状態,炉心の冷却の状態, 原子炉格納容器内の状態,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についても,SPDSデータ表示装置にて確認 できる設計とする。また,原子炉水位,圧力等の主要なパラメータの 計測が困難となった場合においても,緊急時対策所において推定で きるよう可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。また, 今後の監視パラメータ追加等を考慮した設計とする。

なお,周辺の環境放射線状況を把握するため,可搬型モニタリン グ・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを伝送し,確認できる 設計とする。

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	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
	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
「「「「「「「」」」」。 「「」」。 「「」」。 「」」。 「」」。 「」」	格納容器内雰囲気放射線レベル
小丁炉 柏 〒 谷 砧 P 1 の 仏 忠 唯 応	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
お射能原離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
放射 hE   楠 離 の 状 態 唯 認	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度(SA 広域)
水素爆発による格納容器の破 損防止確認	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	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	   百 工 后 建 层 内 水 表 濃
損傷防止確認	亦 」 / 定 圧 / 1 小 术 侲 茂

第2.5-1表 SPDSデータ表示装置で確認できる主なパラメータ

緊急時対策所のSPDSデータ表示に係る機能に関しては,中央 制御室に設置するデータ伝送装置を含め,基準地震動Ssによる地震 力に対して機能を損なわない設計とする。

原子炉建屋付属棟と緊急時対策所の間のデータ伝送については, 有線及び無線による伝送を行い,多様性を確保した設計とする。

また,周辺の環境放射線状況を把握するため,可搬型モニタリン

グ・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを緊急時対策所へ伝送し,緊急時対策所にて確認できる設計とする。

必要な情報を把握できる設備の概要を第2.5-1図に示す。



第2.5-1図 必要な情報を把握できる設備の概要

2.6 通信連絡設備について

発電所内の関係要員への指示を行うことができる通信連絡設備 (発電所内用)を緊急時対策所に設置する設計とする。

また,発電所外の関係箇所との連絡を行うことができる通信連絡 設備(発電所外用)を緊急時対策所に設置し,多様性を確保した設計 とする。

通信連絡設備の概略を第2.6-1図に示す。



第2.6-1図 緊急時対策所 通信連絡設備の概略
## 3. 運用

3.1 必要要員の構成,配置について

プルーム通過中においても,緊急時対策所にとどまる要員は,休 憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して,第3.1-1図,第3.1-2図及び第3.1-1表のとおり重大事故等に対処するために必要な指 示を行う要員48名と,原子炉格納容器の破損等による発電所外への 放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員18名の合計66名と 想定している。

なお,この要員数を目安として,発電所災害対策本部長が緊急時 対策所にとどまる要員を判断する。



第3.1-1図 緊急時対策所 必要要員の考え方



※上記の災害対策要員の他に,初期消火活動に当たる自衛消防隊員 11 名(東海第二専従)が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが,プルーム通過後は発 電所に常駐する。また,オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者8名が発電所外で活動している。 ※要員数については,今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第3.1-2図 緊急時対策所 事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

## 第3.1-1表 重大事故発生時の各体制における緊急時対策所の収容人数

(夜間及び休日対応要員)

	体制	要員数 (最低必要人数)		緊急 対策	a時 ff	その 他 建屋	中央 制御 室	現場	合 計
1)	事象発生	運転員 (当直)	7				7		39
		災害対策 本部要員	4			3	1		
		重大事故等 対応要員*	26		0	11		15	
		モニタリング 要員	2			2			
		運転員 (当直)	7				7		- 39
	初動体勢	災害対策 本部要員	4	3	3~		1		
(2)	(警戒態勢)	重大事故等 対応要員*	26	0~10	10		1~3	$15 \sim 23$	
		モニタリング 要員	2	0~2				0~2	
	要員招集 (非常招集 から2時間 後)	運転員 (当直)	7	_	47~ 78		7		103
		災害対策 本部要員	49	48			1		
3		重大事故等 対応要員 [※]	43	0~27			1~3	$15\sim$ $40$	
		モニタリング 要員	4	0~4				$0\sim\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!$	
		運転員 (当直)	7	4		_	3	_	
	プルーム通 過直前及び 通過時	災害対策 本部要員	48	48					79
(4)		重大事故等 対応要員	13	10	00			3	12
		モニタリング 要員	4	4					
		運転員 (当直)	7				7		
	プルーム 通過後	災害対策 本部要員	48	47	47~		1	_	79
		重大事故等 対応要員	13	0~12	64		1~3	0~10	72
		モニタリング 要員	4	0~4				$0\sim\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!\!$	

(注) ※ 重大事故等対応要員には、初期消火要員(11名)を含む。
 原子力オフサイトセンター派遣者(8名)を除く。

要員数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

3.2 事象発生後の要員の動きについて

(1) 災害対策本部の要員招集

平日の勤務時間帯に重大事故等が発生した場合,送受話器(ペ ージング),所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成 する災害対策要員に対して非常招集を行う。

また,夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に重大事故等が発 生した場合,一斉通報システムにて災害対策本部体制を構成する 災害対策要員に対し非常招集を行う。

東海村周辺地域で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には,各 災害対策要員は,社内規程に基づき非常招集の連絡がなくても自 主的に参集する。

発電所外からの災害対策要員の招集に関する概要は以下のとお りである。重大事故等が発生した場合,一斉通報システム,通信連 絡手段等を活用した連絡により,緊急時対策所又は発電所外集合 場所である第三滝坂寮へ参集する。なお,地震等により家族,自宅 等が被災した場合や地方公共団体からの避難指示等が出された場 合は,家族の身の安全を確保した上で参集する。

第三滝坂寮は,面積約 53,000m²の厚生施設敷地内に建てられた, 延床面積 2,000m²,建築基準法の新耐震設計法に基づき設計され た鉄筋コンクリート製の構築物であり,東日本大震災でも大きな 被害を受けておらず,十分な耐震性を有している。

招集する災害対策要員のうち,あらかじめ指名されている発電 所参集要員である災害対策要員は,直接緊急時対策所へ参集する。 あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は,発電所外の 集合場所に参集し,災害対策本部の指示に従い対応する。 発電所外の集合場所に参集した要員は,災害対策本部と非常招 集に係る以下①~⑤の確認,調整を行い,発電所に集団で移動す る。

①発電所の状況(設備及び所員の被災等)

- ②参集した要員の確認(人数,体調等)
- ③重大事故等対応に必要な装備(汚染防護具,マスク,線量計等)
- ④発電所への持参品(通信連絡設備,照明機器等)
- ⑤気象及び災害情報等

一斉通報システムの概要を第3.2-1図に,夜間及び休日における災害対策要員の招集について第3.2-1表に示す。



※ 発電所周辺地域(東海村)で震度6弱以上の地震が発生した場合に は、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

第3.2-1図 一斉通報システムの概要

非常招集の連絡	非常招集のための準備	非常招集の実施
○重大事故等が発生した場合,一斉通報システム 等により招集の連絡を行う。	<ul> <li>○参集する災害対策要員の指名と参集場所の指定</li> <li>① 改雲式会集要員(均支以低)の災害対策要</li> </ul>	○非常招集の開始 ・発電所構内及び発電所近傍に常駐する災害 対策亜昌(知動)は 恐電正の取合時対策
<ul> <li>〔災害対策要員(初動)</li> <li>(発電所構内及び発電所近傍に常駐)〕</li> <li>《事象発生,招集連絡》</li> <li>当直発電長(連絡責任者)</li> <li>→ 通報連絡要員^{*1}</li> <li>◆ ^{*1中央制御室常駐1名}</li> <li>・統括待機当番(本部長代理):1名</li> <li>・現場統括当番(本部長代理又は本部員):1名</li> <li>・情報班昌(通報連絡要員):1名</li> </ul>	<ul> <li>①発電所参集要員(拘束当番)の災害対策要員:緊急時対策所(災害対策本部)</li> <li>②発電所参集要員(拘束当番)以外の災害対策要員:発電所外参集場所(第三滝坂寮)^{*5}</li> <li>※5 災害対策本部と無線連絡設備等により連絡を取り合う</li> <li>○発電所外集合場所と災害対策本部間の通信設備の配備及び連絡担当(庶務班員)の指名</li> <li>《発電所参集時の確認項目》</li> <li>・発電所の状況(設備及び所員の被災等)</li> </ul>	<ul> <li>対策要員(初勤)は、発電所の緊急時対策</li> <li>所(災害対策本部)に参集,又は災害対策本部の指示により現場対応を行う。</li> <li>あらかじめ指名されている発電所参集要員(拘束当番)である災害対策要員(本部長,本部長代理,各本部要員,各班長及び各班の要員)は、直接発電所に向け参集を開始する。</li> <li>あらかじめ指名された発電所参集要員(拘 車当番)以外の災害対策要員は 発電所外</li> </ul>
<ul> <li>・重大事故等対応要員:15名^{※2}</li> <li>・追衛消防隊員:11名^{※3} ※3 火災時現場出動</li> <li>・放射線管理要員:2名</li> </ul>	・参集した要員の確認(人数,体調等) ・防護具(汚染防護服,マスク,線量計等) ・持参品(通信連絡設備,照明機器等) ・気象,災害情報等	集合場所(第三滝坂寮)に参集し,災害対 策本部と参集に係る情報確認を行い,災害 対策本部からの要員派遣の要請に従い,集団 で発電所に移動する。
[参集要員(自宅,寮等からの参集)] 《非常招集連絡》 通報連絡要員又は当直発電長 (一斉通報システム)	<ul> <li>○発電所参集ルートの選定</li> <li>・あらかじめ定めた参集ルートの中から、気象、 災害情報等を踏まえ、最適なルートを選定す る。</li> </ul>	<ul> <li>○非常招集中の連絡</li> <li>・所長(本部長)は、無線連絡設備、携帯電 話等により、災害対策要員の参集状況等に ついて適宜確認を行う。</li> </ul>
<ul> <li> <u>災害対策要員^{※4}</u> <u>※</u>4 発電所の緊急時対策所(災害対策本部)又は 発電所外集合場所(第三滝坂寮)に参集する。      </li> <li>             発電所周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合は,災害対策要員は自主的に参集する。     </li> </ul>	<ul> <li>○発電所参集手段の選定</li> <li>・参集ルートの道路状況や気象状況を勘案し 最適な手段(自動車,自転車,徒歩等)を選 定する。</li> </ul>	<ul> <li>○緊急時対策所への参集</li> <li>・災害対策要員(本部長,本部長代理,各本部 要員,各班長及びその他必要な要員)は, 発電所の緊急時対策所(災害対策本部)に 参集し,本部長の指揮の下に活動を開始す る。</li> </ul>

第3.2-1表 夜間及び休日における災害対策要員の招集

61 - 9 - 3 - 7

(2) 災害対策要員の所在と発電所外からの参集ルート

東海村の大半は東海第二発電所から半径 5km 圏内であり,発電所員の約 5 割が居住している。さらに,東海村周辺のひたちなか市,那珂市など東 海第二発電所から半径 5~10km 圏内には,発電所員の約 2 割が居住してお り,おおむね東海第二発電所から半径 10km 圏内に発電所員の約 7 割が居 住している。

東海第二発電所とその周辺の図を第 3.2-2 図に,居住地別の発電所員数(平成 28 年 7 月時点)を第 3.2-2 表に示す。



第3.2-2図 東海第二発電所とその周辺

61 - 9 - 3 - 8

居住地	東海村 (半径 5km 圏内)	東海村周辺地域 ひたちなか市など (半径 5~10km 圏 内)	その他の地域 (半径 10km 圏外)
居住者数	133 名	58名	64 名
	(52%)	(23%)	(25%)

第3.2-2表 居住地別の発電所員数(平成28年7月時点)

発電所外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては,第 3.2-3 図に示すとおりである。

東海第二発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり,発電所構 外の拠点となる要員の集合場所(第三滝坂寮)から発電所までの参集ルー トは,通行に支障となる地形的な要因の影響が少ない。また,木造建物の 密集地域はなくアクセスに支障はない。このため,参集要員は通行可能な 道路等を状況に応じて選択して参集できる。

この他の参集に係る障害要因としては,地震による橋梁の崩壊,津波に よる参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩壊については、参集ルート上の橋梁が崩壊等により 通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参 集は可能である。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響に ついては、平成23年の東北地方太平洋沖地震においても、実際に徒歩によ る通行に支障はなかった。

参集ルートが津波により浸水した場合には、アクセス性への影響を未然 に回避するため、大津波警報発生時には、基準津波が襲来した際に浸水が 予想されるルート(第3.2-3図に示す、ひたちなか市(那珂湊方面)及び 日立市の比較的海に近いルート)は使用せず、これ以外の参集ルートを使 用して参集する。

大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民

避難の交通渋滞が発生すると考えられるため、交通集中によるアクセス性 への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避 けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。



第3.2-3図 主要な参集ルート

津波の浸水について,東海村津波ハザードマップ(第3.2-4図)による と,東海村中心部から東海第二発電所までの参集ルートへの影響はほとん ど見られない(川岸で数10cm程度)が,大津波警報発令時は,津波による 影響を想定し,海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



第3.2-4図 茨城県(東海村)の津波浸水想定図(抜粋)

また、東海第二発電所では、津波PRA(確率論的リスク評価)の結果 を踏まえ、基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して影響を考慮する必 要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果(第 3.2-5 図)か ら、発電所周辺に浸水を受ける範囲が認められるが、東海村中心部から東 海第二発電所の敷地までの参集ルートに津波の影響がない範囲も確認でき ることから,津波の影響を避けたルートを選択することにより参集するこ とは可能である。



第3.2-5図 敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

(3) 災害対策要員の参集時間等について

参集する災害対策要員が、東海第二発電所の敷地に参集する(発電所構 外の拠点となる集合場所を経由しない)までの所要時間と参集する災害対 策要員数の関係を第3.2-3表に示す。

第 3.2-3 表 参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係(平成 28 年 7 月時 点)

	参集する災害対策要員数				
参集に係る所要時間	往 - 毕	参考			
(発災 30 分後に自宅出発)	1∉ ⅓ (4.0km∕h)	徒歩	自転車		
		(4.8km∕h)	(12km∕h)		
60 分以内	4名	12 名	126 名		
90 分以内	100 名	112 名	176 名		
120 分以内	128 名	132 名	200 名		

第3.2-3 表により,あらかじめ拘束当番に指名されており発電所に参 集する災害対策要員(72名)は,事象発生後120分には参集すると考えら れる。また,参集ルートの状況により自転車で参集できる場合には,更に 短時間での参集が可能となる。

(4) 緊急時対策所の立ち上げについて

緊急時対策所は、常用系2系統、非常用系1系統の電源から受電可能となっており、加えてこれらの電源が喪失した場合でも、緊急時対策所に設置された専用非常用発電機により、緊急時対策所全体に給電が可能な設計となっている。また、通信連絡設備も常設され、常時充電されているため、 電源設備の立ち上げ等の作業は伴わない。参集後は、10分程度で緊急時対策所を立ち上げることができる。

61 - 9 - 3 - 13

(5) 発電所からの一時退避

緊急時対策所周辺に,大量のプルームが放出されるような事態において は,緊急時対策所に収容する要員以外は,以下の要領にて発電所から構外 へ一時退避させる。

なお、プルーム通過の判断については、可搬型モニタリング・ポスト等 の指示値により行う。発電所災害対策本部長は、プルームの影響により可 搬型モニタリング・ポスト等の線量率が上昇した後に線量率が下降に転じ、 更に線量率が安定的な状態になった場合に、プルームが通過したと判断す る。

- a. 発電所災害対策本部長は,要員の退避に係る判断を行う。また,必要 に応じて,原子炉主任技術者の助言等を受ける。
- b. 発電所災害対策本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる 要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にし、指示する。
- c.発電所から一時退避する要員は,退避に係る体制を確立するとともに, 通信連絡手段,移動手段を確保する。
- d. 発電所災害対策本部の指示に従い, 放射性物質による影響の少ない場 所に退避する。

3.3 汚染持ち込み防止について

緊急時対策所には、プルーム通過後など緊急時対策所の外側が放射性物質 により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防 止することを目的として、防護具の脱衣、身体サーベイ及び除染を行うため の区画として、チェンジングエリアを設ける。

屋外にて作業を行った現場作業員等が緊急時対策所に入室する際に利用する。

チェンジングエリアの設置場所及び概略図を第3.3-1図に示す。

第3.3-1図 緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び概略図

3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について

緊急時対策所建屋には、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を 可能とするため、資機材等を配備する。

配備する資機材等を第3.4-1表に、保管スペースを第3.4-1図に示す。

## 第3.4-1表 配備する資機材等

(注)今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

区分	品名	数 量	単 位	備考
	タイベック	1,166	着	111 名×7 日×1.5 倍= 1165.5 着→1,166 着
	アノラック	462	着	44 名 ^{※1} ×7 日×1.5 倍
	全面マスク	333	個	111 名×2 日 ^{※2} ×1.5 倍
放射線	チャコールフィルタ	2, 332	個	111 名×7 日×2 倍 ^{※3} ×1.5 倍=2,331 個→2,332 個
官理用	個人線量計	333	台	111 名×2 台×1.5
頁機的	GM汚染サーベイメータ	5	台	2 台+3 台(予備)
	「電離箱サーベイメータ	5	台	4 台+1 台(予備)
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	1 台+1 台(予備)
	「可搬型モニタリング・ポスト ^{※4}	2	台	1 台+1 台(予備)
	ダストサンプラ	2	台	1 台+1 台(予備)
	発電所周辺地図	1	式	
次业	発電所周辺人口関連データ	1	式	
<b>)</b> 貸科	主要系統模式図	1	式	
	系統図及びプラント配置図	1	式	
計器	酸素濃度計	2	台	予備含む
	二酸化炭素濃度計	2	台	予備含む
合料华	食料	2,331	食	111名×3食×7日
良州寺	飲料水(1.50/本)	1,554	本	111名×2本×7日

※1 現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数

※2 3日目以降は除染で対応する。

※3 2個を1セットで使用する。

※4 「監視測定設備」と兼用

第3.4-1図 配備する主な資機材等の保管場所

緊急時対策所には,緊急時対策所エリアモニタ(可搬型)を配備し,重大 事故等発生時に緊急時対策所室内に設置し,緊急時対策所の線量率を監視, 測定する。また,当該緊急時対策所エリアモニタは,プルーム放出後の緊急 時対策所への到達及び通過の時期を把握して,換気設備の運転変更や加圧設 備への切り替えの判断に使用する。

緊急時対策所エリアモニタの仕様を第3.4-2表に示す。

名称	検出器の種類	計測範囲	配備場所	台数
緊急時対策所 エリアモニタ	半導体式検出器	B.G∼ 999.9mSv∕h	緊急時対策所	1 (予備 1)

第3.4-2表 緊急時対策所エリアモニタの仕様

緊急時対策所には,酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備し,対策要員 の活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を第3.4-3表に示す。

機器名称及び外観		仕様等
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0~40.0vo1%
	表示精度	$\pm 0.1 vo1\%$
	電源	<ul> <li>              í 第 : 乾電池(単四×2本)      </li> <li>             測定可能時間:約3,000時間         </li> <li>             (乾電池切れの場合,乾電池交換を実施する。)      </li> </ul>
	個数	1 (予備 1)
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR (非分散型赤外線)
-	検知範囲	0.0~5.0vo1%
	表示精度	$\pm 3.0\%$ F.S
	電源	<ul> <li>電 源:乾電池(単三×4本)</li> <li>測定可能時間:約12時間</li> <li>(乾電池切れの場合,乾電池交換を実施する。)</li> </ul>
	個数	1 (予備 1)

第3.4-3表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

緊急時対策所エリアモニタ及び酸素濃度計、二酸化炭素濃度計の配置を第

3.4-2図に示す。

※設置場所については今後の訓練等により変更となる可能性あり

第3.4-2図 エリアモニタ及び酸素濃度計,二酸化炭素濃度計の配置場所

3.5 廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

緊急時対策所は、東海第二発電所の重大事故発生時に廃止措置中の東海発 電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があり、総合的な管 理を行うことによって安全性の向上が図れることから、東海第二発電所及び 廃止措置中の東海発電所で共用することとし、共用した場合においても廃止 措置中の東海発電所の災害対策要員を収容できるスペースを確保する。また、 プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、東海第二発電 所重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と原子炉格納容器の破 損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員、合 計 66 名に加え、廃止措置中の東海発電所の災害対策要員として4 名の合計 70 名を想定している。

なお,廃止措置中の東海発電所の事故対応に必要な資機材等は,衛星電話 設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を除き,廃止 措置中の東海発電所専用に確保するとともに,これらの設備については,廃 止措置中の東海発電所において同時に通信・通話するために必要な仕様を満 足する設備とすることで東海第二発電所へ影響を及ぼすことはない。



第3.5-1図 緊急時対策所 必要要員の考え方(廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合)

		事故発生, 拡大	炉心露出,損	傷,溶融	プルーム通過	プルーム通過後
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収す	<b></b> 友活動	マプルーム	通過直前	▽ プルーム通過後
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動 当直(運転員) (7)			緊急時対策所(4) 【中央制御室待避室】当直(運転員)	<ul> <li>事故拡大防止,</li> <li>格納容器破損防止活動</li> <li>当直(運転員)(7)</li> </ul>
		重大事故等対) (運転班 班員) 情報班 班員	芯要員 (3) (1)	退避 (3) 退避 (1)		重大事故等対応要員 (運転班 班員) (3) 情報班 班員 (1)
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内がれき撤去,炉心損傷防止活動,格納容器破損防止活動 (電源復旧,注水等),放射性物質拡散抑制活動		舌動 退避(19)	格納容器ベント対応 【二次隔離弁操作室】 重大事故等対応要員(3) 堅急時対策運(10)	構内がれき撤去, 格納容器破損防止活動 (電源復旧,注水等), 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等 (保修班 班	5対応要員 員(29))		デルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外逃避	重大事故等対応要員 (保修班 班員) (10)
	モニタリング 要員	構内モニタリング,可擁 重大事故等対応要 (放射線管理班 班員	2型モニタ設置 員 (4))		緊急時対策所(4)	<ul> <li>モニタリング等</li> <li>重大事故等対応要員</li> <li>(放射線管理班員(4))</li> </ul>
東海 現場	災害対策要員	災害対策要 (廃止措置班 班員(2), 放射線管理班	員 班員(4), 保修班 班員(	退避(10) 4))		
緊急時	対策所	東海発電所災害対策本部要 東海第二災害対策本部要	頃 (37) 員 (48) 《計 85》 《計 8	退避(14) 東海第二災等 対策本部要目 (48)	東海発電所災害対策本部要員(4) 【緊急時対策所】 東二本部要員(24), 東二本部交替要員(24), 東二本部交替要員(24) 現場要員(保修班 班員)(10), 運転要員(当直要員)(4), モニタリング要員(4)	東海第二災害対策 本部要員(48) 《計 52》
発電所外		交替・待機要員				必要時招集

※上記の災害対策要員の他に、初期消火活動に当たる自衛消防隊員22名(東海第二専従及び東海発電所専従)が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが、 プルーム通過後は発電所に常駐する。また、オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者8名が発電所外で活動している。 ※要員数については、今後の訓練及び東海発電所の廃止措置工事の進捗等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第3.5-2図 緊急時対策所 事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

(廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合)

4. 耐震設計方針について

緊急時対策所に必要な機能として,第4-1表に示す設備がある。

これら必要な機能に対して,基準地震動Ssによる地震力に対し,機能が喪 失しないことを確認する,又は適切に固縛,転倒防止措置等を施すことで, 基準地震動Ssによる地震力に対し,機能を損なわない設計とする。

必要な機能	主な設備
代替電源設備	緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 緊急時対策所用M/C電圧計
非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機 緊急時対策所非常用フィルタ装置 緊急時対策所用差圧計 緊急時対策所給気・排気隔離弁,給気・排気配管
加圧設備	空気ボンベラック,配管,弁
通信連絡設備	発電所内用 無線連絡設備,携行型有線通話装置 発電所内外用 衛星電話設備 発電所外用 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP電話及びIP-FAX)
重大事故等に対処するた めに必要な情報を把握す る設備	SPDS
居住性の確保,放射線量 の測定	緊急時対策所遮蔽 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 緊急時対策所エリアモニタ

第4-1表 緊急時対策所に必要な機能及び主な設備

(1) 緊急時対策所に設置する代替電源設備について

代替電源設備について以下のとおり耐震評価を行い,機能が喪失しない ことを確認する。

第4-2表 代替電源設備に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
	緊急時対策所用発電機	耐震計算
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵 タンク	耐震計算
代替電源設備	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	耐震計算
	緊急時対策所用M/C電圧計	耐震計算
	燃料移送配管・弁, 電路	耐震計算

(2) 緊急時対策所に設置する換気設備等について

換気設備等について以下のとおり耐震評価を行い、機能が喪失しないことを確認する。

第4-3表 換気設備等に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
	緊急時対策所非常用送風機	耐震計算
非堂田执気設備	緊急時対策所非常用フィルタ装置	耐震計算
	緊急時対策所用差圧計	耐震計算
	緊急時対策所給気·排気隔離弁,給気· 排気配管	耐震計算
加工設備	空気ボンベラック	耐震計算
	配管,弁	耐震計算

(3) 緊急時対策所に設置する通信連絡設備等について

① 通信連絡設備について

重大事故等発生時に使用する通信連絡設備については,基準地震動 S_sの地震力に対して機能を維持するように,以下の措置を講じる。

通信種 別	主要設備		耐震措置
発電所 内外	衛星電 話 設備	衛星電話 設備 (固定 型)	<ul> <li>・衛星電話設備(固定型)は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・衛星電話設備(固定型)の衛星電話設備(屋外アンテナ)及び衛星制御装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・衛星制御装置から衛星電話設備(屋外アンテナ)までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
		衛星電話 設備 (携帯 型)	・衛星電話設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所に保管 し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により 基準地震動Ssによる地震力に対し、機能喪失しないことを確認 する。
発電所 内	無線連 絡 設備	無線連絡 設備 (携帯 型)	・無線連絡設備(携帯型)は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、 基準地震動Ssによる地震力に対し、機能喪失しないことを確認 する。
	携行型 有線 通話装 置	携行型有 線 通話装置	<ul> <li>・携行型有線通話装置は、耐震性を有する緊急時対策所に保管し、 固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準 地震動Ssによる地震力に対し、機能喪失しないことを確認す る。</li> </ul>
発電所外	統合原 子力 防災ネ ットワ	テレビ会 議 システム IP電話	・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP電話及びIP-FAX)は,耐震性を有する緊急時対策所に設置し,固縛又は転倒防止措置を講じるとともに,加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対し,機能喪失しないことを確認する。
	ーク 伝 す 信 韻 備	IP-F AX	<ul> <li>・統合原ナ刀防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP電話及びIP-FAX)の衛星無線通信装置及び通信機器は,耐震性を有する緊急時対策所に設置し,固縛又は転倒防止措置を講じるとともに,加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対し,機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・通信機器から衛星無線通信装置までのケーブルは,耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>

第4-4表 通信連絡設備に係る耐震性評価

緊急時対策所のSPDSデータ表示に係る機能に関しては、基準地震動Ssによる地震力に対して機能を維持するように、以下の措置を講じる。

第4-5表 SPDSに係る耐震性評価

通信種別	主要設備	耐震設計
原子炉 建屋 付属棟	データ伝送装置	・データ伝送装置は、耐震性を有する原子炉建屋内に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振 試験等により、基準地震動Ssによる地震力に対し、 機能喪失しないことを確認する。
	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	<ul> <li>・無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する原子炉建屋に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、基準地震動Ssによる地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・データ伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。</li> </ul>
建屋間	建屋間伝送ルート	<ul> <li>・建屋間伝送ルートは有線系及び無線系回線を確保する 設計とする。</li> <li>・無線通信装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有 する原子炉建屋及び緊急時対策所に設置し、固縛又は 転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により、 基準地震動Ssによる地震力に対し、機能喪失しない ことを確認する。</li> </ul>
緊急時 対策所	無線通信装置及び 無線通信用アンテナ	<ul> <li>・無線連絡装置及び無線通信用アンテナは、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を 講じるとともに、加振試験等により、基準地震動Ss による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。</li> <li>・緊急時対策支援システム伝送装置から無線通信用アン テナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布 設する。</li> </ul>
	緊急時対策支援 システム伝送装置	・緊急時対策支援システム伝送装置は,耐震性を有する 緊急時対策所に設置し,固縛又は転倒防止措置を講じ るとともに,加振試験等により,基準地震動Ssによ る地震力に対し,機能喪失しないことを確認する。
	SPDSデータ表示装置	・SPDSデータ表示装置は、耐震性を有する緊急時対 策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるととも に、加振試験等により、基準地震動Ssによる地震力 に対し、機能喪失しないことを確認する。



第4-1図 SPDSの概要

(4) 居住性の確保,放射線量を測定する設備について 緊急時対策所遮蔽,酸素濃度計,二酸化炭素濃度計,緊急時対策所エリ アモニタについては,基準地震動S_sの地震力に対して機能を維持するように,以下の措置を講じる。

第4-0衣 活住性の確保, 成別隊重の例とする設備に体る耐晨性計画	第 4-6 表	居住性の確保,	放射線量の測定する設備に係る耐震性評価
-----------------------------------	---------	---------	---------------------

設備	機器	耐震措置
	緊急時対策所遮蔽	<ul> <li>・耐震性を有する緊急時対策所に設置し、転倒防止の措置を実施する。</li> <li>・加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対し、機能が喪失しないことを確認する。</li> </ul>
居住性の確保, 放	酸素濃度計	
射線量の測定	二酸化炭素濃度計	
	緊急時対策所エリア	
	モニタ	

5. 添付資料

- 5.1 チェンジングエリアについて
- 5.1.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附 属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第61条第1項

(緊急時対策所)並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に 関する規則の解釈」第76条第1項(緊急時対策所)に基づき,緊急時対策 所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,緊急時対 策所への汚染の持込みを防止するため,身体サーベイ及び作業服の着替え等 を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお、チェンジングエリアは東海発電所及び東海第二発電所共用とする。

(「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」 第76条第1項(緊急時対策所)抜粋)

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下におい て、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及 び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

## 5.1.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第5.1-1表のとおり。

第5.1-1表 チェンジングエリアの概要

設営場所	緊急時対策所建屋 1 階入口	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により
		汚染したような状況下において,緊急時対策所
		への汚染の持込みを防止するため,身体サーベ
		イ及び作業服の着替え等を行うための区画を
		設ける。
形設	シート区画化	通常時より壁,床等について,あらかじめシー
式営	(緊急時対策所建屋)	ト及びテープにより区画養生を行っておく。
判断基準	原子力災害対策特別措置法 第10条特定事象が発生し, 災害対策本部長の指示があ った場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により
		汚染するおそれが発生した場合、チェンジング
		エリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、
		参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班
		が実施する作業の優先順位を判断し,設営を行
		<b>う</b> 。
実施者		チェンジングエリアを速やかに設営できるよ
	放射線管理班	う定期的に訓練を行っている放射線管理班員
		が参集した後に設営を行う。

5.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策所建屋入口に設置する。チェンジング エリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第5.1-1図のとおり。

第5.1-1図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の アクセスルート

5.1.4 チェンジングエリアの設営(考え方, 資機材)

(1) 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持込みを防止するため,第5.1-2図の 設営フローに従い,第5.1-3図のとおりチェンジングエリアを設営す る。チェンジングエリアの設営は,放射線管理班員2名で約20分(資機 材運搬に約4分を想定及び資機材の設置に訓練実績から約13分を確認) を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定 期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしてい る。

チェンジングエリアの設営は,原子力防災組織の要員の放射線管理班に おける重大事故等対応要員4名のうちから2名以上の要員をチェンジング エリアの設営に割当て行う。設営の着手は,原子力災害特別措置法第10条 特定事象が発生した後,事象進展の状況,参集済みの要員数及び放射線管 理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し,速や かに実施する。



第5.1-2図 チェンジングエリア設営フロー

*今後,訓練等で見直しを行う。

第5.1-3 図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については,運用開始後のチェンジングエ リアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して,第 5.1-2 表のとお りとする。

第5.1-2表 チェンジングエリア用資機材

	名称	数量 ^{※1}
エリア設	バリア	8個 ^{※2}
百刀	簡易シャワー	1式**3
	簡易水槽	1個 ^{※3}
	バケツ	1個 ^{※3}
	水タンク	1式**3
	可搬型空気浄化装置	3台**4
消耗品	はさみ、カッター	各3本 ^{※5}
	筆記用具	2式 ^{※6}
	養生シート	4巻 ^{※7}
	粘着マット	3枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	9個 ^{※9}
	難燃袋	525枚 ^{※10}
	難燃テープ	12巻 ^{※11}
	クリーンウェス	32缶 ^{※12}
	吸水シート	933枚 ^{※13}

※1 今後,訓練等で見直しを行う。

※2 各エリア間の5個×1.5倍=7.5個→8個

※3 エリアの設営に必要な数量

※4 2台×1.5倍=3台

※5 設置作業用,脱衣用,除染用の3本

※6 サーベイエリア用,除染エリア用の2式

※7 105.5 m²(床,壁の養生面積)×2(補修張替え等)÷90 m²/巻×1.5倍≒4巻

- ※8 2枚(設置箇所数)×1.5倍=3枚
- ※9 9個(設置箇所数 修繕しながら使用)
- ※10 50枚/日×7日×1.5倍=525枚
- ※11 57.54 m(養生エリアの外周距離)×2(シートの継ぎ接ぎ対応)×2(補修張替え等) ÷30m/巻×1.5倍=11.5→12巻
- ※12 111名(要員数)×7日×8枚(マスク,長靴,両手,身体の拭取りに各2枚)÷300(枚/ 缶)×1.5倍=31.8→32缶
- ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。 111名(要員数)×7日×40(1回除染する際の排水量)÷50(シート1枚の吸水量)×1.5倍 =932.4枚→933枚

5.1.5 チェンジングエリアの運用

(出入管理,脱衣,汚染検査,除染,着衣,廃棄物管理,チェンジング エリアの維持管理,加圧運転中の緊急時対策所への入室)

(1) 出入管理

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

チェンジングエリアのレイアウトは第5.1-3 図のとおりであり、チェ ンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所 への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア ③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で、安全靴、ヘルメット、ゴム手袋
   (外側)、タイベック、アノラック、靴下(外側)等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、マスク、ゴム手袋(内側)、帽子、綿手袋、靴下(内

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

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- 汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所に移動する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。
- (4) 除染

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

要員の除染については、クリーンウエスでの拭取りによる除染を基本と するが、拭取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所を水洗いにて 除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は,第4図のとおり必要に応じて吸水シ ートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

- 汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。

- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)



第5.1-4図 除染及び汚染水処理イメージ図

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・防護具着衣エリアで,綿手袋,靴下内側,靴下外側,帽子,タイベック,マスク,ゴム手袋内側,ゴム手袋外側等を着衣する。
- チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で、ヘルメット、安全靴等
   を着用する。

放射線管理班は,要員の作業に応じて,アノラック等の着用を指示す る。

(6) 廃棄物管理

緊急時対策所建屋外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェ

ンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇 及び汚染拡大へつながる要因となることから,適宜屋外に持ち出し,チェ ンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(7) チェンジングエリアの維持管理

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

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には,表 面汚染密度,線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施する。

(8) プルーム通過時加圧運転(災害対策本部加圧モード), プルーム通過後加 圧運転(緊対建屋浄化モード)中の緊急時対策所への入室

放射線管理班員は,緊急時対策所が空気加圧されている換気系運転状態 (災害対策本部加圧モード,緊対建屋浄化モード)での緊急時対策所への 万一の入室に備え,脱衣,汚染検査及び除染を行うための資機材を緊急時 対策所を加圧する際に持参保管し,外部からの入室時はエアロック内にて, 脱衣,汚染検査及び除染を実施する。また,表面汚染密度,線量当量率及 び空気中放射性物質濃度の測定の結果,エアロック内に汚染が確認された 場合は除染を実施する。
- 5.1.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について
  - (1) 汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため,身体サーベイを行う ためのサーベイエリア,脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着し た放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに,緊急時 対策所非常用換気設備により,緊急時対策所の空気を浄化し,緊急時対 策所の放射性物質を低減する設計とする。

(2) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止のため、可搬型空気浄 化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれ のある脱衣エリア及び靴・ヘルメット置場の空気を浄化するように配置 し、汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は, 可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可 搬型空気浄化装置は,脱衣エリアを換気できる風量とし,仕様等を第 5.1-5図に示す。

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

ただし,可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることか ら,フィルタの線量が高くなることも想定し,本体(フィルタ含む)の予 備を1台設ける。なお,交換したフィルタ等は,線源とならないよう屋外 に保管する。



第5.1-5図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(3) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは,脱衣エリア,サーベイエリア,除染エリアごと に部屋が区分けされており,各部屋の壁・床等について,通常時よりシー ト及びテープにより区画養生を行っておくことで,チェンジングエリア設 営時間の短縮を図る。

また, チェンジングエリア床面については, 必要に応じて汚染の除去の 容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし, 一時閉鎖となる時 間を短縮している。

更にチェンジングエリア内には, 靴等に付着した放射性物質を持ち込 まないように粘着マットを設置する。

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所建屋内 の1階に専用で設置し、第5.1-6図のように、汚染の区分ごとに空間を区 画し,汚染を管理する。

また,更なる汚染拡大防止のため,可搬型空気浄化装置を2台設置する。 1 台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し,もう1台は,脱衣エリ アの空気を吸い込み浄化し,靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェ ンジングエリアに第 5.1-6 図のように空気の流れをつくり,脱衣による 汚染拡大を防止する。

第5.1-6図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所建屋に入室しようとする要員に付着した汚染が,他の要員 に伝播することがないようサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認され た場合は,汚染箇所を養生するとともに,サーベイエリア内に汚染が拡大 していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合 は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖し、速やかに養生シートを張り替 える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

ただし,緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は,張り替 え途中であっても,退室する要員は防護具を着用していること及びサーベ イエリアは通過しないことから,退室することは可能である。

また,緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで,脱 衣時の接触を防止する。なお,緊急時対策所から退室する要員は,防護具 を着用しているため,緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したと しても,汚染が身体に付着することはない。

5.1.7 汚染の管理基準

第5.1-3表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第5.1-3表の管 理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値 を設定する。

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状 況 ①	屋外(発電所構内全 般)へ少量の放射性 物質が漏えい又は 放出されるような 原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度 (アルファ線を放出しない放射性 同位元素の表面汚染密度限度): 40 Bq/cm ² の1/10
状	大規模プルームが	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
況 ②	成田されるような 原子力災害時	13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における OIL4【1ヶ月後の値】に準拠

第5.1-3表 汚染の管理基準

5.1.8 チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過後現場復旧要 員である18名を想定し、同時に18名の要員がチェンジングエリア内の靴・ ヘルメット置場、脱衣エリア、サーベイエリアに待機できる十分な広さの床 面積を確保する設計とする。また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェン ジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置してお り、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

チェンジングエリアへ同時に 18 名の要員が来た場合,全ての要員がチェ ンジングエリアを退域するまで約 42 分(1人目の脱衣に 6 分+その後順次 汚染検査 2 分×18 名),仮に全ての要員が汚染している場合でも除染が完了 しチェンジングエリアを退域するまで約 78 分(汚染のない場合の 42 分+除 染後の再検査 2 分×18 名)と設定しており,訓練によりこれを下回る時間で 退域できることを確認している。

# 5.2 配備資機材等の数量等について

(1) 通信連絡設備の通信種別と配備台数,電液	原設備
-------------------------	-----

通信 種別	主要	夏設備	台数 ^{※2}	電源設備(代替電源含 む)
	無線連絡設	備(固定型)	2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
, ₹%, ₽	無線連絡設	備(携帯型)	20台	当数**2         市間にしたいていたいののででしたののでしたののでしたののでしたののでしたのでしたのでしたのでしたので
発電 <u>所</u> 内用	送受信機(	ページング)	台数**2       電源設備(代替電源含 b)         2台       非常用ディーゼル発電機         2台       充電池         20台       充電池         3台       非常用ディーゼル発電機         3台       非常用ディーゼル発電機         3台       非常用ディーゼル発電機         3台       非常用ディーゼル発電機         4台       乾電池         4台       乾電池         4台       乾電池         4台       乾電池         水常用ディーゼル発電機       売電池         4台       乾電池         北常用ディーゼル発電機       売電池         水常用ディーゼル発電機       売電池         1台       非常用ディーゼル発電機         方電       非常用ディーゼル発電機         第       非常用ディーゼル発電機         1台       非常用ディーゼル発電機         第合時対策所用発電機       第         1台       非常用ディーゼル発電機         1台       非常用ディーゼル発電機         第合       非常用ディーゼル発電機         第合       非常用ディーゼル発電機         1台       非常用ディーゼル発電機         第合       非常用ディーゼル発電機         1台       非常用ディーゼル発電機         1台       非常用ディーゼル発電機         第合       非常用ディーゼル発電機         第合       非常用ディーゼル発電機         第合       非常用ディーゼル発電機         第合	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
	携行型有消	線通話装置		乾電池
		固定型	4台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
	電力保安通信用 電話設備 ^{※1}	携帯型	40台	非常用ディーゼル発電機 充電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
発電所 内外用		FΑX	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	固定型	7台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		携帯型	12台	充電池
	テレビ会議シス テム(社内)	テレビ会議シス テム(社内)	2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	統合原子力防災 ネットワークに	テレビ会議シス テム	1式	非常用ディーゼル発電機
	接続する通信連	IP電話	6台	無停電電源装置 
	絡設備	I Р – F А Х	3台	来心时对水///11元电极
発電所 外用	専用電話設備	専用電話(ホッ トライン)(地 方公共団体向)	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		加入電話	9台	非常用ディーゼル発電機
	加入電話設備 加入F	加入FAX	1台	無停電電源装置   緊急時対策所用発電機

※1:通信事業者回線に接続されており,発電所外への連絡も可能

※2:予備を含む。台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

#### (2) 放射線管理用資機材

○放射線防護具類

口友	配備数*1			
四	緊急時対策所建屋	中央制御室**2		
タイベック	1,166着 ^{※3}	17 着**15		
靴下	2,332足 ^{※4}	34 足**16		
帽子	1,166個 ^{※5}	17個 ^{※17}		
綿手袋	1,166双 ^{※6}	17 双**1 8		
ゴム手袋	2,332双 ^{※7}	34 双 ^{※19}		
全面マスク	333個 ^{※ 8}	17 個 ^{※17}		
チャコールフィルタ	2,332個 ^{※9}	34 個 ^{※20}		
アノラック	462着 ^{※10}	17 着**15		
長靴	132足 ^{※11}	9 足 ^{※21}		
胴長靴	12足※12	9 足**2 1		
高線量対応防護服 (遮蔽ベスト)	15着※13	_		
自給式呼吸用保護具	_	9 式 ^{※2 2}		
バックパック	66個※14	17個 ^{※17}		

※1 今後,訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に,緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。

- ※3 111名 (要員数) ×7日×1.5倍=1,165.5着→1,166着
- ※4 111名(要員数)×7日×2倍(2足を1セットで使用)×1.5倍=2,331足→2,332足
- ...5 111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5個→1,166個

※6 111名(要員数)×7日×1.5倍=1,165.5双→1,166双

※7 111名(要員数)×7日×2倍(2双を1セットで使用)×1.5倍=2,331双→2,332双

- ※8 111名(要員数)×2日(3日目以降は除染にて対応)×1.5倍=333個
- ※9 111名(要員数)×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍=2,331個→2,332個
- ※10 44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×7日×1.5倍=462着
- ※11 44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×2倍(現場での交替を考慮)
   ×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=132足
- ※12 4名(重大事故等対応要員4名: 放水砲対応)×2倍(現場での交替を考慮)×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=12足
- ※13 10名(重大事故等対応要員10名:放水砲,アクセスルート確保,電源確保,水源確保対応))×1.5倍(基本再使用,必要により除染)=15着
- ※14 44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)×1.5倍=66個

※15 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
※16 11名(中央制御室要員数)×2倍(2足を1セットで使用)×1.5倍=33足→34足
※17 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
※18 11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
※19 11名(中央制御室要員数)×2倍(2双を1セットで使用)×1.5倍=33双→34双
※20 11名(中央制御室要員数)×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍=33個→34個
※21 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9足
※22 6名(運転員(現場)3名+重大事故対応要員3名:屋内現場対応)×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【緊急時対策所建屋】

全体体制(1日目),東海第二発電所の緊急時対策要員数は111名であり,緊急時対策所の 災害対策本部本部員及び各作業班要員48名,現場要員55名(うち自衛消防隊11名を含む。) 及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このう ち,現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は,1日に4回現場に行くことを想定する。ま た,全要員は,12時間に1回交替することを想定する。

プルーム通過以降(2日目以降)について,現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は,1 日に2回現場に行くことを想定する。なお,交替時の放射線防護具類については,交替要員が 発電所外から発電所に向かう際(往路)に,発電所外へ移動する(復路)分の防護具類を持 参し,原則緊急時対策所建屋内の防護具類は使用しないため考慮しない。

タイベック等(帽子,綿手袋)の配備数は,以下のとおり,上記を踏まえ算出した必要数 を上回っており妥当である。

 $44A \times 4回 + 111A \times 2$ 交替 + 44名 × 2回 × 6日 = 926 < 1,155

靴下及びゴム手袋は二重にして使用し,チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下 等の配備数は,以下のとおり,必要数を上回っており妥当である。

 $(44名 \times 4回 + 111名 \times 2 \overline{\phi} + 44A \times 2 \overline{\Theta} \times 6 B) \times 2 = 1,852 < 2,310$ 

全面マスクは,再使用するため,必要数は交替を考慮して222個(要員数分×2倍)であ り,配備数(333個)は必要数を上回っており妥当である。

アノラック,長靴,胴長靴,高線量対応防護服(遮蔽ベスト),自給式呼吸用保護具及び バックパックの配備数は,それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である (※10~14参照)。

	配備数*1			
品 名	緊急時対策所	中央制御室		
個人線量計	333台*3	33 台 ^{※8}		
GM汚染サーベイメータ	5台**4	3 台*9		
電離箱サーベイメータ	5台*5	3 台**10		
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}			
可搬型モニタリング・ポスト*2	2台 ^{※6}			
ダストサンプラ	2台 ^{※7}	2 台 ^{※7}		

○放射線計測器(被ばく管理・汚染管理)

※1 今後,訓練等で見直しを行う

※2 緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニ タリング・ポストと兼用する。

※3 111名(要員数)×2台(交替時用)×1.5倍=333台

- ※4 身体サーベイ用に3台+2台(予備)=5台
- ※5 現場作業等用に4台+1台(予備)=5台
- ※6 加圧判断用に1台+1台(予備)=2台
- ※7 室内のモニタリング用に1台+1台(予備)=2台
- ※8 11 名(中央制御室要員数)×2 台(交替時用)×1.5 倍=33 台
- ※9 身体サーベイ用に2台+1台(予備)=3台
- ※10 現場作業等用に2台+1台(予備)=3台

	名称	数量**1
エリア 設営田	バリア	8個 ^{※2}
<b>以日</b> /11	簡易シャワー	1式 ^{※3}
	簡易水槽	1個 ^{※3}
	バケツ	1個 ^{※3}
	水タンク	1式*3
	可搬型空気浄化装置	3台**4
消耗品	はさみ、カッター	各3本 ^{※5}
	筆記用具	2式 ^{※6}
	養生シート	4巻 ^{※7}
	粘着マット	3枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	9個 ^{※9}
	難燃袋	525枚 ^{※10}
	難燃テープ	12巻 ^{※11}
	クリーンウェス	32缶 ^{※12}
	吸水シート	933枚 ^{※13}

○チェンジングエリア用資機材

※1 今後,訓練等で見直しを行う。

- ※2 各エリア間の5個×1.5倍=7.5個→8個
- ※3 エリアの設営に必要な数量
- ※4 2台×1.5倍=3台
- ※5 設置作業用,脱衣用,除染用の3本
- ※6 サーベイエリア用,除染エリア用の2式
- ※7 105.5 m²(床,壁の養生面積)×2(補修張替え等)÷90 m²/巻×1.5倍≒4巻
- ※8 2枚(設置箇所数)×1.5倍=3枚
- ※9 9個(設置箇所数 修繕しながら使用)
- ※10 50枚/日×7日×1.5倍=525枚
- ※11 57.54 m (養生エリアの外周距離)×2 (シートの継ぎ接ぎ対応)×2 (補修張替え等) ÷30m/巻×1.5倍=11.5→12巻
- ※12 111名(要員数)×7日×8枚(マスク,長靴,両手,身体の拭き取りに各2枚)÷300(枚 /缶)×1.5倍=31.08→32缶
- ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。 111名(要員数)×7日×40(1回除染する際の排水量)÷50(シート1枚の給水量)×1.5倍 =932.4枚→933枚

### (3) 測定計器

機器名称		仕様等
	検知原理	ガルバニ電池式
酸素濃度計	検知範囲	0.0~40.0vo1%
政示派及可	表示精度	±0.1vo1%
	個数	1 (予備 1)
	検知原理	NDIR(非分散型赤外線)
一酸化炭素濃度計	検知範囲	$0.0 \sim 5.0 vo1\%$
	表示精度	$\pm 3.0\%$ F.S
	個数	1 (予備 1)

(4) 情報共有設備等

資機材名	仕様等
社内パソコン (回線,端末)	緊急時対策所での情報共有や必要な資料や書類等を作成す るために配備する。
大型メインモニタ	災害対策本部内の要員が必要な情報の共有を行いやすいよ う,資料等を表示する大型のモニタを配備する。

(5) 原子力災害対策活動で使用する主な資料

		資	料	名		
1. 組織及び体制に関する資料	<ul> <li>(1) 原緊東東災東東東災東東東災東東東災東東東災東東東東災東東東東災東東東東東東東東東</li></ul>	電気発発見発所発言発毎所組電電程電・電連電第施織所所 所東所絡所二設資原原 災海非体災発設管料子子 雲算常株字電	と母子子 唇窩窩側唇這 合 力炉 対二時資対所 む 事施 策発運料策災 防 業設 要電転 要害	災業務関係機	·画 - 値 - ・ トラブル時の通	至報連
2. 放射能影響推定に関する資料	<ul> <li>(1)①(2)①(2)②(1)②(3))①(2)③(2)③(1)⑦(2)③(2)③(2)③(2)③(2)③(2)③(2)③(2)③(2)③(2)③</li></ul>	周デタモナタ備奠置 図掲既会掲ココウ資子((町係一リニンリ資式( 連要保連分分人料真25図資タンタプン料図変 プ 護デ布布口 5分料 グリリグ 更 ロ 系一図図表 千の 学ンン港 ) オ ログ		図 図 オ 青 書 次 射 線 計 測 配 一覧表	2置図	
<ol> <li>3.事業所 外運搬に関 する資料</li> </ol>	<ol> <li>(1)全国道路均</li> <li>(2)海図(日本)</li> <li>(3)NFT-3</li> </ol>	也図 体領海部分 3 2 B 型核	子) 亥燃料輸這	送物設計承認	書	

(6) その他資機材等

品名	保管数	考え方
食料	2,331 食	111 名×7 日×3 食
飲料水	1,554本	111 名×7 日×2 本(1.5ℓ/本) ^{*1}
安定ヨウ素剤	1,776 錠	111 名×(初日2 錠+2 日目以降1 錠×6 日)×2 倍
簡易トイレ*2	一式	_

※1 飲料水1.50容器での保管の場合(要員1名あたり1日30を目安に配備)

※2 プルーム通過中に災害対策本部室から退出する必要がないように,連続使用可 能なトイレを配備する。

- (7) 放射線計測器について
  - ① 緊急時対策所エリアモニタ
    - a. 使用目的

緊急時対策所の放射線量率の監視,測定及び緊急時対策所等の 加圧エリアの加圧判断に用いる。

b. 配備台数

故障等により使用できない場合を考慮し,予備も含め2台配備する。

- c. 測定範囲: B.G~999.9mSv/h
- d. 電源:AC100V



第5.2-1図 可搬型エリアモニタ

- ② GM汚染サーベイメータ
  - a. 使用目的

屋外で作業した要員の身体等に放射性物質が付着していないことを 確認する。

- b. 配備台数
  - ・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台,
     除染エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
  - ・また,緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気
     中の放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
  - ・3 台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時のバックアップとして予備2台の計5台を配備する。
- c. 測定範囲:0 ~ 1×10² kcpm
- d. 電源: 乾電池 4本[連続 100 時間以上]



第5.2-2図 GM汚染サーベイメータ

- ③ 電離箱サーベイメータ
  - a. 使用目的

現場作業を行う要員等の過剰な被ばくを防止するため、作業現

場等の放射線量の測定に使用する。

b. 配備台数

線量が高くなることが想定される原子炉建屋等近傍の作業用3台, 緊急時対策所の環境測定用1台及び故障等により使用できない場 合の予備用1台の計5台配備する。

- c. 測定範囲:0.001mSv/h ~ 1000mSv/h
- d. 電源:乾電池4本[連続100時間以上]



第5.2-3 図 電離箱サーベイメータ

○電離箱サーベイメータの配備数根拠について

- ・電離箱サーベイメータは、屋外作業現場等の放射線測定を行い、要員の過
   剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは、線量が高くなることが想定される場所にて行う 作業で使用できるよう、大気への放射性物質の拡散を抑制するための作業 用として1台(①)及び格納容器ベントの実施により屋外の線量が上昇し た状況下において原子炉建屋等近傍で行う作業用として2台(②,③)並 びに緊急時対策所の環境測定用として1台(④)の計4台を配備するとと もに、さらに、故障点検時の予備用の1台を配備する。
- ・なお、各要員の着用する電子式個人線量計の発する音により、要員周辺の 線量率の上昇を把握することで、過剰な被ばくを防止することも可能であ る。

作業	備考	配備数(台)
<ol> <li>①放水砲による大気への放 射性物質の拡散抑制</li> </ol>	<ul> <li>・原子炉建屋近傍で行う作業</li> <li>・作業場所(放水砲設置場所)は1ヶ所のため,1台で対応可能</li> </ul>	1
②格納容器圧力逃がし装置 スクラビング水補給作業	<ul> <li>・格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍作業(格納容器ベント実施に伴い高線量化することを 想定)</li> <li>・作業場所は1ヶ所のため1台で対応可能</li> </ul>	1
③可搬型代替注水大型ポン プによる水源補給作業, タンクローリによる燃料 給油操作	<ul> <li>・原子炉建屋近傍を通過する作業</li> <li>・水源補給作業開始後に燃料給油操作を行うため1台で対応可能</li> </ul>	1
<ul><li>④緊急時対策所(チェンジ ングエリアを含む)の環 境測定</li></ul>	<ul> <li>・緊急時対策所の環境測定(居住性確保)</li> <li>・緊急時対策所を携行して使用するため,1台 で対応可能</li> </ul>	1
合計		4 (予備1)

電離箱サーベイメータを携行する作業

○GM汚染サーベイメータの配備数根拠について

- ・GM汚染サーベイメータは,屋外から緊急時対策へ入室する現場で作業を 行った要員の身体等の汚染検査を行うために使用する。
- ・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために1台,除染
   エリアにて除染後の再検査のために1台使用する。
- ・また,緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の 放射性物質の濃度を測定するために1台使用する。
- ・3台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及 び故障点検時の予備として予備2台の計5台を配備する。

5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

緊急時対策所に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される 必要な容量は第5.3-1表のとおりである。

通信同線種別		+ i	田沙准	必要	回線容量 ^{※2}	同鉑索專		
四日町	形水 作里 万门	Um		主要設備	その他 ^{※3}		凹脉谷里	
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通( (固定電話機, F.	言用電話設備 ^{※1} PHS端末及び AX)	384kbps	5616kbps	6Mbps	6Mbps	
			加入電話	10 回線	_	10回線	10 回線	
	有線系回線	加入電話設備	加入FAX	2回線	_	2回線	2回線	
通信事業者			電力保安通信用 電話設備接続 ^{*1}	98 回線	_	98回線	98 回線	
回線	德目交回始	海目雪託凯借	衛星電話 (固定型)	9回線		9 回線	9回線	
	阐生示回脉	阐生电茚苡加	衛星電話 (携帯型)	13 回線		13 回線	13 回線	
	有線系回線	専用電話(ホットライン)(地方 公共団体向)		2回線	_	2 回線	2回線	
	有線系回線			2.9Mbps		2.9Mbps	5Mbps	
		<ul> <li>統合原子力防</li> <li>災ネットワークに接続する</li> <li>通信連絡設備</li> </ul>	IP電話	(640kbps)				
			I P – F A X	(256kbps)				
			テレビ会議 システム	(2Mbps)				
通信事業者 回線(統合 原子力防災		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)				
ホットワー ク)				226kbps				
	衛星系回線	統合原子力防 災ネットワー	IP電話	(16kbps)	_	226kbps	384kbps	
		クに接続する衛星系回線通信連絡設備	I P – F A X	(50kbps)				
				テレビ会議 システム	(128kbps)			
			2	データ (緊急 システム	· 伝送設備 時対策支援 · 伝送装置)	(32kbps)		

第5.3-1表 緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1 加入電話に接続されており,発電所外への連絡も可能である。

※2 () は内訳を示す。

※3 その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。

5.4 SPDSのデータ伝送概要とパラメータについて

緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、中央制 御室に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDSデータ表示装 置にて確認できる設計とする。

また,緊急時対策支援システム(ERSS)への伝送については,緊急時 対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計と する。

通常のデータ伝送ラインが使用できない場合,緊急時対策所建屋に設置す る緊急時対策支援システム伝送装置は,バックアップ伝送ラインにより中央 制御室に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し,SPDSデータ表示 装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、2週間分(1分周期)のデータが保存され、SPDSデー タ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

SPDSパラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行う ことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

「炉心反応度の状態」,「炉心冷却の状態」,「原子炉格納容器内の状態」, 「放射能隔離の状態」,「非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等」の確認 に加え,「使用済燃料プールの状態」の把握,並びに「環境の情報」が把握 できる設計とする。

また,これらのパラメータ以外にも,「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」,「津波監視」に必要なパ ラメータを収集し,緊急時対策所に設置するSPDSデータ表示装置におい て確認できる設計とするとともに,今後の監視パラメータ追加や機能拡張等 を考慮した設計とする。

SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータを第5.4-1表に示す。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※)	バックアッ プ対象パラ メータ
	平均出力領域計装 平均	0	0	_
	平均出力領域計装 A	0	0	0
	平均出力領域計装 B	0	0	0
	平均出力領域計装 C	0	0	—
	平均出力領域計装 D	0	0	—
	平均出力領域計装 E	0	0	—
	平均出力領域計装 F	0	0	—
炬心反応	起動領域計装 A	0	0	0
度の状態	起動領域計装 B	0	0	0
確認	起動領域計装 C	0	0	0
	起動領域計装 D	0	0	0
	起動領域計装 E	0	0	0
	起動領域計装 F	0	0	0
	起動領域計装 G	0	0	0
	起動領域計装 H	0	0	0
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	0	0	0
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉水位(狭帯域)	0	0	_
	原子炉水位(広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(燃料域)	0	0	0
	原子炉水位(SA広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(SA燃料域)	0	0	0
	原子炉圧力	0	0	0
	原子炉圧力(SA)	0	0	0
炉心冷却の状態確	高圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
認認	低圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0	0	0
	残留熱除去系系統流量A	0	0	0
	残留熱除去系系統流量B	0	0	0
	残留熱除去系系統流量C	0	0	0
	逃がし安全弁出口温度	0	0	—
	原子炉再循環ポンプ入口温度	0	0	—
	原子炉給水流量	0	0	-

第5.4-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(1/6)

目的	対象パラメータ	S P D S パラメー タ	ERSS伝 送パラメー タ(※)	バックアッ プ対象パラ メータ
	原子炉圧力容器温度	0	0	0
		0	0	0
		0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	0	0	0
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0	0	0
	代替淡水貯槽水位	0	0	0
	西側淡水貯水設備水位	0	0	0
	M∕C 2A-1電圧	0	0	_
	M/C 2 A−2 電圧	0	0	_
恒心冷却	M∕C 2 B−1 電圧	0	0	_
の状態確	M/C 2 B−2 電圧	0	0	_
認	M/C 2C電圧	0	0	0
	M/C 2D電圧	0	0	0
	М∕С НРСS電圧	0	0	0
	D∕G 2C遮断器(660)閉	0	0	_
	D/G 2D遮断器(670)閉	0	0	—
	HPCS D/G遮断器(680)閉	0	0	—
	圧力容器フランジ温度	0	0	—
	125V系蓄電池A系電圧	0	0	0
	125V系蓄電池B系電圧	0	0	0
	125V系蓄電池HPCS系電圧	0	0	0
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	0	0	0
	緊急用M/C電圧	0	0	0
	緊急用P/C電圧	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	0	0	0
原子炉格	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	0	0	0
納容器内の状態確	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	0	0	0
認	ドライウェル圧力(広帯域)	0	0	0
	ドライウェル圧力(狭帯域)	0	0	0
	ドライウェル圧力	0	0	0

第5.4-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(2/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> )	バックアッ プ対象パラ メータ
	サプレッション・チェンバ圧力	0	0	0
	サプレッション・プール圧力	0	0	—
	ドライウェル雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水温度(平均値)	0	0	0
	サプレッション・プール水温度	0	0	0
	サプレッション・プール雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水位	0	0	0
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	0	0	_
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	0	0	_
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	0	0	_
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	0	0	—
	格納容器内水素濃度(SA)	0	0	0
	格納容器内酸素濃度(SA)	0	0	0
百乙后故	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン 用)	0	0	0
原子炉格 納容器内 の状態確	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン 用)	0	0	0
認	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0	0	0
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0	0	0
	格納容器下部水位	0	0	0
	格納容器下部水温	0	0	0
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0	0	0
	残留熱除去系海水系系統流量	0	0	0
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0	0	0
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	0	0	0

第5.4-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(3/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> )	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	残留熱除去系 A注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系 B注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系 C注入弁全開	0	0	_
	格納容器内スプレイ弁A(全開)	0	0	_
	格納容器内スプレイ弁B(全開)	0	0	_
	主排気筒放射線モニタA	0	0	_
	主排気筒放射線モニタB	0	0	_
	主排気筒モニタ (高レンジ)	0	0	_
	主蒸気管放射線モニタ(A)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(B)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(C)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(D)	0	0	0
	排ガス放射能(プレホールドアップ)A	0	0	_
放射能隔	排ガス放射能(プレホールドアップ)B	0	0	_
離の状態	NS4内側隔離	0	0	—
確認	NS4外側隔離	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁A全閉	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁B全閉	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁C全閉	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁D全閉	0	0	_
	主蒸気外側隔離弁A全閉	0	0	_
	主蒸気外側隔離弁B全閉	0	0	_
	主蒸気外側隔離弁C全閉	0	0	_
	主蒸気外側隔離弁D全閉	0	0	_
	SGTS A作動	0	0	_
	SGTS B作動	0	0	_
環境の情	SGTSモニタ(高レンジ)A	0	0	_
報確認	SGTSモニタ(高レンジ)B	0	0	—
	SGTSモニタ(低レンジ)A	0	0	—
	SGTSモニタ(低レンジ)B	0	0	_

第5.4-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(4/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※)	バックアッ プ対象パラ メータ
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	0	0	0
	放水口モニタ(T-2)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(A)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(B)	0	0	-
	モニタリング・ポスト(C)	0	0	
	モニタリング・ポスト(D)	0	0	
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	0	0	_
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	0	0	_
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	0	0	_
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	0	0	_
	大気安定度 10分值	0	0	_
	18m ベクトル平均風向 10分値	0	0	_
	71m ベクトル平均風向 10分値	0	0	_
	140m ベクトル平均風向 10 分値	0	0	_
環境の情	18m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
報確認	71m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
	140m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
	可搬型モニタリング・ポスト(A)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(B)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(C)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(D)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(NE)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(E)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(SW)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(S)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(SE)	0	0	0
	風向 (可搬型)	0	0	0
	風速 (可搬型)	0	0	0
	大気安定度 (可搬型)	0	0	0

第5.4-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(5/6)

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※)	バックアッ プ対象パラ メータ
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	0	0	0
使 用 済 燃 料 プ ー ル の 状 態 確	使用済燃料プール温度 (SA)	0	0	0
	使用済燃料プール温度	0	0	0
認	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低 レンジ)	0	0	0
水志爆及	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レン ジ)	0	0	0
小糸 康 先 による格	フィルタ装置入口水素濃度	0	0	0
納容器の破損防止	フィルタ装置圧力	0	0	0
確認	フィルタ装置水位	0	0	0
	フィルタ装置スクラビング水温度	0	0	0
水素爆発による原	原子炉建屋水素濃度	0	0	0
子 炉 建 屋 の 損 傷 防 止確認	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0	0	0
	自動減圧系 A作動	0	0	_
	自動減圧系 B作動	0	0	_
	非常用窒素供給系供給圧力	0	0	0
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	0	0	-
非常用炉	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	—
心冷却系	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	_
(ECC S)の状態	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	—
等	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	—
	残留熱除去系ポンプA起動	0	0	—
	残留熱除去系ポンプB起動	0	0	-
	残留熱除去系ポンプC起動	0	0	—
	残留熱除去系A注入弁全開	0	0	—
	残留熱除去系B注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系C注入弁全開	0	0	_
	全制御棒全挿入	0	0	_
VH-VH- EF- 4F	取水ピット水位計	0	0	0
律波監視	潮位計	0	0	0

第5.4-1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(6/6)

5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

収容場所・収容可能	能人数	収容する要員	収容場所の対策
災害対策本部室 (約350m ² )	100名	<ul> <li>・重大事故等に対処する ために必要な指示をす る要員</li> <li>・事故の抑制に必要な要 員等</li> </ul>	プルーム通過時の希 ガス対策(空気ボン べによる正圧維持)
宿泊・休憩室 (約70m ² )		<ul> <li>・重大事故等の対処,抑</li> <li>制をするための交替要</li> <li>員,待機要員</li> </ul>	実施

緊急時対策所(災害対策本部室及び宿泊・休憩室)のレイアウトを第5.5-1

図に示す。



第5.5-1 図 緊急時対策所のレイアウト(緊急時対策所建屋2階平面図) *今後の設計により変更になる場合あり

プルーム通過に伴い緊急時対策所にとどまる要員については、プルーム通 過中の被ばくを極力抑える観点から最小要員にて対応する及びプルーム通過 中及び通過後に必要な業務に対応できるようにするとの考え方から、第 5.5 -2 図に基づく要員数を確保する。

61 - 9 - 5 - 35



第5.5-2図 プルーム通過に伴い発電所内(緊急時対策所他)にとどまる要員

プルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所に とどまる必要のある最低必要な要員は、休憩・仮眠をとるための交替要員を 考慮して、(1)重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員48名と、 (2)原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制す るために必要な要員18名の合計の66名としている。

なお,この要員数を目安として,発電所災害対策本部長が緊急時対策所に とどまる要員を判断する。

(1) 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

プルーム通過中の状況監視及び通過後においても継続して,緊急時対策所 において発電所災害対策本部機能を維持し,必要な指揮・対応を行うために 必要な要員数を確保する。必要な要員数については第5.5-1表に示す。

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策 本部長他	重大事故等に対処するための指揮を行う ために必要な本部要員として,本部長,本 部長代理,原子炉主任技術者がとどまる。	4名	
各班本部員, 班長	各作業班の要員については,本部長から の指揮を受け,重大事故等に対処するた めに,各本部員及び各班長がとどまる。	20 名	48 名
交替要員	上記,本部長,本部長代理,原子炉主任技 術者の交替要員4名及び各作業班の本部 員,班長の交替要員20名を確保する。	24 名	

第5.5-1表 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

(注)人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

(2) 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制す るための対策に対処するために必要な要員

原子炉格納容器の破損等重大事故等に対して、プルーム通過後に放射性物 質の拡散を抑制するための継続的な対応措置を行うための必要な要員数を 確保する。必要な要員数については第5.5-2表に示す。

#### 第5.5-2表 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員 (緊急時対策所及び現場待避室に退避する要員)

ᆉᆉᅻᆧ	サウ	対応内容及び必要な要員		人数	
刘応班	入りが			待避室	百百
運転員 (当直運転員)	運転状態の監視	プルームの通過に伴い,3名が中央制御室の待避室へ,4名が緊急時 対策所に退避	4名	3名	
運転班要員	格納容器ベント 対応	格納容器ベントの弁操作に関する現場対応として,第二弁操作室(付 属棟3階)に待避	_	3名	
庶務班要員	災害対策本部の 運営	要員・資機材の調達,所内警備,退避誘導		_	
保修班要員	放射性物質の拡 散抑制対応	・可搬型代替注水大型ポンプ車(放水用)のポンプ操作・監視(2名) ・放水砲設備の操作,管理(2名)	4名	_	24 名
	水源確保・注水	ハイドロポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作,水源 確保	2名	_	
	燃料の給油	ポンプ車,電源車等の可搬型設備への燃料給油(タンクローリーの 運転操作)	2名	_	
	電源供給・確保	電源車の運転操作・監視	2名	_	
放射線管理班 要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリングの実施	4名	_	
合計					

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう,整備した設備等の手順書を制定し,訓練実施することにより必要な力量を習得・維持する。 (注)人数については,今後,訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

61 - 9 - 5 - 38

## 5.6 原子力警戒体制,緊急時体制について

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に,事故原因の 除去,原子力災害の拡大の防止,その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うた め,第5.6-1表に定める異常・緊急時の情勢に応じて防災体制を区分する。

防災体制	緊急事態 の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の	)種類
警戒事態	警戒事態	<ul> <li>○原子力防災管理者(所長)が,警戒事象(右の事象の種類参照)の発生について連絡を受け,又は自ら発見したとき。</li> <li>○原子力規制委員会より,警戒事態とする旨の連絡があったとき。</li> </ul>	その時点では公 衆への放射線に よる影がない ものではない が,原子力施設 におの発生又は, そのおそれがあ る状態が発生	<ul> <li>(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ</li> <li>(AL21)原子炉冷却材の漏えい</li> <li>(AL22)原子炉冷水機能の喪失</li> <li>(AL23)原子炉除熱機能の一部喪失</li> <li>(AL25)全交流電源喪失のおそれ</li> <li>(AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失</li> <li>(AL30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ</li> <li>(AL42)単一障壁の喪失または喪失可能性</li> <li>(AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ</li> </ul>	<ul> <li>(AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失</li> <li>(AL53)重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ</li> <li>○外的事象(自然災害)</li> <li>・大地震の発生,大津波警報の発令,竜巻等の発生</li> <li>○外的事象</li> <li>・原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部の設置を判断した場合</li> <li>○その他原子力施設の重要な故障等</li> <li>・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等</li> </ul>
非常事態	施設敷地 緊急 原 災 事 象)	<ul> <li>○原子力防災管理者(所長)が,特定事象(右の事象の種類参照)の発生について通報を受け,又は自ら発見したとき。</li> </ul>	原子力施設にお いて,公衆に放 射線による影響 をもたらす可能 性のある事象が 発生	<ul> <li>(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇</li> <li>(SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出</li> <li>(SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出</li> <li>(SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出</li> <li>(SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出</li> <li>(SE06)施設内(原子炉外)臨界事故のおそれ</li> <li>(SE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能</li> <li>(SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ</li> <li>(SE23)残留熱除去機能の喪失</li> <li>(SE25)全交流電源の30分以上喪失</li> <li>(SE27)直流電源の部分喪失</li> </ul>	<ul> <li>(SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失</li> <li>(SE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失</li> <li>(SE41)格納容器健全性喪失のおそれ</li> <li>(SE42)2つの障壁の喪失または喪失可能性</li> <li>(SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用</li> <li>(SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失</li> <li>(SE52)所内外通信連絡機能の全て喪失</li> <li>(SE52)所内外通信連絡機能の全て喪失</li> <li>(SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失</li> <li>(SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生</li> </ul>

第5.6-1表 防災体制の区分と緊急時活動レベル(EAL) (2/2)

防災体制	<ul><li>緊急事態</li><li>の区分</li></ul>	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類		
非常事態	全面緊急 事態 (原災法 第15 条事 象)	<ul> <li>○原子力防災管理者(所長)が,原災法第15条第1 項に該当する事象(右の 事象の種類参照)の発生 について通報を受け,又 は自ら発見したとき,若 しくは内閣総理大臣が原 災法第15条第2項に基づく 原子力緊急事態宣言を行ったとき。</li> </ul>	原子力施設にお いて, 公衆に放 射線による影響 をもたらす可能 性が高い事象が 発生	<ul> <li>(GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇</li> <li>(GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出</li> <li>(GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出</li> <li>(GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出</li> <li>(GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出</li> <li>(GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出</li> <li>(GE06)施設内(原子炉外)での臨界事故</li> <li>(GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能</li> <li>(GE22)原子炉注水機能の喪失</li> <li>(GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失</li> </ul>	<ul> <li>(GE25) 全交流電源の1 時間以上喪失</li> <li>(GE27) 全直流電源の5分以上喪失</li> <li>(GE28) 炉心損傷の検出</li> <li>(GE29) 停止中の原子炉冷却機能の完 全喪失</li> <li>(GE30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能 喪失・放射線放出</li> <li>(GE41) 格納容器圧力の異常上昇</li> <li>(GE41) 格納容器圧力の異常上昇</li> <li>(GE42) 2つの障壁の喪失及び1つの 障壁の喪失または喪失可能性</li> <li>(GE51) 原子炉制御室の機能喪失・警 報喪失</li> <li>(GE55) 住民の避難を開始する必要が ある事象発生</li> </ul>	

61 - 9 - 5 - 41

* EAL : Emergency Action Level AL : Alert SE : Site area Emergency GE : General Emergency

5.7 災害対策本部室内における各機能班との情報共有について

災害対策本部室内における各機能班,本店対策本部との基本的な情報共有 方法は以下のとおりである。(第5.7-1図参照)

今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

- a. プラント状況, 重大事故等への対応状況の情報共有
  - 「「報班が通信連絡設備を用い発電長又は情報班員からプラント状況を 逐次入手し、ホワイトボード等に記載するとともに、主要な情報につい ては災害対策本部に報告する。
  - ② 技術班は、SPDSデータ表示装置によりプラントパラメータを監視し、状況把握、今後の進展予測、中期的な対応・戦略を検討する。
  - ③ 各作業班は、適宜、入手した発電用原子炉の状態、周辺状況、重大事 故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに、適宜OA機 器(パーソナルコンピュータ等)内の共通様式に入力することで、災害 対策本部室内の全要員、本店対策本部との情報共有を図る。
  - ④ 災害対策本部長代理は、本部と各機能班の発話、情報共有記録をもとに
     に全体の状況把握、今後の進展予測・戦略検討に努めるとともに、プラントの状況、今後の対応方針について災害対策本部内に説明し、状況認識、対応方針の共有化を図る。
  - ⑤ 災害対策本部長代理は、定期的に対外対応を含む対応戦略等を災害対 策本部要員と協議し、その結果を災害対策本部内の全要員に向けて発話 し、全体の共有を図る。
  - ⑥ 情報班を中心に、災害対策本部長、災害対策本部長代理、各本部員の
     発話内容をOA機器内の共通様式に入力し、発信情報、意思決定、指示
     事項等の情報を記録・保存し、情報共有を図る。

- b. 指示 · 命令, 報告
  - ① 災害対策本部内において、指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。また、発電用原子炉の状態や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため、常に綿密な情報の共有がなされる。
  - 災害対策本部長は、災害対策本部長代理からの発話、報告を受け、適 宜指示・命令を出す。
  - ③ 災害対策本部長代理は、実施組織及び支援組織の各班の作業及び関連 する情報の報告を受けて取り纏め、災害対策本部長に報告する。また、 実施組織及び支援組織の各班の本部員に具体的な指示・命令を行う。
  - ③ 各本部員は、配下の各班長から報告を受け、各班長に指示・命令を行うとともに、重要な情報について災害対策本部内で適宜発話し情報共有するとともに、災害対策本部長代理に報告する。
  - ④ 各作業班長は、各班員に対応の指示を行うとともに、班員の対応状況等の情報を入手し、情報を整理した上で本部員へ報告する。
  - ⑤ 情報班を中心に、災害対策本部長、災害対策本部長代理、各本部員の 指示・命令、報告、発話内容をホワイトボード等への記載、並びにOA 機器内の共通様式に入力することで、災害対策本部内の全要員、本店対 策本部との情報共有を図る。
- c. 本店対策本部との情報共有

災害対策本部と本店対策本部間の情報共有は,テレビ会議システム,通 信連絡設備,OA機器内の共通様式を用いて行う。



- (注) 緊急時対策所災害対策本部室内の配置については,今後訓練等の結果 を踏まえた検討により変更となる可能性がある。
- 第5.7-1 図 緊急時対策所災害対策本部における各機能班,本店対策本部との情報共有イメージ

- 5.8 設置許可基準規則第6条(外部からの衝撃による損傷の防止),第8条及 び第41条(火災による損傷の防止)への適合方針について
  - (1) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち,設置許可基準規則第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)への適合方針は第5.8-1表から第5.8-3表のとおりである。

第5.8-1表 「設置許可基準規則」第6条(外部からの衝撃による損傷の防止) 要求事項

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)
<ul> <li>設置許可基準規則</li> <li>第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)</li> <li>安全施設は、想定される自然現象(地震及び 津波を除く。次項において同じ。)が発生した</li> <li>場合においても安全機能を損なわないもので なければならない。</li> </ul> 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大き な影響を及ぼすおそれがあると想定される自 然現象により当該重要安全施設に作用する衝 撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に 表慮したものでなければならない	設置許可基準規則の解釈 第6条(外部からの衝撃による損傷の防止) 1 第6条は、設計基準において想定される 自然現象(地震及び津波を除く。)に対し て、安全施設が安全機能を損なわないため に必要な安全施設以外の施設又は設備等 (重大事故等対処設備を含む。)への措置 を含む。 2 第1項に規定する「想定される自然現 象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、 風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落 雷、火山の影響、生物学的事象又は森林火 災等から適用されるものをいう。 3 第1項に規定する「想定される自然現象 (地震及び津波を除く。)が発生した場合に おいても安全機能を損なわないもの」とは、 設計上の考慮を要する自然現象又はその組 み合わせに遭遇した場合において、自然事象 そのものがもたらす環境条件及びその結果 として施設で生じ得る環境条件において、そ の設備が有する安全機能が達成されること をいう。 4 第2項に規定する「重要安全施設」につ いては、「発電用軽水型原子炉施設の安全 機能の重要度分類に関する審査指針」(平 成2年8月30日原子力安全委員会決定)
然現象により当該重要安全施設に作用する衝 撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に 考慮したものでなければならない。	1 1 第24歳に規定する予重支気至施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の「V.2.(2)自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)
3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される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。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。	<ul> <li>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</li> <li>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</li> <li>7 第3項は、設計基準において想定される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で於く。)に対して、安全施設以外の施設又は設備等(重大事故等対処設備を含む。)への措置を含む。</li> <li>8 第3項に規定する「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。)」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の飛来物(航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき、防護設計の要否について確認する。</li> </ul>
# 第5.8-2表 想定される自然現象への適合方針

自然現象	適合方針 (方策・評価等)					
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から,洪水による被害が生じること はない。					
<ul> <li>・緊急時対策所は、建築基準法施行令に定められた東海村 速 30m/s に対して、緊急時対策所機能を損なうことのな する。</li> <li>・風(台風)の発生による飛来物の影響は、竜巻影響評価に 定している影響に包絡されている。</li> </ul>						
竜巻	<ul> <li>・緊急時対策所は、最大風速 100m/s の竜巻による設計荷重(風圧 力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃及びその他組 合せ荷重)を考慮し、緊急時対策所機能を損なうことのない設計と する。</li> <li>なお、緊急時対策所建屋に対する竜巻飛来物の影響評価を行い、 緊急時対策所に期待する機能(内部設備の外殻防護,遮蔽)は維持 されると判断した。</li> </ul>					
凍結	<ul> <li>主要設備類は換気空調設備により環境温度を維持した建屋内に配備する設計としている事から影響は生じない。また,屋外設備については保温等の凍結防止対策を行うことにより,緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>					
降水	<ul> <li>・構内排水路による排水等により緊急時対策所機能を損なうことの ない設計とする。</li> </ul>					
積雪	・緊急時対策所は,建築基準法施行令に定められた東海村の基準積 雪深は30cmに対して,緊急時対策所機能を損なうことのない設計 とする。さらに,除雪を行うことで,荷重の低減が可能である。					
落雷	<ul> <li>・緊急時対策所は,避雷設備を設置するとともに,構内接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより,緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>					
火山の影響	・緊急時対策所は,発電所で想定される堆積厚さ50cmの降下火砕物, 積雪及び風荷重を考慮し,緊急時対策所機能を損なうことのない設 計とする。さらに,降下火砕物の除去を行うことで,荷重の低減が 可能である。					
生物学的事象	<ul> <li>・緊急時対策所は、ネズミ等の小動物に対して侵入防止対策を施すことで、緊急時対策所機能を損なわない設計とする。</li> </ul>					
森林火災	<ul> <li>・緊急時対策所は、森林火災からの延焼を防止するため防火帯内側に設置する。また、森林火災の輻射熱の影響に対して、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> <li>・ばい煙等の二次的影響に対して、外気取込の給気口を森林部と反対の建屋側面に敷設することで、緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>					
高潮	・緊急時対策所は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。					

第5.8-3表 想定される外部人為事象への適合方針

外部人為事象	適合方針(方策・評価等)
飛来物(航空 機落下)	・原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の要否を判断する基準である 10 ⁻⁷ 回/炉・年を超えないため,飛来物(航空機落下)による防護については考慮不要である。
ダムの崩壊	<ul> <li>・発電所敷地の北側に久慈川が位置しており、その支線の上流約 30km にダムが存在するが、久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進し ていること、久慈川河口に対して標高 3~21m の上り勾配となって いることから、発電所敷地がダムの崩壊により影響をうけることは ない。</li> </ul>
爆発	<ul> <li>・石油コンビナート,近隣工場及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して,離隔距離が確保されている。</li> <li>・発電所周辺を通行する燃料輸送車両の爆発による飛来物の衝撃を考慮し,緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。</li> </ul>
近隣工場等の 火災	<ul> <li>・石油コンビナート,近隣工場,発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両,発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して,離隔距離が確保されている。</li> </ul>
有毒ガス	<ul> <li>・固定施設(石油コンビナート等)及び可動施設(陸上輸送,海上輸送)において流出する有毒ガスに対して,離隔距離が確保されている。</li> </ul>
船舶の衝突	・緊急時対策所は,船舶の衝突の影響を受けない敷地高さに設置する。
電磁的障害	・日本工業規格 (JIS) 等に基づき, ラインフィルタや絶縁回路の設置 によりサージ・ノイズの侵入を防止するとともに, 鋼製筐体や金属 シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計と する。

(2) 緊急時対策所に関する追加要求事項のうち,設置許可基準規則第8条及び第41条(火災による損傷の防止)への適合方針は以下のとおりである。

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
第8条(火災による損傷の防止)	第8条(火災による損傷の防止)
設計基準対象施設は、火災により発電	1 第8条については、設計基準におい
用原子炉施設の安全性が損なわれないよ	て発生する火災により、発電用原子炉
う、火災の発生を防止することができ、か	施設の安全性が損なわれないようにす
つ、早期に火災発生を感知する設備(以下	るため、設計基準対象施設に対して必
「火災感知設備」という。)及び消火を行	要な機能(火災の発生防止、感知及び消
う設備(以下「消火設備」といい、安全施	火並びに火災による影響の軽減)を有
設に属するものに限る。) 並びに火災の影	することを求めている。
響を軽減する機能を有するものでなけれ	また、上記の「発電用原子炉施設の安
ばならない。	全性が損なわれない」とは、安全施設が
	安全機能を損なわないことを求めてい
	る。
	したがって、安全施設の安全機能が
	損なわれるおそれがある火災に対し
	て、発電用原子炉施設に対して必要な
	措置が求められる。
	2 第8条について、別途定める「実用発
	電用原子炉及びその付属施設の火災防
	護に係る審査基準」(原規技発第
	1306195号(平成25年6月19日原子
	力規制委員会決定))に適合するもので
	あること。
2 消火設備(安全施設に属するものに限	3 第2項の規定について、消火設備の
る。)は、破損、誤作動又は誤操作が起	破損、誤作動又は誤操作が起きた場合
きた場合においても発電用原子炉を安	のほか、火災感知設備の破損、誤作動又
全に停止させるための機能を損なわな	は誤操作が起きたことにより消火設備
いものでなければならない。	が作動した場合においても、発電用原
	子炉を安全に停止させるための機能を
	損なわないものであること。

第5.8-4表 設置許可基準規則第8条(火災による損傷の防止)要求事項

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
第41条(火災による損傷の防止)	第41条(火災による損傷の防止)
重大事故等対処施設は、火災により重大	1 第41条の適用に当たっては、第8
事故等に対処するために必要な機能を損	条第1項の解釈に準ずるものとする。
なうおそれがないよう、火災の発生を防止	
することができ、かつ、火災感知設備及び	
消火設備を有するものでなければならな	
ℓ ^ν ₀	

第5.8-5表 設置許可基準規則第41条(火災による損傷の防止)要求事項

第5.8-6表 火災による損傷の防止への適合方針

事象	適合方針(方策·評価等)					
内部火災	<ul> <li>・火災の発生防止並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護対策(不燃性・ 難燃性内装材料,耐火壁等)を講じ,緊急時対策所機能を損なわない設計とする。</li> <li>・火災の早期感知については,火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できるよう,異なる2種類の感知器(熱感知器と煙感知器)を組み合わせて設置する設計とする。感知器は,外部電源が喪失場合においても電源を確保する設計とし,中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。</li> <li>・消火設備については,各種消火器を適切に設置するとともに,火災によって煙が充満し消火が困難となる可能性のある建屋内には,固定式消火設備を配備する設計とする。</li> </ul>					

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

#### 目 次

- 2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について・・・・・・61-10-3
  - ・添付資料1 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件・・・61-10-12
  - ・添付資料2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性 ····· 61-10-37
  - ・添付資料3 線量評価に用いる大気拡散評価 ………61-10-68
  - ・添付資料4 地表面への沈着速度の設定について ……… 61-10-70
  - ・添付資料5 エアロゾルの乾性沈着速度について ……… 61-10-76
  - ・添付資料6 グランドシャインの評価方法 …………61-10-84
  - ・添付資料7 事故発生時の換気系運転モードについて …… 61-10-89
  - ・添付資料8 放射性物質の放出継続時間について・・・・・・・・61-10-93
  - ・添付資料9 コンクリート密度の根拠について …………61-10-94
  - ・添付資料 10 審査ガイド^{*1}への適合状況について・・・・・・・61-10-97
- ※1 実用発電用原子炉に係る重大事故等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

1. 新規制基準への適合状況

実用発電用原子炉及びその付属施設の位置,構造及び設備の基準に関する 規則第六十一条(緊急時対策所),実用発電用原子炉及びその付属施設の技 術基準に関する規則 第七十六条(緊急時対策所)

~抜粋~

新規制基準の項目		適合状況		
	第三十四条の規定により設置される緊急	重大事故等が発生した場合		
	時対策所は,重大事故等が発生した場合にお	においても, 緊急時対策所に		
	いても当該重大事故等に対処するための適	より,当該重大事故等に対処		
	切な措置が講じられるよう,次に掲げるもの	するための適切な措置を講じ		
	でなければならない。	ることができる。		
	一 重大事故等に対処するために必要な指示			
	を行う要員がとどまることができるよう,			
1	適切な措置を講じたものであること。			
-				
	二 重大事故等に対処するために必要な指示			
	ができるよう,重大事故等に対処するため			
	に必要な情報を把握できる設備を設けた			
	ものであること。			
	三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をす			
	る必要のある場所と通信連絡を行うため			
	に必要な設備を設けたものであること。			
	緊急時対策所は,重大事故等に対処するため			
2	に必要な数の要員を収容することができる			
	ものでなければならない。			

実用発電用原子炉及びその付属施設の位置,構造及び設備の基準に関する 規則第六十一条(緊急時対策所),実用発電用原子炉及びその付属施設の技 術基準に関する規則 第七十六条(緊急時対策所)

#### ~抜粋~

新規制基準の項目		適合状況
	【解釈】	緊急時対策所の居住性について
	1 第1項及び第2項の要件を満たす緊	は,実用発電用原子炉に係る重大事
	急時対策所とは,以下に掲げる措置	故時の制御室及び緊急時対策所の
	又はこれらと同等以上の効果を有す	居住性に係る被ばく評価に関する
	る措置を行うための設備を備えたも	審査ガイドに基づき評価した。結
	のをいう。	果,対策要員の実効線量が7日間で
	e)緊急時対策所の居住性については,	100mSvを超えないことを確認して
	次の要件を満たすものであること。	いる(約35mSv/7日間)。なお,想
	① 想定する放射性物質の放出量等は	定する放射性物質の放出量等は東
	東京電力株式会社福島第一原子力発	京電力ホールディングス株式会社
12	電所事故と同等とすること。	福島第一原子力発電所事故と同等
1, 2	② プルーム通過時等に特別な防護措	と想定し,マスクの着用なし,交替
	置を講じる場合を除き,対策要員は	要員体制なし及び安定ヨウ素剤の
	緊急時対策所内でのマスクの着用な	服用なしとして評価した。
	しとして評価すること。	
	③ 交代要員体制,安定ヨウ素剤の服	
	用,仮設設備等を考慮してもよい。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,対策要員の実効線量が	
	7日間で100mSvを超えないこと。	

2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の緊急時対策所の居住性評価に当たっては, 「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。審査ガイドへの適合状況について添付資料10に示す。

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価の結果,実効線量で約35mSv/7日間であり,対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

(1) 想定する事象

想定する事象については、「東京電力ホールディングス株式会社福島第一 原子力発電所事故と同等」とした。なお、想定する放射性物質等に関して は、審査ガイドに基づき評価を行った。

(2) 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は,東海第二発電所が発災するもの とし,放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。評価に 用いた放出放射能量を第1-1表に示す。また,放出量評価条件については, 添付資料1第1-1-1表に示す。

核種グループ	放出放射能量 (Bq)	
希ガス類	約 8.4×10 ¹⁸	
よう素類	約 2.9×10 ¹⁷	
C s 類	約 2.4×10 ¹⁶	
Те類	約 7.1×10 ¹⁶	
B a 類	約 2.6×10 ¹⁵	
R u 類	約 1.3×10 ¹⁰	
Се類	約 8.7×10 ¹³	
L a 類	約 1.2×10 ¹³	

第1-1表 大気中への放出量 (gross 値)

(3) 大気拡散の評価

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。気象データの代表性 については,添付資料2に示す。

相対濃度及び相対線量の評価結果は,第1-2表に示すとおりである。また,大気拡散評価条件については,添付資料1第1-1-2表及び添付資料3 に示す。

亚在社在	相対濃度	相対線量	
計個刈家	$\chi / Q ~(s/m^3)$	D∕Q (Gy∕Bq)	
緊急時対策所	約 1.1×10 ⁻⁴	約 6.1×10 ⁻¹⁹	

第1-2表 相対濃度及び相対線量

(4) 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガン マ線による対策要員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置及び形状等か ら評価した。直接ガンマ線は点減衰核積分コードQAD-CGGP2R, スカイシャインガンマ線は一次元輸送計算コードANISN及び1回散乱 計算コードG33-GP2Rを用いて評価した。

(5) 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては,放射性物質の放出が事故発生後 24 時間から 34 時間まで継続し,事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから 7 日間緊急時対策所に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮して いる被ばく経路は,第1-1図に示す①~④のとおりである。被ばく経路の イメージ図を第1-2図に示す。また,緊急時対策所の居住性に係る被ばく 評価の主要条件を第1-4表に示す。

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線(直接ガンマ線及びスカイ シャインガンマ線)による緊急時対策所での外部被ばく(経路①)

事故期間中に原子炉建屋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緊急時対策所での対策要員の外部被 ばくは,前述(4)の方法で実効線量を評価した。評価条件については,添 付資料1第1-1-6表及び第1-1-7表に示す。

b. 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線(クラウ ドシャイン)による緊急時対策所での外部被ばく(経路②)

大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からの,ガンマ線による 緊急時対策所での外部被ばくは,事故期間中の大気中への放射性物質の 放出量を基に,大気拡散効果と緊急時対策所の建屋によるガンマ線の遮 蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。評価条件については, 添付資料1第1-1-3表に示す。

c. 外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所での被ばく(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,外気から緊急 時対策所に取り込まれる。緊急時対策所及び浄化エリアに取り込まれた 放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく の和として実効線量を評価した。

緊急時対策所及び浄化エリアの放射性物質濃度の計算に当たっては, 緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所を正圧にすることで,プルー ム通過中及びプルーム通過後の1時間は,緊急時対策所への放射性物質 の侵入を防止する効果を考慮した。また,浄化エリアは,換気設備によ り正圧にすることで,フィルタを通らない外気の侵入を防止する効果を 考慮した。なお,マスクの着用なしとして評価した。評価条件について は,添付資料1第1-1-4表,第1-1-8表及び第1-1-9表に示す。 また,事象発生時の換気系の運転モードについて添付資料7に示す。

d. 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グラ ンドシャイン)による緊急時対策所での外部被ばく(経路④)

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による 緊急時対策所での外部被ばくは,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,地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の 遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。評価条件について は,添付資料1第1-1-5表,添付資料4及び添付資料6に示す。 (6) 被ばく評価結果

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果は,第1-3表に示すとおり, 実効線量で約35mSv/7日間であり,実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

第1-3表 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価結果

ትተኑ ነን <i>እ</i> ሳማ በታ	実効線量		
	(mSv)		
① 原子炉建屋の放射性物質からのガンマ線			
(直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ	約 1.1×10 ⁻³		
線)による緊急時対策所での被ばく			
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線			
(クラウドシャイン)による緊急時対策所	約 4.9×10 ⁻²		
での外部被ばく			
③外気から取り込まれた放射性物質による緊	約 3.5×10 ¹		
急時対策所での被ばく			
(内訳)内部被ばく	(約 1.1×10 ¹ )		
外部被ばく	(約 2.3×10 ¹ )		
④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性			
物質からのガンマ線(グランドシャイン)	約 1.8×10 ⁻¹		
による緊急時対策所での外部被ばく			
合計 (1)+2+3+4)	約 35		



第1-1図 被ばく経路

61 - 10 - 9

	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(直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線によ
	る外部被ばく)
緊急時対	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく)
策所での	③ 外気から緊急時対策所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
被ばく	遊している放射性物質による外部被ばく)
	④ 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(グランドシャインによる外部被
	ばく)



項目		緊急時対策所				
廿山豊河伍	発災プラント	東海第二発電所				
<b>以</b> 山 重 計 恤	ソースターム	福島第一原子力発電所事故と同等				
	放出継続時間	10時間				
	放出源高さ	地上放出				
人虱払取	気象	2005年4月から2006年3月				
余件	建屋巻き込み方位	WSW, W方位 (巻き込み考慮)				
	累積出現頻度	小さい方から97%相当			当	
	時間[h]	$0\sim\!24$	$24 \sim 34$	$34 \sim 35$	$35 \sim 168$	
	換気設備による外	5 000	5,000 900	5,000		
	気取り込み[m³/h]	5,000				
防護措置	緊急時対策所	— 加圧(11		(時間)	_	
	加圧設備			[ 中4] [月] )		
	マスク	着用なし				
	要員交代,ヨウ素剤	考慮しない				
結果	合計線量(7日間)	約35mSv				

第1-4表 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要条件

# 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力ホールディングス株 式会社福島第一原子力発電所 事故と同等	審査ガイドに示された とおり設定	4.1(2)a. 緊急時制御室 又は緊急時対策所の居住 性に係る被ばく評価で は,放射性物質の大気中 への放出割合が東京電力 株式会社福島第一原子力 発電所事故と同等と仮定 した事故に対して,放射 性物質の大気中への放出 割合及び炉内蓄積量から 大気中への放射性物質放 出量を計算する。
炉心熱出力	3,293MWt	定格熱出力	_
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間(416 日)	1 サイクル 13 ヶ月(約 395 日)を考慮して設定	_
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル: 0.229 2 サイクル: 0.229 3 サイクル: 0.229 4 サイクル: 0.229 5 サイクル: 0.084	取替炉心の燃料装荷割 合に基づき設定	_
炉内蓄積量	希ガス類:約8.7×10 ¹⁸ Bq よう素類:約1.0×10 ¹⁹ Bq Cs類:約1.1×10 ¹⁸ Bq Te類:約4.8×10 ¹⁸ Bq Ba類:約9.9×10 ¹⁸ Bq Ru類:約1.8×10 ¹⁹ Bq Ce類:約5.7×10 ¹⁹ Bq La類:約3.2×10 ¹⁹ Bq (核種毎の炉内蓄積量を核種 グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの 炉内蓄積量(24時間減 衰値))(Bq/MW)」× 「3293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの 炉内蓄積量(Bq/MW)は, BWR共通条件として, 東海第二発電所と同じ 装荷燃料(9×9燃料 (A型)),運転時間 (10,000時間)で算出 したABWRのサイク ル末期の値を使用)	_

第1-1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の 大気中への 放出割合	<ul> <li>希ガス類:97%</li> <li>よう素類:2.78%</li> <li>C s 類:2.13%</li> <li>T e 類:1.47%</li> <li>B a 類:0.0264%</li> <li>R u 類:7.53×10⁻⁸%</li> <li>C e 類:1.51×10⁻⁴%</li> <li>L a 類:3.87×10⁻⁵%</li> </ul>	審査ガイド に示された とおり設定	<ul> <li>4.4(1)a. 事故直前の炉内蓄積量 に対する放射性物質の大気中への 放出割合は,原子炉格納容器が破 損したと考えられる福島第一原子 力発電所事故並みを想定する。</li> <li>希ガス類:97%</li> <li>よう素類:2.78%</li> <li>(CsI:95%,無機よう素:</li> <li>4.85%,有機よう素:0.15%)</li> <li>(NUREG-1465を参考に設定)</li> <li>Cs類:2.13%</li> <li>Te類:1.47%</li> <li>Ba類:0.0264%</li> <li>Ru類:7.53×10⁻⁸%</li> <li>Ce類:1.51×10⁻⁴%</li> <li>La類:3.87×10⁻⁵%</li> </ul>
よう素の形態	粒子状よう素:95% 無機よう素:4.85% 有機よう素:0.15%	同上	同上
放出開始時刻	24 時間後	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気への 放出開始時刻は,事故(原子炉ス クラム)発生 24 時間後と仮定す る。
放出継続時間	10 時間	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中へ の放出継続時間は,保守的な結果 となるように10時間と仮定する。
事故の 評価期間	7 日	同上	<ol> <li>判断基準は,対策要員の実効線</li> <li>量が7日間で 100mSv を超えないこと。</li> </ol>

第1-1-1表 大気中への放出放射能量評価条件(2/2)

# 第 1-1-2 表 大気拡散条件 (1/3)

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 モデル	ガウスプルーム モデル	審査ガイドに示され たとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質 の空気中濃度は,放出 源高さ及び気象条件 に応じて,空間濃度分 布が水平方向及び鉛 直方向ともに正規分 布になると仮定した ガウスプルームモデ ルを適用して計算す る。
気象データ	東海第二発電所にお ける1年間の気象デ ータ(2005年4月~ 2006年3月)	建屋影響を受ける大 気拡散評価を行うた め地上風(地上約10m) の気象データを使用 審査ガイドに示され たとおり発電所にお いて観測された1年間 の気象データを使用 (添付資料2参照)	4.2(2)a. 風向,風速, 大気安定度及び降雨 の観測項目を,現地に おいて少なくとも1 年間観測して得られ た気象資料を大気拡 散計算に用いる。
実効放出継続時間	10 時間	審査ガイドに示され た放出継続時間に基 づき設定	4.2(2)c. 相対濃度 は,短時間放出又は長 時間放出に応じて,毎 時刻の気象項目と実 効的な放出継続時間 を基に評価点ごとに 計算する。
放出源及び 放出源高さ	放出源:原子炉建屋 放出源高さ:地上 Om	審査ガイドに示され たとおり設定 ただし,放出エネルギ による影響は未考慮	4.4(4)b. 放出源高さ は,地上放出を仮定す る。放出エネルギー は,保守的な結果とな るように考慮しない と仮定する。

# 第 1-1-2 表 大気拡散条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積 して 97%	審査ガイドに示さ れたとおり設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃 度又は相対線量は,毎時刻 の相対濃度又は相対線量を 年間について小さい方から 累積した場合,その累積出 現頻度が 97%に当たる値と する。
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離 の建屋の影響を受 けるため,建屋によ る巻き込み現象を 考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室/ 緊急時制御室/緊急時対策 所の居住性評価で特徴的な 放出点から近距離の建屋の 影響を受ける場合には,建 屋による巻き込み現象を考 慮した大気拡散による拡散 パラメータを用いる。
巻き込みを生じる 代表建屋	原子炉建屋	放出源であり,巻き 込みの影響が最も 大きい建屋として 選定	4.2(2)b. 巻き込みを生じ る建屋として,原子炉建屋, タービン建屋等原則として 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	原子炉建屋から緊 急時対策所への最 近接点	審査ガイドに示さ れたとおり設定	4.2(2)b. 評価期間中も給 気口から外気を取入れるこ とを前提とする場合は,給 気口が設置されている原子 炉制御室/緊急時制御室/ 緊急時対策所が属する建屋 の表面とする。

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	2 方位 (WSW, W)	審査ガイドに示さ れた評価方法に基 づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室/ 緊急時制御室/緊急時対策 所の居住性に係る被ばく評 価では,建屋の風下後流側 での広範署であることから, 放射性物質濃度を計算する 当該着目方位としては,放 出源とするのではなく,図 5に示すように,建屋の後 流し及ぶ可能性のある複数 の方位を対象とする。
		審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 風向に垂直な代 表建屋の投影面積を求め,
建屋投影面積	3,000m ²	風向に垂直な投影 面積のうち最も小	放射性物質の濃度を求める ために大気拡散式の入力と
		2000	9.5。

# 第1-1-2表 大気拡散条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気中への放射	性物質の放出量を基に	,屋外の放射性物質を考慮し	_, 緊急時対策所建屋外
壁及び内壁による	遮蔽効果を踏まえて, カ	放射性物質からのガンマ線に	こよる対策要員の外部被
ばくを評価する。			
			4.2(2)b. 屋上面を代
			表とする場合、例えば
	第 1-1-1 図のとお	取在吐头体武中之上	原子炉制御室/緊急
評価点 	ŋ		時対策所の中心点を
			評価点とすることは
			妥当である。
			4.2(3)a. 原子炉制御
			室/緊急時制御室/
	第 1-1-1 図のとお り	緊急時対策所遮蔽	緊急時対策所内にい
			る運転員又は対策要
産共同と			員に対しては、原子炉
遮敝厚さ			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。
	評価で考慮するコン	建築工事標準仕様書 JASS	
	クリート遮蔽は,公	5N·同解説(原子力発電	
許容差	称値からマイナス側	所施設における鉄筋コン	—
	許容差(-5mm)を引	クリート工事,日本建築	
	いた値を適用	学会)に基づき設定	
		新設遮蔽のコンクリート	
コンクリート 安安	2.10g/cm ³	密度は 2.10g/cm ³ 以上	—
密度		で施工	

第1-1-3表 クラウドシャインによる被ばくの評価条件

# 第1-1-4表 緊急時対策所建屋内の放射性物質からのガンマ線による

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載		
大気中への放射	大気中への放射性物質の放出量を基に,緊急時対策所建屋内に取り込まれた放射性物質を				
考慮し,緊急時対	策所建屋の内壁による遮	蔽効果を踏まえて, 放射性	生物質からのガンマ線に		
よる対策要員の外	部被ばくを評価する。		1		
評価点	第1-1-2 図のとおり	緊急時対策所中心点	_		
遮蔽厚さ	第1-1-2図のとおり	緊急時対策所遮蔽	4.2(3)a. 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。		
許容差	評価で考慮するコン クリート遮蔽は,公称 値からマイナス側許 容差(-5mm)を引いた 値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説(原子 力発電所施設における 鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき 設定	_		
コンクリート 密度	2.10g∕cm³	新設遮蔽のコンクリー ト密度は 2.10g/cm ³ 以 上で施工	_		

# 被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気中への放	射性物質の放出量を基に	,緊急時対策所建屋の屋上面	面及び屋外の地表面に沈
着した放射性物	質を考慮し,緊急時対策所	所建屋外壁及び内壁に設置し	た遮蔽壁による遮蔽効
果を踏まえて,	放射性物質からのガンマ	線による対策要員の外部被	ばくを評価する。(添付
資料6参照)	-		
		沈着した線源の影響が最	
封住ち	<u> </u>	も大きくなる点を選定	
評価点	弗1-1-3 凶のとわり	(緊急時対策所の天井レ	—
		ベルにて評価)	
			4.2(3)a. 原子炉制御
			室/緊急時制御室/
	第1-1-3 図のとおり		緊急時対策所内にい
		緊急時対策所遮蔽	る運転員又は対策要
産芯回々			員に対しては、原子炉
遮蔽/字 C			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。
	評価で考慮するコン	建築工事標準仕様書 JASS	
	クリート遮蔽は,公称	5N·同解説(原子力発電	
許容差	値からマイナス側許	所施設における鉄筋コン	_
	容差 (-5mm) を引いた	クリート工事,日本建築	
	値を適用	学会)に基づき設定	
コンクリート		新設遮蔽のコンクリート	
コンクリート 密度	2.10g/cm ³	密度は 2.10g/cm ³ 以上	_
		で施工	
計符っ い		許認可解析にて実績のあ	_
計算コード	WAD-CGGF2K	るコード	

第1-1-5表 グランドシャインの評価条件

第1-1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

	項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
緊	緊急時対策所建屋外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて、原子炉建屋内の放射性物質からの直接			屋内の放射性物質からの直接
ガン	マ緑及びス	カイシャインガンマ線に	よる対策要員の被はくを評価する	
線源強度	原子炉建 屋原子炉 棟内線源 強度分布	放田された放射性物 質が自由空間容積に 均一に分布するとし, 事故後7日間の積算 線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり 設定	4.4(5)a. 原子炉建産内の 放射性物質は,自由空間容 積に均一に分布するものと して、事故後7日間の積算 線源強度を計算する。
	事故の評 価期間	7 日	同上	同上
Ŧ	评価点	第 1-1-5 図,第 1-1-6 図のとおり	中心点より線源となる建屋に 近い壁側を選定(緊急時対策所 の天井レベルにて評価)	—
遮	蔽厚さ	第 1-1-4 図,第 1- 1-5 図,第 1-1-6 図のとおり	原子炉建屋, 緊急時対策所建屋 の躯体厚さを参照	4.4(5)a. 原子炉建屋内の 放射性物質からのスカイシ ャインガンマ線及び直接ガ ンマ線による外部被ばく線 量は,積算線源強度,施設 の位置,遮へい構造及び地 形条件から計算する。
1	许容差	評価で考慮するコン クリート遮蔽は、公称 値からマイナス側許 容差(-5mm)を引いた 値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・ 同解説 (原子力発電所施設にお ける鉄筋コンクリート工事,日 本建築学会)に基づき設定	_
コン	クリート 密度	2.00g/cm ³ (二次遮 蔽) 2.10g/cm ³ (緊急時対 策所遮蔽)	建築工事標準仕様書 JASS 5N・ 同解説(原子力発電所施設にお ける鉄筋コンクリート工事,日 本建築学会)を基に算出した値 を設定(添付資料9参照) 新設遮蔽のコンクリート密度 は2.10g/cm ³ 以上で施工	_
直・イマションを行った。	妾ガンマ スカイシ ンガンマ 「価コード	直接ガンマ線の線量 評価: QAD-CGGP2R スカイシャインガン マ線の線量評価: ANISN G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用 いるQAD-CGGP2R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 ANISN及びG33-GP 2Rはそれぞれ一次元,三次元 形状を扱う遮蔽解析コードで あり,ガンマ線の線量を計算す ることができる。計算に必要な 主な条件は,線源形状,遮蔽体 条件であり,これらの条件が与 えられれば線量評価は可能で ある。従って,設計基準事故を 超える事故における線量評価 に適用可能である。QAD-C GGP2R,ANISN及び G33-GP2Rはそれぞれ 許認可での使用実績がある	

#### 第1-1-7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 (MeV)		積算線源強度
下限	上限(代表エネルギ)	(Photons)
	$1.00 \times 10^{-2}$	約 1.92×10 ^{2 2}
$1.00 \times 10^{-2}$	$2.00 \times 10^{-2}$	約 2.13×10 ^{2 2}
$2.00 \times 10^{-2}$	$3.00 \times 10^{-2}$	約 9.88×10 ^{2 2}
$3.00 \times 10^{-2}$	4. 50 × 10 ⁻²	約 5.05×10 ²²
4.50 $\times$ 10 ⁻²	$6.00 \times 10^{-2}$	約 1.00×10 ²²
6. $00 \times 10^{-2}$	$7.00 \times 10^{-2}$	約 6.68×10 ²¹
$7.00 \times 10^{-2}$	$7.50 \times 10^{-2}$	約 5.86×10 ²¹
7. 50 $\times$ 10 ⁻²	$1.00 \times 10^{-1}$	約 2.93×10 ²²
$1.00 \times 10^{-1}$	$1.50 \times 10^{-1}$	約 1.73×10 ²²
$1.50 \times 10^{-1}$	2. $00 \times 10^{-1}$	約 4.42×10 ^{2 2}
2. $00 \times 10^{-1}$	$3.00 \times 10^{-1}$	約 8.84×10 ^{2 2}
3. $00 \times 10^{-1}$	4. $00 \times 10^{-1}$	約 1. 30×10 ^{2 3}
4. $00 \times 10^{-1}$	4. $50 \times 10^{-1}$	約 6.51×10 ²²
4. $50 \times 10^{-1}$	5. $10 \times 10^{-1}$	約 9.25×10 ^{2 2}
5. $10 \times 10^{-1}$	5. $12 \times 10^{-1}$	約 3.08×10 ²¹
5. $12 \times 10^{-1}$	$6.00 \times 10^{-1}$	約 1.36×10 ²³
$6.00 \times 10^{-1}$	$7.00 \times 10^{-1}$	約 1.54×10 ^{2 3}
7.00×10 ⁻¹	8.00 × 10 ⁻¹	約 6.65×10 ²²
8.00 × 10 ⁻¹	$1.00 \times 10^{0}$	約 1.33×10 ^{2 3}
$1.00 \times 10^{0}$	$1.33 \times 10^{0}$	約 3.03×10 ²²
$1.33 \times 10^{0}$	$1.34 \times 10^{0}$	約 9.12×10 ²⁰
$1.34 \times 10^{0}$	$1.50 \times 10^{0}$	約 1.47×10 ^{2 2}
$1.50 \times 10^{0}$	$1.66 \times 10^{0}$	約 1.57×10 ²¹
$1.66 \times 10^{0}$	$2.00 \times 10^{0}$	約 3.33×10 ²¹
$2.00 \times 10^{0}$	2. 50 $\times$ 10 °	約 2.15×10 ²¹
2.50 $\times$ 10 ⁰	$3.00 \times 10^{0}$	約 1.05×10 ²⁰
$3.00 \times 10^{0}$	$3.50 \times 10^{0}$	約 2.44×10 ¹⁷
$3.50 \times 10^{0}$	$4.00 \times 10^{0}$	約 2.44×10 ¹⁷
$4.00 \times 10^{0}$	$4.50 \times 10^{0}$	約 6.40×10 ¹¹
$4.50 \times 10^{0}$	$5.00 \times 10^{0}$	約 6.40×10 ¹¹
$5.00 \times 10^{0}$	$5.50 \times 10^{0}$	約 6.40×10 ¹¹
$5.50 \times 10^{0}$	$6.00 \times 10^{0}$	約 6.40×10 ¹¹
$6.00 \times 10^{0}$	$6.50 \times 10^{0}$	約 7.37×10 ¹⁰
$6.50 \times 10^{0}$	$7.00 \times 10^{0}$	約 7.37×10 ¹⁰
$7.00 \times 10^{0}$	$7.50 \times 10^{0}$	約 7. 37×10 ¹⁰
$7.50 \times 10^{\circ}$	8.00×10°	約7.37×10 ¹⁰
8.00×10°	1.00×10 ⁻¹	約2.26×1010
$1.00 \times 10^{-1}$	1. 20×10 ⁻¹	約 1.13×10 ¹⁰
$1.20 \times 10^{-1}$	1. 40×10 ⁻¹	0
$1.40 \times 10^{-1}$	$2.00 \times 10^{-1}$	0
$2.00 \times 10^{-1}$	$3.00 \times 10^{-1}$	0
$3.00 \times 10^{-1}$	5. $00 \times 10^{-1}$	0

原子炉建屋内の積算線源強度*1

^{※1} ビルドアップ係数等については、代表エネルギ毎に評価している。

第1-1-1図 クラウドシャインによる被ばくの計算モデル

第1-1-2図 緊急時対策所建屋内の放射性物質からのガンマ線による

被ばくの計算モデル

第1-1-3図 グランドシャインによる被ばくの計算モデル(1/2)

第1-1-3図 グランドシャインによる被ばくの計算モデル (2/2)

第1-1-4図 直接ガンマ線の計算モデル (1/5)

第1-1-4図 直接ガンマ線の計算モデル (2/5)

第1-1-4図 直接ガンマ線の計算モデル (3/5)

第1-1-4図 直接ガンマ線の計算モデル (4/5)

第1-1-4図 直接ガンマ線の計算モデル (5/5)

61 - 10 - 30

第1-1-5図 直接ガンマ線の計算モデル(緊急時対策所-原子炉建屋)
第1-1-6図 スカイシャインガンマ線の計算モデル (1/2)

第1-1-6図 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				
緊急時対策所 非常用換気設 備運転モード	事象発生~24 時間: 緊対建屋加圧モード 事故後 24~34 時間: 災害対策本部加圧モード 事故後 34~35 時間: 緊対建屋浄化モード 事故後 35~168 時間: 緊対建屋加圧モード	事故後 24 時間か ら 34 時間は,外気 少量取り込みによ り建屋内への放射 性物質の流入を低 減する。	4.2(2)e. 原子炉制御室/ 緊急時制御室/緊急時対 策所内への外気取入によ る放射性物質の取り込み については,非常用換気空 調設備の設計及び運転条 件に従って計算する。 4.4(3)a. 緊急時制御室又				
緊急時対策所 加圧設備	事故後 24~35 時間 (11 時間)	緊急時対策所加圧 設備の加圧設計容 量より設定	は緊急時対策所の非常月 換気空調設備は、上記(2 の非常用電源によってイ 動すると仮定する。				
事故時におけ る外気取り込 み	考慮する	緊急時対策所は, 緊急時対策所加圧 設備よる加圧時は 浄化エリアよりも 加圧されているた め外気取り込みは ないが,緊急時対 策所加圧設備によ る加圧時以外は, 外気取り込みを行 う。	4.2.(2)e. 原子炉制御室 /緊急時制御室/緊急時 対策所の建屋の表面空気 中から,次の二つの経路で 放射性物質が外気から取 り込まれることを仮定す る。 一原子炉制御室/緊急時 制御室/緊急時対策所の 非常用換気空調設備によ って室内に取り入れるこ と(外気取入)				
緊急時対策所 バウンダリ体 積(容積)	緊急時対策所:3,000m ³ 浄化エリア:12,800m ³	審査ガイドに示さ れたとおり設計値 を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室/ 緊急時制御室/緊急時対 策所内に取り込まれる放 射性物質の空気流入量は, 空気流入率及び原子炉制 御室/緊急時制御室/緊 急時対策所バウンダリ体 積(容積)を用いて計算す る。				

第1-1-8表 緊急時対策所換気設備条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<ul> <li>外部ガンマ線</li> <li>による全身に</li> <li>対する線量評</li> <li>価時の自由体</li> <li>積</li> </ul>	事故後 24~35 時間: 浄化エリアの容積 12,800m ³ 事故後 35~168 時間: 緊急時対策所及び浄 化エリアの容積 15,800 m ³	審査ガイドに示さ れたとおり設計値 を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室/ 緊急時制御室/緊急時対 策所内に取り込まれる放 射性物質の空気流入量は, 空気流入率及び原子炉制 御室/緊急時制御室/緊 急時対策所バウンダリ体 積(容積)を用いて計算す る。
緊急時対策所 非常用送風機 ファン流量	事象発生~24時間: 5,000m ³ ∕h 24~34時間: 900m ³ ∕h 34~168時間: 5,000m ³ ∕h	審査ガイドに示さ れたとおり設計値 を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室/ 緊急時制御室/緊急時対 策所内への外気取入によ る放射性物質の取り込み については,非常用換気空 調設備の設計及び運転条 件に従って計算する
緊急時対策所 非常用よう素 フィルタ,微粒 子フィルタに よる除去効率	有機よう素:99.0% 無機よう素:99.0% 粒子状物質:99.9%	設計上期待できる 値を設定 有機/無機よう素フ ィルタ除去効率: 99.0%以上 粒子状物質: 99.9%以上	<ul> <li>4.2(1)a.よう素及びエア ロゾルのフィルタ効率は, 使用条件での設計値を基 に設定する。</li> <li>なお、フィルタ効率の設定 に際し、よう素類の性状を 適切に考慮する。</li> </ul>
緊急時対策所 の空気流入率	0 回/h	緊急時対策所加圧 設備用空気ボンベ による緊急時対策 所内の加圧又は換 気設備を用いた外 気を取り入れによ る緊急時対策所内 の加圧が行われる ため,フィルタを通 らない空気流入は ないものとする。	4.2(1)b. 新設の場合で は,空気流入率は,設計値 を基に設定する。 (なお,原子炉制御室/緊 急時制御室/緊急時対策 所設置後,設定値の妥当性 を空気流入率測定試験に よって確認する。)

第1-1-8表 緊急時対策所換気設備条件(2/3)

61 - 10 - 34

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
マスクによる 除染係数	考慮しない	居住環境上の被ば く低減措置を優先 し,評価において は着用しないこと とした。	<ol> <li>プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き,対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</li> </ol>
安定よう素剤 服用	考慮しない	居住環境上の被ば く低減措置を優先 し,評価において は服用しないこと とした。	<ol> <li>交代要員体制,安定よう素剤の服用,仮設設備等 を考慮してもよい。</li> <li>ただしその場合は,実施のための体制を整備すること。</li> </ol>
交代要員の考 慮	考慮しない	居住環境上の被ば く低減措置を優先 し,評価において は交代を考慮しな いこととした。	同上

第1-1-8表 緊急時対策所換気設備条件 (3/3)

	r		
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの 記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使 用(主な核種を以下に示す) I-131:2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132:3.1×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-133:4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134:1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135:9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134:2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136:2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137:3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Publication71 及びICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	線量換算係数に ついて,記載なし
呼吸率	1.2m³∕h	ICRP Publication 71 に基づく成人活動時 の呼吸率を設定	呼吸率について, 記載なし
地表面への沈 着速度	エアロゾル:1.2cm/s 無機よう素:1.2cm/s 有機よう素:4×10 ⁻³ cm/s 希ガス :沈着無し	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(添付資料 5,6参照) 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{×1} より設定	4.2(2)d. 放射性 物質の地表面へ の沈着評価では, 地表面への乾性 沈着及び降雨へ の湿性沈着を考 慮して地表面沈 着濃度を計算す る。

第1-1-9表 線量換算係数,呼吸率及び地表面への沈着速度の条件

※ 1 : NUREG / CR 4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters"

#### 被ばく評価に用いた気象資料の代表性

1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては,東海第二発電所 敷地内で2005年度に観測された風向,風速等を用いて線量評価を行っている。 本補足資料では,2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性 について説明する。

2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り,添付書類十に新たに追 加された炉心損傷防止対策の有効性評価で,格納容器圧力逃がし装置を使用 する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際,添付 書類六に記載している1981年度の気象データの代表性について,申請準備時 点の最新気象データを用いて確認したところ,代表性が確認できなかった。 このため,平常時線量評価用の風洞実験結果(原子炉熱出力向上の検討の一 環で準備)*が整備されている2005年度の気象データについて,申請時点で の最新気象データにて代表性を確認した上で,安全解析に用いる気象条件と して適用することにした。これに伴い,添付書類九(通常運転時の線量評価), 添付書類十(設計基準事故時の線量評価)の安全解析にも適用し,評価を見 直すこととした(補足1参照)。

※: 線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(以下, 気象指針という。)に基づき統計処理された気象データを用いる。また,気 象データのほかに放射性物質の放出量,排気筒高さ等のプラントデータ, 評価点までの距離,排気筒有効高さ(風洞実験結果)等のデータが必要と なる。

風洞実験は平常時,事故時の放出源高さで平地実験,模型実験を行い排 気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては, 吹上げ高さを考慮しており,吹上げ高さの計算に2005年度の気象データ (風向別風速逆数の平均)を用いている。

これは、2011年3月以前,東海第二発電所において,次のように2005 年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたこ とによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更 になること(主蒸気流量の5%増による冷却材中のよう素濃度減少により, 換気系からの気体状よう素放出量の減少等,補足2参照),また,南南東 方向(常陸那珂火力発電所方向),北東方向(海岸方向)の線量評価地点 の追加も必要であったことから,中立の大気安定度の気流条件での風洞実 験を新たに規定した「(社)日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安 全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準:2003」 に基づき,使用済燃料乾式貯蔵建屋,固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞 実験(1982年)以降に増設された建屋も反映し,2005年度の気象データ を用いて風洞実験(補足3参照)を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では,廃止措置中の東海発電所についても 通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては, 1981 年度と 2005 年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出 源高さの差異が,人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる 評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため,従来の風 洞実験(1982 年)の結果による有効高さを用いることにした(補足4参照)。 3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された1 年間の気象データを使用している。気象指針(参考参照)では、その年の気 象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査する ことが望ましいとしている。

以上のことから,2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気 象データと比較し、以下の(1)(2)について確認する。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- (2) 異常年検定
- 4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果
  - (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について,線量評価に用いる気 象(2005年度)と最新の気象(2015年度)との比較を行った。その結果, 2005年度気象での相対濃度※は2.01×10⁻⁶s/m³,2015年度気象では2.04 ×10⁻⁶s/m³である。2005年度に対し2015年度の相対濃度は約1%の増加 (気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲30%以内)であり,2005年度 の気象データに特異性はない。

- ※: 排気筒放出における各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の 相対濃度を小さい方から累積し,その累積頻度が97%に当たる相対 濃度を算出し,各方位の最大値を比較
- (2) 異常年検定
  - a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第1-2-1表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署(水戸地方気象台、小名浜特別地

域気象観測所)の観測記録についても使用した。

検定年	統計年*1	観測地点 ^{※2}
2005 在 座・	<ol> <li>2001年4月~2013年3月 (申請時最新10年の気象データ)</li> </ol>	<ul> <li>・敷地内観測地点</li> <li>(地上高</li> <li>10m, 81m, 140m)</li> </ul>
2005 年度. 2005 年 4 月 ~ 2006 年 3 月	<ul> <li>② 2004年4月~2016年3月 (最新10年の気象データ)</li> </ul>	<ul> <li>・敷地内観測地点 (地上高 10m,81m,140m)</li> <li>&lt;参考&gt;</li> <li>・水戸地方気象台</li> <li>・小名浜特別地域気象 観測所</li> </ul>

第1-2-1表 検定に用いた観測記録

※1:2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2:敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータである

が、気象の特異性を確認するため評価

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順により異常年検定を 行った(補足5参照)。

c. 検定結果(①~⑯ 棄却検定表参照)

検定結果は第1-2-2表のとおりであり,最新の気象データ(2004年 4月~2016年3月)を用いた場合でも,有意水準(危険率)5%での棄 却数は少なく,有意な増加はない。また,最寄の気象官署の気象データ においても,有意水準(危険率)5%での棄却数は少なく,2005年度の 気象データは異常年とは判断されない。

			棄却数									
検定年	統計年*1	敷	地内観測地	参	考							
<b></b>		地上高 10m	地上高 81m ^{※2}	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所						
2005年度	1)	1個	0 個	3 個	_	_						
2005 年度	2	3 個	1個	4個	1個	3 個						

第1-2-2表 検定結果

※1:①:2001年4月~2013年3月(申請時最新10年の気象データ)

②:2004年4月~2016年3月(最新10年の気象データ)

2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外 ※2:敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが,

気象の特異性を確認するため評価

5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度17項目、風速階級別出現頻度10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005年度)を最新の気象データ(2004年4月~2016 年3月)にて検定した結果,最大の棄却数は地上高140mの観測地点で27項 目中4個であった。棄却された項目について着目すると,棄却された項目は 全て風向別出現頻度であり,その方位はENE,E,ESE,SSWである。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005年度と2015年度を第1-2-3表のとおり比較した。

61 - 10 - 41

ENE, E, ESEについては 2005 年度に対し 2015 年度は 0.5~0.9 倍程 度の相対濃度となり,2005 年度での評価は保守的な評価となっており,線量 評価結果への影響を与えない。なお,SSWについては 2005 年度に対し 2015 年度は約 1.1 倍の相対濃度とほぼ同等であり,また,SSWは頻度が比較的 低く相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

围向	相対濃度**(s/m ³ )	相対濃度* (s/m ³ )	
四日	(2005 年度): A	(2015 年度): B	$\mu$ (b/A)
ENE	1. $456 \times 10^{-6}$	$1.258 \times 10^{-6}$	0.864
Е	$1.982 \times 10^{-6}$	$1.010 \times 10^{-6}$	0.510
ΕSΕ	$1.810 \times 10^{-6}$	$1.062 \times 10^{-6}$	0. 587
SSW	$1.265 \times 10^{-6}$	$1.421 \times 10^{-6}$	1.123

第1-2-3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

※:燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における,各方位の1時 間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し, その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

6. 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1)想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。
- (2) 2005 年度の気象データについて申請時の最新気象データ(2001 年 4 月

~2013年3月)及び最新気象データ(2004年4月~2016年3月)で異 常年検定を行った結果,棄却数は少なく,有意な増加はない。また,気 象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象デー タにおいても,2005年度の気象データは棄却数は少なく,異常年とは判 断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については,最新気象データ と比べて保守的,あるいは,ほぼ同等となっており,線量評価結果への 影響を与えない。

以上より、2005年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表(風向) (標高148m)

統計年	2001	2002	2002	2004	2007	2002	2000	2010	2011	2012	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均旭	2005	上限	下限	×棄却
Ν	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3. 52	6.02	2.77	0
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	0
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	<b>1</b> 6. 75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	0
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5,40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	0
Е	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	0
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	0
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	0
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	0
SSW	3.79	3. 56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	0
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3. 92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	0
WSW	4.38	4.09	3, 53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	0
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	0
WNW	5.95	5.05	6.19	6 <b>.</b> 71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	0
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	0
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	0

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

### ② 棄却検定表(風速)(標高148m)

判定 棄却限界(5%) 統計年 検定年 平均值 0採択 2001 2002 2003 2004 2007 2008 2009 2010 2011 2012 2005 虱速(m/s) 上限 下限 ×棄却 0.76 0.0~0.4 1.24 0.65 0.75 0.42 0.39 0.98 1.26 1.32 1.20 0.90 1.10 1.73 0.06 0 0.5~1.4 6.70 5.19 5.56 6.43 5.00 4.91 6.14 6.91 6.97 7.40 6.12 6.99 8.26 3.98 0 1.5~2.4 10.58 8.92 9.61 11.42 8.63 9.44 10.82 11.16 10.43 11.00 10.20 11.28 12.53 7.87 0 2.5~3.4 12.17 11.15 12.55 13.72 11.36 12.24 11.61 12.66 12.49 12.40 12.24 14.10 13.9910.48  $\times$ 3.5~4.4 12.57 12.25 12.80 13.58 12.63 13.41 13.26 12.52 12.24 12.10 12.74 13.85 13.97 11.51 0 4.5~5.4 11.54 10.97 11.30 12.07 12.09 12.60 11.00 12.07 12.03 0 13.08 12.67 13.40 14.11 10.03 5.5~6.4 10.66 9.62 10.10 9.68 11.98 10.33 10.78 10.64 10.24 10.00 10.40 9.92 12.02 8.79 0 6.5~7.4 7.67 8.18 8.82 7.95 8.74 8.28 8.19 8.89 8.08 8.60 8.34 7.40 9.30 7.38 0 6.97 6.39 7.5~8.4 6.17 7.68 7.35 5.34 7.30 6.64 0 7.05 5.91 6.28 5.51 8.40 4.89 6.00 5.527.03 6.01 5.034.77 4.82 0 8.5~9.4 5.14 6.84 5.60 5.03 5.48 4.82 3.92 0 9.5以上 15.56 18.54 15.15 14.02 15.61 17.08 11.35 13.84 13.00 14.88 13.00 19.70 10.05 14.61

剥測場所:敷地内A地点(標高148m,地上高140m)(%)

統計年	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	亚齿庙	検定年	棄却限多	界(5%)	→把
風向	2001	2002	2003	2004	2001	2000	2009	2010	2011	2012	千均恒	2005	上限	下限	×棄却
Ν	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3. 79	6.79	2.56	0
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	0
NE	17.97	21.91	21. 50	17.51	16.08	19.04	16. 64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	0
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5. 33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	0
Е	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	0
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	0
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2. 53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	0
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6. 10	<b>4</b> . 42	4.16	6.63	2.22	0
S	4.77	3. 66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3. 03	0
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3, 40	3.06	3. 59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	0
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3. 33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	0
WSW	3.32	3. 33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	0
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	0
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8. 17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	0
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	0
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	0
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0,68	0,65	0,90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1, 41	0.21	0

観測場所:敷地内A地点(標高 89m, 地上高 81m)(%)

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

## ④ 棄却検定表(風速) (標高89m)

									晚的物门	1. 放地	ゴム地帯	、(示同	09m, 10	」[6] 01	m) (70)
統計年	2001	2002	2002	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	十均恒	2005	上限	下限	×棄却
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	0
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6. 94	7.56	7.82	7.80	6.08	5, 79	9.13	3.03	0
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	0
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	0
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15. <b>4</b> 7	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	0
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13. <mark>4</mark> 2	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	0
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	0
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	0
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	0
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4. 12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5. 81	3.06	0
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12,98	6.36	0

観測場所:敷地内A地点(標高 89m, 地上高 81m)(%)

統計年	2001	2002	2002	2004	2007	2000	2000	2010	9011	2012	亚坎康	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均旭	2005	上限	下限	×棄却
Ν	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	0
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	0
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16. 15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19. <mark>6</mark> 8	9.02	0
ENE	3.27	3. 57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	0
Е	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	0
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3. 44	3.44	3. 98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4. 46	2.26	0
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	0
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	0
S	2.41	2.22	2.63	3, 85	3.68	3.79	3.25	4.55	3, 54	4.20	3. 41	2.31	5.25	1.57	0
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1. 53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	0
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3. 54	0.92	0
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	0
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24. 91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	0
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	0
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	0
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	0

観測場所:敷地内A地点(標高 18m, 地上高 10m)(%)

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

### ⑥ 棄却検定表(風速) (標高18m)

統計年	2001	2002	2002	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1. 90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	0
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	0
1.5~2.4	30.43	30. 39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	0
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	0
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	0
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6,75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	0
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	0
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3. 31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	0
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	0
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	0
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	0

観測場所:敷地内A地点(標高 18m, 地上高 10m)(%)

統計年	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	2013	2014	2015	亚均值	検定年	棄却限	界(5%)	→把
風向	2004	2001	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	十四世	2005	上限	下限	×棄却
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3. 52	5.60	3.28	0
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	0
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	0
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
Е	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5. 40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	0
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5. 52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	0
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	0
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6. 37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	0
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	0
W	4.65	3. 89	3.81	4.47	5.55	4.26	4. 40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	0
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	0
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	0
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	0
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1,26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0,90	1, 10	1.68	0.12	0

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表(風速)(標高148m)

現測場所:敷地内A地点(標高148m,地上高140m)(%)

統計年	2004	2007	2002	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎萨	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均旭	2005	上限	下限	×棄却
0. 0∼0. 4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	0
0.5~1.4	6. <del>4</del> 3	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	0
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	0
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	0
3.5~4.4	13.58	12.63	13. 41	13,26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13. 51	13.05	13.85	14.64	11.47	0
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	0
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9. <mark>5</mark> 1	10.48	9.92	12.23	8.73	0
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8, 62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9 <mark>. 61</mark>	7.19	0
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	0
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	0
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	0

統計年	2004	2007	2000	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎荷	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
Ν	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3. 79	7.05	3.14	0
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	0
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	0
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4. 52	5. <del>3</del> 4	8.95	8.97	1.71	0
Е	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2, 47	2.98	4.32	5.11	0.85	0
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2. <mark>1</mark> 9	2.77	3.04	1.33	0
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	0
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5. 58	4.92	4.16	7.03	2.81	0
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	0
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3. 33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	0
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3. 37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3. 33	3. 08	4.23	2.42	0
W	4.17	4.04	3. 59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4. 35	4.58	5.39	3. 31	0
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8, 53	9.14	10.51	6.54	0
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	0
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	0
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	0

観測場所:敷地内A地点(標高 89m, 地上高 81m)(%)

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し,2004年度を追加した。

### ⑩ 棄却検定表(風速) (標高89m)

													• -		
統計年	2004	2007	2000	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎岵	検定年	棄却限界	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	<b>1</b> . 21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	0
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	0
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	0
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	0
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	0
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	0
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10. 94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	0
6.5~7.4	7,90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8. 04	9.01	6.48	0
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6. <mark>6</mark> 6	4.63	0
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	0
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	0

観測場所:敷地内A地点(標高 89m, 地上高 81m)(%)

統計年	2004	2007	2002	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎枯	検定年	棄却限易	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2015	2014	2015	平均旭	2005	上限	下限	×棄却
Ν	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2,62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	0
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	0
NE	13.28	15, 17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8,98	0
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7. 12	5.78	4.49	8.65	2.90	0
Е	2.62	3.05	2. 44	2.85	2. 19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3. 79	1.23	0
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	0
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	0
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	0
S	3. <mark>8</mark> 5	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3. 50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3. 39	3.47	3.14	3. 32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1. 78	1.27	1.22	1.88	0.67	0
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	0
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5. 74	6.71	10.13	11.52	1.91	0
WNW	1 <mark>9</mark> . 53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	0
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	0
NNW	2.61	3. 51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	0
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	0

観測場所:敷地内A地点(標高 18m, 地上高 10m)(%)

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2004年度を追加した。

# 迎 棄却検定表(風速) (標高18m)

観測場所:敷地内A地点(標高 18m, 地上高 10m)(%)

<u> </u>		1						1		i i garen		Contro			Jai eta
統計年	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	亚均值	検定年	棄却限	界(5%)	刊正
風速(m/s)	2004	2001	2008	2005	2010	2011	2012	2015	2014	2015	十均旭	2005	上限	下限	×棄却
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	0
0.5~1.4	14.96	14. 40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	0
1.5~2.4	31.22	32.03	33. 39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	0
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11. 34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	0
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	0
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3. 58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	0
6.5~7.4	3.30	3. 31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1, 59	1.93	2. <mark>4</mark> 3	3.01	3.75	1, 10	0
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	0
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	0
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	0

13 棄却検定表(風向)(水戸地方気象台)

観測場所:水戸地方気象台(%)

統計年	2004	2007	2002	2000	2010	2011	2019	2012	2014	2015	亚杨志	検定年	棄却限	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均恒	2005	上限	下限	×棄却
Ν	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	0
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	0
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	0
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6,30	0
Е	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	0
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	0
SE	3. <mark>1</mark> 1	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	0
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	0
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	0
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	0
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3. 41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	0
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3. 49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	0
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1. 59	2.29	3 <mark>.</mark> 17	3.35	<b>1</b> . 22	0
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	0
NNW	13.20	14. 77	12.63	16.29	15. <mark>4</mark> 4	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	0
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	0

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2004年度を追加した。

14	棄却検定表	(風速)	(水戸地方気象台)

観測場所:水戸地方気象台(%)

統計年									2244		77 14 14	檢定年	棄却限	界(5%)	判定
風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	半均值	2005	上限	下限	〇採沢 ×棄却
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	0
0.5~1.4	33.41	35. 08	36.96	37.22	32.05	33, 83	31.50	32.61	32.82	26.35	33. 18	35.02	40.51	25.85	0
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30. 41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	0
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	0
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8,85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	0
4.5~5.4	4.93	3. 73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	0
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	0
6.5~7.4	0.96	0.63	0. 51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	0
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	0
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	0
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	0

① 棄却検定表(風向)(小名浜気象観測所)

5-0 N		St	73.5 X	7	3.) P	281 2	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·			5	3. The second		Contract of the second s		
統計年	2004	2007	2008	2000	2010	2011	2012	2012	2014	2015	亚坎枯	検定年	棄却限易	界(5%)	判定
風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均旭	2005	上限	下限	×棄却
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	0
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	0
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	0
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2. 43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	0
Е	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	0
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	0
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	0
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	0
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	0
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	0
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1. 44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	0
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	0
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	0
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	0

観測場所:小名浜気象観測所(%)

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2004年度を追加した。

# 16 棄却検定表(風速)(小名浜気象観測所)

観測場所:小名浜気象観測所(%)

1 44-31 Au		<u> </u>	1	1	<u> </u>	<u> </u>	· · · · ·	<u> </u>			l		ste des mais	$\mathbf{H} = 0/1$	判定
統計年	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	亚均值	検定年	莱却限》	界(5%)	○採択
風速(m/s)	2004	2001	2000	2005	2010	2011	2012	2015	2014	2010	十四世	2005	上限	下限	×棄却
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	0
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20, 97	25.64	15.41	0
1.5~2.4	28.61	30, 72	31.17	29.65	30. 58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30. 32	30.33	33. 13	27.52	0
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	0
3.5~4.4	11. 69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	0
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	0
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	0
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	0
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	0
8.5~9.4	0,75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0, 59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	0
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0,50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	0

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存 在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてそ の年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に 対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の 年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、ま ず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官 署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象 資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。 安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



### 平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よ う素放出量は、「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」 に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めて いる。

一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、こ こで主蒸気流量FSが増加した場合 γが増加するため、放射性よう素濃度は減 少する。

Ii = 2.47 · f · Yi ·  $\lambda_i^{0.5}$ 

$$A_{i} = \frac{I_{i}}{M(\lambda_{i} + \beta + \gamma)}$$
I i:核種 i の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)  
f :全希ガス漏えい率 (1.11×10¹⁰)  
Y i:核種 i の核分裂収率 (%)  
 $\lambda$  i:核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)  
A i:核種 i の冷却材中濃度 (Bq/g)  
M :冷却材保有量 (g)  
 $\beta$  :原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 (s⁻¹)  
 $\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$   
DF:原子炉冷却材浄化系の除染係数  
FC:原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)

γ :よう素の主蒸気への移行率 (s⁻¹)  $\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$ 

CF:よう素の主蒸気中への移行割合 FS:主蒸気流量 (g/s)

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴 い気体状よう素放出量は減少する。

#### 東海第二発電所風洞実験結果の概要について

風洞実験結果は,参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」(平 成25年12月,三菱重工業株式会社)で公開している。風洞実験結果の概要を 以下に示す。

なお,風洞実験は「(社)日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解 析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」(2003年6月, 社団法人 日本原子力学会)に基づき実施している。

その後,風洞実験実施基準:2003 は改訂され風洞実験実施基準:2009 が発刊さ れているが,実験の要求事項は変更されておらず,複雑地形の発電所で風洞実 験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点,野外拡散実験結 果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式(ガウ スプルーム拡散式)で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので, 2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009 も満足している。

1. 実験手順

- (1)大気安定度で中立(C~D)^{注)}に相当する条件になるように風洞実験装置(第1図参照)内の気流(風速分布,乱流強度分布)を調整する(第2 図参照)。
- (2)排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため、風洞実験装置内に 縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス

(3)風洞実験装置内に縮尺模型(1/2,000,風下10Km)を入れ,所定の高度 の模型排気筒からトレーサガスを放出し,地表濃度を測定する模型実験

61 - 10 - 55

⁽CH₄)を放出し、地表濃度を測定する平地実験を実施する(第3図参照)。

を行い平地実験結果と照合し,排気筒源有効高さを求める(第4図参照)。 これにより,建屋,地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第1図 風洞実験装置

注)風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は,風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整して いる。初期の風洞実験では,アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており,中立よ りも安定側の気流状態になっていたが,風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表 面粗度模型(スパイア)が製作,採用されるようになり,風洞実験実施基準を制定し た時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため、放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞 実験の80~110mに対し、今回は95~115mと高く評価されている。今回の風洞実験で は中立の大気安定度(C~D)を再現したしたため、建屋模型がない平地の気流の乱 れが大きくなり、建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく、 見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は、D~Eの大 気安定度に相当する気流の乱れであり、建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく 作用して、見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方,平常時の排気筒有効高さを比較すると,1987年の風洞実験の120~180mに対し、今回は150~220mと高く評価されている。これは、上記の気流の調整方法の違いよる影響に加え、気象データの変更及び吹出し速度の増加(14m/sから16m/sに増加)により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

図5及び図6に1987年の平地実験の結果、模型実験結果の一例を示す。

放出源高さは,事故時は通常の換気系は運転されないと想定し,排気筒実高 H₀₁=Hs,平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し,次式のように排 気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さH₀₂とする。ここで,1/Uには,2005 年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

 $H_{02} = Hs + \Delta H$ 

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

Hs : 排気筒実高 (m)

D : 排気筒出口の内径 (m)

W : 吹出し速度 (m/s)

1/U :風速逆数の平均 (s/m)

团占	常日十世	風速逆数の平均	nk しょぎざ さ (_ )	放出源高。	호 (GL m)
四(10)	有日力包	(s/m)	吹上け尚さ(m)	事故時	平常時
N	s	0.42	90.7	1 <b>4</b> 0	231
NNE	ssw	0.32	69.1	140	209
NE	sw	0.21	45.4	140	185
ENE	wsw	0.30	64.8	140	205
Е	w	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
s	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	-	216
WSW	ENE		-	-	-
w	Е	-	-	—	-
WNW	ESE	-	-	-	-
NW	SE	0.27	58.3	-	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口	の内径 (m)			4	.5
吹出し速度	(m/s)			16	3.0
排気筒高さ	(GL) (m)			14	0.0

第1表 放出源高さ

*1 風速逆数の平均(2005年4月~2006年3月)

*2 排気筒設置位置標高:EL8m

# 3. 排気筒有効高さ

縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験(平常時及び事 故時)の結果から,第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

	着目方位		平常時		事故時			
風向		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	
Ν	s	330	231	210	1870	140	105	
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100	
NE	SW	460	185	150	1300	140	110	
ENE	wsw	640	205	195	930	140	110	
Е	W	530	226	205	530	140	115	
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105	
SE	NW	660	246	220	660	140	105	
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105	
s	N	850	207	190	850	140	105	
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95	
sw	NE	360	216	195	I		_	
WSW	ENE	-	_		-		_	
W	E		_	-	-		_	
WNW	ESE	-	-	—	—		—	
NW	SE	290	198	170	—	-	_	
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115	

第2表 排気筒有効高さ



注)野外の相当高さで400mまでは風速分布,乱れ分布を再現する。



注) 鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。水平方

向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。

第2図 気流条件調整結果

61 - 10 - 59

記号	Ho(m)	記号	Ho(m)
٠	0	+	100
	20	$\diamond$	150
<b></b>	40		200
0	60	$\bigtriangleup$	250
×	80		



第3図 平地実験結果

風向	S			
$\bigtriangleup$	平常時 Ho=207m			
	平地			
評価距離	850m			



周辺監視区域境界/非居住区域境界

第4図 排気筒有効高さの求め方(風向:S, 平常時の例)

61 - 10 - 61



- GENDEN-6430-HEI-0(1) Genden-Het-40(3) Genden-Het-60(1)
- GENDEN-D-HEI-120(1) GENDEN-D-HEI-150(1) GENDEN-D-HEI-200(1) GENDEN-D-HEI-100(1) GENDEN-D-HEI-80(1) 0 △ + X ◊ ♠ X Z

第5図 1982 年風洞実験の平地実験結果



注) 〇は参考評価

第6図 1982年風洞実験の模型実験結果の一例(風向:S, 平常時の例)

#### 東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では,廃止措置中の東海発電所についても通常 運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは,排気筒有効高さは1982 年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003の解説「2.原子炉増設の際の実験の必要性について」 *1では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋 の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、 有効高さの変動が10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できると している。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガ スによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点(SW方向)に向かう風の風 向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを1981年度と2005 年度気象データから求め比較した結果+5~-3%と変動が10%以内であった。 放出源高さと有効高さはほぼ比例である**2ため有効高さの変動も10%以内に 収まると推定されることから、1987年に実施した風洞実験結果を用いることに した。これに対し、東海第二発電所は+6~+14%と10%を超えていた(下図 参照)。

21510970 HB/2							
風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ	風向頻度(%)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	変動割合 (%)	(2005年度)
Ν	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	-1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
Е	W	51	132	48	129	-2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	Ν	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			

(参考)

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ (2007年風洞実験)		放出高さ	風向頻度(%)	
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	逐動割合 (%)	(2005年度)	
Ν	S	73	213	91	231	8	3.52	
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67	
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41	
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80	
Е	W	69	209	86	226	8	5.55	
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66	
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09	
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32	
S	Ν	51	191	67	207	8	4.99	
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13	
排気筒直径(m)		4.5		←				
吹出し速度(m/s)		14		16				
排気筒高さ(m)		140		←				

※1 風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

- 2. 原子炉増設の際の実験の必要性について
- a)本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、放 出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって、かつ、既設排気筒高さが 増設建屋の高さの2.5倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。 ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、 次のように取り扱うことができる。
  - 1) 既設, 増設建屋配置により, ①建屋の並びに直角な風向, ②既設排気筒と増設建屋を 結ぶ風向を求め, 既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち, 最も①, ②に近い 2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い, その結果が既存の実験結果と比較し てあまり変わらない場合*は, 既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図 2-1 参照)。
    - * ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が10%以内であり、かつ、線 量目標値、めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



※2 1982 年東海発電所風洞実験時の放出源高さと有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さと有効高さは、下図のようにほぼ比例関係に あると認められる。これから、放出源高さが10%変動したとしても、有効高さ の変動は10%以内に収まると推定される。


#### 異常年検定法の概要について

F分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを X₀(検定年)、その他のものを X₁、X₂、X₃、…Xi、…Xn(比較年)とした場合、X₀を除く他の n 個の標本の平均を $\overline{\mathbf{X}} = \sum_{i=1}^{n} X_i/n$ として、標本の分散から見て X₀と $\overline{\mathbf{X}}$ との差が有意ならば X₀を棄却とする方法である。検定手順を以下に示す。

(1)仮説:不良標本 X₀と他の標本(その平均値) *X*との間に有意な差はない

とする。

$$H_0: X_0 = \bar{X}(\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n)$$

(2)分散比 F₀を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

 $S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \overline{X})^2 / n$ 

- (3)検定年は1年,比較年は10年,有意水準(危険率)は5%として,F分
   布表のF境界値(F¹₉(0.05) = 5.12)を求める。
- (4) F₀と F 境界値を比較して, F₀<F 境界値であれば仮説は採択する。具体 的には, 次のように棄却限界の上限値と下限値を求め, その範囲に検定 年 X₀が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S_{\sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)}}} F \frac{\beta}{\beta} F \frac{\beta}{n} \frac{\beta}{n} < X_0 < \bar{X} + S_{\sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)}}} F \frac{\beta}{\beta} F \frac{\beta}{n} \frac{\beta}{n} \frac{\beta}{n}$$

### 線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は,実効放出継続時間を基に計算した値を 年間について小さい値から順に並べて整理し,累積出現頻度97%に当たる値と している。また,注目方位は,第1-3-1図に示すとおり,建屋による拡がり の影響を考慮している。評価対象方位を第1-3-1表に示す。本評価では着目 方位は2方位となる。

第1-3-1図 評価対象方位

評価点	緊急時対策所建屋外壁
放出源	原子炉建屋外壁
評価方位	WSW, W
距離	310m

第1-3-1表 評価対象方位

相対濃度(χ/Q)の評価にあたっては、年間を通じて1年間ごとの気象条件に対して相対濃度を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を第1-3-2表に示す。累積出現頻度97%にあたる相対濃度は約1.1×10⁻⁴s/m³となった。

累積出現頻度(%)	相対濃度(s/m ³ )
96.99	約 1.1×10 ⁻⁴
97.00	約 1.1×10 ⁻⁴
97.01	約 1.1×10 ⁻⁴

第1-3-2表 相対濃度の値(実効放出継続時間10時間)

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1-4-1 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1-4-1図 地表面沈着のイメージ

緊急時対策所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 0.3 cm/s の 4 倍である 1.2 cm/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 4.0×10⁻³ 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 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5参照)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。

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

(χ/Q)_D(x,y,z)_i :時刻 i での乾性沈着率[1/m²]
 χ/Q(x,y,z)_i :時刻 i での相対濃度[s/m³]

$$61 - 10 - 71$$

降雨時には,評価点上空の放射性核種の地表への沈着は,降雨による影響を受ける。湿性沈着率  $(\chi/Q)_{*}(x,y)_{i}$ は学会標準[解説 4.11]より以下のように表される。

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

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

$$61 - 10 - 72$$

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 x / 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1-4-2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1-4-2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。



第1-4-2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1-4-1表に緊急時対策所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。

放出点	相対濃度 (s/m ³ )	乾性沈着率(①) (1/m ² )	地表面沈着率 (①+②) (1/m ² )	③比 ((①+②) /①)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 (cm/s)
原子炉建屋	約 1.1×10 ⁻⁴	約 3.2×10 ⁻⁷	約 4.2×10 ⁻⁷	約 1.3	約 0.4

第1-4-1表 沈着率評価結果

#### エアロゾルの乾性沈着速度について

緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価では,地表面への放射性物質の 沈着速度を乾性沈着速度の4倍と想定しており,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 $\mu$  m~5  $\mu$  m の粒径では沈着速度は 0.3 cm/s 程度(第1-5-1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.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u \cdot$  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1-5-1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1-5-1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1-5-1表の①、③、④)を調査した。 以上の調査結果を第1-5-1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1-5-1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

番 号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
1	LACE LA2 ^{* 1}	約0.5~5 (第1-5-2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 ^{×2}	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)

Ξ.
$\overline{\mathbf{x}}$

- ※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1-5-2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  $\epsilon$  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  $\mu$ m) = -1.39 to ln (2.5  $\mu$ 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  $\epsilon$  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:

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

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:

参考1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

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  $\mu$ 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  $\mu$ 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  $\mu$ m at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu$ m before stabilizing at 3.35  $\mu$ m; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu$ m. Geometric-mean diameter (d₅₀) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu$ 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.

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

### グランドシャインの評価方法

グランドシャインの評価は以下の通り実施した。

1. 線源

緊急時対策所居住性評価に係るグランドシャインの評価に適用する線源は, 重大事故により大気中に放出された放射性物質が地表面と緊急時対策所の天 井上面に均一に沈着した面線源とする。

2. ガンマ線線源強度

ガンマ線線源強度は、核種毎の地表面沈着濃度(7 日間の積算値,沈着速 度1.2cm/s)から計算コード入力用にガンマ線エネルギと放出割合を加味し たエネルギ群構造(42 群)に換算した値とする。なお、ガンマ線エネルギ群 構造は評価済核データライブラリJENDL-3.3^{*1}から作成した輸送計算 用ライブラリMATXSLIB-J33^{*2}の42 群とし、各群の上限エネルギ を使用する。換算後のエネルギ群別ガンマ線積算線源強度を第1-6-1表に 示す。

3. 計算モデル

グランドシャイン評価における緊急時対策所の計算モデルを第1-6-1図 に示す。緊急時対策所は鉄筋コンクリート製であるが,評価上コンクリート のみとし,以下に示す密度を適用する。建屋上に沈着する放射性物質の範囲 は,保守的に3階床レベル(EL37m)に設定する。地表面に沈着した放射性物 質の線源の高さは,法面や木々に付着する放射性物質からの寄与があること を考慮して,緊急時対策所の天井レベル(EL36m)と同じ高さに設定する。線 源範囲は,緊急時対策所中心より400mまでの範囲とする^{注1}。

上記以外は、直接線・スカイシャイン線評価の計算モデルと同様とする。

- 注1: 400m以上離れた位置からの線量寄与が全体の1%以下であることが 示されている^{*3}ため,緊急時対策所中心から周囲 400m までをモデ ル化する。
- 4. 遮蔽及び評価点

グランドシャインの評価においては,緊急時対策所建屋の外壁及び緊急時 対策所の壁による遮蔽効果を考慮する。なお,上記以外の壁等による遮蔽効 果には期待しない保守的な遮蔽モデルとなっている。

作業エリアを想定して緊急時対策所内の天井レベル(EL36m)で線量が最大 となる点を設定する。

5. 計算コード

計算コードはQAD-CGGP2R^{*4}コードを適用する。

- ※1: K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)
- ※2: K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Date/Code 2003-011(2003)
- ※3: JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
   ※4: RIST NEWS No. 33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」2002. 3. 31,
   高度情報科学技術研究機構

### 第1-6-1表 グランドシャインの評価に用いる

## 線源強度(7 日積算)^{※1}

エネルギ	² (MeV)	積算線源強度
下限	上限(代表エネルギ)	(Photons)
	$1.00 \times 10^{-2}$	約 1.12×10 ¹¹
$1.00 \times 10^{-2}$	$2.00 \times 10^{-2}$	約 1.25×10 ¹¹
$2.00 \times 10^{-2}$	$3.00 \times 10^{-2}$	約 1.68×10 ¹²
$3.00 \times 10^{-2}$	$4.50 \times 10^{-2}$	約 3.72×10 ¹¹
$4.50 \times 10^{-2}$	$6.00 \times 10^{-2}$	約 1.87×10 ¹¹
6. $00 \times 10^{-2}$	$7.00 \times 10^{-2}$	約 1.24×10 ¹¹
7.00×10 ⁻²	7. 50 $\times$ 10 ⁻²	約 2.33×10 ¹⁰
7. 50 $\times$ 10 ⁻²	$1.00 \times 10^{-1}$	約 1.17×10 ¹¹
$1.00 \times 10^{-1}$	$1.50 \times 10^{-1}$	約 1.09×1011
1. $50 \times 10^{-1}$	2. $00 \times 10^{-1}$	約 8.05×1011
2. $00 \times 10^{-1}$	3. $00 \times 10^{-1}$	約 1.61×10 ¹²
$3.00 \times 10^{-1}$	4. $00 \times 10^{-1}$	約 2.46×10 ¹²
4. $00 \times 10^{-1}$	4. 50 $\times$ 10 ⁻¹	約 1.23×10 ¹²
4. 50 $\times$ 10 ⁻¹	5. $10 \times 10^{-1}$	約 1.65×10 ¹²
5. $10 \times 10^{-1}$	5. $12 \times 10^{-1}$	約 5.50×10 ¹⁰
5. $12 \times 10^{-1}$	$6.00 \times 10^{-1}$	約 2.42×10 ¹²
$6.00 \times 10^{-1}$	$7.00 \times 10^{-1}$	約 2.75×10 ¹²
$7.00 \times 10^{-1}$	8.00 × 10 ⁻¹	約 1.20×10 ¹²
$8.00 \times 10^{-1}$	$1.00 \times 10^{0}$	約 2.40×10 ¹²
$1.00 \times 10^{0}$	$1.33 \times 10^{0}$	約 5.66×10 ¹¹
$1.33 \times 10^{0}$	$1.34 \times 10^{0}$	約 1.71×10 ¹⁰
$1.34 \times 10^{0}$	$1.50 \times 10^{0}$	約 2.74×10 ¹¹
$1.50 \times 10^{0}$	$1.66 \times 10^{0}$	約 2.17×10 ¹⁰
$1.66  imes 10^{0}$	2.00 $\times$ 10 ⁰	約 4.60×10 ¹⁰
$2.00 \times 10^{0}$	2. 50 $\times$ 10 °	約 4.36×10 ¹⁰
2.50 $\times$ 10 ⁰	$3.00 \times 10^{0}$	約 9.45×10 ⁸
$3.00 \times 10^{0}$	3. $50 \times 10^{0}$	約 7.87×10 ³
3. $50 \times 10^{0}$	4. $00 \times 10^{0}$	約 7.87×10 ³
4.00 $\times$ 10 ⁰	4. $50 \times 10^{0}$	約 2.08×10 ⁻²
4. 50 $\times$ 10 $^{\circ}$	5. $00 \times 10^{0}$	約 2.08×10 ⁻²
5.00 $\times$ 10 ⁰	5. $50 \times 10^{0}$	約 2.08×10 ⁻²
5.50 $\times$ 10 ⁰	6. $00 \times 10^{0}$	約 2.08×10 ⁻²
6.00 $\times$ 10 ⁰	6. $50 \times 10^{0}$	約 2.40×10 ⁻³
6.50 $\times$ 10 ⁰	7.00 $\times$ 10 ⁰	約 2.40×10 ⁻³
$7.00 \times 10^{0}$	$7.50 \times 10^{0}$	約 2.40×10 ⁻³
$7.50 \times 10^{0}$	$8.00 \times 10^{0}$	約 2.40×10 ⁻³
$8.00 \times 10^{0}$	$1.00 \times 10^{1}$	約 7.36×10 ⁻⁴
$1.00 \times 10^{-1}$	$1.20 \times 10^{1}$	約 3.68×10-4
$1.20 \times 10^{1}$	$1.40 \times 10^{1}$	0
$1.40 \times 10^{1}$	$2.00 \times 10^{1}$	0
$2.00 \times 10^{1}$	$3.00 \times 10^{1}$	0
$3.00 \times 10^{1}$	5. $00 \times 10^{1}$	0

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギ毎に評価している。

第1-6-1図 緊急時対策所グランドシャインの評価モデル (1/2)

第1-6-1図 緊急時対策所グランドシャインの評価モデル (2/2)

### 事象発生時の換気系運転モードについて

重大事故等の発生により,大気中に放射性物質が放出された場合においても, 緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため,緊急時対策所非常用送 風機,緊急時対策所非常用フィルタ装置を緊急時対策所内に設置する。

また, プルーム通過時の緊急時対策所の対策要員への被ばく防止対策として, 緊急時対策所加圧設備による加圧により緊急時対策所を加圧することにより, 緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。

事象発生時の換気設備の運転モード一覧を第1-7-1表に示す。

期間	事象発生~24h	24h~34h (プルーム放出中)	34h~35h	35h 以降
運転 モード <b>※</b> 1	②緊対建屋加圧モード	③災害対策本部加圧モード	④緊対建屋浄化モード	②緊対建屋加圧モード
イメージ図 ※2	緊急時 対策所     浄化エリア       空気ボンベ       換気系流量 5,000m ³ /h	緊急時 対策所     浄化エリア       空気ボンベ       換気系流量 900m ³ /h	緊急時 対策所     浄化エリア       空気ボンベ        換気系流量 5,000m³/h	緊急時 対策所 空気ボンベ 換気系流量 5,000m ³ /h
備考	【緊急時対策所,浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し,微粒子フィルタ,よう素フィルタで浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常時運転を実施 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧 運転を実施し,緊急時対策所内へ の放射性物質の流入を防止する。 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の少 量外気取り込みにより放射性物質 の流入を低減 ・建屋内は正圧維持	<ul> <li>【緊急時対策所加圧設備による加 圧運転を継続</li> <li>【浄化エリア】</li> <li>・緊急時対策所非常用換気設備の 外気取り込みにより建屋内の希 ガス等の放射性物質を排出</li> <li>・建屋内は正圧維持</li> </ul>	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧 運転を停止 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の外 気取り込みにより建屋内の放射性 物質の排出を継続 ・建屋内は正圧維持

第1-7-1表 事象発生後の非常用換気設備運転モード一覧

※1 運転モードの詳細は、補足説明資料「61-9 緊急時対策所について(被ばく評価除く)」の2.4項(5)に示す。

※2 イメージ図中網掛け部は、線源範囲

緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質濃度の推移を第 1-7-1 図に示す。また、外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内にお ける実効線量及び実効線量率の推移を第 1-7-2 図及び第 1-7-3 図に示す。



第1-7-1図 緊急時対策所建屋内(浄化エリア)の放射性物質濃度の推移



第1-7-2図 緊急時対策所内での実効線量の推移

61 - 10 - 91



第1-7-3図 緊急時対策所内での実効線量率の推移

#### 放射性物質の放出継続時間について

放射性物質の大気への放出継続時間は、「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、10時間と設定し評価している。

一方,格納容器が破損するような条件における放射性物質の大気への放出については、米国における緊急時対応技術マニュアル(NUREG/BR-0150Vol.1,Rev.4RTM-96 Response Technical Manual)において、「壊滅的破損」を想定した場合の放出時間を1時間としている。

本評価においては,以下の理由から放出継続時間を10時間として設定し評価 を行っている。

放出継続時間を1時間と設定した場合は,放射性物質の全量が1時間で放出 されることから,10時間と設定した場合に比べて放射性物質の放出量及び緊急 時対策所建屋内に対する線量率が一時的に約10倍上昇すると考えられる。しか しながら,緊急時対策所内は浄化エリアに対して50cm以上のコンクリート壁で 遮蔽されており,緊急時対策所内の線量率は最大でも0.1mSv/h以下の上昇で あるため,被ばくに与える影響は小さい。また,緊急時対策所は11時間以上加 圧でき,プルーム通過後に緊急時対策所建屋内は外気取り込みにより建屋内の 放射性物質の排出を行うため,緊急時対策所内に流入する放射性物質に対する 被ばくは大きく減少することから,放出継続時間は,長時間影響がある10時間 と設定して評価を行っている。

#### コンクリート密度の根拠について

1. はじめに

日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における 鉄筋コンクリート工事(以下, JASS 5N)」に基づき,コンクリート密度を乾 燥単位容積質量として計算を実施した。

2. 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式(解 3.6)を用いて,以下の手順で推定した。

- ② JASS 5N の予測式(解 3.6)により、含水率を0とした場合の乾燥単位容 積質量 ρ。を算出
- ③ コンクリートのばらつきを考慮して、ρ_pから3σ_dを差し引く。(解説図
   3.10)

標準偏差 σ_dは JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品 質管理試験の結果から 0.024t/m³(最大値)を採用

 $\rho_{\rm p} = G_0 + S_0 + 1.2 C_0 + w$  (解 3.6  $\downarrow$  9)

- $\rho_{\rm p}$ :乾燥単位容積質量 (kg/m³)
- G₀:調合計画における粗骨材量(絶乾)(kg/m³)※別紙参照

- S₀:調合計画における細骨材量(絶乾)(kg/m³)※別紙参照
- C₀ : 調合計画におけるセメント量 (kg/m³) ※別紙参照
- w : コンクリート中の含水量(kg/m³) ※安全側に0とする。
- 3. 推定乾燥単位容積質量について(別紙参照)

推定乾燥単位容積質量の最小値は2.016g/cm³となり, 遮蔽計算に使用す るコンクリート密度はこれを包絡する2.00 g/cm³とする。

					$\sigma d =$	
No.	打設場所	重量調合[kg/m3]	砂	砂利	(JASS5	Nより)
12000		水 セメント 砂(表乾) 砂利(表乾) 混和材	(祀乾)	(祀乾)	ρ p	ρ p-3 σ d
2					2. 209	2.137
3	A. Mar the sale				2. 217	2.145
4	一次遮敝壁				2.201	2.129
5					2.207	2.135
6					2. 229	2.157
8					2.155	2.083
9					2.156	2.084
10					2.165	2.093
11					2.162	2.090
12					2.173	2.101
14					2.177	2.105
15					2.155	2.083
16					2.162	2.090
17					2. 159	2. 087
19					2. 197	2.125
20					2.192	2.120
21					2.202	2.130
22					2.183	2.111
24					2.164	2.003
25					2.164	2.092
26					2.175	2.103
27					2.149	2.077
28					2, 156	2.084
30					2. 165	2.093
31					2.154	2.082
32					2, 143	2.071
33					2.168	2.096
35					2.172	2.100
36					2.154	2.082
37					2.168	2.096
38	一次;产薪释				2.133	2.061
40	原子炉建屋原子炉棟				2.152	2.080
41	原ナ炉建屋付属棟 タービン建屋				2.118	2.046
42					2.137	2.065
43					2.117	2.045
44					2.152	2.085
46					2.117	2.045
47					2.148	2.076
48					2.126	2.054
49					2.155	2.083
51					2.088	2.016
52					2.189	2.117
53					2.175	2.103
54					2. 181	2.109
56					2. 161	2.089
57					2.163	2.091
58					2.137	2.065
59 60					2.155	2.083
61					2. 141	2.009
62					2.205	2.133
64					2. 170	2.098
65					2.172	2.100
66 67					2.169	2.097
68					2.105	2.106
69					2.195	2.123
70					2.182	2.110
71					2.164	2.092
73					2.174	2.102
74					2.183	2. 111
					$\rho p = G0 + S0$	+1.2C0
					且北林	0.044
					取小胆	2.010
					-	

# コンクリート調合(東海第二発電所建設記録より)からの推定乾燥容積質量

$$61 - 10 - 96$$

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	関本は支援していたようのよう。
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	※心時をうまりで1年1年1年1年1年の彼はへ計1曲の適合不ら
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)	
(緊急時対策所)	
1 e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすもので	1 e)→審査ガイドの趣旨に基づき評価
あること。	
① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子	①東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故
力発電所事故と同等とすること。	相当の放出を仮定。
	放射性物質の放出割合は 4.4(1)のとおり。
② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き,対策要	②マスク着用はなしとして評価している。
員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。	③交代要員体制:評価期間中の交代は考慮しない。
③ 交代要員体制,安定ヨウ素剤の服用,仮設設備等を考慮してもよ	安定ヨウ素剤の服用:考慮しない。
い。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。	仮設設備:加圧用空気ボンベを考慮する。
④ 判断基準は, 対策要員の実効線量が7 日間で100mSv を超えない	④対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認し
ربر ۲	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	다.다. 오 파. ? 내 4월 ~ 편 4월 ~ 19 ~ 19 ~ 19 7년 19 7년 19 7월 19 4월
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	糸ぶやとう みり こうたけせい おう 彼 ふく 計画 こうぼう たた
4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法	
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,	①最適評価手法を適用し,「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解
「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし,	析条件」に基づいて評価している。
保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。	②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用
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。	したモデルに基づいた評価している。
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	③不確かさが大きいモデルや検証されたモデルは使用せず,モデル
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	の適用範囲は超えない。
慮する。	
(1) 被ばく経路	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	緊急時対策所居住性に係る被ばく経路は図 2 のとおり,①~③
評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に,	の経路に対して評価している。
原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室	
又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。	
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	
о Ю	
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	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
(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	る緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。
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	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対
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	策所内での外部被ばく線量を評価している。

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	以中文法の世紀へだれる名言を出る記載する
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	光心학회死りで后日日日である安まへ計画で通日大店
の経路を対象に計算する。	
一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による	
外部被ぼく	
二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	
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	4.1(1)②→審査ガイドのとおり
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	大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対
放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象	策所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
に計算する。	出量を基に大気拡散効果と緊急時対策所の壁によるガンマ線遮蔽
→ 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	効果を踏まえて対策要員の外部被ばく(クラウドシャイン)を評価
ウドシャイン)	している。
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	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
(グランドシャイン)	(グランドシャイン)についても考慮して評価している。
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	4.1(1)③→審査ガイドのとおり
御室ノ緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室ノ緊急時制御室ノ緊	緊急時対策所に取り込まれた放射性物質は,緊急時対策所内に沈
急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二	着せず浮遊しているものとして評価している。
つの被ばく経路を対象にして計算する。	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ら
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	緊急時対策所内に取り込まれる。緊急時対策所内に取り込まれた放
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	射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被
S₀ S	ばくの和として実効線量を評価している。
- 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内へ外気から取り込	
まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	

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	見守て来、今月2世による。 日子 古子 ちょう たましん
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	糸でまええる ちょうちょう ちょうしょう うちょう 手目 うしき しんだ
二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内へ外気から取り込	
まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	
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→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない
~	
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。	
一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による	
外部被试く	
二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	
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→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない
放出された放射性物質による被ばく線量を,次の三つの経路を対象に	
計算する。	
- 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(クラ	
ウドシャイン)	
二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	
(グランドシャイン)	
三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	

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	既4 年44年10 円44 16 2 44 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	※心はとえるごうにににたっぽ(よくに言う)とう
(2) 評価の手順	4.1(2)→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	緊急時対策所居住性に係る被ばくは, 図 3 の手順に基づいて評価
評価の手順を図3 に示す。	している。ただし,評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。
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	・緊急時対策所居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中
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	への放出割合が東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子
子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳	力発電所事故と同等と仮定した事故に対して, 放射性物質の大気中
しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(この場合、格納容器破	への放出割合及び炉心内臓量から大気中への放射性物質放出量を
損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である)のソースター	計算している。
ム解析を基に,大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射	
性物質存在量分布を設定する。	
・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放	・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
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	原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定している。
発電所事故と同等と仮定した事故に対して, 放射性物質の大気中への	
放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算す	
Ű	
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	4.1(2)b. →審査ガイ ドのとおり
算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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	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	4.1(2) c. →審査ガイ ドのとおり
度を計算する。	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	4.1(2) d. →審査ガイ ドのとおり
策要員の被ばく線量を計算する。	
・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	・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
線(スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線)による被ばく線量を計	マ線による外部被ばく線量を計算している。
算する。	
・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及	・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
び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を	及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線
計算する。	量を計算している。
・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室/緊急時制御室/緊	・上記 a. 及び b. の結果を用いて,緊急時対策所内に外気から取り
急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量	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ぼく
(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	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。
±5₀	
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	4.1(2) e. →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	関A甲基金田子市でアイドランドに、また、またい
-------------------------------------	-----------------------------------------
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	※ふみええみりでは1年によっまる彼はく計画で通行された
うかを確認する。	上記 d. で計算した線量の合計値が, 判断基準(対策要員の実効線
	量が7日間で100mSvを超えないこと)を満足することを確認してい
	ъ Зо
4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件	
<ol> <li>(1) 沈着・除去等</li> </ol>	
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 4.	. 2(1)a. →審査ガイドのとおり
備フィルタ効率	緊急時対策所換気設備のフィルタ除去効率は,設計上期待できる
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	値として, 有機よう素及び無機よう素は 99.0%, 粒子状物質は 99.9%
に設定する。	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。4.	2(1)b. →審査ガイドのとおり
b. 空気流入率	設計に基づき,空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気
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	設備を用いた外気取入れによる緊急時対策所内の加圧が可能であ
する。	るため、フィルタを通らない空気の流入はないものとする。
新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原	
子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所設置後,設定値の妥当性を	
空気流入率測定試験によって確認する。)	
(2) 大気拡散	
a. 放射性物質の大気拡散 4.	. 2(2) a. →審査ガイドの趣旨に基づいて評価
・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	・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計
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	算している。

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	いまくました。これ、シュージンは、「「」
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	糸心やえみりの1月1日による彼はく計画の過口小び
たガウスプルームモデルを適用して計算する。	
なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。	
・風向,風速,大気安定度及び降雨の観測項目を,現地において少な	・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 2006
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。	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いる。
・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、風下距離及び大気安
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	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。	
・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	・建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラ
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	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	・一〜三の全ての条件に該当するため、建屋巻き込みを考慮して評
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	角したいる。
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	放出点が原子炉建屋の屋上にあるため, 建屋の高さの 2.5 倍に満
性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達	たてない。
するものとする。	放出点の位置は, 図 4 の領域 An の中にある。
一 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合	評価点(緊急時対策所)は,巻き込みを生じる建屋(原子炉建屋)
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	の風下側にある。
について, 放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる	
一定の範囲(図4 の領域 An)の中にある場合	
三 評価点が, 巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合	
上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には, 建屋の影響	

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	只守文法 9 世話 / ざま / ジーオ 4 日 9 出版 古 4 国
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	米心すれ来り、そうにははできる。彼はく計画でしていた
はないものとして大気拡散評価を行うものとする (参4)。	
・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく	・建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側
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	拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位(評価方位 2
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	方位)を対象としている。
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	<ul> <li>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の</li> </ul>
性に係る被ばく評価手法について(内規)」(参 1)による。	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
	۲.2°
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	
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	1) 原子炉建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。
込みによる拡散が生じているものとする。	
2)巻き込みを生じる建屋として,原子炉格納容器,原子炉建屋,原	2) 原子炉建屋を代表建屋としている。
子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建	
屋等, 原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となる	
が,巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋	
とすることは、保守的な結果を与える。	
・放射性物質濃度の評価点	
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	1) 評価期間のうち, 放出開始後 11 時間(事故後 24 時間から 35 時

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	楽記時対界所の店住住に法る彼はく評価の適合状況
面の選定	間まで)は加圧用ボンベにより緊急時対策所内を加圧するため,直
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)	接流入はないとしている。
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	その後(事故後 35 時間以降)は,緊急時対策所の換気設備により
の表面から放射性物質が侵入するとする。	外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧するものとしている。
<li>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</li>	
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	2) 緊急時対策所の換気設備の給気ロとして,原子炉建屋から緊急時
制御室/緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代	対策所までの最近接点における濃度を評価している。
表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。	
このため,原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所換気空調設備	
の非常時の運転モードに応じて, 次の i)又は ii)によって, 原子炉制	
御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計	
算する。	
i) 評価期間中も給気ロから外気を取入れることを前提とする場合	
は,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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	
代表面における評価点	3) 2)で記載のとおり,緊急時対策所の換気設備の給気口として,
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	原子炉建屋から緊急時対策所までの最近接点における濃度を評価
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	している。
は小さくほぼ一様と考えられるので,評価点は厳密に定める必要は	
۰ ۲ ۲ ۵ مالی از ۲ مال	
は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	
⇒対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。	
1) 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	
-る建屋の屋上面とすることは適切な選定である。	
だ、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	
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	
彗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	
<b>飯用することも適切である。</b>	
<li>ii) 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</li>	緊急時対策所の換気設備の給気ロとして, 原子炉建屋から緊急時
□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	対策所までの最近接点とし、その間の水平直線距離に基づき拡散パ
<b>t散パラメータを算出してもよい。</b>	ラメータを算出している。
た。ヶ=0 及びgぇ=0 として, g,0, g 20 の値を適用してもよい。	
着目方位	
<ul> <li>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</li> </ul>	1) 建屋による巻き込みを考慮し, i)〜凹)の条件に該当する方位
*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が

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 居住性に係る被ぼく評価に関する審者ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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	ある複数の方位(評価方位は2方位)を対象としている。
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	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住
はなく, 図 5 に示すように, 代表建屋の後流側の拡がりの影響が評	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を対
価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。	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	放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。
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	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点
れるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向	の風上となる 180°を対象としている。
の方位mュの選定には,図6のような方法を用いることができる。図	
6 の対象となる二つの風向の方位の範囲m1a, 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m」は放出点が評価点の風上となる 180°	
が対象となる。	
<ol> <li>注意の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</li> </ol>	図7に示す方法により, 建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に
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	及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は 2 方位)を評価方位とし
用いることができる。評価点が建屋に接近し,0.5Lの拡散領域(図7	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	以中である。またていたちょうがくはんしょうます。
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	米心すとをごうして正によっない、計画で過口へん
のハッチング部分)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	2)「・着目方位 1)」の方法により,評価対象の方位を選定してい
時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から, 原子炉施設の	Ю°
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,	1) 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て
放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。	^い ろ。
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	2)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	
ත. ත	

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	関本事法のは、ストキーのような、またのであるよう
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	米心すとえたっていった」
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	3) 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	
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.→審査ガイドの趣旨に基づいて評価
・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)及び実
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。	劾放出継続時間を基に,短時間放出の式を適用し,評価している。
・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	・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
量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。	線計算モデルに適用し、計算している。
・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量	・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風向
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%	に応じて、小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。
に当たる値とする。	
・相対濃度及び相対線量の詳細は,「原子力発電所中央制御室の居住	・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
性に係る被ばく評価手法について(内規)」 ^(参1) による。	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面
による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。	沈着濃度を計算している。
e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内の放射性物質濃度	4.2(2)e.→審査ガイドの趣旨に基づいて評価
・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	・プルーム通過中は空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧又は換

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況	ミ 気設備を用いた空気取り入れによる緊急時対策所内の加圧を実施	することを前提としているため, 一の経路で放射性物質がフィルタ	と を通じて外気から取り込まれると仮定している。				E ・緊急時対策所内では放射性物質は一様混合するとし、室内で放射	性物質は沈着せず、浮遊していると仮定している。			○ ・外気取入れによる放射性物質の取り込みについては、緊急時対策	■ 所の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。		甘 ・空気ボンべによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた空	ミ 気取り入れによる緊急時対策所内の加圧を実施することを前提と	しているため、フィルタを通らない空気流入はないものとする。		ξ 4.2(3)a.→審査ガイドのとおり		・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に	と 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合算して
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	ら、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定	する。	→ 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設	備によって室内に取り入れること(外気取入)	二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入するこ	と(空気流入)	・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内の雰囲気中で放射性	物質は, 一様混合すると仮定する。	なお,原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれた	放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による	放射性物質の取り込みについては,非常用換気空調設備の設計及び運	転条件に従って計算する。	・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれる放射	性物質の空気流入量は,空気流入率及び原子炉制御室/緊急時制御室	/緊急時対策所バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。	(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)	<ul> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、</li> </ul>	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

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	原本を残りまた。そうちょうないであった。
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	米 하다 전 요 건 먹기 비 [표] [표] [표] ( 더 중 이었 ( 로 시 計 [페이) 题 더 40 년 년
換算係数の積で計算する。	計算している。
・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内にいる運転員又は対	・緊急時対策所内の対策要員については建屋による遮蔽効果を考慮
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	している。
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)	
$\hat{\lambda}$	
・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	・緊急時対策所内の対策要員のグランドシャインによる外部被ばく
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	については、建屋による遮蔽効果を考慮している。
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	4.2(3) c. →審査ガイ ドのとおり
まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室/緊急時制御室/	
緊急時対策所内での内部彼ばく	
・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	・緊急時対策所における内部被ばくについては、空気中濃度、呼吸
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	率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を合算して計算
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	している。
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	・緊急時対策所では室内で放射性物質は沈着せず浮遊しているもの

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	只下了个孩子当在下了了,这个时去 山子 Jintabute the Am
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	楽心寺と来げらる仕住に赤る彼はへ評価の過行が先
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。	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	・マスクは着用しないとして評価している。
する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を	
求める。	
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	4.2(3)d.→審査ガイドのとおり
ま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	・緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線の外部
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	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外部
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	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いる。
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	・緊急時対策所で室内に取り込まれた放射性物質は沈着せず浮遊し
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	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.→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない
ばく (クラウドシャイン)	
<ul> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、</li> </ul>	
空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量	
換算係数の積で計算する。	
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	4.2(3)f.→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない
部被ばく(グランドシャイン)	
・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	

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況	4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない	4.2(3)h.→複数の原子炉施設は設置されていないため考慮しない		
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	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。 g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中 時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で	計算する。 ・入退域での放射線防護による被ぼく低減効果を考慮してもよい。 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 設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが, 各原子炉施	設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。	

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	緊急時対策所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. 大気中への放出割合	
・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合	・事故直前の炉心内臓量に対する放射性物質の大気中への放出割合
は,原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事	に, 原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所
<b>故並みを想定する ^(参5)。</b>	事故並みを想定する。なお,放出開始までの 24 時間の核種の崩壊
希ガス類:97%	及び娘核種の生成は考慮する。
ヨウ素類:2.78%	
(CsI:95%, 無機ヨウ素:4.85%, 有機ヨウ素:0.15%)	
(NUREG-1465 ^(参6) を参考に設定)	
Cs 類:2.13%	
Te 類:1.47%	
Ba 類:0.0264%	
Ru 類: 7.53×10 ⁻⁸ %	
Ce 類:1.51×10 ⁻⁴ %	
La 類:3.87×10 ⁻⁵ %	
(2) 非常用電源	4.4(2)→審査ガイドのとおり
緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電	緊急時対策所の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時
源からの給電を考慮する。	間が事象発生後 24 時間後のため,放出開始までに電源は復旧して

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	以中文英学道道、どキィジィオカロシゴ専作中国
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	米心すと来りては「日白」であっなよく計画で過口への
ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要す	いると仮定する。
る余裕時間を見込むこと。	
<ul><li>(3) 沈着・除去等</li></ul>	
a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備	4.4(3)a. →審査ガイ ドのとおり
緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の	放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の換気設備は復旧し
非常用電源によって作動すると仮定する。	ている。
(4) 大気拡散	
a. 放出開始時刻及び放出継続時間	4.4(4)a. →審査ガイドの趣旨に基づき評価
・放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故(原子炉スクラム)	・放射性物質の大気中への放出開始時間は,事故発生 24 時間後と
発生 24 時間後と仮定する (ತಿ 5) (福島第一原子力発電所事故で最初に	仮定する。
放出した1号炉の放出開始時刻を参考に設定)。	
<ul> <li>・放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるよう</li> </ul>	<ul> <li>・放射性物質の大気中への放出継続時間は、希ガス類、よう素及び</li> </ul>
に 10 時間と仮定する (参5)(福島第一原子力発電所2 号炉の放出継続	その他の核種とも 10 時間とした。
時間を参考に設定)	
b. 放出源高さ	4.4(4)b. →審査ガイ ドのとおり
放出源高さは, 地上放出を仮定する (きり。放出エネルギーは, 保守的	放出源高さは、地上放出を仮定する。
な結果となるように考慮しないと仮定する (参5)。	
(5) 線量評価	4.4(5)→審査ガイ ドのとおり
a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又	
は緊急時対策所内での外部被ばく	
・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮	・福島第一原子力発電所事故並みを想定し, NUREG-1465 の炉心内

実用発電。	用原子炉以	-係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の	見ててる。 うちょう あいちょう ちょうしょう しょうしょう うちょうしょう
	居住性に	<b>係る被ばく評価に関する審査ガイド</b>	楽売中凶界別の店住住に休る彼は、計画の適合永佐
定を行うこ	とができい	2°	蔵量に対する原子炉格納容器への放出割合を基に原子炉建屋内に
NUREG-1465	この炉心内	蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合	放出された放射性物質を設定している。
(被覆管破	損放出~	A期圧力容器内放出) ^(参 6) を基に原子炉建屋内に	
放出された	放射性物質	重を設定する。	
	PWR	BWR	
希ガス類:	100%	100%	
ヨウ素類:	66%	61%	
Cs 類:	66%	61%	
Te 類:	31%	31%	
Ba 類:	12%	12%	
Ru 類:	0.5%	0.5%	
Ce 類:	0.55%	0.55%	
La 類:	0.52%	0.52%	
BWR につい	いては, MEL	20R 解析結果 ^(変1) から想定して, 原子炉格納容	
器から原子	が建屋へ	多行する際の低減率は 0.3 倍と仮定する。	
また,希ガ	「ス類は, -	て気中への放出分を考慮してもよい。	
電源喪失を	想定した	厚田気圧力・温度による静的負荷の格納容器	
破損モード	のうち, ‡	各納容器破損に至る事故シーケンスを選定す	
°?			
選定した事	故シーケ	/スのソースターム解析結果を基に,原子炉建屋	
内に放出さ	れた放射性	生物質を設定する。	

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	関本時は発売で日不可であった。
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	糸でまええた)とう方(は)たいようないとくず(目の)適合人が
・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接	・原子炉建屋内に放出された放射性物質を基にスカイシャインガン
ガンマ線の線源とする。	マ線及び直接ガンマ線の線源としている。
・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	・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い
として, 事故後7 日間の積算線源強度を計算する。	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び直
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	接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、
い構造及び地形条件から計算する。	遮へい構造及び地形条件から計算している。
b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部	4.4(5)b.→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない
被ぼく	
・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は, 上記 a と同	
様に設定する。	
・積算線源強度,原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガ	
ンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は, 上記 a と同様の	
条件で計算する。	







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∮ 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	策所の 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
		図 8→審査ガイ ドのとおり
	建屋影響がある場合の評価対象(風向の遺定) 」	
	<ul> <li>1) 放出点が評価点の風上となる方位を選択</li> <li>↓</li> </ul>	
	<ul> <li>1) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)</li> </ul>	
	<ul> <li></li></ul>	
	i ~Ⅲの重なる方位を選定 ◆ 方位選定終了	
	図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順	



62-1 SA設備基準適合性一覧表

SA 設備基準適合性 一覧表(常設)	東海第二列	爸電所	
	SA 設備基準適合性	一覧表	(常設)

第 62 条:通信連絡を行うために必要 な設備			を行	うために必要	衛星電話設備(固定型)	類型化 区分	<ul> <li>統合原子力防災ネットワークに</li> <li>接続する通信連絡設備(テレビ会議</li> <li>システム, IP電話及びIP-FA</li> <li>X)</li> </ul>	類型化 区分		
		第 1 号			環境条件	環境 環境 度 ケ ・ ・ 、 屋 使 の の 射 米 歳 候 線 / 一 大 屋 休 、 、 、 屋 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	その他の建屋内	С	その他の建屋内	С
			ドにお	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外		
			号	号	ける健	周辺機器 等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影響により 機能を失うおそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機 能を失うおそれがない)	-
			全性	電 磁 的 障 害	(電磁波の影響を受けない)		(電磁波の影響を受けない)	_		
				関連資料	62-3 配置図		62-3 配置図			
		第	操作	乍性	中央制御室操作, 現場操作(設置場所)	A B d	現場操作 (設置場所)	B d		
		2 号	2 号 関連資料		62-8 設備操作及び切替に関する説明書		62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
	第 1 項	<ul> <li>試験・検査</li> <li>第 (検査性、</li> <li>3 構成・外部)</li> </ul>		余・検査 贪査性、系統 戈・外部入力)	通信連絡設備	L	通信連絡設備	L		
項 第 43 条		号	関連	車資料	62-5 試験検査		62-5 試験検査			
		第	切者	<b>捧性</b>	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外		
		4 号	関連資料		62-4 系統図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		62-4 系統図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
		第	悪影	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d		
		5 号	響防止	その他 (飛 散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外		
				関連資料	62-4 系統図		62-4 系統図			
		第 設置 6 号		登場所	中央制御室操作, 現場操作(設置場所)	B A a	現場操作(設置場所)	A a		
		4	関連資料		6-3 配置図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		6-3 配置図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
		第		殳 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器 を使用するもの 必要な容量等に対して十分である もの	В	設計基準対象施設の系統及び機器を 使用するもの 必要な容量等に対して十分であるも の	В		
		亏	関連資料		62-6 容量設定根拠		62-6 容量設定根拠			
		第	共用の禁止		共用する設備	_	共用する設備	_		
j I	第	2 号	関連	<b></b> 直資料	_		_			
	2 項				共通要	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象,溢 水,火災	屋内	A a	屋内	A a
		第 3 号	第 3 号 じ で 要 因 故 障	サ ポ ー ト 系要因	異なる駆動源又は冷却源	Ва	異なる駆動源又は冷却源	Ва		
			防止	関連資料	62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図			

東海第二		
SA 設備基準適合性	一覧表	(常設)

第 62 条:通信連絡を行うために必要 な設備			を行う	うために必要	SPDS	類型化 区分	データ伝送設備	類型化 区分					
		第 1 号	第 1 号				環境条	環境 環境 正力・ 湿度 / 屋 外の天候 / 放射線 / 荷重	その他の建屋内	С	その他の建屋内	С	
				件 に い	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外				
				わける健	周辺機器 等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影影響によ り機能を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影影響により 機能を失うおそれがない)	_				
										全性	電 磁 的 障 害	(電磁波の影響を受けない)	_
				関連資料	62-3 配置図		62-3 配置図						
		第 操作 2		F性	現場操作(設置場所)	Вd	操作不要	対象外					
	646	亏	5 号 関連資料		62-8 設備操作及び切替に関す	-8 設備操作及び切替に関する説明書		_					
	第 1 項	第 3	試験・検査 (検査性、系統 構成・外部入力)		通信連絡設備	L	通信連絡設備	L					
第 43		号	関連	車資料	62-5 試験検査	62-5 試験検査							
		第 4	第 ^{切替性} 4		本来の用途として使用する	本来の用途として使用する 対象外		対象外					
		号	関連資料		62-4 系統図		62-4 系統図						
		第	第	悪影	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d				
条	条 条	5 号	響防止	その他 (飛 散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外					
				関連資料	62-4 系統図		62-4 系統図						
			設置	量場所	現場操作(設置場所)	A a	操作不要	対象外					
		号関注		直資料	6-3 配置図		6-3 配置図						
		第 1	第 1 号 関連資料		設計基準対象施設の系統及び機器 を使用するもの 必要な容量等に対して十分である もの	В	設計基準対象施設の系統及び機器を 使用するもの 必要な容量等に対して十分であるも の	В					
		号			62-6 容量設定根拠		62-6 容量設定根拠						
		第	共月	目の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外					
	第	2 号	関連	直資料	_		-						
	2 項		共通声	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象,溢 水, <u>火</u> 災	位置的分散を考慮すべきDB設備 等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等 がない	対象外					
		第 3 号	·····································	サ ポ ー ト 系要因	多様性を考慮すべきDB設備等が ない	対象外		対象外					
			防止	関連資料	62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図						

	東海第二	発電所	
SA	設備基準適合性	一覧表	(可搬)

第62条:通信連絡を行うために必要 な設備			を行	うために必要	携行型有線通話装置	類型化 区分	無線連絡設備 (携帯型)	類型化 区分
5.64		笛	環境条件に	環境正 達定 一 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	原子炉建屋原子炉棟内 その他の建屋内	B C	その他の建屋内 屋外	C D
		1	おい	海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
		号	ける健	周辺機器 等からの 悪影響	(周辺機器等からの悪影影響によ り機能を失うおそれがない)	_	(周辺機器等からの悪影影響により 機能を失うおそれがない)	-
			全性	電 磁 的 障 害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	-
				関連資料	62-3 配置図	62-3 配置図		62-3 配置図
	第	第 2	操作	乍性	設備の運搬・設置,スイッチ操 作,接続操作	Вс Вd Вg	設備の運搬・設置、スイッチ操作	Вс Вd
	1 項	号	関連資料		62-3 配置図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		62-3 配置図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書	
	項	第 3 号	試 ( 構 反	<ul><li>検・検査</li><li>検査性、系統</li><li>戈・外部入力)</li></ul>	通信連絡設備	L	通信連絡設備	L
			関連	車資料	62-5 試験検査 62-5		62-5 試験検査	-5 試験検査
		第 4	切替性		本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
		号	関連	重資料	62-4 系統図		62-4 系統図	
		第 5 号	<ul> <li>第</li> <li>第</li> <li>影</li> <li>影</li> <li>響</li> <li>防</li> </ul>	系統設計	他設備から独立	Ас	他設備から独立	Ас
第				その他(飛 散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		亏	防止	関連資料	62-4 系統図		62-4 系統図	
43 条		第	設置	置場所	現場操作 (設置場所)	A a	現場操作(設置場所)	A a
		号		重資料	62-3 配置図		62-3 配置図	
		第 1		殺 SA の容量	その他設備	С	その他設備	С
		1 号	関連資料		62-6 容量設定根拠		62-6 容量設定根拠	
		第	可 打 第 性	骰 SA の接続	簡便な接続規格による接続	С	(対象外)	対象外
		2 号	関連資料		62-8 設備操作及び切替に関す	る説明書	-	
		第 3 号 第 4 号 3 第 5	<ul> <li>異なる複数の接</li> <li>続箇所の確保</li> <li>関連資料</li> <li>設置場所</li> </ul>		(対象外)	対象外	(対象外)	対象外
					- (毎日毎月の育くわてわておの小		- (毎軒始具の古ノわてわてわのかみ	
	第 3 項				(成別線重の高くなるねてれの少 ない場所を選定)	-	(成別線重の高くなるねそれの少な い場所を選定)	-
			関連	重資料	62-3 配置図		62-3 配置図	
			保管	管場所	屋内	A a	屋内	A a
	^	号	関連	連資料	62-3 配置図		62-3 配置図	D
		弗 6	アク関連	セスルート	<u>産内</u> 62-7 アクセスルート	A		В
		号		環境条件, 白鉄理鱼				
		第	<b>光通要因</b>	日 ⁽¹⁾ (1) (3) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	屋内	A a	屋内	A a
		号	故 障	サ ポ ー ト 系要因	異なる駆動源又は冷却源	Ва	異なる駆動源又は冷却源	Ва
				関連資料	62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図	

第 62 条:通信連絡を行うために必要な設備					衛星電話設備 (携帯型)	類型化 区分	
			環境条件	環境温度・環境圧力・湿度 /屋外の天候/放射線/ 荷重	屋外(設置場所) 原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内(緊急時対 策所)(保管場所)	D C	
		第	に	海水	海水を通水しない	対象外	
		1 号	おける	周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影影響により機能を損なうおそれがない)	_	
			健全	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	_	
			土性	関連資料	62-3 配置図		
		第	操作性		設備の運搬・設置,スイッチ操作	B c B d	
		2 号	関連	重資料	62-3 配置図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		
	第 1 項	第 3	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力) 関連資料		通信連絡設備	L	
		。 号			62-5 試驗檢查		
		第 4 号	切者	<b></b> 皆性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連	<b></b> 直資料	62-4 系統図		
第 43 条		第 5 号	<ul> <li>第</li> <li>影</li> <li>影</li> <li>号</li> <li>防</li> </ul>	系統設計	他設備から独立	Ас	
				その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		75	止	関連資料	62-4 系統図		
		第	設置	置場所	現場操作(設置場所)	А	
		0 号	関連	<b></b> 直資料	62-3 配置図		
	第 3	第	可掛	骰 SA の容量	その他設備	С	
		号	関連資料		62-6 容量設定根拠		
		第 2 号 第 3 号 第 4 号	可搬 SA の接続性		(対象外)	対象外	
			関連	重資料	_		
			異なる複数の接続箇所の確保		(対象外)	対象外	
			関連	<b>基資料</b>	_		
			設置場所 関連資料		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	_	
					62-3 配置図		
	埧	第	保管	<b></b>	屋内	A b	
		5 号	関連	<b>基資料</b>	62-3 配置図		
		第	アク	フセスルート	屋外	В	
		6 号	関連	<b>基資料</b>	62-7 アクセスルート図		
			共通要	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	屋内	A a	
		第 3	5 因 故	サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		3 号	↓ 障防止	関連資料	62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

62-2 単線結線図





## 第62-2-1図 中央制御室における通信連絡設備の電源構成





## 第62-2-2図 緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所内	▲ ■携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	■ 中央制御室 	乾電池*1	(乾電池)
	送受話器 (ページング)	送受話器 (ページング)	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置(固定型)	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		▲ 無線通話装置(携帯型)	緊急時対策所	充電池 ^{※2}	(充電池)
	SPDS	データ伝送装置	■原子炉建屋付 ■属棟	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		<ul><li>緊急時対策支援システム伝送装置</li></ul>	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		S P D S データ表示装 置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

第62-2-1表 通信連絡設備(発電所内用)の電源設備

※1:乾電池により約12時間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2:充電池により約14時間の連続通話が可能。また,他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり,使用後の充電池 は代替電源設備にて充電可能。

| : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備 (): 重:

: 重大事故等対処設備

62 - 2 - 4

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所		可搬型代替低圧電源車
		PHS端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 (充電池)
		FAX	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	衛星電話設備(固定型)	┃ 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星電話設備(携帯型)	緊急時対策所	充電池 ^{※1}	(充電池)
	テレビ会議システム (社内)	テレビ会議システム (社内)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

第62-2-2表 通信連絡設備(発電所内用及び発電所外用)の電源設備

※1:充電池により約4時間の連続通話が可能。また,他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり,使用後の充電池 は代替電源設備にて充電可能。

122

:設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

: 重大事故等対処設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネット ワークに接続する通信 連絡設備	テレビ会議システム (有線系,衛星系)	緊急時対策所	■ 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P電話 (有線系,衛星系)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		IP-FAX (有線系,衛星系)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	- (通信事業者回線からの給 電)
		加入FAX	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システ ム伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

第62-2-3表 通信連絡設備(発電所外用)の電源設備

:設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

: 重大事故等対処設備

62-3 配置図



第62-3-1図 中央制御室及び緊急時対策所建屋

62 - 3 - 3

・写真については、一部イメージを含む。

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-2図 原子炉建屋付属棟3階 中央制御室

・写真については,一部イメージを含む。

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-3図 原子炉建屋地下2階
・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-4図 原子炉建屋地下1階

62 - 3 - 6

・写真については、一部イメージを含む。

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-5 図 原子炉建屋1 階

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-6 図 原子炉建屋2 階

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-7図 原子炉建屋3階

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-8 図 原子炉建屋4 階

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-9 図 原子炉建屋5 階

・写真については、一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-10 図 原子炉建屋6 階

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-11図 サービス建屋3階

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-12図 事務本館3階

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-13 図 緊急時対策所建屋 2 階 緊急時対策所

62-4 系統図



第62-4-1図 通信連絡設備の概要



第62-4-2図 通信連絡設備(発電所内)の概要



第62-4-3図 中央制御室及び中央制御室待避室における衛星電話設備の概要







第62-4-6図 通信連絡設備(発電所外[社外関係箇所])の概要(その2)

62 - 4 - 7



第62-4-7図 安全パラメータ表示システム(SPDS)及びデータ伝送設備の概要

62-5 試験検査

#### ○通信設備(発電所内)の試験検査

通信設備(発電所内)における試験検査は,第62-5-1表のとおりである。 通信設備(発電所内)の概要を第62-5-1図に示す。

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

第62-5-1表 通信設備(発電所内)における試験検査



携行型有線通話装置の試験検査

【試験構成】

【発電所】



・写真については、一部イメージを含む。

第62-5-2図 携行型有線通話設備 試験検査構成



【試験構成】

※試験区間:屋外(携帯型)~屋外(携帯型)

・写真については、一部イメージを含む。

第62-5-3図 無線連絡設備(携帯型) 試験検査構成

### 【試験構成】



※試験区間:中央制御室(固定型)~緊急時対策所(固定型)

・写真については,一部イメージを含む。

第62-5-4図 衛星電話設備(固定型) 試験検査構成

衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型)の試験検査

【試験構成】



※試験区間:屋外(携帯型)~緊急時対策所(固定型)

・写真については、一部イメージを含む。

第62-5-5図 衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型)

試験検査構成





※試験区間:屋外(携帯型)~屋外(携帯型)

・写真については、一部イメージを含む。

第62-5-6図 衛星電話設備(携帯型) 試験検査構成

## ○通信設備(発電所外)の試験検査

通信設備(発電所外)における試験検査は,第62-5-2表のとおりである。 通信設備(発電所外)の概要を第62-5-7図に示す。

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

第62-5-2表 通信設備(発電所外)における試験検査



第62-5-7図 通信設備(発電所外)の概要

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(IP電話)

の試験検査

【試験構成】



※試験区間:緊急時対策所~本店即応センター

・写真については、一部イメージを含む。

第62-5-8図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

(IP電話) 試験検査構成

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(IP-FAX)の試験検査

【試験構成】



※試験区間:緊急時対策所~本店即応センター

・写真については、一部イメージを含む。

第62-5-9図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(IP-FAX) 試験検査構成

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム) の試験検査

【試験構成】



※試験区間:緊急時対策所~本店即応センター

・写真については、一部イメージを含む。

第62-5-10図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム) 試験検査構成 ○SPDS及びデータ伝送設備の試験検査

SPDS及びデータ伝送設備における試験検査は,第 62-5-3 表のとおりである。SPDS及びデータ伝送設備の概要を第 62-5-11 図に示す。

第62-5-3表 SPDS及びデータ伝送設備における試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	機能(データの表示及 び伝送)の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	機能 (データの表示及 び伝送) の確認
	外観検査	外観の確認



第62-5-11図 SPDS及びデータ伝送設備の概要

#### SPDSの試験検査

## 【試験構成】



※試験区間:原子炉建屋付属棟~緊急時対策所建屋

・写真については,一部イメージを含む。

第62-5-12図 SPDS 試験検査構成

# 62-6 容量設定根拠

機能毎に必要な通信設備(発電所内)



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-6-1図 機能ごとに必要な通信設備(発電所内)(1/2)

○「退避の指示」における通信連絡の指揮系統図



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-6-2図 機能ごとに必要な通信設備(発電所内)(2/2)

○「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図

62 - 6 - 3



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-6-3図 機能ごとに必要となる通信設備(発電所外)

○「連絡・通報等」における通信連絡の指揮系統図

62 - 6 - 4

携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所

通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において,発電所 内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため,以下の通信連絡設 備を使用する。

○携行型有線通話装置

中央制御室に保管する携行型有線通話装置は,中央制御室と各現場(屋内) に布設している専用通信線を用い,携行型有線通話装置を専用接続箱に接続 するとともに,必要時に中継用ケーブルドラムを布設することにより中央制 御室と各現場(屋内)間の必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

なお,専用接続箱については,地震起因による溢水の影響を受けない箇所 に設置し,溢水時においても使用可能な設計とする。

通信連絡設備の必要台数は,有効性評価における各事故シーケンスグルー プ等で使用する台数とし,中央制御室及び現場(屋内)にて対応する災害対 策要員は各自1台を携行し使用する。なお,運転員と合流する災害対策要員 が使用する携行型有線通話装置は,合流する運転員が中央制御室より携行す る。

○衛星電話設備(固定型)

中央制御室及び緊急時対策所に設置する衛星電話設備(固定型)は,中央 制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また,屋外の災害対策要員は衛星電話設備(携帯型)を使用することによ り緊急時対策所と現場(屋外)間の必要な通信連絡を行うことができる設計 とする。

通信連絡設備の必要台数は,有効性評価における各事故シーケンスグルー プ等で使用する台数とし,中央制御室と緊急時対策所間として各1台,緊急 時対策所と現場(屋外)間として緊急時対策所に作業ごとに各1台使用す
る。

○衛星電話設備(携帯型)

緊急時対策所に保管する衛星電話設備(携帯型)は,現場(屋外)と緊急 時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグルー プ等で使用する台数とし、現場(屋外)と緊急時対策所間連絡用として屋外 の災害対策要員はツーマンルールであるため2名ごとに各1台を作業班長が 携行し使用する。

○無線連絡設備(携帯型)

緊急時対策所に保管する無線連絡設備(携帯型)は,現場(屋外)間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は,有効性評価における各事故シーケンスグルー プ等で使用する台数とし,現場(屋外)間連絡用として屋外の災害対策要員 は各自1台を携行し使用する。

携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要及び衛星電話設備(固定型) 等を用いた通信連絡の概要について,第62-6-4図及び第62-6-5図に示 す。

また,携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を第 62-6-1 表,各 事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置及び衛星電話設 備等の台数を第 62-6-2 表及び第 62-6-3 表に示す。 第62-6-1表 携行型有線通話装置を使用する通話場所の例

(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時(長期TB)の例)

作業・操作内容	作業・操作場所		
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋付属棟 1階	C/S電気室	
受電前準備	原子炉建屋付属棟 地下 1,2 階	C/S電気室	
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟4階	北西通路	
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟3階	MSIV保修室	
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟2階	南側通路	
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟1階	南側通路	



携行型有線通話装置



中継用ケーブルドラム

・写真については,一部イメージを含む。



・使用方法等は、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

保管場所	操作	数量	中継用 ケーブルドラム
中央制御室	原子炉建屋内各操作時の連絡手段	2	100m×1本
原子炉建屋付属棟地下2階		1	50m×1本
原子炉建屋付属棟地下1階	受電前準備他	1	100m×2本
原子炉建屋付属棟1階		1	100m×1本
原子炉建屋付属棟4階	チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の 持ち込みの防止	1	50m×1 本
原子炉建屋付属棟屋上	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧 及び除熱	1	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟地下2階	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)への系 統構成他		50m×1本
原子炉建屋原子炉棟地下1階	原子炉水位の制御他	2	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟1階	原乙偏建長肉系結構式(故如宏哭フプレイ)他	2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟2階	尿丁炉建産的示规構成(俗納谷品ヘクレイ)他	1	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟3階	原乙后建昆内豕结携式 (原乙后注水) 他	3	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟4階	原于炉建屋的采规構成(原于炉在水)他	2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟5階	ほう酸注入系による原子炉注水他	2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟6階	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール 注水系を使用した使用済燃料プールスプレイ他	1	100m×1本
原子炉建屋廃棄物処理棟1階	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設 備への給電他	1	100m×1本
原子炉建屋廃棄物処理棟3階	格納容器圧力逃がし装置第二弁の現場操作他	1	20m×1 本
緊急時対策所	緊急時対策所内各操作時の連絡手段確保	3	100m×4 本
緊急時対策所建屋1階	予備	1	200m×15 本

第62-6-4図携行有線通話装置を用いた通信連絡の概要

(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失(長期TB)の例)

62 - 6 - 8



第62-6-5図 衛星電話設備(固定型)等を用いた通信連絡の概要

## 第62-6-2表 各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置の台数

		(由田倶正)	百子后建	民付届植			
		医11-201/1	— : 作業無		原子炉建屋 原子炉棟	原子炉建屋 廃棄物処理棟	計 ^(注1)
各事故シーケンスグループ等		設備	中央制御室 -:作業無		-:作業無	- : 作業無	
	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	-	-	3	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	-	-	_	_	-
	①-3-1	全交流動力電源喪失(長期TB)	2	2	8	_	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	2	2	8	-	12
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれ	①-3-3	全交流動力電源喪失(TBP)	2	2	8	-	12
がある事故	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	2	2	_	_	4
(炉心の著しい損傷防止)	①-4-2	崩壊熱除去機能機能(残留熱除去系が故障した場合)	2	-	_	3	5
	1)-5	原子炉停止機能喪失	-	-	_	_	_
	<u>(</u> )–6	LOCA時注水機能喪失	2	-	_	3	5
	①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	2	-	4	_	6
	<u>(</u> )–8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	2	2	8	_	12
	2-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)	2	2	-	_	4
	2-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)	2	2	_	3	7
重大事故	2-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	2	2	_	3	7
(原子炉格納容器の破損の防止)	2-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	2	2	_	3	7
	2-4	水素燃焼	2	2	-	3	7
	2-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	_	3	7
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至るお	3-1	想定事故1	-	_	_	_	_
それがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	3-2	想定事故2	-	_	_	_	_
	④-1	崩壊熟除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	2	2	-	_	4
運転停止中の原子炉における重大事故に至るお	<b>④</b> -2	全交流動力電源喪失	2	2	_	_	4
てれかめる事政 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	<b>④</b> -3	原子炉冷却材の流出	-	_	_	_	_
	<b>④</b> -4	反応度の誤投入	-	_	_	_	_

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

(注1):中央制御室へ現場用(中央制御室必要分含め)として12台(予備1台)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

単位:台

## 第62-6-3表 各事故シーケンスグループ等で使用する衛星電話設備等の台数

単位:台

		使用場所	屋内 (中央制御室) 一:作業無	屋内 (緊急時対策所) - : 作業無	屋 — : 作	外 ■業無
各事故シーケンスグループ等		設備	衛星電話設備 (固定型) ^(注1)	衛星電話設備 (固定型) ^(注1)	衛星電話設備 (携帯型) ^(注2)	無線連絡設備 (携帯型) ^(注3)
	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1	3	2	5
	(1)-2	高圧注水・減圧機能喪失	-	-	_	-
	<u></u> .3-1	全交流動力電源喪失(長期TB)	1	3	2	5
	<u></u>	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	1	3	2	5
	1)-3-3	全交流動力電源喪失(TBP)	1	3	2	5
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれ	<u></u> -4-1	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	_	-	_	_
いのの争取 (炉心の著しい損傷防止)	<b>①-4-2</b>	崩壊熱除去機能機能(残留熱除去系が故障した場合)	1	3	2	5
	1)-5	原子炉停止機能喪失	_	-	—	_
	<u></u> -6	LOCA時注水機能喪失	1	3	2	5
	<b>①-7</b>	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	_	_	_	-
	<b>①-8</b>	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	1	3	2	5
	@·1·1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する 場合)	_	-	-	-
	2-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用でき ない場合)	1	3	2	5
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	2-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	_	_	-	-
	2-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	_	_	-	-
	2-4	水素燃焼	-	-	-	-
	2-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	-	-	—	-
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至るお それがある事故	3-1	想定事故1	1	3	2	5
(使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	3-2	想定事故2	1	3	2	5
	<b>④</b> •1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	_	_	_	_
運転停止中の原子炉における重大事故に至るお それがある事故	<b>④</b> -2	全交流動力電源喪失	_	_	-	_
(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	<b>④</b> -3	原子炉冷却材の流出	_	-	-	-
	<b>④</b> -4	反応度の誤投入	_	_	_	_

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

(注1):中央制御室へ2台、緊急時対策所へ6台を設置するため、重大事故等においても対応できる。

(注2):緊急時対策所へ11台(予備1台)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

(注3):緊急時対策所へ19台(予備1台)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

○過去のプラントパラメータの閲覧について

緊急時対策支援システム伝送装置に収集されるプラントパラメータ(S PDSパラメータ)は、2週間分(1分周期)のデータを保存(自動収集) できる設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置に保存されたデータについては,緊急 時対策所建屋から専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存できる 設計とする。

重大事故等が発生した場合には,緊急時対策所建屋において,プラント パラメータ(SPDSパラメータ)を専用のセキュリティを有した外部記 憶媒体へ保存し保管する手順を整備する。これにより,SPDSデータ表 示装置にて外部記憶媒体に保存されたプラントパラメータ(SPDSパラ メータ)の過去のデータを閲覧することができる設計とする。

また、SPDSデータ表示装置にてプラントパラメータ(SPDSパラ メータ)の監視も可能な設計とする。



第62-6-6図 過去のプラントパラメータ閲覧の概要

62 - 6 - 12

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	平均出力領域計装 平均	0	0	_
	平均出力領域計装 A	0	0	0
	平均出力領域計装 B	0	0	0
	平均出力領域計装 C	0	0	_
	平均出力領域計装 D	0	0	_
	平均出力領域計装 E	0	0	_
	平均出力領域計装 F	0	0	_
炉心反応	起動領域計装 A	0	0	0
度の状態	起動領域計装 B	0	0	0
確認	起動領域計装 C	0	0	0
	起動領域計装 D	0	0	0
	起動領域計装 E	0	0	0
	起動領域計装 F	0	0	0
	起動領域計装 G	0	0	0
	起動領域計装 H	0	0	0
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	0	0	0
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉水位(狭帯域)	0	0	—
	原子炉水位(広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(燃料域)	0	0	0
	原子炉水位(SA広帯域)	0	0	0
	原子炉水位(SA燃料域)	0	0	0
	原子炉圧力	0	0	0
	原子炉圧力(SA)	0	0	0
炉心冷却 の 状能確	高圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
認	低圧炉心スプレイ系系統流量	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0	0	0
	残留熱除去系系統流量A	0	0	0
	残留熱除去系系統流量B	0	0	0
	残留熱除去系系統流量C	0	0	0
	逃がし安全弁出口温度	0	0	-
	原子炉再循環ポンプ入口温度	0	0	_
	原子炉給水流量	0	0	-

第62-6-4表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(1/6)

※1:ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメー タ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	原子炉圧力容器温度	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0	0	0
	高圧代替注水系系統流量	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	0	0	0
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	0	0	0
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0	0	0
	代替淡水貯槽水位	0	0	0
	西側淡水貯水設備水位	0	0	0
	M∕C 2A-1電圧	0	0	_
	M∕C 2A-2電圧	0	0	_
炉 心 冷 却 の 状 態 確 認	M/C 2 B−1 電圧	0	0	_
	M∕C 2 B−2 電圧	0	0	_
	M/C 2C電圧	0	0	0
	M/C 2D電圧	0	0	0
	М∕С НРСS電圧	0	0	0
	D∕G 2C遮断器(660)閉	0	0	_
	D∕G 2D遮断器(670)閉	0	0	_
	HPCS D/G遮断器(680)閉	0	0	_
	圧力容器フランジ温度	0	0	_
	125V系蓄電池A系電圧	0	0	0
	125V系蓄電池B系電圧	0	0	0
	125V系蓄電池HPCS系電圧	0	0	0
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	0	0	0
	緊急用M/C電圧	0	0	0
	緊急用P/C電圧	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	0	0	0
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	0	0	0
原子炉格	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	0	0	0
納容器内 の状態確	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	0	0	0
認	ドライウェル圧力 (広帯域)	0	0	0
	ドライウェル圧力 (狭帯域)	0	0	0
		$\sim$	$\sim$	0

第62-6-4表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(2/6)

ドライウェル圧力 〇 〇 〇 〇 ※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	サプレッション・チェンバ圧力	0	0	0
	サプレッション・プール圧力	0	0	—
	ドライウェル雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水温度 (平均値)	0	0	0
	サプレッション・プール水温度	0	0	0
	サプレッション・プール雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0	0	0
	サプレッション・プール水位	0	0	0
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	0	0	-
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	0	0	-
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	0	0	-
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	0	0	-
	格納容器内水素濃度(SA)	0	0	0
	格納容器内酸素濃度(SA)	0	0	0
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン 用)	0	0	0
原子炉格 納容器内 の状態確	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン 用)	0	0	0
認	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0	0	0
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0	0	0
	格納容器下部水位	0	0	0
	格納容器下部水温	0	0	0
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0	0	0
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0	0	0
	残留熱除去系海水系系統流量	0	0	0
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0	0	0
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	0	0	0

第62-6-4表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(3/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	残留熱除去系 A注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系 B注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系 C注入弁全開	0	0	_
	格納容器内スプレイ弁A(全開)	0	0	—
	格納容器内スプレイ弁B(全開)	0	0	—
	主排気筒放射線モニタA	0	0	—
	主排気筒放射線モニタB	0	0	_
	主排気筒モニタ (高レンジ)	0	0	_
	主蒸気管放射線モニタ(A)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(B)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(C)	0	0	0
	主蒸気管放射線モニタ(D)	0	0	0
	排ガス放射能(プレホールドアップ)A	0	0	—
放射能隔	排ガス放射能(プレホールドアップ)B	0	0	—
離の状態	NS4内側隔離	0	0	_
催認	NS4外側隔離	0	0	—
	主蒸気内側隔離弁A全閉	0	0	_
	主蒸気内側隔離弁B全閉	0	0	—
	主蒸気内側隔離弁C全閉	0	0	—
	主蒸気内側隔離弁D全閉	0	0	—
	主蒸気外側隔離弁A全閉	0	0	_
	主蒸気外側隔離弁B全閉	0	0	_
	主蒸気外側隔離弁C全閉	0	0	—
	主蒸気外側隔離弁D全閉	0	0	—
	SGTS A作動	0	0	—
	SGTS B作動	0	0	—
環境の情	SGTSモニタ(高レンジ)A	0	0	—
報確認	SGTSモニタ(高レンジ)B	0	0	_
	SGTSモニタ(低レンジ)A	0	0	_
	SGTSモニタ(低レンジ)B	0	0	_

第62-6-4表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(4/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパ ラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	0	0	0
	放水口モニタ(T-2)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(A)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(B)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(C)	0	0	_
	モニタリング・ポスト(D)	0	0	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	0	0	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	0	0	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	0	0	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	0	0	—
	大気安定度 10分值	0	0	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	0	0	_
	71m ベクトル平均風向 10分値	0	0	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	0	0	_
環境の情	18m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
報確認	71m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	0	0	_
	可搬型モニタリング・ポスト(A)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(B)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(C)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(D)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(NE)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(E)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(SW)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(S)	0	0	0
	可搬型モニタリング・ポスト(SE)	0	0	0
	風向 (可搬型)	0	0	0
	風速 (可搬型)	0	0	0
	大気安定度 (可搬型)	0	0	0

第62-6-4表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(5/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加した パラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDSパ ラメータ	ERSS伝 送パラメー タ( <b>※</b> 1)	バックアッ プ対象パラ メータ
	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	0	0	0
使用済燃 料プール	使用済燃料プール温度 (SA)	0	0	0
科フールの状態確	使用済燃料プール温度	0	0	0
認	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低 レンジ)	0	0	0
小羊相炎	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レン ジ)	0	0	0
小米線光 による格	フィルタ装置入口水素濃度	0	0	0
納容器の破損防止	フィルタ装置圧力	0	0	0
確認	フィルタ装置水位	0	0	0
	フィルタ装置スクラビング水温度	0	0	0
水素爆発 による原	原子炉建屋水素濃度	0	0	0
子炉建屋 の損傷防 止確認	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0	0	0
	自動減圧系 A作動	0	0	-
	自動減圧系 B作動	0	0	—
	非常用窒素供給系供給圧力	0	0	0
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	0	0	0
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	0	0	0
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	0	0	-
바쓰미너	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	-
非常用炉心冷却系	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	_
(ECCS)の 出始空	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	0	0	-
扒態寺	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系ポンプA起動	0	0	_
	残留熱除去系ポンプB起動	0	0	_
	残留熱除去系ポンプC起動	0	0	_
	残留熱除去系A注入弁全開	0	0	_
	残留熱除去系B注入弁全開	0	0	—
	残留熱除去系C注入弁全開	0	0	_
	全制御棒全挿入	0	0	_
	取水ピット水位計	0	0	0
<b></b>	潮位計	0	0	0

第62-6-4表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(6/6)

※1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパ

ラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。 ○データ伝送設備(発電所内)の容量について

データ伝送設備(発電所内)のデータ伝送容量は、今後のプラントパラメ ータの追加を考慮し、 第62-6-5表に示すとおり、回線容量は必要回線容 量に対し余裕を持った設計とする。

また,データ伝送設備(発電所内)のデータ表示機能は,今後のプラント パラメータの追加を考慮し第 62-6-6 表に示すとおり,表示可能なプラン トパラメータ数は必要なプラントパラメータ数に対し余裕の持った設計とす るとともに,緊急時対策支援システム伝送装置のソフトウェアを改造するこ とにより拡張可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において使用する通信設備(発電所外)及びデ ータ伝送設備(発電所外)が接続する通信回線は,必要回線容量を確保した 回線容量を有する設計とする。

通信回線種別	建屋間におけるデータ伝送路	必	回線宏昌※1		
通问回标准加	通信回線僅加 建産间にわける/ - ク仏医路		その他		凹脉谷里
有線系回線	原子炉建屋付属棟~ 緊急時対策所建屋	19.2kbps	30.0Mbps	30.02Mbps	1Gbps
無線系回線	原子炉建屋付属棟~ 緊急時対策所建屋	1.95Mbps		1.95Mbps	6Mbps

第62-6-5表 データ伝送設備(発電所内)の回線容量

※1:各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

第62-6-6表 データ伝送設備(発電所内)のデータ表示に係る容量

	必要となるプラン	トパラメータ数*1	表示可能なプラントパラメータ数 ^{※1}		
	アナログ信号	ディジタル信号	アナログ信号	ディジタル信号	
データ伝送装置	148 点	34 点	256 点	256 点	
緊急時対策支援 システム伝送装置	86 点	34 点	256 点	256 点	

※1:各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

62 - 6 - 19

重大事故等が発生した場合において使用する通信設備(発電所外)及びデー タ伝送設備(発電所外)が接続する通信回線は,第62-6-7表に示すとおり, 必要回線容量を確保した回線容量を有する設計とする。

第62-6-7表 通信設備(発電所外)及びデータ伝送設備(発電所外)が接続

通信回線種別		主要設備		必要回線容量 ^{※2,3}			同始应且
				主要設備	その他 ^{*4}		凹廠谷重
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備 ^{※1} (固定電話機, PHS端末, FAX)		64kbps	5936kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話 設備	加入電話	9 回線	_	9回線	10 回線
			加入FAX	1回線	—	1回線	2回線
			電力保安通信用 電話設備接続 ^{※1}	4 回線	_	4回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話 設備	衛星電話設備 (固定型)	6 回線	—	6 回線	8 回線
			衛星電話設備 (携帯型)	11 回線	_	11 回線	12 回線
	有線系回線	専用電話(ホットライン) (地方公共団体向)		1回線	_	1回線	1回線
通回線子力 事(統防ワ ク)	有線系回線			2.9Mbps		2.9Mbps	5Mbps
		統合原子力 防災ネット ワークる通信 連絡設備	I P 電話	(640kbps)			
			IP-FAX	(256kbps)			
			テレビ会議 システム	(2Mbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			
	衛星系回線			226kbps		226kbps	384kbps
		<ul> <li>統合原子力</li> <li>防災ネット</li> <li>ワークに接</li> <li>続する通信</li> <li>連絡設備</li> </ul>	I P電話	(16kbps)			
			I P – F A X	(50kbps)			
			テレビ会議 システム	(128kbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			

する通信回線の回線容量

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1:加入電話に接続されており,発電所外への連絡も可能である。

※2:() は内訳を示す。

※3:緊急時対策所設置分を示す。

※4:その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。

62-7 アクセスルート図

第62-7-1図 屋外アクセスルート図

第62-7-2図 重大事故等発生時 屋内アクセスルート

第62-7-3図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

第62-7-4図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

第62-7-5図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

第62-7-6図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

第62-7-7図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

第62-7-8図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

第62-7-9図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

62-8 設備操作及び切替に関する説明書



・写真については、一部イメージを含む。

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-8-1 図 操作概要図 携行型有線通話装置 (原子炉建屋付属棟3 階 中央制御室) -8 - 3

62

・写真については、一部イメージを含む。

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-8-2図 操作概要図 衛星電話設備(固定型)

(原子炉建屋付属棟3階 中央制御室)

・写真については、一部イメージを含む。

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-8-3図 操作概要図 無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)

(緊急時対策所建屋2階 緊急時対策所)

・写真については、一部イメージを含む。

・配備又は保管場所については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62-8-4図 操作概要図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP電話及びIP-FAX) (緊急時対策所建屋2階 緊急時対策所)