

た放射性物質は NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価した。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。評価に用いた放出放射エネルギーを第 1 表に示す。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第 1 表 大気中への放出放射エネルギー（7 日間積算）*

核種グループ	停止時炉心内蓄積量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)
		原子炉格納容器からの漏えい及びアニュラス空気浄化設備による放出
希ガス類	約 3.0×10^{19}	約 5.4×10^{16}
よう素類	約 3.1×10^{19}	約 2.5×10^{14}
Cs 類	約 1.2×10^{19}	約 5.0×10^{13}
Te 類	約 1.9×10^{19}	約 2.5×10^{13}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 1.7×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^{19}	約 2.3×10^{12}
Ce 類	約 6.5×10^{19}	約 3.4×10^{12}
La 類	約 6.6×10^{19}	約 2.4×10^{12}

*：有効数字 2 桁で四捨五入した値

2.3 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値を年間について小さい方から順に並べて整理し、累積出現頻度 97% に当たる値を用いた。評価においては、泊発電所敷地内において観測した 1997 年 1 月～1997 年 12 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、風向風速データが不良標本の棄却検定により、最近 10 年間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

相対濃度及び相対線量の評価結果を第 2 表に示す。

第2表 相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
地上 (地上 0m)	中央制御室中心	W, WNW, NW, NNW, N	約 5.6×10 ⁻⁴	約 2.4×10 ⁻¹⁸
	出入管理建屋入口	WNW, NW, NNW	約 3.8×10 ⁻⁴	約 1.8×10 ⁻¹⁸
	中央制御室入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 5.7×10 ⁻⁴	約 2.3×10 ⁻¹⁸
排気筒 (地上 73.1m)	中央制御室中心	W, WNW, NW, NNW, N	約 2.8×10 ⁻⁴	約 4.6×10 ⁻¹⁹
	出入管理建屋入口	WNW, NW, NNW	約 1.9×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻¹⁹
	中央制御室入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 2.8×10 ⁻⁴	約 4.7×10 ⁻¹⁹

2.4 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

被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後7日間とし、運転員が交代（5直3交代）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交代サイクルを第3表に、交代スケジュール例を第4表に示す。

また、本評価においては、7日間の評価期間において最も中央制御室の滞在時間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを第1図及び第2図に示す。また、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条件を第6表に、被ばく評価に係る中央制御室空調装置の概略図を第3図に示す。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第3表 直交代サイクル

勤務	勤務時刻	勤務時間
1直	22:00 ~ 8:10	10時間10分
2直	8:10 ~ 15:20	7時間20分
3直	15:00 ~ 22:10	7時間10分
連直	8:00 ~ 22:10	14時間10分

第4表 勤務スケジュール例

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	3直	連直	2直		1直	1直		49:00	10回
B班	日勤								
C班			3直	連直	2直		1直	38:50	8回
D班	1直	1直			3直	連直	2直	49:00	10回
E班	2直		1直	1直			3直	34:50	8回

2.4.1 中央制御室内での被ばく

2.4.1.1 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（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中央制御室内での外部被ばくは、原子炉格納容器内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等を踏まえて評価した。

原子炉格納容器内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線についてはSCATTERINGコードを用いて評価した。

2.4.1.2 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（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での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。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。

2.4.1.3 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）

外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは、中央制御室内の放射性物質濃度を基に、放射性物質から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効果を考慮した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算は、以下の(1)、(2)に示す効果を考慮した。

(1) 閉回路循環運転：中央制御室空調装置

中央制御室空調装置の閉回路循環運転は、通常開いている外気取り入れダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードである。具体的な系統構成を第3図に示す。

中央制御室内の放射性物質濃度は閉回路循環運転で評価している。

なお、中央制御室空調装置の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した遅れを考慮し、300分を起動遅れ時間として考慮した。

(2) 中央制御室への外気の直接流入率

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

2.4.2 入退域時の被ばく

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入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は出入管理建屋入口及び中央制御室入口

の2箇所とし、入退域ごとに各々の評価点に10分間及び5分間滞在するとして評価した。

2.4.2.1 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（経路④）

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入退域時の運転員の外部被ばくは、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、「2.4.1.1 原子炉建屋内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。

2.4.2.2 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について、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「2.4.1.2 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（経路②）」と同様な手法で、内部被ばくは、空調設備効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3 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）」と同様な手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。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2.4.2.1の仮定に同じである。

2.5 評価結果のまとめ

中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、第5表に示すとおり、実効線量が7日間で約15mSvである。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

このことから、判断基準である「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認した。

なお、マスク着用を考慮しない場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、実効線量が7日間で約71mSvである。

【迫而】除染係数見直しによる線量評価

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第5表 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果

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

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

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

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

第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条件（1/3）

項目		評価条件
炉心内蓄積量	発災プラント	3号炉
	評価事象	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
	炉心熱出力	2,705MWt
	原子炉運転時間	ウラン燃料（3/4） 1 サイクル：10,000h（約416日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（1/4） 1 サイクル：10,000h（約416日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h
	取替炉心の燃料装荷割合	ウラン燃料：1/4 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：1/3
大気拡散	気象資料	泊発電所における1年間の気象データ （1997年1月～1997年12月）（地上約10m）
	実効放出継続時間	全放出源：1時間
	建屋巻き込み	考慮する
	累積出現頻度	小さい方から累積して97%
	放出源及び放出源高さ	地上：地上0m 排気筒：地上73.1m
	着目方位	中央制御室滞在時 【地上，排気筒】 中央制御室中心：5方位
	入退域時 【地上，排気筒】 出入管理建屋入口：3方位 中央制御室入口：6方位	

第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条件（2/3）

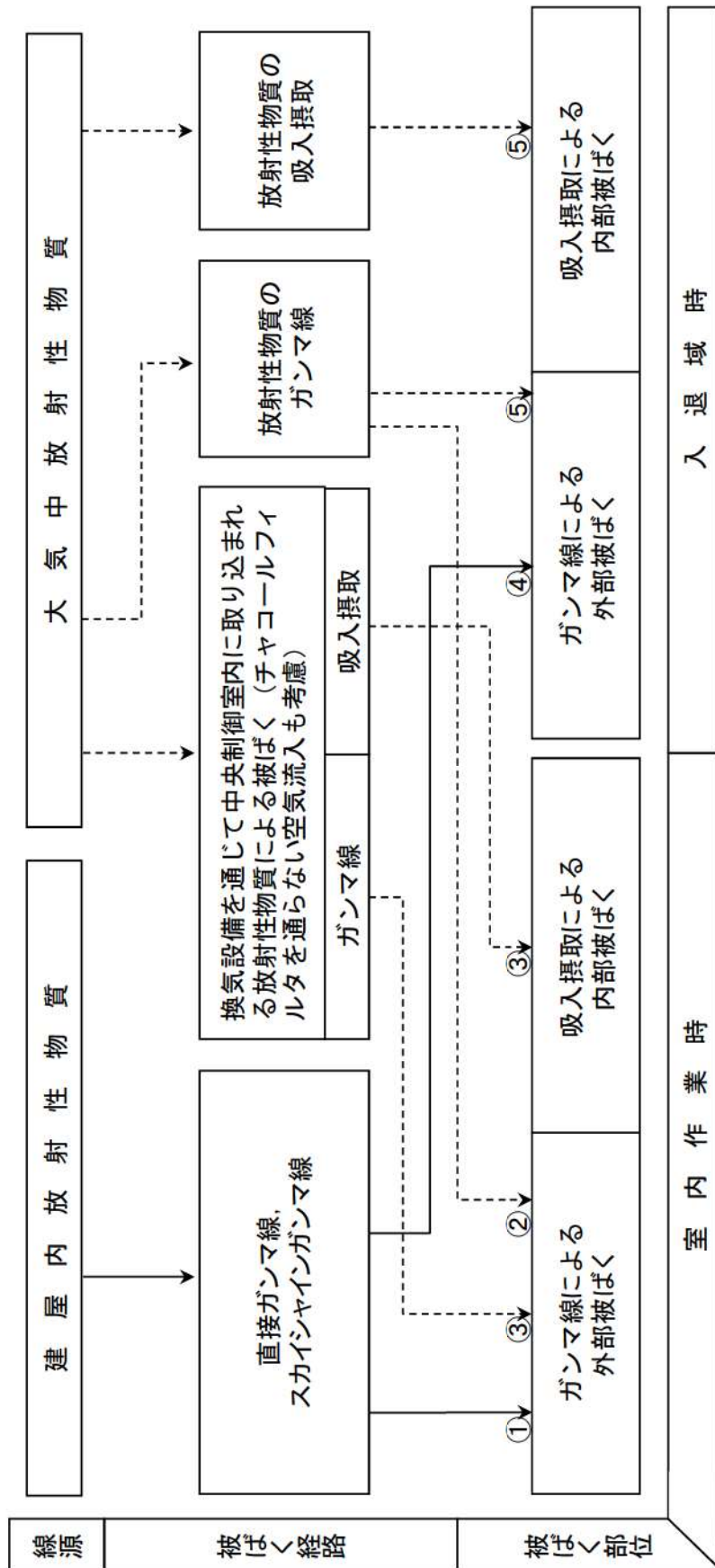
項目	評価条件
原子炉格納容器の漏えい開始時刻	0秒
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%
原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DF)	1
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・代替格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	9.0×10^{-4} [1/s]
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	6.65×10^{-3} [1/h]
代替格納容器スプレイによるスプレイ効果開始時間	60分
代替格納容器スプレイによるエアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2 [*] に示された評価式に基づく
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	炉心内内蔵量に対して, 希ガス類 : 1.0×10^0 よう素類 : 7.5×10^{-1} Cs 類 : 7.5×10^{-1} Te 類 : 3.05×10^{-1} Ba 類 : 1.2×10^{-1} Ru 類 : 5.0×10^{-3} La 類 : 5.2×10^{-3} Ce 類 : 5.5×10^{-3}

【追而】除染係数見直しによる線量評価

※：米国 Standard Review Plan 6.5.2 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

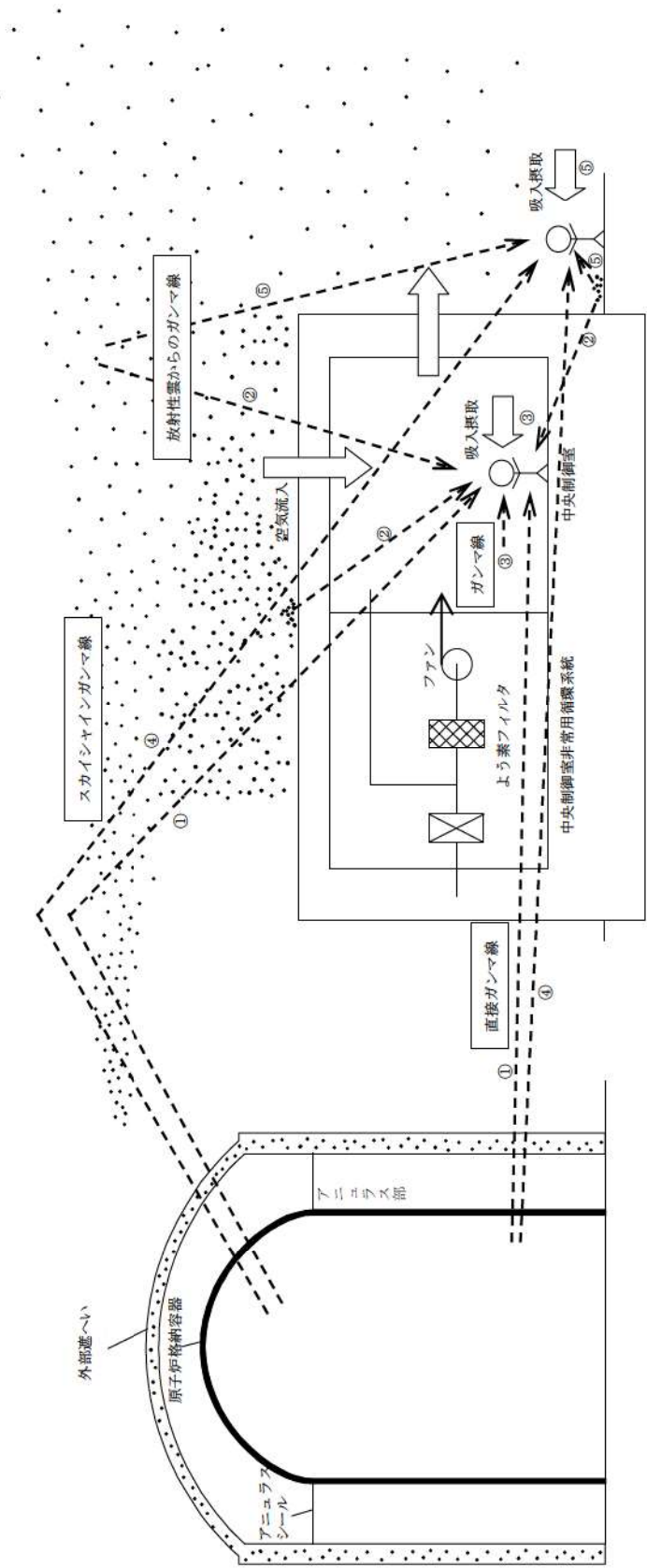
第6表 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/3）

項目		評価条件
環境への放出	アニュラス部体積	7860m ³
	アニュラス空気浄化設備 ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /h (ただし 60 分後起動)
	アニュラス負圧達成時間	78 分
	アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる除去効率	0～78 分： 0% 78 分～： 95%
	アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる除去効率	0～78 分： 0% 78 分～： 99%
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統 (風量, フィルタ除去効率及び 起動遅れ時間)	【風量】 事故発生から 0 ～300 分後： 0 m ³ /h 事故発生から 300 分～7 日： 5.1×10 ³ m ³ /h 【よう素フィルタによる除去効率】 事故発生から 0 ～300 分後： 0% 事故発生から 300 分～7 日： 95% 【微粒子フィルタによる除去効率】 事故発生から 0 ～300 分後： 0% 事故発生から 300 分～7 日： 99% 【起動遅れ時間】 300 分
	中央制御室バウンダリへの 外気の直接流入率	0.5 回/h
	マスク防護係数	入退域： 50 中央制御室滞在時： 50
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交代要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャイ ンガンマ線の評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： SCATTERING コード
	地表面への沈着速度	希ガス： 沈着なし 希ガス以外： 1.2cm/s
	事故の評価期間	7 日間

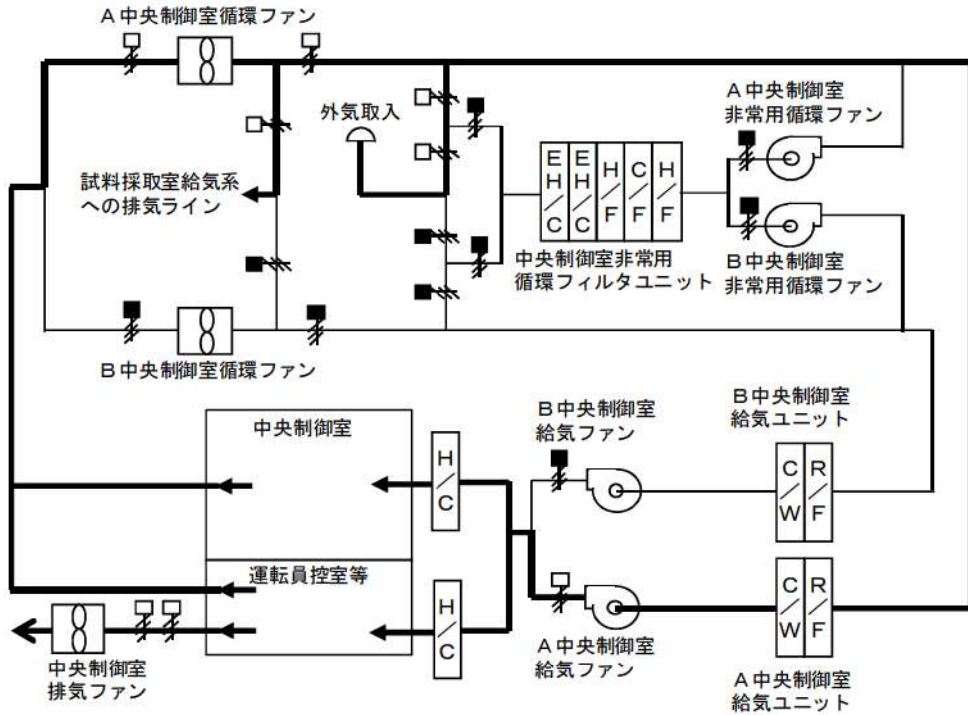
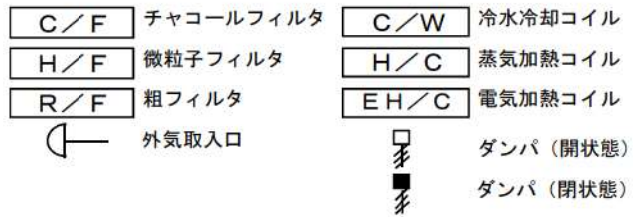


第1図 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

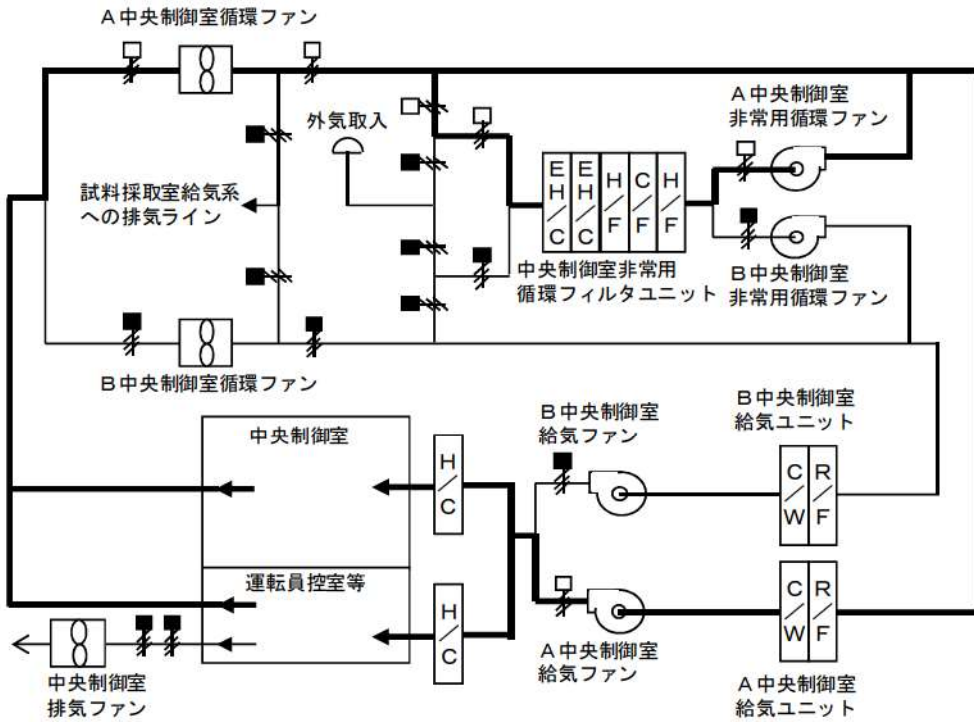
中央制御室内	<p>①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）</p> <p>②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく （クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインによる外部被ばく）</p> <p>③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく （吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）</p> <p>④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）</p> <p>⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく （クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく）</p>
入退域	



第2図 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被ばく経路イメージ図



(通常運転時)



(閉回路循環運転時)

第3図 中央制御室空調装置の概要図

【追而】除染係数見直しによる線量評価
 女川同様、正の評価にてマスクを一定時間
 外す仮定を設けるため削除

(参考 1)

マスク着用期間を限定した線量評価について

中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価においては、評価期間中マスクの着用を考慮している。一方、事故発生時には、事象の進展及び中央制御室内の放射性物質濃度に応じ、放射線管理を踏まえてマスク着用の運用を行う。

今回の選定した事故シーケンス及び居住性に係る被ばく評価手法を用い、マスク着用期間を事故発生直後に限定した場合の被ばく評価を以下に示す。

ここで、選定した事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失を想定し、評価上、中央制御室非常用循環システムの起動遅れ時間を 300 分（5 時間）としている。

中央制御室非常用循環システムの起動後は、よう素フィルタ及び微粒子フィルタにより室内に取り込まれた放射性物質は低減される。

このため、ここでは中央制御室非常用循環システム起動後の室内の放射性物質低減を考慮して、第 7 表のとおり事故発生後 7 時間までマスクを着用するとした。

なお、評価上、屋外においては、室内より放射性物質濃度が高いため、入退域時にマスクを着用するとして評価した。

マスク着用期間を限定した線量評価における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を第 8 表に示す。マスクなしの結果を第 9 表に示す。

第 7 表 中央制御室非常用循環システムの作動状況及びマスク着用時間

時間	0～5 h	5～7 h	7～168 h
中央制御室非常用循環システム	—	作動（フィルタによる放射性物質の低減）	
マスク	着用		—※

※入退域のみ着用

【追而】除染係数見直しによる線量評価
 女川同様、正の評価にてマスクを一定時間外す仮
 定を設けるため削除

第8表 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果
 （7時間までマスク考慮，7時間以降マスクなし）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) *2		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	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 1.1×10^0	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^0	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1
入退域時	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	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.4×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1	約 7.9×10^{-2}	約 1.2×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 13	約 14	約 28*3

*1 入退域時については常にマスクを着用とした。

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

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

【追而】除染係数見直

しによる線量評価

第9表 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果
（マスクなし）

被ばく経路		7日間の実効線量（mSv）*1		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	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 1.1×10^0	約 5.4×10^1	約 5.5×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.2×10^0	約 5.4×10^1	約 5.5×10^1
入退域時	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	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.3×10^0	約 3.9×10^0	約 5.2×10^0
	小計（④+⑤）	約 1.2×10^1	約 3.9×10^0	約 1.6×10^1
合 計 （①+②+③+④+⑤）		約 13	約 57	約 71*2

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

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

添付資料 2 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

2-1 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表

第 2-1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	3号炉	運転号炉を想定	4.2(3)h. 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。
評価事象	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定（添付資料 2-2 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	2,705MWt	定格値（2,652MWt）に定常誤差（+2%）を考慮	—
運転時間	ウラン燃料（3/4） 1 サイクル：10,000h（約 416 日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h ウラン・プルトニウム混合 酸化物燃料（1/4） 1 サイクル：10,000h（約 416 日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	ウラン燃料：1/4 ウラン・プルトニウム混合 酸化物燃料：1/3	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

第 2-1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	0 秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果の NUREG-1465 記載の値を設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して、pH 調整ができず、pH>7 となると限らないため	—
原子炉容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しないため、R.G.1.195 に基づき設定 (添付資料 2-2-6 参照)	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定 (添付資料 2.2-24 参照)	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率 (DF)	1	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率は保守的に考慮しない	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・代替格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果	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	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験棟から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4} [1/s]	CSE 実験に基づき設定 (添付資料 2-2-7 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、実験棟から得られた適切なモデルを基に設定する。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第 2-1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	内規に示されたとおり設定	解説 4.3 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残り 3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当である。
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	炉心内内蔵量に対して、 希ガス類 : 1.0×10^0 よう素類 : 7.5×10^{-1} Cs 類 : 7.5×10^{-1} Te 類 : 3.05×10^{-1} Ba 類 : 1.2×10^{-1} Ru 類 : 5.0×10^{-3} La 類 : 5.2×10^{-3} Ce 類 : 5.5×10^{-3}	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故を含む）を代表する。NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release ~ Late in-Vessel までを考慮）を設定。（添付資料 2 2-4 参照）	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。
アニュラス空気浄化設備起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10^4 m ³ /h	設計値としてファン 1 台の起動を想定。	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78 分 : 0% 78 分~ : 95%	設計値を基に設定	4.3(3)b. アニュラス空気浄化設備フィルタ効率ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78 分 : 0% 78 分~ : 99%	設計値を基に設定	
アニュラス負圧達成時間	事故発生から 78 分後	設計値を基に設定（添付資料 2 2-11 参照）	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示された通り評価期間を設定	3. 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第 2-1-2 表 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値) *

核種グループ	停止時炉心内蓄積量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)
		原子炉格納容器からの漏えい及び アニュラス空気浄化設備による放出
希ガス類	約 3.0×10^{19}	約 5.4×10^{16}
よう素類	約 3.1×10^{19}	約 2.5×10^{14}
Cs 類	約 1.2×10^{19}	約 5.0×10^{13}
Te 類	約 1.9×10^{19}	約 2.5×10^{13}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 1.7×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^{19}	約 2.3×10^{12}
Ce 類	約 6.5×10^{19}	約 3.4×10^{12}
La 類	約 6.6×10^{19}	約 2.4×10^{12}

* : 有効数字 2 桁で四捨五入した値

第 2-1-3 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	泊発電所における 1 年間の気 象データ (1997 年 1 月～ 1997 年 12 月) (地上約 10m)	建屋影響を受ける大気 拡散評価を行うため保 守的に地上風 (地上約 10m) の気象データを使用 また、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 間の気象資料を使用 (添付資料 2 2-13 参 照)	4.2(2)a. 風向、風速、大 気安定度及び降雨の観測 項目を、現地において少 なくとも 1 年間観測して 得られた気象資料を大気 拡散式に用いる。
実効放出 継続時間	全放出源：1 時間	保守的に 1 時間と設定	4.3(4)a. 放射性物質の大 気中への放出継続時間 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。
放出源及び 放出源高さ	地上：地上 0m 排気筒：地上 73.1m	審査ガイドに示された とおり設定 ただし、放出エネルギー による影響は未考慮	4.3(4)b. 放出源高さは、 4.1(2)a. で選定した事故 シーケンスに応じた放出 口からの放出を仮定す る。4.1(2)a. で選定した 事故シーケンスのソー スターム解析結果を基に、 放出エネルギーを考慮し てもよい。

第 2-1-3 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 (添付資料 2 2-14 参照)	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	原子炉格納容器	巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室中心 <p>【入退域時】</p> <ul style="list-style-type: none"> 出入管理建屋入口 中央制御室入口 	審査ガイドに示されたとおり設定	<p>4.2. (2)b. 2) i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室が属する建屋の表面とする。</p> <p>4.2. (2)b. 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p>

第 2-1-3 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
着目方位	中央制御室滞在時	中央制御室中心：5 方位 (W, WNW, NW, NNW, N)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付資料 2 2-14 参照)	4.2(2)a. 原子炉制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	出入管理建屋入口：3 方位 (WNW, NW, NNW) 中央制御室入口：6 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE)		
建屋 投影面積	2,700m ²		審査ガイドに示されたとおり設定 保守的に最小面積をすべての方位に適用	4.2(2)b.1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2(2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
形状係数	1/2		「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)」に示されたとおり設定	4.2 (2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)」による。

第2-1-4表 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

放出源及び 放出源高さ	評価点	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
地上 (地上 0m)	中央制御室中心	約 5.6×10^{-4}	約 2.4×10^{-18}
	出入管理建屋入口	約 3.8×10^{-4}	約 1.8×10^{-18}
	中央制御室入口	約 5.7×10^{-4}	約 2.3×10^{-18}
排気筒 (地上 73.1m)	中央制御室中心	約 2.8×10^{-4}	約 4.6×10^{-19}
	出入管理建屋入口	約 1.9×10^{-4}	約 3.3×10^{-19}
	中央制御室入口	約 2.8×10^{-4}	約 4.7×10^{-19}

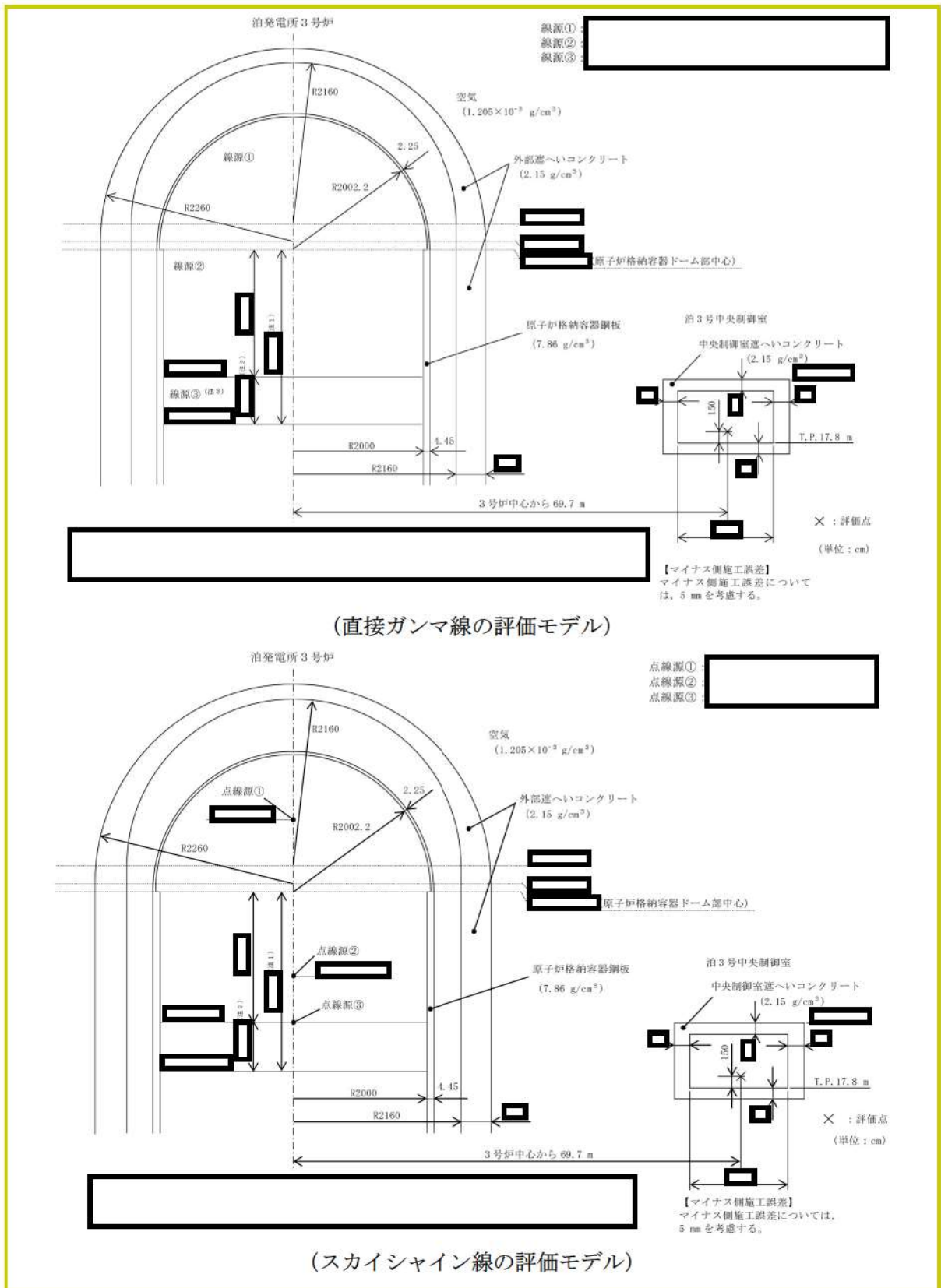
第 2-1-5 表 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線の評価条件

項目	評価条件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載	
線 源 強 度	原子炉格納容器内 線源強度分布	放出された放射性 物質が自由空間容 積に均一に分布す るとし、積算線源 強度を計算	審査ガイドに示されたとおり 設定	4.3(5)a. 原子炉建 屋内の放射性物質 は、自由空間容積に 均一に分布するもの として、事故後 7 日 間の積算線源強度を 計算する。
	事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり 設定	同上
計 算 モ デ ル	外部遮へい厚さ	ドーム部： <input type="text"/> (最薄部) 円筒部： <input type="text"/> マイナス側許容差 については、-5mm を考慮する。	審査ガイドに示された評価方 法に基づき設定（コンクリー ト厚の施工誤差を考慮して評 価モデルを設定）	4.3(5)a. 原子炉建 屋内の放射性物質か らのスカイシャイン ガンマ線及び直接ガ ンマ線による外部被 ばく線量は、積算線 源強度、施設の位 置、遮へい構造及び 地形条件から計算す る。
	中央制御室 遮へい厚さ	壁： <input type="text"/> 天井： <input type="text"/> マイナス側許容差 については、-5mm を考慮する。	審査ガイドに示されたとおり 設定。	
評 価 コ ー ド	直接線量評価： QAD-CGGP2R コード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD-CGGP2R 及び SCATTERING は共に 3 次元形状の遮蔽解析 コードであり、ガンマ線の線 量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線 源条件、遮蔽体条件であり、 これらの条件が与えられれば 線量評価は可能である。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 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実 績がある。	—	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第2-1-6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
原子炉格納容器内の積算線源強度

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



第2-1-1図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 2-1-7 表 防護措置の設備条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気設備非常用循環ファン流量	事故発生から 0分～300分：0 m ³ /h 300分～7日： 5.1×10 ³ m ³ /h	審査ガイドに示されたとおり作動開始時間については、選定した事故シーケンスに基づき、時間遅れを考慮。流量は設計値を基に設定。	4.2(2)e. 原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室換気設備の起動遅れ時間	300分	選定した事故シーケンスに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室換気設備微粒子フィルタによる除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 0% 有機よう素 : 0% 粒子状放射性物質 : 99%	審査ガイドに示されたとおり使用条件での設計値を基に設定。(添付資料 2 2-12 参照)	4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気設備よう素フィルタによる除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 95% 有機よう素 : 95% 粒子状放射性物質 : 0%	審査ガイドに示されたとおり使用条件での設計値を基に設定。(添付資料 2 2-12 参照)	同上
中央制御室バンダリへの外気の直接流入量	0.5 回/h	空気流入率測定試験結果(0.14 回/h)を基に余裕を見込んだ値として設定。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に値を設定する。

第 2-1-7 表 防護措置の設備条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	4,000 m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	3,800 m ³	事故時運転員が立ち入る可能性がある中央制御室と同フロアのエリア体積を設定。	同上
マスクの防護係数	50	性能上期待できる値 入退域時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。 （添付資料 2 2-17 参照）	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。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交代	考慮する	運用を基に設定	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。
入退域に要する時間	入退及び退域でそれぞれ 1 回当たり、 ・ 出入管理建屋入口に 10 分間とどまるものとする ・ 中央制御室入口に 5 分間とどまるものとする。	・ 周辺監視区域境界から出入管理建屋までの車での移動を考慮して、出入管理建屋入口に 10 分間滞在するものとし評価する。 ・ 出入管理建屋入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、中央制御室入口に 5 分間滞在するものとし評価する。	—

第 2-1-8 表 線量換算係数及び地表面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
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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication 71 に基づき、成人活動時の呼吸率を設定	—
地表への沈着速度	1.2cm/秒	線量目標値評価指針 (降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)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。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※1} より設定。 (添付資料 2 2-15 参照)	4.2(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

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

2-2 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居住性に係る被ばく評価において、評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に**低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故**を対象としている。

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

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

炉心が損傷する事象としては、泊発電所 3 号炉の場合、格納容器破損防止対策の有効性に係る格納容器破損モードとして選定される、「**大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故**」，「**外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故**」及び「**大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故**」である。

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

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

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

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

炉心が損傷する事象として選定した 3 事象について、具体的な被ばく評価上の条件の相違点及び被ばく評価への影響を第 2-2-1 表にまとめる。

第 2-2-1 表のとおり、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、かつ、格納容器スプレイが失敗する場合、かつ、原子炉格納容器圧力が高く推移する場合である「**大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故**」が、中央制御室の被ばく評価上最も厳しい結果となる。

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

第2-2-1表 各シークェンスの比較

シークェンス	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	中央制御室被ばくへの影響
炉心溶融開始	約 19 分	約 3.1 時間	約 21 分	
①格納容器スプレイ	失敗 (代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功)	失敗 (代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功)	成功	格納容器スプレイが成功することにより、スプレイ水による除去効果が大きくなるので、格納容器からの放出量は低減される。したがって、失敗の方が厳しい結果となる。
②アニュラス空気浄化設備の作動	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス空気浄化設備作動後に放出が開始。すべての時間でフィルタ効果を期待できる。	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス負圧達成後はフィルタで捕集されるため、アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始される方が厳しい結果となる。
③原子炉格納容器の圧力	事象発生初期から、高い圧力で推移する。	冷却材喪失事故ではないため、原子炉格納容器の圧力上昇は緩やかである。	格納容器スプレイが成功するため、原子炉格納容器の圧力は他の2事象に比較して、低く推移する。	原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。

2-3 居住性評価に用いる炉心選定の考え方について

居住性評価における被ばくについては、一般的に内部被ばくによる寄与が大きい。そのため、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価においては、内部被ばくに着目して炉心を選定している。

ウラン燃料炉心^(注1)及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心^(注2)における炉心内蓄積量及び原子炉格納容器貫通部のDFを1とした場合の放出放射エネルギーを第2-3-1表及び第2-3-2表に示す。ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心では、ウラン燃料炉心に比べ、内部被ばく評価に用いられるI-131等価換算値が大きい。なお、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の方がI-131等価換算値が大きくなる傾向に影響はない。したがって、炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価においては、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定している。

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

第2-3-1表 ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の炉心内蓄積量

ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料装荷炉心	γ 線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	約4.2E+20
	I-131等価換算 (Bq)	約6.6E+20
ウラン燃料炉心	γ 線エネルギー0.5 eV換算 (Bq)	約4.4E+20
	I-131等価換算 (Bq)	約2.1E+20
ウラン・プルトニウム 混合酸化物/ウラン比	γ 線エネルギー0.5MeV換算(-)	約97%
	I-131等価換算(-)	約315%

第2-3-2表 ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の放出放射エネルギー

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

第2-3-3表 ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の
原子炉格納容器内の7日間積算線源強度

ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料装荷炉心 (MeV)	ウラン燃料炉心 (MeV)	ウラン・プルトニウム混合 酸化物/ウラン比
約 4.18×10^{24}	約 4.20×10^{24}	約 99.4%

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

(注2) 炉心の3/4に燃料集合体最高燃焼度55,000Mwd/tまでのウラン燃料, 1/4に燃料集合体最高燃焼度45,000Mwd/tまでのウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心。

2-4 核分裂生成物の放出割合について

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

1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 2-4-1 表に示す。

第 2-4-1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems	
	SIDCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
	SBO	Station Blackout	LOCA
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故等時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2-4-2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放

¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

第 2-4-2 表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

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

- Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた泊発電所 3 号炉の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第 2-4-3 表のとおりとなる。

第 2-4-3 表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミング比較

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

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

NUREG-1465 のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、

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

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

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

(ERI/NRC 02-202 第4章)

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

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、別紙1の第2-4-1-1表及び第2-4-1-2表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

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

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

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

3.2 Release Fractions¹⁰

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

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

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

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

高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の放出割合は、別紙1の第2-4-1-3表及び第2-4-1-4表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用について否定されるものではないと考える。第2-4-4表にそれらのデータを整理する。

第2-4-4表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

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

泊発電所3号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の

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

最高燃焼度 75GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用範囲内にある。また、泊発電所 3 号炉の燃料棒の最高燃焼度はウラン燃料で 61GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で 53GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲、燃料棒の最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため、泊発電所 3 号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

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

2. 各核種グループの内訳について

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

環境に放出される放射性物質に対する核種グループの内訳及び原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接及びスカイシャイン線量に対する核種グループの内訳をそれぞれ第 2-4-5 表及び第 2-4-6 表に示す。ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、第 2-4-5 表及び第 2-4-6 表に示すとおり、中央制御室居住性評価における寄与割合は小さく、居住性評価に大きな影響を及ぼすものではない。

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

中央制御室内及び入退域時の被ばく評価結果における環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算及び γ 線エネルギー 0.5MeV 換算の値を第 2-4-5 表に示す。I-131 等価量換算はハロゲン（よう素類）が約 55%、Cs 類が約 12%、その他が約 33%となっており、 γ 線エネルギー 0.5MeV 換算は希ガス類が約 91%、ハロゲン（よう素類）が約 7%、Cs 類が約 2%、その他が約 1%となっている。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第2-4-5表(1/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
(I-131等価量換算)

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

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第2-4-5表(2/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
(γ 線エネルギー0.5MeV換算)

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

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

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

中央制御室入退域時の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャインガンマ線について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳を第 2-4-6 表に示す。希ガス類が約 5%，ハロゲン（よう素類）が約 85%，Cs 類が約 5%，その他が約 5%となっている。

第 2-4-6 表 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による
中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳

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

(注1) 中央制御室入口地点における 7 日間積算線量

(注2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

3. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

本評価で用いたモデルでの被ばく評価の結果を第 2-4-7 表に示す。第 2-4-7 表に示されたように、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おいて、大きく影響している被ばく経路は、室内作業時の「③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく」及び入退域時の「④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」、 「⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく」である。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第 2-4-7 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
（マスク着用ありの結果）

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

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

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

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

(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく

中央制御室内での被ばくに対して、本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認するため、原子炉格納容器からの放出割合を比較することで整理する。

a. 今回の評価における原子炉格納容器内での挙動について

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

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

b. 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

第 2-4-3 表に示すとおり、炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

c. 原子炉格納容器からの放出割合の比較について

原子炉格納容器貫通部の DF を 1 とした場合の、本評価で用いたモデルでの原子炉格納容器からの放出割合と MAAP 解析での原子炉格納容器からの放出割合を第 2-4-8 表に示し、また、比較方法を第 2-4-9 表に示す。

第 2-4-8 表 原子炉格納容器からの放出割合の比較*1

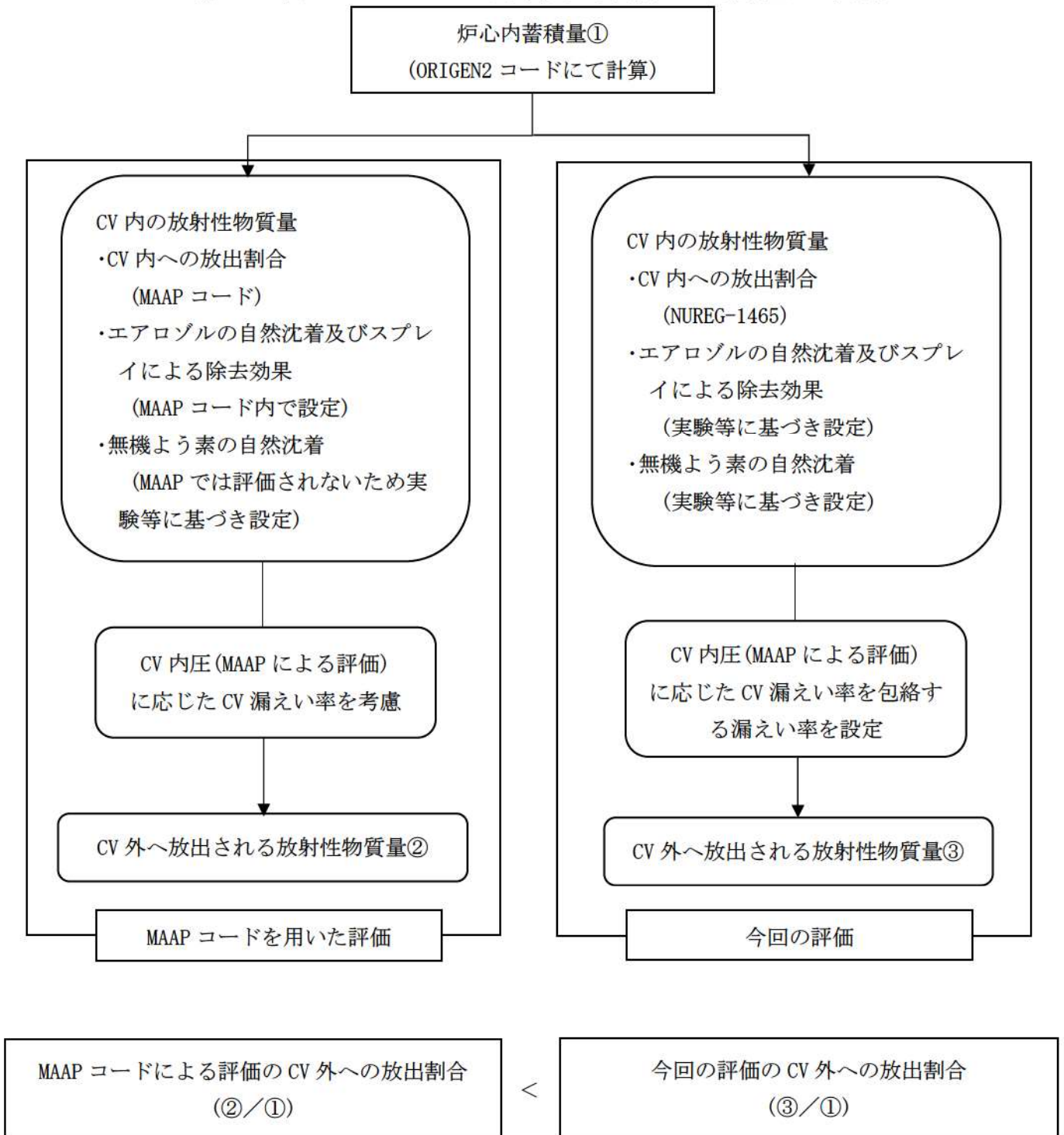
核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析*2
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-7}
Ru 類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce 類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

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

第 2-4-8 表より、原子炉格納容器からの放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP 解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。なお、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においても、それぞれの核種グループに対して同等の除染効果が発生するため、検討結果に影響はない。

第 2-4-9 表 MAAP コードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



(2) 建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく

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

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

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

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

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第 2-4-10 表に示す。

第 2-4-10 表 原子炉格納容器内の線源強度における本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

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

第 2-4-10 表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。さらに、本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮へい以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

(3) 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく

「(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」に同じ。

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

第 2-4-1-1 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

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

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; ^{note 4} (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group ⁵)	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

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

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

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

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

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and H1/V1 (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

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

第 2-4-1-2 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment⁴

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

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

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

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

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

第2-4-1-3表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

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

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

第2-4-1-4表 SAND2011-0128における格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

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

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

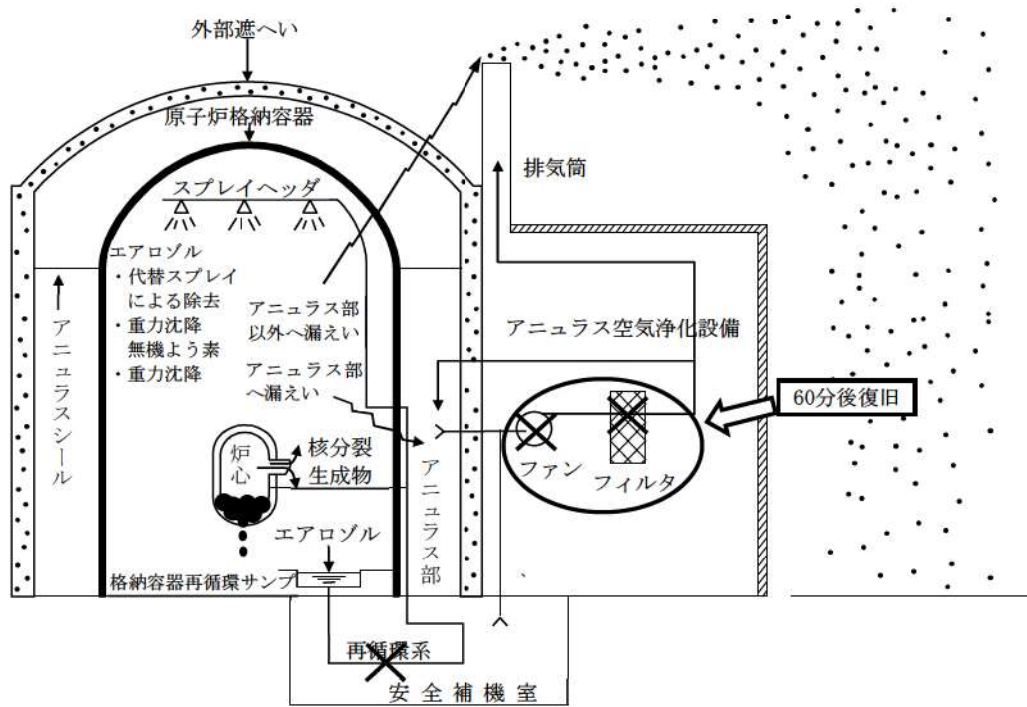
2-5 放射性物質の大気放出過程について

【追而】除染係数見直しによる線量評価
評価フロー，希ガス以外の推移グラフ変更

1. 大気中への放出放射能評価の概略について

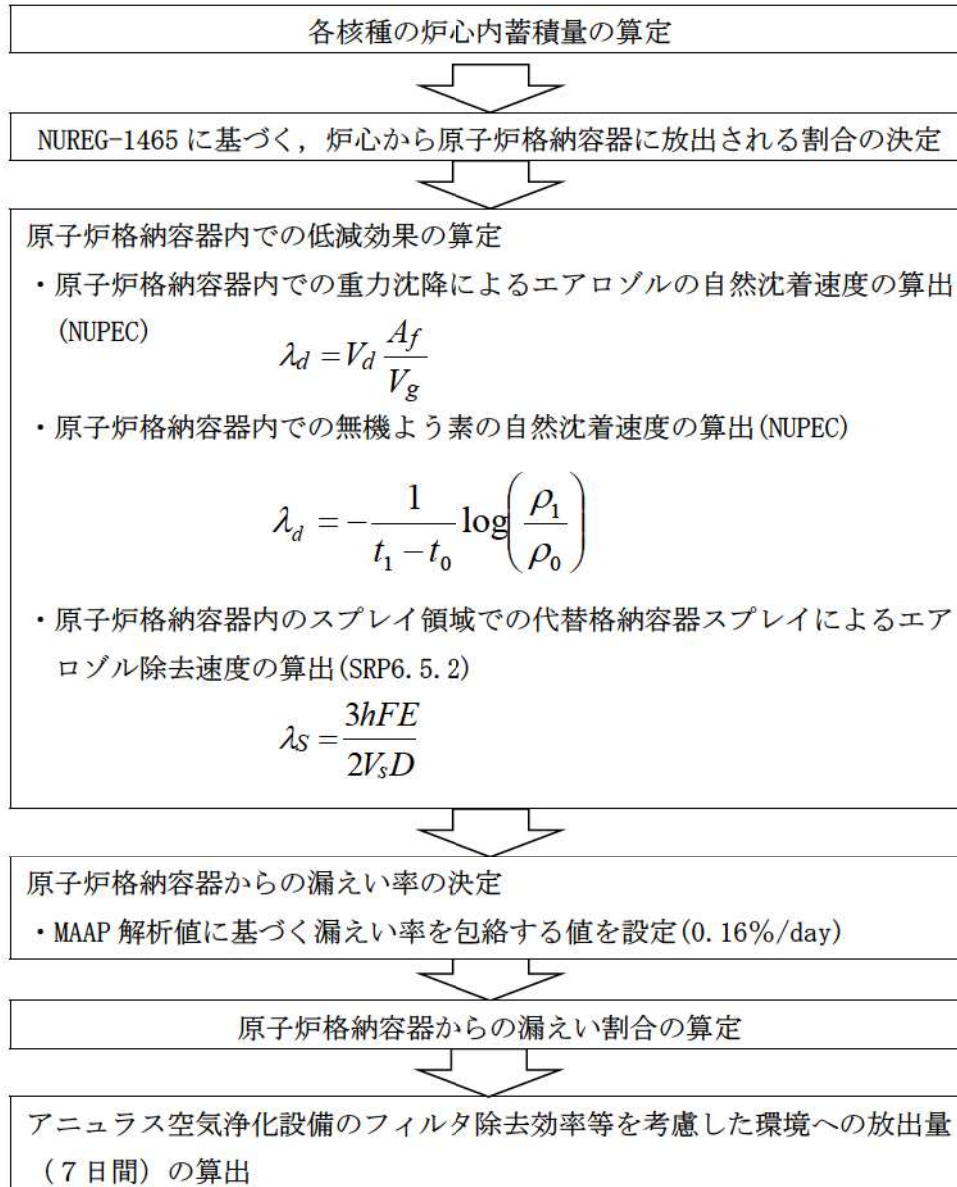
評価イメージを第 2-5-1 図に，大気中への放出量算定の概略を第 2-5-2 図に，解析のクロノロジを第 2-5-3 図に示す。

また，放射性物質の大気放出過程第 2-5-4 図から第 2-5-7 図に示す。



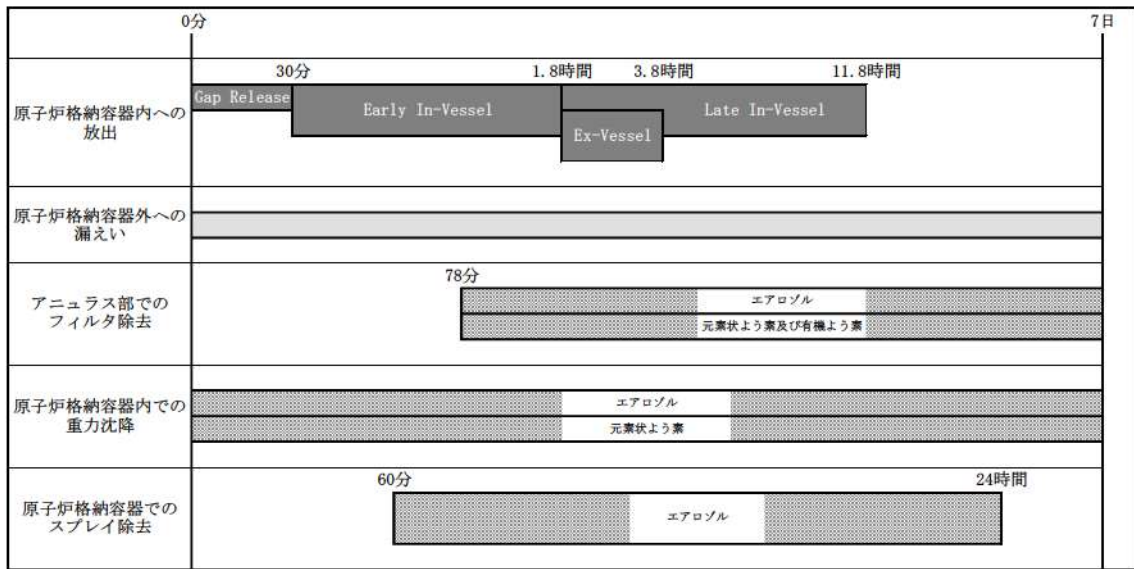
第 2-5-1 図 評価イメージ

第 2-5-2 図に示す過程にしたがって，大気中への放出放射エネルギーを算出する。炉心に蓄積した核分裂生成物は，炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され，原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら，格納容器内に浮遊する。さらに，有効性評価の格納容器内圧の変化をもとに設定された格納容器からの漏えい率に従って漏えいし，アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して，各核種の放出放射エネルギーの総量を算出する。



第 2-5-2 図 大気中への放出放射エネルギー算定の概略フロー

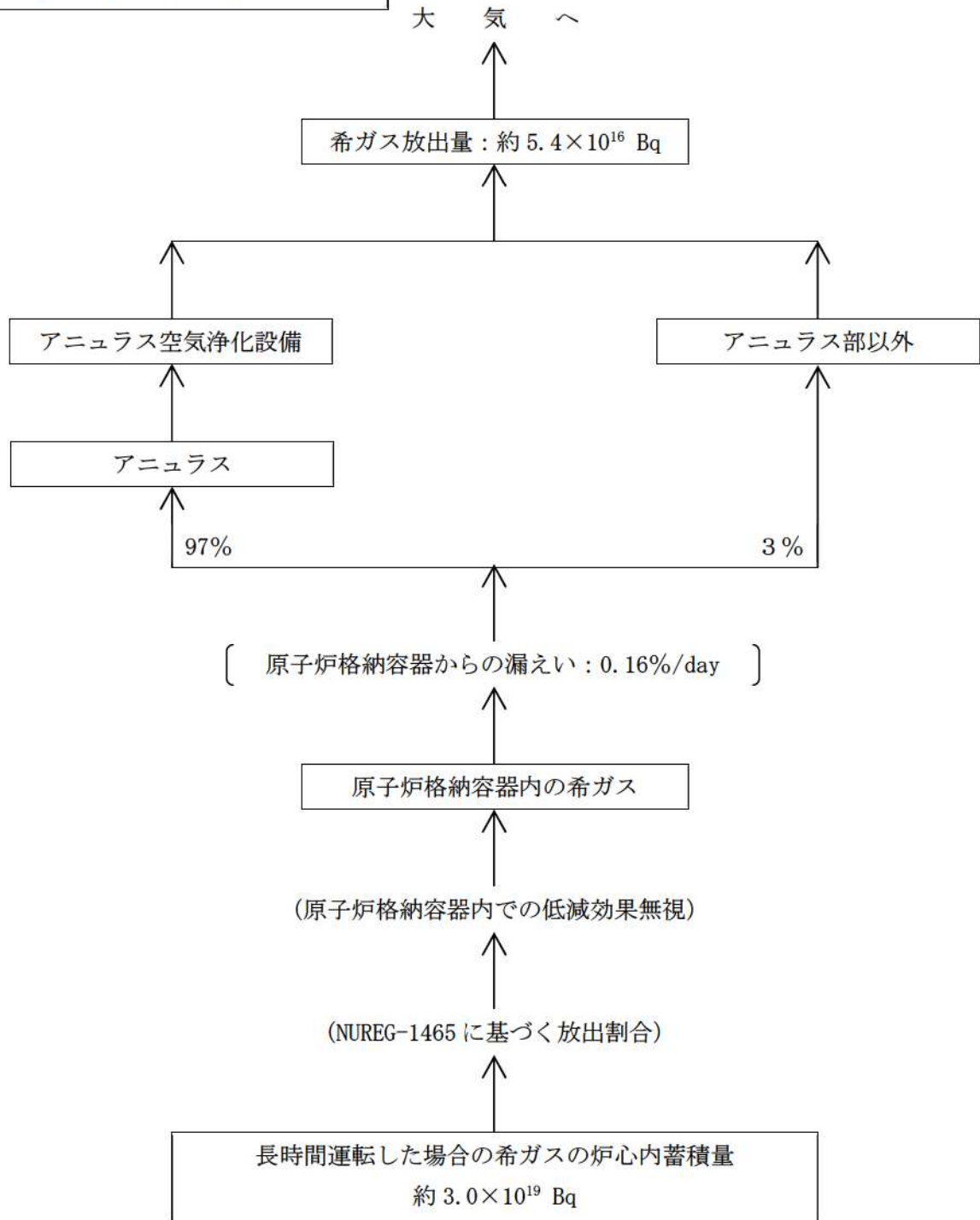
第 2-5-3 図は、放出放射エネルギー評価のクロノロジを示し、図に記載の時間は、その効果を考慮する時間である。



第 2-5-3 図 放出放射エネルギー評価のクロノロジ

放出量と蓄積量は有効数字2桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

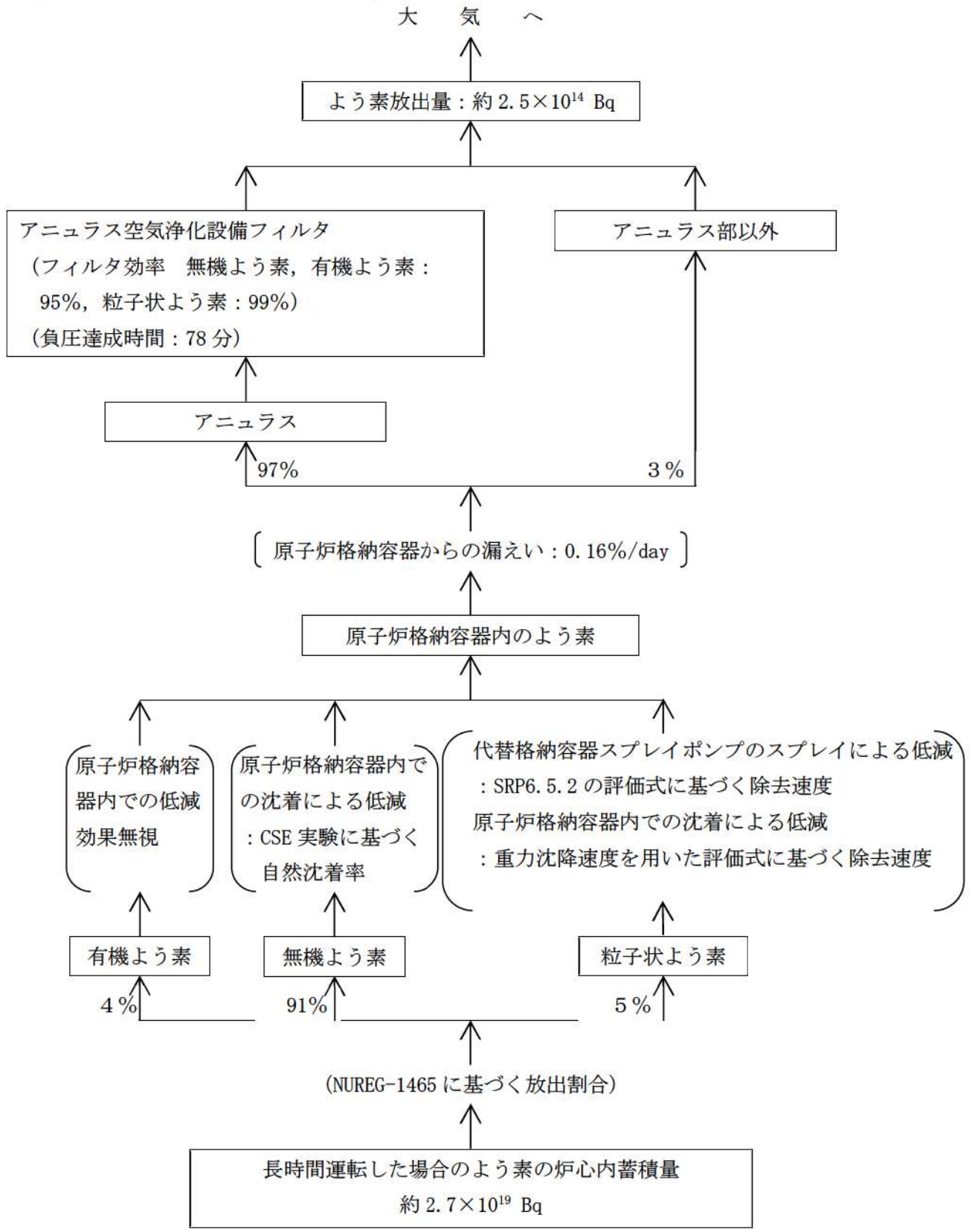


第 2-5-4 図 希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載

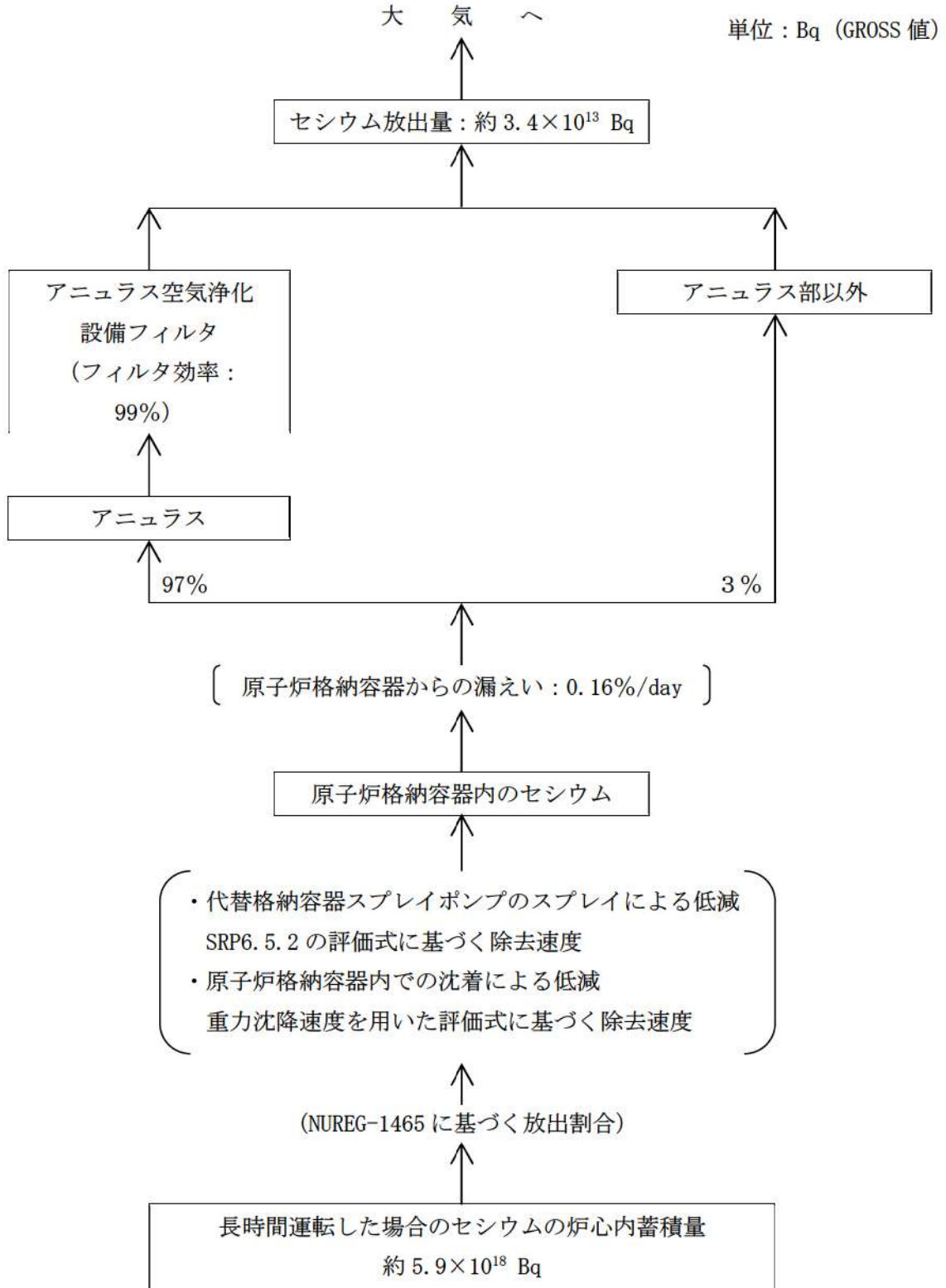
単位：Bq (GROSS 値)



第2-5-5 図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) までは直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載

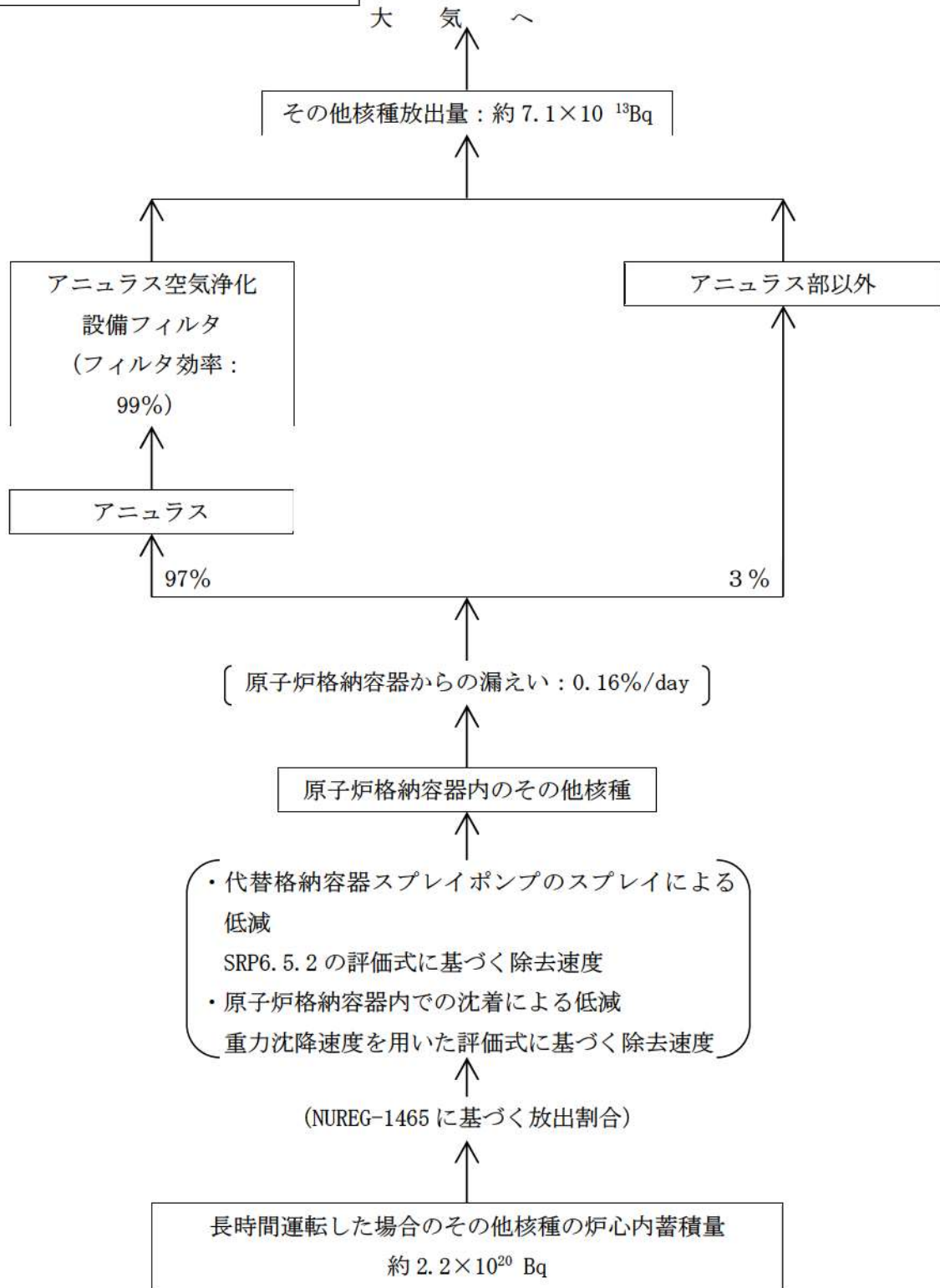


第2-5-6 図 セシウムの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) までは直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字2桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

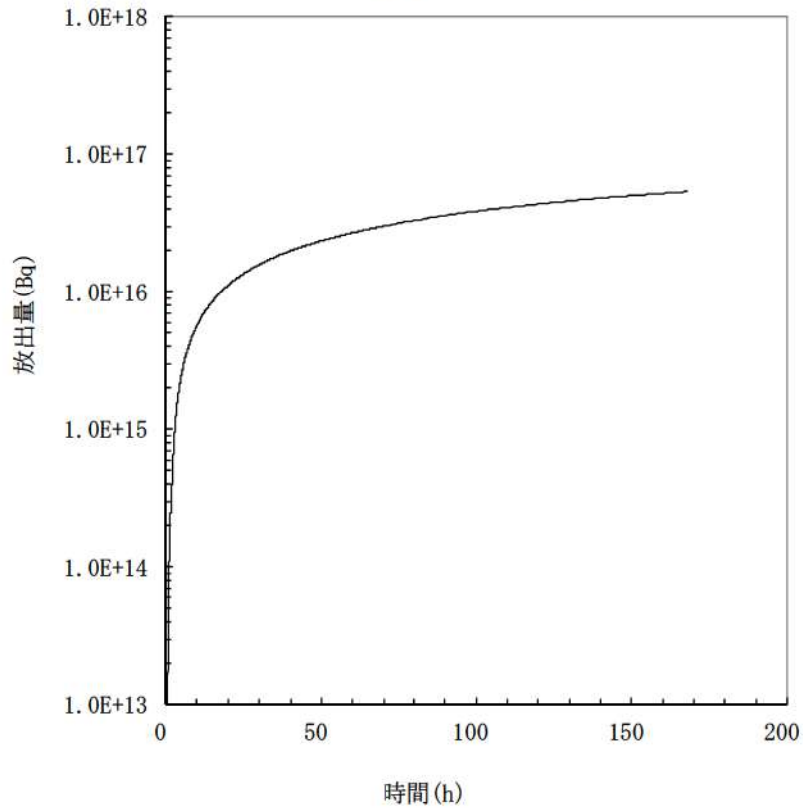


第2-5-7 図 その他核種の大気放出過程

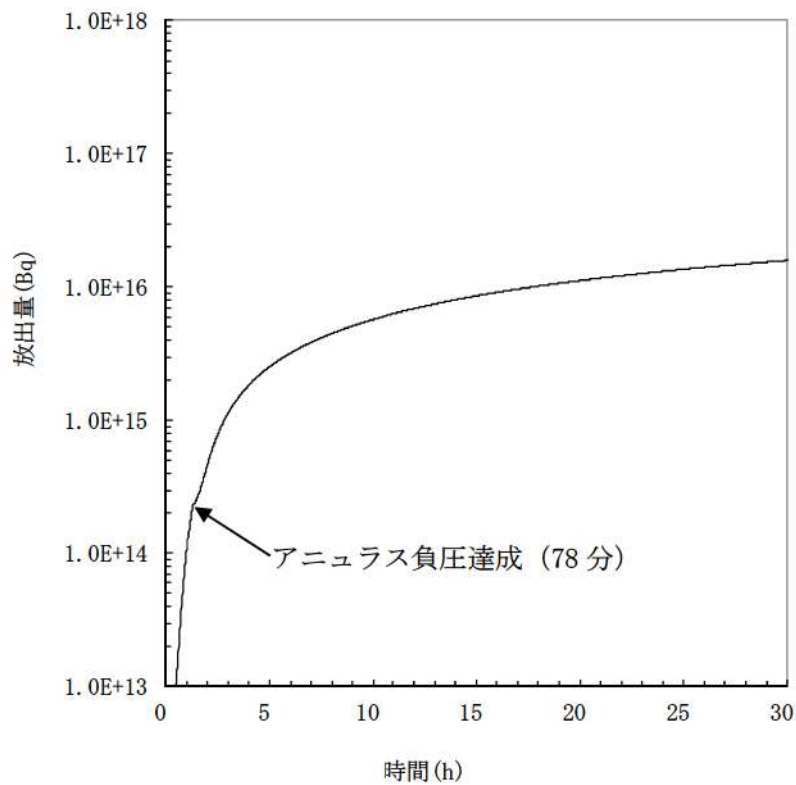
アニュラス負圧達成時間（78分）までは直接大気に放出するとして評価

2. 大気中への放出放射エネルギーの推移

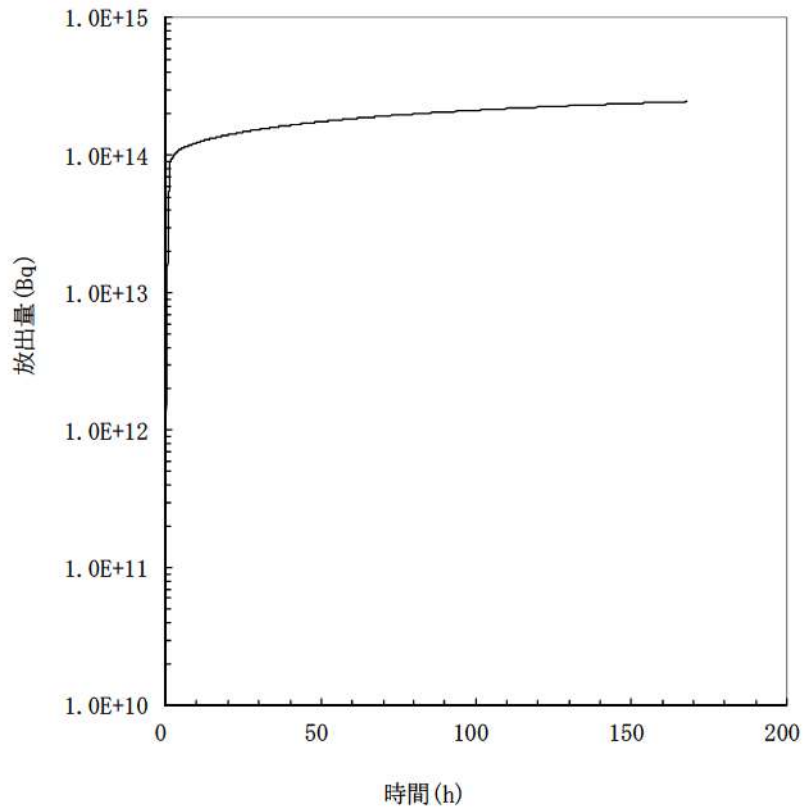
大気中への放出放射エネルギーの推移グラフを第2-5-8図～第2-5-13図に示す。



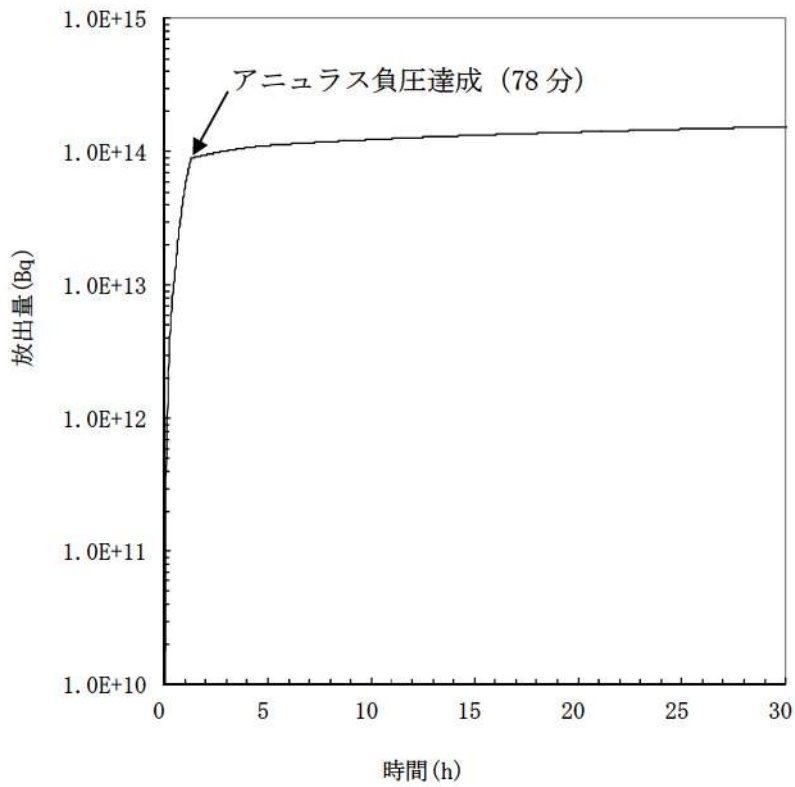
第2-5-8図 希ガス積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7日間(168時間))



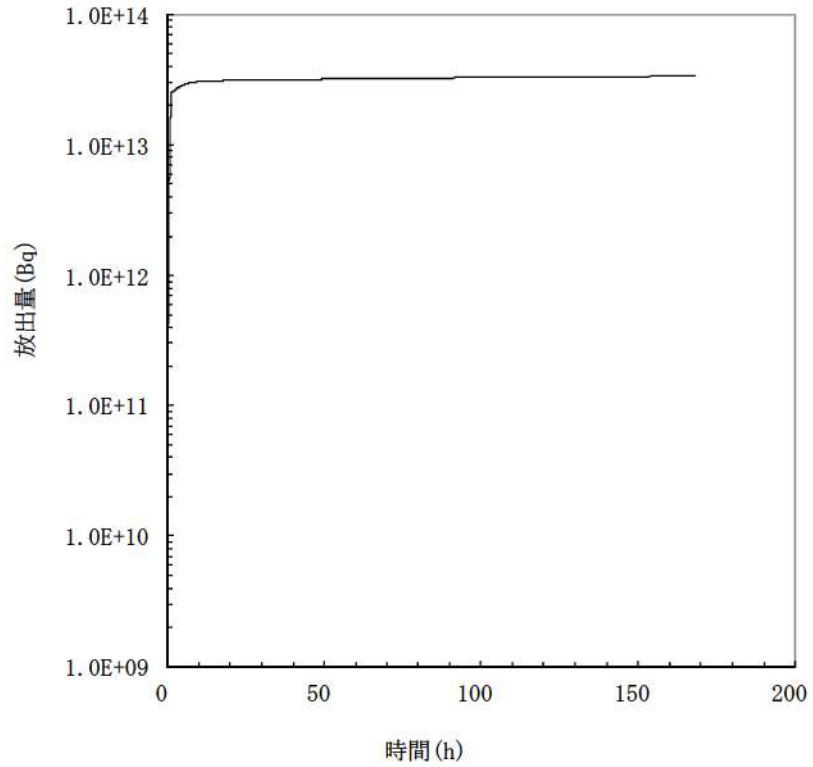
第2-5-9図 希ガス積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (30時間)



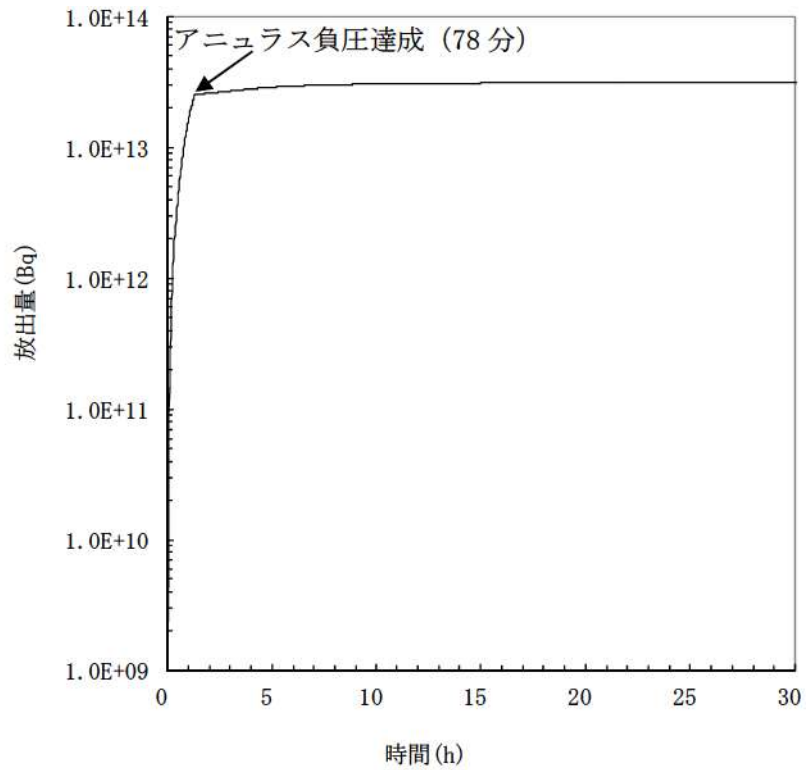
第 2-5-10 図 よう素積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 2-5-11 図 よう素積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (30 時間)



第 2-5-12 図 セシウム積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7日間(168時間))



第2-5-13図 セシウム積算放出放射エネルギー(Gross値)の推移 (30時間)

2-6 よう素の化学形態の設定について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

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

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

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

pH 調整がなされている場合の結果を第 2-6-1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2-6-2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が無機よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。

第 2-6-1 表 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

第 2-6-2 表 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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

このように、炉心の著しい損傷が発生した場合の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1. 195 のよう素の化学形態ごとの存在割合（第 2-6-3 表参照）を用いることとした。

第 2-6-3 表 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態ごとの存在割合の比較

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

2-7 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

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

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

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

$\rho(t)$: 原子炉格納容器内における無機よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)
 λ_d : 自然沈着率 (1/s)

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

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

NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載 (CSE A6 実験) より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」として、時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率 $9.0 \times 10^{-4} [1/\text{s}]$ を算出している。

これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

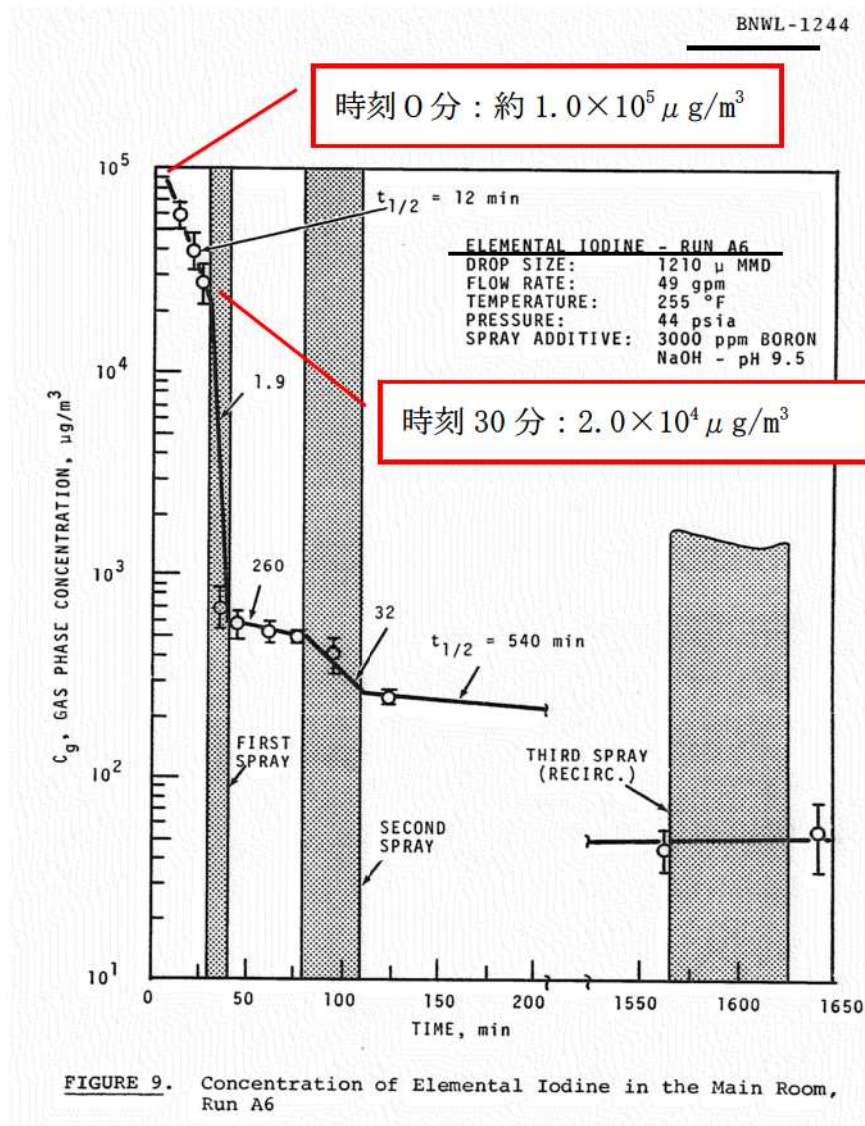
今回の事故シーケンスの場合、無機よう素が DF(除染係数)=200 に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から 11.8 時間）となる。

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

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。

参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化を第 2-7-1 図に示す。

なお、CSE A6 実験における無機よう素の初期濃度は $1 \times 10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊発電所 3 号炉において原子炉格納容器気相部に放出される無機よう素の濃度も同じ 10^5 オーダーとなっている。



第 2-7-1 図 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

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

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

CSE 実験の適応性について

CSE 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における MAAP 解析結果による原子炉格納容器内の条件を第 1 表で比較する。また, CSE 実験の試験体系を第 1 図に示す。

なお, NUPEC 報告書においては, スプレイが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており, 実験条件は泊発電所 3 号炉の事故シーケンスに対する MAAP 解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

第 1 表 CSE 実験条件と泊発電所 3 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			泊発電所 3 号炉 解析結果
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾	
雰囲気	蒸気 + 空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* ²
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* ³
スプレイ	間欠* ¹	なし	なし	あり (無機よう素は自然沈着のみ考慮)

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

(2) R. K. Hilliard et. al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244, 1970

(3) R. K. Hilliard and L. F. Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457, 1970

*1: 自然沈着速度の算出には 1 回目のスプレイが使用される前の原子炉格納容器内の濃度を用いている。

*2: 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

*3: 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

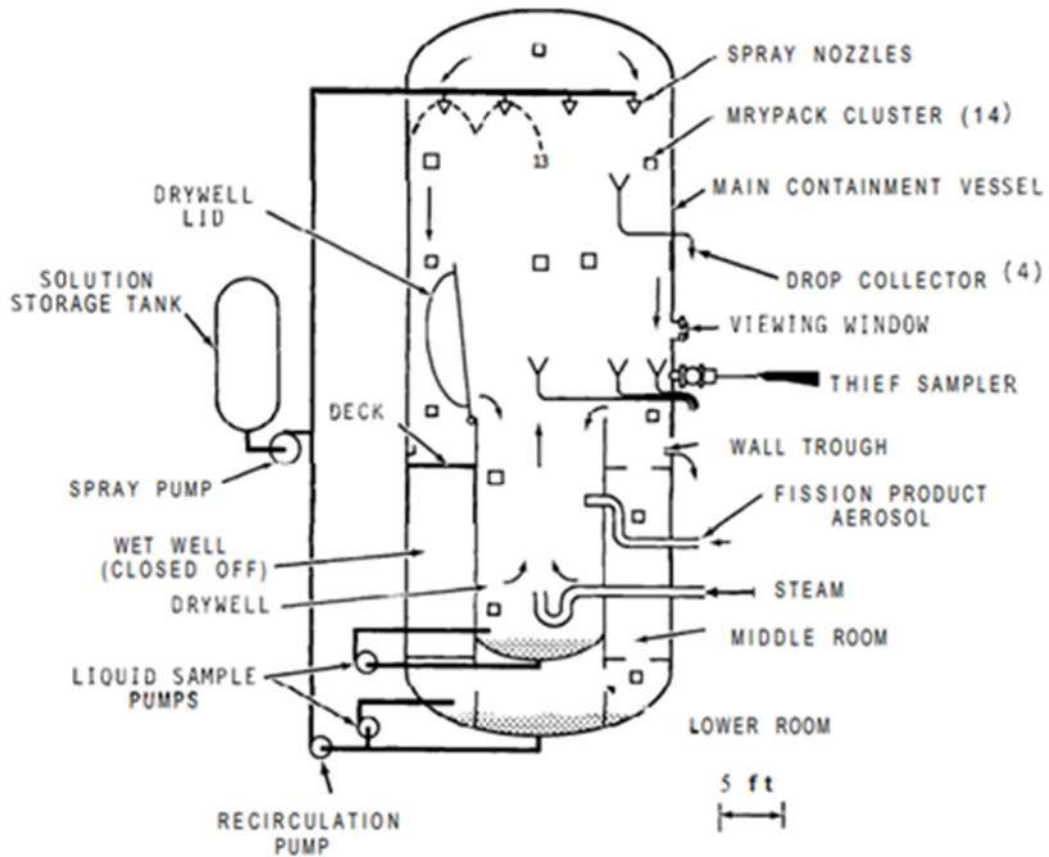
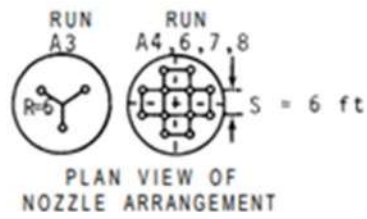


FIGURE 3. Schematic Diagram of Containment Arrangement Used in CSE Spray Tests

試験体系

容積：750m³，直径：7.6m，高さ：20m

(MAIN ROOM(DRY WELL を含むデッキ上方)：約 600m³，MIDDLE ROOM：約 60m³，
LOWER ROOM:約 100m³)

第 1 図 CSE 実験の試験体系 (スプレー実施時)

CSE 実験でスプレイを使用しない A-5 及び A-11 における無機よう素の原子炉格納容器気相部濃度の時間変化を第 2 図に示す。

初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については、A-6 の場合と大きな差は認められず，初期濃度より数 100 分の 1 以上低下した後，沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

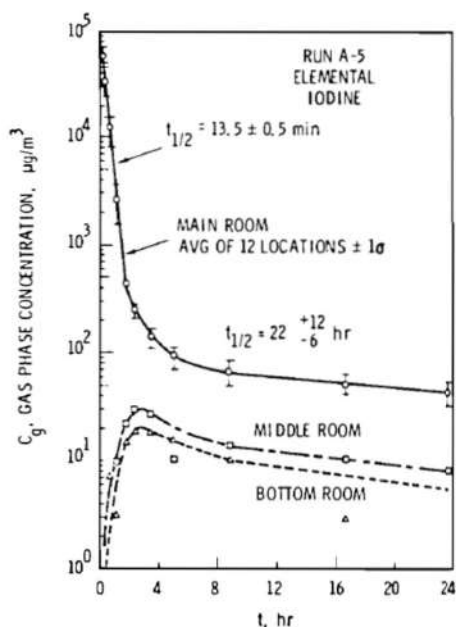


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

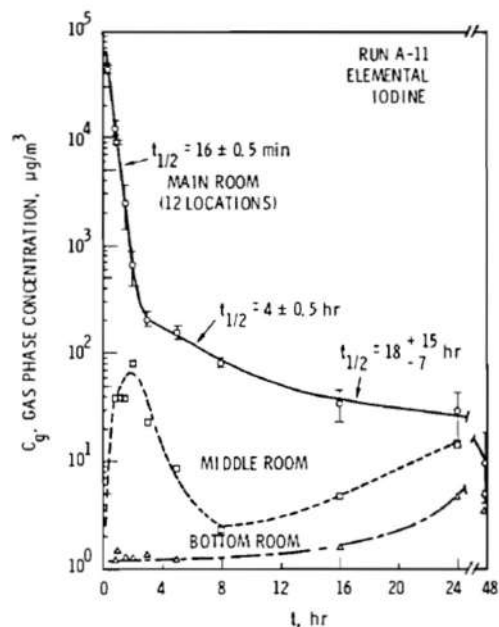


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第 2 図 CSE A-5 及び A-11 実験による無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

第 2 表 CSE 実験における沈着の等価半減期

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

*4 : スプレイが行われた後の値

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

これより、カットオフ後の沈着速度は原子炉格納容器外への無機よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。本評価は原子炉格納容器貫通部の DF を 1 とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においても、同様な傾向となる。

第3表 感度解析条件

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

第4表 感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の原子炉格納容器外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※

※ カッコ内はベース条件に対する割合

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

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

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

なお、仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の原子炉格納容器外への放出割合について算出した結果を第 5 表に示す。評価結果は第 5 表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいといえる。本評価は原子炉格納容器貫通部の DF を 1 とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する

DF を 10 とした場合においても、同様な傾向となる。

第 5 表 自然沈着率を変動させた場合のよう素の原子炉格納容器外への放出割合

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

※1 : A-11 試験の結果より設定した値

※2 : A-5 試験の結果に余裕を見込んで設定した値

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

CSE 実験における体系と泊発電所 3 号炉の比表面積について第 6 表に示す。CSE 実験と泊発電所 3 号炉の比表面積は同程度となっており、CSE 実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

第 6 表 CSE 試験と泊発電所 3 号炉の比表面積の比較

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

参考 : CSE 試験体系

TABLE I
Physical Conditions Common to All Spray Experiments

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

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

^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.

(参考 2)

その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について

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

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

PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。

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

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

以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参照資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。

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

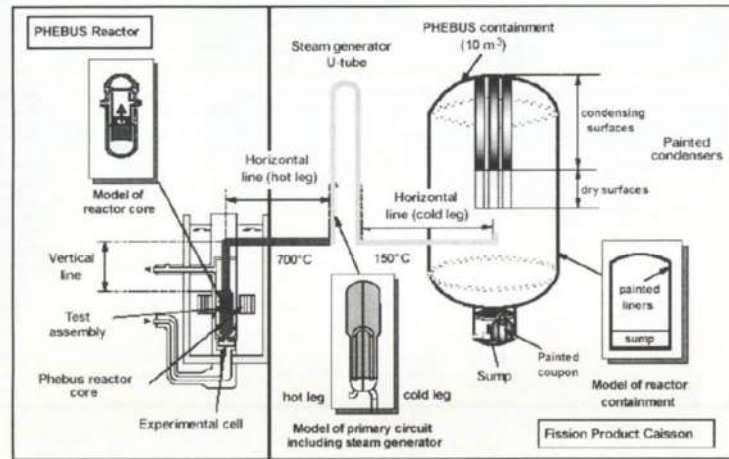
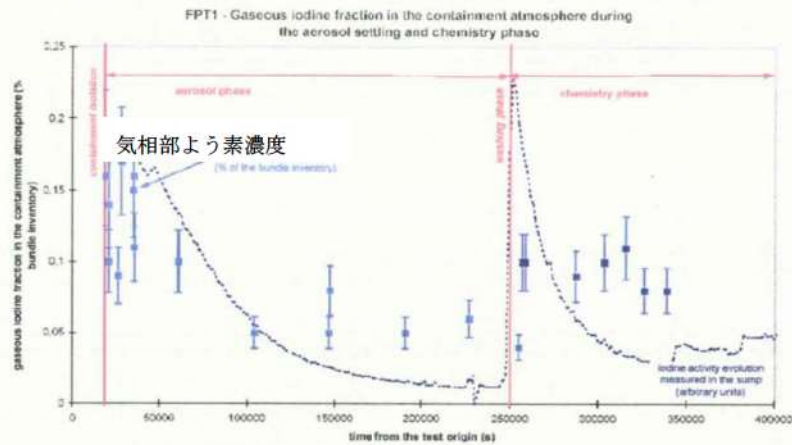


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

第1図 PHEBUS FP試験装置⁽¹⁾

試験結果

- 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合⁽¹⁾ -



- 格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、エアロゾルフェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定
 (注) 格納容器インベントリに対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約64%のため)

第2図 PHEBUS FP試験結果⁽²⁾

2-8 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

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

このモデルの概要を以下に示す。

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

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

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

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

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

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

各パラメータの値を第2-8-1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC 報告書に記載されている値である。

第2-8-1表 評価に用いたパラメータ

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

(参考)

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

(1) 自然沈着

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

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

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

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

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$
- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。

2-9 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

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

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

1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

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

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

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

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

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

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

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

2. スプレイ効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

(1) NUPEC 試験

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

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

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

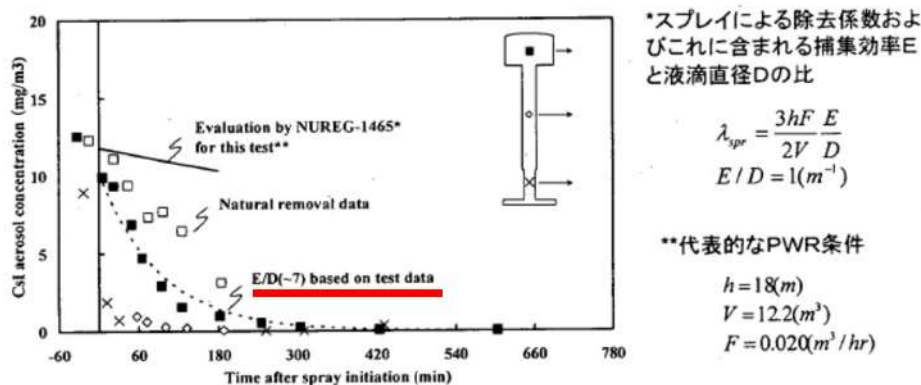


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(2) 泊発電所 3 号炉への適用

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

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

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

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

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

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

3. エアロゾル除去速度の算出

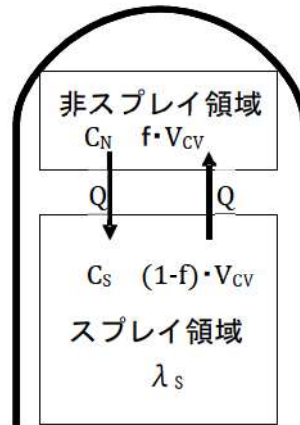
1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

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

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

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

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



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

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

- C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³)
- N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)
- f : 非スプレイ領域体積割合 (-)
(泊発電所 3 号炉 93%)
- T : CV 内空気混合時間 (h)
- $T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間)
- V_{CV} : CV 内自由体積 (m³)
(泊発電所 3 号炉 65,500m³)
- Q : CV 内空気循環流量 (m³/h)
(泊発電所 3 号炉 122,000m³)
- λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹)
- V_S : スプレイ領域体積
(添字 N : 非スプレイ領域, S : スプレイ領域)

ただし、 λ_S はスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2 で示されている「 V_S 」は、スプレイ領域体積として、 $V_{CV} \times (1-f)$ として考える。

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

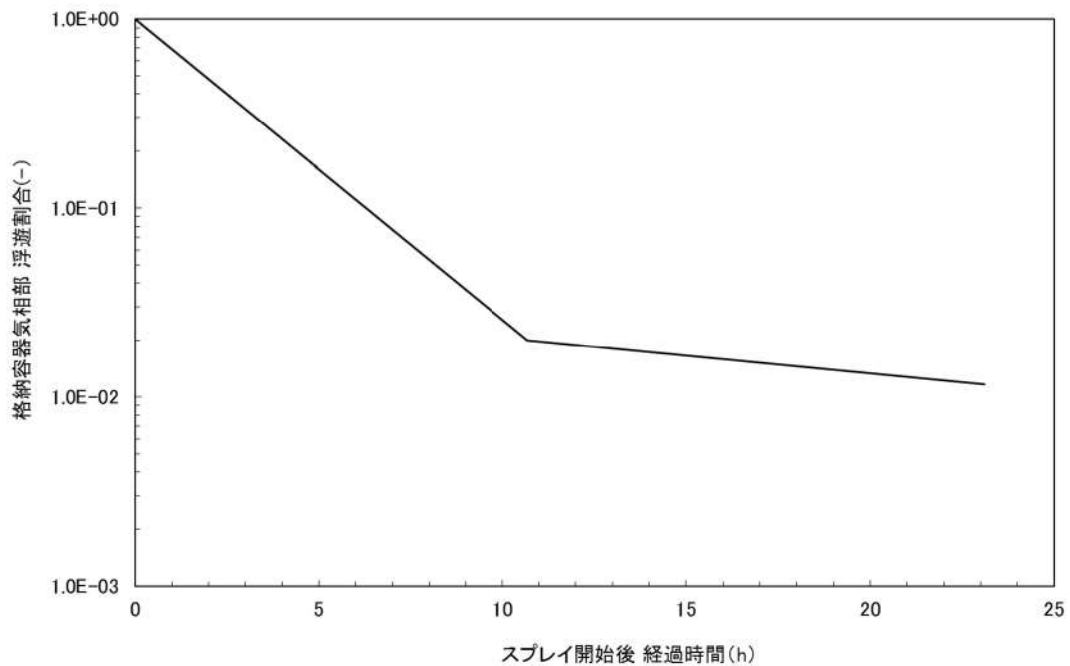
なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として第 2-9-1 表のように設定した。

また、第 2-9-1 表をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを第 2-9-1 図に示す。

第 2-9-1 表 エアロゾル除去速度

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



第 2-9-1 図 スプレイ除去効果のモデル

(参考 1)

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

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

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

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

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

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

^dMass median diameter.

^e525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレー効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_5 Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

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

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

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

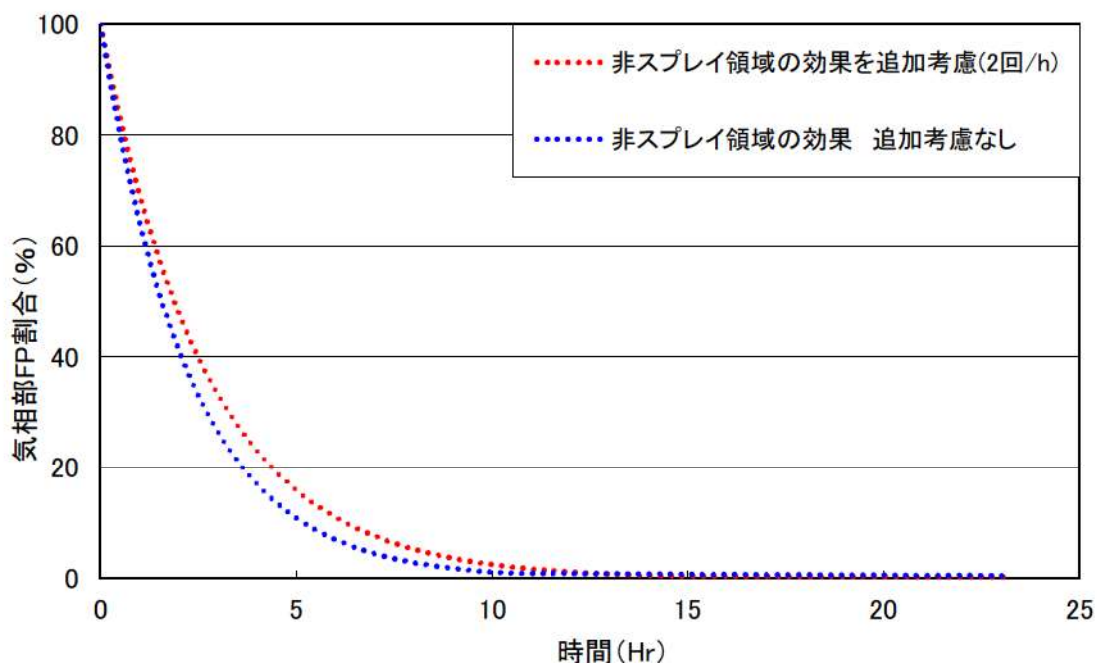
スプレイ領域と非スプレイ領域の取扱いについて

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

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

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

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



第1図 スプレイ除去効果の比較

NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

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

2-10 アニュラス空気浄化設備 空気作動弁の開放手順の成立性について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価において想定している、アニュラス空気浄化ファン起動のための操作の成立性について、下記に示す。

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

1. 操作概要

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

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名

操作時間（想定） : 約 20 分

操作時間（模擬） : 約 17 分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性

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

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

操作性 : 操作場所は通路付近にあり、容易に操作できる。

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

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



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



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



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



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

【試料採取室排気隔離ダンパ閉処置】

1. 操作概要

アニュラス空気浄化ファン起動のため、ダンパの閉処置を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名
操作時間（想定）： 30分
操作時間（実績）： 23分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性

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

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

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

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



ダンパ全景
(原子炉補助建屋T.P. 40. 3m)



(制御用空気供給弁閉操作イメージ)

- ① 原子炉補助建屋T.P. 40. 3mへ移動し、作業準備を行う。
- ② 対象ダンパの制御用空気供給弁を閉止する。



(連結シャフト、止めネジイメージ)



(空気作動ダンパ閉作業イメージ)

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

2-11 アニュラス部の負圧達成時間について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用しているアニュラス部の負圧達成時間 78 分 (=アニュラス空気浄化設備起動 60 分+アニュラス空気浄化設備起動からアニュラス部負圧達成時間 18 分) は、第 2-11-1 表に示すとおり設定している。なお、アニュラス空気浄化設備起動から負圧達成までの時間については、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えい量、アニュラス部外からのインリーク量[■]を考慮して算出している（別紙参照）。

第 2-11-1 表 泊発電所 3 号炉のアニュラス部負圧達成時間について

		3 号炉
アニュラス部自由空間体積		7860 m ³
アニュラス空気浄化設備排気流量		250 m ³ /min
アニュラス部負圧達成時間	事故発生～アニュラス空気浄化設備起動	60 分
	アニュラス空気浄化設備起動～負圧達成	<約 12 分
		<約 72 分
評価において使用するアニュラス部負圧達成時間		78 分

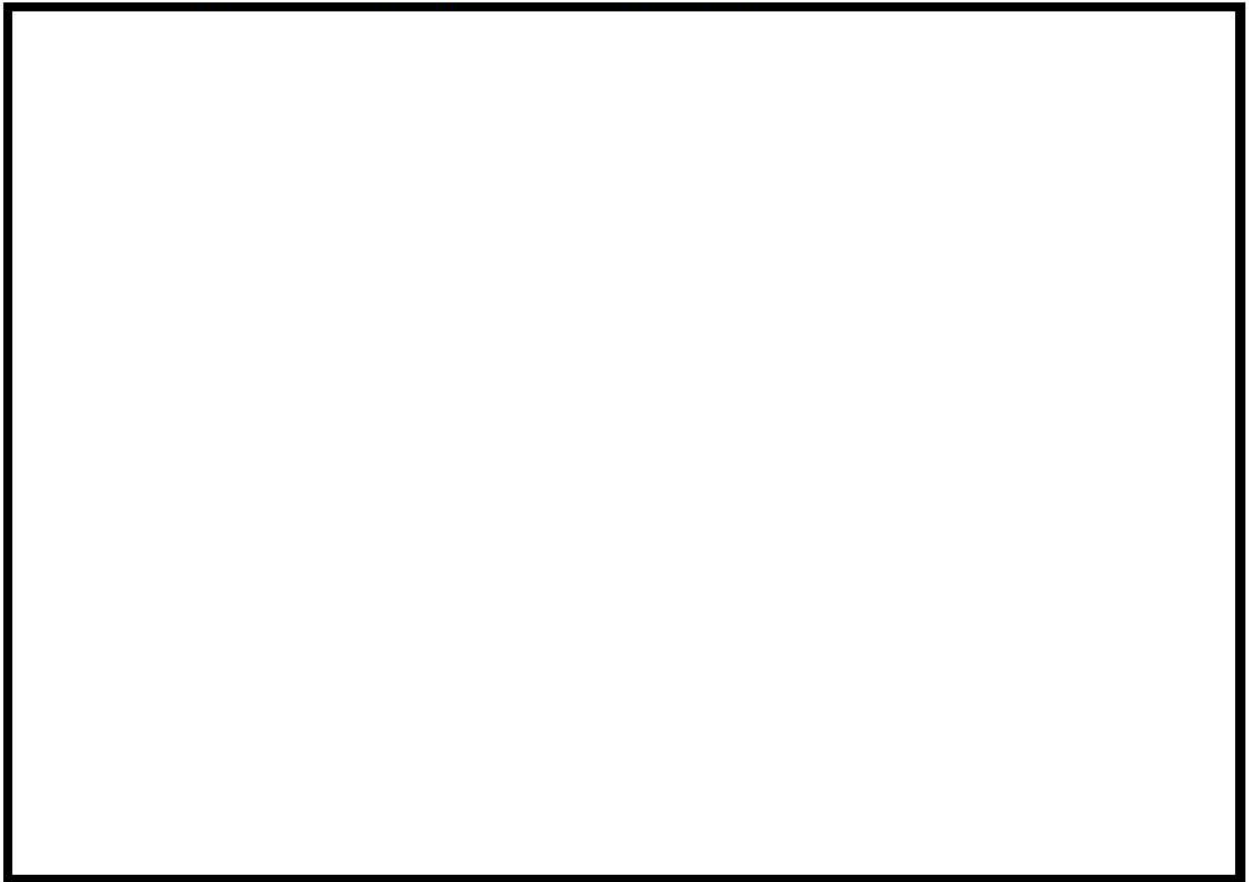
(別紙)

アニュラス部負圧達成時間の算出について


アニュラス部をアニュラス空気浄化設備で排気した際に負圧達成時間までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

アニュラス部の負圧達成時間評価モデルを第1図に示す。



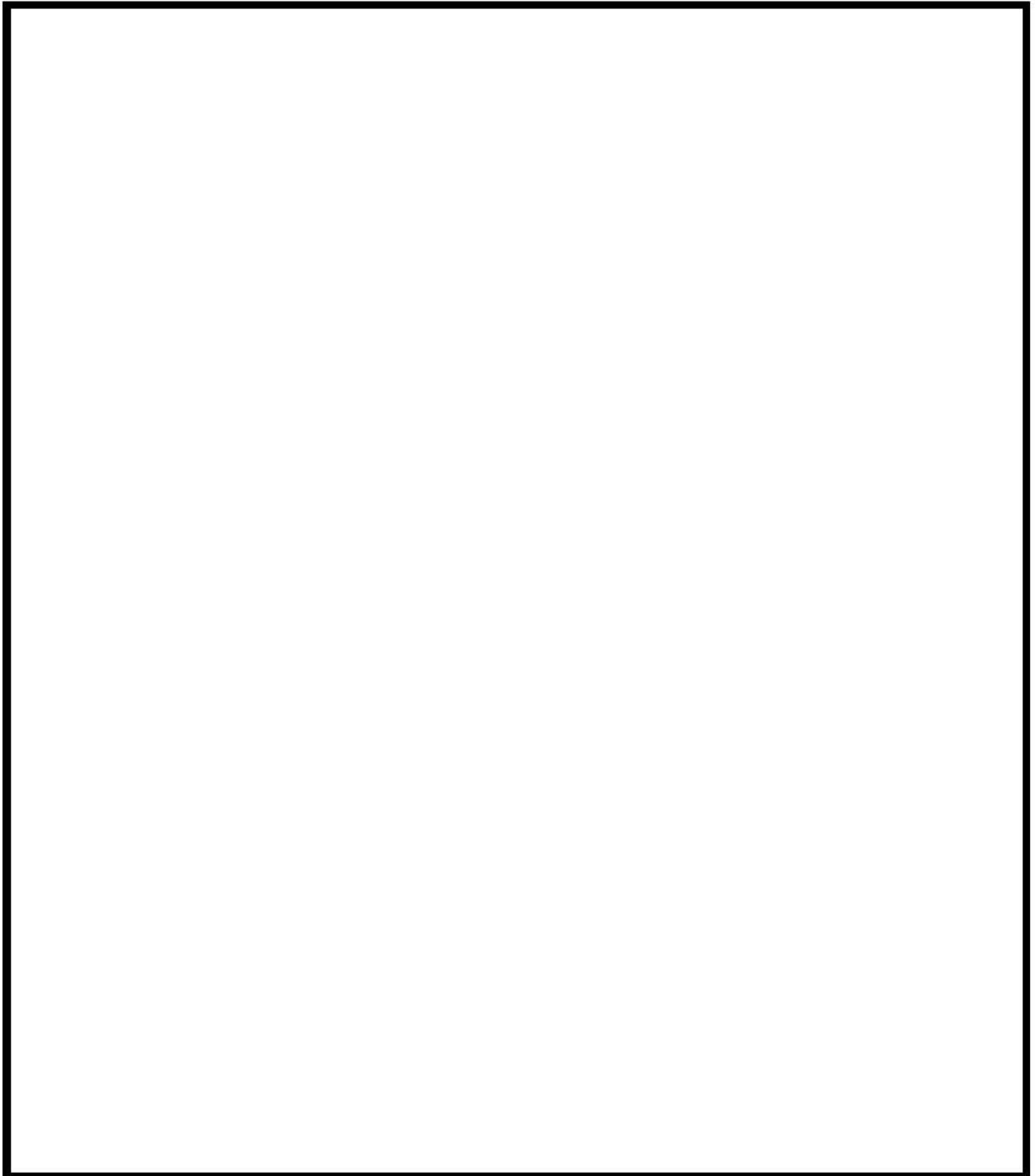
第1図 アニュラス部の負圧達成時間評価モデル


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

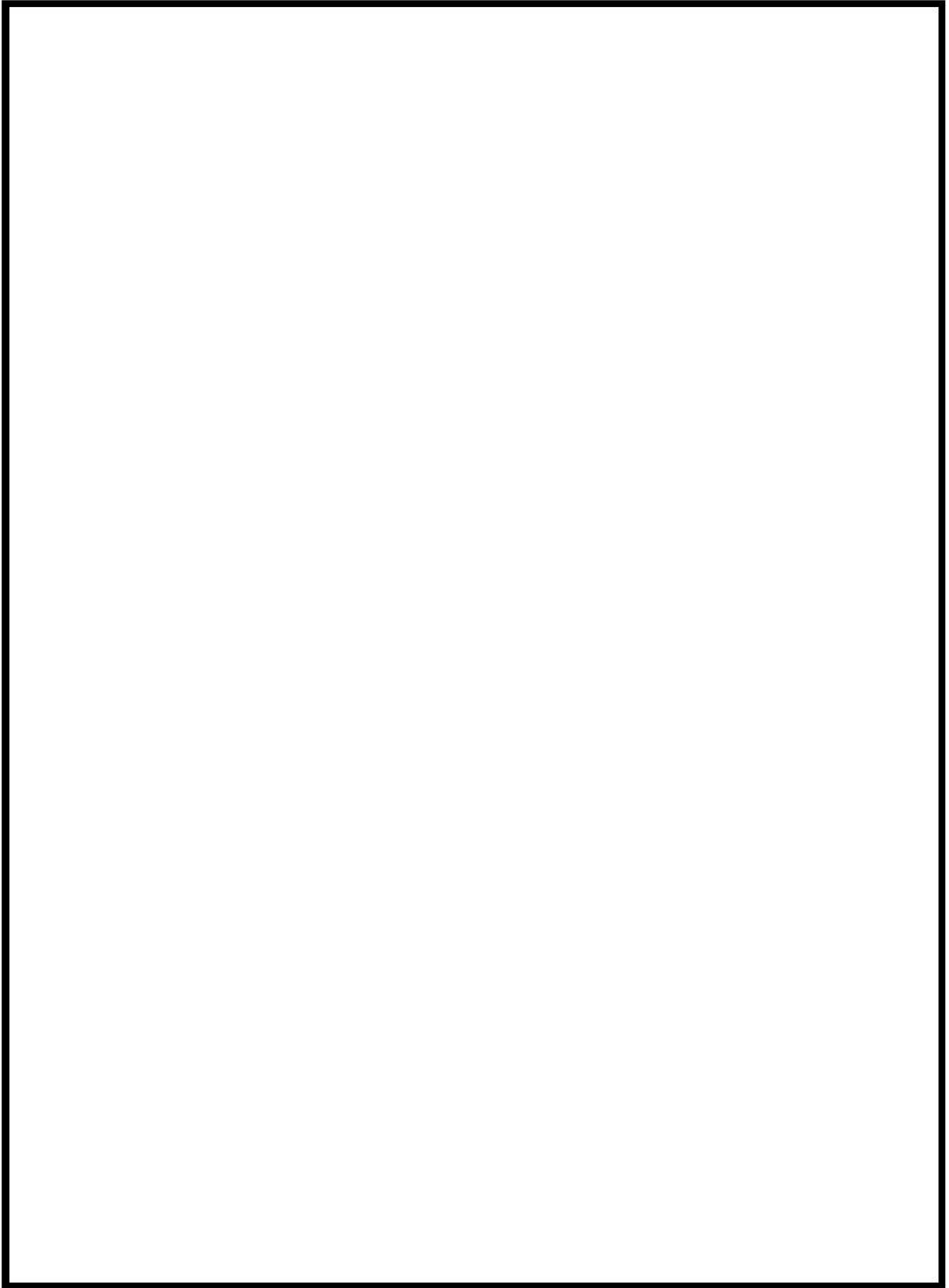
2. 評価式


算出手順を以下に示す。

アニュラス部において、アニュラス空気浄化ファン起動から負圧達成時間は、原子炉格納容器からの伝熱によるアニュラス部の温度上昇、原子炉格納容器の膨張、原子炉格納容器からの漏えい量、アニュラス部外からのインリークを考慮して算出される。アニュラス部内は空気のみとし、理想気体として取り扱う。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 評価条件

アニュラス部負圧達成時間の評価に用いる条件を第1表に示す。

第1表 アニュラス部負圧達成時間の評価条件

パラメータ		使用値		備考
CV 膨張量	ΔV_{cv}			
CV 体積	V_{cv}	66600	m^3	大LOCA使用値（保守的に大きい値）
漏えい率	L	0.16	%/day	SA時漏えい率包絡値
インリーク量	F_{inleak}			
アニュラス部目標負圧	P_n			
アニュラス部体積（初期）	V_{an}	7860	m^3	
アニュラス部温度（事故時）	T_t			
ファン全量排気量	F_{fan}	250	m^3/min	
大気圧	P_{atm}	101325	Pa(abs)	
空気の気体定数	R	287	J/K/kg	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. 評価結果

評価の結果、負圧達成時間は約 12 分となる。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、負圧達成時間として、同型 PWR プラントの包絡条件である 18 分を使用する。

2-12 フィルタ除去効率の設定について

【追而】除染係数見直しによる線量評価
捕集量, 崩壊熱, 評価フロー

1. 微粒子フィルタについて

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

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

(1) 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

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

b. 保持容量について

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

これは、安定核種も踏まえて、保守的にアニュラスフィルタによる除去効率を無視し、格納容器から漏えいしてきた微粒子がすべて大気中に放出されるとして評価したものである。また、漏えいした微粒子はすべて地上から放出されるとして格納容器から中央制御室までの大気拡散（希釈効果）を考慮し、中央制御室内に侵入した微粒子は全量がフィルタに捕集されるものとした。なお、よう素はすべて粒子状よう素として評価した。（第2-12-5表及び第2-12-1図参照）

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

第2-12-1表 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ保持容量

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

(2) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

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

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

b. 保持容量について

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

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

これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素はすべて粒子状よう素として評価した。（第 2-12-5 表及び第 2-12-2 図参照）

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

第 2-12-2 表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

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

2. よう素フィルタについて

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価において、中央制御室空調装置及びアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタは有機よう素及び無機よう素の除去効率の評価条件として 95%を用いている。上記のよう素フィルタについては、定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

(1) 中央制御室空調装置のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

先のとおり、泊発電所 3 号炉の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素フィルタ除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、参考 1 に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3 号炉の中央制御室空調装置のよう素フィルタの吸着容量は、約 0.43kg/10 枚である。中央制御室（炉心の著しい損傷）居住性に係る被ばく評価で選定した評価事象において原子炉格納容器から放出され、中央制御室内に流入するよう素量は約 25mg 程度である。これは、「1. 微粒子フィルタについて (1) 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素または有機よう素とし、中央制御室内に侵入したよう素は全量がよう素フィルタに捕集されるものとした。（第 2-12-5 表及び第 2-12-3 図参照）

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

第 2-12-3 表 中央制御室空調装置のよう素フィルタ保持容量

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

(2) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、炉心の著しい損傷が発生した場合のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したが

って、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率として 95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、参考 1 に示す。

b. 吸着容量について

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

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

これは、「1. 微粒子フィルタについて (2) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである(安定核種も考慮)。ただし、よう素の化学形態はすべて無機よう素または有機よう素とした。(第 2-12-5 表及び第 2-12-4 図参照)

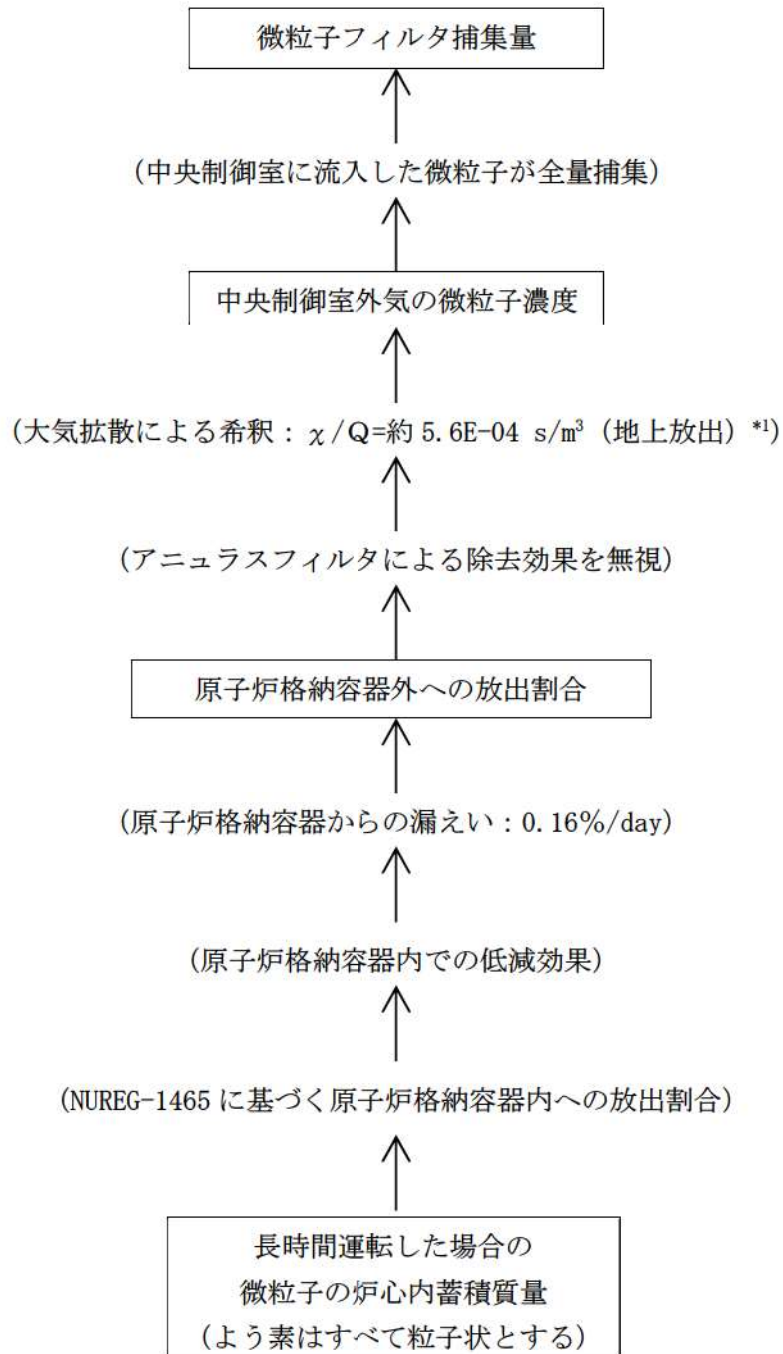
したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率 95%は確保できる。

第 2-12-4 表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量

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

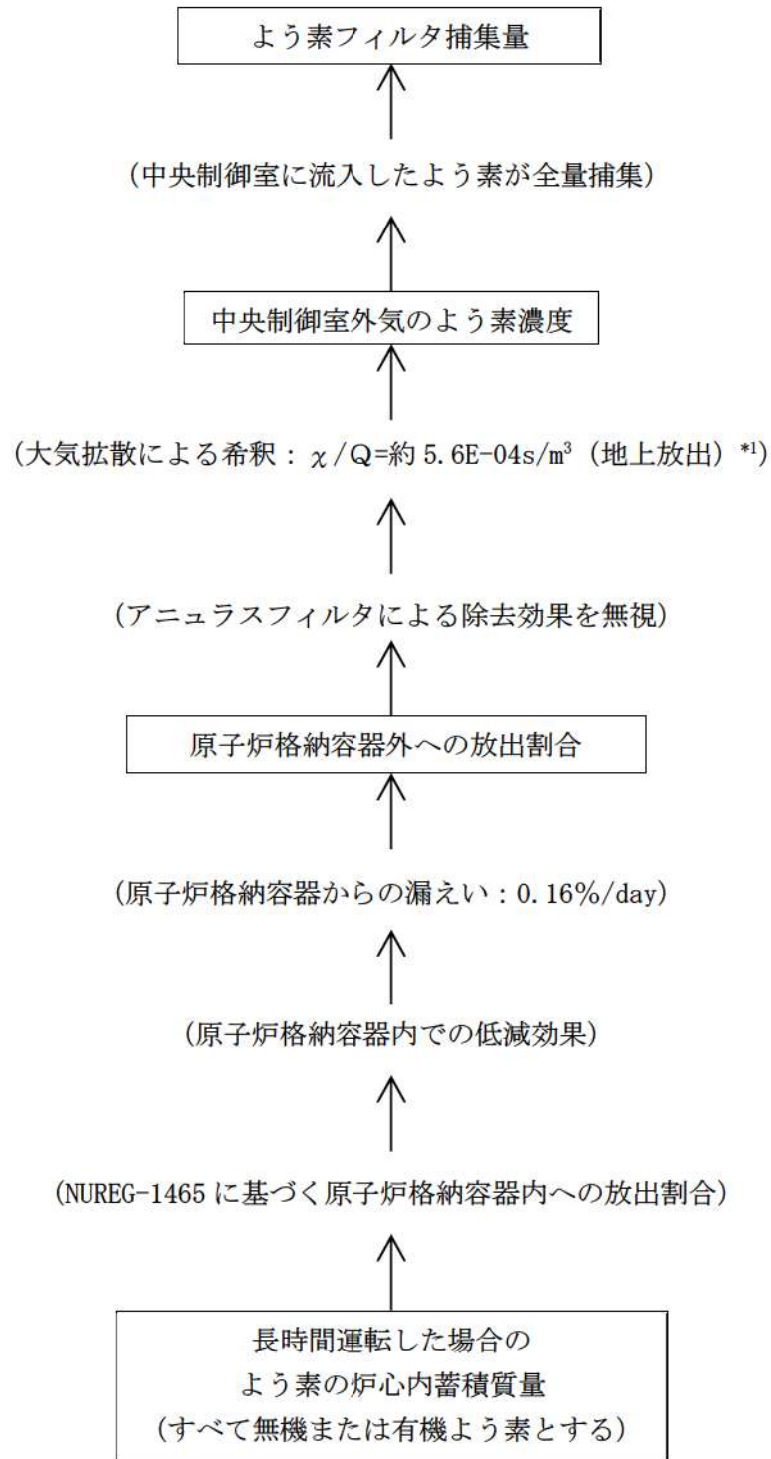
第 2-12-5 表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)
Cs 類	3.0E+02
Te 類	5.0E+01
Ba 類	2.1E+02
Ru 類	6.9E+02
Ce 類	9.4E+02
La 類	1.0E+03
合計	3.2E+03



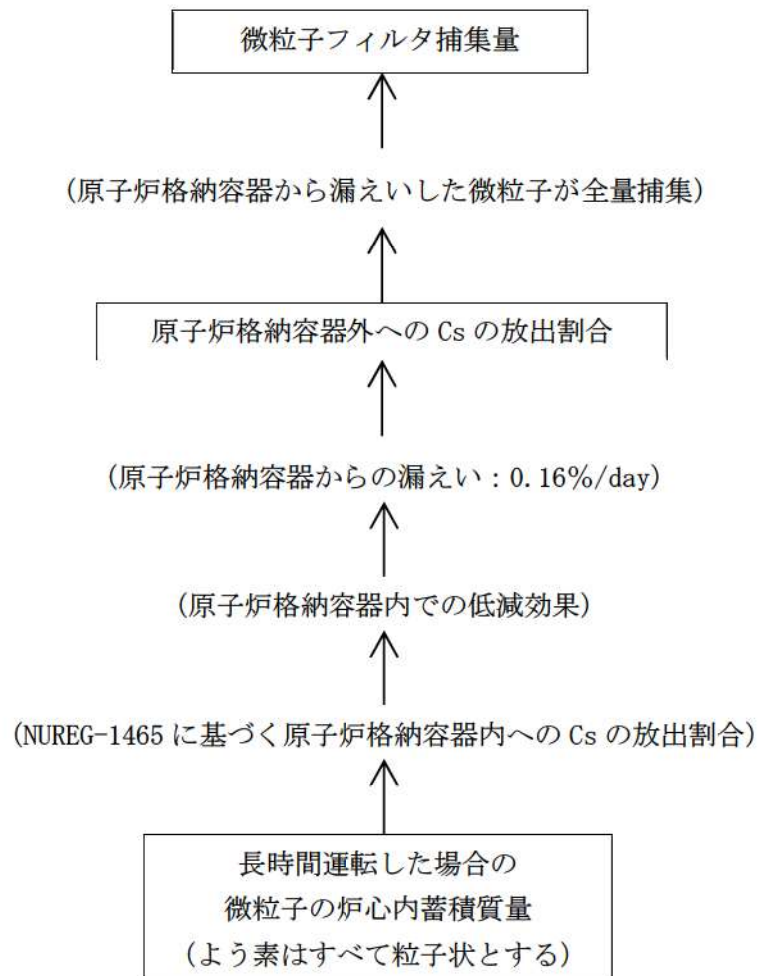
*1: 捕集量が多くなるように地上放出の χ/Q で代表する

第 2-12-1 図 中央制御室空調装置の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

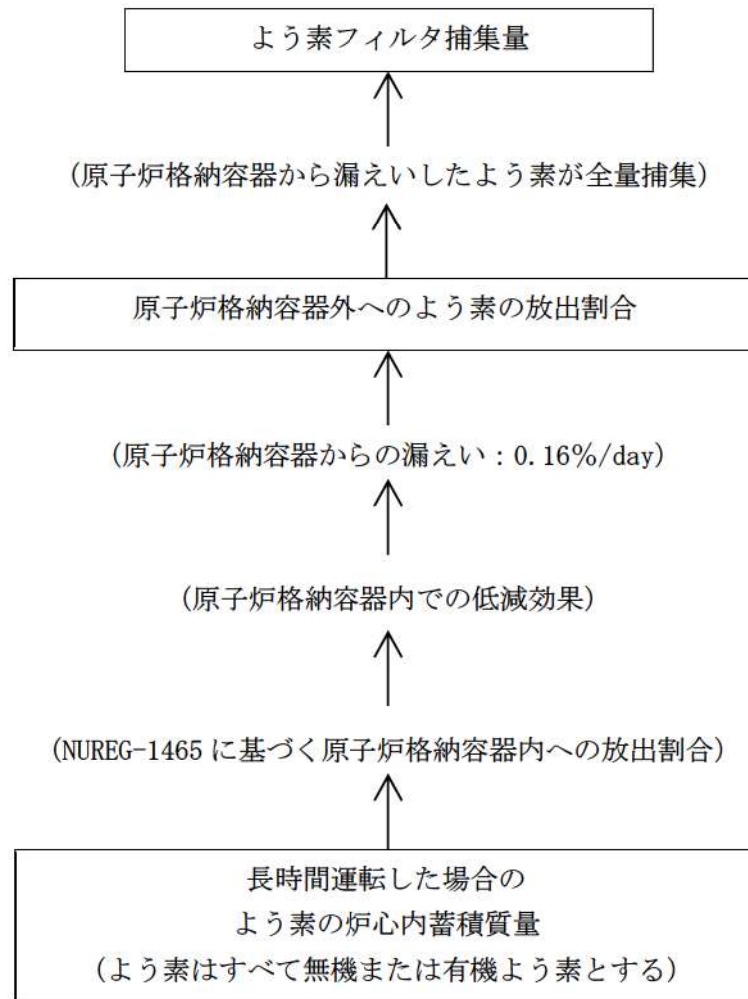


*1：捕集量が多くなるように地上放出の χ/Q で代表する

第 2-12-2 図 中央制御室空調装置のよう素フィルタ捕集量評価の過程



第 2-12-3 図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



第 2-12-4 図 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

よう素フィルタの湿度等を踏まえた除去効率の妥当性について

(1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95%以上）を満足することを確認している。

その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環系統ともに「温度：30℃、湿度：95%RH」である。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

(2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、設置許可添付6に記載する月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値（統計期間 1991年～2020年）によると、最高値及び最低値はそれぞれ 25.6℃、-5.8℃である。

ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6℃、-6.1℃であった（統計期間 1981～2010年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。

第1表 泊発電所周辺の温度状況（設置許可添付6に記載する温度の抜粋）

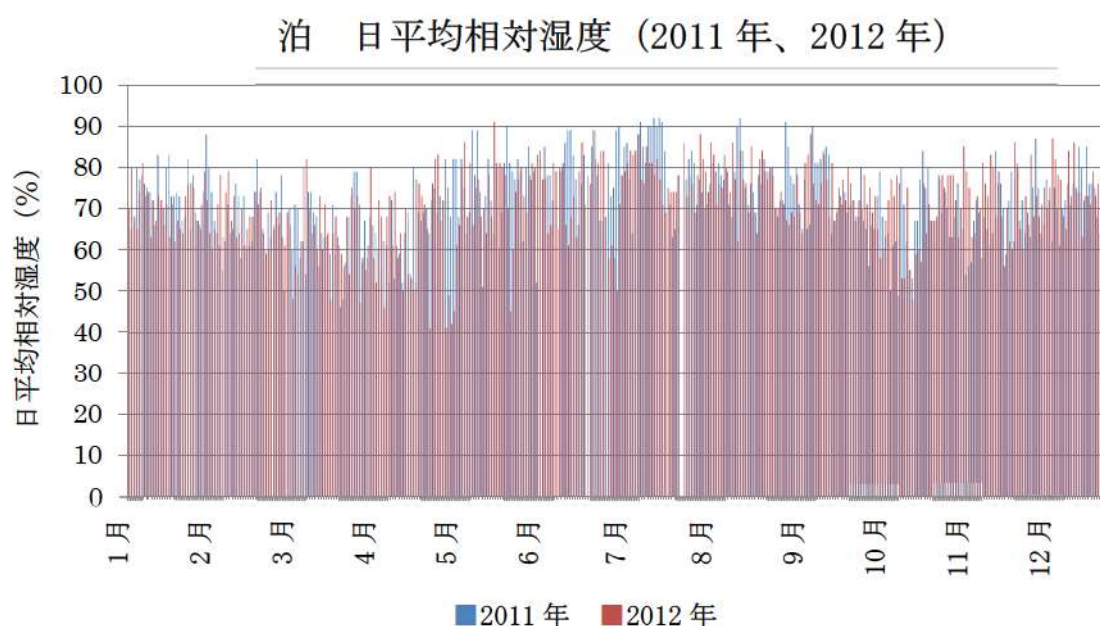
泊発電所の最寄りの気象官署	寿都特別地域 気象観測所		小樽特別地域 気象観測所	
	8月	1月	8月	1月
最高気温月／最低気温 の平均値	24.6℃	-4.7℃	25.6℃	-5.8℃

(3) 泊発電所の相対湿度状況について

2011年及び2012年の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90%RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。

したがって、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95%RHは年間を通してなく、相対湿度90%RH以上は年間最大4%程度である。

なお、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90%RH以上となるのは年間20日（5%程度）であった。



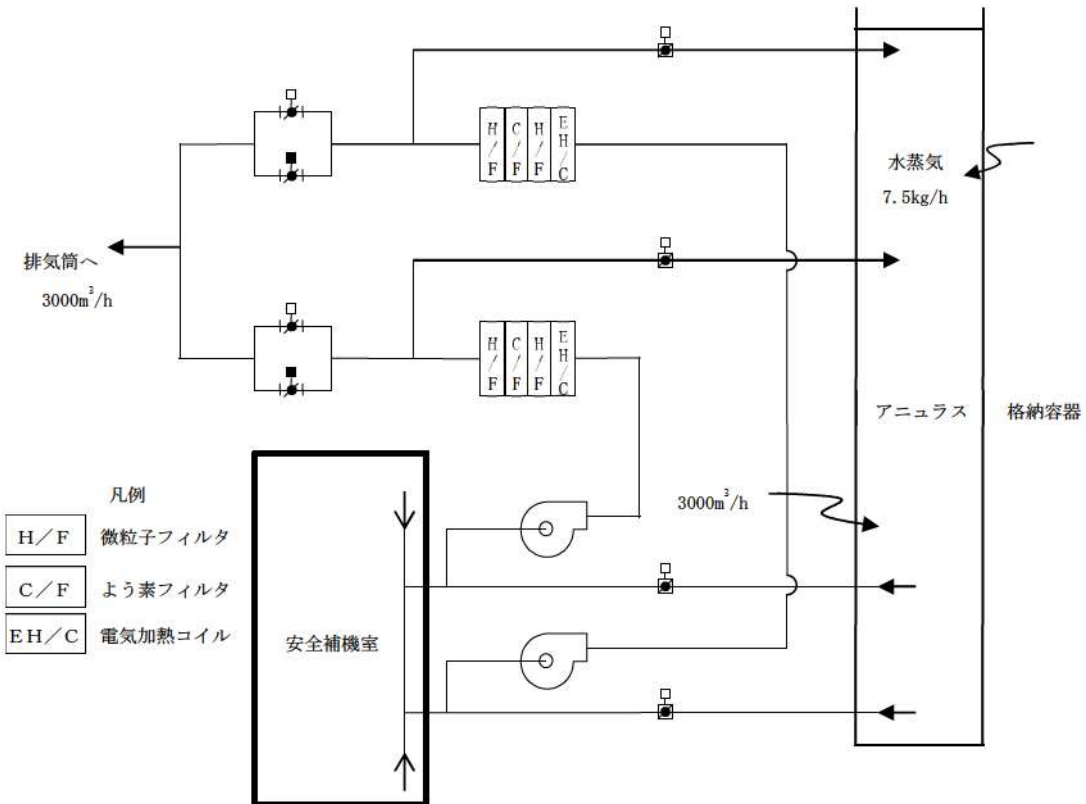
第1図 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故時のアニュラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3,000m³/h^(注2)である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHとすると、重大事故時のアニュラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0kPa、約0.92kPa^(注3)となる。事故時のアニュラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。

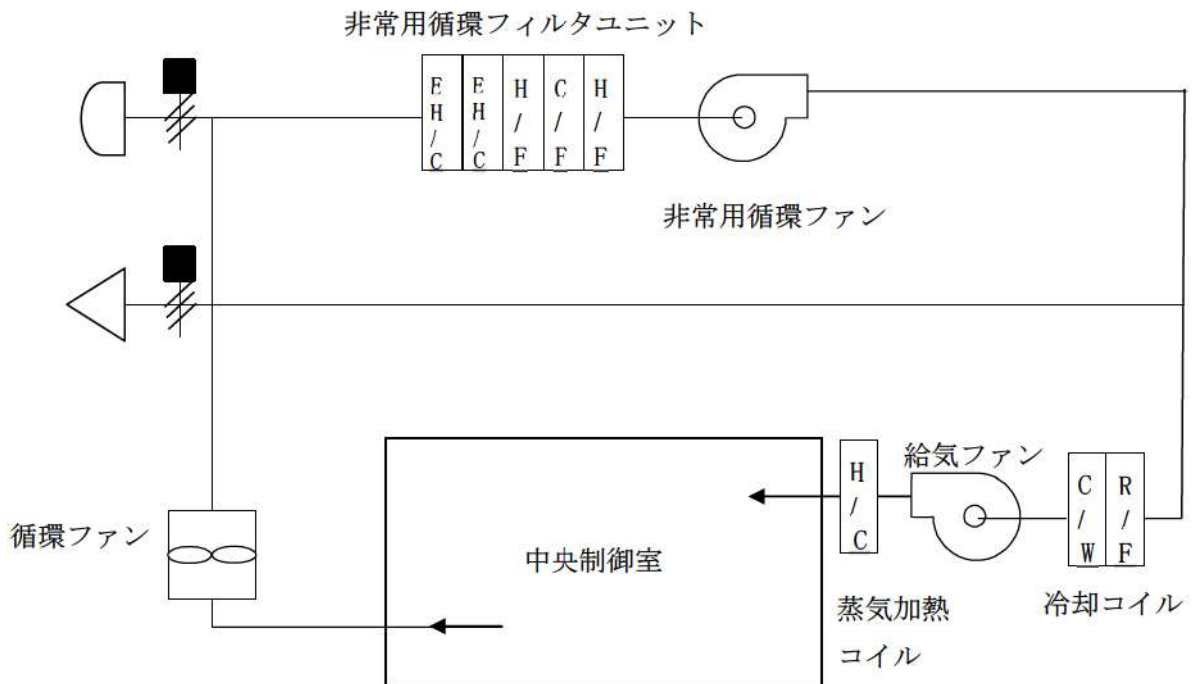


第2図 泊3号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

b. 中央制御室非常用循環系統

中央制御室非常用循環系統の系統構成は第3図の通りであり，冷却コイルにより冷却（除湿）され，60%RH以下に維持されるので，よう素フィルタの効率は確保できる。

海水系の機能喪失等により，冷却コイルによる冷却（除湿）ができない状況においては，電気計装盤，照明，ファン等の発熱により，中央制御室内は外気より温度が高くなるため，相対湿度は低くなる。したがって，中央制御室内空気の相対湿度は95%RHを上回ることはなく，よう素フィルタの効率は確保できる。例えば，中央制御室内での昇温が5℃の場合，外気温度25.6℃，95%RH 及び-6.1℃，95%RH時のよう素フィルタ入口相対湿度は，それぞれ73%RH，63%RHを下回る^(注5)こととなる。



第3図 中央制御室非常用循環系統 概略系統構成

(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112,000kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16%/dayとしている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.6℃, 95%RH	-6.1℃, 95%RH
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024kg/m ³	0.0049kg/m ³
空気密度【 ρ_o 】	1.1kg/m ³	1.3kg/m ³
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $Mo' = \rho_{o'} \times L$ 】	72kg/h	14.7kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3,300kg/h	3,900kg/h
CV からの水蒸気侵入量 ($M_{cv'}$)	7.5kg/h	
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (Mo' + M_{cv'}) / Mo$ 】	0.025kg' /kg	0.0057kg' /kg
アニュラス内水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0kPa	約0.92kPa

(注4) 事故時のアニュラス内温度を40℃とすると、40℃の飽和水蒸気分圧は7.4kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6℃、95%RH時：4.0kPa/7.4kPa×100=54.1%RH

-6.1℃、95%RH時：0.92kPa/7.4kPa×100=12.5%RH

(注5) 25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHの水蒸気分圧は、それぞれ、3.2kPa、0.35kPaである。また、30.6℃及び-1.1℃の飽和水蒸気分圧は、それぞれ、4.4kPa、0.56kPaであるから、中央制御室非常用循環フィルタユニット取扱空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6℃、95%RH時：3.2kPa/4.4kPa×100=72.8%RH

-6.1℃、95%RH時：0.35kPa/0.56kPa×100=62.5%RH

2-13 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

泊発電所敷地内において観測した 1997 年 1 月から 1997 年 12 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用していることから、排気筒高さ付近を代表する標高 84m の観測データに加え、標高 20m の観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2011 年 1 月～2020 年 12 月

検定年：1997 年 1 月～1997 年 12 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 84m の観測データについては、有意水準 5% で棄却された項目が 3 項目であり、標高 20m の観測データについては 0 項目であったことから、棄却数が少なく検定年が長期間の気象状態を代表していると判断した。

検定結果を第 2-13-1 表から第 2-13-4 表に示す。

第2-13-1表 棄却検定表(風向)(標高84m)

検定年：敷地内C点(標高84m) 地上高10m) 1997年1月~1997年12月
統計期間：敷地内C点(標高84m) 地上高10m) 2011年1月~2020年12月 (%)

風向	統計年											平均値	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	1997		上限	下限	
N	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.03	1.44	1.23	1.38	1.23	1.82	0.94	○
NNE	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.17	1.10	1.21	1.15	1.23	1.63	0.67	○
NE	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.26	3.02	3.23	3.35	3.41	4.15	2.55	○
E	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	13.67	13.70	12.30	12.86	10.87	16.61	9.11	○
ESE	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	18.23	18.46	20.63	19.51	20.26	24.30	14.72	○
SE	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	5.40	4.74	5.83	5.02	5.31	6.70	3.34	○
SSE	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	1.98	2.05	2.20	2.12	2.77	2.85	1.39	○
S	0.49	0.62	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.68	0.72	0.82	0.69	1.03	0.96	0.42	×
SSW	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.70	0.60	0.75	0.72	0.70	1.01	0.43	○
SW	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.70	0.69	0.74	0.70	0.67	0.88	0.52	○
WSW	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.03	0.69	0.75	0.90	0.61	1.35	0.45	○
W	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	1.97	1.94	1.76	2.34	3.91	4.51	0.00	○
WNW	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	16.01	17.97	17.93	14.10	21.47	14.39	×
NW	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	19.50	23.83	20.37	19.60	22.17	26.33	12.87	○
NNW	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	10.29	8.57	7.75	9.18	9.30	12.01	6.35	○
CALM	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.84	1.64	1.68	1.78	2.01	2.18	1.38	○
	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○

第2-13-2表 棄却検定表(風速)(標高84m)

検定年：敷地内C点(標高84m) 地上高10m) 1997年1月~1997年12月
統計期間：敷地内C点(標高84m) 地上高10m) 2011年1月~2020年12月 (%)

風速 階級 (m/s)	統計年											平均値	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	1997		上限	下限	
0.0~0.4	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○
0.5~1.4	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	8.94	8.34	8.59	6.11	10.28	6.90	×
1.5~2.4	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	14.60	13.96	15.06	15.06	15.25	17.33	12.79	○
2.5~3.4	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	13.49	12.02	12.66	13.72	15.10	15.92	11.52	○
3.5~4.4	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	10.94	9.73	10.16	11.02	11.97	12.58	9.46	○
4.5~5.4	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.02	9.34	9.81	9.20	9.91	10.31	8.09	○
5.5~6.4	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.94	8.48	8.36	7.85	8.23	8.88	6.82	○
6.5~7.4	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.16	7.67	7.93	6.78	6.49	8.37	5.19	○
7.5~8.4	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.62	6.10	6.01	5.71	5.45	6.41	5.01	○
8.5~9.4	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	5.55	5.67	4.91	4.87	4.91	6.52	3.22	○
9.5~	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	17.14	17.29	15.99	16.40	16.14	19.49	13.31	○

第 2-13-3 表 棄却檢定表(風向)(標高 20m)

檢定年：敷地内 Z 点 (標高 20m) 地上高 10m) 1997 年 1 月 ~ 1997 年 12 月
 統計期間：敷地内 Z 点 (標高 20m) 地上高 10m) 2011 年 1 月 ~ 2020 年 12 月

風向	統計年											棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却	
												1997			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	上限	下限		
N	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.03	2.84	2.82	3.00	2.81	4.28	2.32	○
NNE	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.21	1.74	1.85	2.30	2.19	2.50	1.50	○
NE	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	4.80	4.66	4.70	4.25	4.71	5.61	2.89	○
ENE	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	7.09	7.25	7.29	7.04	5.95	8.83	5.25	○
E	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	13.64	13.66	14.24	14.17	11.46	18.28	10.06	○
ESE	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	7.83	8.07	9.11	8.06	11.04	11.89	4.23	○
SE	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	5.40	5.01	6.02	6.20	6.42	8.71	3.69	○
SSE	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.56	2.36	2.52	2.50	2.76	2.83	2.17	○
S	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	0.94	0.93	0.79	1.17	1.06	1.81	0.53	○
SSW	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.90	0.63	0.76	0.72	0.81	0.98	0.46	○
SW	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	2.38	2.26	2.26	1.96	1.84	2.74	1.18	○
WSW	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	4.38	3.25	4.99	3.46	4.00	5.16	1.76	○
W	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	9.56	8.74	9.56	9.09	9.92	11.60	6.58	○
WNW	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	15.97	18.84	16.53	15.59	15.49	19.55	11.63	○
NW	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	12.50	13.70	10.95	13.63	13.20	17.49	9.77	○
NNW	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	6.18	5.98	5.35	5.35	4.26	6.07	5.38	8.61	3.53	○
CALM	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○

第 2-13-4 表 棄却檢定表(風速)(標高 20m)

檢定年：敷地内 Z 点 (標高 20m) 地上高 10m) 1997 年 1 月 ~ 1997 年 12 月
 統計期間：敷地内 Z 点 (標高 20m) 地上高 10m) 2011 年 1 月 ~ 2020 年 12 月

風速 階級 (m/s)	統計年											棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却	
												1997			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	上限	下限		
0.0~0.4	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○
0.5~1.4	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	11.76	11.38	10.54	9.16	11.76	13.51	4.81	○
1.5~2.4	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.47	15.40	16.07	16.01	15.14	18.94	13.08	○
2.5~3.4	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	12.60	12.05	13.19	13.04	14.44	15.08	11.00	○
3.5~4.4	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.67	10.52	12.12	11.76	11.92	13.53	9.99	○
4.5~5.4	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	9.57	10.96	10.65	11.62	9.68	14.83	8.41	○
5.5~6.4	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.28	7.82	7.36	7.82	7.13	9.43	6.21	○
6.5~7.4	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.55	5.60	5.57	5.37	5.75	6.47	4.27	○
7.5~8.4	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.61	4.85	4.51	4.37	4.55	5.05	3.69	○
8.5~9.4	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.74	4.47	3.89	3.88	4.26	4.85	2.91	○
9.5~	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.91	16.23	14.74	16.17	14.43	20.35	11.99	○

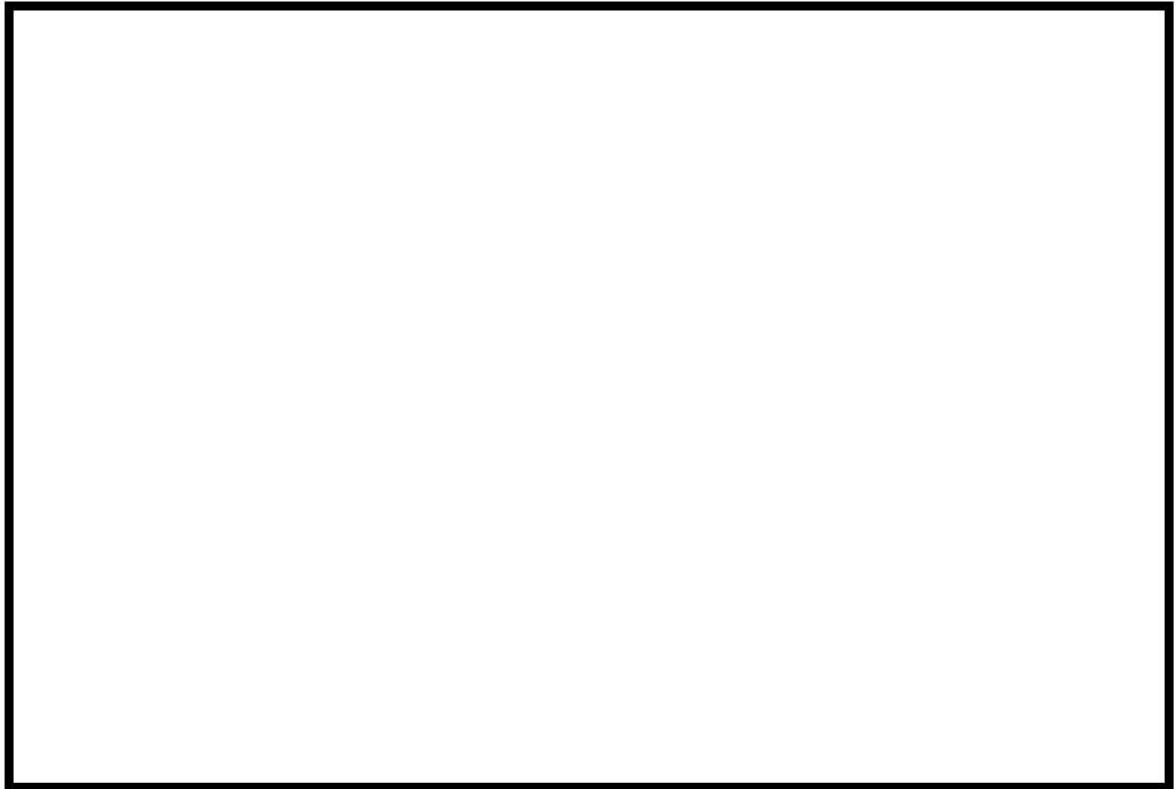
2-14 被ばく評価に用いる大気拡散評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位を第 2-14-1 図から第 2-14-3 図、評価結果を第 2-14-1 表に示す。

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 2-14-2 表から第 2-14-4 表に示す。

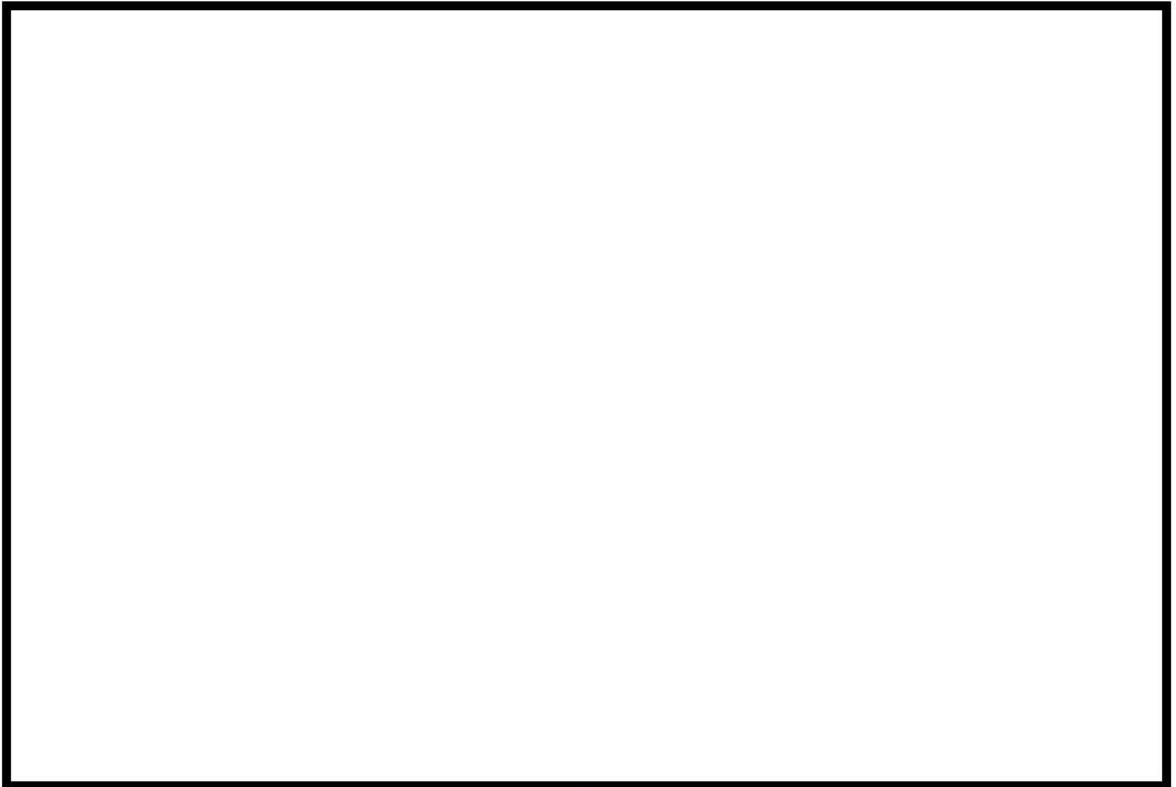


第 2-14-1 図 着目方位
(放出源：原子炉格納容器，評価点：中央制御室中心)




第 2-14-2 図 着目方位

(放出源：原子炉格納容器，評価点：中央制御室入口)



第 2-14-3 図 着目方位

(放出源：原子炉格納容器，評価点：出入管理建屋入口)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第2-14-1表 各評価点における相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
地上 (地上0m)	中央制御室中心	W, WNW, NW, NNW, N	約 5.6×10 ⁻⁴	約 2.4×10 ⁻¹⁸
	出入管理建屋入口	WNW, NW, NNW	約 3.8×10 ⁻⁴	約 1.8×10 ⁻¹⁸
	中央制御室入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 5.7×10 ⁻⁴	約 2.3×10 ⁻¹⁸
排気筒 (地上73.1m)	中央制御室中心	W, WNW, NW, NNW, N	約 2.8×10 ⁻⁴	約 4.6×10 ⁻¹⁹
	出入管理建屋入口	WNW, NW, NNW	約 1.9×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻¹⁹
	中央制御室入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 2.8×10 ⁻⁴	約 4.7×10 ⁻¹⁹

第2-14-2表 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 中心	地上
		97.02	約 5.6E-04	97.02	約 2.4E-18
		<u>97.01</u>	<u>約 5.6E-04</u>	<u>97.01</u>	<u>約 2.4E-18</u>
		96.99	約 5.6E-04	96.99	約 2.4E-18
	
	排気筒
		97.02	約 2.8E-04	97.02	約 4.6E-19
		<u>97.01</u>	<u>約 2.8E-04</u>	<u>97.01</u>	<u>約 4.6E-19</u>
		96.99	約 2.8E-04	96.99	約 4.6E-19
	

第 2-14-3 表 相対濃度及び相対線量の値（出入管理建屋入口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
出入管理建屋 入口	地上
		97.02	約 3.8E-04	97.02	約 1.8E-18
		<u>97.01</u>	<u>約 3.8E-04</u>	<u>97.01</u>	<u>約 1.8E-18</u>
		96.99	約 3.8E-04	96.99	約 1.8E-18
	
	排気筒
		97.02	約 1.9E-04	97.02	約 3.3E-19
		<u>97.01</u>	<u>約 1.9E-04</u>	<u>97.01</u>	<u>約 3.3E-19</u>
		96.99	約 1.9E-04	96.99	約 3.3E-19
	

第 2-14-4 表 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室入口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現 頻度[%]	値 [s/m ³]	累積出現 頻度[%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 入口	地上
		97.02	約 5.7E-04	97.02	約 2.3E-18
		<u>97.01</u>	<u>約 5.7E-04</u>	<u>97.01</u>	<u>約 2.3E-18</u>
		96.99	約 5.7E-04	96.99	約 2.3E-18
	
	排気筒
		97.02	約 2.8E-04	97.02	約 4.7E-19
		<u>97.01</u>	<u>約 2.8E-04</u>	<u>97.01</u>	<u>約 4.7E-19</u>
		96.99	約 2.8E-04	96.99	約 4.7E-19
	

2-15 地表面への沈着速度の設定について

1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度 (1.2cm/s) を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定、一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日) の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の 2~3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度(添付資料 2 2-16 を参照) の 4 倍と設定した。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の 4 倍として設定した妥当性について示す。

1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率(単位時間あたりの沈着量)を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

(1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \quad \dots \dots \dots (1)$$

D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²]

V_{gd} : 沈着速度 [m/s]

χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

(2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告*より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q_{(z)} dz \quad \dots \dots \dots (2)$$

D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²]

Λ : 洗浄係数 [1/s]

$\chi / Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]

ここで、 $\chi / Q_{(z)}$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi / Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \quad \dots \dots \dots (3)$$

Σz : 鉛直拡散幅[m]

χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

* Chamberlain, A.C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から，地表沈着率は，以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 + \Lambda \cdot \chi / Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \quad \dots \dots \dots (4)$$

A : 単位時間当たりの地表沈着率[1/m²]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が高い評価点について，地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して，(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し，そのうちの年間97%積算値を取った。一方で，乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率（すなわち χ / Q の97%積算値×沈着速度）との比を(5)式のようにとると，第2-15-1表～第2-15-2表のとおり，約1.2～1.3倍であった。地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については参考1に示す。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi / Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi / Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi / Q_0)_{97\%}} \quad \dots \dots \dots (5)$$

()_{97%} : 年間の97%積算値

χ / Q_{0t} : 時刻 t の地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

第2-15-1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価（中央制御室入口）

累積出現頻度 97%値	χ / Q (s/m ³)	約 5.7×10 ⁻⁴
	① 乾性沈着率 (1/m ²)	約 1.7×10 ⁻⁶
累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率 (1/m ²) (乾性+湿性)	約 2.2×10 ⁻⁶
	降雨量 (mm/h)	2
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.3

第 2-15-2 表 泊発電所 3 号炉における湿性沈着量評価（出入管理建屋入口）

累積出現頻度 97%値	χ/Q (s/m ³)	約 3.8×10 ⁻⁴
	① 乾性沈着 (1/m ²)	約 1.1×10 ⁻⁶
累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率 (1/m ²) (乾性+湿性)	約 1.4×10 ⁻⁶
	降雨量 (mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.2

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 χ/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、参考として出入管理建屋入口における地表沈着率の算出に使用する降雨量を保守的な想定として年間97%積算値の降雨があったものと仮定した場合の同評価結果を参考2に示す。

また、評価に使用するパラメータを第 2-15-3 表に示す。

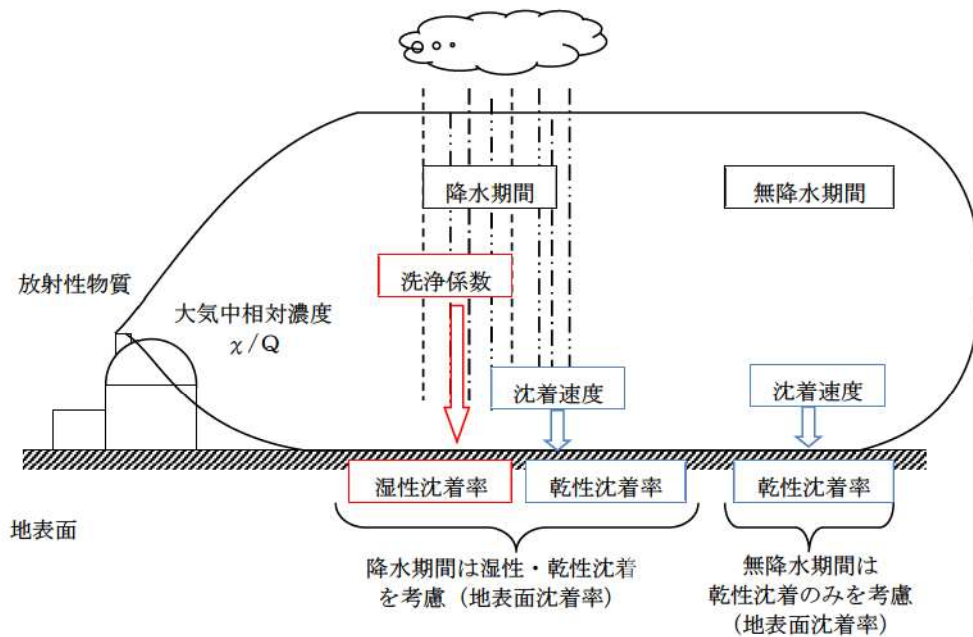
第 2-15-3 表 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{gd}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2,700 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	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」（NUREG-1150 解析使用値として引用）
気象条件	1997 年	1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 時間ごとの風向、風速、降水量を使用

地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方について

1. 地表面沈着について

第 1 図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、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洗浄係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{①}$$

D : 地表面沈着率 ($1/m^2$) (単位放出率当たり)

D_d : 乾性沈着率 ($1/m^2$)

D_w : 湿性沈着率 ($1/m^2$)

χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m^3) (地上放出時の軸上濃度)

$\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m^3)

V_g : 沈着速度 (m/s)

Λ : 洗浄係数 ($1/s$)

ただし、 $\Lambda = aP^b$

a, b : 洗浄係数パラメータ (-)

P : 降水強度 (mm/h)

z : 鉛直長さ (m)

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2図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。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2図の例は、評価対象方位をNW, NNW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（NW, NNW方位）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時間ごと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%を超えたところの沈着率を地表面沈着率の累積出現頻度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）。

日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	χ/Q (s/m^3)	乾性沈着率 ($1/m^2$) ①	降水量 (mm/h)	湿性沈着率 ($1/m^2$) ②	地表面沈着率 (①+②)
1/1 1:00	NW (SE)	1.0	D	0×10^{-4}	0×10^{-7}	0	0	0×10^{-7}
1/1 2:00	NNW (SSE)	2.3	E	0×10^{-4}	0×10^{-7}	1.0	0×10^{-6}	0×10^{-6}
1/1 3:00	E (W)	3.1	D	—	—	1.5	—	0
...
12/21 23:00	NNW (SSE)	2.5	D	0×10^{-3}	0×10^{-6}	0	0	0×10^{-6}

NW, NNW が評価対象方位の場合

降水がない時刻は、湿性沈着率はゼロ

評価対象方位の時刻のみ χ/Q 及び乾性沈着率が出現

地表面沈着率を昇順に並び替え

No	出現頻度 (%)	χ/Q (s/m^3)	地表面沈着率 (①+②)
1	0.000	—	0
2	0.003	—	0
...			...
〇〇	97.004	0×10^{-4}	0×10^{-7}
〇〇	97.010	0×10^{-5}	0×10^{-7}
...			...
×××	100.000	0×10^{-4}	0×10^{-6}

地表面沈着率の
累積出現頻度 97%値

地表面沈着率の並び替えであり、気象条件によって χ/Q は必ずしも昇順に並ぶとは限らない。
(従来の χ/Q 計算とは順番が異なる)

第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NW, NNWの例)

3. 累積出現頻度 97%値付近における地表面沈着率

各評価点における地表面沈着率の累積出現頻度 97%値付近の値を第1表及び第2表に示す。

第1表 泊発電所3号炉における地表面沈着率（評価点：中央制御室入口）

No	方位 (風向)	降水量 (mm/h)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²)	乾性沈着率 の累積出現 頻度 97%値 との比率 ^{※1}	累積出現 頻度 (%)
...
8418	WNW (ESE)	1.5	2.1×10^{-4}	2.1×10^{-6}	約 1.2	96.993
<u>8419</u>	<u>WNW</u> <u>(ESE)</u>	<u>2.0</u>	<u>1.8×10^{-4}</u>	<u>2.2×10^{-6}</u>	約 1.3	<u>97.004</u>
8420	NW (SE)	5.5	9.6×10^{-5}	2.2×10^{-6}	約 1.3	97.016
...

※1 乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比率 = (地表面沈着率) / (乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) で計算した。なお, (乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) = 約 1.7×10^{-6} (1/m²)

第2表 泊発電所3号炉における地表面沈着率（評価点：出入管理建屋入口）

No	方位 (風向)	降水量 (mm/h)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²)	乾性沈着率 の累積出現 頻度 97%値 との比率 ^{※3}	累積出現 頻度 (%)
...
8413 ^{※1}	NW (SE)	0.5	2.4×10^{-4}	1.4×10^{-6}	約 1.2	96.935
...
8418	WNW (ESE)	0	4.7×10^{-4}	1.4×10^{-6}	約 1.2	96.993
<u>8419</u>	<u>NW</u> <u>(SE)</u>	<u>0</u>	<u>4.7×10^{-4}</u>	<u>1.4×10^{-6}</u>	約 1.2	<u>97.004</u>
8420	NW (SE)	0	4.7×10^{-4}	1.4×10^{-6}	約 1.2	97.016
...
8433 ^{※2}	WNW (ESE)	4.0	7.9×10^{-5}	1.4×10^{-6}	約 1.3	97.166
...

※1 97%から累積出現頻度を下げていき、初めて降水が発生したときの値

※2 97%から累積出現頻度を上げていき、初めて降水が発生したときの値

※3 乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比率 = (地表面沈着率) / (乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) で計算した。なお、(乾性沈着率の累積出現頻度 97%値) = 約 1.1×10^{-6} (1/m²)

湿性沈着の考慮について

中央制御室周辺における地表面への沈着量は、気象条件として相対濃度 (χ/Q) 及び降雨量を考慮して評価している。ここで、相対濃度としては、97%積算値を使用し、また、沈着速度は乾性の沈着速度の4倍の値としている。これは、審査ガイドに記載されているとおり、湿性沈着を考慮した沈着濃度とするためである。一方、相対濃度を97%積算値として、さらに年間の最も厳しい降雨量の沈着速度を設定することは、気象条件を基に降雨を適正に考慮した沈着量とはならない。具体的には、出入管理建屋入口において最大の降雨強度の時間においては、風向は見込み方位ではないため、沈着量は0となるにもかかわらず、相対濃度として97%積算値を用いて沈着量を設定することとなり、不適切である。なお、今回評価に用いた1997年度の気象データによると、1時間の最大雨量は全方位で22mm/hであり、出入管理建屋入口においては χ/Q 97%積算値が得られた時刻では降雨はなかった。

そこで、本評価では、沈着速度を乾性沈着の4倍とすることの妥当性確認として、前述のとおり χ/Q 97%積算値が得られた時刻では降雨はなかったが、保守的な想定として更に年間97%積算値の降雨量があったものと仮定し、屋外と建屋の境界である、出入管理建屋入口における降雨時の「単位放出率当たりの地表面沈着量」(以下、地表面沈着率とする)を評価した(第1表参照)。その結果、降雨を考慮した場合の地表面沈着率は、降雨を考慮しない場合の χ/Q 97%積算値を想定した乾性地表面沈着率の約2.7倍であったことから、湿性沈着を考慮した沈着量を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると判断した。

第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(出入管理建屋入口)

χ/Q (s/m ³)		約 3.8×10^{-4}
97%積算値降雨量 (mm/h)		1.0
地表面沈着率 (1/m ²)	乾性沈着①	約 1.1×10^{-6}
	湿性沈着②	約 1.9×10^{-6}
降雨時と非降雨時の比 (①+②) / ①		約 2.7

2-16 乾性沈着速度の設定について

中央制御室の居住性評価では、地表面へ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, 添付資料 2 2-15 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。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。

乾性の沈着速度 0.3cm/s は NUREG/CR-4551^{*1} に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉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、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。

また、NUREG/CR-4551 では $0.5\mu\text{m} \sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (参考 1 参照) から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

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 $0.1\mu\text{m} \sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度 (第 2-16-1 図) である。

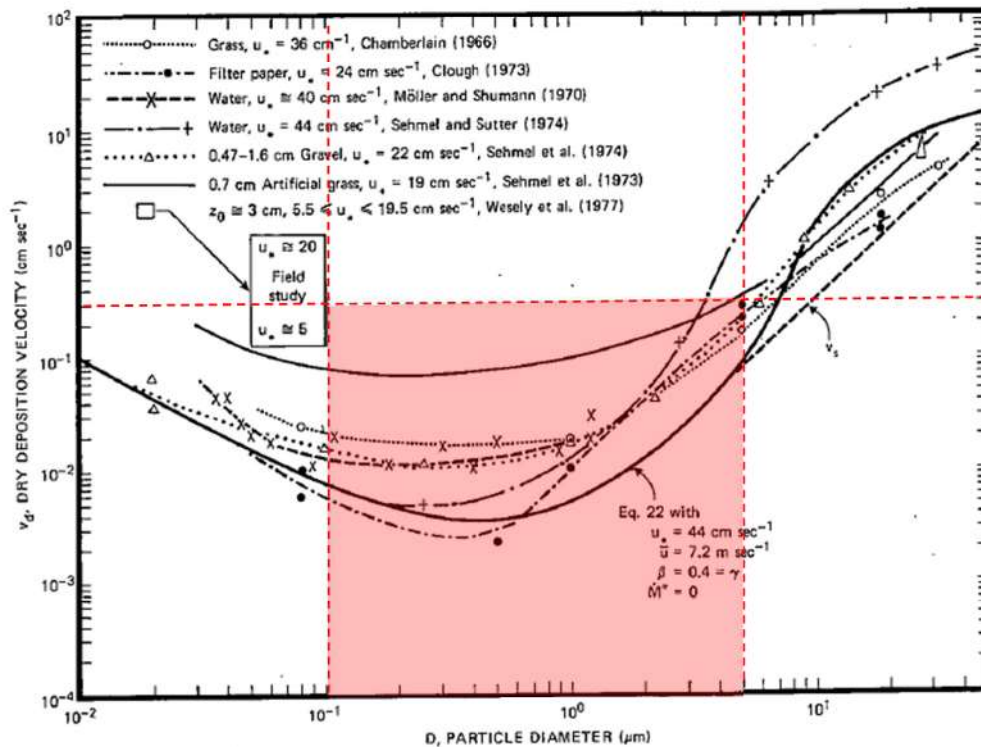


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1, 9-25} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第 2-16-1 図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol. 19^{*2})

また、中央制御室における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。

①格納容器内での沈着による除去過程

格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の2乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書^{※3}より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\mu\text{m}$ の場合に比べ25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15\mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能(99.97%以上)を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15\mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており(Ref. JIS Z 4812)、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム(慣性衝突効果等)によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5\mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15\mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

以上より、中央制御室の被ばく評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕集される。また、アニュラス空気浄化設備起動後では、①及び②の除去過程で、 $5\mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕集され、それら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、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、居住性評価における乾性沈着速度として 0.3cm/s を適用できると考えている。

※1 J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: 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

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

(参考1)

炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の範囲」は、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

炉心の著しい損傷が発生した場合には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、炉心の著しい損傷が発生した場合の粒径分布を想定し「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第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（原子炉格納容器、一次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の範囲のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

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

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

参考文献

- ※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)5

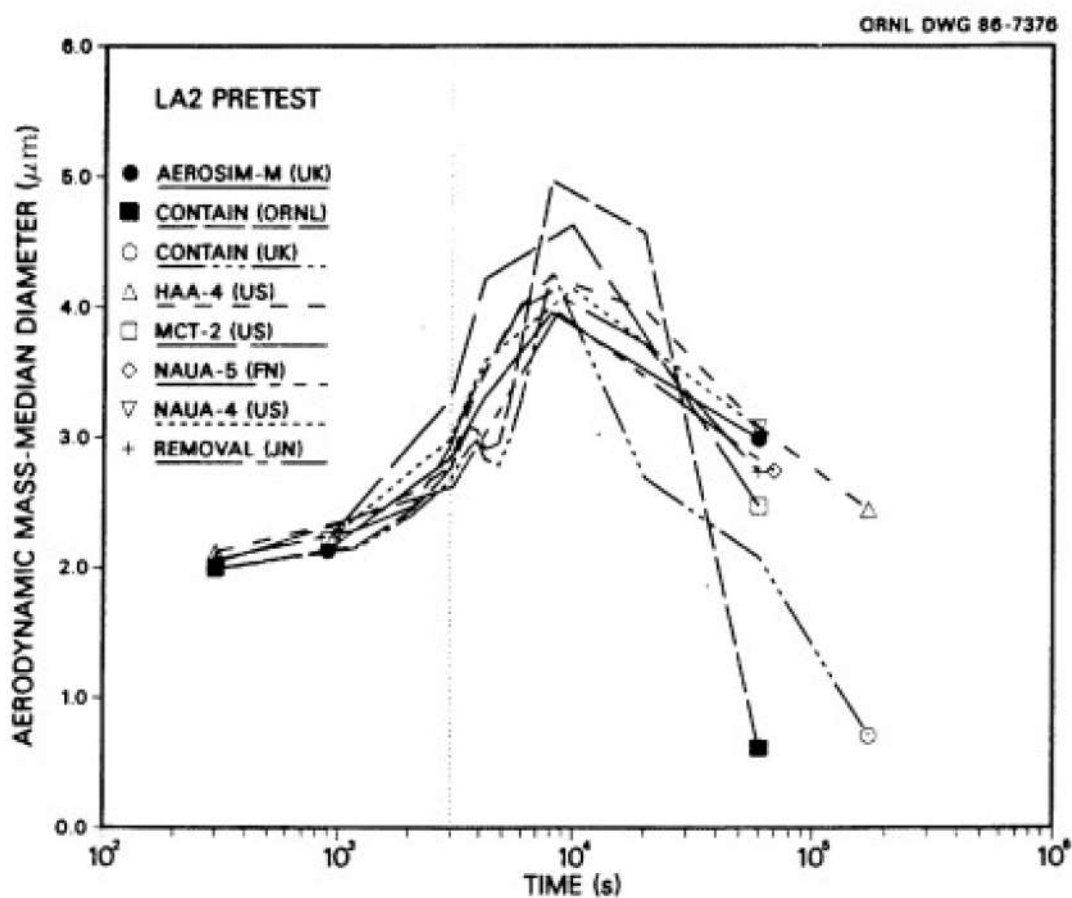


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 **AECL**

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

9.2.1.2 **PBF-SFD**

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 **PHÉBUS FP**

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm , a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

2-17 マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクによる防護係数を50として使用する。

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）によると、「200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：平成25年7月8日）抜粋

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

●以下、基発0412第1号（平成25年4月12日）抜粋

キ 保護具（第38条関係）

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

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

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

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

2. 全面マスクの防護係数50について

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

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

なお、吸収缶の除染係数については10時間後において顕著な低下傾向は確認されないことから、運転員の最長勤務時間（14時間10分）においても、十分な除染係数を有していると考えられる。

第2-17-1表 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

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

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも0.01%であった。以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約1,075であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数 (PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率}(\%) + \text{フィルタ透過率}(\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1,075 \end{aligned}$$

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

スクを着用できていることを確認している。

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

【追而】除染係数見直しによる線量評価
 女川同様，正の評価にてマスクを一定時間外
 す仮定を設けるため削除

(参考 1)

中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について

運転員は直交代により順次入れ替わるため，事故発生時に中央制御室内の放射性物質濃度が高い場合は，中央制御室内で飲食せず，直交代によって退域した際又は緊急時対策所に移動して飲食することが可能であるが，仮に，運転員が中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について概略評価を行った。

評価では，中央制御室内の放射性物質濃度が高い事故発生後 7 時間まではマスクは外さないものとする。

事故後 7 時間～168 時間の間でのマスクを考慮しない場合とマスクを考慮した場合の線量の差から，飲食等のためマスクを外す時間を 1 時間と仮定すると，吸入による内部被ばくの影響は約 0.1mSv となり，仮に運転員が飲食等のためにマスクを外したとしても，その影響は小さいと考える。

第 1 表 吸入による内部被ばく線量

吸入による内部被ばく線量	中央制御室滞在時の内部被ばく線量
① 7 時間以降マスクなしの場合	約 1.4×10^1 mSv
② 168 時間（7 日間）マスクありの場合	約 1.1×10^0 mSv
①－② 7 時間～168 時間中のマスクを外した場合の影響	約 1.3×10^1 mSv
③ 1 時間マスクを外した場合の内部被ばくの影響	約 0.1 mSv

2-18 中央制御室空調装置の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ強制開放手順の成立性について

中央制御室空調装置の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ強制開放手順

1. 操作概要

全交流動力電源喪失時において、炉心損傷時の中央制御室における被ばく低減を目的として中央制御室空調装置の閉回路循環運転を行う。この循環運転を実施するためには、空気作動ダンパを強制的に開放する必要があるため、次の操作を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数 : 2名

作業時間 (想定) : 35分

作業時間 (模擬) : 29分 (移動, 放射線防護具着用含む)

3. 作業の成立性

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

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、ダンパ開処置作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、ヘッドライト・懐中電灯を用いることから事故環境下においても作業可能である。

汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

作業性 : ダンパ開処置作業は、ミニチュア弁操作と連結シャフトを開側へ回す作業のみであり、容易に実施可能である。

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



ダンパ全景
(原子炉補助建屋T. P. 24. 8m)
(開操作対象ダンパの一例)



- ① 原子炉補助建屋T. P. 24. 8mへ移動し、作業準備を行う。
- ② 対象ダンパの駆動用制御用空気ミニチュア弁を閉止する。



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

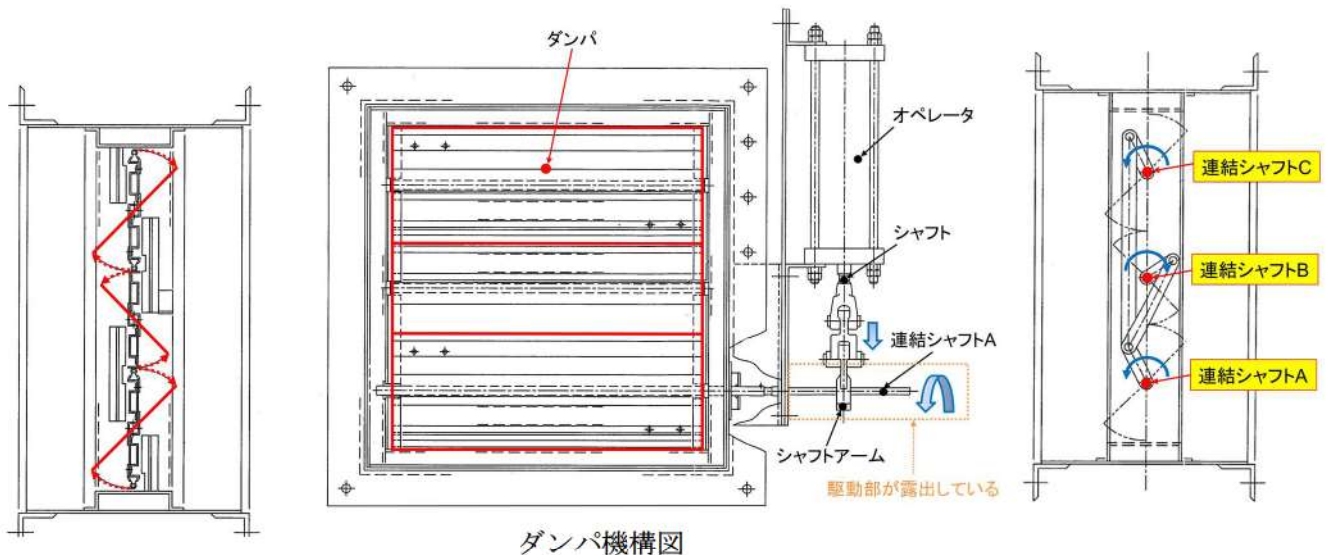


(空気作動ダンパ開作業イメージ)

空気作動ダンパを強制的に開放する手順について

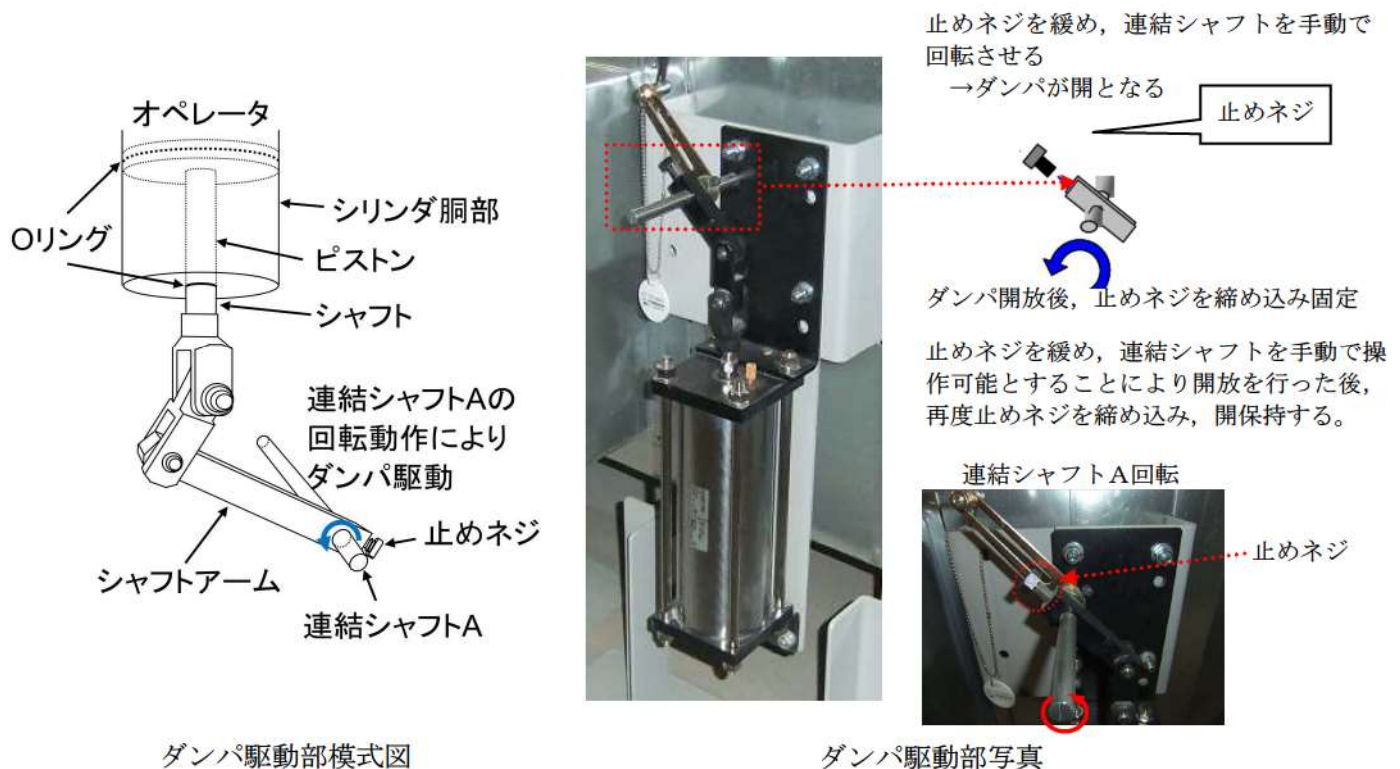
1. ダンパの開処置方法

ダンパは、駆動部が露出しているため、止めネジを緩めることで手動によりダンパを直接回転させることによりダンパ開とする。



2. 操作方法

- (1) 動作しないオペレータの拘束をフリーにするため、シャフトアームと連結シャフトAの連結を緩める。
- (2) 連結シャフトAを手動で回す。(連結シャフトB, Cに回転力が伝達しダンパ開)
- (3) シャフトアームと連結シャフトAの連結を締める。(ダンパ開維持)



ダンパ駆動部模式図

ダンパ駆動部写真

2-19 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の評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，原子炉建屋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）による被ばくは，原子炉格納容器内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等から評価する。具体的な評価方法を以下に示す。

1. 原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度

事故時の線量評価に用いる原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度は，I番目のエネルギー群について以下の式より求める。

(1) 原子炉格納容器内核分裂生成物の放射能量

a. 浮遊核分裂生成物の放射能量

考慮する核分裂生成物のうち，時間 t における放射能量は①式で示される。

$$\frac{d Q_{c_a}}{d t} = f \cdot q - (\lambda_d + \lambda_s) \cdot Q_{c_a} \dots\dots\dots ①$$

①式において，右辺第1項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射能量のうち，事故発生時に対象核種として炉心内から原子炉格納容器内に放出された量の時間変化を示し，第2項は事故発生時に原子炉格納容器内に放出され，自然沈着及び代替原子炉格納容器スプレイの使用による沈降（以下，「スプレイ沈降」という。）により減少する量の時間変化を示す。

なお，事故発生後の放射性崩壊については，炉心内蓄積量の計算で考慮している。

b. 自然沈着核分裂生成物の放射能量

考慮する核分裂生成物のうち，時間 t における放射能量は②式で示される。

$$\frac{d Q_{c_d}}{d t} = \lambda_d \cdot Q_{c_a} \dots\dots\dots ②$$

②式において，右辺第1項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射能量のうち，事故発生時に原子炉格納容器内に自然沈着する量の時間変化を示す。

c. スプレイ沈降核分裂生成物の放射能量

考慮する核分裂生成物のうち，時間 t における放射能量は③式で示される。

$$\frac{d Q_{c_s}}{d t} = \lambda_s \cdot Q_{c_a} \dots\dots\dots ③$$

③式において，右辺第1項は対象核種の原子炉格納容器内浮遊放射能量のうち，事故発生時に代替原子炉格納容器スプレイにより沈降する量の時間変化を示す。

(2) 瞬間線源強度

対象核種による瞬間線源強度は、上記①、②及び③式によって求められた当該核種の原子炉格納容器内放射エネルギーと、当該核種から放出される γ 線エネルギーとの積によって求められる。核種ごとエネルギーごとの放出率[MeV/(Bq・s)]は、制動放射(UO₂)を考慮したORIGEN2 ライブラリ(gxuo2brm.lib)値から求めた。

$$L_a = Q c_a \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ④$$

$$L_d = Q c_d \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ⑤$$

$$L_s = Q c_s \cdot R \cdot E \dots\dots\dots ⑥$$

(3) 積算線源強度

対象核種における積算線源強度は、各時間の瞬間線源強度を積算することで求められ、全核種の積算線源強度をすべて足し合わせることで原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度が求められる。

ここで、

$Q c_a$: 事故後 t 秒での原子炉格納容器内浮遊放射エネルギー (Bq)

$Q c_d$: 事故後 t 秒での原子炉格納容器内沈着放射エネルギー (Bq)

$Q c_s$: 事故後 t 秒での原子炉格納容器内スプレイ沈着放射エネルギー (Bq)

f : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率 (s⁻¹)

q : 炉心内蓄積量 (Bq)

λ_d : 沈着除去速度 (s⁻¹)

λ_s : スプレイ除去速度 (s⁻¹)

t : 事故発生後の時間 (s)

R : 崩壊してエネルギー E の γ 線を出す割合

E : γ 線のエネルギー (MeV/dis)

L_a : 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の事故後 t 秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

L_d : 原子炉格納容器内沈着核分裂生成物の事故後 t 秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

L_s : 原子炉格納容器内スプレイ沈着核分裂生成物の事故後 t 秒での瞬間線源強度 (MeV/s)

である。

2. 評価体系

(1) 原子炉格納容器のモデル化

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は添付資料 2 2-1 の第 2-1-1 図のとおり。

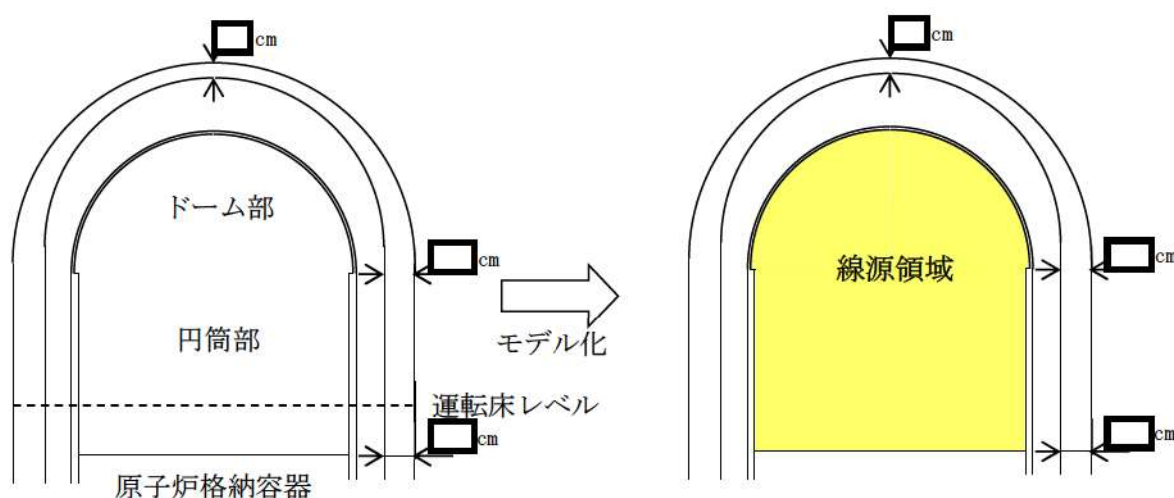
外部遮へいの厚さは、ドーム部 [] 円筒部 [] であるが、線量計算では、安全側にマイナス側許容差を考慮してドーム部 [] 円筒部 [] の厚さでモデ

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ル化する。また、形状は原子炉格納容器自由体積及び内径を保存してモデル化し、直接ガンマ線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線量を SCATTERING コードで計算している。

なお、原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。ただし、代替原子炉格納容器スプレイを使用するため、粒子状放射性物質の沈降が期待でき、これらは運転床レベル以下の自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。

原子炉格納容器モデル化概略図は第 2-19-1 図のとおり。



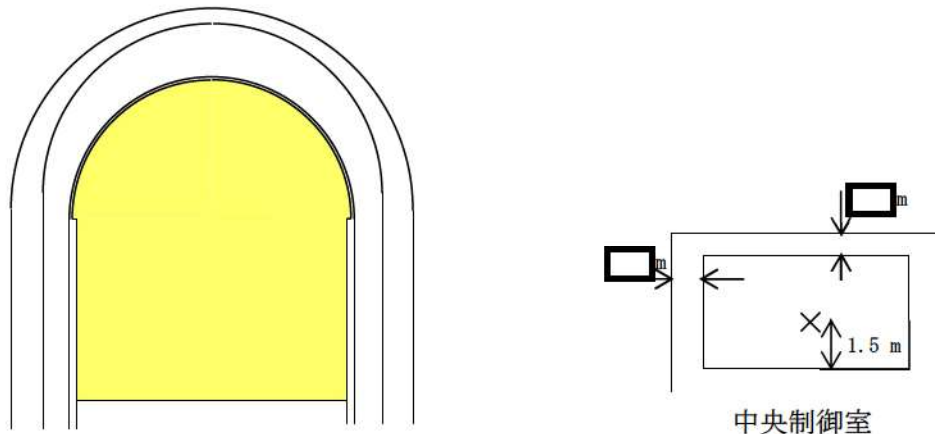
第2-19-1図 原子炉格納容器モデル化概略図

(2) 中央制御室のモデル化

中央制御室は、原子炉建屋に隣接する原子炉補助建屋内に位置し、その外側には補助遮蔽、建屋外壁があるが、直接・スカイシャイン線量は様々な方向から原子炉補助建屋内に入射するため、方向により透過する壁が異なってくる。また、原子炉補助建屋内は多くの部屋で区画されており複雑な形状となっていることから、全体の線量寄与も小さいことを考慮して、線量計算では、安全側にこれら構築物の遮蔽効果を見逃し、中央制御室遮へいのみ考慮する。中央制御室遮へいの厚さは、壁 \square m、天井 \square m としてモデル化している。なお、中央制御室内の計算点は中央制御室中央の人の高さ（床上 1.5 m）としている。

中央制御室モデル化概念図は第 2-19-2 図のとおり。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第2-19-2図 中央制御室モデル化概念図

3. 評価コード

直接ガンマ線による被ばく評価には、QAD-CGGP2Rコード^{※1}を用いた。また、スカイシャインガンマ線による被ばくの評価には、SCATTERINGコードを用いた。

QAD-CGGP2Rコード及びSCATTERINGコードとも、ガンマ線の物質による減衰を考慮した直接線の評価する3次元形状の遮蔽解析コードであり、計算手法は同一であるが、エネルギー群等が異なる。各コードの比較概要、使い分け及び各コードの概要をそれぞれ第2-19-1表～第2-19-3表に示す。

※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した。

第2-19-1表 QADコードとSCATTERINGコードの概要比較

コード名 項目	QADコード	SCATTERINGコード
取扱える体系	線源及び遮蔽体とも多様な計算体系（立方体，球体，円筒体系等）	同左
エネルギー群	任意のエネルギー群数（今回は14群）	同左（今回は5群）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 2-19-2 表 QAD-CGGP2R コードの概要

コード名 項目	QAD-CGGP2R
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び日本原子力研究開発機構
開発時期	2001 年（初版開発時期 1967 年）
バージョン	1.04
コードの概要	<p>（汎用コード）</p> <p>本計算機コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分法計算機コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所が ICRP1990 年勧告の国内関連法令・規制への取り入れに合わせて、実効線量率等を計算できるように改良したバージョンである。</p> <p>本計算機コードは、線源及び遮蔽体を直方体、円筒、球などの三次元形状で模擬した計算体系でガンマ線の実効線量率及び空気カーマ率等を計算することができる。</p>

第 2-19-3 表 SCATTERING コードの概要

コード名 項目	SCATTERING
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び三菱重工業（株）
開発時期	2002 年（初版開発時期 1974 年）
バージョン	90m
コードの概要	<p>（非公開メーカーコード）</p> <p>本コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発された多群ガンマ線散乱線量計算コード G-33 を参考にして開発したガンマ線スカイシャイン線量計算コードである。</p> <p>遮蔽形状は 2 次元曲面で入力でき、複雑形状についても計算できる。また、本コードでは上記のスカイシャイン線量のほかに、点減衰核法に基づく直接線量も計算することができ、線源として点線源以外に体積線源をとることもできる。</p>

4. 評価結果

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果を第 2-19-4 表に示す。

第 2-19-4 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置	積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時	7 日	1.7×10^{-2}
入退域時	7 日	1.0×10^1

2-20 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

具体的な評価方法を以下に示す。

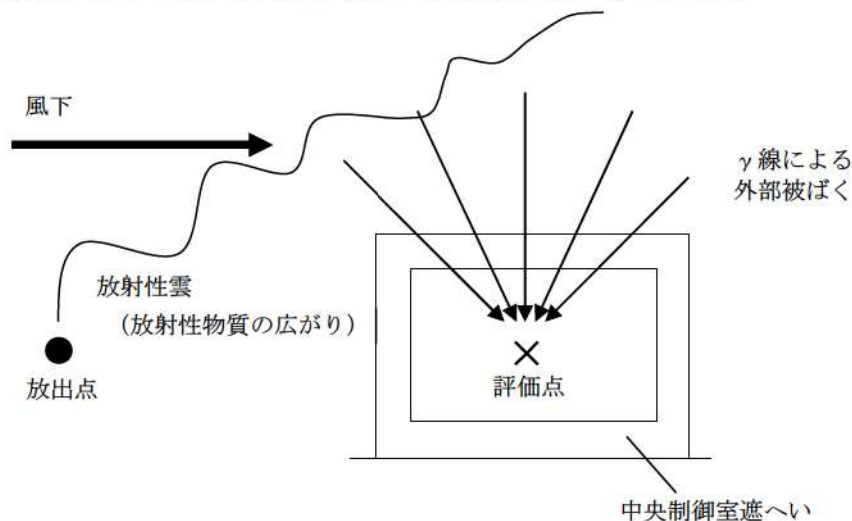
1. 放出量及び大気拡散

大気中への放出放射エネルギーは添付資料 2-2-1 の第 2-1-2 表の値を用いた。また，使用する相対線量は添付資料 2-2-1 の第 2-1-4 表の値を用いた。

2. 評価体系

中央制御室滞在時の評価においては，中央制御室を囲む遮蔽を考慮し，遮蔽厚さをコンクリート と設定した。評価モデルを第 2-20-1 図に示す。

入退域時の評価においては，保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。



第 2-20-1 図 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル

3. 評価コード

クラウドシャインガンマ線による被ばくは，評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。なお，入退域時の評価では $R=1$ として評価した。

$$D_c = 1.0 \times 10^3 \cdot \sum_k \int_{t_0}^{t_1} K \cdot R \cdot (D/Q) \cdot Q_k(t) \cdot dt$$

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

- D_c : 滞在時のクラウドからの外部被ばく線量 (mSv)
 K : 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数 (Sv/Gy)
 (1Sv=1Gy とする。)
 R : コンクリートによる γ 線の減衰率 (-)
 (2.5MeV に対するコンクリートの減衰率を採用する。)
 D/Q : 気象データに基づく γ 線エネルギー0.5MeV 換算の相対線量 (Gy/Bq)
 $Q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の環境放出率
 (γ 線エネルギー0.5MeV 換算値) (Bq/s)

コンクリートによる γ 線の減衰率は、安全側に 2.5MeV に対するコンクリートの減衰率 (テラー型ビルドアップ係数を考慮) を採用している。

$$R = A \cdot e^{-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot t} + (1-A) \cdot e^{-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot t}$$

A、 α_1 、 α_2 : ビルドアップファクタ

$$A = 4.97$$

$$\alpha_1 = -0.0769$$

$$\alpha_2 = 0.1062$$

μ : 線減衰係数 (cm^{-1})

$$\mu = 0.083$$

t : 中央制御室遮蔽厚 (cm)

4. 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を第 2-20-1 表に示す。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第 2-20-1 表 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		7日	4.0×10^{-2}
入退域時	出入管理建屋入口	7日 ^{※1}	4.0×10^0
	中央制御室入口	7日 ^{※1}	5.6×10^0

※1 屋外に7日間滞在するものとして評価

2-21 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の評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

具体的な評価方法を以下に示す。

1. 入退域時における評価方法

中央制御室入退域時の運転員に対するグランドシャイン線量評価は、第2-21-1表に示す評価点に対して、以下のとおり評価している。

(1) 地表沈着量

地表沈着量は、次式にて算出する。

$$AG_i(t) = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - \exp(-\lambda_i \cdot t))$$

..... (1)

- VG_i : 時刻 t, 核種 i の沈着速度 (m/s)
- (χ/Q) : 時刻 t の相対濃度 (s/m³)
- Q_i : 時刻 t, 核種 i の放射性物質の放出率 (Bq/s)
- λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

(2) 地表沈着物からのγ線による外部被ばくの計算

グランドシャイン線量率は、次式にて算出する。

$$DG_i(t) = KG_i \cdot AG_i(t) \cdot 3600$$

..... (2)

- DG_i(t) : 時刻 t, 核種 i に関するグランドシャイン線量率 (Sv/h)
- KG_i : 地表沈着核種 i からの実効線量換算係数 (Sv/s) / (Bq/m²)
- AG_i(t) : 時刻 t, 核種 i の放射性物質の地表沈着量 (Bq/m²)

積算被ばく線量は、式(2)を対象期間T(h)で積分し、次式で算出する。

$$DDG_i = \frac{VG_i \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \cdot KG_i}{\lambda_i} \cdot \left(T \cdot 3600 - \frac{1 - \exp(-\lambda_i \cdot T \cdot 3600)}{\lambda_i} \right)$$

..... (3)

核種合計のグランドシャイン線量は、次式で計算する。

$$DDG = \sum_i DDG_i \dots\dots\dots (4)$$

DDG : 核種合計の積算グランドシャイン線量 (Sv)

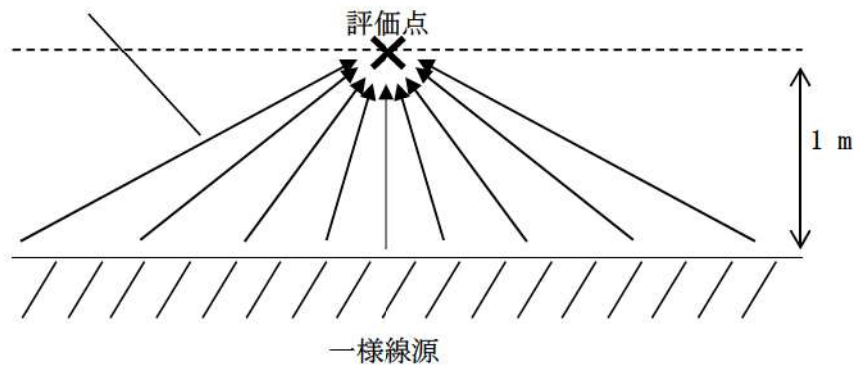
DDG_i : 核種 i の積算グランドシャイン線量 (Sv)

実効線量換算係数は、NUREG/CR-4551 を参照し設定したものである。

(3) 評価体系

計算モデルはサブマージョンモデル（大きな領域の中で放射能の均質分布を仮定し、その中心における被ばくを仮定するモデル）を適用しており、一様線源を仮定し、評価点は地上 1m としている。線量換算係数計算モデルの概念図を第 2-21-1 図に示す。

地表沈着した放射性物質の γ 線
による線量率を算出



第 2-21-1 図 線量換算係数計算モデルの概念図

第 2-21-1 表 入退域時の評価点

評価点	CV 中心からの距離 (m)	T.P. (m)
出入管理建屋入口	120	
中央制御室入口	55	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 中央制御室内でのグランドシャイン線量評価について

中央制御室は、原子炉建屋に隣接する原子炉補助建屋内に位置し、中央制御室内に影響する可能性のあるグランドシャイン線量は、原子炉補助建屋等の屋上や周辺の地表面に沈着した放射性物質によるものと考えられ、建屋内構造壁・床・天井及び建屋外壁・屋上の遮蔽効果が得られる。

グランドシャイン線量の評価条件比較表を第 2-21-2 表に示す。

地表面に沈着した放射性物質からのグランドシャイン線量は中央制御室側壁 [] に加えて、建屋内の構造壁等の遮蔽効果（計 [] 以上）が得られることから、 [] の遮蔽を考慮した屋上面からのグランドシャイン線量より更に 3 桁程度小さな値となると考えられる。したがって、屋上面線源からの寄与が支配的であることから、屋上面線源からのグランドシャイン線量（約 $9.5 \times 10^{-4} \text{mSv}$ ）で代表して評価した。

なお、実際には地表面に沈着したグランドシャイン線源面は中央制御室床面に対して水平又は斜面の状態にあるが、いずれの地形状態においても中央制御室側壁から入射するグランドシャイン線については 140cm 以上のコンクリート壁を透過するため、中央制御室屋上面のグランドシャイン線源からの線量と比較して寄与は小さい。

また、第 2-21-3 表にマスク着用を考慮した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を示すが、室内作業時の大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばくとしてクラウドシャインの線量を記載しているが、約 $1.2 \times 10^{-2} \text{mSv}$ となる。したがって、室内作業時の大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばくについて、グランドシャイン線量は有意な線量とならない。

屋上面に沈着した放射性物質からのグランドシャイン線量の評価モデルを第 2-21-3 図に示す。屋上から中央制御室までは距離が離れているが、この距離による減衰効果も無視した保守的な評価モデルとしている。また、水平方向位置についても線源中央とした保守的な評価モデルとしている。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

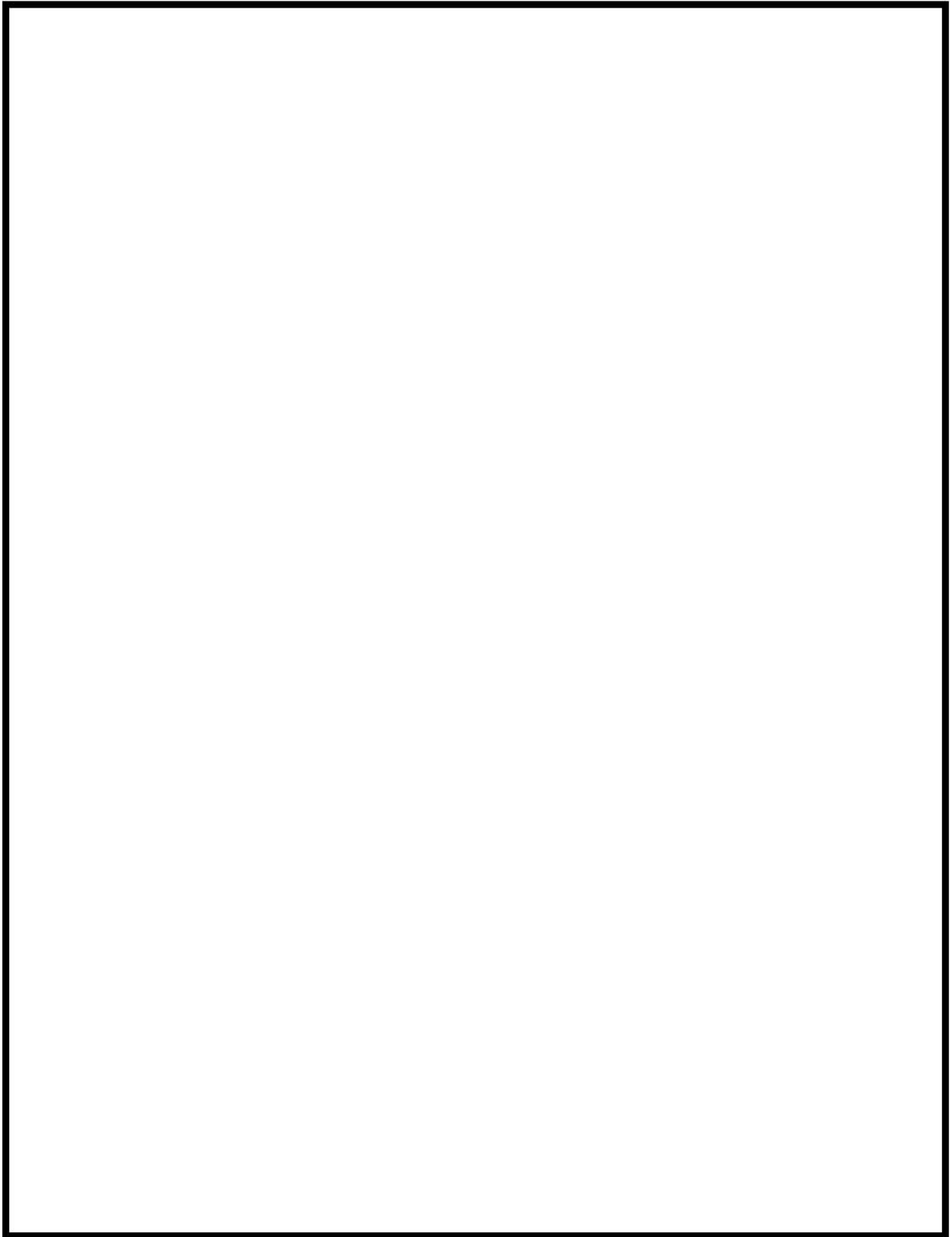
【追而】除染係数見直しによる線量評価

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第 2-21-2 表 屋上からと地表面からのグランドシャイン線量の評価条件比較表
(中央制御室)

	経 路		評価条件設定の考え方	
	屋上面線源から	地表面線源から	屋上面線源からの条件設定の考え方	地表面線源からの寄与
遮蔽厚	□	□	評価条件として考慮する遮蔽壁は、評価点までの遮蔽厚が最小となる経路で設定。	地表面からの線源と屋上からの線源では、有意な遮蔽厚に□以上の差。 【地表面線源の寄与： 1/1,000 倍以下】
線源から評価点までの最短距離	約 7 m	約 17 m	屋上线源から評価点までの最短距離は約 7m。	地表面からは最短で約 17 m 離れており、遠方の線源だと距離が更に離れるが、地表面からの線量を保守的に見積もるために、地表面線源の寄与を同程度とした。 【地表面線源の寄与： 同程度】
<p>総評：</p> <p>地表面線源の寄与は屋上面線源からの寄与の約 0.1% ($100\% \times 0.001 = 0.1\%$) であり、屋上面線源からの寄与が支配的であることから、屋上面線源からのグランドシャイン線量 (約 $9.5 \times 10^{-4} \text{mSv}$) で代表して評価した。</p>				

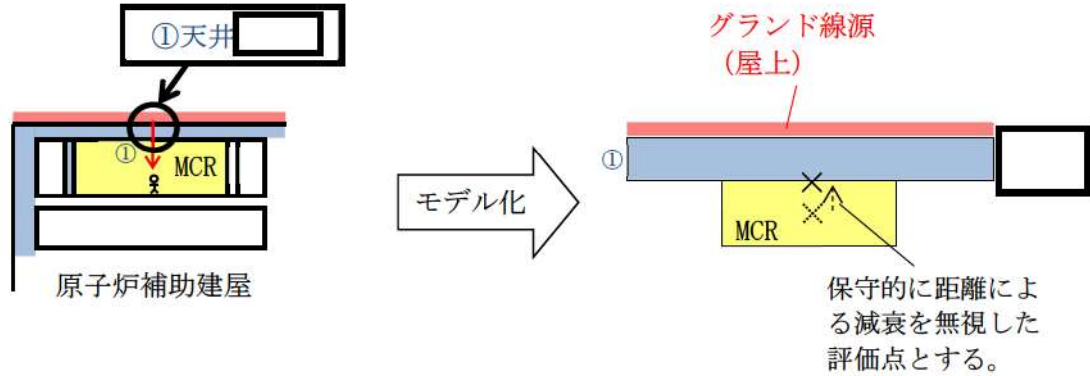
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



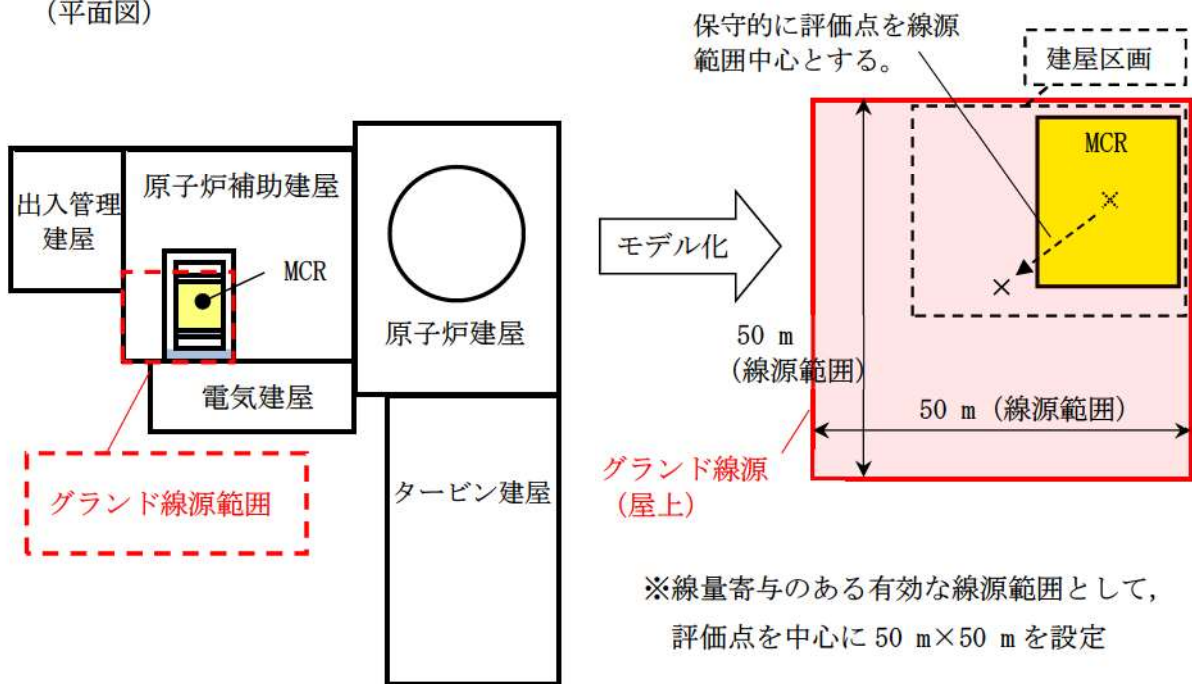
第 2-21-2 図 屋上及び地表面からのグランドシャインに考慮できる遮蔽厚

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(断面図)



(平面図)



第 2-21-3 図 グランドシャイン評価における計算モデルの概要図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

【追而】除染係数見直しによる線量評価

第 2-21-3 表 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果
—マスク着用—

被ばく経路		7 日間の実効線量 (mSv) *1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-2}	—	約 1.7×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}	—	約 1.2×10^{-2}
	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 1.1×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^1	—	約 1.0×10^1
	⑤大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.3×10^0	約 7.9×10^{-2}	約 1.4×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.2×10^1	約 7.9×10^{-2}	約 1.2×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 13	約 1.1	約 15^{*2}

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

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

2-22 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における，室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法を以下に示す。なお，中央制御室空調装置の中央制御室非常用循環フィルタユニットは原子炉補助建屋 T.P.24.8m に設置されており，建屋の床による遮蔽や離隔距離を十分に確保していることから，フィルタユニットに蓄積された放射性物質による線量は無視できる程度にまで低減されるものと考え評価対象外とした。

1. 放射性物質の濃度

中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は，中央制御室空調装置の効果を考慮し，以下の式で評価した。

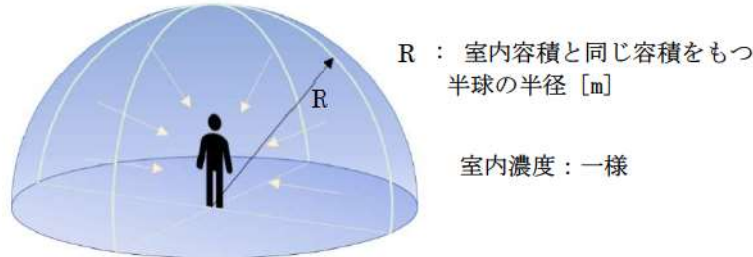
$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} A_{CT} &= \frac{AI_1 \cdot Q_2}{V_{CT} \cdot DF_{CT}} + \frac{AI_2 \cdot Q_3}{V_{CT}} - \frac{A_{CT} \cdot (Q_2 + Q_3)}{V_{CT}} - \frac{A_{CT} \cdot Q_1 \cdot (DF_{CT} - 1)}{V_{CT} \cdot DF_{CT}} - \lambda \cdot A_{CT} \\ &= \frac{AI_1 \cdot Q_2}{V_{CT} \cdot DF_{CT}} + \frac{AI_2 \cdot Q_3}{V_{CT}} - \left\{ \lambda + \frac{(Q_2 + Q_3)}{V_{CT}} + \frac{Q_1 \cdot (DF_{CT} - 1)}{V_{CT} \cdot DF_{CT}} \right\} \cdot A_{CT} \end{aligned}$$

A_{CT}	: 中央制御室内放射能濃度 (Bq/cm ³)
AI_1	: 外気取入口の空气中放射能濃度 (Bq/cm ³)
AI_2	: 中央制御室周辺の空气中放射能濃度 (Bq/cm ³)
Q_1	: フィルタの容量 (m ³ /s)
Q_2	: 外気取入口での外気取入流量 (m ³ /s)
Q_3	: 中央制御室へのインリーク量 (m ³ /s)
V_{CT}	: 中央制御室エンベロープ体積 (m ³)
DF_{CT}	: 非常用フィルター・ユニットの DF

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の第 2-1-1 表に基づき評価した。また，相対濃度は第 2-1-4 表の値を用いた。

2. 評価体系

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価に当たり想定した評価体系を第2-22-1図に示す。なお、線源領域は中央制御室内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。



第2-22-1図 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

3. 評価コード

中央制御室内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては、評価コードを使用せず、以下の式を用いて評価した。

【吸入摂取による内部被ばく】

$$H = \frac{1}{PF} \cdot \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot C_k(t) dt$$

- H : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量 (Sv)
 R : 呼吸率 (1.2/3600) ※1 (m³/s)
 $H_{k\infty}$: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数※2 (Sv/Bq)
 $C_k(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)
 T : 評価期間 (s)
 PF : マスクの防護係数 (-)

※1 ICRP Publication 71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づき設定

【外部被ばく】

$$H = \sum_k \int_{t_0}^{t_1} \frac{1}{2} \cdot \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0) \} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{ 1 - \exp(-(1 + \alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0) \} \right] \cdot \frac{E_{\gamma k}}{0.5} \cdot A_{CTk}(t) dt$$

- H** : 放射性物質のγ線による外部被ばく線量 (mSv)
K : 線量率換算係数 $0.5 \text{MeV} \cdots 8.92 \times 10^{-6}$ ((mSv/h)/(γ/cm²/s))
A, α1, α2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5MeV γ線)
A = 24.0
α1 = -0.138
α2 = 0.0
μ : 線減衰係数 1.0×10^{-4} (cm⁻¹) (空气中 0.5MeV γ線)
R₀ : 半球の半径 $R_0 = \left(\frac{3}{2} \cdot \frac{V}{\pi}\right)^{1/3} \times 100$ (cm)
V : 外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積 (m³)
E_{γk} : 核種kのγ線実効エネルギー (MeV/dis)
A_{CTk}(t) : 時刻tにおける核種kの中央制御室内放射能濃度 (Bq/cm³)

【追而】除染係数見直しによる線量評価

4. 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を第2-22-1表に示す。

第2-22-1表 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	実効線量[mSv]
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	3.9×10^0
		7日	吸入摂取による内部被ばく※1	1.8×10^2

※1 マスクの着用を考慮しない場合

2-23 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における，大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法を以下に示す。

1. 放出量及び大気拡散

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の第 2-1-1 表に基づき評価した。また，相対濃度は第 2-1-4 表の値を用いた。

2. 評価コード

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくは，評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

$$H = \frac{1}{PF} \cdot \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k_{\infty}} \cdot (\chi/Q) \cdot C_k(t) dt$$

- H : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量 (Sv)
 R : 呼吸率 (1.2/3600) ※1 (m³/s)
 $H_{k_{\infty}}$: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数※2 (Sv/Bq)
 (χ/Q) : 相対濃度 (s/m³)
 $C_k(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)
 T : 評価期間 (s)
 PF : マスクの防護係数 (-)

※1 ICRP Publication 71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づき設定

3. 評価結果

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価結果を第 2-23-1 表に示す。

第 2-23-1 表 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv] ※2
入退域時	出入管理建屋入口	7 日※1	2.3×10 ²
	中央制御室入口	7 日※1	3.4×10 ²

※1 屋外に 7 日間滞在するものとして評価

※2 マスクの着用を考慮しない場合

【追而】除染係数見直しによる線量評価

2-24 原子炉格納容器漏えい率の設定について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

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

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

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

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

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

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

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

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

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

P : 原子炉格納容器内圧力

P_{leak} : 漏えい口出口での圧力

μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数

k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比

P_{atm} : 大気圧

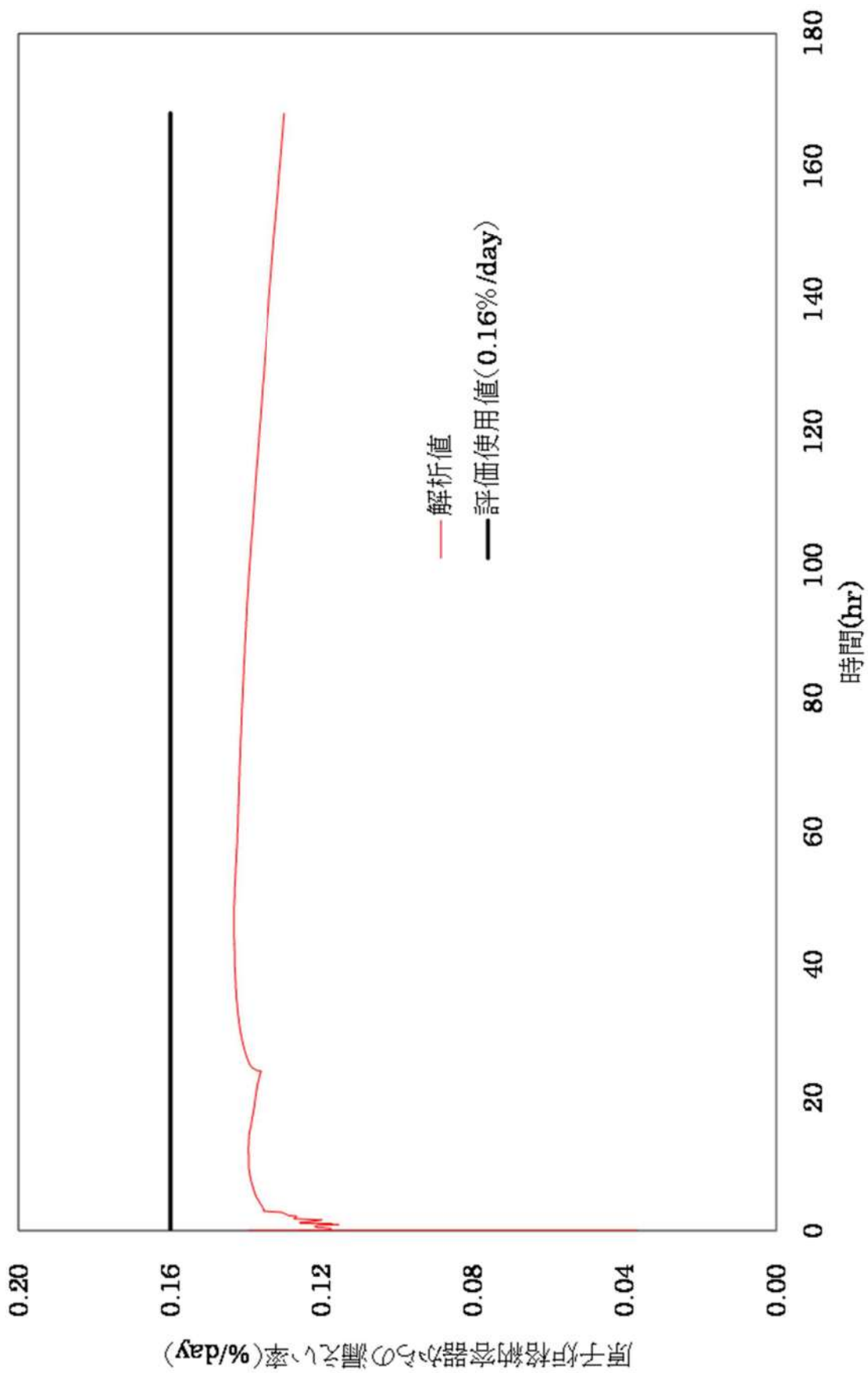
$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t + 1} \right)^{\frac{k_t}{k_t - 1}} \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

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

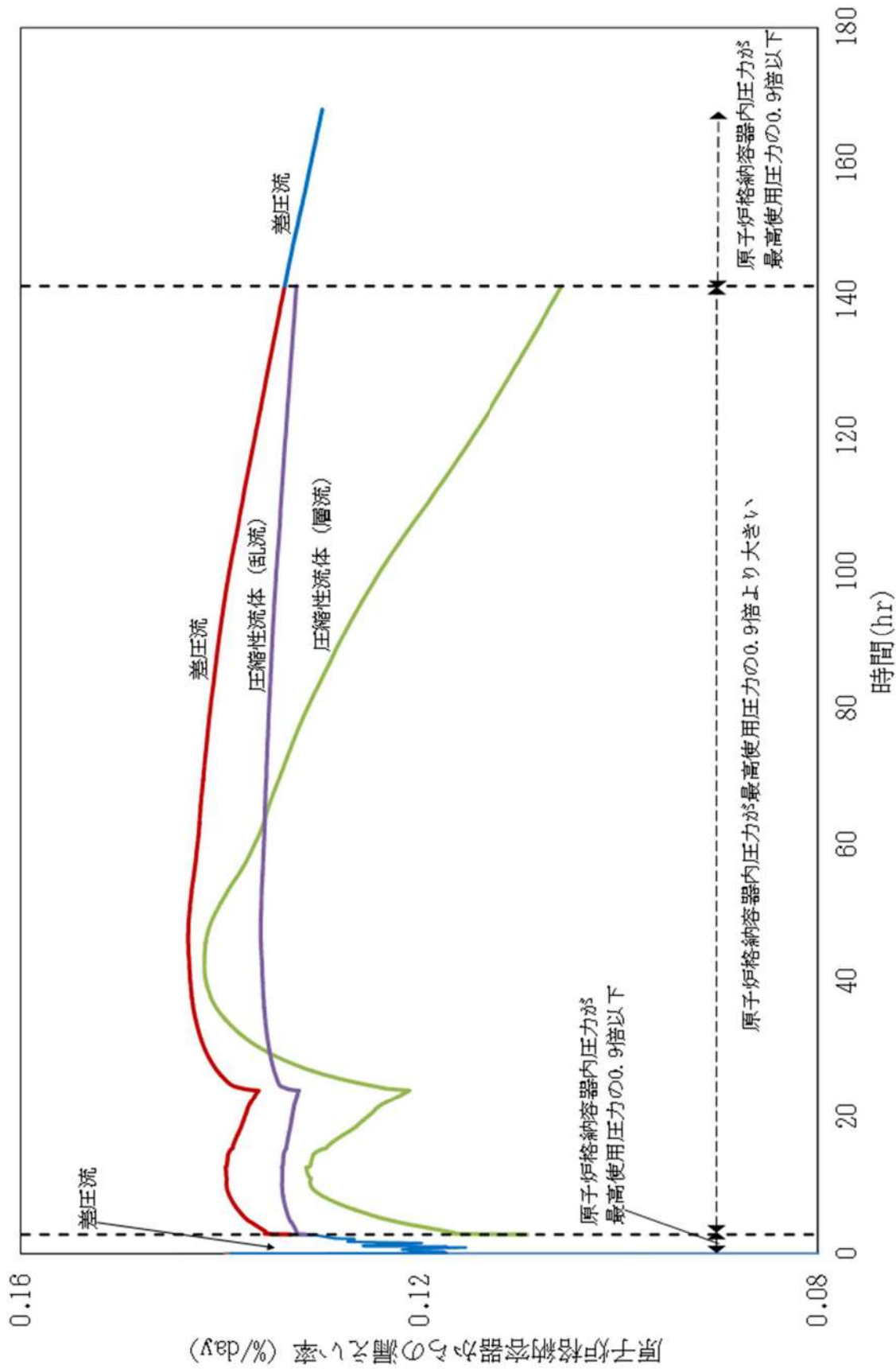
原子炉格納容器からの漏えい率を第 2-24-1 図に示し、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第 2-24-2 図に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約 0.360MPa [gage]）に対応した漏えい率（約 0.144%/day）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中 0.16%/day 一定に設定している。この時、漏えい率 0.16%に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第 2-24-3 図に示すとおり約 0.40MPa[gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。

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

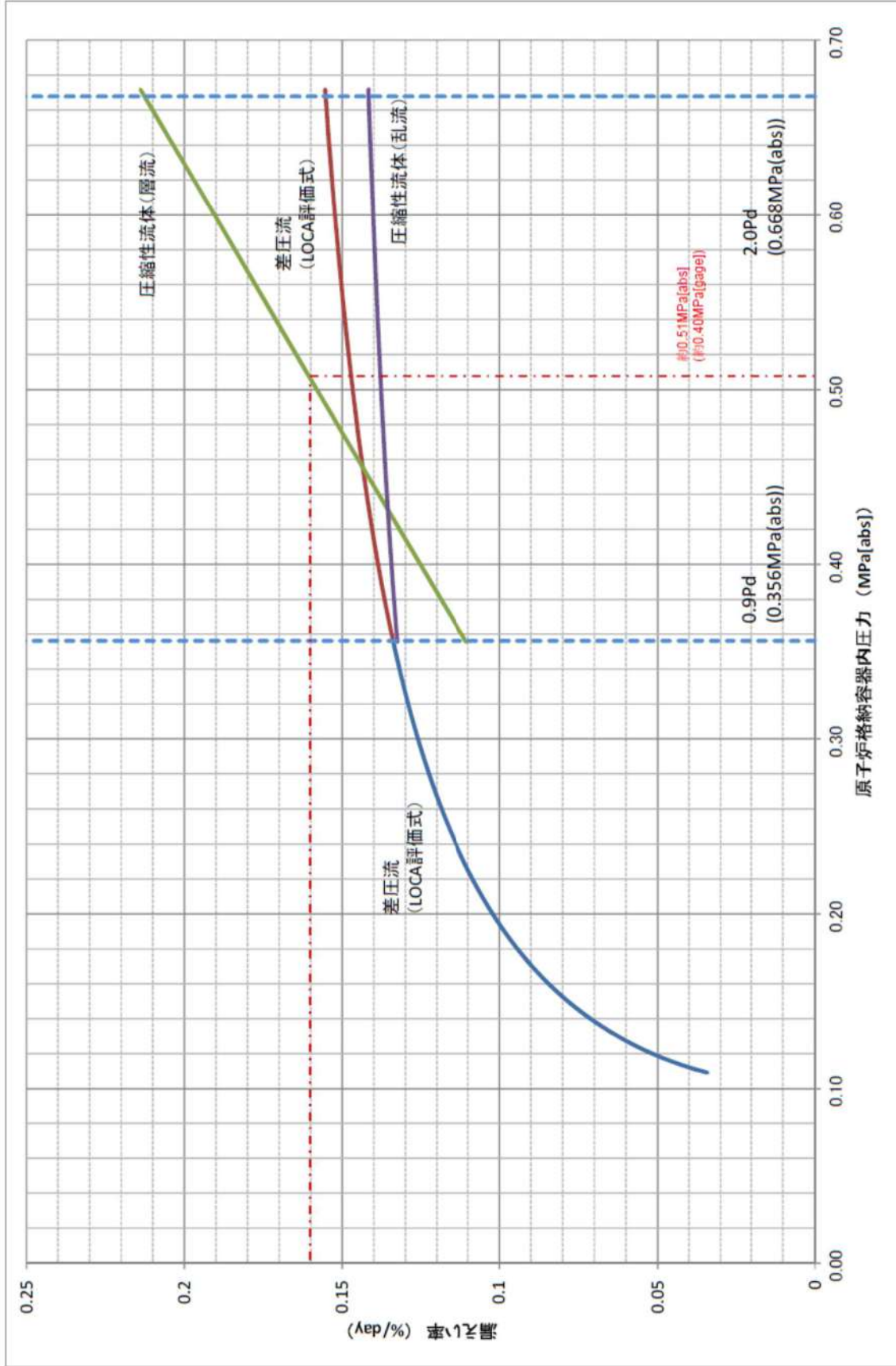


第 2-24-1 図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



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

第 2-24-2 図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)



第 2-24-3 図 原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

【追而】除染係数見直しによる線量評価
 女川同様、正の評価にて具体的な勤務スケジ
 ュールを考慮した被ばく評価を実施するた
 め、本感度解析は削除する。

2-25 運転員の勤務体系を踏まえた被ばく評価結果について

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。）に基づき事象発生後7日間の線量評価を行っている。

審査ガイドにおいては交代要員体制を考慮することが認められており、その考慮の方法として、「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）」の考え方にに基づき、7日間の評価期間において最も中央制御室の滞在時間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

一方、本評価では、より実際に即した評価として、事故時の勤務体系を踏まえた場合の線量評価を実施した。

1. 勤務体系

運転員の勤務形態としては5直3交代とした。運転員の直交代サイクルを第 2-25-1 表に、勤務スケジュール例を第 2-25-2 表に示す。

第 2-25-1 表 直交代サイクル

勤務	勤務時刻	勤務時間
1直	22:00 ~ 8:10	10時間 10分
2直	8:00 ~ 15:20	7時間 20分
3直	15:00 ~ 22:10	7時間 10分
連直	8:00 ~ 22:10	14時間 10分

第 2-25-2 表 勤務スケジュール例

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	3直	連直	2直		1直	1直		49:00	10回
B班	日勤								
C班			3直	連直	2直		1直	38:50	8回
D班	1直	1直			3直	連直	2直	49:00	10回
E班	2直		1直	1直			3直	34:50	8回

2. 評価条件

本評価においては安全側の評価となるよう、A班の勤務が線量率の高い評価期間の前半に集中し、かつ通算の中央制御室滞在時間が長くなるような勤務スケジュールを想定した。具体的には、A班の3直勤務の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定しそれ以降の7日間(168時間)について、第2-25-1表に示す直交代サイクルにて勤務を行った場合の線量評価を行った。

3. 評価結果

勤務スケジュールを踏まえた各勤務サイクルでの被ばく線量を第2-25-3表～第2-25-5表に示す。なお、第2-25-3表～第2-25-5表はマスク着用の想定がそれぞれ異なる。

さらに、各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を第2-25-6表～第2-25-8表に示す。

評価の結果、マスク着用を考慮した場合の評価は約18mSvとなり、勤務スケジュールを被ばくが厳しくなるように想定した場合でも、滞在時間で分配した場合(約15mSv)に比較して極端に大きくなるということが確認された。

なお実際の勤務においては、個人線量計による被ばく管理を実施することで、特定の直に被ばくが偏る場合には日勤直の班を代わりに勤務させるなどの対応を行うことで、更なる被ばくの平準化が可能であると考えられる。

第2-25-3表 各勤務サイクルでの被ばく線量
(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) ※

(単位：mSv)

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計 ^{※3}
A直	3直 約6.9	連直 約4.4	2直 約2.8	—	1直 約2.0	1直 約1.7	—	—	約18
B直	—	—	—	—	—	—	—	—	0
C直	—	—	3直 約2.6	連直 約2.3	2直 約1.8	—	1直 約1.4	1直 約1.2	約9.5
D直	1直 ※1 —	1直 約6.4	—	—	3直 約1.7	連直 約1.6	2直 約1.3	—	約11
E直	2直 ※1 —	—	1直 約3.3	1直 約2.5	—	—	3直 約1.3	連直 ※2 約0.6	約7.7

※：評価期間が7日=168時間のため、8日目の途中まで考慮。入退域時においてマスク(PF=50)の着用を考慮。

※1：事象発生前(評価対象外)

※2：連直の途中で対象期間終了

※3：合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

第2-25-4表 各勤務サイクルでの被ばく線量
(中央制御室内で7時間までマスクの着用を考慮した場合)*

(単位：mSv)

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計**4
A直	3直 ※3 約 7.3	連直 約 9.5	2直 約 5.0	—	1直 約 4.4	1直 約 3.8	—	—	約 31
B直	—	—	—	—	—	—	—	—	0
C直	—	—	3直 約 4.7	連直 約 5.9	2直 約 3.5	—	1直 約 3.4	1直 約 3.0	約 21
D直	1直 ※1 —	1直 約 15	—	—	3直 約 3.3	連直 約 4.5	2直 約 2.7	—	約 26
E直	2直 ※1 —	—	1直 約 6.5	1直 約 5.2	—	—	3直 約 2.5	連直 ※2 約 1.8	約 16

※：評価期間が7日=168 時間のため、8日目の途中まで考慮。入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮。

※1：事象発生前 (評価対象外)

※2：連直の途中で対象期間終了

※3：事故発生から7時間のみマスク (PF=50) の着用を考慮。

※4：合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

第2-25-5表 各勤務サイクルでの被ばく線量
(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)*

(単位：mSv)

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計**3
A直	3直 約 140	連直 約 9.5	2直 約 5.0	—	1直 約 4.4	1直 約 3.8	—	—	約 170
B直	—	—	—	—	—	—	—	—	0
C直	—	—	3直 約 4.7	連直 約 5.9	2直 約 3.5	—	1直 約 3.4	1直 約 3.0	約 21
D直	1直 ※1 —	1直 約 15	—	—	3直 約 3.3	連直 約 4.5	2直 約 2.7	—	約 26
E直	2直 ※1 —	—	1直 約 6.5	1直 約 5.2	—	—	3直 約 2.5	連直 ※2 約 1.8	約 16

※：評価期間が7日=168 時間のため、8日目の途中まで考慮。入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮。

※1：事象発生前 (評価対象外)

※2：連直の途中で対象期間終了

※3：合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

第 2-25-6 表 評価結果の内訳(被ばく線量が最大となる班(A班)の合計)
(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合)

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) *1		
		外部被ばく による実効線量	内部被ばく による実効線量	実効線量の 合計
室内 作業時	①原子炉建屋内の放射性物質か らのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-2}	—	約 3.3×10^{-2}
	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 2.4×10^{-2}	—	約 2.4×10^{-2}
	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 1.8×10^0	約 3.0×10^0	約 4.8×10^0
	小計 (①+②+③)	約 1.9×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0
入 退 域 時	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	約 1.2×10^1	—	約 1.2×10^1
	⑤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 1.3×10^0	約 5.5×10^{-2}	約 1.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.3×10^1	約 5.5×10^{-2}	約 1.3×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 15	約 3.1	約 18^{*2}

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

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

第 2-25-7 表 評価結果の内訳(被ばく線量が最大となる班(A班)の合計)
(中央制御室内で7時間までマスクの着用を考慮した場合)

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) *1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-2}	—	約 3.3×10^{-2}
	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 2.4×10^{-2}	—	約 2.4×10^{-2}
	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 1.8×10^0	約 1.5×10^1	約 1.7×10^1
	小計 (①+②+③)	約 1.9×10^0	約 1.5×10^1	約 1.7×10^1
入退域時	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	約 1.2×10^1	—	約 1.2×10^1
	⑤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 1.3×10^0	約 5.5×10^{-2}	約 1.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.3×10^1	約 5.5×10^{-2}	約 1.3×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 15	約 15	約 31*2

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

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

第 2-25-8 表 評価結果の内訳(被ばく線量が最大となる班(A班)の合計)
(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) *1		
		外部被ばく による実効線量	内部被ばく による実効線量	実効線量の 合計
室内 作業時	①原子炉建屋内の放射性物質か らのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-2}	—	約 3.3×10^{-2}
	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 2.4×10^{-2}	—	約 2.4×10^{-2}
	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 1.8×10^0	約 1.5×10^2	約 1.5×10^2
	小計 (①+②+③)	約 1.9×10^0	約 1.5×10^2	約 1.5×10^2
入 退 域 時	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	約 1.2×10^1	—	約 1.2×10^1
	⑤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 1.3×10^0	約 5.5×10^{-2}	約 1.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 1.3×10^1	約 5.5×10^{-2}	約 1.3×10^1
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 15	約 150	約 170*2

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

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

2-26 審査ガイドへの適合状況

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>第74条（原子炉制御室）</p> <p>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。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第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結果が最も厳しくなる事故シナリオ（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1 b) → 審査ガイドのとおり</p> <p>① 評価対象については、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの結果が最も厳しくなる事故シナリオ」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故を評価対象としている。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮して評価しており、実施のための体制を整備している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態（5直3交代）を考慮して評価しており、実施のための体制を整備している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適用評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価は、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 	<p>4. 1 → 審査ガイドのとおり</p> <p>①最適用評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>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したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (1) → 審査ガイドのとおり</p> <p>制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイドのとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中の放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）についても考慮して評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく ④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。 一 放射性能中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クハラウ 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 (2) 評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の 手順を図3に示す。 a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 に用いるソースタームを設定する。 ・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^(※2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御 室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる 事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対 策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を</p>
<p>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適合状況</p>	<p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイドのとおり 中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価して いる。 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吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量 を評価している。 4. 1 (1) ④ → 審査ガイドのとおり 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価してい る。 原子炉建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。 4. 1 (1) ⑤ → 審査ガイドのとおり 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、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「4. 1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ば く」及び「4. 1(1)③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手法で、 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実効線量を評価して いる。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。 4. 1 (2) → 審査ガイドのとおり 中央制御室の居住性に係る被ばく評価は図3の手順に基づいて評価している。 4. 1 (2) a. → 審査ガイドのとおり 中央制御室の居住性に係る被ばく評価における放射性物質の大気中への放出量は、「有効性評価で想定す る格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功 した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による 静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に底庄注入機能、高庄 注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故を解析することにより設定している。また、評価 事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は NUREG-1465 の 被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までの原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価してい る。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p> 基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 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、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。 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を計算する。 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線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記a及びbの結果を用いて、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。 e. 上記dで計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。 </p> <p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 (1) 沈着・除去等 a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 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</p>	<p> 4. 1 (2) b. → 審査ガイドのとおり 被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい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、1997年1月1日から1997年12月31日の1年間ににおける気象データを使用している。 </p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイドのとおり 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。 </p> <p>4. 1 (2) d. → 審査ガイドのとおり 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による被ばく線量を計算している。 上記a及びbの結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。 上記a及びbの結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。 </p> <p>4. 1 (2) e. → 審査ガイドのとおり 上記dで計算した線量の合計値が、判断基準（運転員の実効線量が7日間で100 mSvを超えないこと）を満たしていることを確認している。 </p> <p>4. 2 (1) a. → 審査ガイドのとおり 中央制御室非常用循環設備のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、ヨウ素フィルタ除去効率は95%、微粒子フィルタ除去効率は99%と仮定して評価している。運転員のマスク着用（マスクの除去係数：50）を考慮している。 </p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイドのとおり 空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に余裕を見込んだ値（0.5回/h）と設定している。 </p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の空気中濃度は、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ブルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスブルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(※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。 一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合 三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(※4)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのでは 	<p>4. 2 (2) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>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算している。</p> <p>泊発電所内で観測して得られた1997年1月1日から1997年12月31日の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用している。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（排気筒）から近距離の建屋（原子炉格納容器）の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点（排気筒）と建屋の高さがほぼ同じであるため、建屋高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点（排気筒）の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉格納容器）の風下にある。</p> <p>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考慮している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>なく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（※1）による。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。 放射線物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内には、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。 <ol style="list-style-type: none"> 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 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 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいと考えられる。 <p>このため、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 	<p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. → 審査ガイドのとおり 建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（排気筒）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉格納容器を代表建屋としている。</p> <p>事故時に外気の取入れを遮断するため、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室が属する建屋の屋上面を選定している。具体的には、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

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

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図 6 のような方法を用いることができる。図 6 の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A}、m_{1B} のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5L の拡散領域(図 6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図 7 に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5L の拡散領域(図 7 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる。</p> <p>図 6 及び図 7 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を選定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を選定する。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・建屋投影面積</p> <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>	<p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる 180° を対象としている。</p> <p>図 7 に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定している。</p> <p>「着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉格納容器の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要がある。風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。 相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(*)による。 <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 <p>なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれ</p>
<p>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適合状況</p>	<p>すべての方位について、原子炉格納容器の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉格納容器の地表面から上面の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用している。</p> <p>年間の気象データに基づき相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%相当に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d. → 審査ガイドのとおり</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。沈着速度については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4倍を設定。乾性沈着速度はNUREG/OR-4551 Vol. 2より設定。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイドのとおり</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、二の経路（空気流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、外気取入れは行わないとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>た放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ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／緊急時対策所パウダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>(3) 線量評価</p> <ol style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシヤイン） <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシヤ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。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシヤイン） <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <ol style="list-style-type: none"> 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。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <ul style="list-style-type: none"> なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮す 	<p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、外気取入れは行わないとして評価している。</p> <p>空気流入量は空気流入率及び中央制御室パウダリ体積を用いて計算している。</p> <p>4. 2 (3) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室におけるクラウドシヤインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室におけるグラウンドシヤインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) c. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクの着用を考慮して評価している。また、マスクを着用しない場合についても評価している。</p>

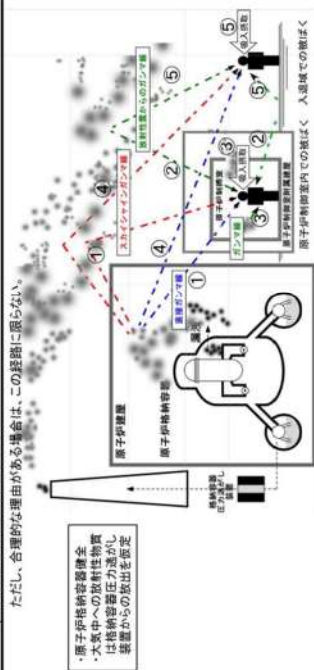
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況
<p>る。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求めらる。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求めらる。 	<p>4. 2 (3) d. → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e. → 審査ガイドのとおり</p> <p>入退域でのクラウドシヤイン線量については、空気中濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) f. → 審査ガイドのとおり</p> <p>入退域でのグラウンドシヤイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) g. → 審査ガイドのとおり</p> <p>入退域での内部被ばくについては空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) h. → 3号炉単独発災を想定し、評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定する。 希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及びLa 類を考慮する。 なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定する。 <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着</p> <p>原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p>	<p>4. 3 (1) → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は NUREG-1465 の被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮した原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価している。</p> <p>核種グループについては NUREG-1465 で想定されたグループ類であり、希ガス類、よう素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及びLa 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については、pH によらず保守的に設定するために R. G. 1.195 のよう素割合に基づき設定している。</p> <p>NUREG-1465 は、当該シークエンスを含む、早期から RCS 圧力が低く推移するシークエンスを代表するよう設定されたものである。また、NUREG-1465 に基づく「格納容器に放出される割合」の設定については、MAAP コードによる評価結果に比べて保守的ではない核種があるものの、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果は本評価での低減効果に比べて大きいため、被ばく評価に直接寄与する「原子炉格納容器外に放出される割合」については、本評価は MAAP コードによる評価よりも保守的な設定となる。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイドのとおり</p> <p>全交流動力電源喪失を仮定した評価条件としているため、電源は常設代替交流電源設備からの供給とすることを仮定している。具体的にはアニュラス空気浄化設備及び中央制御室非常用循環設備等の起動時間については、常設代替交流電源設備からの受電までに要する余裕時間を見込んでいる。</p> <p>4. 3 (3) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>アニュラス空気浄化設備の作動時間については、選定した事故シークエンスに基づき全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを見込んだ（起動遅れ 60 分＋起動後負圧達成時間 18 分）評価としている。起動遅れ時間 60 分は、常設代替交流電源設備による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定している。</p> <p>4. 3 (3) b. → 審査ガイドのとおり</p> <p>アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率については、使用条件での設計上期待できる値として、よう素フィルタ除去効率は 95%、微粒子フィルタ除去効率は 99% と仮定して評価している。</p> <p>なお、よう素類の性状を適切に考慮し、有機よう素及び無機よう素はよう素フィルタで除去され、粒子状よう素は微粒子フィルタで除去されると評価している。</p> <p>4. 3 (3) c. → 審査ガイドのとおり</p> <p>スプレイの作動については、4.1 (2) a. で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4. 3 (3) d. → 審査ガイドのとおり</p> <p>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している。</p> <p>無機よう素の自然沈着率は、CSE 実験に基づき、9.0×10^{-4} (1/s) と仮定している。</p> <p>エアロゾルの自然沈着率は、重力沈降速度を用いた自然沈着率の評価式に基づき、計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1 (2) a で選定した事故シナリオの事故進展解析結果を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1 (2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、4.1 (2) a で選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1 (2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・4.1 (2) a で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。
<p>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適合状況</p>	<p>4. 3 (3) e. → 審査ガイドのとおり 4.1 (2) a. で選定した事故シナリオの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を基に設定している。</p> <p>4. 3 (3) f. → 審査ガイドのとおり 中央制御室空調装置の作動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ (300分) を考慮した評価としている。起動遅れ時間 300分は常設代替交流電源設備による電源回復及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作等での中央制御室非常用循環設備の復旧までに要する時間を想定している。</p> <p>4. 3 (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は、4.1 (2) a. で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に1時間としている。</p> <p>4. 3 (4) b. → 審査ガイドのとおり 放出源高さは、排気筒放出の場合は排気筒高さ、地上放出の場合は地上高さを仮定している。</p> <p>4. 3 (5) a. → 審査ガイドのとおり</p> <p>4.1 (2) a. で選定した事故シナリオの解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記で評価した積算線源強度、施設的位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮蔽構造（外部遮へい構造、中央制御室遮へい構造）から計算している。直接線量を QAD-CGGF2R コード、スカイシャイン線量を SCATTERING コードで計算している。</p> <p>4. 3 (5) b. → 審査ガイドのとおり 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は、4.3 (5) a. と同様の条件で計算している。</p> <div data-bbox="671 188 810 524" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>【追而】除染係数見直しによる線量評価（追記事項有）</p> </div>

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

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



BWR型原子炉施設の場合

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

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適合状況

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグラウ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)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質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 (クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

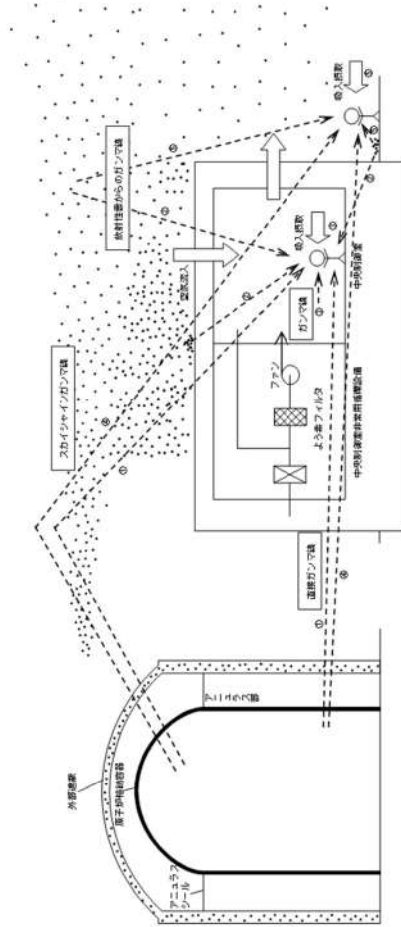


図1 → 審査ガイドのとおり

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

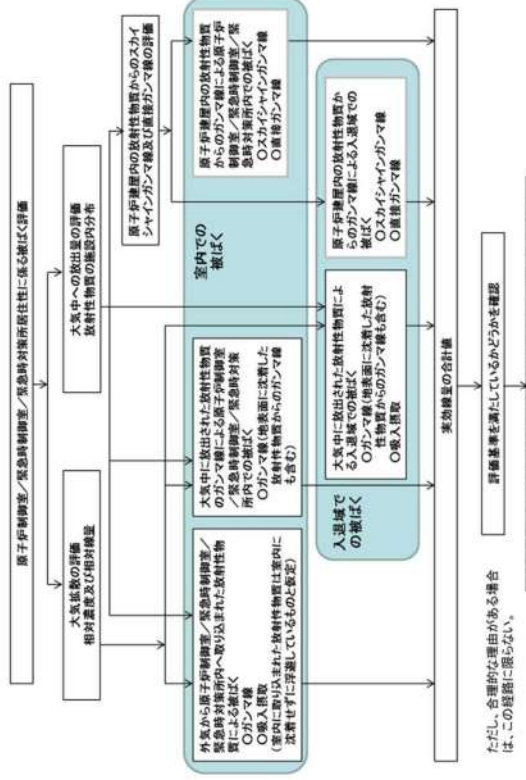
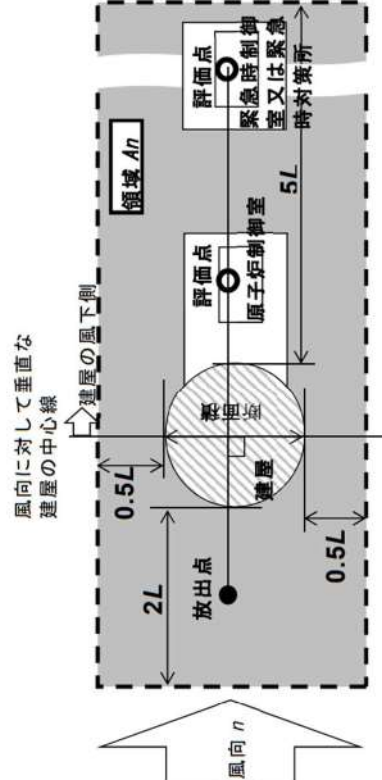


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順



注: L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件 (水平断面での位置関係)

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適合状況

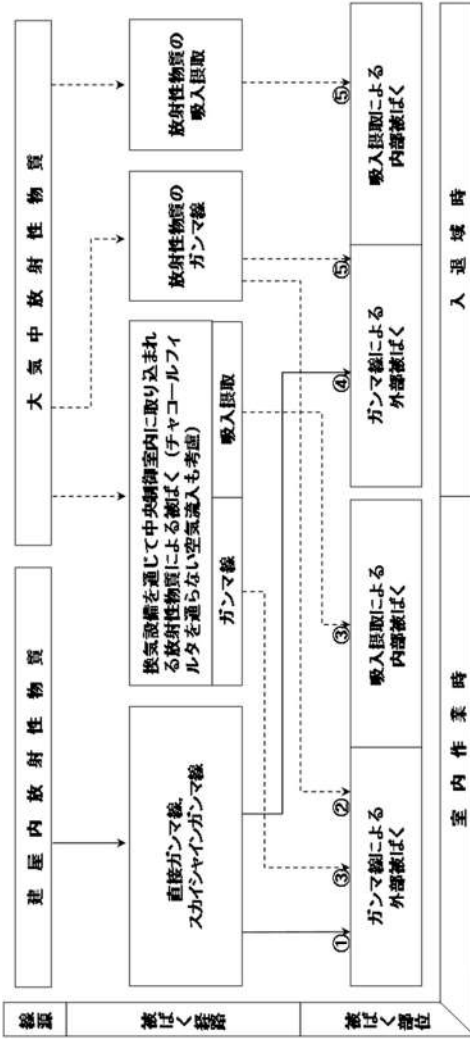
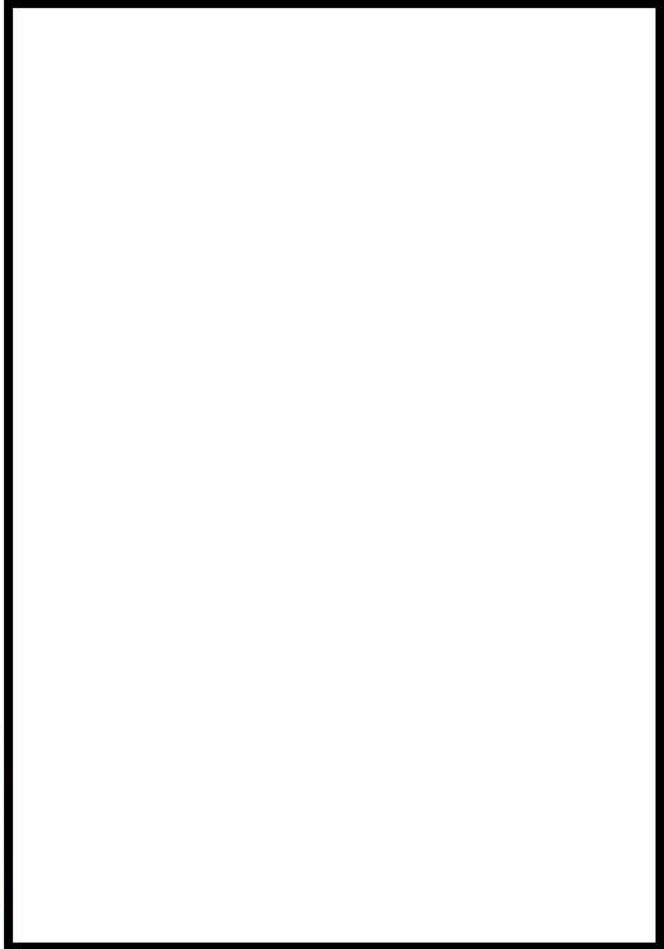


図3 → 審査ガイドのとおり



評価点 (中央制御室中心: 着目方位5方位)

図4, 5, 6, 7, 8 → 審査ガイドのとおり

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の適合状況

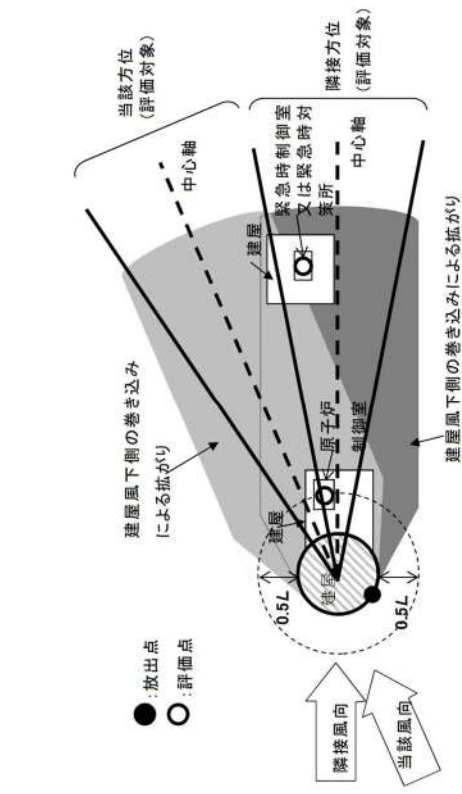
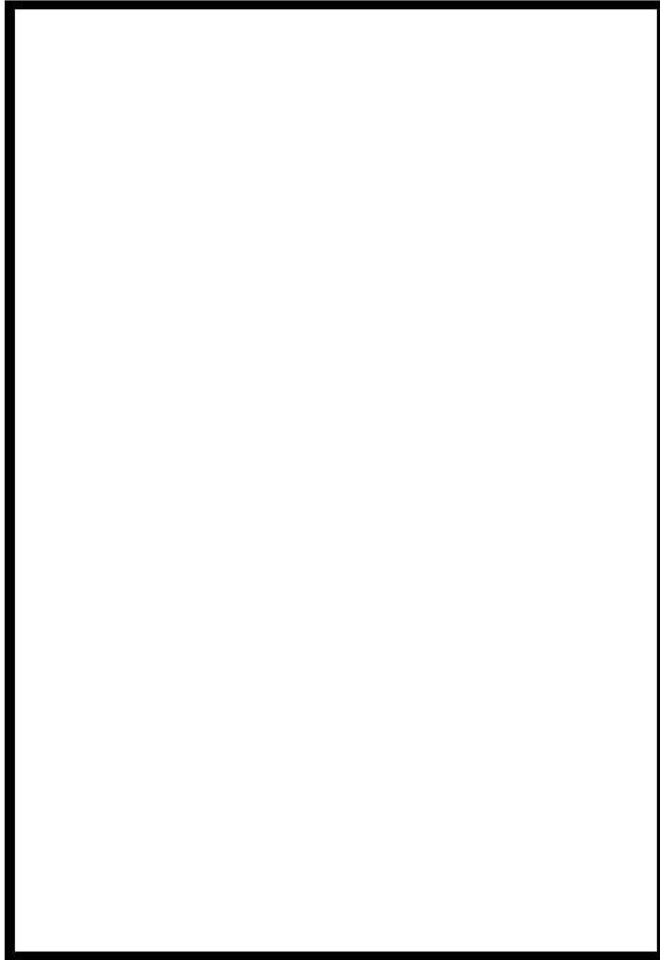
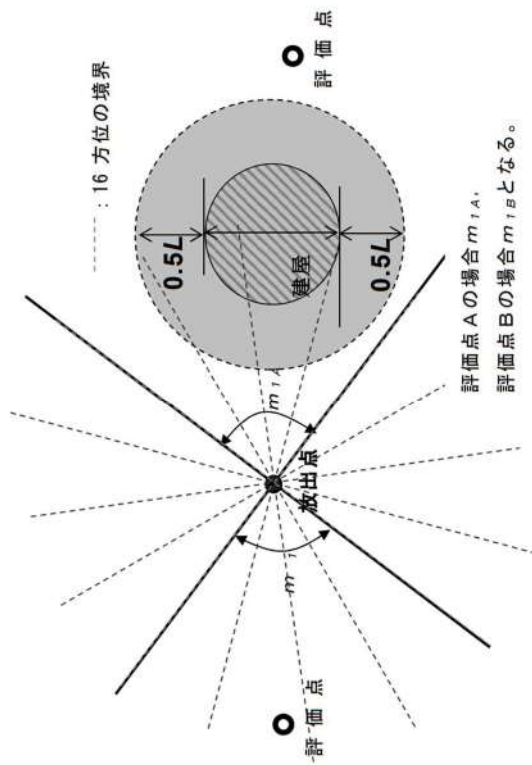


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位



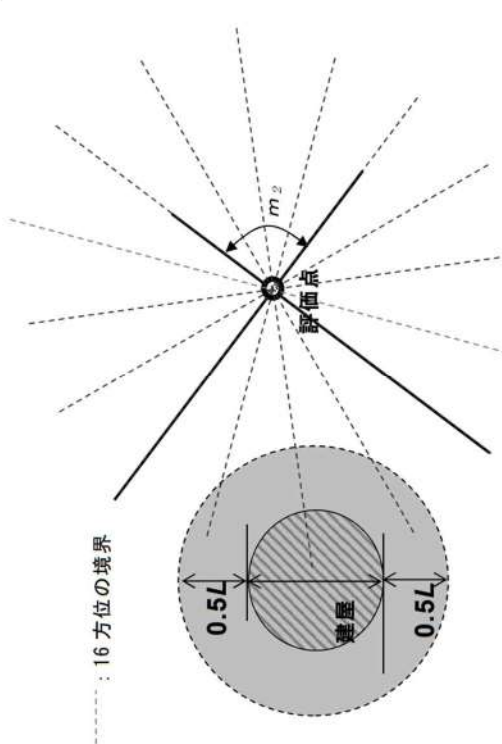
評価点（中央制御室入口：着目方位6方位）

図4, 5, 6, 7, 8 → 審査ガイドのとおり



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

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



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

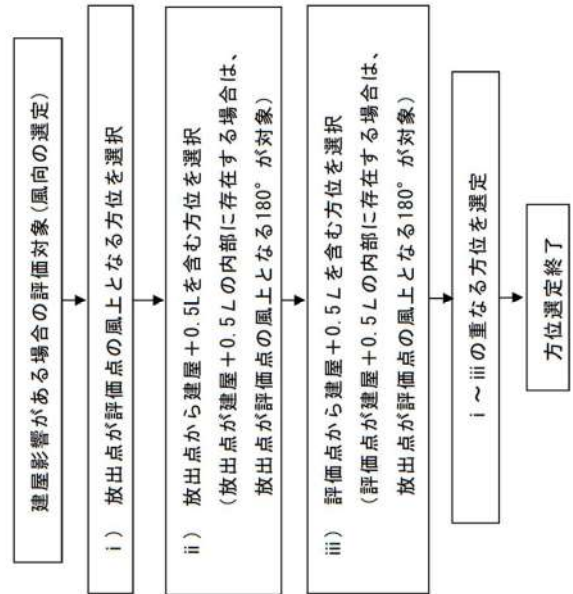
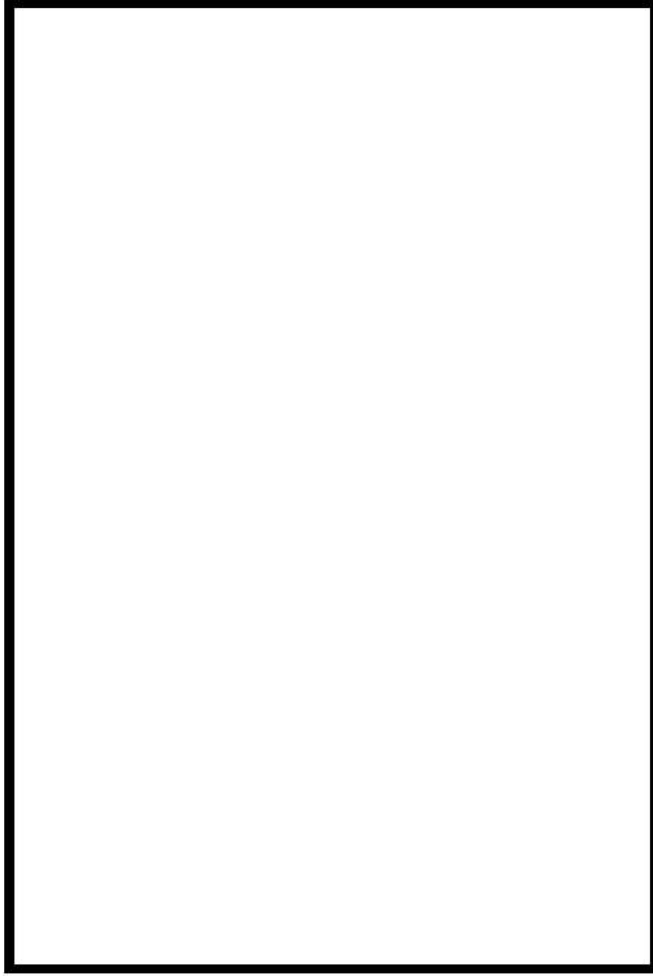


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価の適合状況



評価点(出入管理建屋入口:着目方位3方位)

図4, 5, 6, 7, 8 → 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

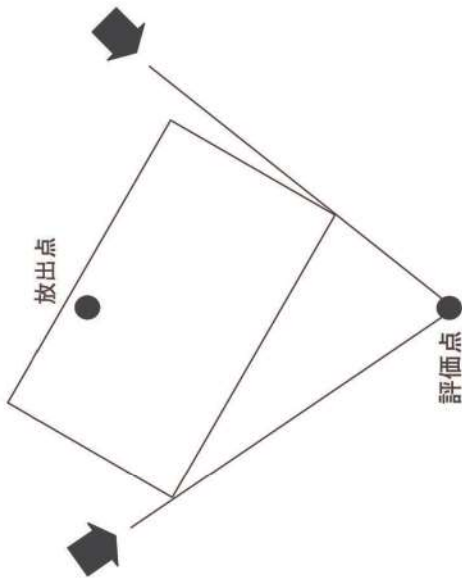


図9 評価対象方位の設定

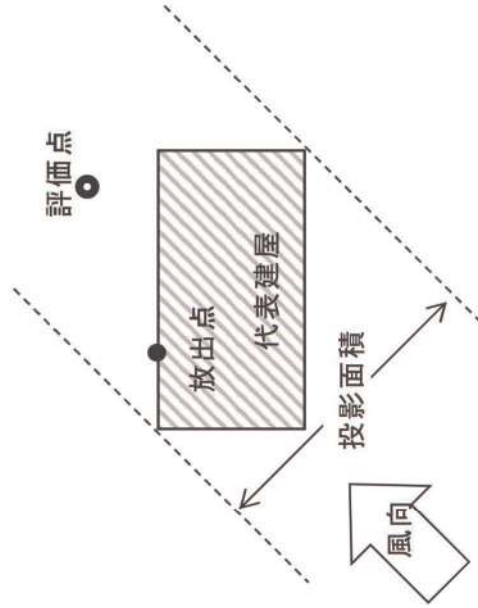


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

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適合状況

図9 → 審査ガイドのとおり

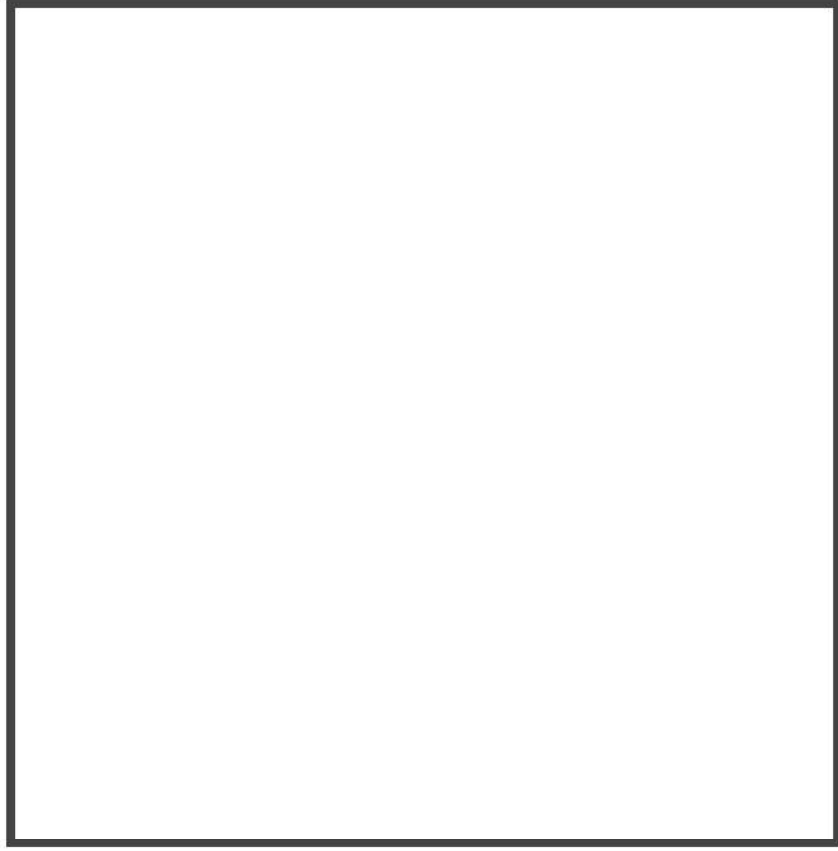


図10 → 審査ガイドのとおり

5 9 - 8 単線結線図

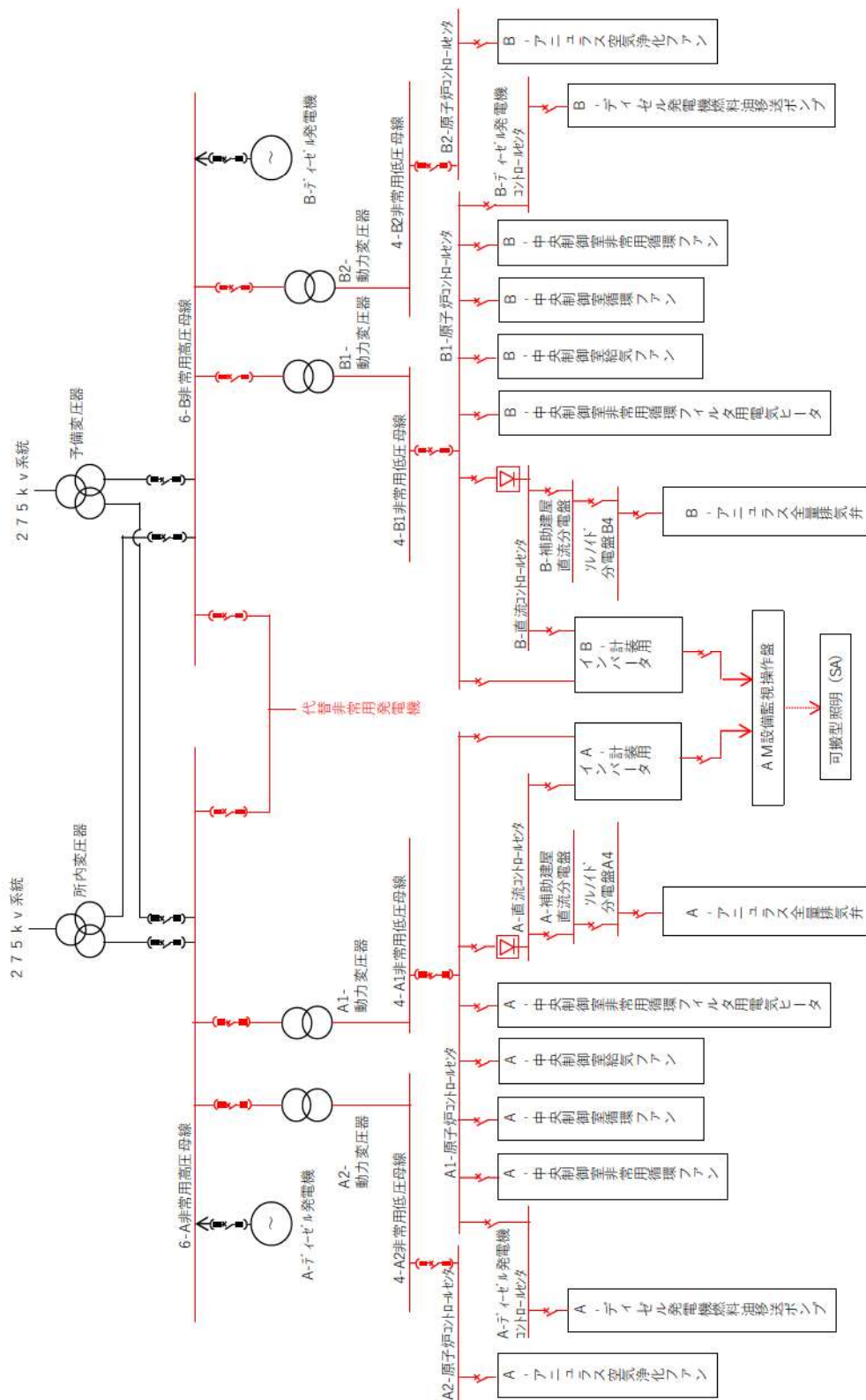


図 59-8-1 3号炉常設代替交流電源設備系統図 (代替非常用発電機～中央制御室)