

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウェル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

## (1) 評価条件

## a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

## b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置吸気配管、フィルタ装置及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第 2 表及び第 3 表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第 4 表及び第 5 表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、

内部被ばくについては呼吸率，線量換算係数，マスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。第二弁の操作においては，空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 ）内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置吸気配管，フィルタ装置及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

#### c. アクセスルート及び評価地点

第一弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 12 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 13 図～第 16 図に示すとおりである。

評価点は，第 9 図～第 17 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

#### d. 作業時間

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，作業時間は  （移動時間（往復） + 作業時間 ）とする。第二弁の開操作は，ベント実施直後から  作業場所（待避室）に滞在するものとし，作業時間は （移動時間（往復） + 待機時間  + 作業時間（待避室滞在））とする。

#### (2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり，ベント実施に伴うベント操作を手動で行うこと

ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。

a. S / Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 36mSv，第二弁開操作で約 18mSv となった。

b. D / Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 36mSv，第二弁開操作で約 27mSv となった。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	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, 中央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を選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A BWR のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果に基づく
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R. G. 1. 195 <sup>*1</sup> に基づき設定

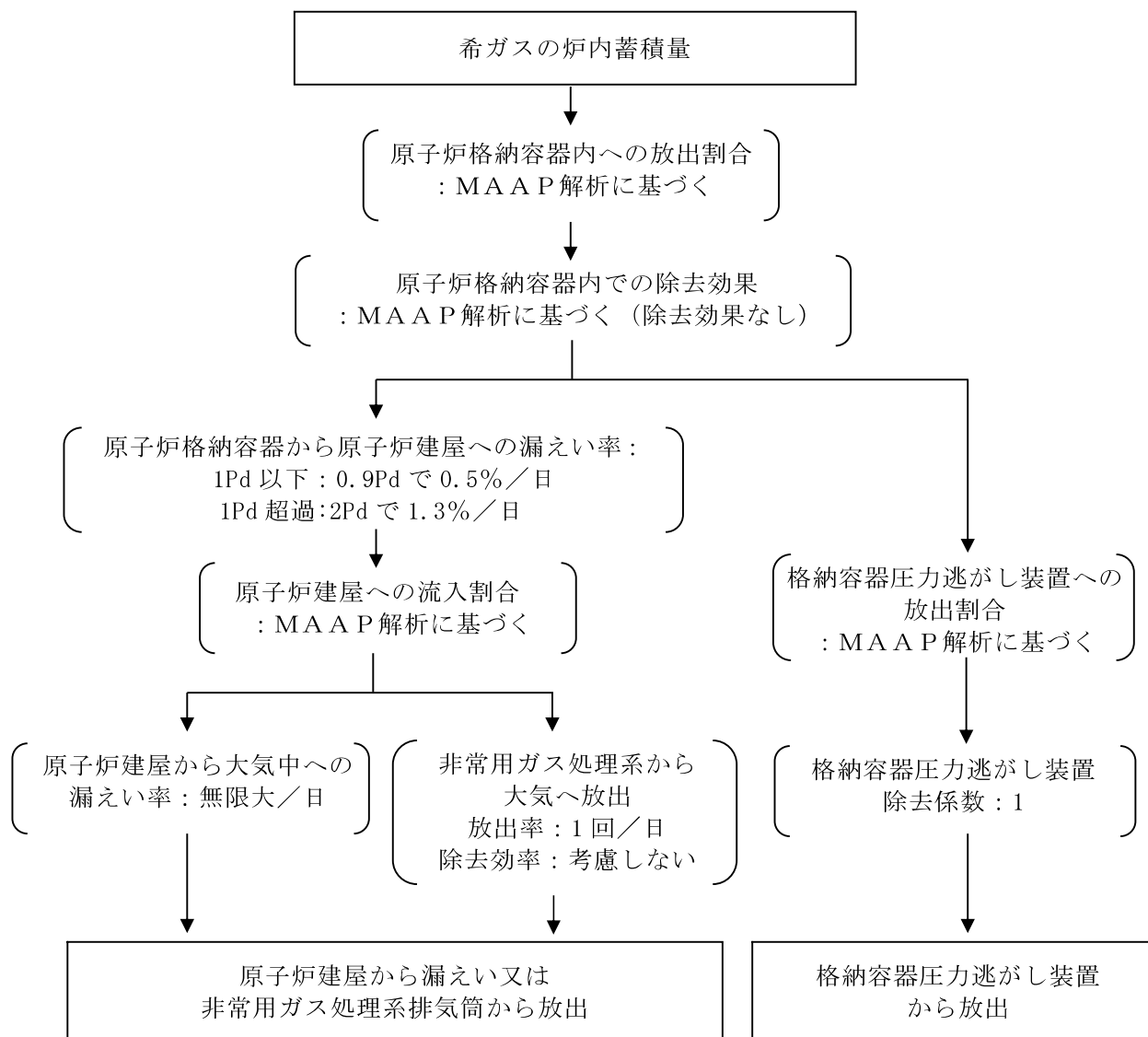
第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項目	評価条件		選定理由	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日		MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	0.9Pd以下 : 0.5%/日 0.9Pd超過 : 1.3%/日		原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) (補足1参照)	
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)		MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)	
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)		CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2* <sup>2</sup> に基づき設定 (補足3参照)	
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)		Standard Review Plan 6.5.5* <sup>3</sup> に基づき設定 (補足4参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO <sub>2</sub> 類 SrO類 BaO類 MoO <sub>2</sub> 類 CeO <sub>2</sub> 類 La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	S/Cベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$ : 約 $6.2 \times 10^{-5}$ : 約 $3.1 \times 10^{-5}$ : 約 $6.7 \times 10^{-6}$ : 約 $6.7 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ : 約 $3.4 \times 10^{-7}$ : 約 $6.7 \times 10^{-8}$ : 約 $2.7 \times 10^{-8}$	D/Wベント : 約 $4.9 \times 10^{-3}$ : 約 $6.2 \times 10^{-5}$ : 約 $3.0 \times 10^{-5}$ : 約 $6.6 \times 10^{-6}$ : 約 $6.6 \times 10^{-6}$ : 約 $2.6 \times 10^{-6}$ : 約 $2.6 \times 10^{-6}$ : 約 $3.3 \times 10^{-7}$ : 約 $6.6 \times 10^{-8}$ : 約 $2.6 \times 10^{-8}$	MAAP解析結果及びNUREG-1465* <sup>4</sup> に基づき設定 (補足5参照)

第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

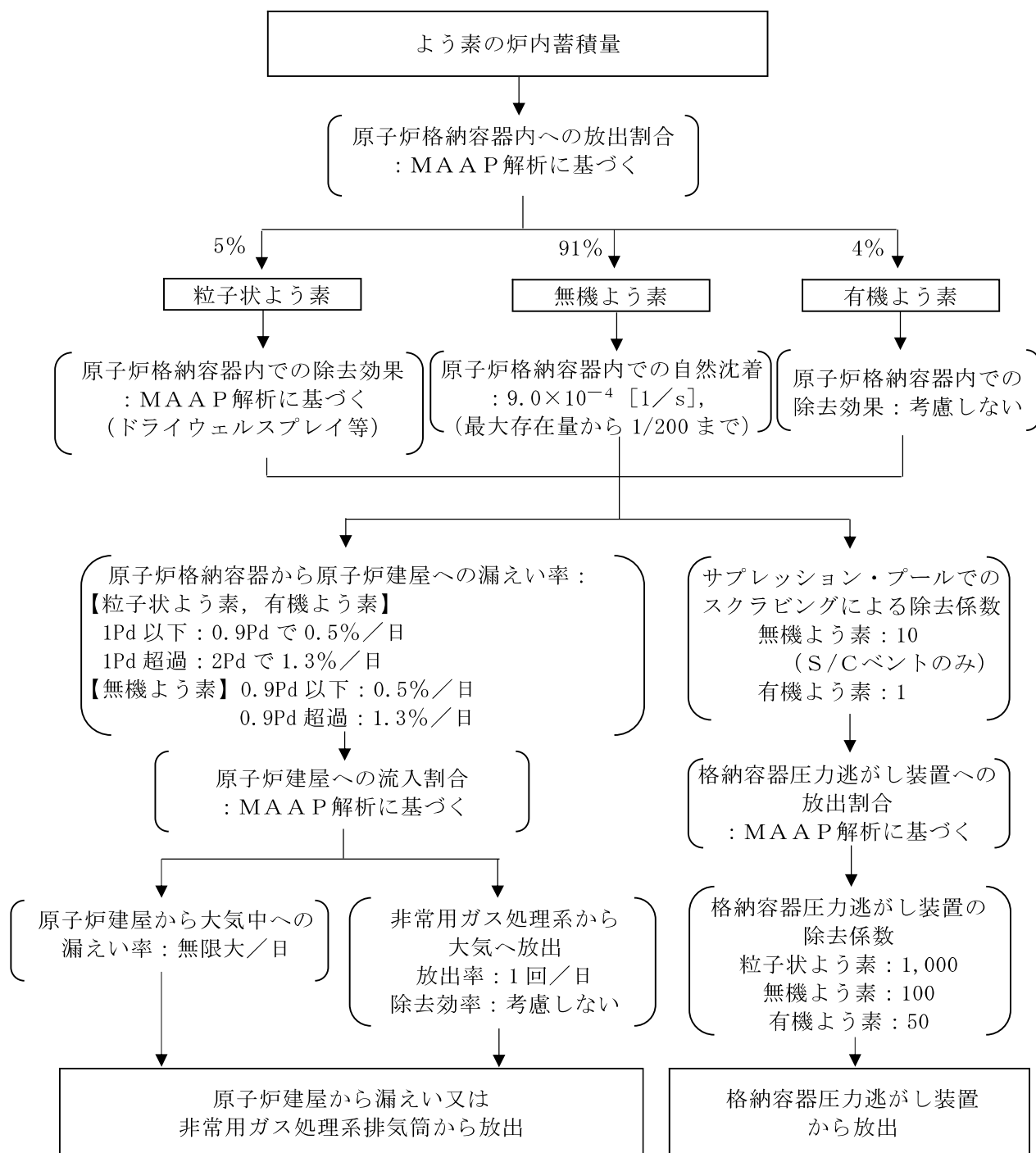
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1 回/日 (排気筒放出)			設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類	S/Cベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$	D/Wベント : 約 $9.4 \times 10^{-1}$	M A A P 解析結果及び N U R E G - 1465 に基づき設定 (補足 5 参照)
	C s I 類	: 約 $1.0 \times 10^{-6}$	: 約 $2.3 \times 10^{-3}$	
	C s O H 類	: 約 $4.0 \times 10^{-7}$	: 約 $1.5 \times 10^{-3}$	
	S b 類	: 約 $8.9 \times 10^{-8}$	: 約 $3.2 \times 10^{-4}$	
	T e O <sub>2</sub> 類	: 約 $8.9 \times 10^{-8}$	: 約 $3.2 \times 10^{-4}$	
	S r O 類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $1.3 \times 10^{-4}$	
	B a O 類	: 約 $3.6 \times 10^{-8}$	: 約 $1.3 \times 10^{-4}$	
	M o O <sub>2</sub> 類	: 約 $4.5 \times 10^{-9}$	: 約 $1.6 \times 10^{-5}$	
	C e O <sub>2</sub> 類	: 約 $8.9 \times 10^{-10}$	: 約 $3.2 \times 10^{-6}$	
	L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $3.6 \times 10^{-10}$	: 約 $1.3 \times 10^{-6}$	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000			設計値に基づき設定

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995

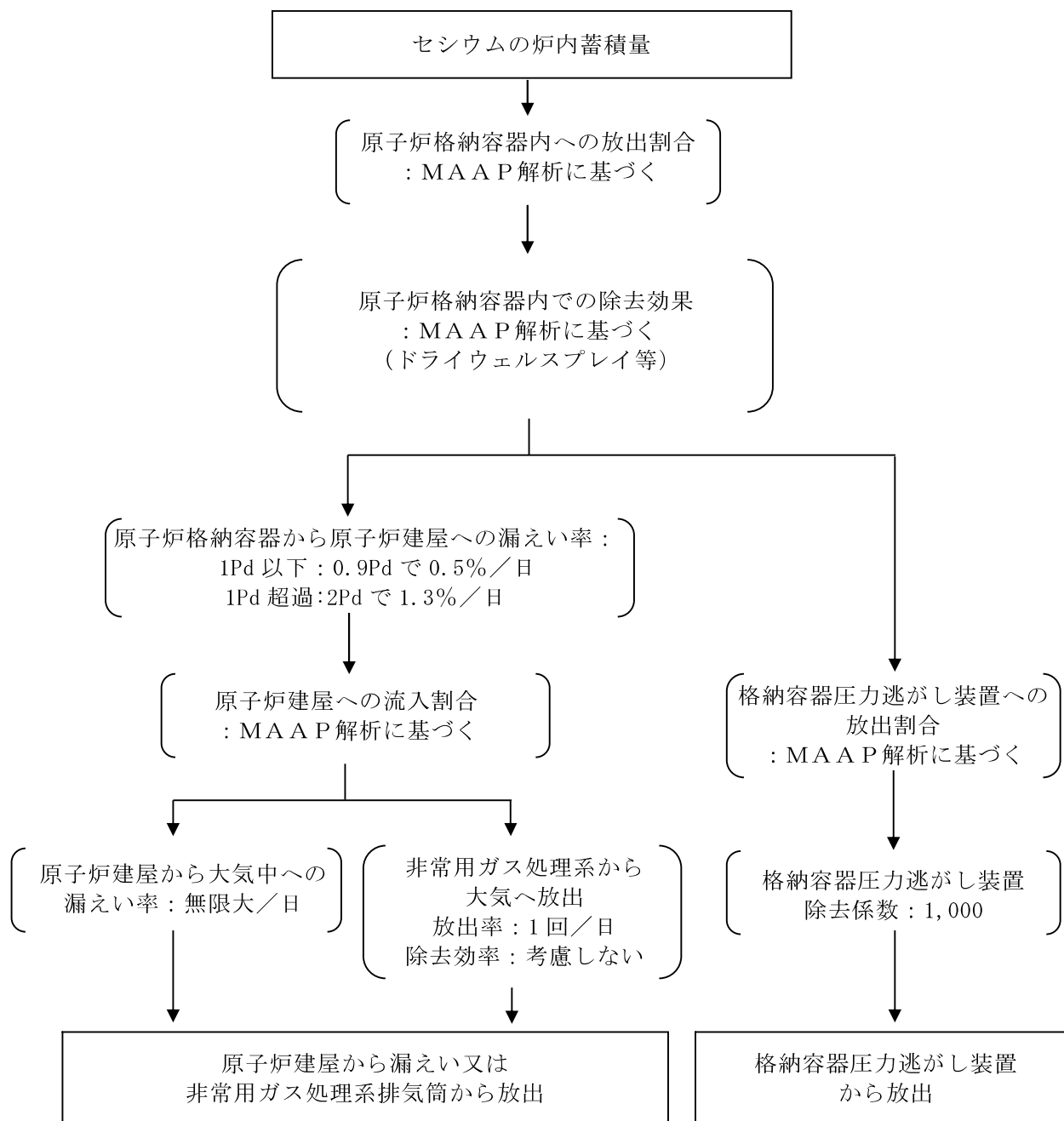


第 1 図 希ガスの大気放出過程

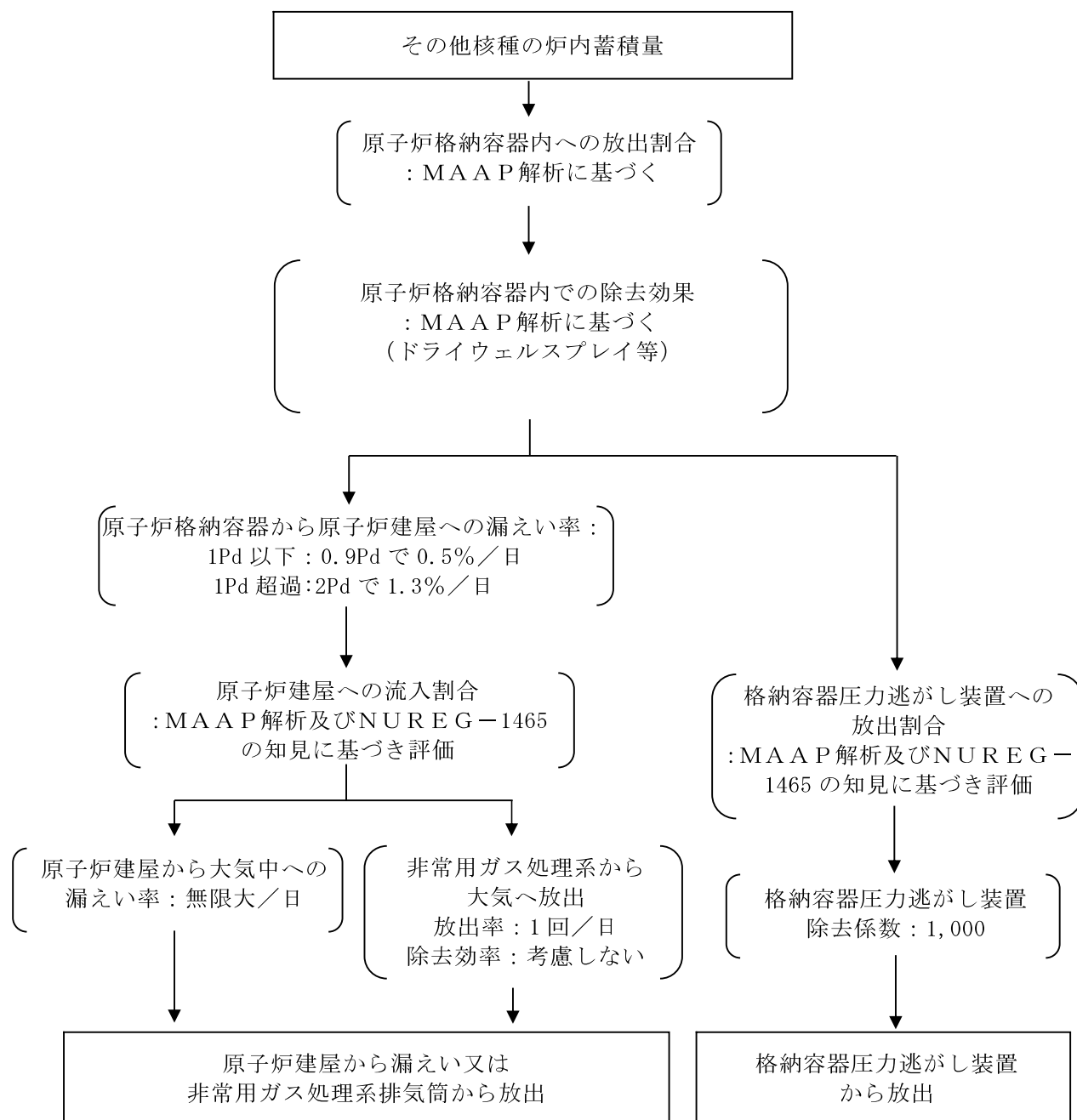




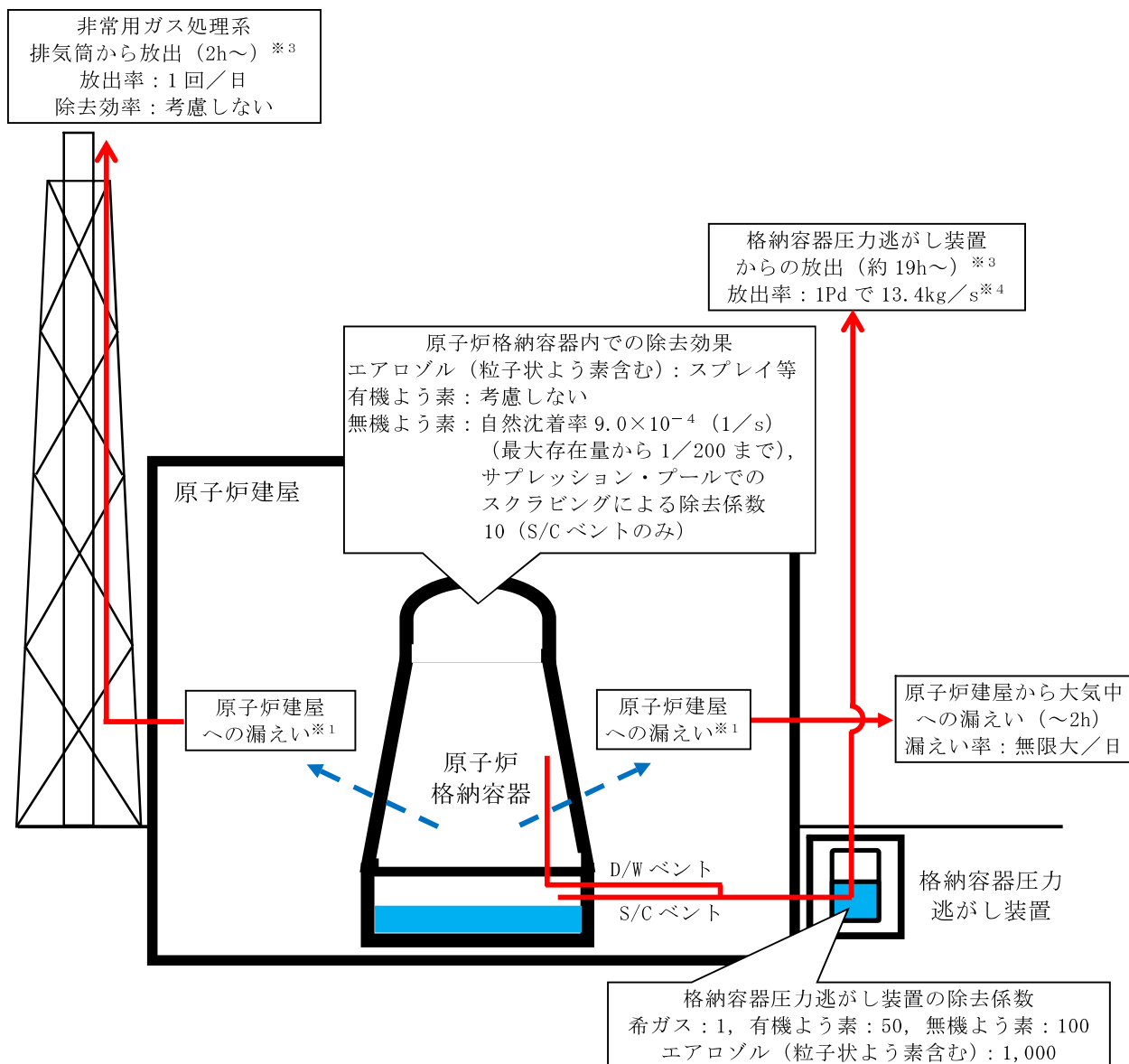
第 2 図 よう素の大気放出過程



第 3 図 セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程

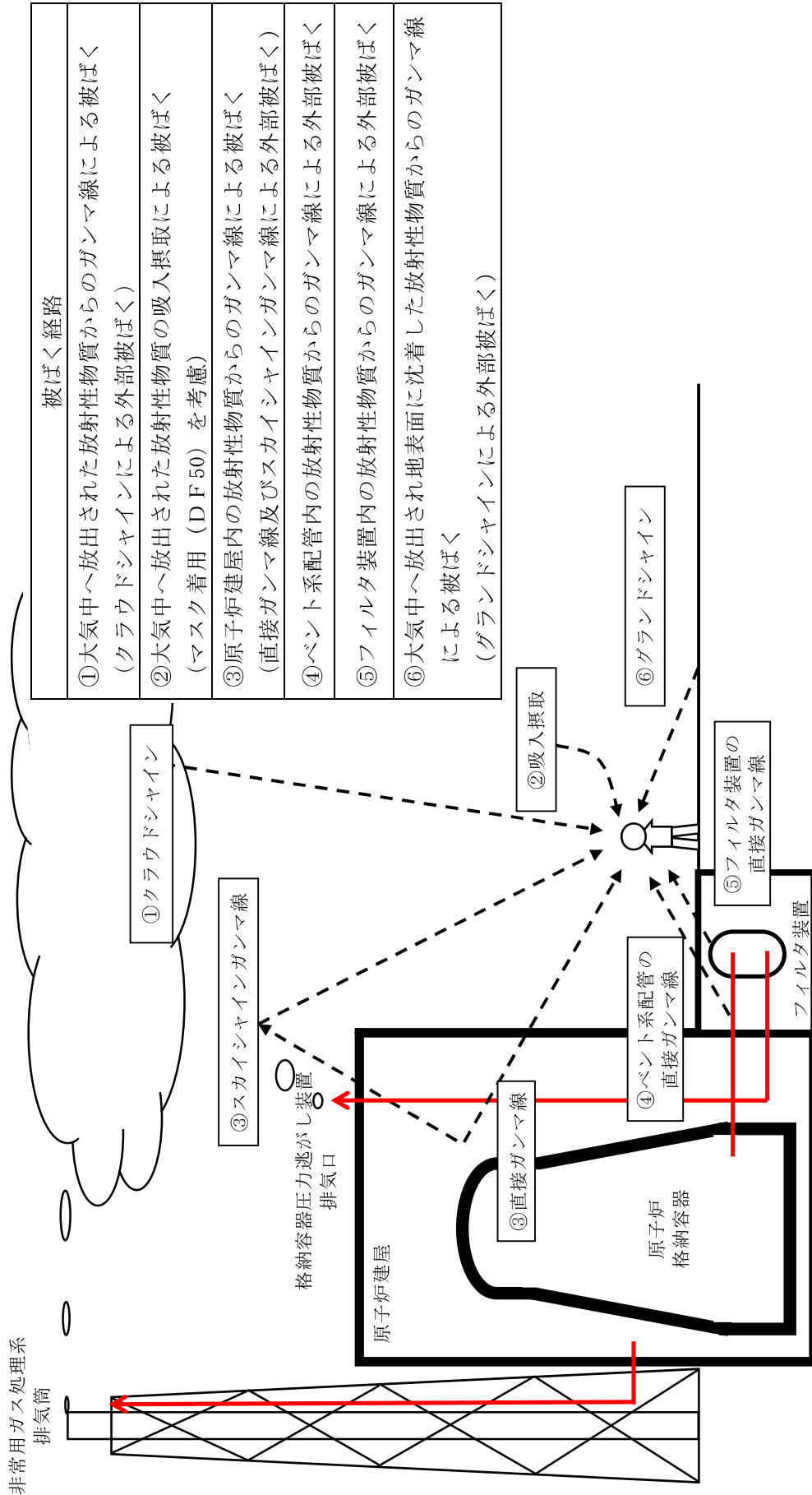


- ※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
 【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】  
 1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1Pd 超過：2Pd で 1.3%/日  
 【無機よう素】  
 0.9Pd 以下：0.5%/日，0.9Pd 超過：1.3%/日

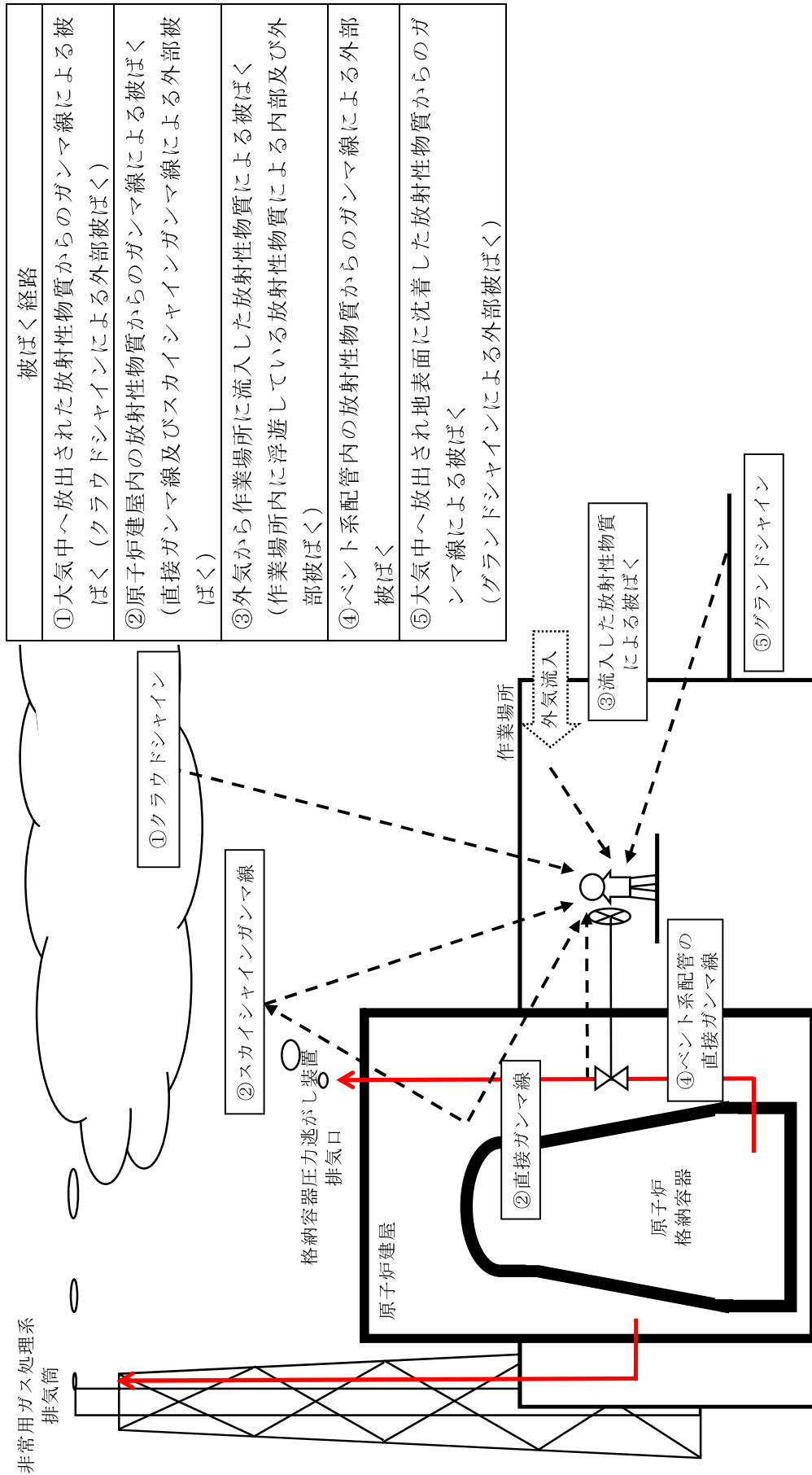
大気への放出経路	0h	▼2h <sup>※2</sup>	▼19h <sup>※3</sup>	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒からの放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

- ※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。  
 ※3 事象発生後 19h 以降は，「非常用ガス処理系排気筒からの放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。  
 ※4 D/Wベントの場合は 1Pd で 8.1kg/s

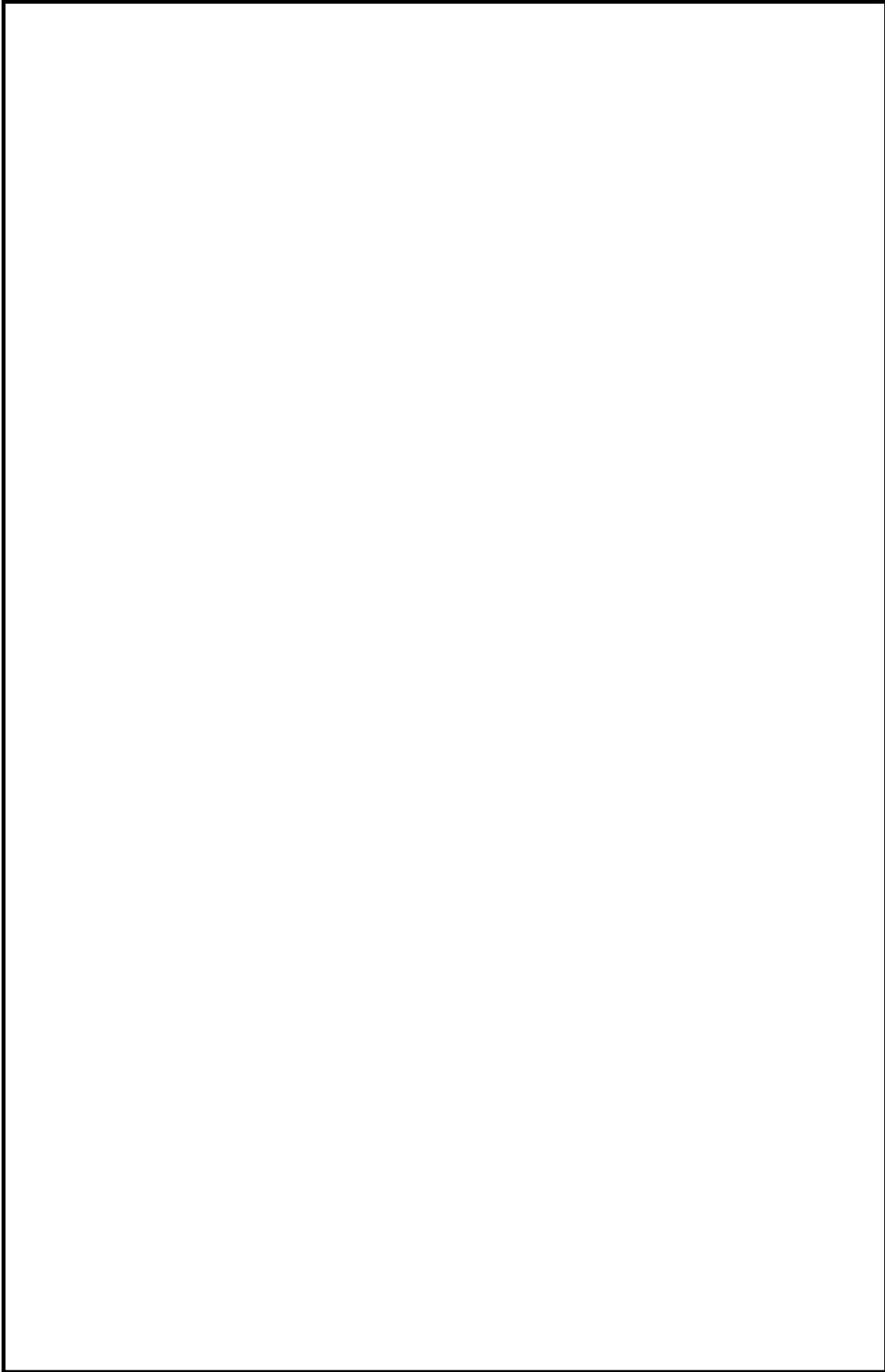
第 5 図 大気放出過程概略図（イメージ）



第 6 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



第 7 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び第一弁開操作時)



第 8 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（第二弁開操作時）

第 2 表 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用（補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉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
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 17 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定



第 3 表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
第一弁 開操作	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.2 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ ) $D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$ 約 $1.2 \times 10^{-19}$
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $7.4 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $2.1 \times 10^{-6}$
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $8.8 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )		約 $1.2 \times 10^{-19}$	
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.2 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.1 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.2 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.1 \times 10^{-4}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$

第 4 表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージ ョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_f \cdot \chi / Q \cdot E_f \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> <b>D</b> : 放射線量率 (Sv/h)  <b>Q<sub>f</sub></b> : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s)  (0.5MeV 換算値)  <b>E<sub>f</sub></b> : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)  <b>μ</b> : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数  (3.9×10<sup>-3</sup>/m)  <b>R</b> : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m)  <math display="block">R = \sqrt{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}</math> <b>V<sub>R</sub></b> : 作業エリア等の空間体積 (m<sup>3</sup>) </p>	—
作業場所等 の空間体積 (V <sub>R</sub> )	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第一弁  操作場所 : 2,430m<sup>3</sup>  屋内移動アクセスルート : 2,430m<sup>3</sup></li> <li>・ 第二弁  操作場所 : 1,620m<sup>3</sup>  屋内移動アクセスルート : 1,620m<sup>3</sup></li> </ul>	アクセスルートとなる建 屋内の区画で最も線量率 が高くなる区画の空間体 積で設定 操作エリアは作業区画の 空間体積で設定
屋内作業場 所流入率の 考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一 濃度とする。
待避室の遮 蔽及び空気 ボンベ加圧 考慮(第二弁 操作場所)の み)	待避室の遮蔽厚 : <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 15px;"></span> 空気ボンベによる加圧時間 : ベント実施から 3 時間	第二弁操作場所にベント 後 3 時間滞在する。

第 5 表 線量換算係数, 呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I - 132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I - 133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I - 134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I - 135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq C s - 134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq C s - 136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq C s - 137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率 を設定
マスクの 除染係数	D F 50	性能上期待できる値 から設定
地表面への 沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s	東海第二発電所の実 気象から求めた沈着 速度から保守的に設 定 (補足 6~補足 8 参照)

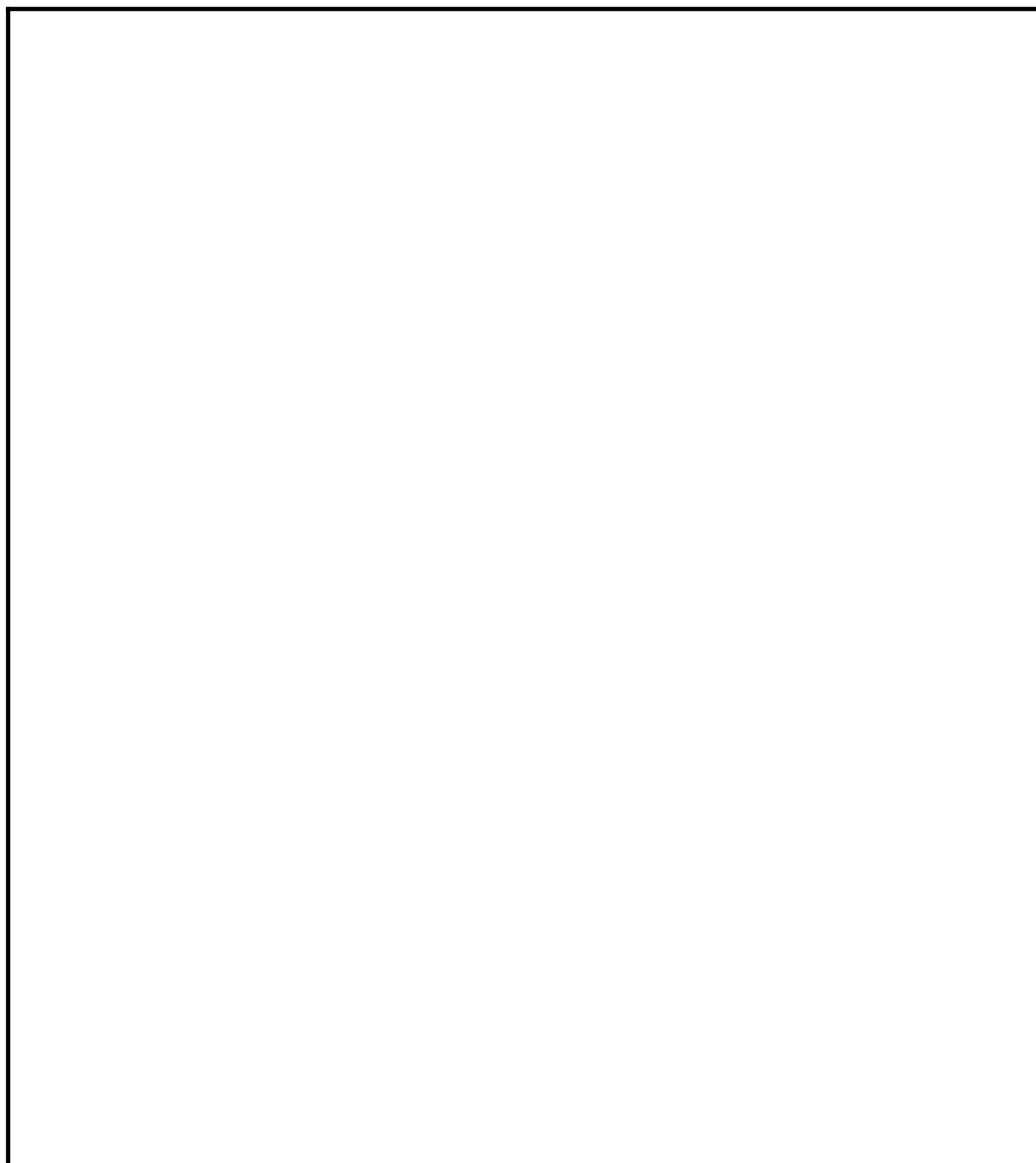
第 6 表 格納容器圧力逃がし装置配管及びフィルタ装置からの直接ガンマ線

項 目		評価条件		選定理由		
配管に対する 遮蔽厚さ※1	第一弁	作業場所		ベント操作エリアにおける 原子炉建屋壁等を考慮（第 9 図～第 16 図参照）		
		移動ルート				
	第二弁	作業場所				
		移動ルート				
フィルタ装置 に対する遮蔽 厚さ※1	第二弁	作業場所				
		移動ルート				
配管表面から 評価点までの 距離	第一弁	作業場所				—
		移動ルート				
	第二弁	作業場所				
		移動ルート				
フィルタ装置 表面から評価 点までの距離	第二弁	作業場所				
		移動ルート				

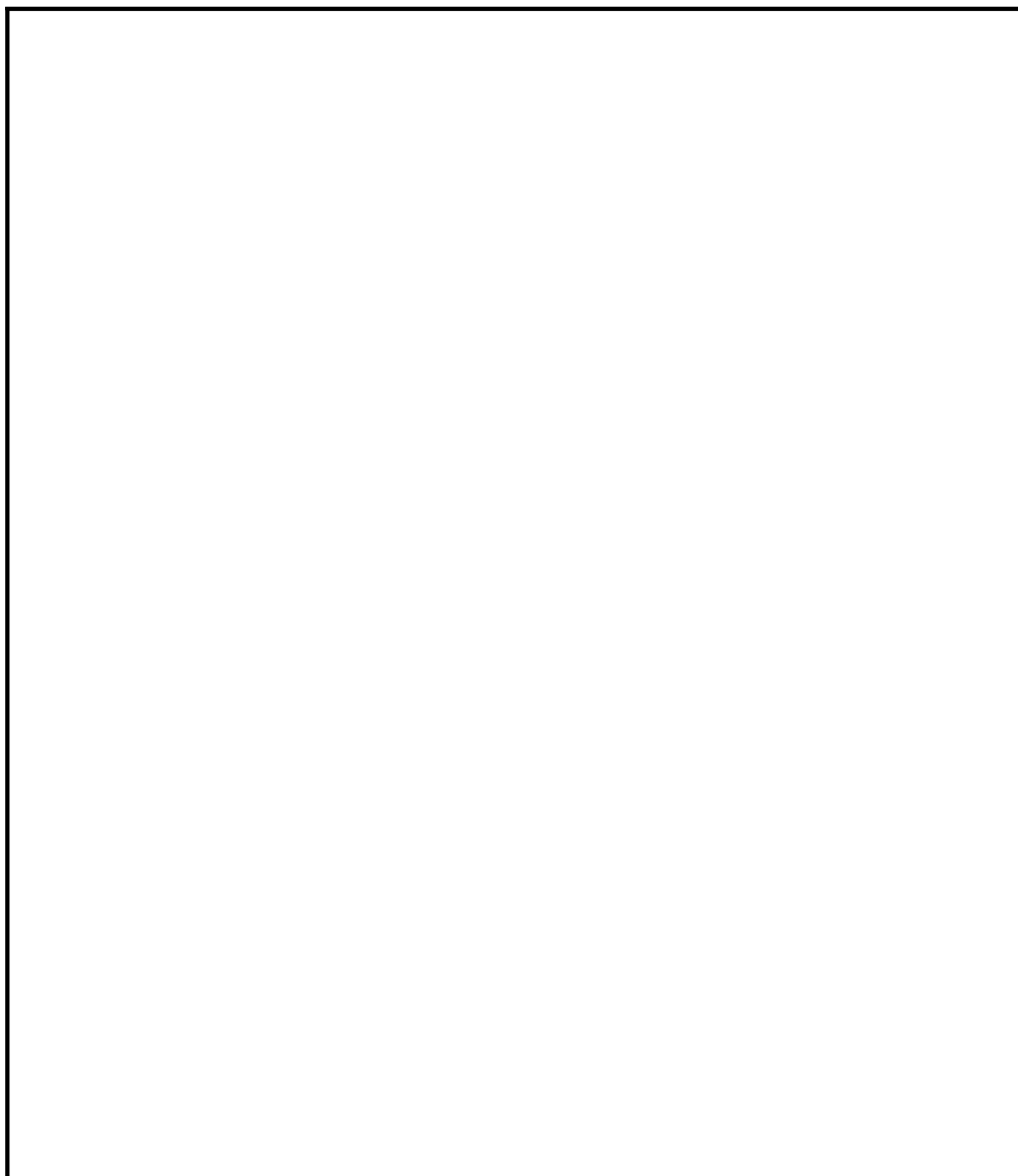
※1 遮蔽厚は  の厚さとする。

第 7 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

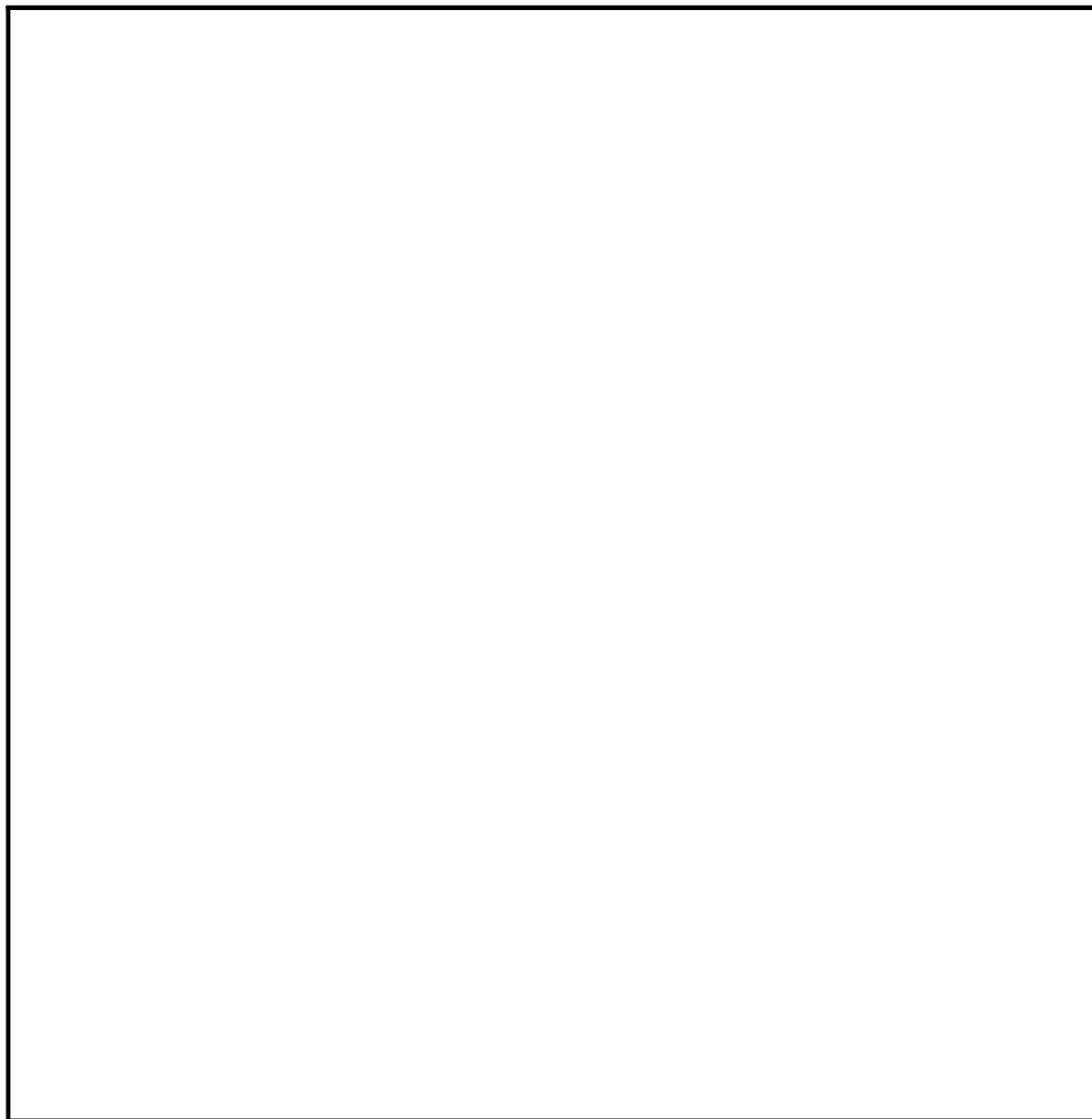
項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ



第9図 フィルタ装置入口第一弁操作場所及びアクセスルート

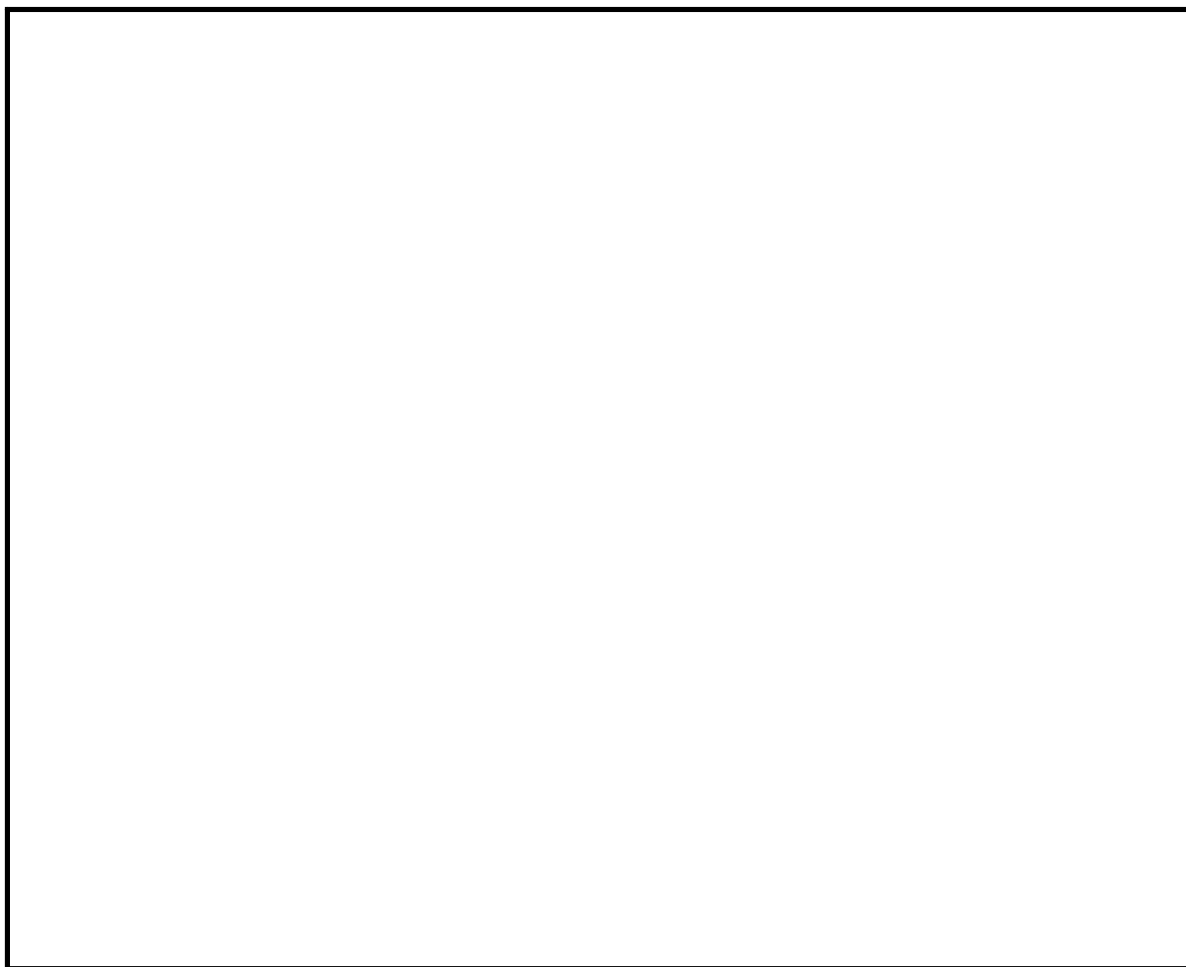


第10図 フィルタ装置入口第一弁操作場所及びアクセスルート



第11図 フィルタ装置入口第一弁操作場所及びアクセスルート

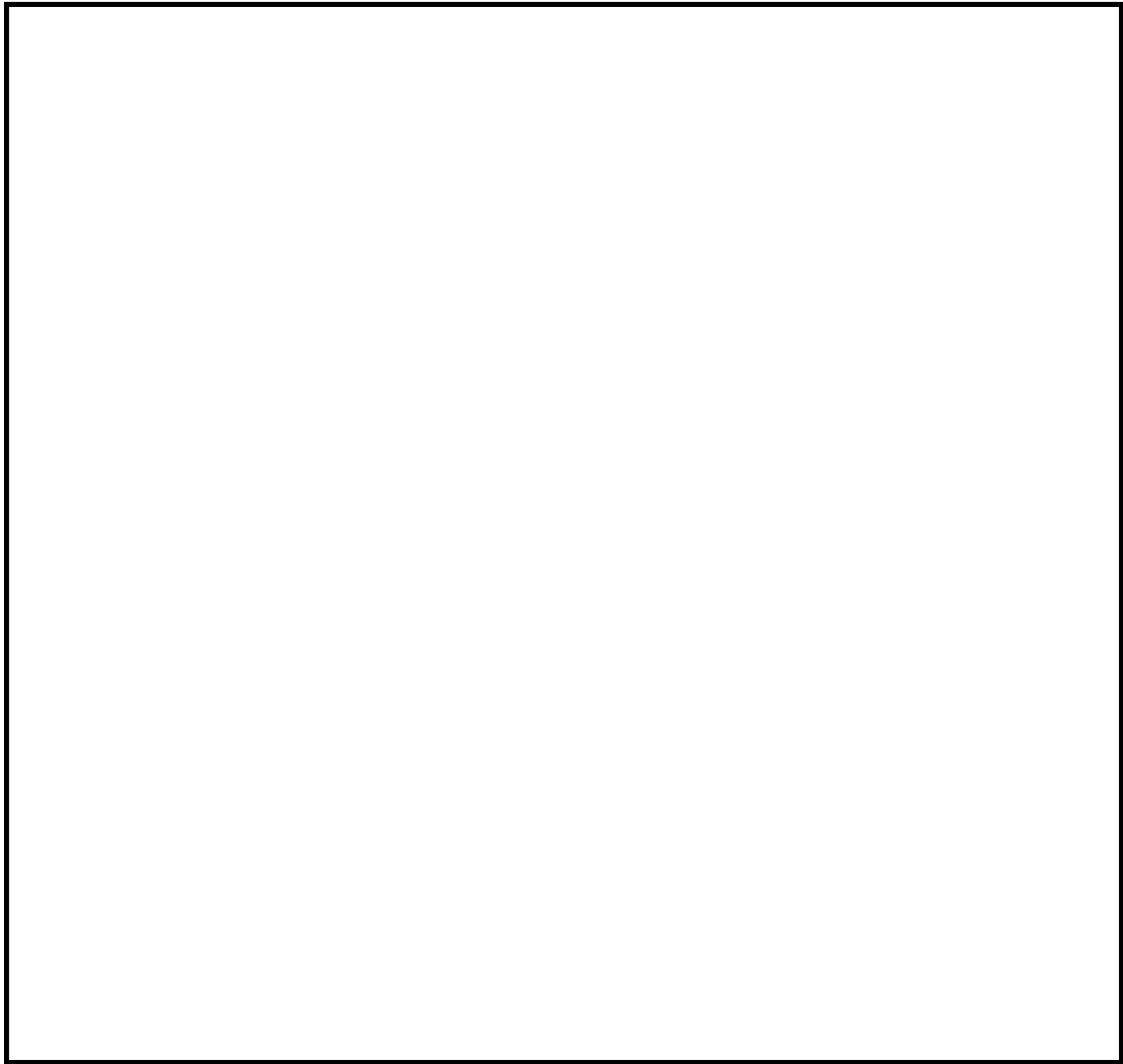




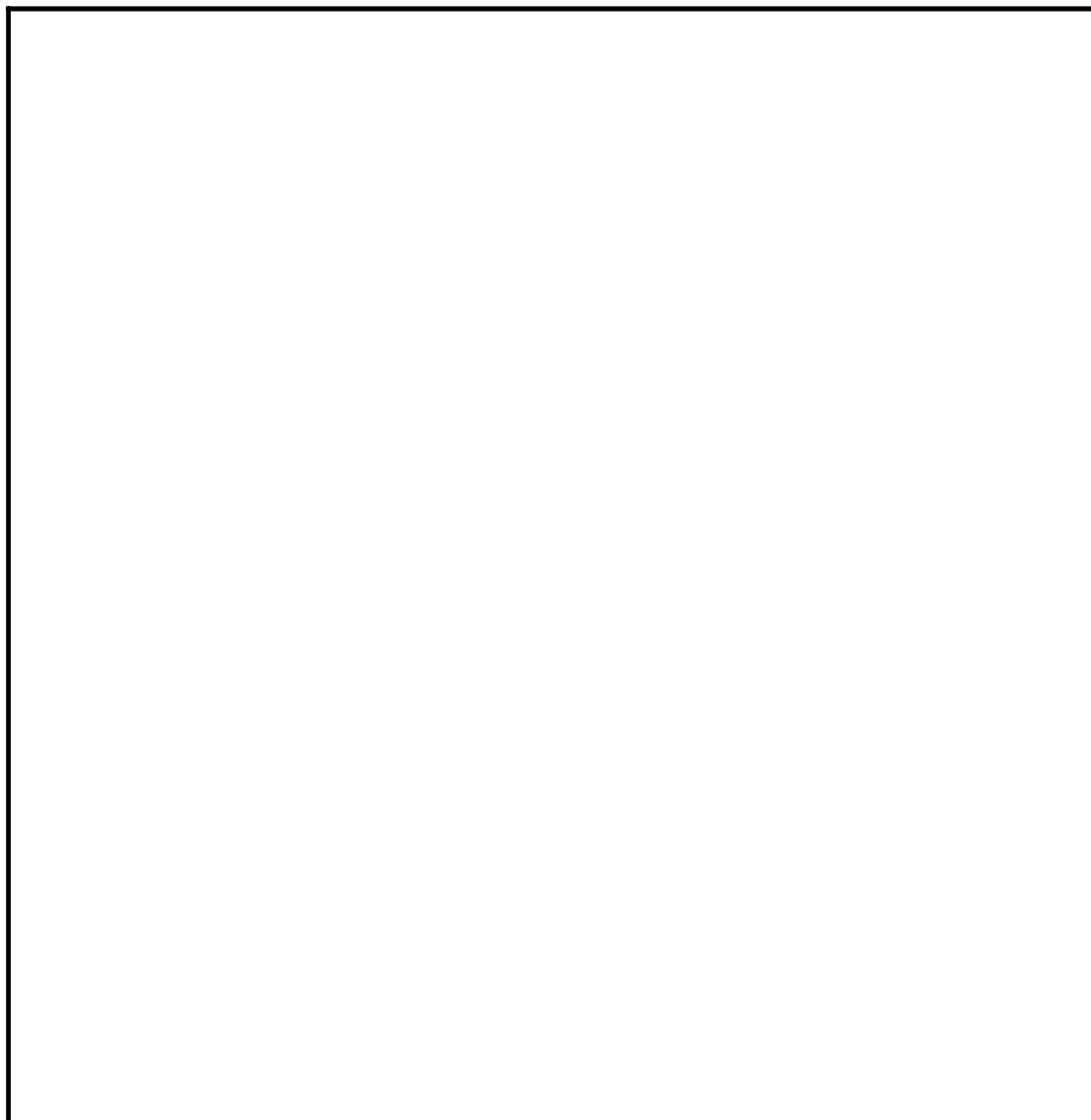
第12図 屋外移動時のアクセスルート



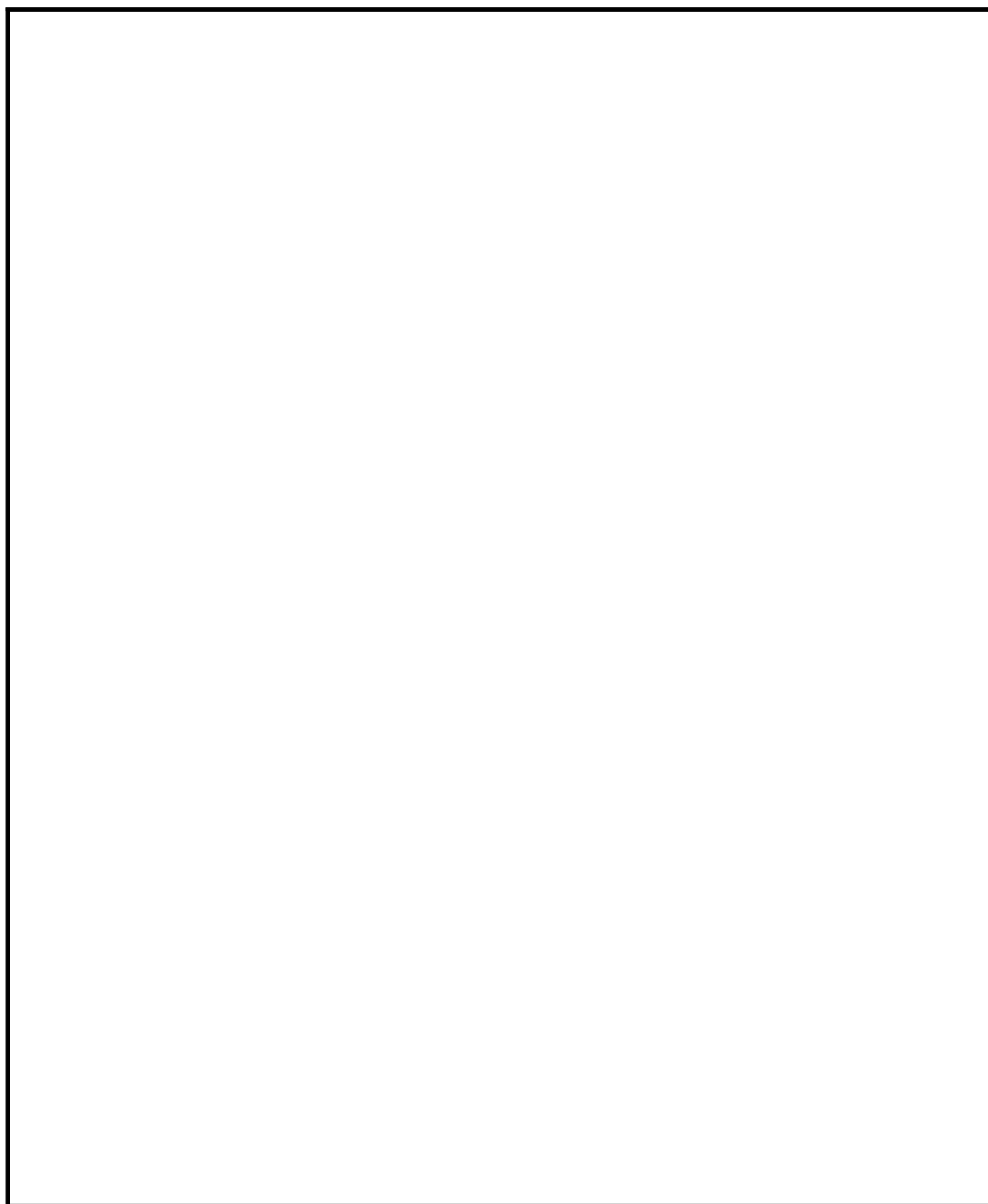
第13図 フィルタ装置入口第二弁操作場所及びアクセスルート



第14図 フィルタ装置入口第二弁操作場所及びアクセスルート



第15図 フィルタ装置入口第二弁操作場所及びアクセスルート



第16図 フィルタ装置入口第二弁操作場所及びアクセスルート



第 17 図 大氣中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 8 表 フィルタ装置入口第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) 開操作※1				フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) 開操作※1			
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室 ⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒ 付属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒ 作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒付 属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口⇒ 緊急時対策所)
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 $6.2 \times 10^{-1}$	約 $3.1 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^0$	約 $3.1 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^{-1}$	約 $3.2 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^0$
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される				屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			
	外部 被ばく	約 $4.8 \times 10^{-2}$			約 $5.0 \times 10^{-2}$			
外気から作業場所内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部 被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			
	内部 被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく※2	外部 被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			
	内部 被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.1 \times 10^{-2}$				約 $1.1 \times 10^{-2}$			
	約 $1.1 \times 10^1$				約 $1.1 \times 10^1$			
作業線量率	約 $1.1 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.1 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$	約 $1.5 \times 10^1$
作業時間及び移動時間	90分	□ (往路)	□ (復路)	□ (復路)	90分	□ (往路)	□ (復路)	□ (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 $1.7 \times 10^1$ mSv	約 $1.0 \times 10^1$ mSv	約 $4.2 \times 10^0$ mSv	約 $4.8 \times 10^0$ mSv	約 $1.7 \times 10^1$ mSv	約 $1.0 \times 10^1$ mSv	約 $4.1 \times 10^0$ mSv	約 $4.9 \times 10^0$ mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 $3.6 \times 10^1$ mSv				約 $3.6 \times 10^1$ mSv			

※1 フィルタ装置入口第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 フィルタ装置入口第一弁開操作前は、フィルタ装置入口第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

第 9 表 フィルタ装置入口第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (S/C からのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	フィルタ装置入口第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時		屋内移動時 (作業場所) 入口		屋外移動時 (緊急時対策所) 入口		
	ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後		
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	
	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される							約 $1.1 \times 10^{-1}$
大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される							約 $2.7 \times 10^{-2}$
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 $2.8 \times 10^0$	約 $3.5 \times 10^{-2}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $3.8 \times 10^{-2}$			
	内部被ばく	正圧化により流入なし		約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.7 \times 10^{-2}$			
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下			
	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	ベント実施前のため対象外	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$			
フィルタ装置内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $1.8 \times 10^{-2}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	
	大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.8 \times 10^0$	約 $9.1 \times 10^{-2}$	約 $5.8 \times 10^{-2}$	約 $5.1 \times 10^{-2}$	約 $1.6 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	
作業線量率	60分	60分	60分	約235分	(往路)	(往路)	(復路)	(復路)	
作業時間及び移動時間	約 $2.8 \times 10^0$ mSv	約 $9.1 \times 10^{-2}$ mSv	約 $5.8 \times 10^{-2}$ mSv	約 $1.9 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.7 \times 10^0$ mSv	約 $2.9 \times 10^0$ mSv	約 $5.9 \times 10^0$ mSv	約 $3.3 \times 10^0$ mSv	
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 $1.8 \times 10^1$ mSv								

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管及びフィルタ装置の距離が離れているため、評価対象外とする。



第 10 表 フィルタ装置入口第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 入口 (作業場所)		屋外移動時 出入口 (緊急時作業所)	
	ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間		2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 $2.0 \times 10^{-2}$	約 $2.0 \times 10^{-2}$	約 $2.0 \times 10^{-2}$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$	約 $1.9 \times 10^0$
大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される	屋外移動のため対象外※1			
	外部被ばく						
外気から作業場内へ 流入した放射性物質 による被ばく	約 $1.3 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $6.3 \times 10^{-2}$	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.3 \times 10^1$
	内部被ばく			約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.1 \times 10^0$	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $2.2 \times 10^0$
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	約 $1.0 \times 10^{-2}$ 以下	
フィルタ装置内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{-2}$	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $2.3 \times 10^{-2}$	約 $1.6 \times 10^1$	約 $1.9 \times 10^1$	約 $1.2 \times 10^1$	約 $1.6 \times 10^1$
作業線量率	約 $1.4 \times 10^0$	約 $2.9 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^1$	約 $3.5 \times 10^1$	約 $1.4 \times 10^1$	約 $4.4 \times 10^1$
作業時間及び移動時間	60分	60分	60分	(往路)	(復路)	(復路)	(復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 $1.4 \times 10^0$ mSv	約 $2.9 \times 10^{-1}$ mSv	約 $1.2 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.7 \times 10^0$ mSv	約 $6.4 \times 10^0$ mSv	約 $5.9 \times 10^0$ mSv	約 $1.0 \times 10^1$ mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 $2.7 \times 10^1$ mSv						

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管及びフィルタ装置の距離が離れているため、評価対象外とする。

## 補足 1 格納容器漏えい率の設定について

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

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力である 310kPa [gage] (1Pd) 以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

ただし、MAAP解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

## 1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) を基に算出した等価漏えい面積 (約  $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ) を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

## 2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pd で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積 (約  $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ) を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pdにおける漏えい率 1.3%/日は、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式<sup>\*1</sup>である。格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍である 620kPa [gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度 200℃までは、

事故後 7 日間に渡り，格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから，これらの理論式を用いて格納容器圧力 2Pd 及び雰囲気温度 200℃における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

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

L	： 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 1.28%/日】
L <sub>0</sub>	： 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
P <sub>t</sub>	： 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
P <sub>d</sub>	： 設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
P <sub>a</sub>	： 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】
R <sub>t</sub>	： 事故時の気体定数 <sup>*2</sup>	【523.7J/Kg・K】
R <sub>d</sub>	： 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T <sub>t</sub>	： 事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃)	【473.15K】
T <sub>d</sub>	： 格納容器雰囲気温度 (20℃)	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

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

$L$	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.51%/日】
$L_0$	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$P_t$	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
$P_d$	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
$P_a$	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

$L$	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.93%/日】
$L_0$	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
$\rho_t$	: 事故時の格納容器内気体の平均密度 <sup>※3</sup>	【2.9kg/m <sup>3</sup> 】
$\rho_d$	: 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 <sup>※4</sup>	【4.5kg/m <sup>3</sup> 】
$P_t$	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
$P_d$	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
$P_a$	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】

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

※2 事故時の気体定数  $R_t$  は、以下の式により算出した。

$$R_t \text{ [J/kg}\cdot\text{K]} = \text{モル気体定数約 } 8.314 \text{ [J/K}\cdot\text{mol]} \text{ / 平均分子量M [kg/mol]}$$

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 」) における水素発生量 (約 700kg (内訳: ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考ええる。

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度  $\rho_t$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_t \text{ [kg/m}^3\text{]} = \text{平均分子量M [kg/mol]} \times \text{物質質量n [mol]} \text{ / 格納容器体積V [m}^3\text{]}$$

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

※4 原子炉格納容器内気体の平均密度  $\rho_d$  は、以下の式により算出した。

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

1.205 [kg/m<sup>3</sup>] : 乾燥空気密度 (20℃)

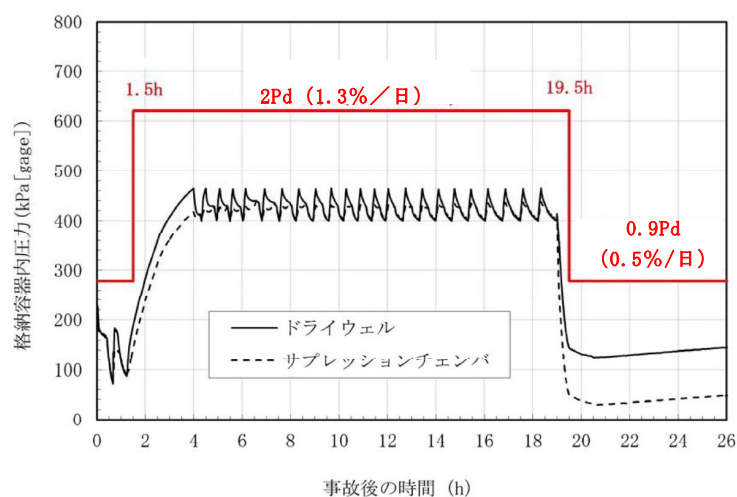
### 3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

#### (1) 無機よう素

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

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

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



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

## (2) 有機よう素

有機よう素についても、無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが、有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから、MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし、1.及び2.に基づき漏えい率を設定する。

## 補足 2 原子炉格納容器内での除去効果について

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

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」  
の「第5部 MAAP」（抜粋）

## (2) FPの状態変化・輸送モデル

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

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



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

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

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

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

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

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

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

5-66

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

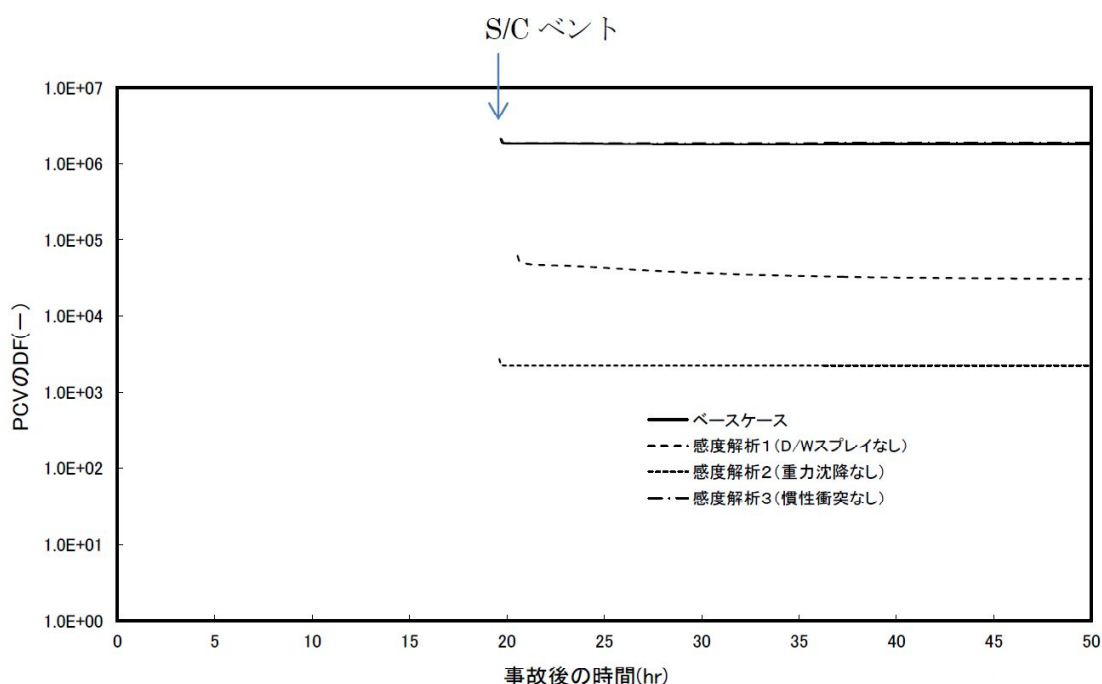
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DFの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>[9]</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

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

1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。感度解析結果を第 1 図に示す。なお、感度解析では、以下の式により原子炉格納容器内の除去効果を算出している。

$$\text{原子炉格納容器内 } D F = \text{原子炉格納容器内への } C s I \text{ 放出割合} / \text{ベントラインから大気への } C s I \text{ 放出割合}$$



第 1 図 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第 1 図より、全除去効果を考慮したベースケースにおける DF（ $10^6$  オーダー）との比較から、重力沈降の DF は  $10^3$  程度、ドライウェルスプレイの DF は  $10 \sim 10^2$  程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方による DF は  $10^4 \sim 10^5$  程度となるため、エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

## 2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果

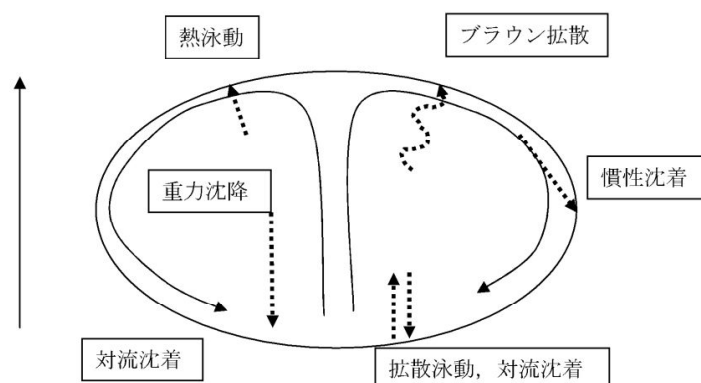
### (1) スクラビング効果について

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

### (2) MAA P解析上の扱いについて

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

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



第2図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

## (3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

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

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

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

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

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

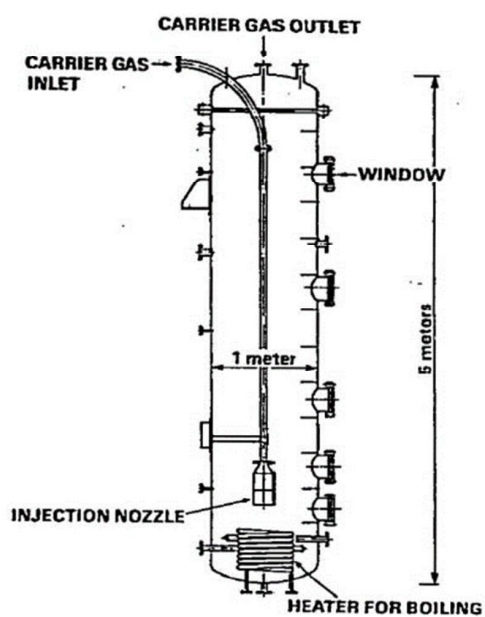
※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE 2) 最終報告書 平成5年3月

※2 実験ではLATEX粒子を用いているため、その粒径は [ ]  
[ ]

となる。一方、SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 [ ] g/cm<sup>3</sup>) の平方根を乗じることにより [ ] に換算する。

第 1 表 試験条件

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



第 3 図 試験装置の概要



第 4 図 キャリアガス流量に対する D F の比較



第 5 図 プール水温に対する D F の比較

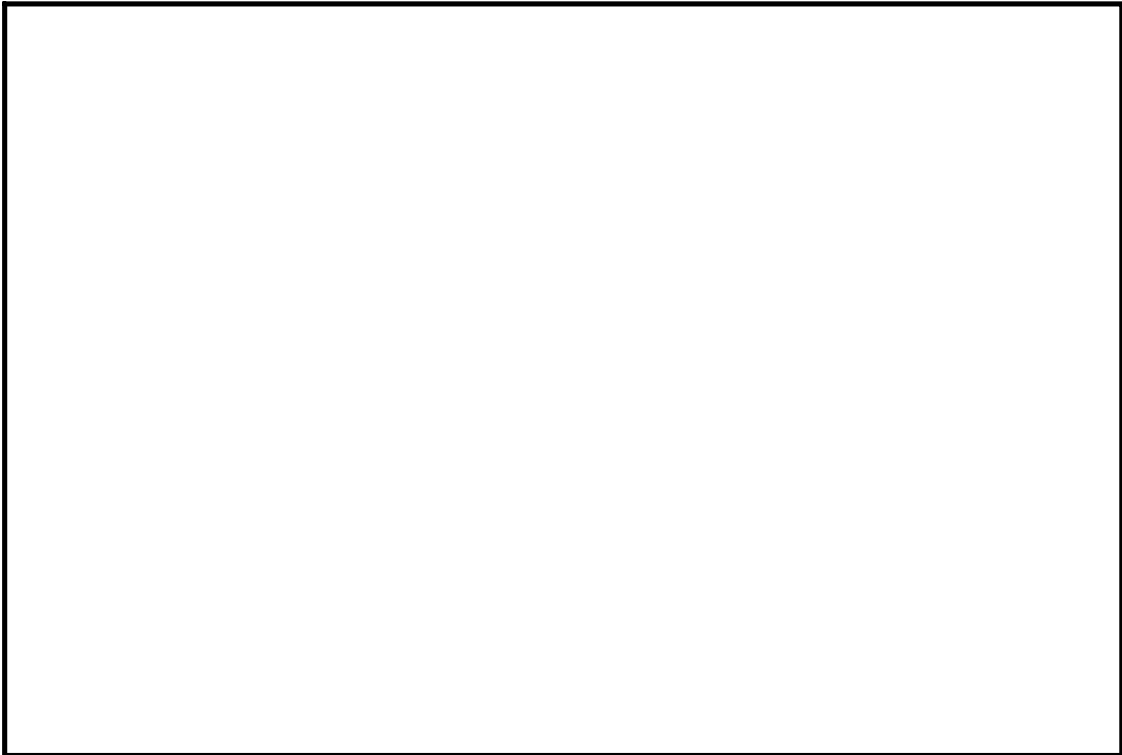


第 6 図 水蒸気割合に対する D F の比較

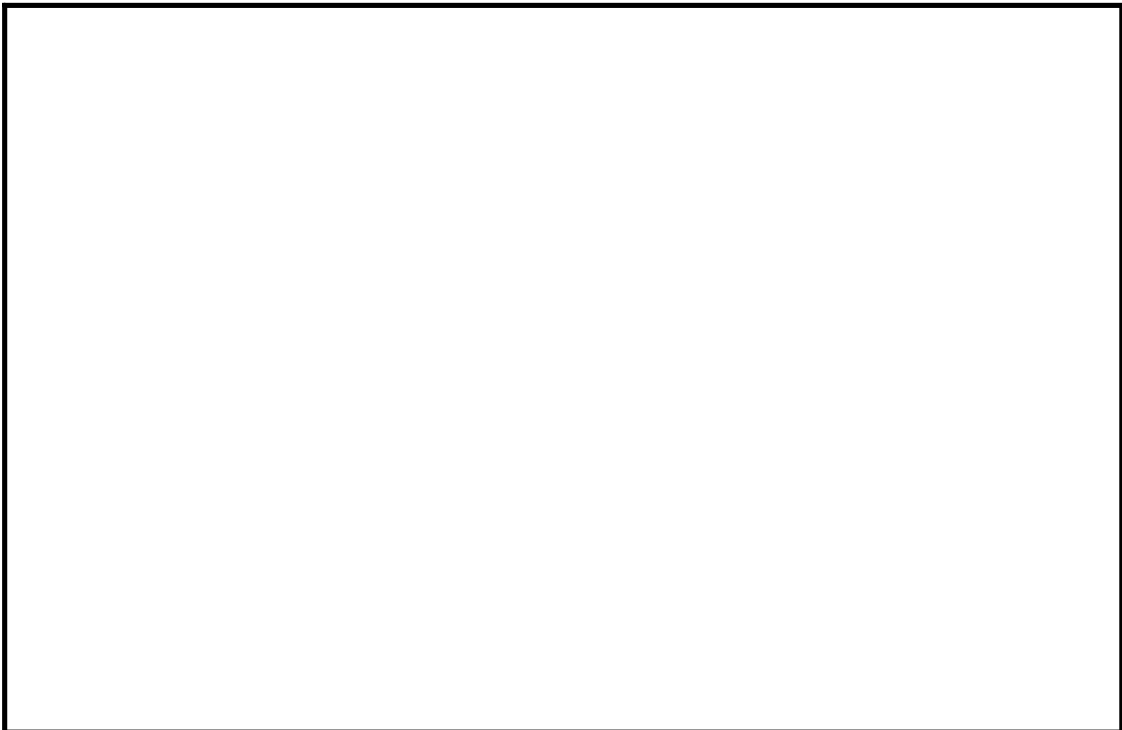


第 7 図 水蒸気割合に対する D F の比較 (密度補正)





第 8 図 スクラビング水深に対する D F の比較



第 9 図 スクラビング水深に対する D F の比較 (密度補正)



第 10 図 ガス温度に対する D F の比較

## (4) 沸騰による除去効果への影響について

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

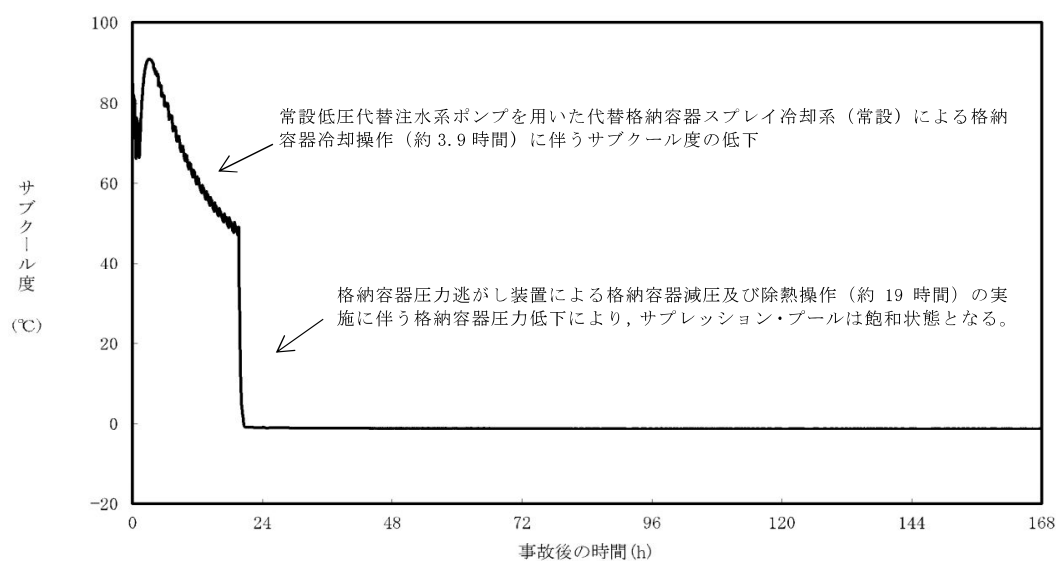
ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 12

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

なお， $CsI$ ， $CsOH$ の沸点はそれぞれ $1,280^{\circ}C$ ， $272.3^{\circ}C$ 以上<sup>※2</sup>であり，シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で $CsI$ ， $CsOH$ が揮発することは考えにくいだが，サプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中の $CsI$ ， $CsOH$ の一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし，その場合でも，ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合の $Cs-137$ 放出量（事象発生7日間で約 $18TBq$ ）に包絡されると考えられる。

※2 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997

年 11 月 20 日



第 11 図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

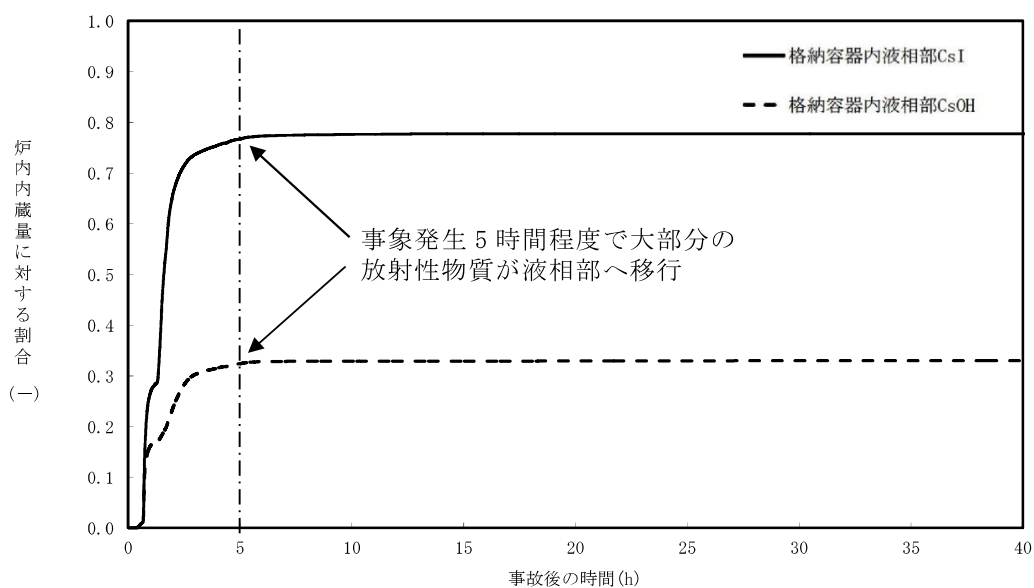
第 2 表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	<input type="text"/> kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa[gage]）相当
サプレッション・プール水深	<input type="text"/> m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	<input type="text"/> °C	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	<input type="text"/> μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第 3 表 評価結果

粒径 (半径)	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> C)
<input type="text"/> $\mu\text{m}$	<input type="text"/>	
<input type="text"/> $\mu\text{m}$		



第 12 図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

## 補足 3 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

## 1. 無機よう素の自然沈着率の設定

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

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構 (以下「N U P E C」という。) による検討「平成 9 年度 N U R E G - 1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)」において、C S E (Containment Systems Experiment) A6 実験に基づく値が示されている。

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を  $\lambda_d$  ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度  $\rho$  の濃度変化 (1/s) は式 1 で表され、自然沈着率  $\lambda_d$  は時刻  $t_0$  における無機よう素濃度  $\rho_0$  と時刻  $t_1$  における無機よう素濃度  $\rho_1$  を用いて式 2 のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式 1})$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right) \quad (\text{式 2})$$

なお、N U P E C の報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載 (C S E A 6 実験) より、時刻 0 分における無機よう素の気相濃度  $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$  及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度  $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$  を上式に代入することで、式 3 のとおり、無機よう素の自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

この自然沈着率は、B N W L - 1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report" の C S E A 6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分～30 分の濃度変化は、よう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 1 図参照)

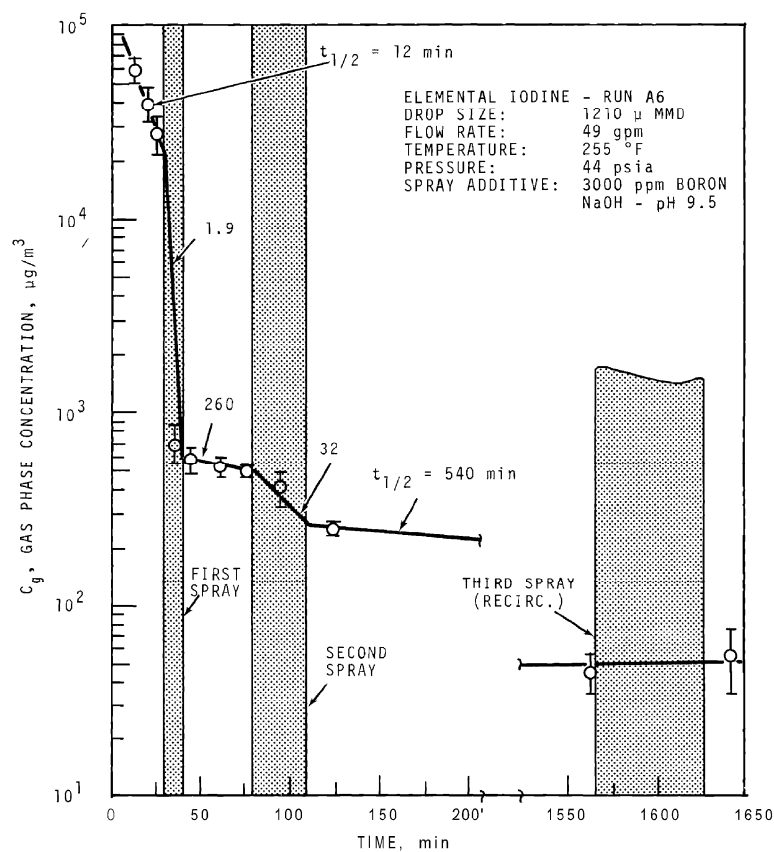


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

## 2. C S E 実験の適用について

C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第 1 表に示す。

第 1 表 C S E 実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 <sup>※1, ※2</sup>	A 5 <sup>※3</sup>	A 1 1 <sup>※3</sup>	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下 <sup>※4</sup>
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下 <sup>※4</sup>
格納容器 スプレー	間欠 <sup>※5</sup>	なし	なし	間欠 <sup>※6</sup>

※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 atmospherics by sprays”, BNWL-1244

※3 R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

※4 評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度の M A A P 解析結果より記載

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

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

スプレーを使用していない A 5 及び A 1 1 におけ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を第 2 図に示す。初期の沈着については A 6 と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国 SRP6.5.2 では、原子炉格納容器内の無機よう素濃度が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。



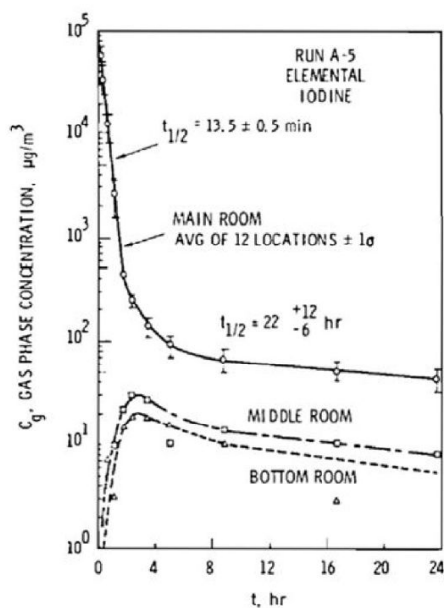


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

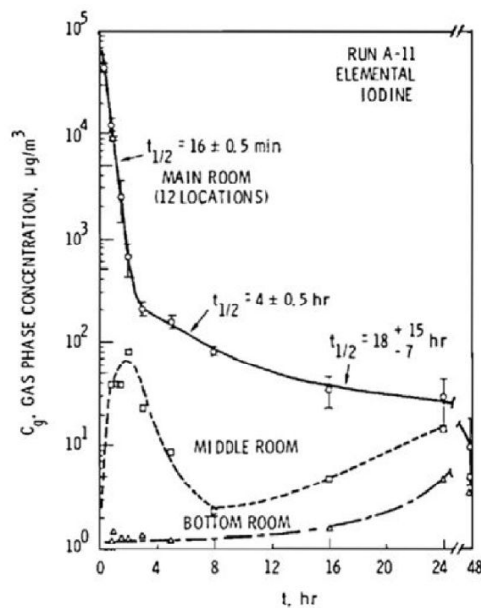


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2図 C S E A 5 及び A 1 1 実験における無機よう素の  
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、C S E 実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第2表に示す。表からC S E 実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第2表 C S E 実験と東海第二発電所の比表面積の比較

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

補足 4 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）

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

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

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

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

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

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

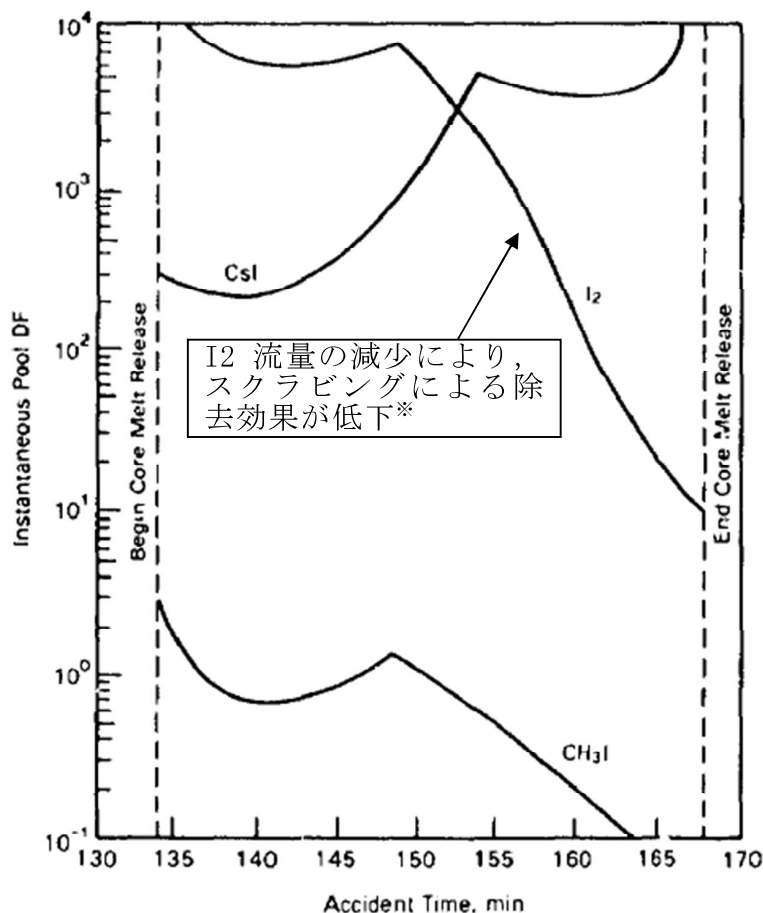
1. SPARCコードによる計算結果

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

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

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

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



第1図 SPARC計算結果(瞬時値DF)

※文献中の記載(抜粋)

“Here the I<sub>2</sub> flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I<sub>2</sub> concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool.”

## 2. UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

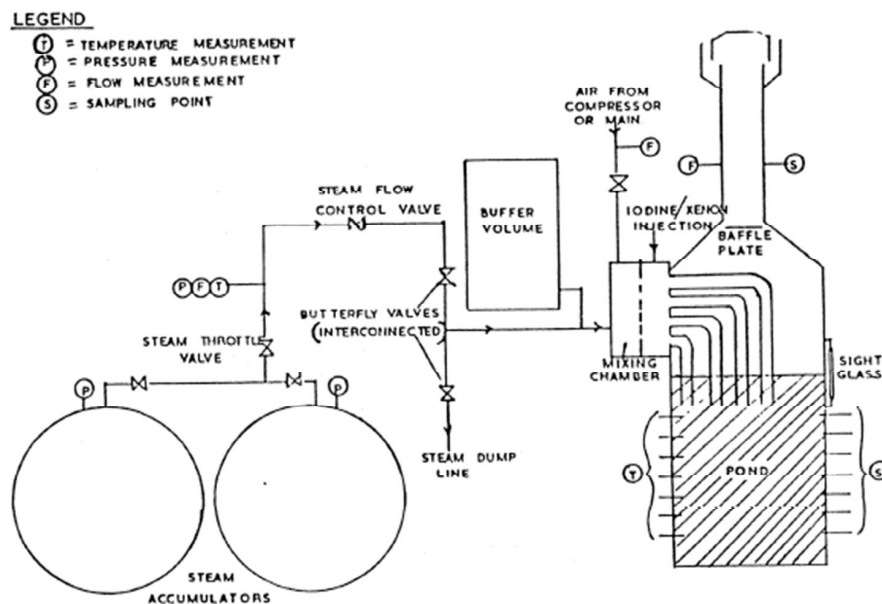
無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA<sup>※2</sup>及びPOSEIDON<sup>※3</sup>において実験が行われている。実験体系を第2図及び第3図、実験条件及び実験結果を第1表及び第2表に示す<sup>※4</sup>。第2表のとおり、無機よう素のDFは最小で14である。

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

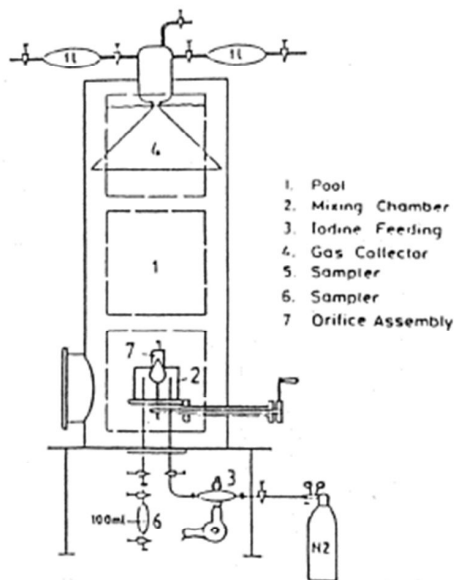
※3 スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のス

クラビングに関する実験

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



第 2 図 UKAEA 実験体系



第 3 図 POSEIDON 実験体系

第 1 表 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, $\mu\text{m}$	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	$\text{N}_2$ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI $\text{TeO}_2$ Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, $\text{N}_2$ or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near sa- - turated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	$\sim 4.5$ (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	$\text{N}_2$ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + $\text{N}_2$	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
UKAEA	$\text{I}_2$ vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
POSEI- DON	$\text{I}_2$ vapour	-	$\text{N}_2$	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

第 2 表 実験結果

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

\* Only one test performed.

## 補足 5 原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉内蓄積量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることとで算出する。(参考 1 参照)

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

第 1 表 放出割合の評価結果 (M A A P 解析)

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合※1		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合※1	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.9 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$
C s I 類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$	約 $2.3 \times 10^{-3}$
C s O H 類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $3.0 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $1.5 \times 10^{-3}$
S b 類	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $8.0 \times 10^{-5}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $1.4 \times 10^{-2}$
T e O <sub>2</sub> 類	約 $4.4 \times 10^{-5}$	約 $4.3 \times 10^{-5}$	約 $3.8 \times 10^{-7}$	約 $4.6 \times 10^{-4}$
S r O 類	約 $8.6 \times 10^{-5}$	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $2.6 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-1}$
B a O 類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $8.9 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$	約 $9.5 \times 10^{-2}$
M o O <sub>2</sub> 類	約 $9.1 \times 10^{-5}$	約 $9.7 \times 10^{-5}$	約 $3.5 \times 10^{-6}$	約 $2.6 \times 10^{-2}$
C e O <sub>2</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $9.9 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $5.3 \times 10^{-2}$
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $9.9 \times 10^{-6}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $5.3 \times 10^{-2}$

※1 小数点第 2 位を四捨五入



第 2 表 放出割合の評価結果（中・低揮発性の核種グループに対する補正後）

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合※ <sup>1</sup>		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合※ <sup>1</sup>	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $4.9 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$	約 $9.4 \times 10^{-1}$
CsI類	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $6.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-6}$	約 $2.3 \times 10^{-3}$
CsOH類	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $3.0 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $1.5 \times 10^{-3}$
Cs類※ <sup>2</sup>	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $3.3 \times 10^{-5}$	約 $4.5 \times 10^{-7}$	約 $1.6 \times 10^{-3}$
Sb類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $6.6 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$	約 $3.2 \times 10^{-4}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $6.6 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-8}$	約 $3.2 \times 10^{-4}$
SrO類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.6 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $1.3 \times 10^{-4}$
BaO類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $2.6 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$	約 $1.3 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $3.3 \times 10^{-7}$	約 $4.5 \times 10^{-9}$	約 $1.6 \times 10^{-5}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $6.7 \times 10^{-8}$	約 $6.6 \times 10^{-8}$	約 $8.9 \times 10^{-10}$	約 $3.2 \times 10^{-6}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $2.6 \times 10^{-8}$	約 $3.6 \times 10^{-10}$	約 $1.3 \times 10^{-6}$

※<sup>1</sup> 小数点第 2 位を四捨五入

※<sup>2</sup> CsI 類及び CsOH 類の値から評価（評価式は式 1）

### ① TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第 1 表によると、高揮発性核種（CsI、CsOH）の格納容器圧力逃がし装置からの放出割合（ $10^{-6} \sim 10^{-7}$  オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい（ $10^{-5}$  オーダー）という結果になっている。

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

第 3 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に炉内蓄積量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。

第 3 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在割合※3

(単位: %)

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

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

※3 存在割合=サンプル試料の分析結果/ORIGEN2コード解析結果

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

また、第 4 表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種(セシウムやよう素)であり、多くの中・低揮発性核種は不検出(ND)という結果となっている。

第 4 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

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

出典: 東京電力株式会社 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

## ②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており<sup>※4</sup>、高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し、中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

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

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

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

## ③補正について

①及び②より、第1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず、これは、MAAP解析において、中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ、要因としては、熔融燃料が再冠水し熔融燃料の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや、熔融燃料上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。なお、MAAPコードの開発元であるEPRIからも、以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru及びMo）の放出について、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。

- ・Moの放出量評価について、NUREG-1465よりもMAAPの方が放出量を多く評価する。

したがって、TMI事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った、環境中への放出量を評価するため、中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり、TMI事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、BWR及びPWRそれぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたNUREG-1465の知見を利用する。事象発生後、炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP解析とNUREG-1465の想定と比較は第5表のとおりであり、想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが、NUREG-1465の想定とMAAP解析の事象進展に大きな差はなく、本評価においてNUREG-1465の知見は利用可能と判断している。

第5表 MAAP事象進展とNUREG-1465の想定と比較

	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、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
MAAP	約4分～約27分 <sup>※5</sup>	約27分～約3.3時間 <sup>※6</sup>
NUREG-1465	～30分	30分～2時間

※5 炉心損傷開始（燃料被覆管 1,000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2,500K）

※6 原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない）

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ、 $CsI$ グループ、 $CsOH$ グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP解析結果から得られた放出割合を採用する。

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

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

$F_{Cs}(T)$  : 時刻  $T$  における  $Cs$  の放出割合

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

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

$M_I$  : 停止直後の  $I$  の炉内蓄積重量

$M_{Cs}$  : 停止直後の  $Cs$  の炉内蓄積重量

$W_I$  :  $I$  の分子量

$W_{Cs}$  :  $Cs$  の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

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

ここで、中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは、格納容器圧力逃がし装置への放出については希ガス、原子炉建屋への漏えいについては $Cs$ と同一になるものとし<sup>\*7</sup>、事象発生から168時間経過時

点における  $Cs$  の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、式 2 及び式 3 に基づき評価する。また、第 6 表に、NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

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

$F_{NG}(T)$  : 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$F_{Cs}(T)$  : 時刻 T における  $Cs$  の放出割合

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

$\gamma_{Cs}$  : NUREG-1465 における  $Cs$  に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※7 格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受ける  $Cs$  の振る舞いに近いと考えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、 $Cs$  に比べて原子炉格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の

再浮遊に伴い大気への放出が生じる Cs ではなく、原子炉格納容器気相部に浮遊し、壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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

第 6 表 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合 <sup>※8</sup>
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※8 NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465 では、「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

## 参考1 大気への放出量評価過程について

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

第7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種 <sup>※9</sup>
希ガス類	K r, X e
C s I類	I
C s OH類	C s, R b
S b類	S b
T e O <sub>2</sub> 類	T e
S r O類	S r
B a O類	B a
M o O <sub>2</sub> 類	M o, C o, T c, R u, R h
C e O <sub>2</sub> 類	C e, N p, P u
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	L a, Y, Z r, N b, P r, N d, A m, C m

※9 本評価において「T e<sub>2</sub>類」及び「U O<sub>2</sub>類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。



[FP の核種グループ]

(NUREG-1465)

グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr
2	ハロゲン/I, Br
3	アルカリ金属/Cs, Rb
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np

(MAAP)

グループ	核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO <sub>2</sub>
4	SrO
5	MoO <sub>2</sub>
6	CsOH
7	BaO
8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
9	CeO <sub>2</sub>
10	Sb
11	Te <sub>2</sub>
12	UO <sub>2</sub>

第 1 図 MAAP 及び NUREG-1465 における核種グループの比較（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第 5 部 MAAP」（抜粋））

## 参考2 C s の放出割合の評価式について

C s の放出割合については、C s I グループ及びC s OHグループの放出割合、I 及びC s の原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びにI 及びC s の分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について示す。

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

- $F_{Cs}(T)$  : 時刻 T における C s の放出割合  
 $F_{CsOH}(T)$  : 時刻 T における C s OHグループの放出割合  
 $F_{CsI}(T)$  : 時刻 T における C s I グループの放出割合  
 $M_I$  : 停止直後の I の炉内蓄積重量  
 $M_{Cs}$  : 停止直後の C s の炉内蓄積重量  
 $W_I$  : I の分子量  
 $W_{Cs}$  : C s の分子量

## 1. C s I に含まれる C s

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

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

$M_{Cs(CsI)}(T)$  : 時刻 T における C s I 中に含まれる C s の放出量

## 2. CsOHに含まれるCs

CsはCsI又はCsOHのいずれかの形態で存在しているため、CsOH中に含まれるCsは、1. で算出したCsI中に含まれるCsを差引くことで算出する。

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

$M_{Cs(OH)}(T)$  : 時刻 T における CsOH 中に含まれる Cs の放出量

## 3. Cs の放出割合

1. 及び 2. で得られた Cs の放出量を Cs の炉内蓄積重量で除することで、Cs の放出割合を算出する。

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

## 参考3 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

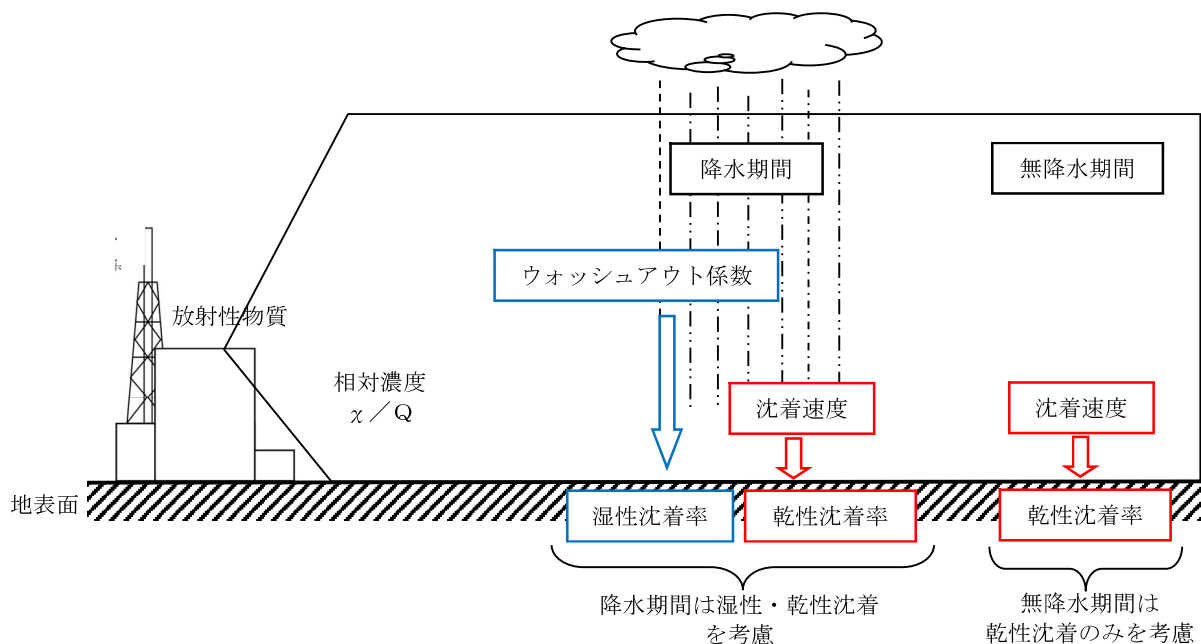
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するMAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり、Cs及びIについてはMAAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465の放出割合の方が大きい。これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第8表 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465
希ガス	約 0.95	1
I	約 0.78	0.30
Cs	約 0.37	0.25

## 補足 6 地表面への沈着速度の設定について

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



第 1 図 地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質の沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として  $0.5\text{cm/s}$  を用いる。

以下では、無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として  $0.5\text{cm/s}$

※<sup>1</sup>を用いることの適用性について確認した。

※<sup>1</sup> 有機よう素の地表面への沈着速度としては  $1.7 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

## 1. 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度（0.5cm/s）の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と乾性沈着速度（0.3cm/s、補足 8 参照）の積が 0.5cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

## (1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。学会標準解説 4.7 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「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）」【解説 5.3】(1) に従い、放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。

$$(\chi/Q_D)(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \dots \dots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q_D)(x,y,z)_i$  : 時刻  $i$  での乾性沈着率 [ $1/m^2$ ]

$\chi/Q(x,y,z)_i$  : 時刻  $i$  での相対濃度 [ $s/m^3$ ]

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

## (2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率  $(\chi/Q)_w(x,y)_i$  は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。

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

..... ②

$(\chi/Q_w)(x,y)_i$  : 時刻 i での湿性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,0)_i$  : 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m<sup>3</sup>]

$\Lambda_i$  : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [1/s]

(=  $9.5 \times 10^{-5} \times R_i^{0.8}$  学会標準より)

$R_i$  : 時刻 i での降水強度 [mm/h]

$\Sigma_{zi}$  : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m]

$h$  : 放出高さ [m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①)

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

## 2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97% 値の求め方<sup>\*2</sup>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及び式②を用いて  $\chi/Q$ 、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，評価対象方位における $\chi/Q$ 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SWとした場合であり， $\chi/Q$ による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位SW以外の方位に風が吹いた時刻については，地表面沈着率はゼロとなる。

- (2) 上記(1)で求めた1時間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%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため， $\chi/Q$ の累積出現頻度と異なる）。

## ※2（気象指針解説抜粋）

### VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

#### 1. 線量計算に用いる相対濃度

- (2) 着目地点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。



降水がない時刻は、  
湿性沈着率はゼロ

日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	乾性沈着率 ( $1/m^2$ ) (①)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着率 ( $1/m^2$ ) (②)	地表面沈着率 (①+②)
4/1 1:00	SW (NE)	4.3	F	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	0	0	$0 \times 10^{-9}$
4/1 2:00	SW (NE)	4.5	E	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	1.0	$0 \times 10^{-8}$	$0 \times 10^{-8}$
4/1 3:00	S (N)	1.4	F	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	1.5	$0 \times 10^{-8}$	$0 \times 10^{-8}$
...	...	...	...	...	...	...	...	...
3/31 24:00	SW (NE)	5.5	D	$0 \times 10^{-7}$	$0 \times 10^{-10}$	0	0	$0 \times 10^{-10}$

評価対象方位の時刻のみ  $\chi/Q$   
及び乾性沈着率が出現

評価対象方位を SW とし、  
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え

評価対象方位以外の  $\chi/Q$  は  
ゼロとなるため、地表面沈着率は  
ゼロとなる。

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  $\chi/Q$  は必ずしも昇順に並ぶとは  
限らない。  
(従来の  $\chi/Q$  計算とは順番が異なる。)

No	出現頻度 (%)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	地表面沈着率 (①+②)
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
...	...	...	...
〇〇	97.004	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$
〇〇	97.010	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$
...	...	...	...
×××	100.000	$0 \times 10^{-5}$	$0 \times 10^{-8}$

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 SW の場合)

### 3. 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表、地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用<sup>※3</sup>している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率（乾性+湿性）は乾性沈着率の約1.22倍～1.34倍程度となった。なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度（0.3cm/s）の1.34倍（約0.4cm/s）から保守的に0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、NRPB-B322レポートから乾性沈着速度 $10^{-3}$ （cm/s）を引用（補足7参照）し、乾性沈着速度（ $10^{-3}$ cm/s）に対して上記と同じ倍率（=0.5/0.3）から $1.7 \times 10^{-3}$ cm/sを採用した。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

#### ※3 （気象指針解説抜粋）

##### I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものであるため、この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻

度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

## VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

### 1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして 97% を採用して解析することとした。

第 1 表 沈着率評価結果

放出点	相対濃度 ( $\text{s}/\text{m}^3$ )	乾性沈着率 (①) ( $1/\text{m}^2$ )	地表面沈着率 (①+②) ( $1/\text{m}^2$ )	③比 ((①+②) /①)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 ( $\text{cm}/\text{s}$ )
原子炉建屋	約 $8.3 \times 10^{-4}$	約 $2.5 \times 10^{-6}$	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約 $4.2 \times 10^{-4}$	約 $1.2 \times 10^{-6}$	約 $1.5 \times 10^{-6}$	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 $8.9 \times 10^{-9}$	約 $1.2 \times 10^{-8}$	約 1.34	約 0.40

第 2 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋）

No	方位 <sup>※4</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+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 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	約 6.4×10 <sup>-5</sup>	約 2.9×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b><u>SW</u></b> <b><u>(NE)</u></b>	<b>5.0</b>	<b>約 1.4×10<sup>-4</sup></b>	<b>約 3.0×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	約 2.0×10 <sup>-4</sup>	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※4 評価対象方位（E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W）

第 3 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋屋上）

No	方位 <sup>※5</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+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 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	14.0	約 3.2×10 <sup>-5</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	96.990
<b>8498</b>	<b><u>SW</u></b> <b><u>(NE)</u></b>	<b>5.0</b>	<b>約 7.0×10<sup>-5</sup></b>	<b>約 1.5×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.22</b>	<b>97.001</b>
8499	SW (NE)	3.0	約 1.0×10 <sup>-4</sup>	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.22	97.013
...	...	...	...	...	...	...

※5 評価対象方位（E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W）

第 4 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：排気筒）

No	方位 <sup>※6</sup> (風向)	降水量 (mm/hr)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①+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 (%)
...	...	...	...	...	...	...
8497	SW (NE)	0.5	約 7.1×10 <sup>-7</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.33	96.983
<b>8498</b>	<b><u>SW</u></b> <b><u>(NE)</u></b>	<b>0</b>	<b>約 4.0×10<sup>-6</sup></b>	<b>約 1.2×10<sup>-8</sup></b>	<b>約 1.34</b>	<b>97.006</b>
8499	SW (NE)	0	約 4.0×10 <sup>-6</sup>	約 1.2×10 <sup>-8</sup>	約 1.34	97.018
...	...	...	...	...	...	...

※6 評価対象方位（SW）

#### 4. 降雨時における被ばく低減について

事故発生後は、原子炉建屋を取り囲むようにモニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストを設置し、敷地内の放射線環境状況を監視するとともに、作業の際は個人線量計を着用し、作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時には、屋外の移動又は作業をする場合には、現場作業員はアノラック、ゴム手袋及び長靴を着用することにより、体表面の汚染を防止する。

また、実際には、事故時の降雨や風向といった気象条件によって、敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから、モニタリング・ポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携行するサーベイ・メータ等により高線量となる場所を把握し、著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により、被ばく低減を図ることが可能である。

## 補足 7 有機よう素の乾性沈着速度について

原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

## (1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322<sup>\*1</sup>) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の “best judgement” として  $10^{-5}\text{m/s}$  ( $10^{-3}\text{cm/s}$ ) を推奨

## (2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で  $10^{-4}\text{cm/s} \sim 10^{-2}\text{cm/s}$  の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度  $0.3\text{cm/s}$  に比べて小さいことがいえる。

また、原子力発電所内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されて

いるがエアロゾルへの沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると, 沈着速度が大きいのは芝生や木々であり, 植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって, 有機よう素の乾性沈着速度として, NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である  $10^{-3} \text{ cm/s}$  を用いるのは妥当と判断した。

※1 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

## NRPB-R322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

## 2.2.2

*Methyl iodide*

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

## 2.2.3 Urban

*Methyl iodide*

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.



## 補足 8 エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（ $0.5\text{cm/s}$ 、補足 6 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  $0.3\text{cm/s}$  を用いている。以下に、乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づき  $0.3\text{cm/s}$  と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では  $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の粒径に対して検討されているが、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討<sup>\*2</sup>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  $0.3\text{cm/s}$  程度（第 1 図）である。以上のことから、現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を適用できると判断した。

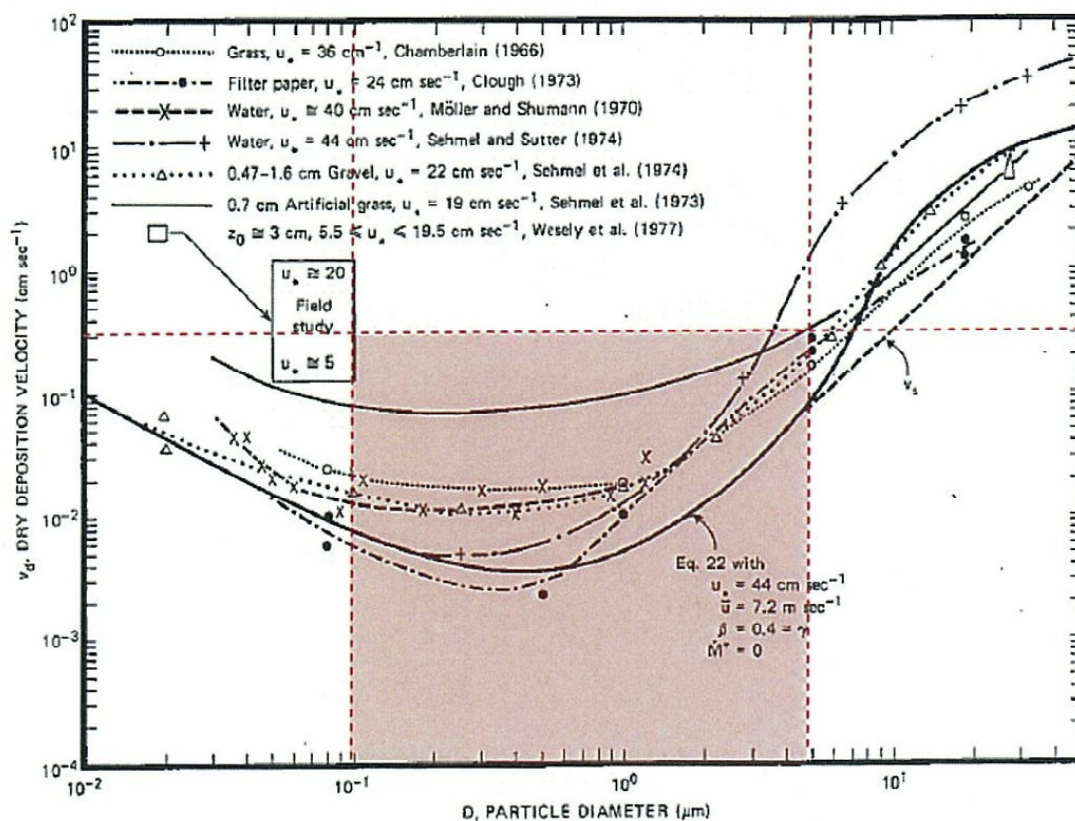


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>19-22</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 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 1 図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19<sup>\*2</sup>)

- ※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- ※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

(参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

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

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

第 1 表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>※1</sup>	約0.5~5 (第1図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 <sup>※2</sup>	0.25~2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 <sup>※3</sup>	0.1~3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD <sup>※3</sup>	0.29~0.56 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP <sup>※3</sup>	0.5~0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

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

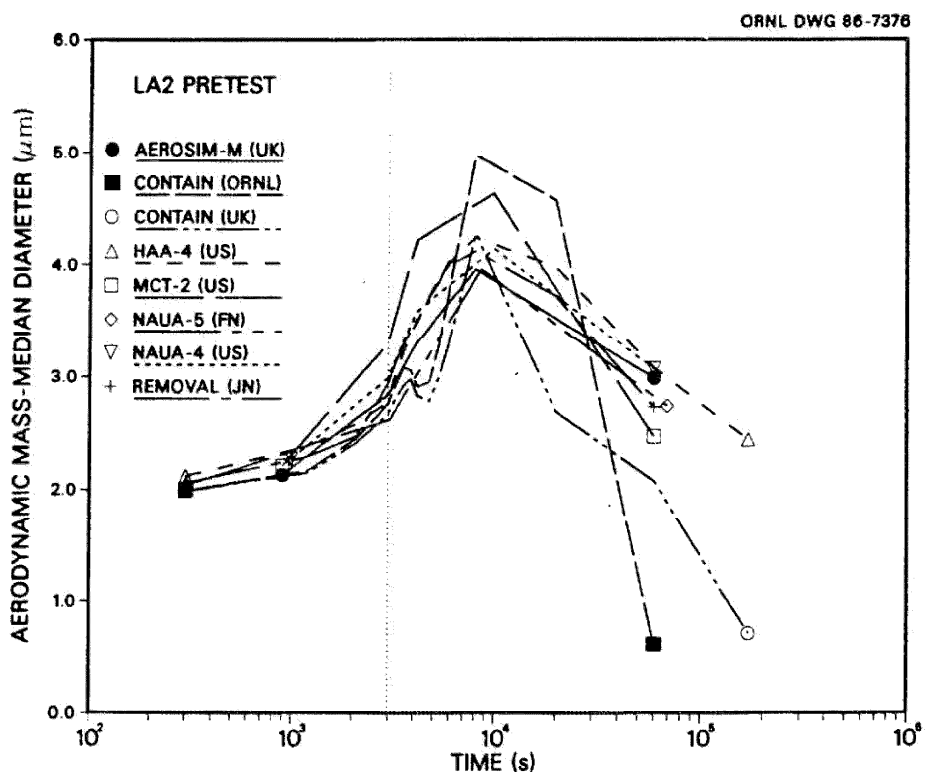


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

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

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O 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)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) 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/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> 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  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

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

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  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  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,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of 1.3 to  $4 \text{ g/cm}^3$  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  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

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

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

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

参考1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,  
NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

### 9.2.1 Aerosols in the RCS

#### 9.2.1.1 AECL

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

#### 9.2.1.2 PBF-SFD

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

### 9.2.2 Aerosols in the containment

#### 9.2.2.1 PHEBUS FP

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験



## 補足 9 実効放出継続時間の設定について

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

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第1表～第2表に示す。

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

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

また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

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

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 3 表に示す。

また，評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として，第二弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第 4 表に示す。

※1 （気象指針解説抜粋）

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

第 1 表 S/C からベントを行う場合の実効放出継続時間

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

第 2 表 D/W からベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 $4.7 \times 10^{15}$	約 $3.5 \times 10^{16}$	約 $8.5 \times 10^{18}$	約 $3.2 \times 10^{15}$	約 $1.4 \times 10^{15}$	約 $5.6 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.7	約 1.5
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.8 \times 10^{15}$	約 $7.2 \times 10^{15}$	約 $9.1 \times 10^{14}$	約 $6.6 \times 10^{13}$	約 $4.9 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.8	約 1.5

第 3 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 ( $s/m^3$ )	相対線量 ( $Gy/Bq$ )
1 時間	約 $3.0 \times 10^{-6}$	約 $1.2 \times 10^{-19}$
5 時間	約 $2.9 \times 10^{-6}$	約 $8.8 \times 10^{-20}$
10 時間	約 $1.7 \times 10^{-6}$	約 $7.5 \times 10^{-20}$
20 時間	約 $1.2 \times 10^{-6}$	約 $6.2 \times 10^{-20}$

第 4 表 第二弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気に放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

項 目	ベント実施後に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価		備 考
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器圧力逃がし装置 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 ( $Bq/h$ )	約 $3.3 \times 10^{14}$	約 $8.3 \times 10^{13}$	(①) 事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$	約 $8.8 \times 10^{-19}$	(②) 実効放出継続時間 1 時間の相対線量 (拡散係数)
線量率 <sup>※1</sup> ( $mSv/h$ )	約 $3.8 \times 10^{-2}$	約 $7.3 \times 10^{-2}$	(①×②× $10^3$ ) 評価対象期間の線量率
屋外移動時 線量率 ( $mSv/h$ )	約 $1.1 \times 10^{-1}$		

※1 事故時においては換算係数を  $1Sv/Gy$  として計算

補足 10 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で  
考慮している線源の選定について

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では、放出される放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。

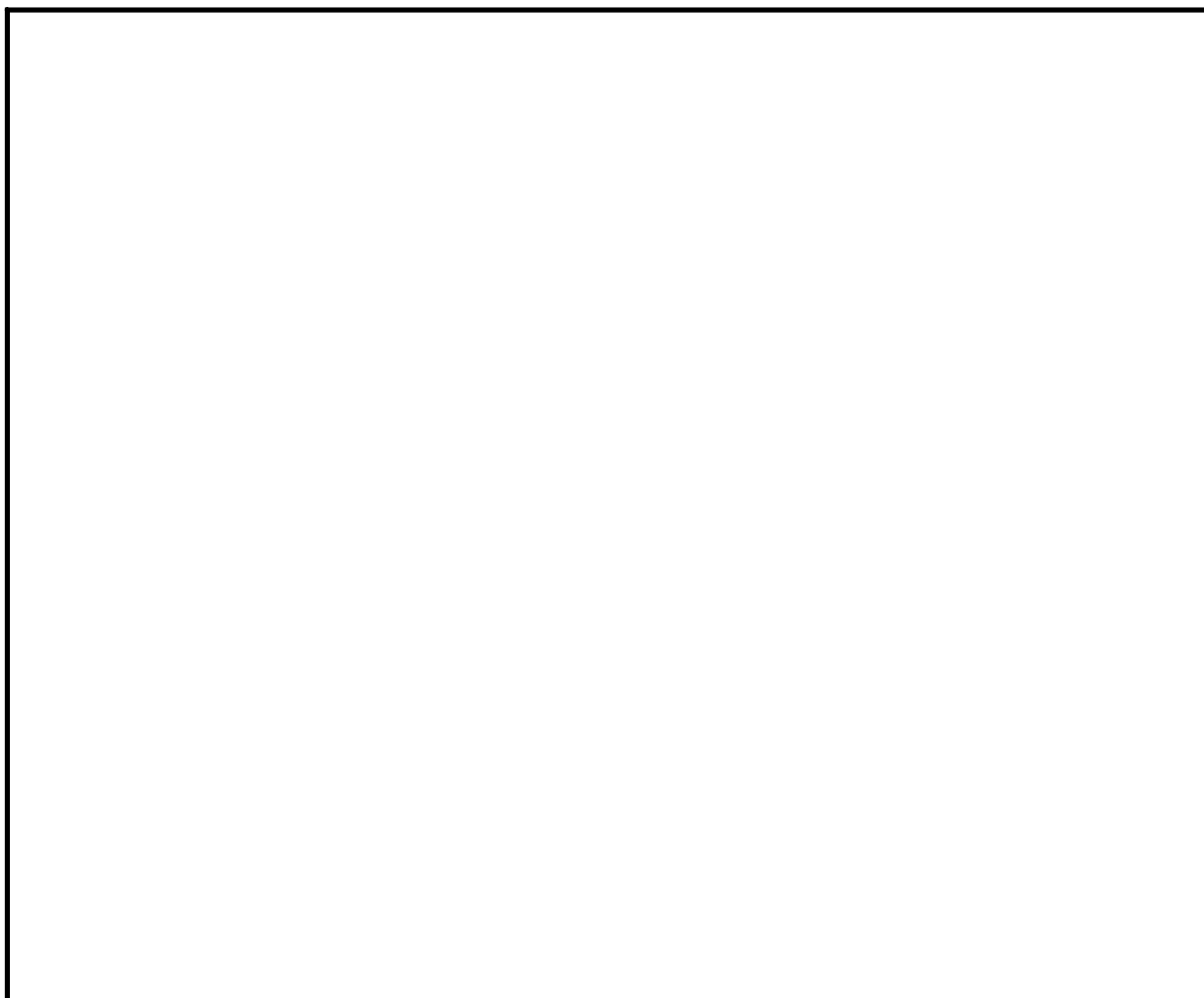
- ・ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく
- ・ ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には、第 1 表に示すとおり、線源となる換気系フィルタがあるが、線源からアクセスルート等が十分に離れていること、線源とアクセスルートの間の壁に十分な遮蔽効果が得られること、移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから、被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。線源とアクセスルート等の関係を第 1 図～第 11 図に示す。

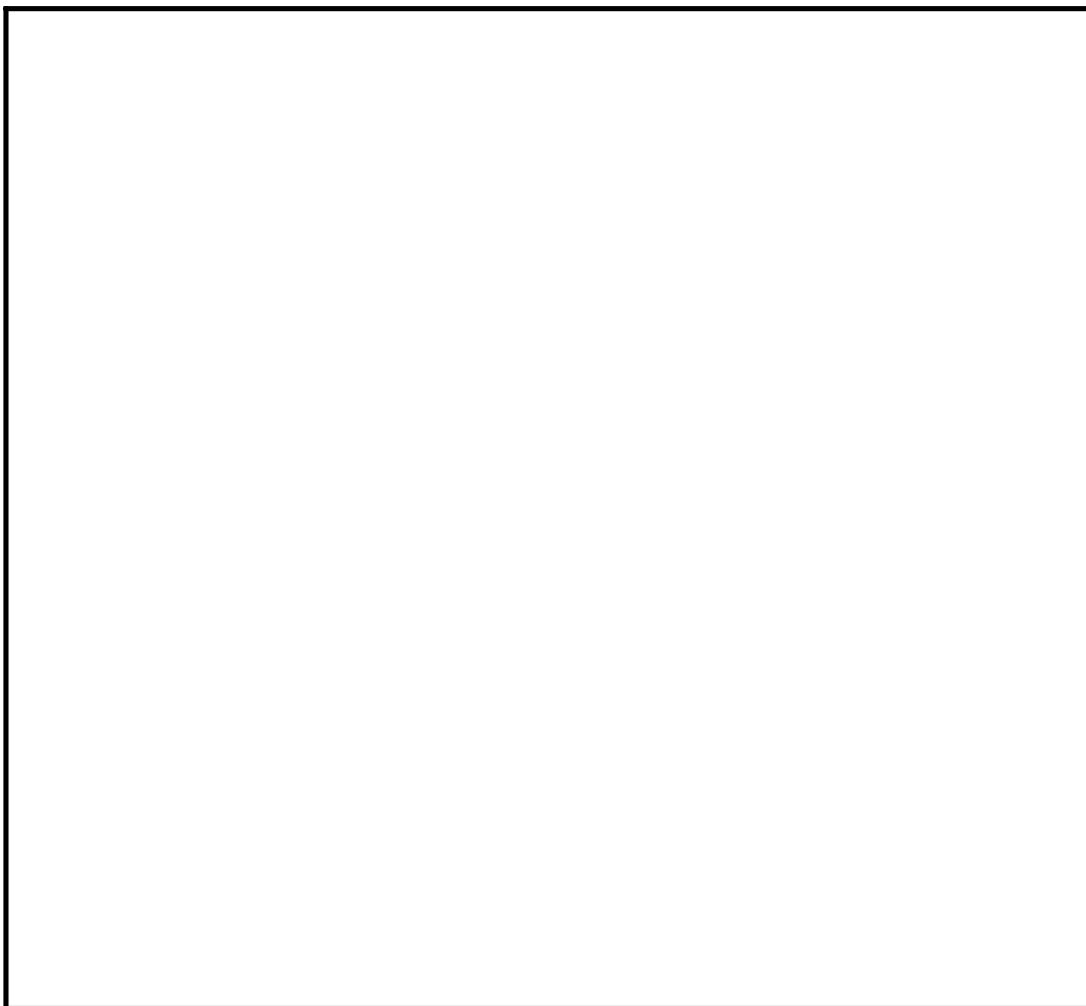
第 1 表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

設 備※1	考慮していない理由	離隔距離, 遮蔽厚等	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ, 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟 5F の設備であり, アクセスルート等から十分離れており, 設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁, 床があり十分な遮蔽効果に期待でき, 被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 (床, 壁) : 約 100 cm 距 離 : 10m 以上	$10^{-1}$ mSv/h 以下	① (第 6 図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており, 移動時における影響は短時間であり被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : なし 距 離 : 10m 以上	0.5mSv/h 以下	② (第 4 図)

※1 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが, 管理区域の区域区分 I 又は II ( $0.1\text{mSv/h}$  未満) にある設備であり, 被ばく評価上影響は小さい。

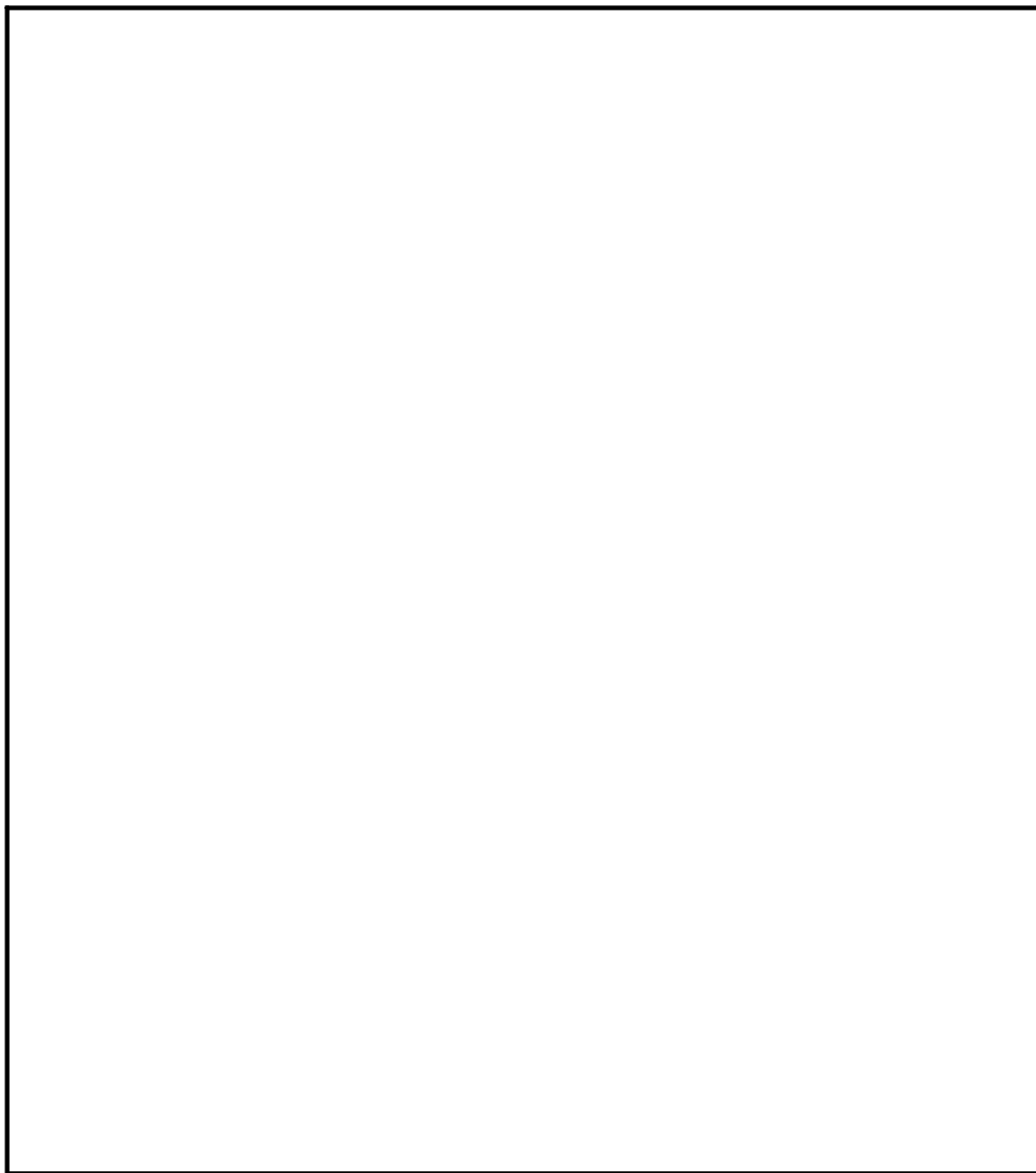


第 1 図 屋外アクセスルート

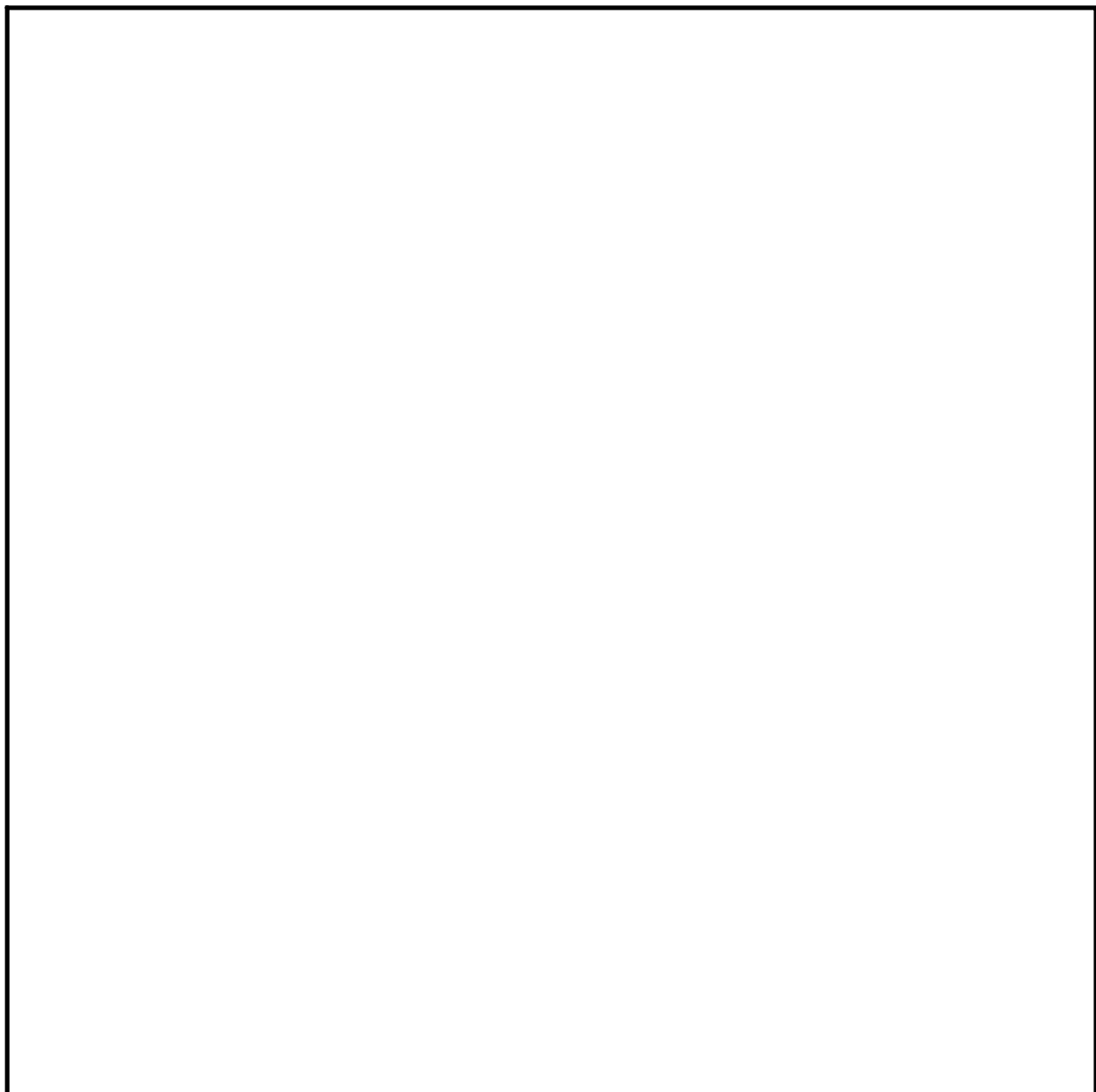


第 2 図 原子炉建屋 1 階の操作場所及びアクセスルート

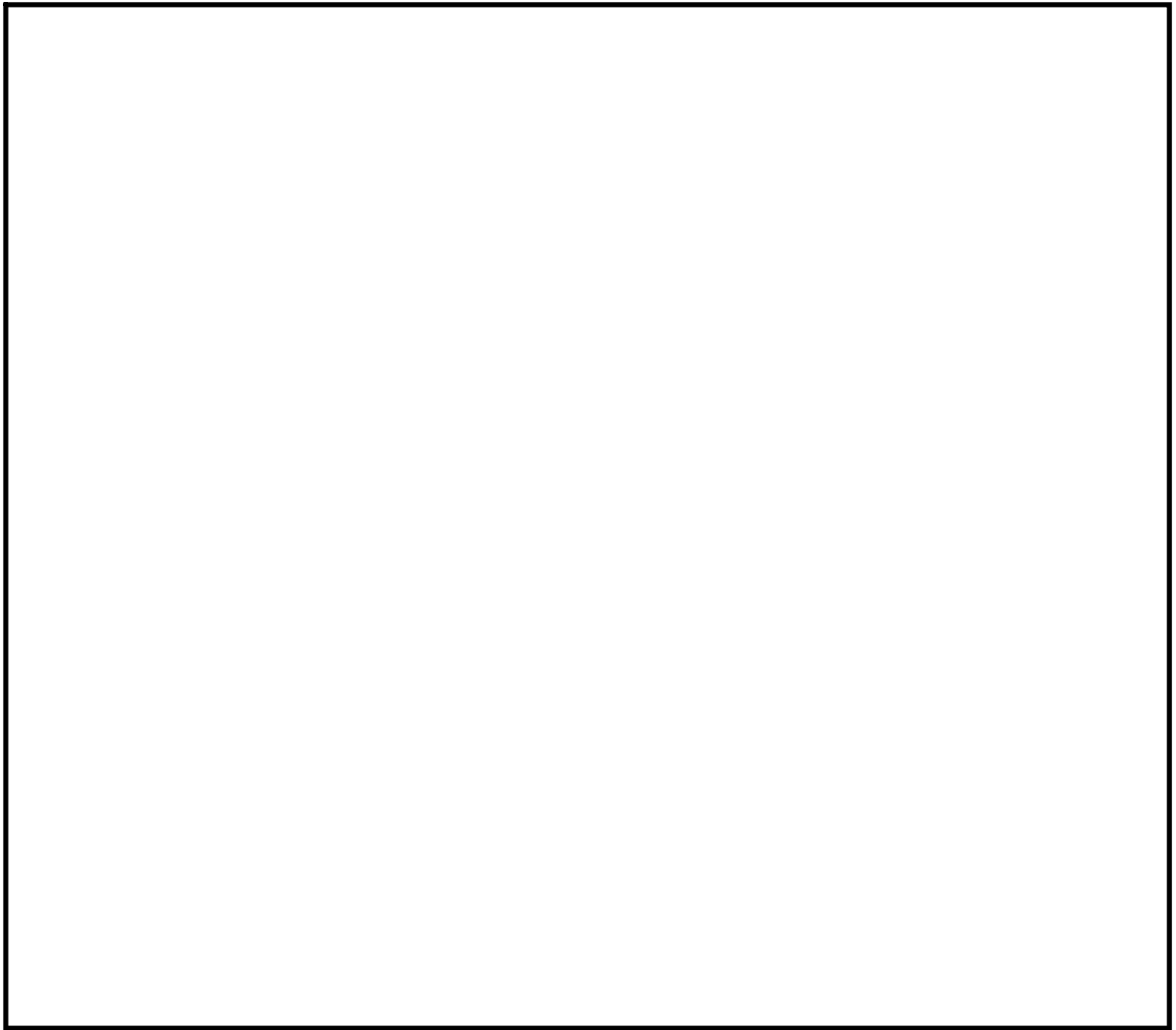




第 3 図 原子炉建屋 2 階のアクセスルート



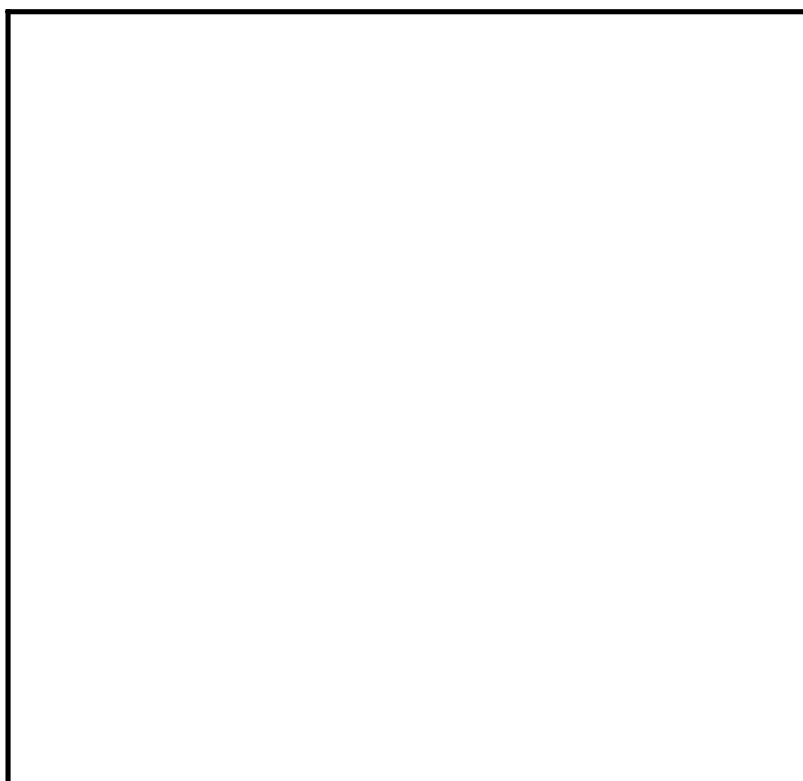
第 4 図 原子炉建屋 3 階及び原子炉建屋付属棟 4 階の  
アクセスルート



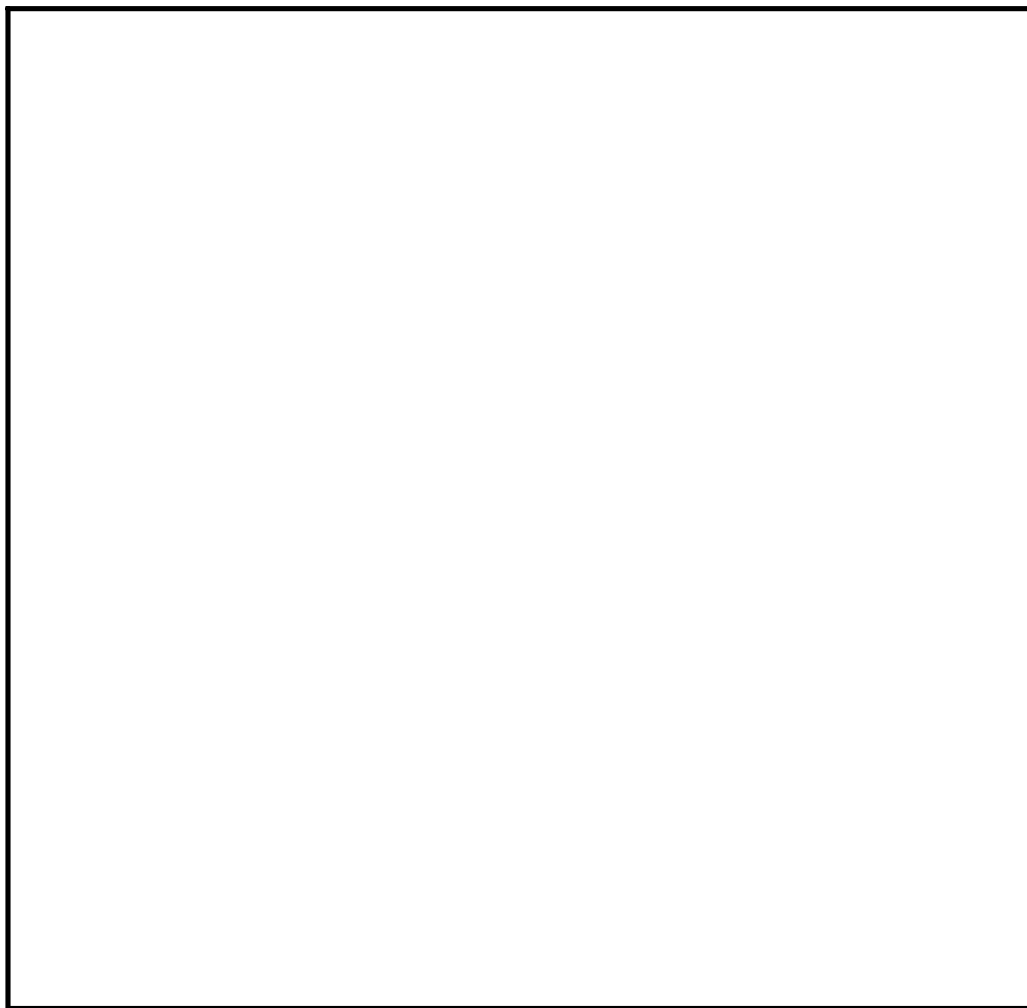
第 5 図 原子炉建屋 4 階



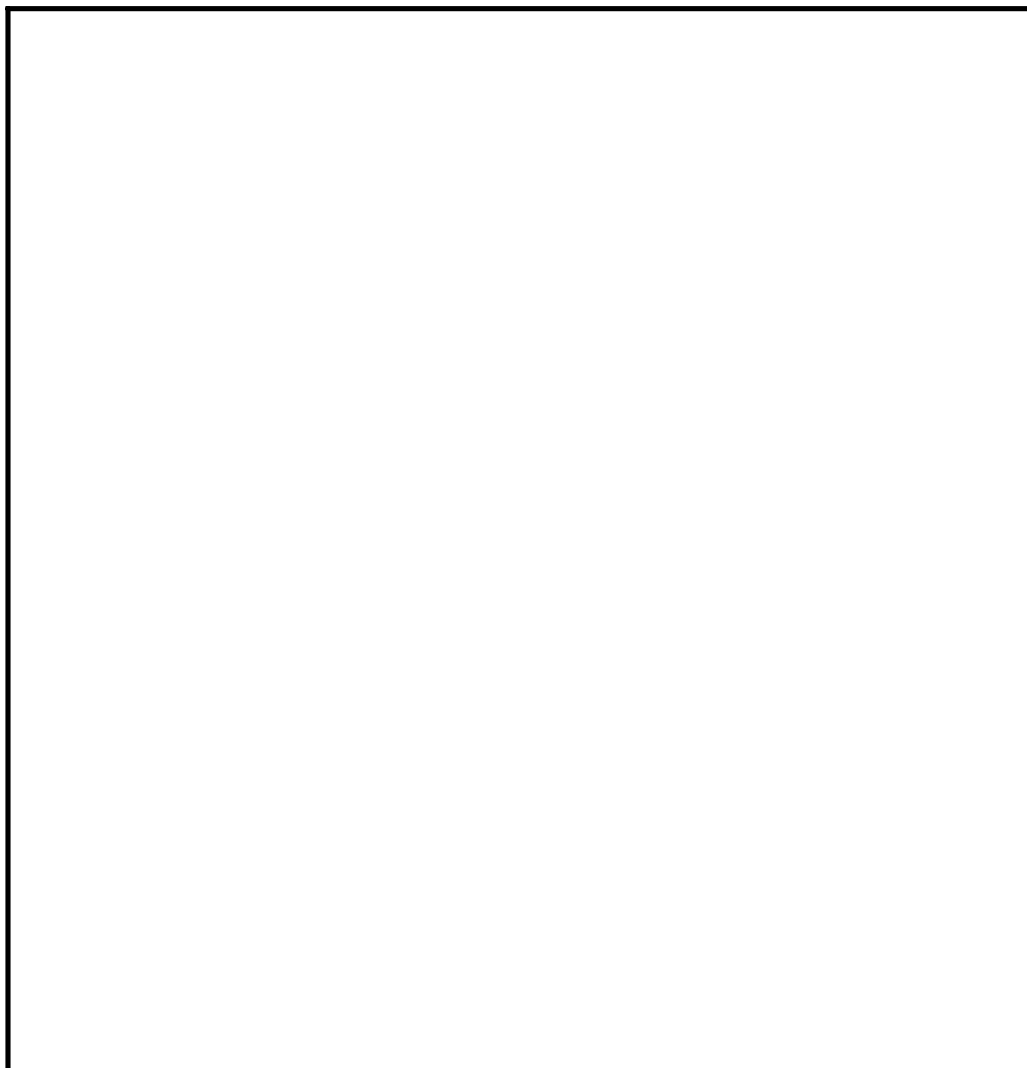
第 6 図 原子炉建屋 5 階



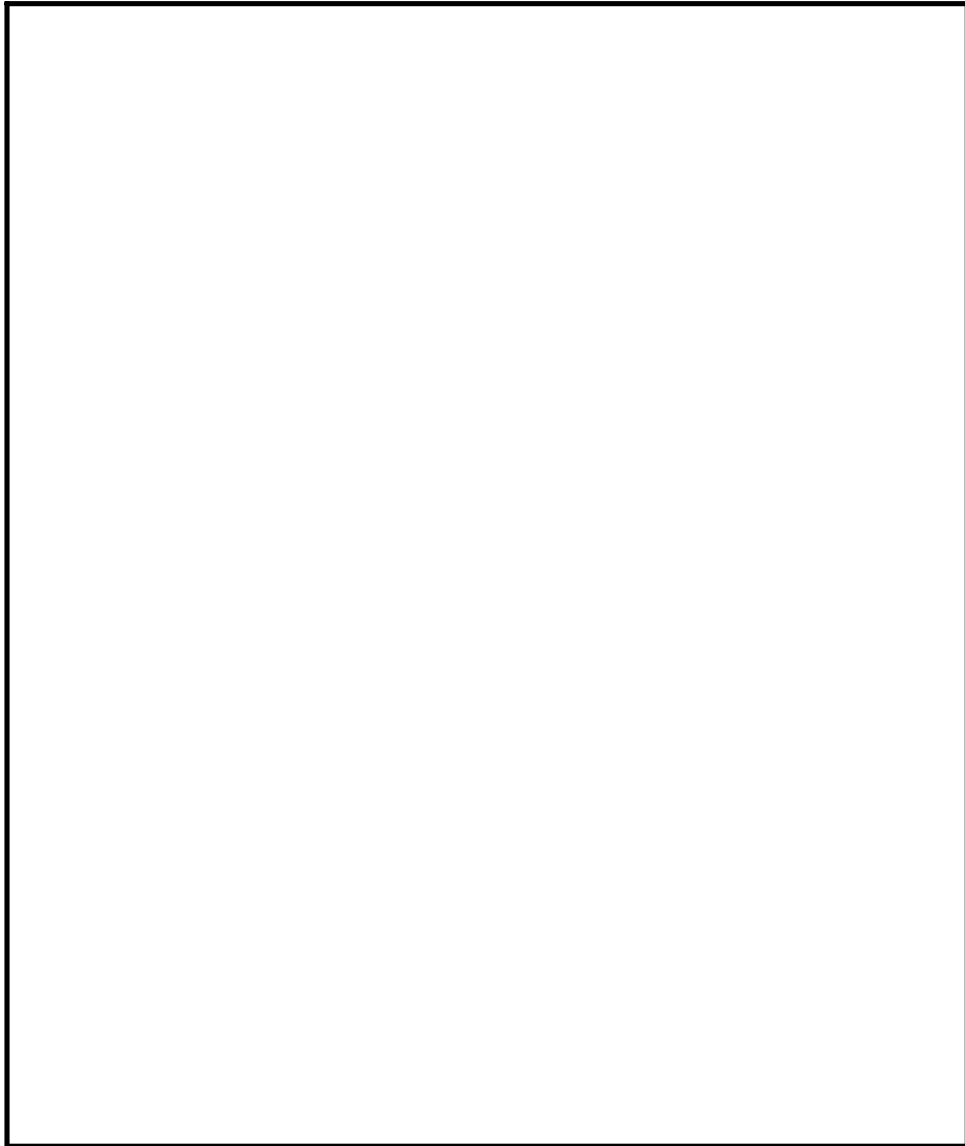
第 7 図 原子炉建屋 6 階



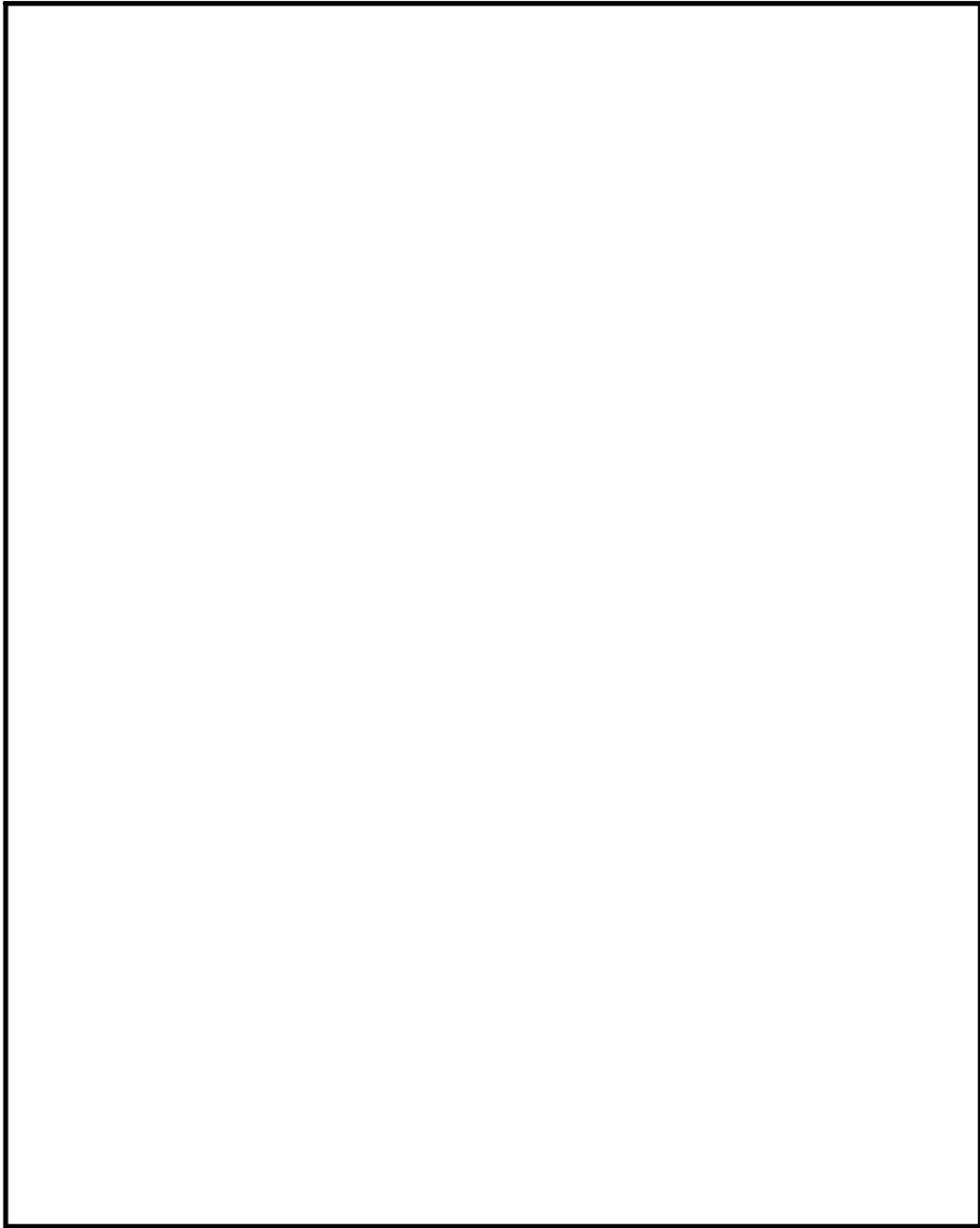
第 8 図  屋上のアクセスルート



第 9 図  地下 1 階のアクセスルート



第 10 図  地下 2 階のアクセスルート



第 11 図  地下 2 階のアクセスルート



## 補足 11 線量評価に用いた気象データについて

## 1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

## 2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）※が整備されている 2005 年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした（参考 1 参照）。

※：線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011 年 3 月以前、東海第二発電所において、次のように 2005 年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の 5% 増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等、参考 2 参照）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「(社) 日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982 年）以降に増設された建屋も反映し、2005 年度の気象データを用いて風洞実験（参考 3 参照）を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては、1981 年度と 2005 年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が、人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため、従来の風洞実験（1982 年）の結果による有効高さをを用いることにした（参考 4 参照）。

### 3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下について確認する。

- ・ 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- ・ 異常年検定

### 4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

#### (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果、2005 年度気象での相対濃度<sup>※2</sup>は  $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015 年度気象では  $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$  である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1% の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30% 以内）であり、2005 年度の気象データに特異性はない。

※2 排気筒放出における各方位の 1 時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が 97% に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

#### (2) 異常年検定

##### a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 1 表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台、小名浜特別地域

気象観測所) の観測記録についても使用した。

第 1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年 <sup>※3</sup>	観測地点 <sup>※4</sup>
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)  <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※3 2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※4 敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った (参考 5 参照)。

c. 検定結果 (①～⑯ 棄却検定表参照)

検定結果は第 2 表のとおりであり、最新の気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) を用いた場合でも、有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく、2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 2 表 検定結果

検定年	統計年 <sup>※5</sup>	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m <sup>※6</sup>	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※5 ①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※6 敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

#### 5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目、風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005 年度)を最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月)にて検定した結果、最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位は E N E, E, E S E, S S W である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第 3 表のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5倍～0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的low相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度 <sup>※7</sup> (s/m <sup>3</sup> )	相対濃度 <sup>※7</sup> (s/m <sup>3</sup> )	比 (B/A)
	(2005年度) : A	(2015年度) : B	
E N E	$1.456 \times 10^{-6}$	$1.258 \times 10^{-6}$	0.864
E	$1.982 \times 10^{-6}$	$1.010 \times 10^{-6}$	0.510
E S E	$1.810 \times 10^{-6}$	$1.062 \times 10^{-6}$	0.587
S S W	$1.265 \times 10^{-6}$	$1.421 \times 10^{-6}$	1.123

※7 燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

## 6. 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。
- (2) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ(2001年4月～

2013年3月)及び最新気象データ(2004年4月～2016年3月)で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

## ① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

## ② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5~1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5~2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5~3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5~4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5~5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5~6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5~7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5~8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5~9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。



③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m, 地上高 81m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m, 地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

## ⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

## ⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

## ⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

## ⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

## ⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

#### 1. 気象現象の年変動

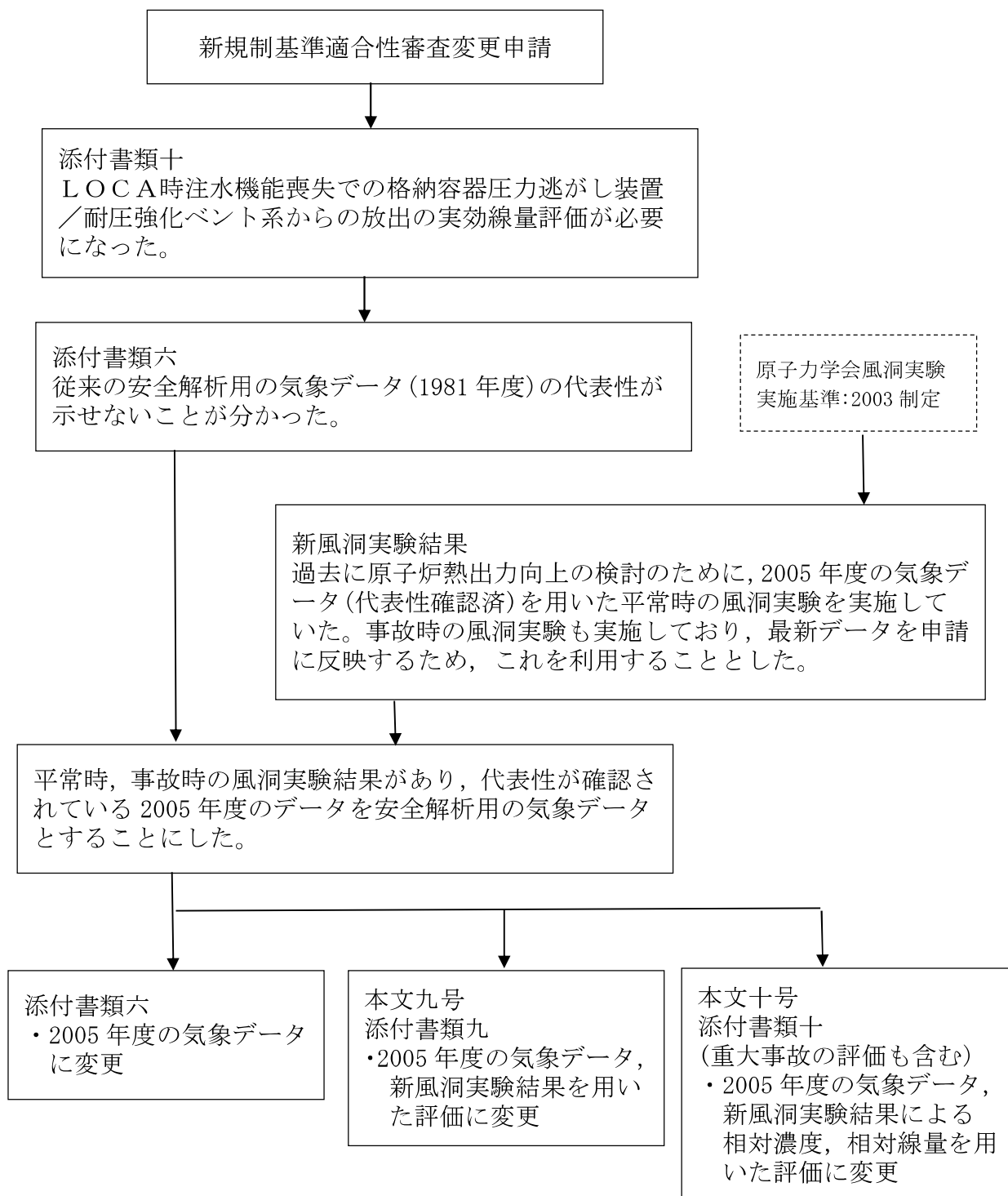
気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。



安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



## 平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、ここで主蒸気流量  $FS$  が増加した場合  $\gamma$  が増加するため、放射性よう素濃度は減少する。

$$I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

$I_i$ : 核種  $i$  の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)

$f$ : 全希ガス漏えい率 ( $1.11 \times 10^{10}$ )

$Y_i$ : 核種  $i$  の核分裂収率 (%)

$\lambda_i$ : 核種  $i$  の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$A_i$ : 核種  $i$  の冷却材中濃度 (Bq/g)

$M$ : 冷却材保有量 (g)

$\beta$ : 原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 ( $s^{-1}$ )

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

$DF$ : 原子炉冷却材浄化系の除染係数

$FC$ : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)

$\gamma$ : よう素の主蒸気への移行率 ( $s^{-1}$ )

$$\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$$

$CF$ : よう素の主蒸気中への移行割合

$FS$ : 主蒸気流量 (g/s)

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。

## 東海第二発電所風洞実験結果の概要について

風洞実験結果は、参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成 25 年 12 月，三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」（2003 年 6 月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

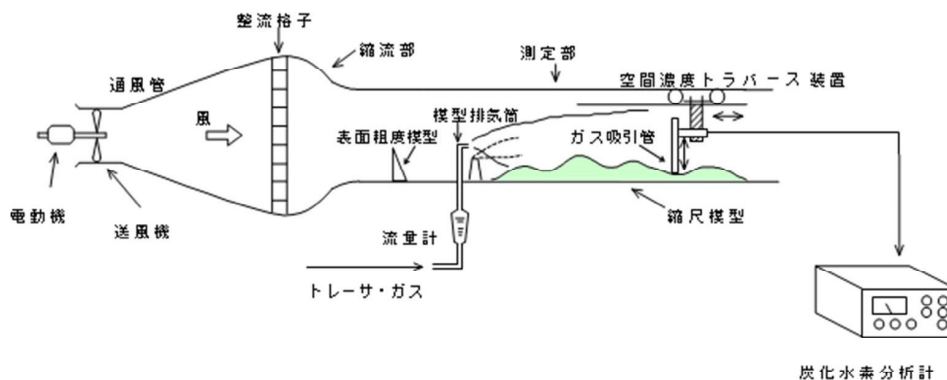
その後，風洞実験実施基準：2003 は改訂され風洞実験実施基準：2009 が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準：2009 も満足している。

## 1. 実験手順

- (1) 大気安定度で中立（C～D）<sup>注）</sup>に相当する条件になるように風洞実験装置（第 1 図参照）内の気流（風速分布，乱流強度分布）を調整する（第 2 図参照）。
- (2) 排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため，風洞実験装置内に縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（ $\text{CH}_4$ ）を放出し，地表濃度を測定する平地実験を実施する（第 3 図参照）。
- (3) 風洞実験装置内に縮尺模型（1/2,000，風下 10Km）を入れ，所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し，地表濃度を測定する模型実験

を行い平地実験結果と照合し、排気筒有効高さを求める（第 4 図参照）。

これにより、建屋、地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第 1 図 風洞実験装置

注) 風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は、風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では、アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており、中立よりも安定側の気流状態になっていたが、風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型（スパイア）が製作、採用されるようになり、風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため、放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると、1982 年の風洞実験の 80～110m に対し、今回は 95～115m と高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度（C～D）を再現したため、建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり、建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく、見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は、D～E の大気安定度に相当する気流の乱れであり、建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して、見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方、平常時の排気筒有効高さを比較すると、1982 年の風洞実験の 120～180m に対し、今回は 150～220m と高く評価されている。これは、上記の気流の調整方法の違いによる影響に加え、気象データの変更及び吹出し速度の増加（14m/s から 16m/s に増加）により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

図 5 及び図 6 に 1987 年の平地実験の結果、模型実験結果の一例を示す。

## 2. 放出源高さ

放出源高さは、事故時は通常の換気系は運転されないと想定し、排気筒実高  $H_{01}=H_s$ 、平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し、次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さ  $H_{02}$  とする。ここで、 $1/U$ には、2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02} = H_s + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

$H_s$  : 排気筒実高 (m)

$D$  : 排気筒出口の内径 (m)

$W$  : 吹出し速度 (m/s)

$1/U$  : 風速逆数の平均 (s/m)

第1表 放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ (m)	放出源高さ (GL m)	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	—	216
WSW	ENE	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—
NW	SE	0.27	58.3	—	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径 (m)				4.5	
吹出し速度 (m/s)				16.0	
排気筒高さ (GL) (m)				140.0	

\*1 風速逆数の平均 (2005年4月~2006年3月)

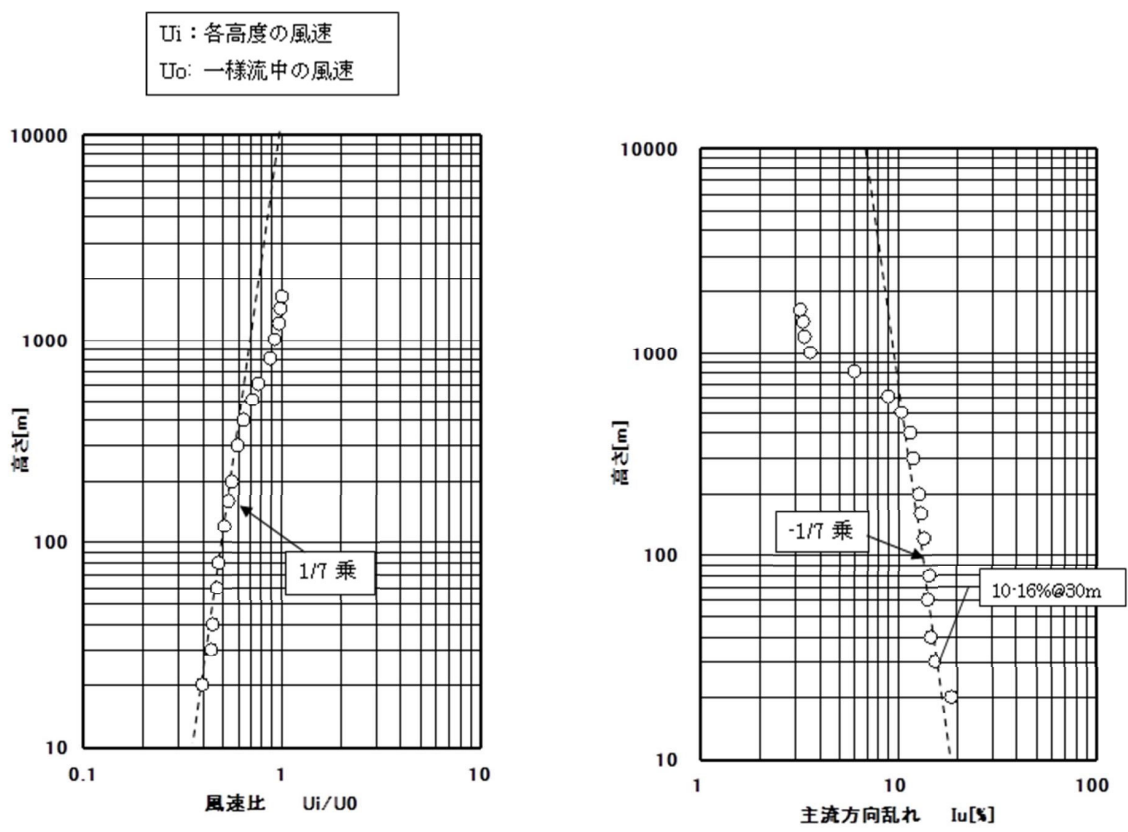
\*2 排気筒設置位置標高: EL 8m

## 3. 排気筒有効高さ

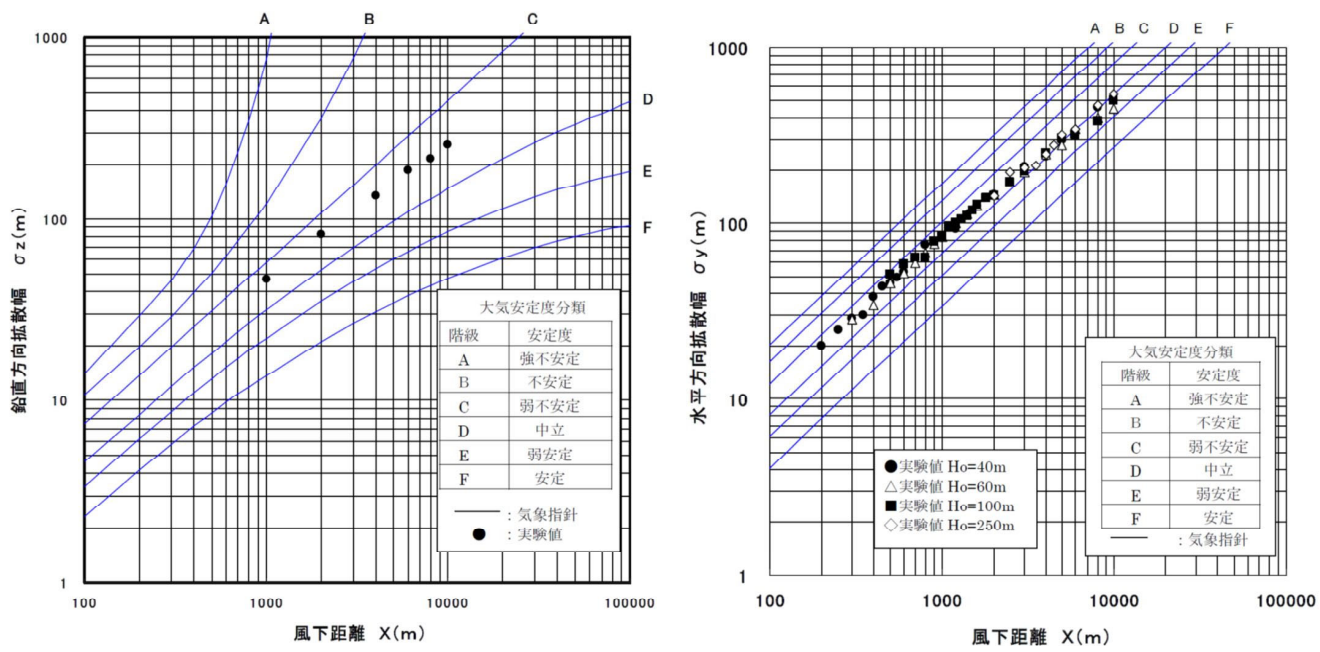
縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から、第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

第2表 排気筒有効高さ

風向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115



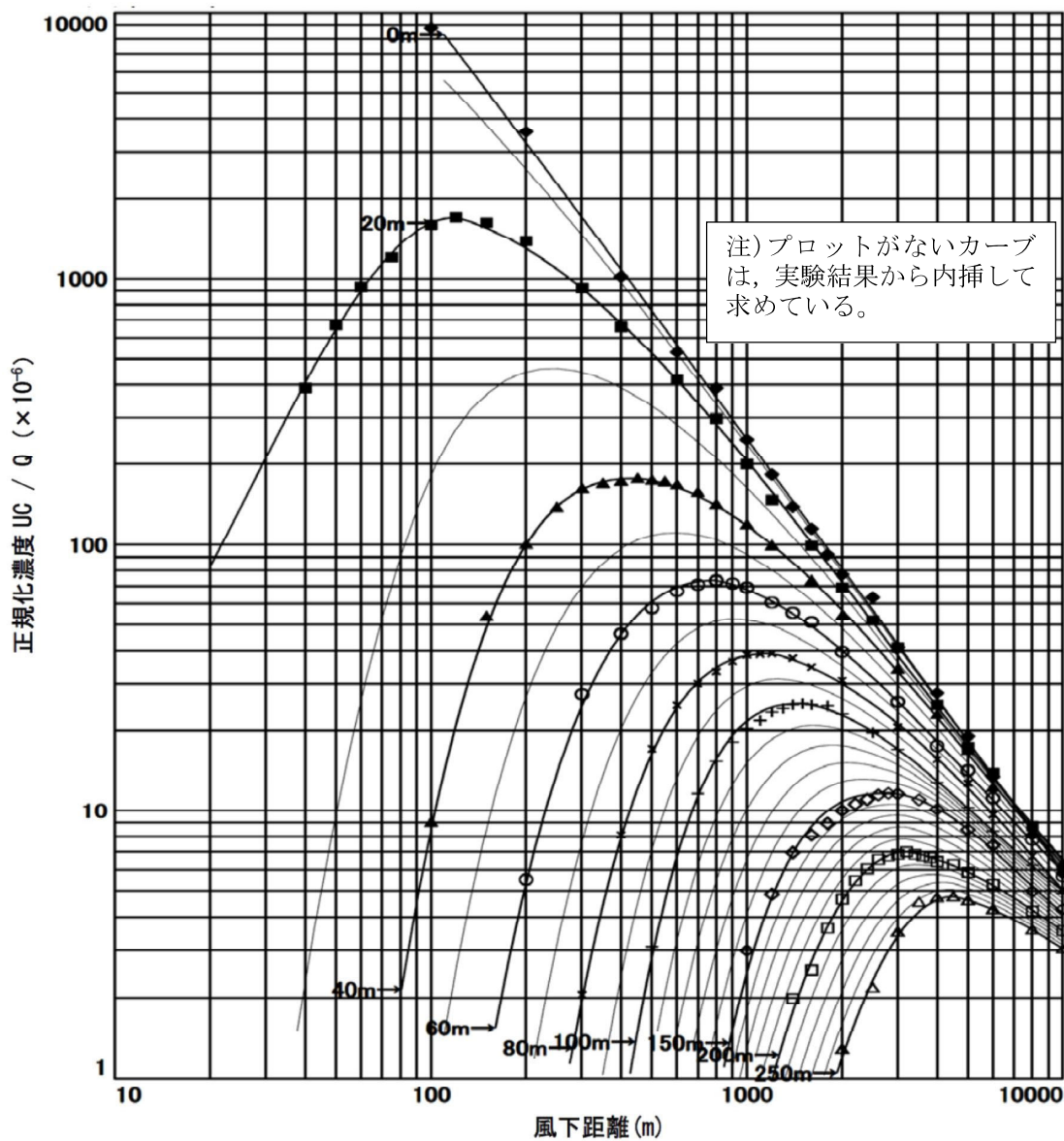
注) 野外の相当高さで 400m までは風速分布, 乱れ分布を再現する。



注) 鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。水平方向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。

第 2 図 気流条件調整結果

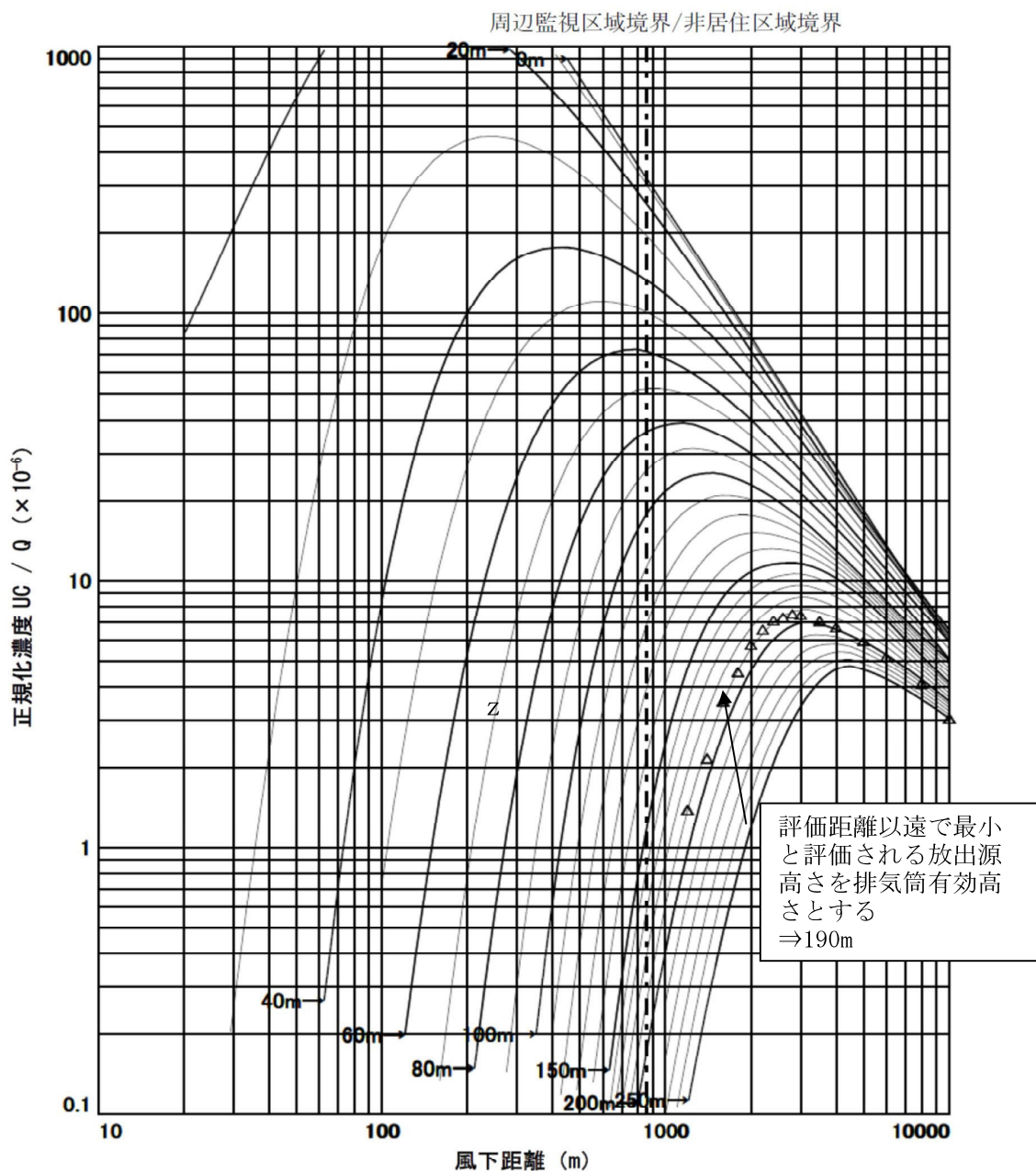
記号	Ho (m)	記号	Ho (m)
◆	0	+	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		



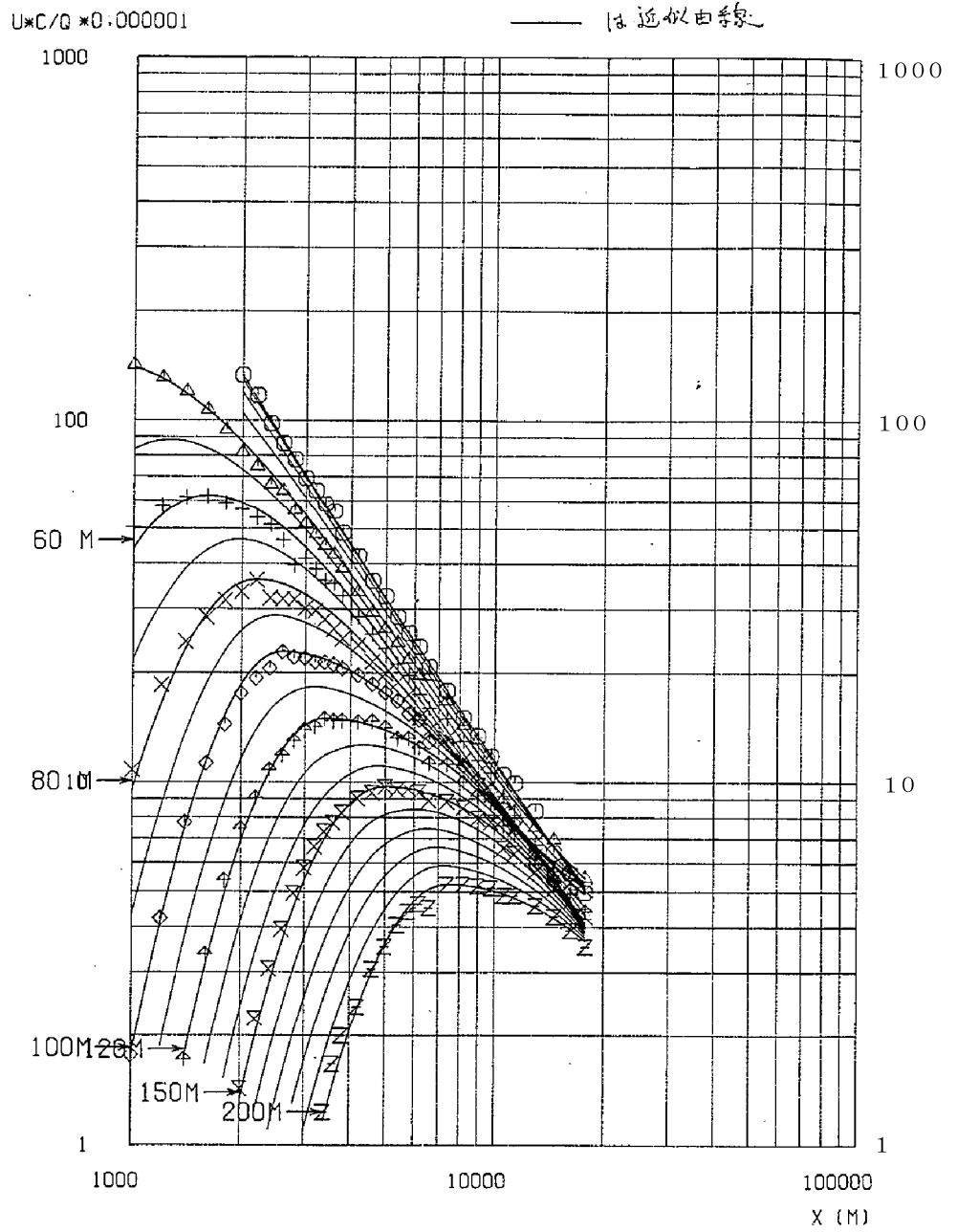
第 3 図 平地実験結果



風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m



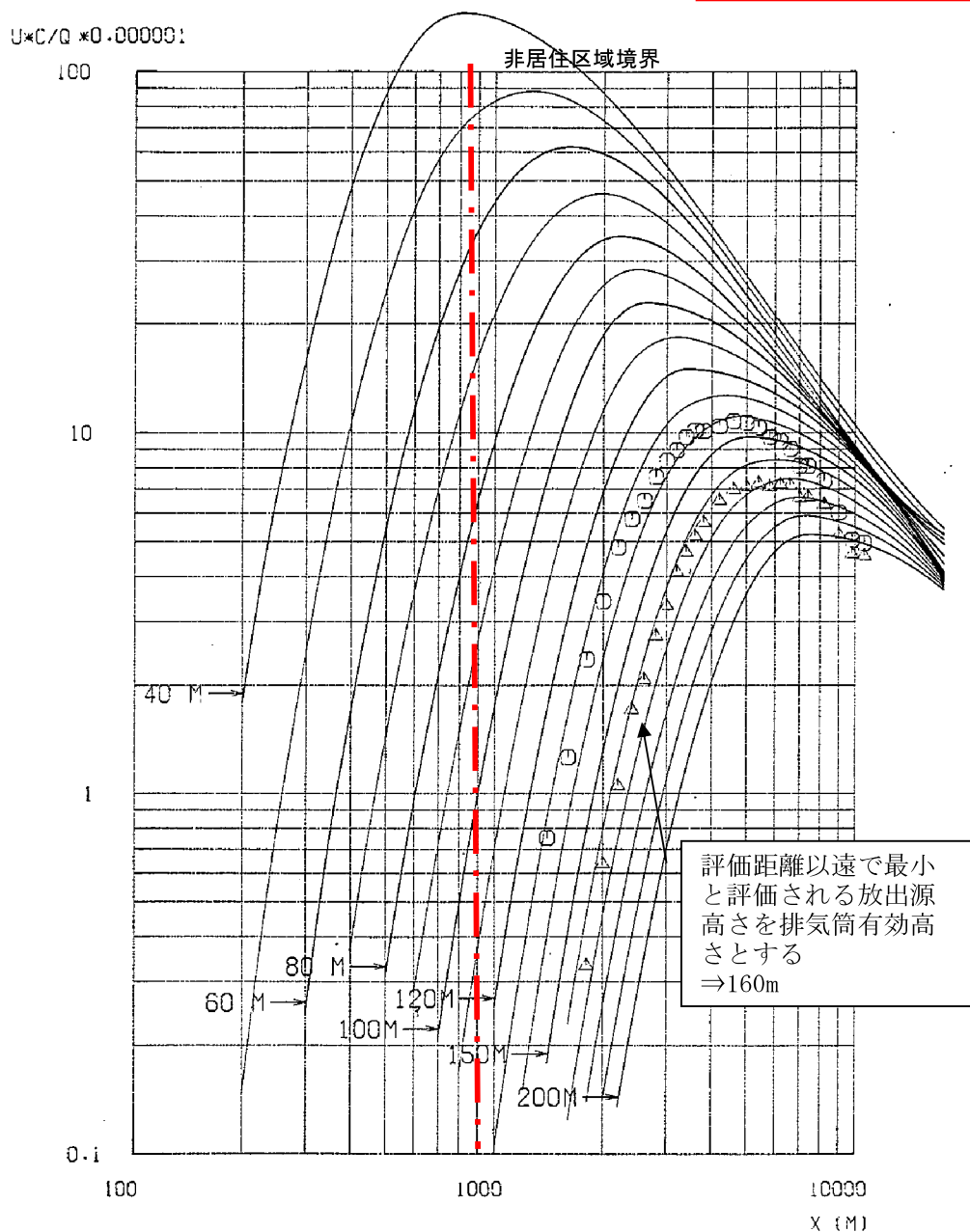
第4図 排気筒有効高さの求め方（風向：S，平常時の例）



- GENDEN-60M-HEI-0(1)
- △ GENDEN-HEI-40(3)
- + GENDEN-HEI-60(1)
- × GENDEN-D-HEI-60(1)
- ◇ GENDEN-D-HEI-100(1)
- ▲ GENDEN-D-HEI-120(1)
- × GENDEN-D-HEI-150(1)
- ⊗ GENDEN-D-HEI-200(1)

第 5 図 1982 年風洞実験の平地実験結果

風下 方位	風向	放出高度 Ho m	有効高さ He m	評価地点 Xp Km	符号
N	S	166	135~135	0.86	○
		191	160		△



注) ○は参考評価

第 6 図 1982 年風洞実験の模型実験結果の一例 (風向: S, 平常時の例)

## 東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは、排気筒有効高さは1982年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」<sup>※1</sup>では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、有効高さの変動が10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点(SW方向)に向かう風の風向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを1981年度と2005年度気象データから求め比較した結果+5~-3%と変動が10%以内であった。放出源高さとはほぼ比例である<sup>※2</sup>ため有効高さの変動も10%以内に収まると推定されることから、1982年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し、東海第二発電所は+6~+14%と10%を超えていた(下図参照)。

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	-1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
E	W	51	132	48	129	-2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		-			
吹出し速度(m/s)		16		-			
排気筒高さ(m)		81		-			

(参考)

東海第二発電所

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ (2007年風洞実験)		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		—			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		—			

※ 1 風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

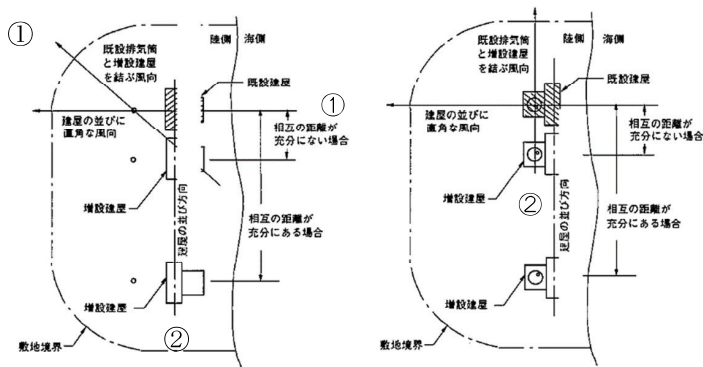
2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって、かつ、既設排気筒高さが増設建屋の高さの2.5倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、次のように取り扱うことができる。

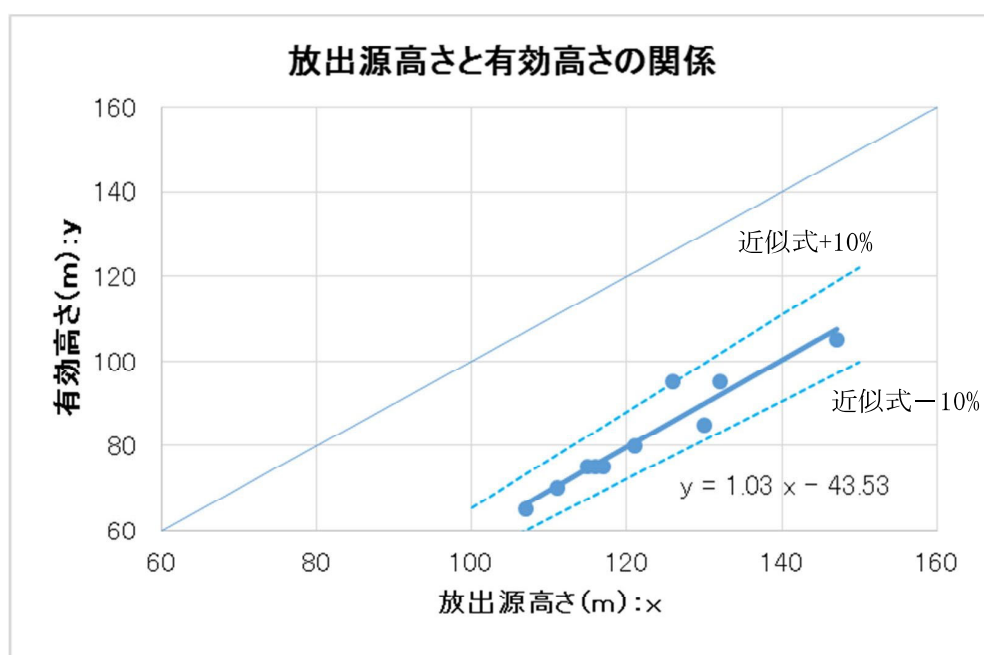
1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合\*は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図 2-1 参照)。

\* ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が10%以内であり、かつ、線量目標値、めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



※2 1982年東海発電所風洞実験時の放出源高さ と有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さ と有効高さは、下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから、放出源高さが10%変動したとしても、有効高さの変動は10%以内に収まると推定される。



## 異常年検定法の概要について

F分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを  $X_0$  (検定年)、その他のものを  $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$  (比較年) とした場合、 $X_0$  を除く他の  $n$  個の標本の平均を  $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$  として、標本の分散から見て  $X_0$  と  $\bar{X}$  との差が有意ならば  $X_0$  を棄却とする方法である。検定手順を以下に示す。

- (1) 仮説: 不良標本  $X_0$  と他の標本 (その平均値)  $\bar{X}$  との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X} (\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n)$$

- (2) 分散比  $F_0$  を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n$$

- (3) 検定年は 1 年、比較年は 10 年、有意水準 (危険率) は 5% として、F 分布表の F 境界値 ( $F_9^1(0.05) = 5.12$ ) を求める。
- (4)  $F_0$  と F 境界値を比較して、 $F_0 < F$  境界値であれば仮説は採択する。具体的には、次のように棄却限界の上限値と下限値を求め、その範囲に検定年  $X_0$  が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}}$$

## 補足 12 コンクリート密度の根拠について

## 1. はじめに

日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下、JASS 5N）」に基づき、コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

## 2. 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式（解 3.6）を用いて、以下の手順で推定した。

- ① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め、調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換
- ② JASS 5N の予測式（解 3.6）により、含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量  $\rho_p$  を算出
- ③ コンクリートのばらつきを考慮して、 $\rho_p$  から  $3\sigma_d$  を差し引く。（解説図 3.10）

標準偏差  $\sigma_d$  は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から  $0.024\text{t}/\text{m}^3$ （最大値）を採用

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \quad (\text{解 3.6 より})$$

$\rho_p$  : 乾燥単位容積質量 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

$G_0$  : 調合計画における粗骨材量（絶乾）( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※参考参照

$S_0$  : 調合計画における細骨材量（絶乾）( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※参考参照

$C_0$  : 調合計画におけるセメント量 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※参考参照



w : コンクリート中の含水量 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) ※安全側に 0 とする。

3. 推定乾燥単位容積質量について (参考参照)

推定乾燥単位容積質量の最小値は  $2.016\text{g}/\text{cm}^3$  となり, 遮蔽計算に使用する  
コンクリート密度はこれを包絡する  $2.00\text{ g}/\text{cm}^3$  とする。

コンクリート調査（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

No.	打設場所	重量調査 [kg/m <sup>3</sup> ]				砂利 (絶乾)	砂 (絶乾)	σ d = (JASS5Nより)
		水	セメント	砂 (表乾)	砂利 (表乾)			
1	一次遮蔽壁							2.209
2								2.218
3								2.217
4								2.201
5								2.207
6								2.229
7								2.155
8	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋							2.164
9								2.156
10								2.165
11								2.162
12								2.173
13								2.165
14								2.177
15								2.155
16								2.162
17								2.159
18								2.203
19								2.197
20								2.192
21								2.202
22								2.183
23								2.155
24								2.164
25								2.164
26								2.175
27								2.149
28								2.156
29								2.162
30								2.165
31								2.154
32								2.143
33								2.168
34								2.168
35								2.172
36								2.154
37								2.168
38								2.133
39								2.137
40								2.152
41								2.118
42								2.137
43								2.117
44								2.132
45							2.157	
46							2.117	
47							2.148	
48							2.126	
49							2.155	
50							2.112	
51							2.088	
52							2.189	
53							2.175	
54							2.181	
55							2.157	
56							2.161	
57							2.163	
58							2.137	
59							2.155	
60							2.141	
61							2.186	
62							2.205	
63							2.170	
64							2.251	
65							2.172	
66							2.169	
67							2.189	
68							2.178	
69							2.195	
70							2.182	
71							2.164	
72							2.174	
73							2.176	
74							2.183	
ρ p = 60 + 50 + 1.200								
最小値 2.016								

## スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋システム内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D/W）からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

### (1) 評価条件

#### a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図～第5図に示す。

#### b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第6図に示すとおり、大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、第2表～第4表に示すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線量（D/Q）及び相対濃度（ $\chi$ /Q）から被ばく評価を行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。

原子炉建屋、格納容器圧力逃がし装置吸気配管及びフィルタ装置からの

直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，格納容器圧力逃がし装置吸気配管及びフィルタ装置の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第 7 図に示すとおりとした。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 7 表及び第 8 表に示すとおり、サブプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合、約 3.3mSv/h となり、ドライウエル (D/W) からのベントを行う場合、約 4.5mSv/h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても 2 時間～3 時間であり、作業が可能である。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	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, 中央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を選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A BWR のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果に基づく
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R. G. 1. 195 <sup>*1</sup> に基づき設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

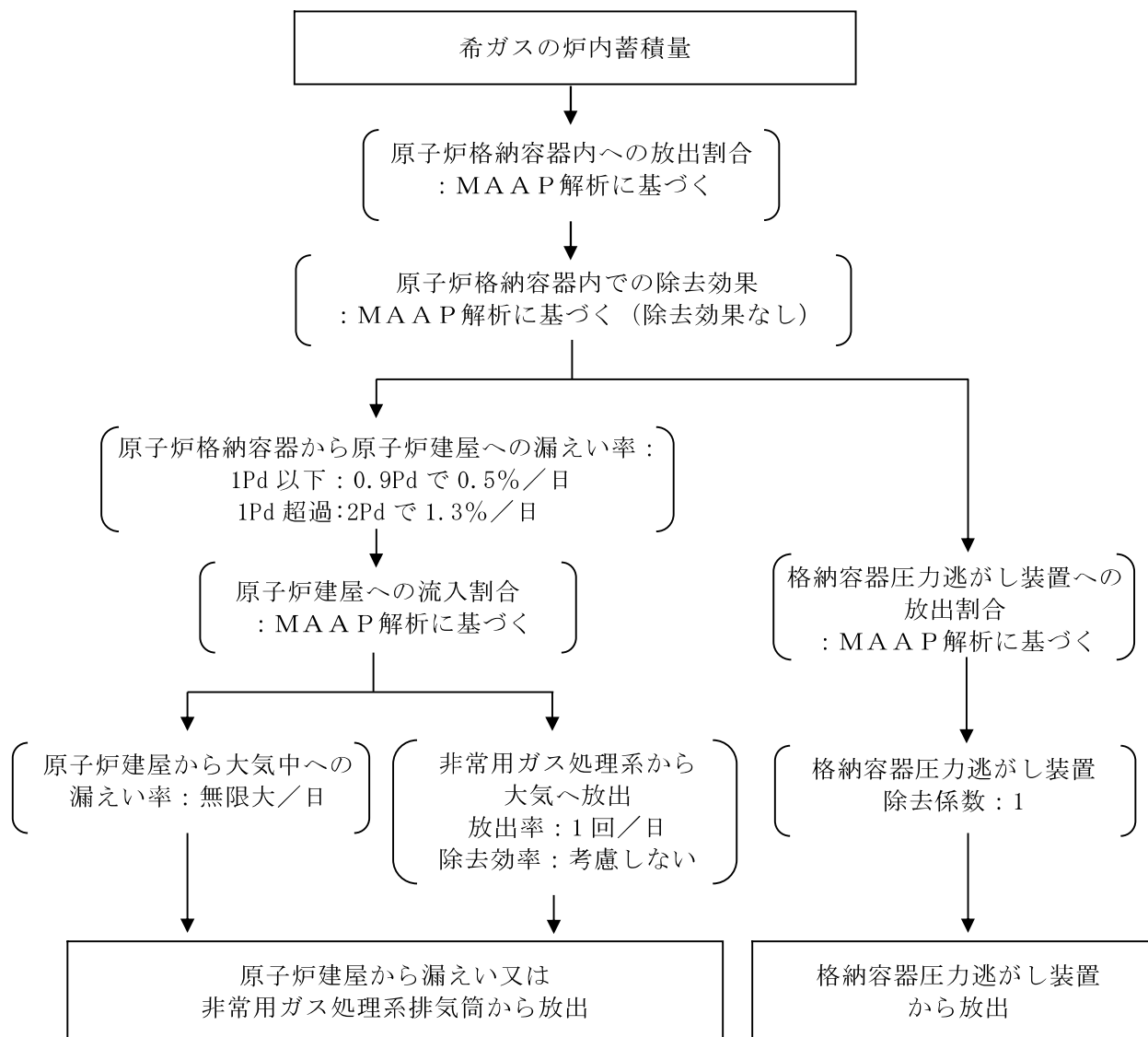
項目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日			M A A P解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定 (別紙 17 補足 1 参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	0.9Pd以下 : 0.5%/日 0.9Pd超過 : 1.3%/日			原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) (別紙17補足1参照)
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	M A A P解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			M A A PのF P挙動モデル (別紙17補足2参照)
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)			C S E実験及びStandard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定 (別紙17補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 4 参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類	S/Cベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$	D/Wベント : 約 $4.9 \times 10^{-3}$	M A A P解析結果及びN U R E G - 1465 <sup>*4</sup> に基づき設定 (別紙 17 補足 5 参照)
	C s I類	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$	
	C s O H類	: 約 $3.1 \times 10^{-5}$	: 約 $3.0 \times 10^{-5}$	
	S b類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.6 \times 10^{-6}$	
	T e O <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.6 \times 10^{-6}$	
	S r O類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.6 \times 10^{-6}$	
	B a O類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.6 \times 10^{-6}$	
	M o O <sub>2</sub> 類	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	: 約 $3.3 \times 10^{-7}$	
	C e O <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-8}$	: 約 $6.6 \times 10^{-8}$	
	L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	: 約 $2.6 \times 10^{-8}$	

第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

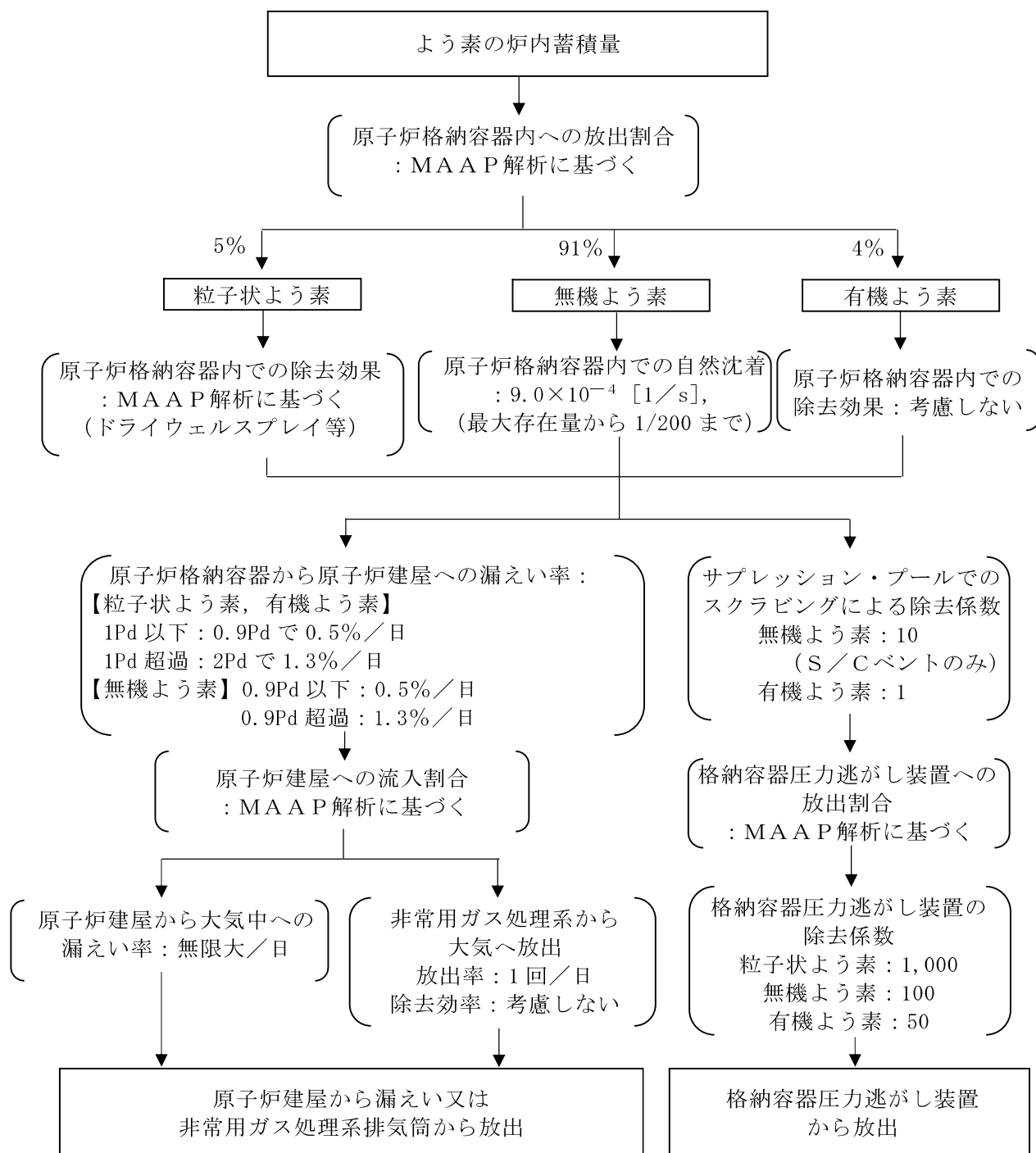
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大/日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回/日（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間（115分）+負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ CsI類 : 約 $1.0 \times 10^{-6}$ CsOH類 : 約 $4.0 \times 10^{-7}$ Sb類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ TeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ SrO類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ BaO類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ MoO <sub>2</sub> 類 : 約 $4.5 \times 10^{-9}$ CeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-10}$ La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $3.6 \times 10^{-10}$	S/Cベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$	D/Wベント : 約 $9.4 \times 10^{-1}$ : 約 $2.3 \times 10^{-3}$ : 約 $1.5 \times 10^{-3}$ : 約 $3.2 \times 10^{-4}$ : 約 $3.2 \times 10^{-4}$ : 約 $1.3 \times 10^{-4}$ : 約 $1.3 \times 10^{-4}$ : 約 $1.6 \times 10^{-5}$ : 約 $3.2 \times 10^{-6}$ : 約 $1.3 \times 10^{-6}$	M A A P 解析結果及びN U R E G - 1465 に基づき設定（別紙 17 補足 5 参照）
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル（粒子状よう素含む） : 1,000			設計値に基づき設定

- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995

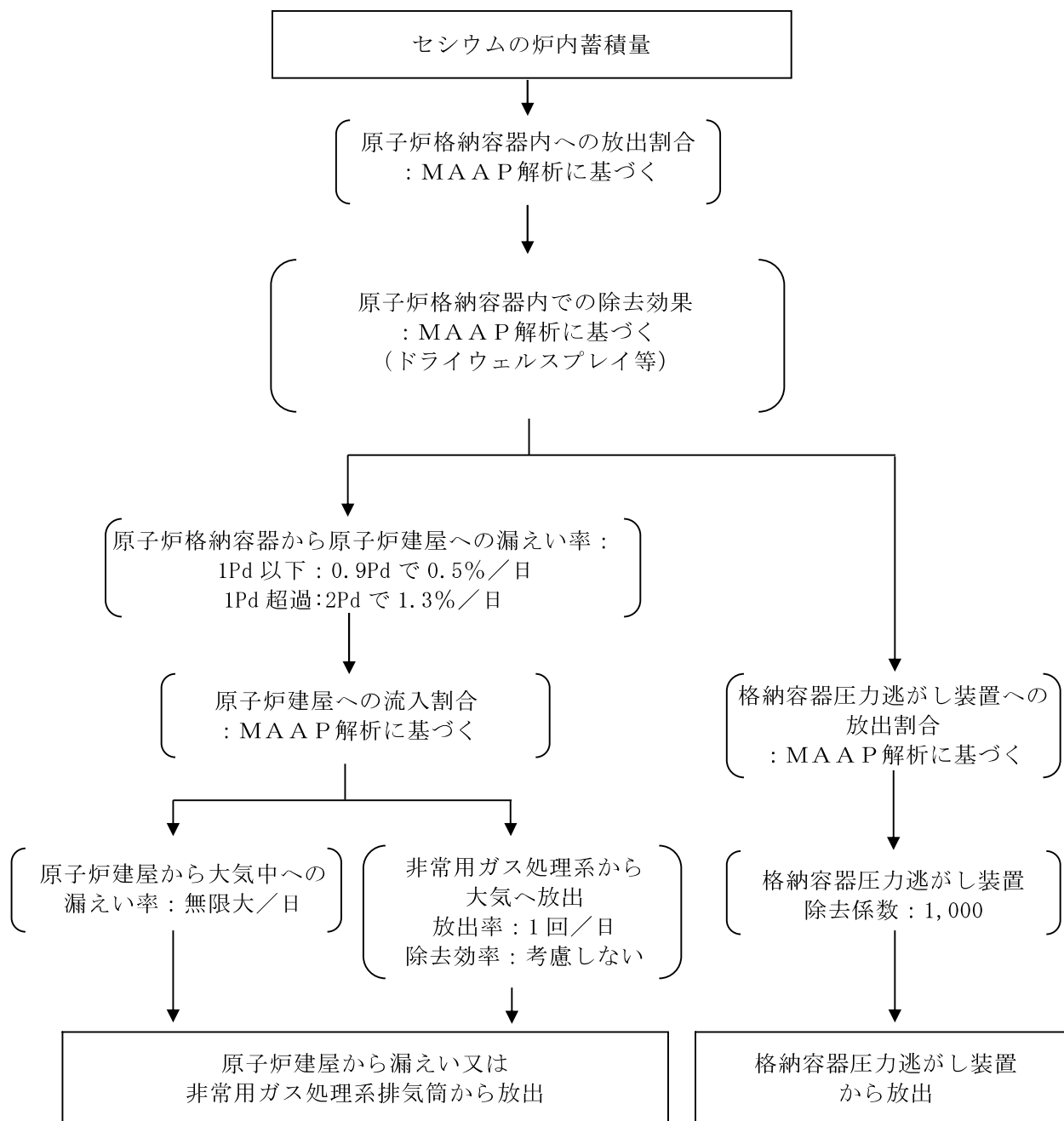




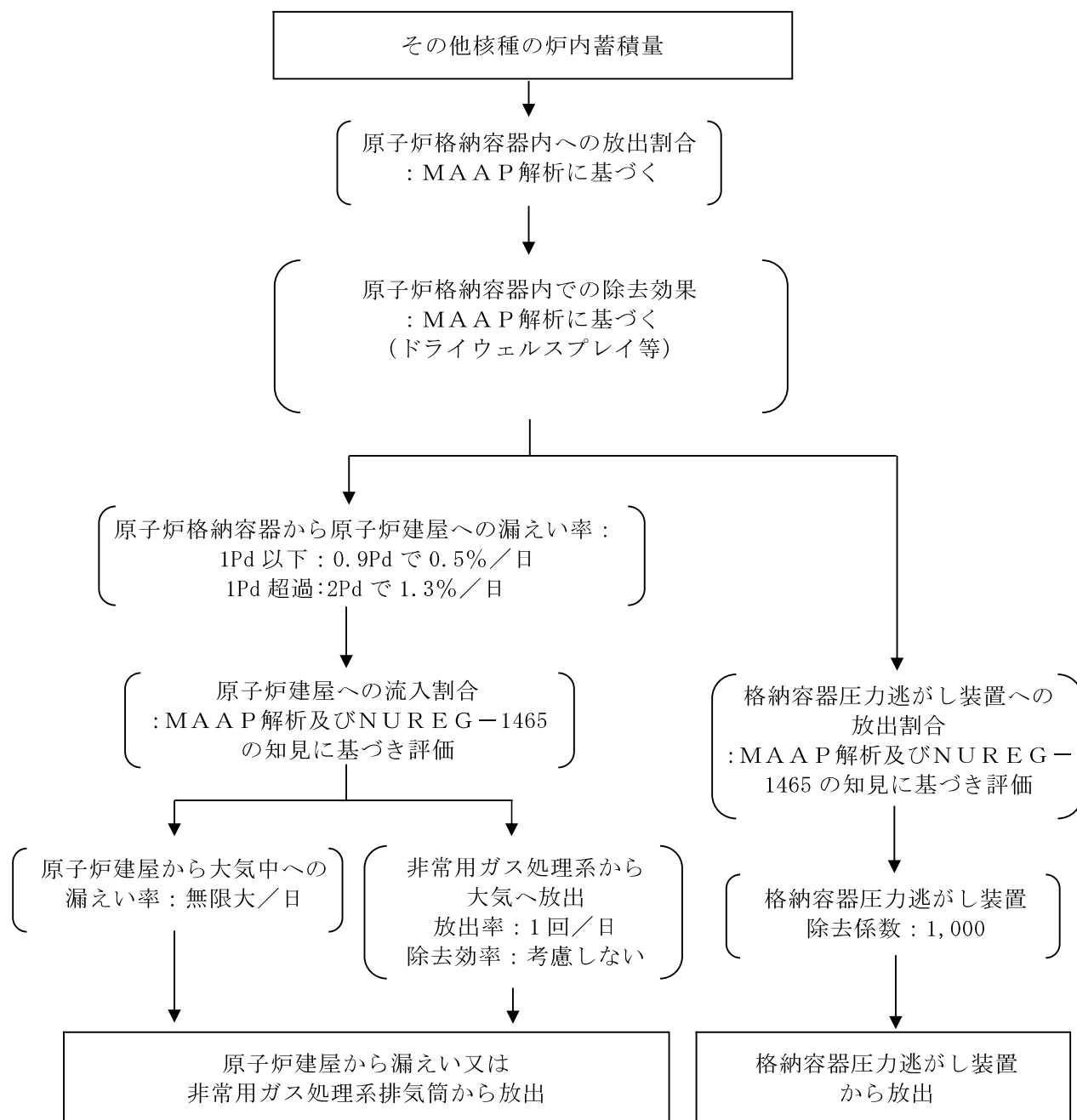
第 1 図 希ガスの大気放出過程



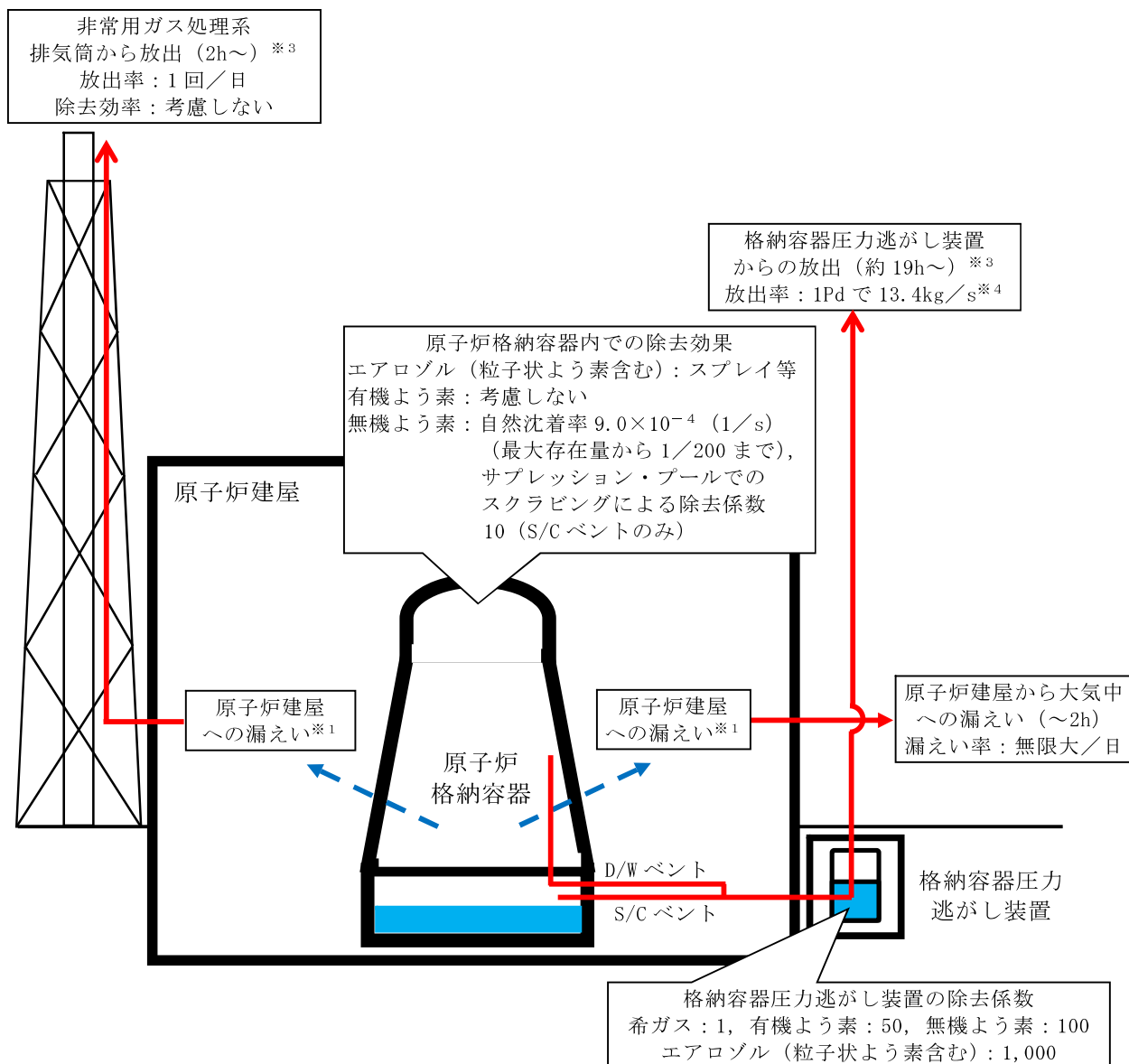
第 2 図 よう素の大気放出過程



第3図 セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程

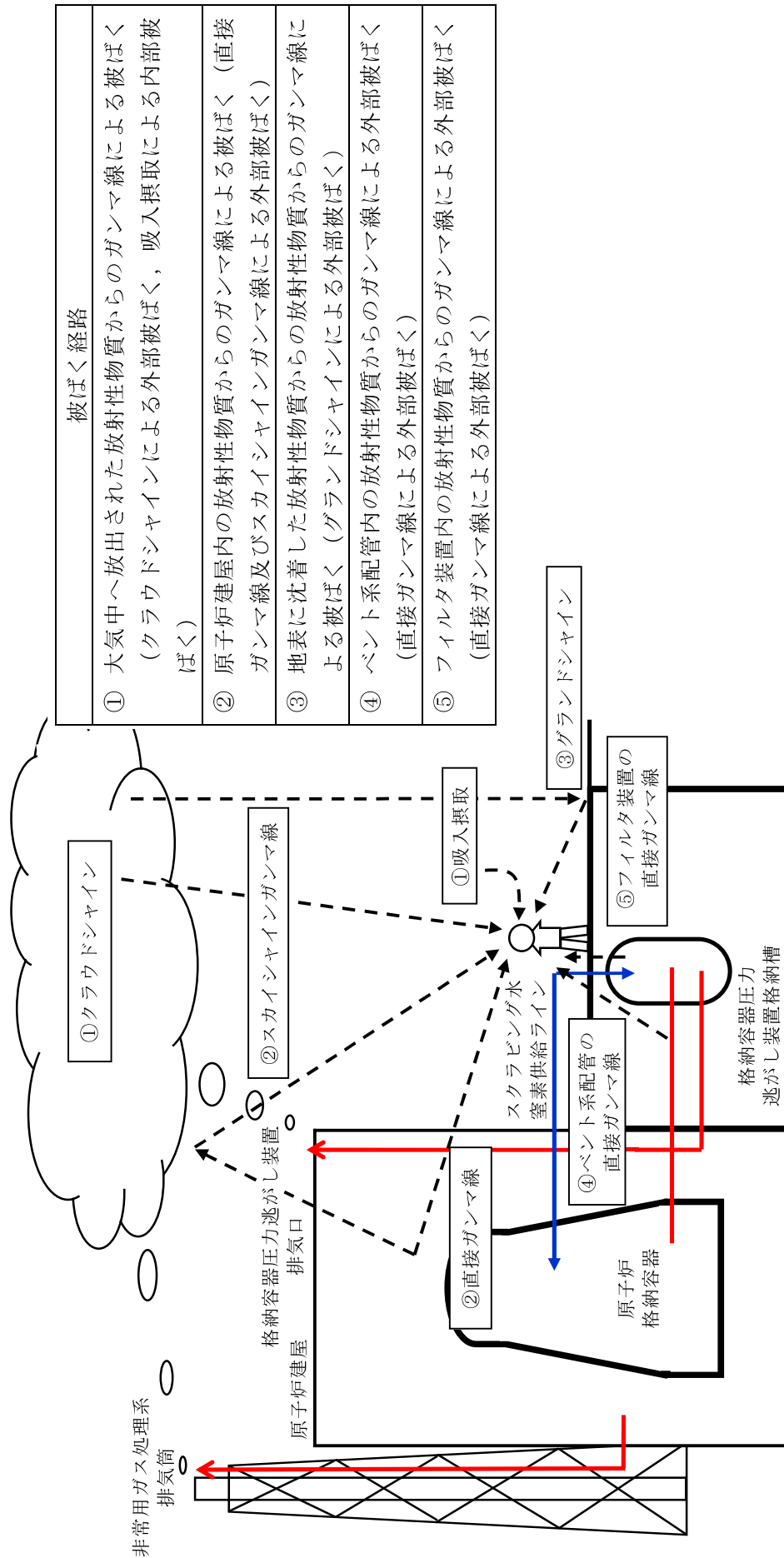


- ※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
【希ガス，エアロゾル (粒子状よう素含む)，有機よう素】  
1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1Pd 超過：2Pd で 1.3%/日  
【無機よう素】  
0.9Pd 以下：0.5%/日，0.9Pd 超過：1.3%/日

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

- ※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
- ※3 事象発生後 19h 以降は，「非常用ガス処理系排気筒からの放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。
- ※4 D/W ベントの場合は 1Pd で 8.1kg/s

第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)



被ばく経路	
①	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシヤインによる外部被ばく, 吸入摂取による内部被ばく)
②	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ヤインガンマ線による外部被ばく)
③	地表に沈着した放射性物質からの放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシヤインによる外部被ばく)
④	ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (直接ガンマ線による外部被ばく)
⑤	フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (直接ガンマ線による外部被ばく)

第 6 図 スクラビング水補給作業時及び窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

第 2 表 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上高 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上高 140m）の気象データを使用（別紙 17 補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（別紙 17 補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉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
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 7 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第 3 表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
スクラビング 水補給及び窒 素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $8.8 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$
		作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)		$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $4.1 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $7.4 \times 10^{-19}$
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
		$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	約 $1.2 \times 10^{-19}$	



第 4 表 線量換算係数, 呼吸率等

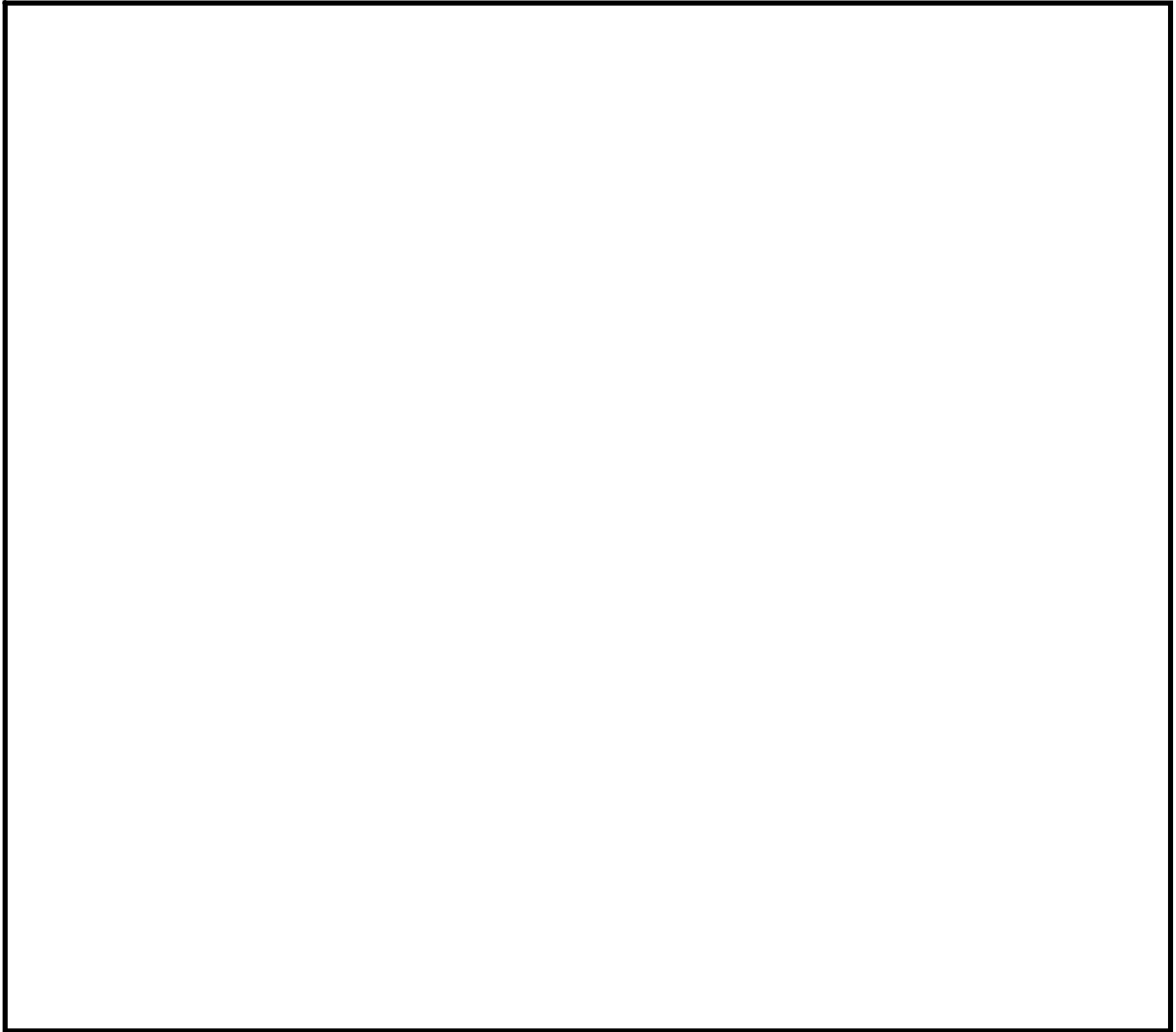
項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定 (別紙 17 補足 6~補足 8 参照)

第 5 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定
コンクリート密度	2.00g/cm <sup>3</sup>	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定

第 6 表 格納容器圧力逃がし装置配管及びフィルタ装置からの直接ガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
配管に対する遮蔽厚		作業場所における遮蔽厚さを考慮
フィルタ装置に対する遮蔽厚		作業場所における遮蔽厚さを考慮



第 7 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 7 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価 (S/Cからのベント操作の場合)

(単位：mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給及び窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	内部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約3.3×10 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>
ベント系配管からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
フィルタ装置からのガンマ線による外部被ばく	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>
作業線量率	約3.3×10 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>

第 8 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位 : mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給及び窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	内部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約4.5×10 <sup>0</sup>
ベント系配管からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
フィルタ装置からのガンマ線による外部被ばく	約1.3×10 <sup>-2</sup>	約1.3×10 <sup>-2</sup>
作業線量率	約4.5×10 <sup>0</sup>	約4.5×10 <sup>0</sup>

格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、第 1 表及び第 1 図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。

具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、第 2 図に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサブプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第 2 図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し、ベントの実施を判断する。

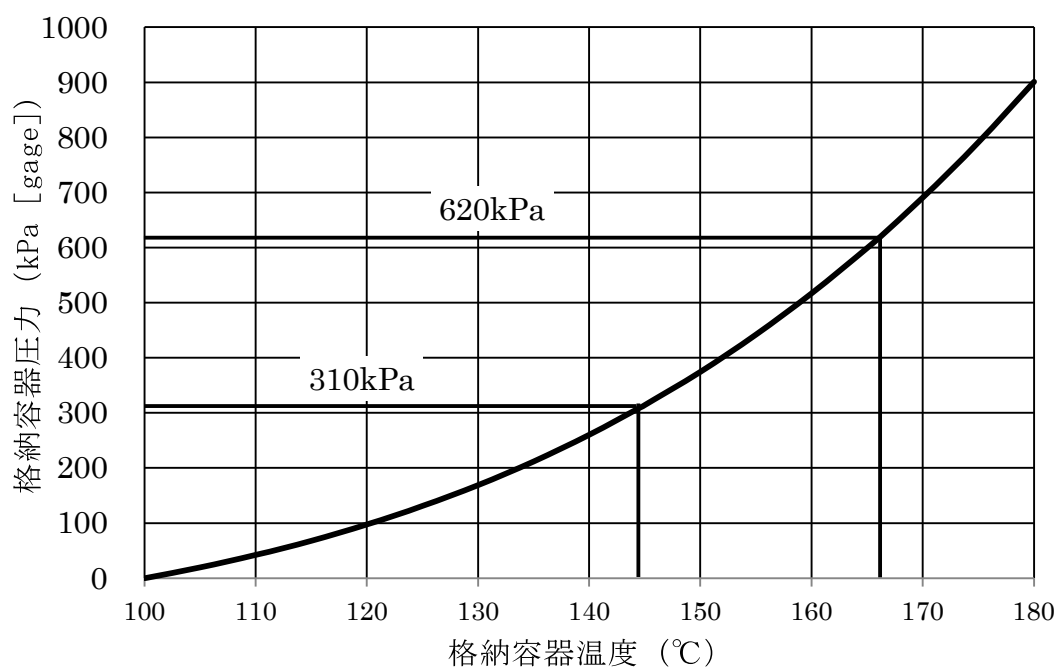
ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、溶融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。

このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、ベントの実施を判断する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に到達する前のベントが可能であると考ええる。

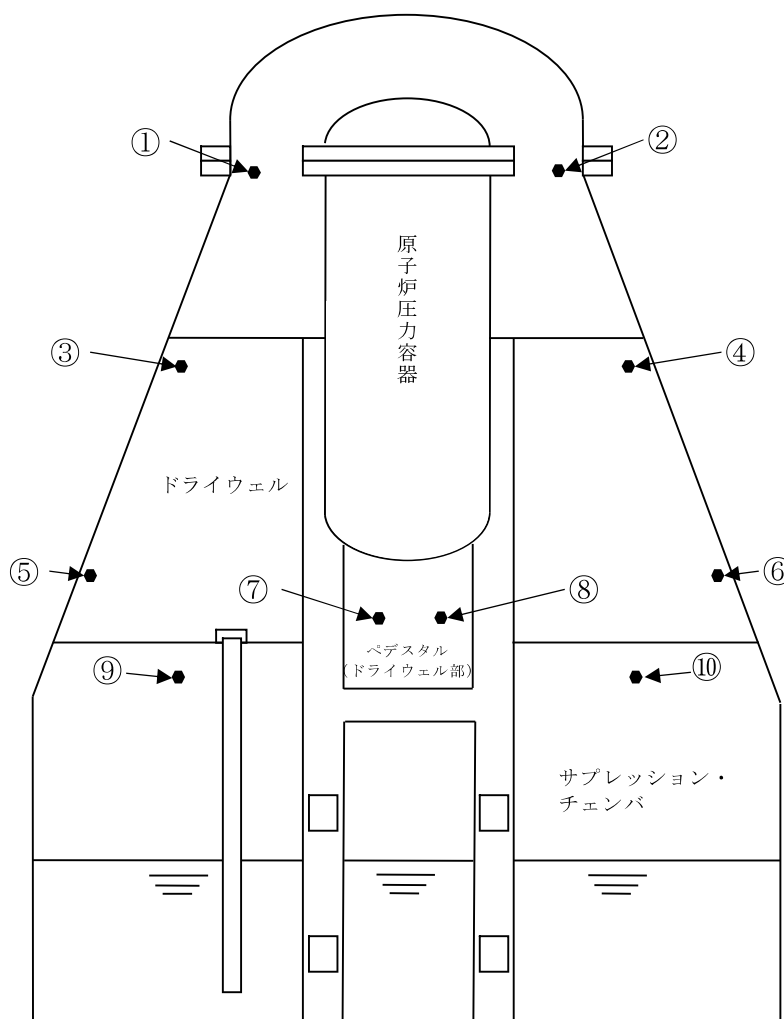
第 1 表 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310 (1Pd)
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620 (2Pd)
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]



第 1 図 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル雰囲気温度 (上部)	フランジ高さ	0℃～300℃
③, ④	ドライウエル雰囲気温度 (中部)	燃料有効長頂部高さ	0℃～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル雰囲気温度 (下部)	機器ハッチ高さ	0℃～300℃
⑦, ⑧	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTアル部)	ドライウエル床面高さ	0℃～300℃
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	サブプレッション・チェンバ上部	0℃～200℃

第 2 図 格納容器雰囲気温度計の計測点



ベント停止手順について

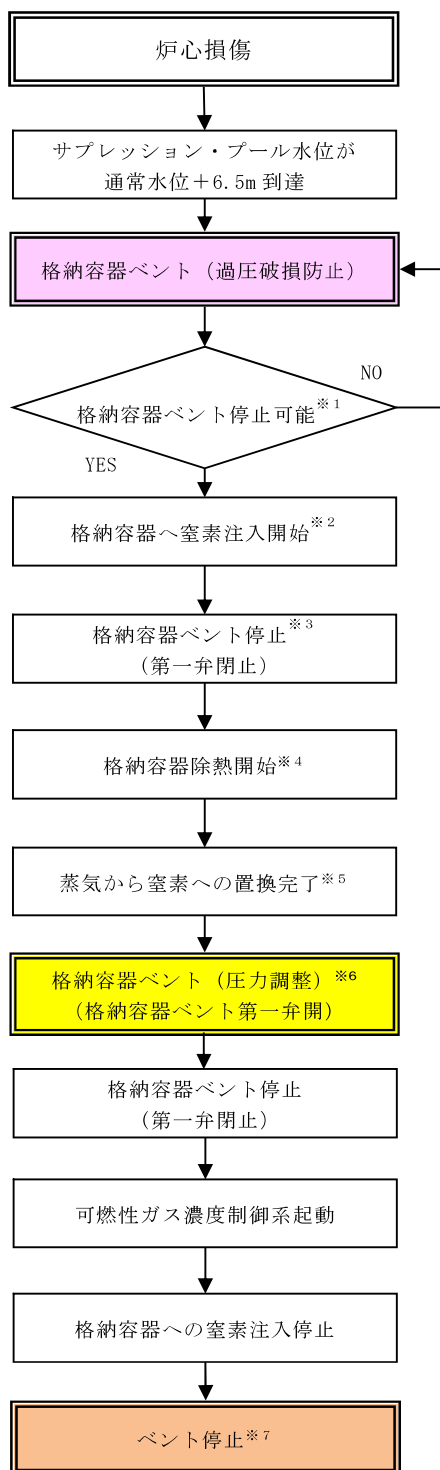
## (1) 格納容器圧力逃がし装置によるベント停止の判断について

格納容器圧力逃がし装置によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。

- a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）
  - ・ 格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため
- b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）
  - ・ 残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止するため
  - ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため
- c. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）
  - ・ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため

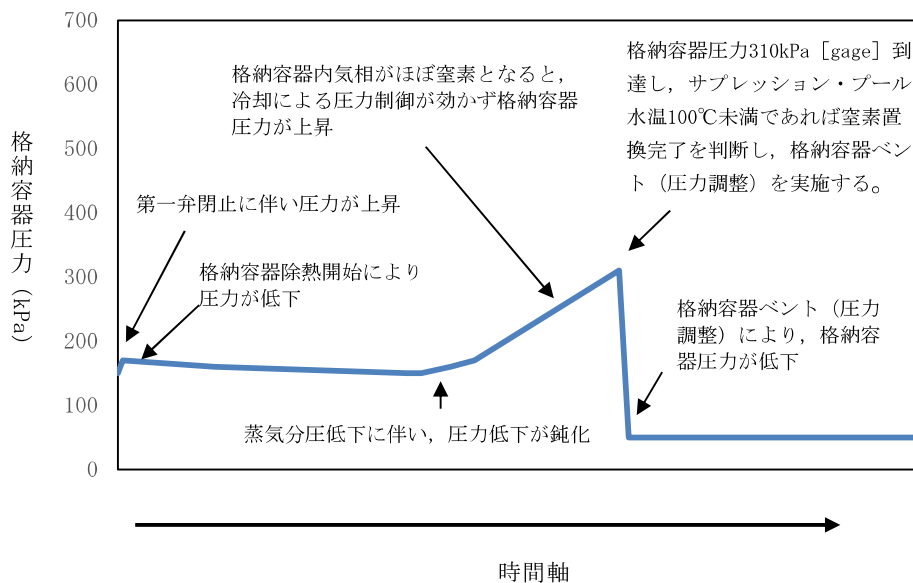
## (2) ベント停止手順について

ベント停止フローを第1図に示す。また、第2図に格納容器圧力挙動のイメージ、第3図に格納容器温度挙動のイメージ及び第4図に格納容器内気相挙動のイメージを示す。

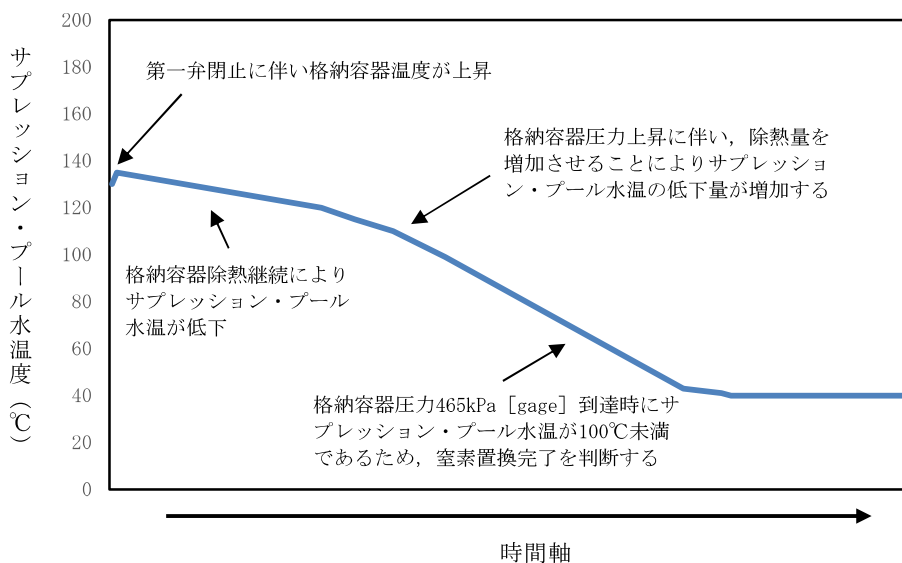


- ※ 1 : 格納容器の除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合、格納容器ベント停止の判断を実施する。
- ※ 2 : 格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの両方に窒素を供給する。
- ※ 3 : 第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給する。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
- ※ 4 : ベント弁を閉止後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動し、外部水源による注水を停止する。また、格納容器内気相はほぼ蒸気であるため、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧となる可能性があるため、格納容器圧力 13.7kPa [gage] - 310kPa [gage] の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また、格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。負圧防止圧力の設定に当たっては、格納容器の設計負圧である -13.7 kPa [gage] に対する 2 倍の余裕を考慮して設定とした。
- ※ 5 : サブプレッション・プール水温が 100℃未満となり、除熱量を調整しても格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達する場合には、蒸気分圧がほとんど失われ、窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。
- ※ 6 : 可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器への窒素供給を継続しながら第一弁を再度開として、格納容器内ベント (圧力調整) する。
- ※ 7 : 格納容器の状態は、窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が継続されている状態である。

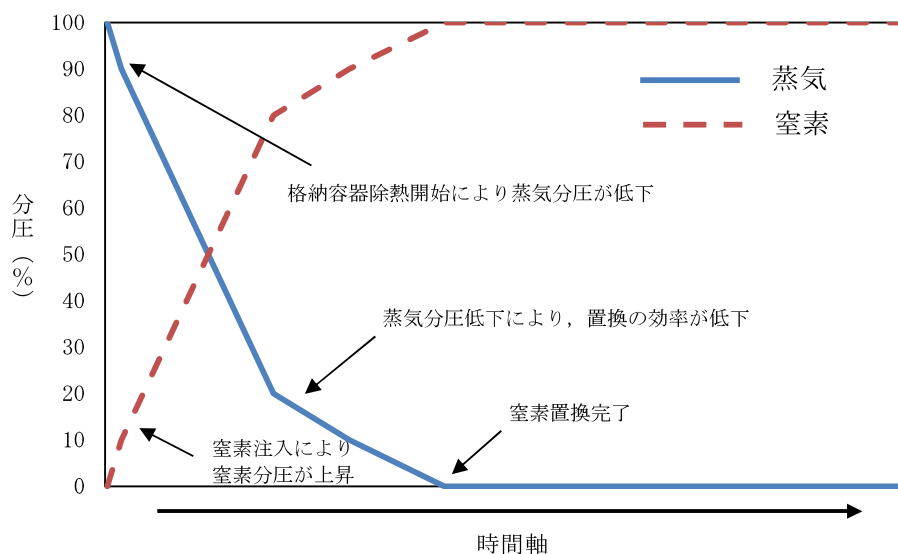
第1図 格納容器ベント停止フロー



第 2 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器圧力挙動イメージ



第 3 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器温度挙動イメージ



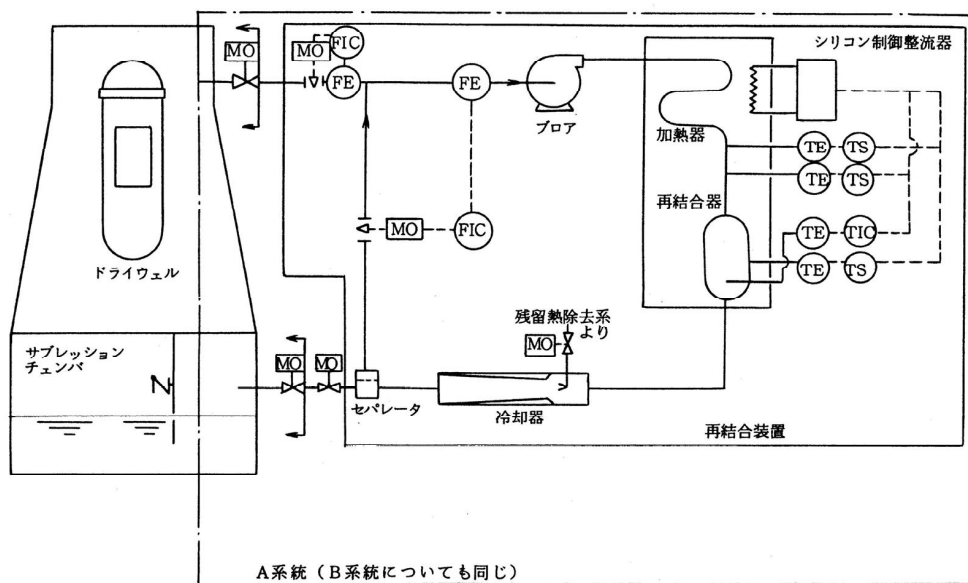
第 4 図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における  
格納容器内気相の挙動イメージ

(3) 可燃性ガス濃度制御系について

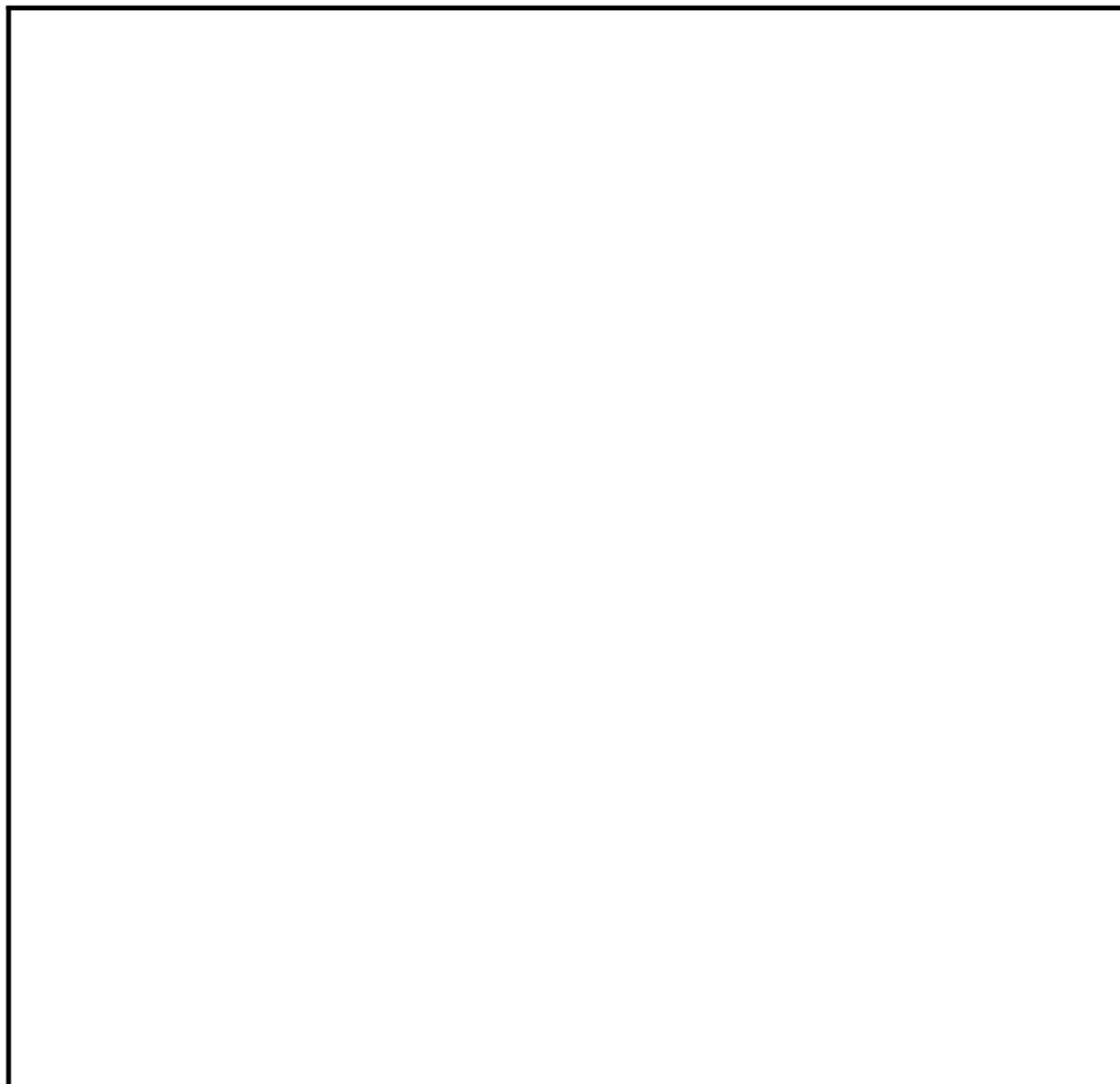
可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を第 1 表に、系統概略図を第 5 図に、設置場所を第 6 図に示す。

第 1 表 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考	
耐震クラス	Sクラス		
入口ガス条件	運転温度	<121℃	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	<147kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	<4.0vol%	
	酸素濃度	<5.0vol%	
再結合効率	95%	水素濃度 2.0vol%時	



第 5 図 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図



第 6 図 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

## (4) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

## a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

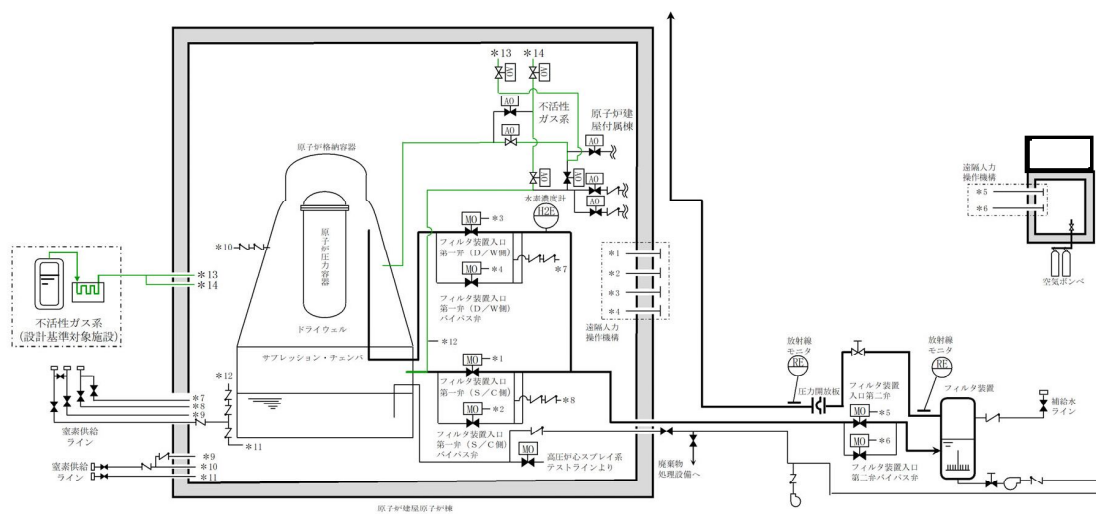
通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施すると、蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に代替格

納容器スプレイ系（常設）を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage]－310kPa [gage]の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage]まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。



第 7 図 格納容器への窒素供給手段の概略図



### 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

#### (1) 格納容器雰囲気温度の監視について

格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに36点、サプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに8点、サプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。

重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。

#### (2) 局所的な温度上昇について

格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高压状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL(ドライウエル部)に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）到達までに

ベントを実施することとしているが、620kPa [gage] に対する飽和温度が約 166℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。

なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙 19. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

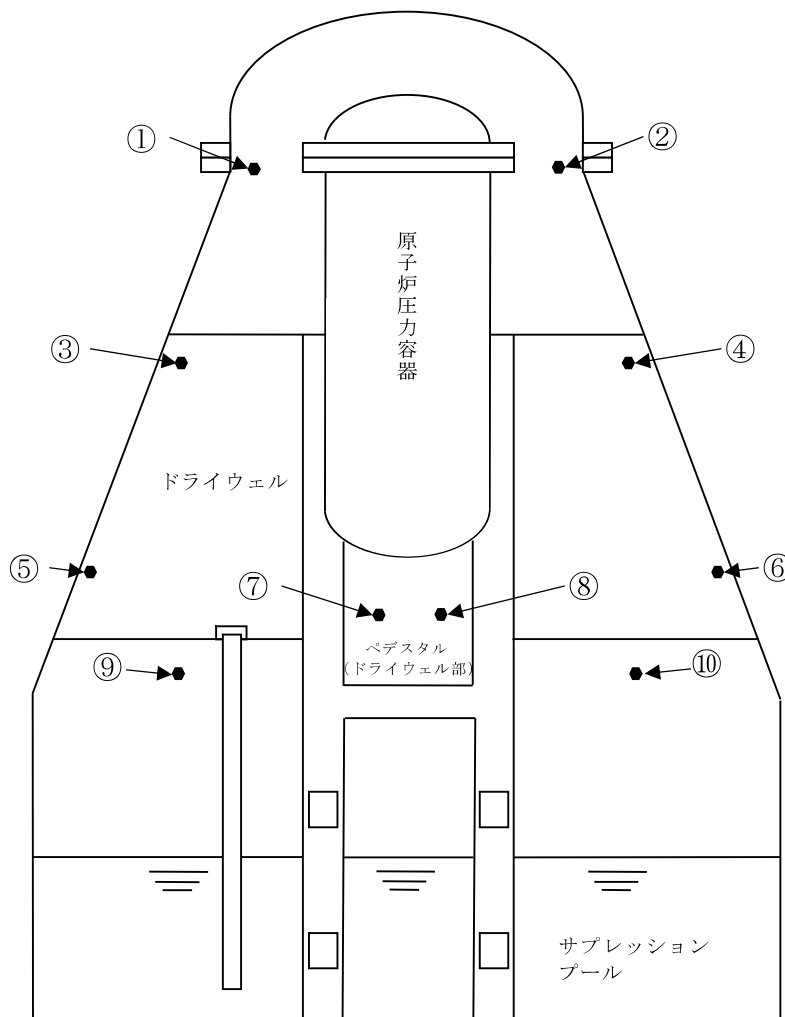
(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を

判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。

なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合において、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施することとする。



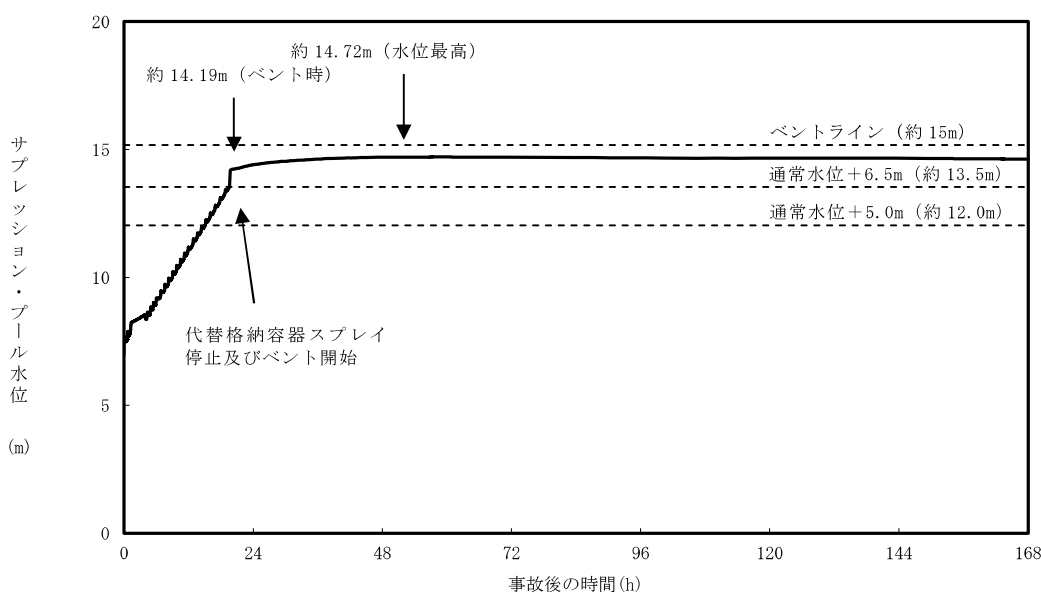
番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル雰囲気温度 (上部)	フランジ高さ	0°C ~ 300°C
③, ④	ドライウエル雰囲気温度 (中部)	燃料有効長頂部高さ	0°C ~ 300°C
⑤, ⑥	ドライウエル雰囲気温度 (下部)	機器ハッチ高さ	0°C ~ 300°C
⑦, ⑧	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTアル部)	ドライウエル床面高さ	0°C ~ 300°C
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ温度	サブプレッション・チェンバ上部	0°C ~ 200°C

第 1 図 格納容器雰囲気温度計の計測点

格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合，外部水源の持ち込みによるサブプレッション・プール水位の上昇により，ベントラインが水没するおそれがある。サブプレッション・プールの水位は，ベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても上昇するため，これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう代替格納容器スプレイを停止する必要がある。

原子炉注水した冷却材が破断口からサブプレッション・チェンバに移行し，サブプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるサブプレッション・プール水位の挙動を第 1 図に示す。格納容器スプレイ停止後，ドライウエル圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサブプレッション・プール水位が上昇する。ベントを開始すると，サブプレッション・チェンバの圧力が低下し，ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・プールに押し出されることでさらに水位が上昇する。その後は，破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と，ベント時の圧力低下やサブプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサブプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサブプレッション・プール水位が変動するが，ベントライン下端まで到達しない。また，ベント実施時の減圧沸騰によるサブプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。



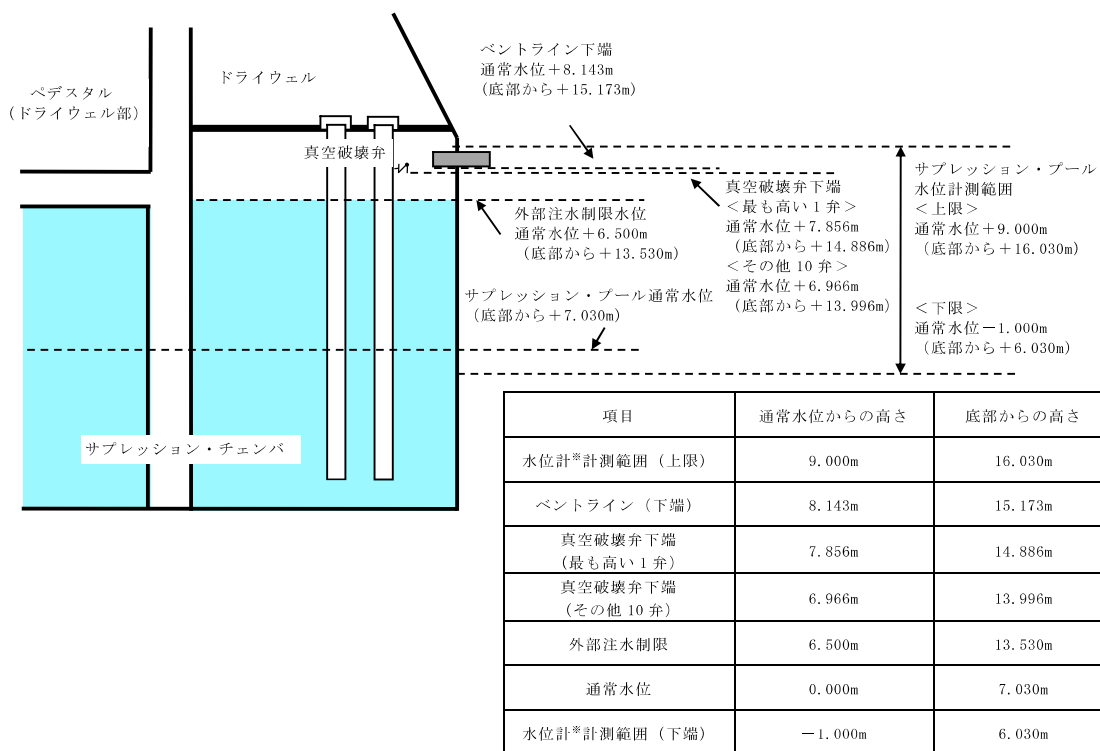
第 1 図 霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
におけるサブプレッション・プール水位の挙動

格納容器圧力逃がし装置によるサブプレッション・チェンバからのベント実施時には、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・チェンバに流入することで、サブプレッション・プール水位が最大約 14.72m まで上昇するものの、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕がある（第 2 図）。また、ベント管に設置されている真空破壊弁（第 3 図）11 弁のうち 10 弁については、下端高さが約 13.99m であることから、この水位上昇によって機能喪失するおそれがあるが、最も高い位置に設置されている残り 1 弁の真空破壊弁下端高さは約 14.88m であるため、水没しない。なお、真空破壊弁設置の目的はドライウエルの負圧防止であるが、ベント実施時においてはドライウエルが負圧に至る状況にないため、真空破壊弁が水没することに対する影響はないと考えられる。

また、減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時（サブプレッション・プール水位：約 14.19m）について、減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果、水位上昇幅は約 0.85m となり、サブプレッション・プール水位は約 15.04m

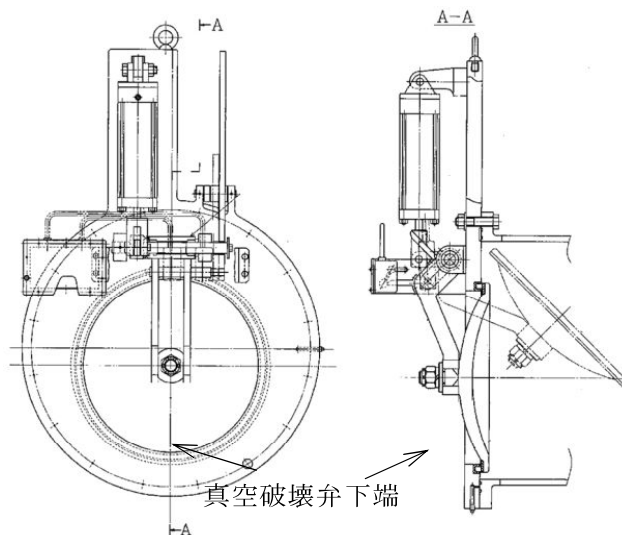
に到達するが、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕があるため、減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。また、最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端高さが約 14.88m であることから、一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端以上となるが、減圧沸騰が収束することで再度真空破壊弁は露出する。さらに、真空破壊弁が水没した場合、サプレッション・チェンバの圧力が上昇することが考えられるが、サプレッション・チェンバの圧力が上昇すれば減圧沸騰が抑制され、再度真空破壊弁が露出することとなることから、減圧沸騰によって一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁が水没することによる影響はほとんどないと考えられる。

なお、以上の減圧沸騰による水位上昇評価は、サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが、現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより、プール全体が減圧沸騰することはないため、水位は約 15.04m より低くなると考えられる。



※重大事故等対処設備として設置するもの

第 2 図 サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図



第 3 図 真空破壊弁概略図



## (1) ベント実施時の減圧沸騰による水位上昇評価

## ①評価条件

- ・ サプレッション・プール水位 : 約 14.2m
- ・ サプレッション・プール水面表面積 : 約 474m<sup>2</sup>
- ・ ベント実施直後のサプレッション・チェンバ圧力 : 約 330kPa [gage]
- ・ ベント実施直後のベント流量 : 約 16.0kg/s

## ②評価方法

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率は、ドリフトフラックスモデルから以下の式 (1) により求める。

$$\alpha = \frac{jg}{Vg + jgCo} \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、 $jg$  はサプレッション・プール表面での見かけ蒸気速度であり、蒸気流量 ( $Wg$ )、サプレッション・プール表面積 ( $Ap$ ) 及び蒸気密度 ( $\rho g$ ) を用いて、以下の式 (2) により求める。

$$jg = \frac{Wg}{Ap \rho g} \quad \dots \dots \dots (2)$$

また、 $Vg$  はドリフト速度 (局所的な気液管速度差) であり、以下の計算式 (3) により求める。

$$Vg = 1.53 \left( \frac{\sigma \cdot g \cdot (\rho w - \rho g)}{\rho w^2} \right)^{\frac{1}{4}} \quad \dots \dots \dots (3)$$

ここで、

$\sigma$  : 水の表面張力 (0.049N/m<sup>\*\*</sup>)

$g$  : 重力加速度 (9.81m/s<sup>2</sup>)

$\rho w$  : 水の密度 (920.14kg/m<sup>3\*\*</sup>)

$\rho g$  : 蒸気の密度 (2.32kg/m<sup>3\*\*</sup>)

C o : 分布定数 (1.0)

※サプレッション・チェンバ圧力 330kPa [gage] 時における値  
として, 平均ボイド率 $\alpha$ を求めると約 0.0592 となる。

### ③評価結果

サプレッション・プール水位は減圧沸騰により約 5.92%体積膨張する。  
その結果, ベント時のサプレッション・プール水位約 14.19m に対して, 減  
圧沸騰により水位は約 0.85m 上昇し, 約 15.04m となる。

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の 10 倍に相当する F P が燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

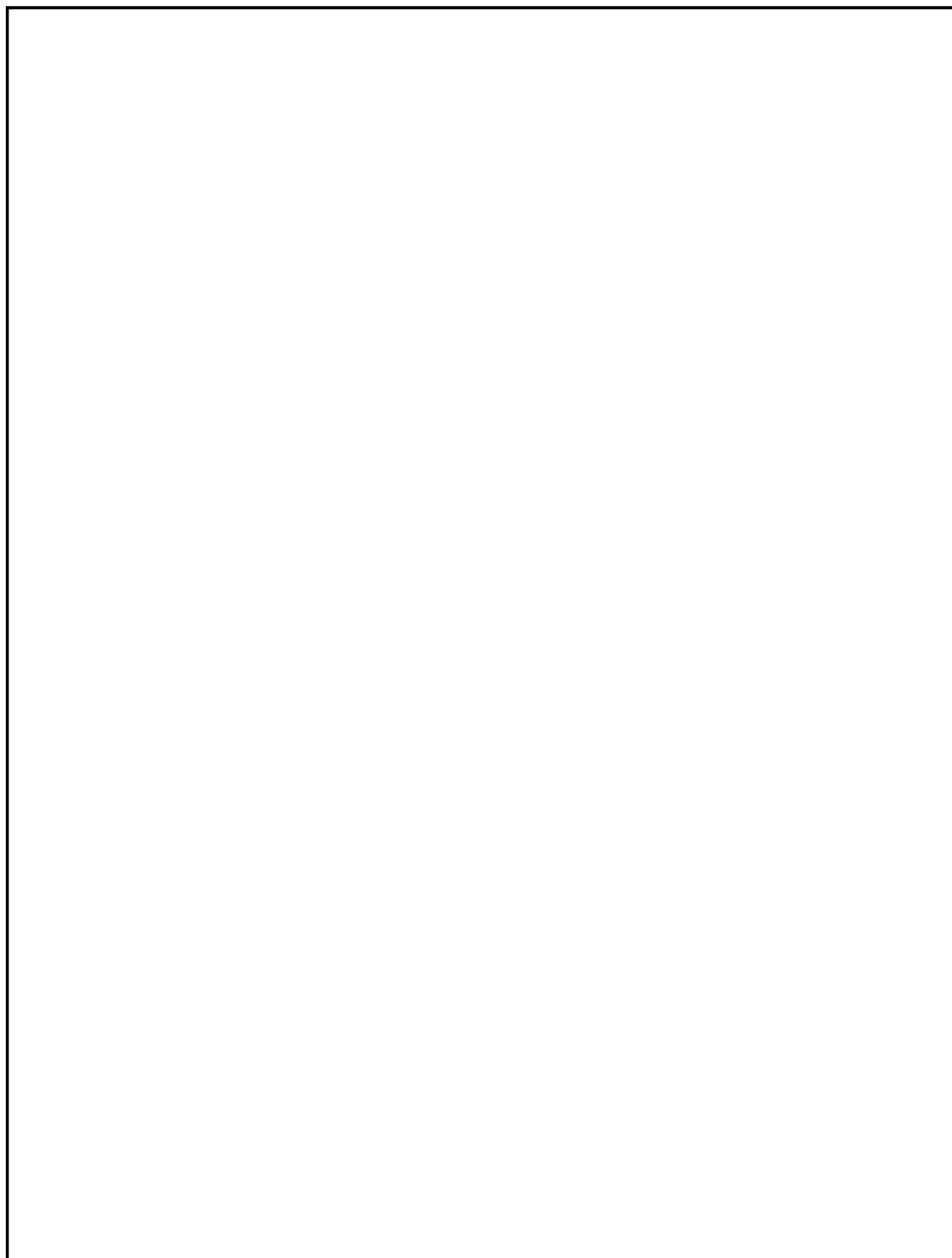
- ① 東海第二発電所では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量の F P が格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第 1 図の線量率の上昇を参考<sup>※2</sup>）。
- ③ 追加放出量の 10 倍の F P が放出された時点では、有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下、酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の 10 倍に相当する F P が放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。

（第 1 表）

第 1 表 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 217kPa [gage] ～279kPa [gage]	格納容器圧力 310kPa [gage] 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 400kPa [gage] ～465kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+6.5m 到達



第 1 図 炉心損傷判定図

### 格納容器からの異常漏えい時における対応について

#### (1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針

事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼をするため、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置におけるベントを実施することとしている。

一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施することとしている。この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。

また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建屋水素爆発を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。

#### (2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建屋水素濃度計指示値が2.0vol%に到達した場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

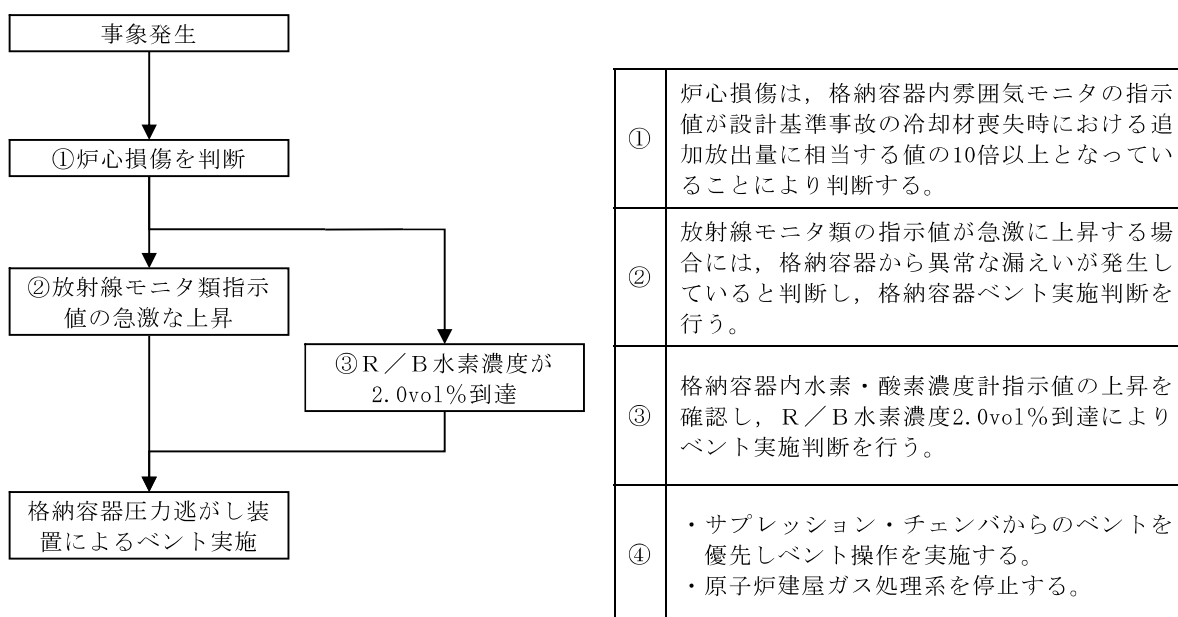
ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッシ

ョン・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

また、原子炉建屋ガス処理系については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が2.0vol%に到達した時点で停止する。

(3) ベント実施基準設定の考え方

可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、PAR動作開始水素濃度(1.5vol%)、R/B水素濃度計の誤差(±0.25vol%)及び評価の不確かさを踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2.0vol%に到達した時点でベント実施を判断する。



第1図 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について

## (1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について

炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が 465kPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。

ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。

## (2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準

格納容器スプレイの手段として、重大事故等対処設備である、残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ系（可搬型）があるが、これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。



ベント準備操作開始タイミングについて

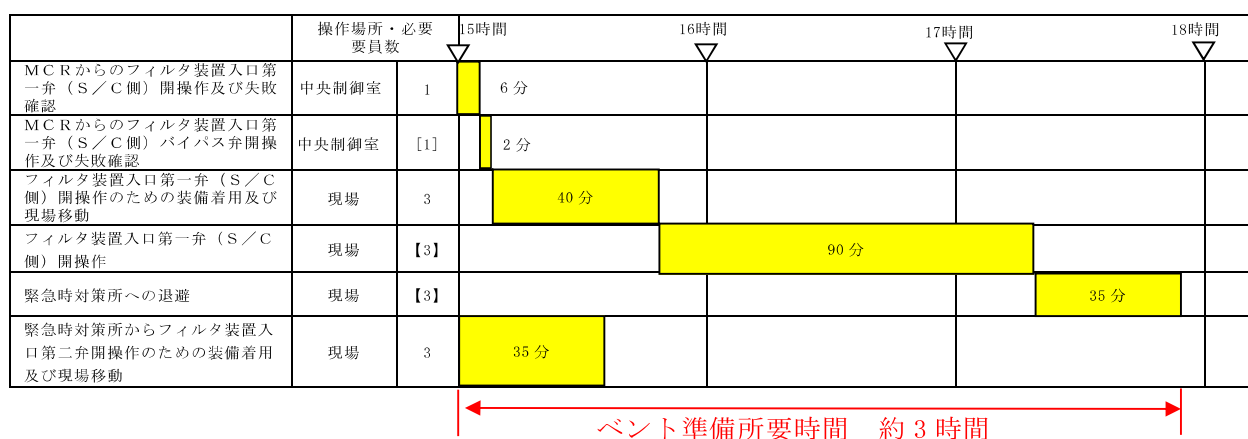
(1) ベント準備操作について

東海第二発電所では、ベント実施時の作業時間短縮を目的として、他系統との隔離確認、ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認、第一弁の開操作をベント準備と位置付けて、ベント実施操作判断基準到達までに実施し、その他のベント実施に関連する作業をベント実施操作判断基準到達後に実施することとしている。

ベント準備操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+5.0mに到達したことを起点として開始する。これは、仮に第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定しても、ベント実施操作判断基準到達までにベント準備が完了する基準として設定している。

(2) ベント準備操作判断基準の考え方

フィルタ装置入口第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定したタイムチャートを第1図に示す。所要時間は約3時間である。



※D/Wベントの操作時間もS/C側ベントと同様

第1図 ベント準備所要時間タイムチャート

また、ベント準備操作判断基準であるサプレッション・プール水位通常水位+5.0m 近辺の水位から、サプレッション・プール通常水位+6.5m（外部水源による格納容器スプレイ停止基準）までの水量及び到達時間を第 1 表に示す。

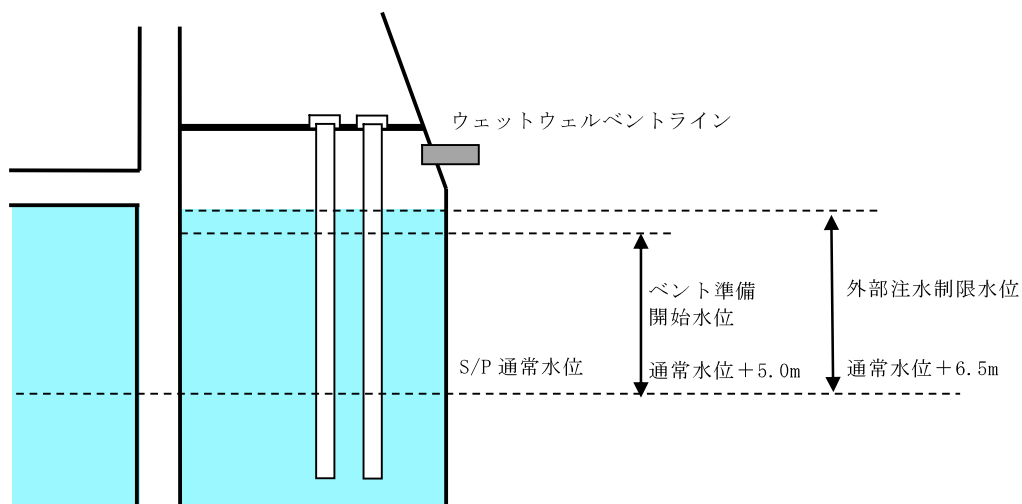
ベント準備操作所要時間が約 3 時間であること及びスプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m 到達時間の関係から、ベント準備操作の開始タイミングとしてはサプレッション・プール通常水位+5.0m 到達を基準とすることが妥当と考える。

サプレッション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第 2 図に示す。

第 1 表 スプレイ停止基準までの水量

サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水位通常水位+6.5m までの水量	サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達時間* <sup>1</sup>
通常水位+6.0m	約 230m <sup>3</sup>	約 1 時間 40 分
通常水位+5.5m	約 450m <sup>3</sup>	約 3 時間 20 分
通常水位+5.0m	約 680m <sup>3</sup>	約 4 時間 30 分

※1 外部水源を用いた代替格納容器スプレイ流量を 130m<sup>3</sup>/h で連続して格納容器スプレイした場合。実際には、代替格納容器スプレイは 130m<sup>3</sup>/h よりも少ない流量でスプレイを実施することとしており、実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。



第 2 図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて

### 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

- ①格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で，系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。
- ②上記の各状態において，管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

#### (1) 確認すべき項目について

格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a ～ e に抽出し，各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第 1 表に示す。（「2.4.1 計装設備」の記載内容の一部再掲）

##### a. 系統待機時の状態

待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

##### (a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が，待機時の設定範囲内  にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。

系統待機時における水位の範囲は，ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。（別紙 12）

また，フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて，pH がアルカリ性の状態（pH13 以上）であることを監視することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。（別紙 41）

## (b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力  を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認することで把握できる。

## b. 系統運転時の状態

運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。

## (a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。

## (b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内  にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性

能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 12)

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの $\gamma$ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。

c. 事故収束時の状態

事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙 39)

d. フィルタ装置の水位調整時の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の水位調整の確認

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。

(b) フィルタ装置スクラビング水の水質管理

フィルタ装置水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水の pH を把握できる。

e. 想定される機能障害の把握

格納容器圧力逃がし装置の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の閉塞

- ・フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。
- ・フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。
- ・フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(b) 金属フィルタの閉塞

- ・フィルタ装置出口放射線モニタにて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及びフィルタ装

置圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。

(c) フィルタ装置入口配管の破断

- ・ フィルタ装置圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(d) フィルタ装置スクラビング水の漏えい

- ・ フィルタ装置水位計にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。
- ・ 格納槽漏えい検知器により、に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙 47)

(2) 計測範囲について

格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第 2 表に示す。



第 1 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水 pH	①②で多様性あり ①は多重性あり
	(b) 系統不活性状態の確認	① フィルタ装置排気ライン圧力 ② フィルタ装置圧力	①②で多様性あり
b. 系統運転時	(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり
	(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位	①は多重性あり
c. 事故収束時	(c) ベントガスが放出されていることの確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ ② フィルタ装置圧力	①②で多様性あり
	(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認 (b) フィルタ装置の状態確認	① フィルタ装置入口水素濃度 ① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり ①②③で多様性あり ①は多重性あり
d. フィルタ装置の水位調整時	(a) フィルタ装置の水位調整の確認	① フィルタ装置水位	①は多重性あり
	(b) フィルタ装置スクラビング水の水质管理	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング pH	①②で多様性あり ①は多重性あり
e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置の閉塞	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり
	(b) 金属フィルタの閉塞	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり
	(c) フィルタ装置入口配管の破断	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり
	(d) フィルタ装置スクラビング水の漏えい	① フィルタ装置水位 ② 格納槽漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり

第 2 表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1	計測範囲	計測範囲の根拠
①フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	系統待機時における水位の範囲 [ ] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を計測可能な範囲とする。
②フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	系統運転時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa [gage]) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [ ] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③フィルタ装置スクラビング水温度	0℃～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置排気ライン圧力	0～100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 [ ] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}$ Sv/h～ $10^5$ Sv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $9 \times 10^1$ Sv/h) を計測可能な範囲とする。
	$10^{-3}$ mSv/h～ $10^4$ mSv/h	系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $4 \times 10^1$ mSv/h) を計測可能な範囲とする。
⑥フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	事故収束時に、窒素供給による系統バージ停止後において、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦フィルタ装置スクラビング水 pH	pH0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH0～pH14) を計測可能な範囲とする。

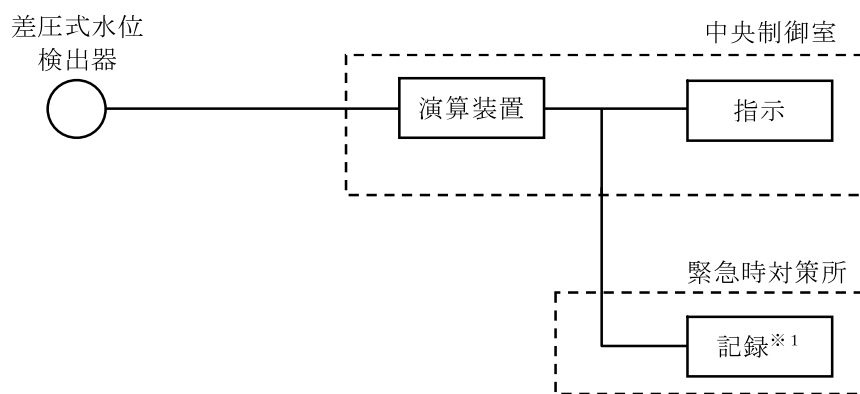
※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図

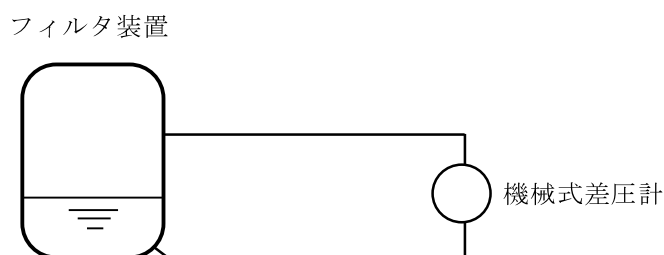
格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。また、機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（ 内）にて監視可能な設計としている。（第1図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



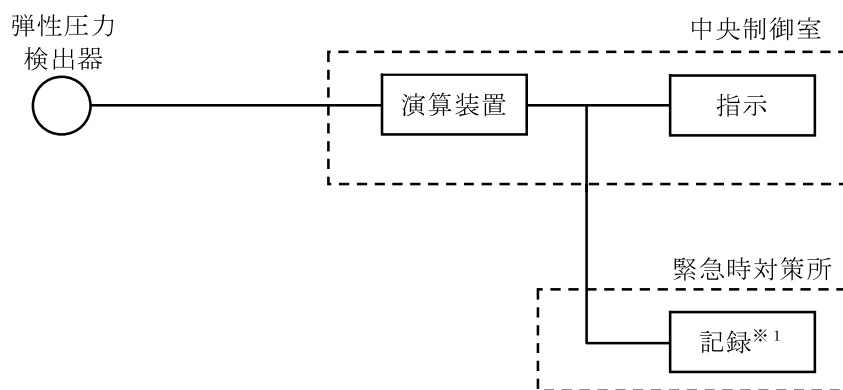
※1 緊急時対策支援システム伝送装置



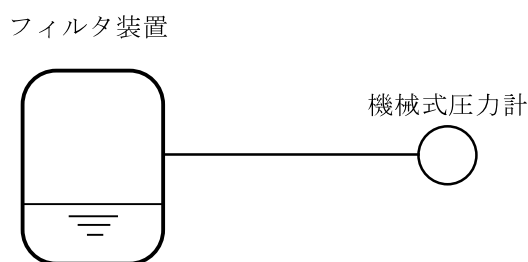
第1図 フィルタ装置水位の概略構成図

(2) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し、記録する。また、機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（  内）にて監視可能な設計としている。（第 2 図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）



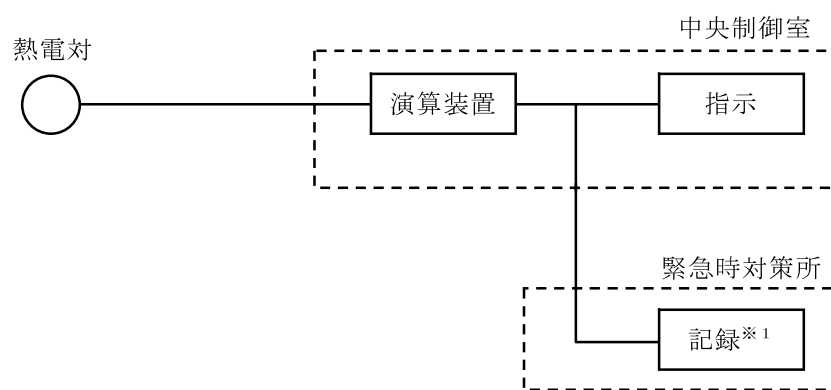
※1 緊急時対策支援システム伝送装置



第 2 図 フィルタ装置圧力の概略構成図

## (3) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し、記録する。（第3図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。）

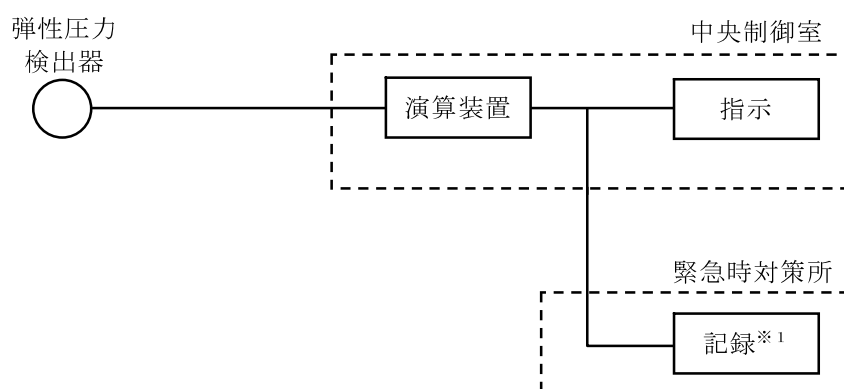


※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第3図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

## (4) フィルタ装置排気ライン圧力

フィルタ装置排気ライン圧力（自主対策設備）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第4図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」参照。）

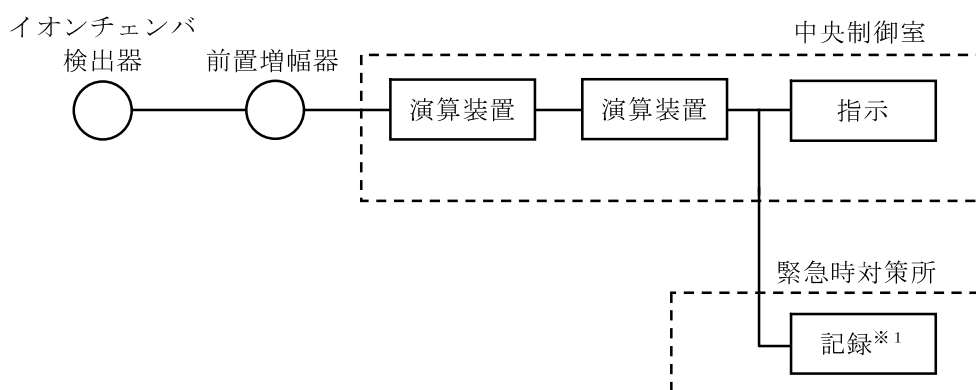


※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第4図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図

## (5) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（第5図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）

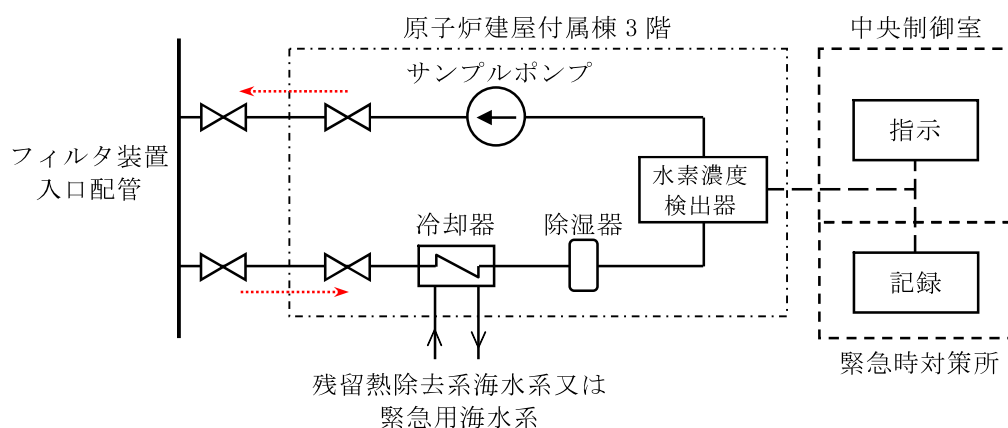


※1 緊急時対策支援システム伝送装置

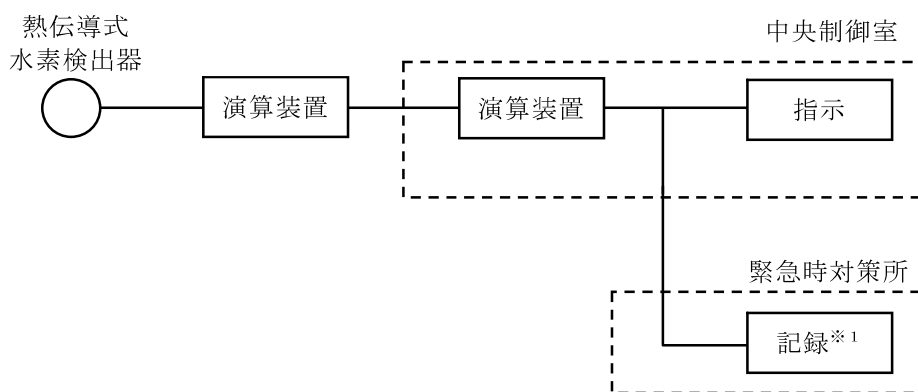
第5図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）  
の概略構成図

(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(第 6 図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第 7 図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



第 6 図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図



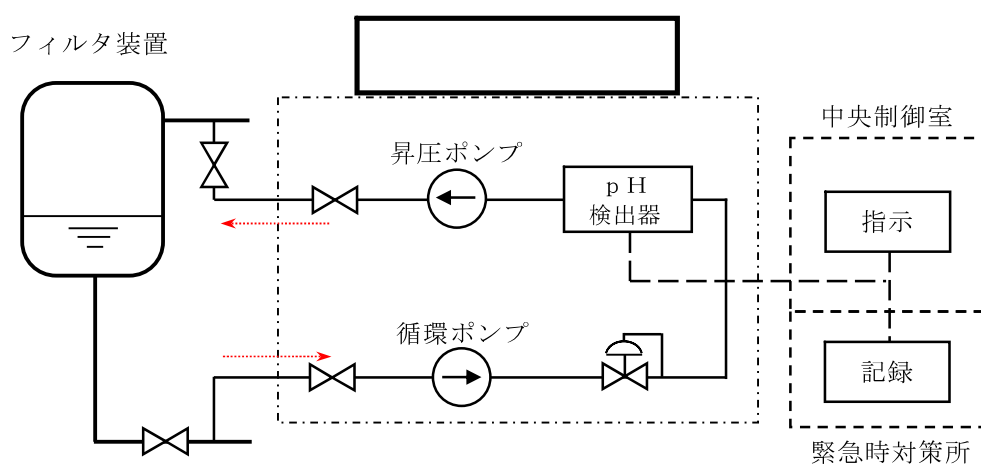
※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第 7 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

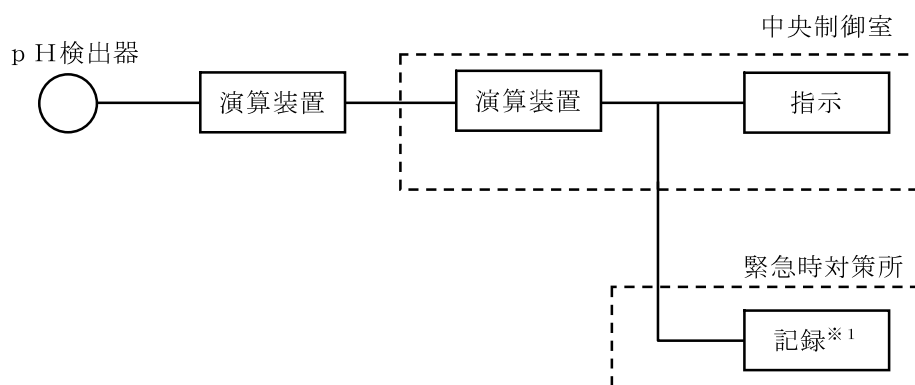


(7) フィルタ装置スクラビング水 pH

フィルタ装置スクラビング水 pH（自主対策設備）の検出信号は、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水 pH を中央制御室に指示し、記録する。（第 8 図「フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図」及び第 9 図「フィルタ装置スクラビング水 pH の概略構成図」参照。）



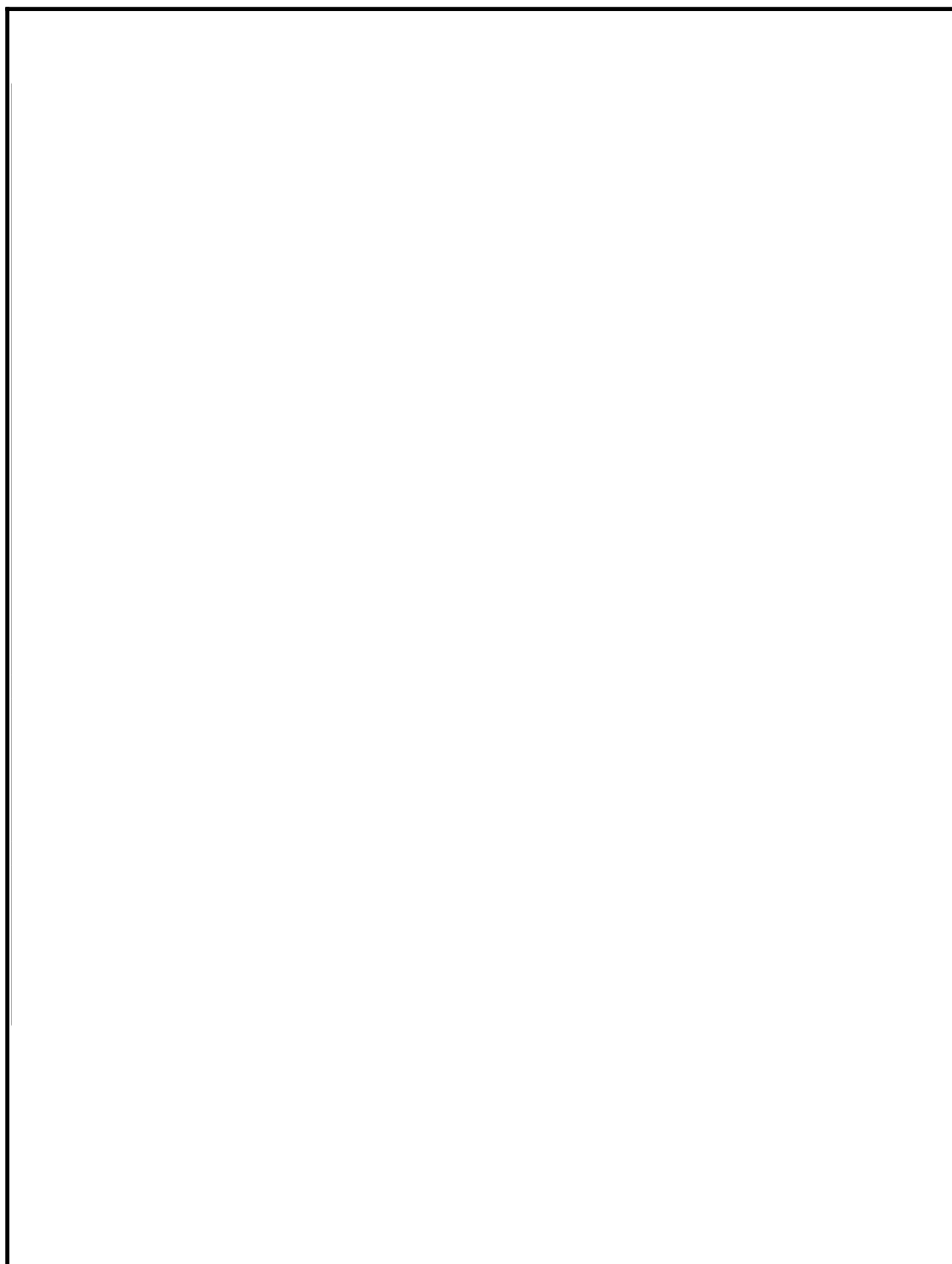
第 8 図 フィルタ装置スクラビング水 pH システム概要図



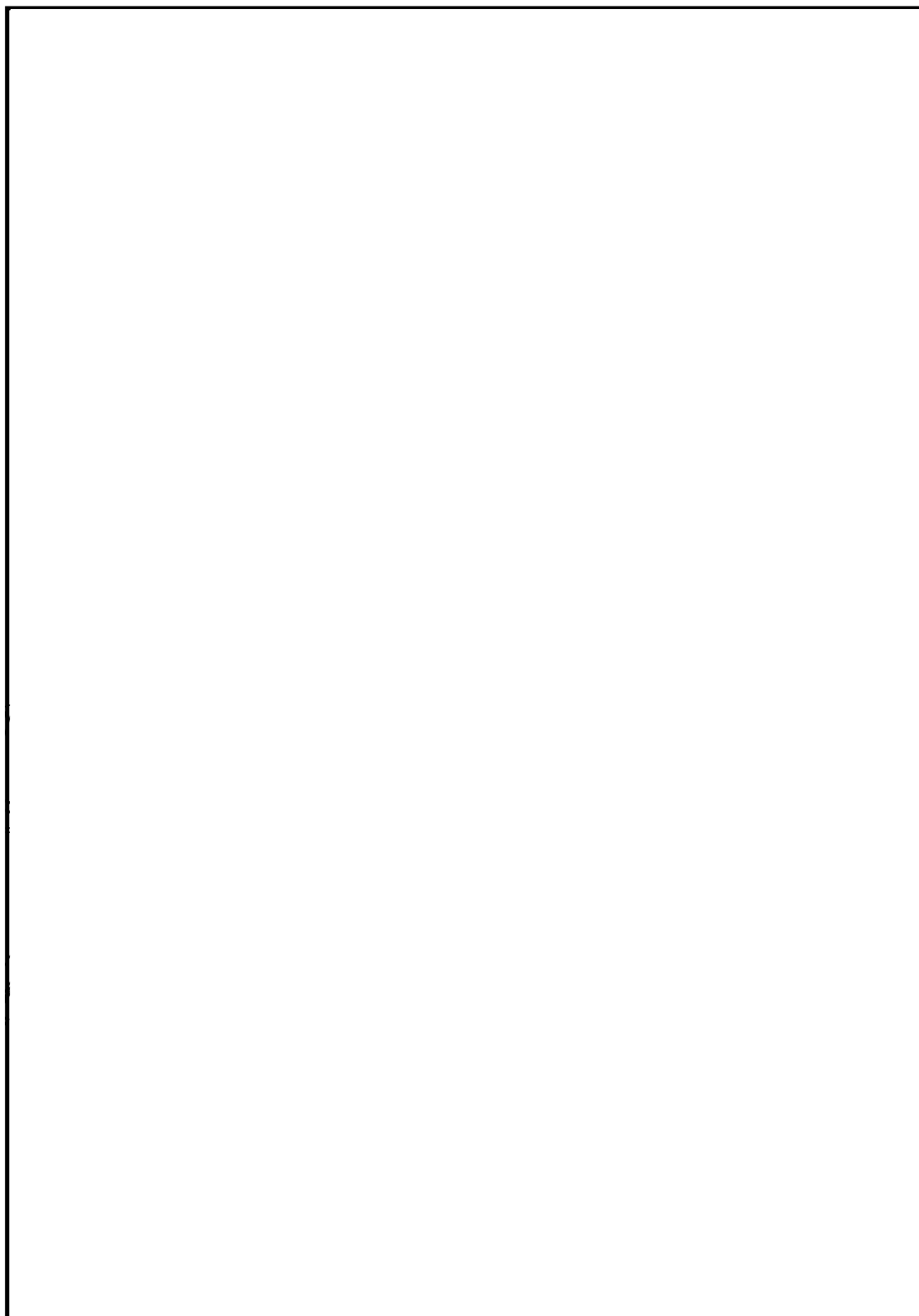
※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第 9 図 フィルタ装置スクラビング水 pH の概略構成図

参考 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の機器配置図



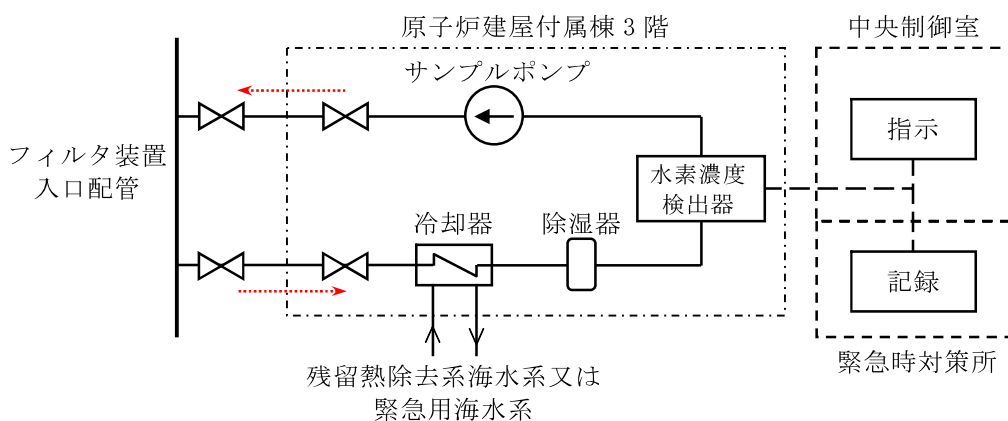
第 10 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階)



第 11 図 機器配置図（その他の建屋，屋外）

フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置入口水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、記録する。



第1図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約99m
- ・サンプリング配管の断面積：359.7mm<sup>2</sup> (3.597×10<sup>-4</sup> m<sup>2</sup>)
- ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min (約1×10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/min)
- ・サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約2.8m/min

なお、ガスは標準状態（0℃，101.325kPa [abs]）として算出。

第1表 フィルタ装置入口水素濃度の時間遅れ

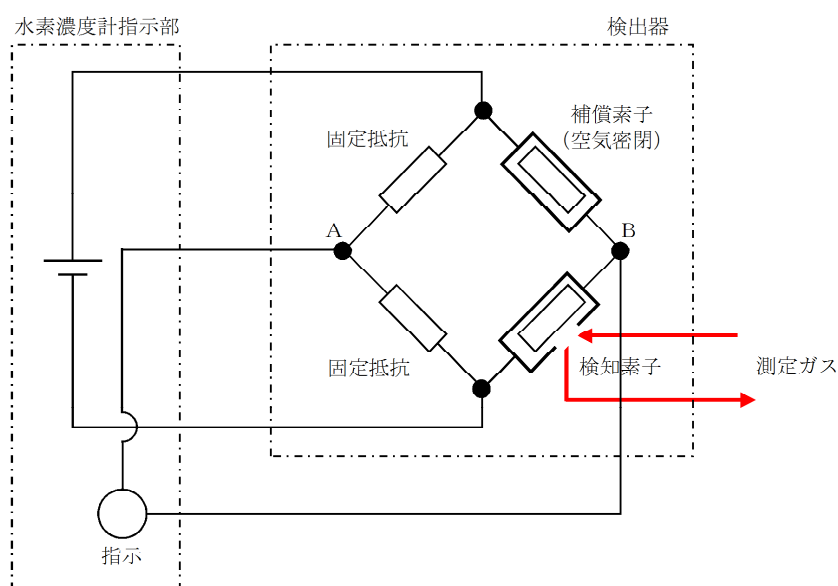
時間遅れ	約36分
------	------

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導式を用いる計画であり、第2図に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。



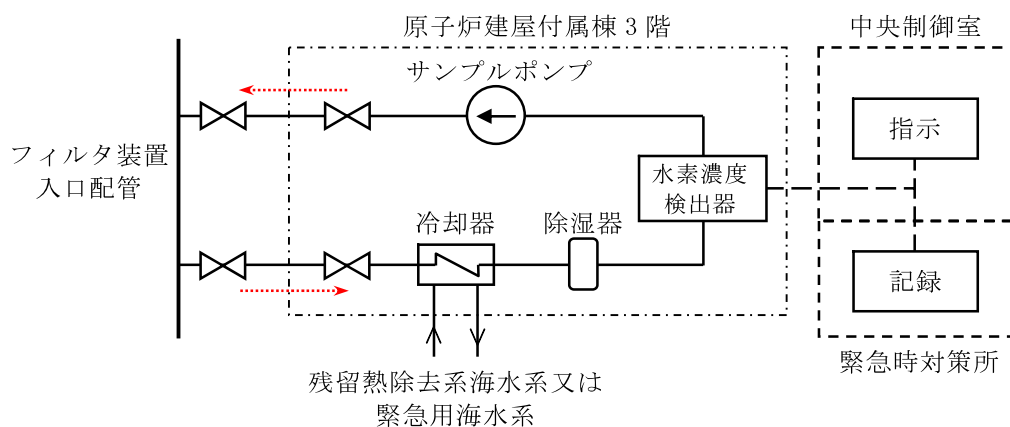
第2図 水素濃度計検出回路の概要図

## b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at $27^\circ\text{C}$ である一方、酸素、窒素は、約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$  at $27^\circ\text{C}$ と水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

## c. 水素濃度測定のシステム構成

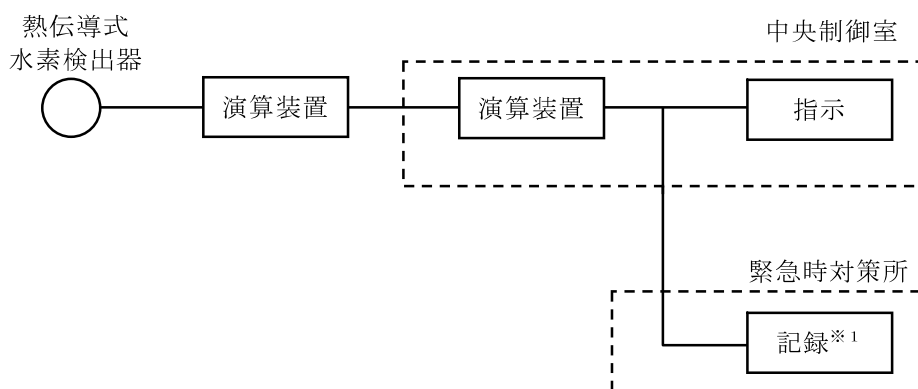
フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第3図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

d. 水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
設置場所	原子炉建屋付属棟 3 階（二次格納施設外）



※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第 4 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0～100vol%において、計器仕様は最大±2.5%の誤差を、計測範囲0～20vol%に切り替えた場合は±0.5%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

ベントフィルタ上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は、ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。

**【ケース1】**

ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

**【ケース2】**

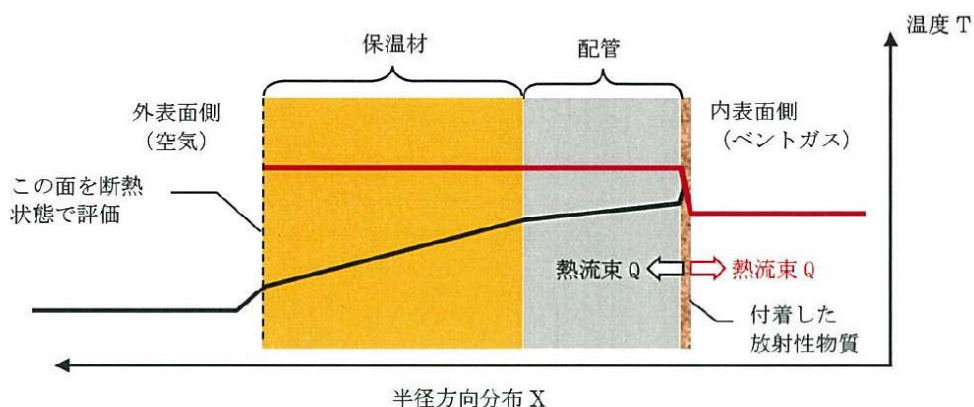
ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず、【ケース1】として、第1図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース1】の温度評価条件を第1表に示す。

なお、ベントガス温度については、第2図に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。



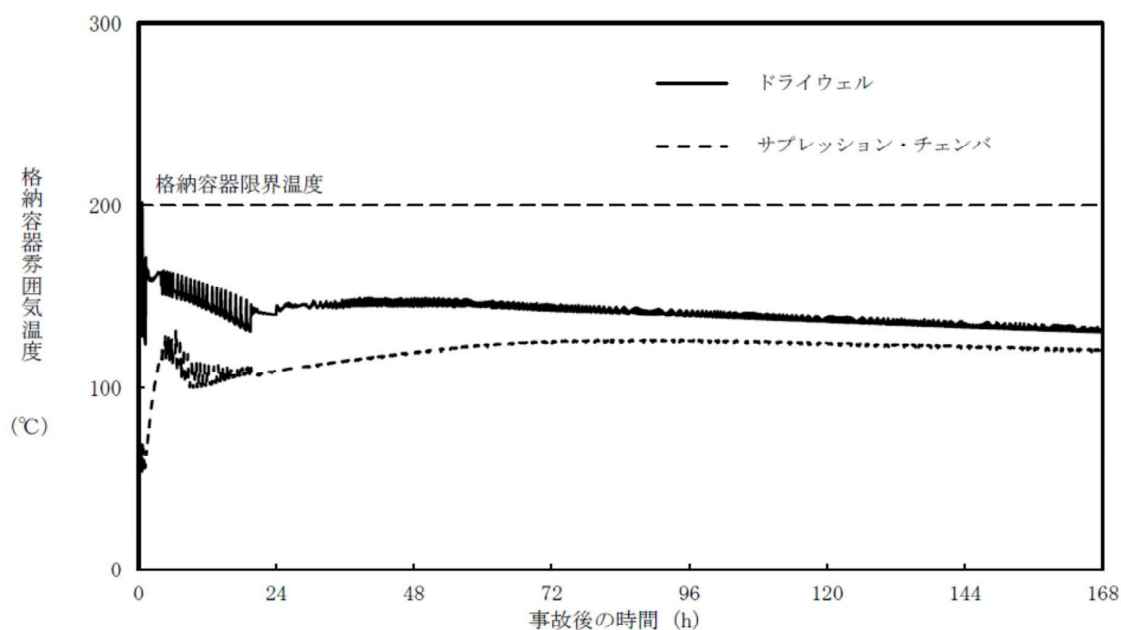


※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

第1図 配管内表面の温度評価（ケース1のイメージ）

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	11.6kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	300A, 10.3mm
配管熱流束	12.4W/m <sup>2</sup>
質量流量	2.1kg/s (ベント後期 (ベント1ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	170°C



第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器温度の推移

格納容器より流入する崩壊熱量は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）シナリオにおける11.6kWとし、配管内面に付着する放射性物質割合としては、10%/100mを用いる。評価に当たっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.1kg/sを用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内表面の上昇温度は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$$\Delta T = q / h \cdots \text{式(1)}$$

$\Delta T$  : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)

$q$  : 配管熱流束 ( $\text{W}/\text{m}^2$ )

$h$  : 配管内表面の熱伝達率 ( $W / (m^2 \cdot K)$ )

$$h = Nu \times k \times d \quad \dots \text{式(1)}$$

$Nu$  : ヌッセルト数

$k$  : 水蒸気の熱伝達率 (約  $0.034 (W / (m^2 \cdot K))$ )

$d$  : 水力等価直径 (m)

ここで、 $Nu$ を算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとしてKaysの式を引用した (式(3))。

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} \times Pr^{0.5} \quad \dots \text{式(3)}$$

$Re$  : レイノルズ数

$Pr$  : プラントル数 (1.130 ; 保守的に170℃の飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d / \nu$$

$v$  : 流速 (約13.0 (m/s) : 質量流量から換算

$\nu$  : 水蒸気の動粘性係数 (約  $3.6 \times 10^{-6} (m^2 / s)$ )

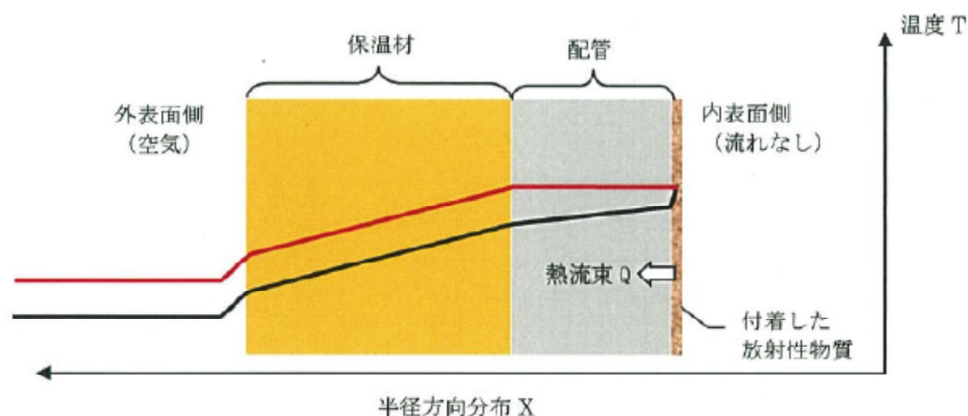
これにより、配管内面の温度上昇は0.07℃程度であると評価できる。ベントガスの温度は170℃程度であることから、上記の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度200℃を下回っているため、配管の構造健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース2】として、第3図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし、配管内

面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。ここで、評価対象の配管板厚は10.3mmであり、炭素鋼の熱伝導率が $50\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考える。また、保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法としてJIS A 9501 “保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて、配管外表面温度を評価する。

【ケース2】の温度評価条件を第2表に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」を想定する。



※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものし、全ての熱流束が配管（保温材）外表面側に移行すると評価した。

第3図 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）

第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	11.6kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	300A, 10.3mm
配管熱流束	12.4W/m <sup>2</sup>
配管外表面放射率	0.22 (アルミニウム板の放射率 <sup>※1</sup> )
環境温度	100°C

※1 JISハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$$T_h = (qL / \lambda) + T_l \quad \dots \text{式(5)}$$

$T_h$  : 配管外表面温度 (°C)

$T_l$  : 保温材表面温度 (°C)

$q$  : 配管熱流束 (W/m<sup>2</sup>)

$L$  : 保温材厚さ (0.03m)

$\lambda$  : 保温材熱伝導率 ( $2.103 \times 10^{-2} \text{W} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$ )

$$T_l = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式(6)}$$

この式(6)における,  $q$ と $h_{se}$ は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(7)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式(8)}$$

上記の式(6)における,  $q$ と $h_{se}$ は以下の式で表される。

$Q$  : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量 (W/m)

$S$  : 単位長さ当たりの配管外面表面積 ( $m^2$ )

$h_r$  : 放射による配管外表面熱伝達率 (W / ( $m^2 \cdot K$ ))

$h_{cv}$  : 対流による配管外表面熱伝達率 (W / ( $m^2 \cdot K$ ))

上記の $h_r$ は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left( \frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{T - T_{atm}} \right) \quad \dots \text{式(9)}$$

$\varepsilon$  : 配管外表面放射率 (0.22)

$\sigma$  : ステファン・ボルツマン定数 ( $5.67 \times 10^{-8}$  (W / ( $m^2 \cdot K^4$ )))

$h_{cv}$ については, JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 付属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における, 垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(10), (11)) と水平管 (式(12)) とで得られる $h_{cv}$ を比較し, 小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ( (T - T_{atm}) \geq 10K ) \quad \dots \text{式(10)}$$

$$h_{cv} (\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ( (T - T_{atm}) < 10K ) \quad \dots \text{式(11)}$$

$$h_{ev}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left( \frac{T - T_{\text{atm}}}{D_o} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(12)}$$

$D_o$  : 配管外径 (m)

これらにより評価した結果、配管外表面温度は約119.7℃となる。

以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。

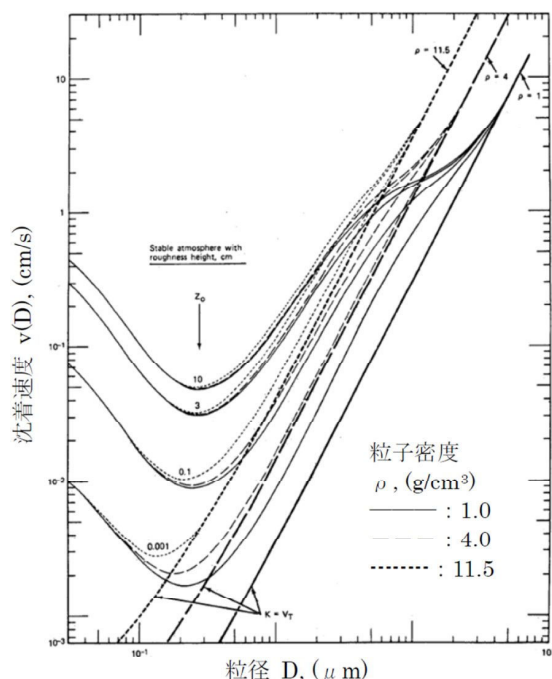
なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501において、適用範囲が  $-180^{\circ}\text{C} \sim 1,000^{\circ}\text{C}$  となっており、適用に対して問題にないことを確認している。また、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

(参考) 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するに当たっては、NUREG/CR-4551 を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”<sup>※1</sup>は、環境拡散評価（MELCOR Accident Consequence Code System : MACCS 計算）についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒子径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理したSehmelのモデルが用いられている。

このSehmelの沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ $0.001\text{cm}(10\mu\text{m})$ と粒子密度 $4\text{g}/\text{cm}^3$ を想定した、格納容器より放出される粒子径ごとの沈着速度（第1図参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。

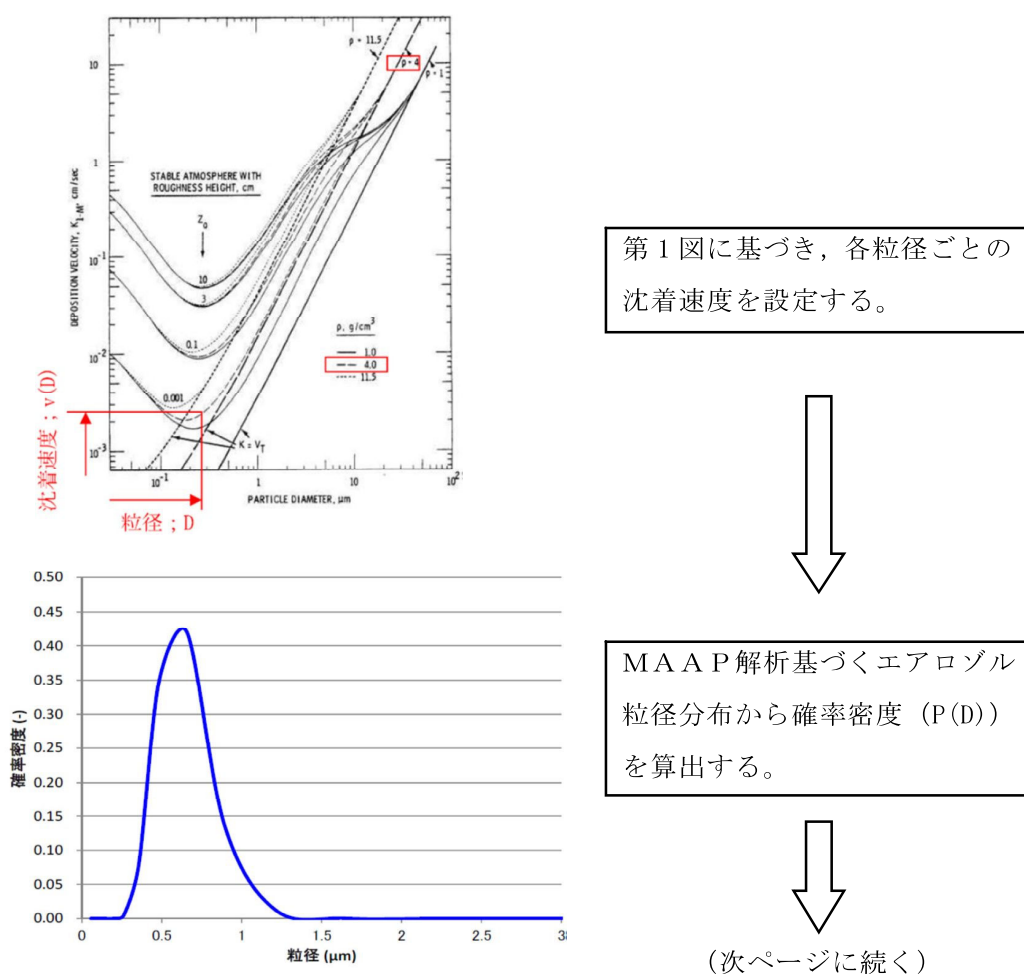


第1図 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

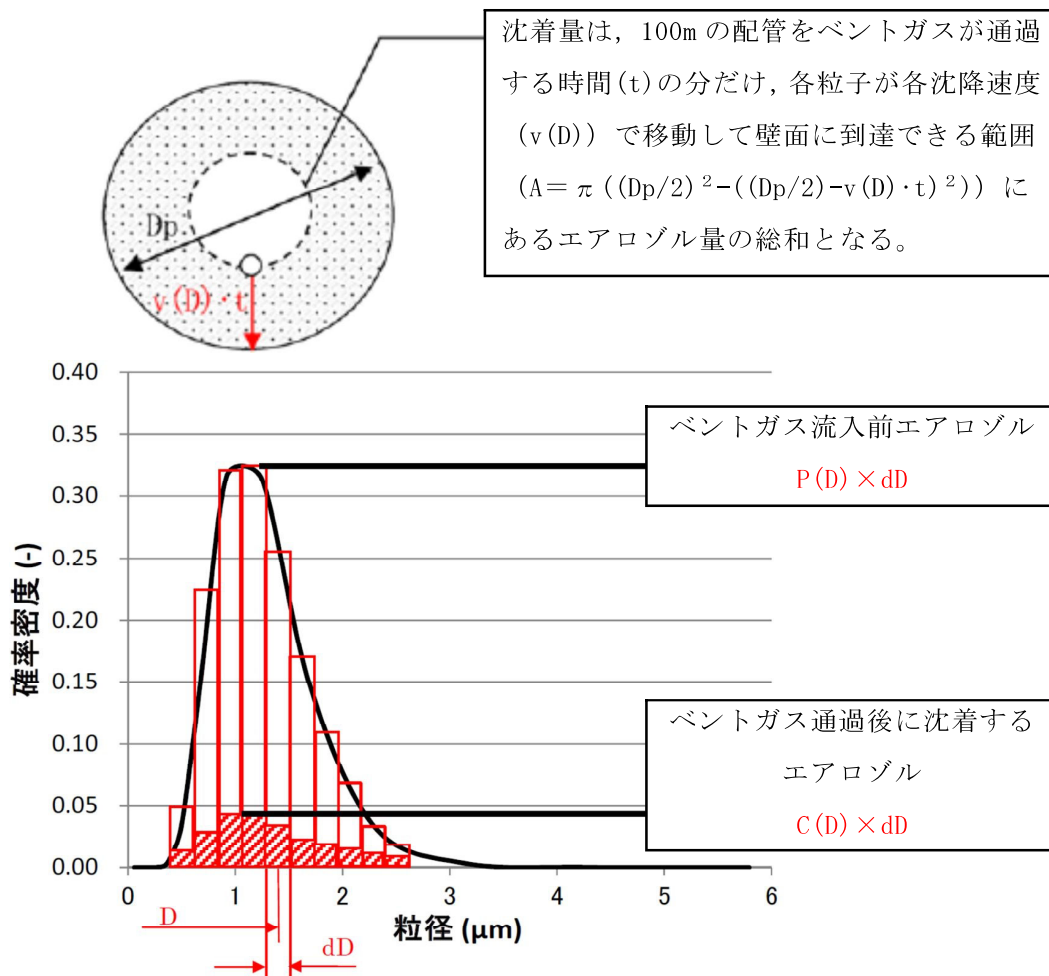


評価条件は、東海第二を対象として配管長さ100m、配管内径600mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」に基づくものとした。

これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。評価の考え方を第2図に、評価結果を第1表に示す。



第2図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



第2図 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合Rは以下の式で表される。

$$R = \left( \frac{\sum \text{Red Area}}{\sum \text{Total Area}} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D) \times dD)}{\sum (P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left( \frac{\sum (C(D))}{\sum (P(D))} \right) \times 100$$

ここで、C(D)は以下の式で表される。

$$C(D) = F(D) \times \left( \frac{\pi \left( \frac{D_p}{2} \right)^2 - \pi \left( \frac{D_p}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left( \frac{D_p}{2} \right)^2} \right)$$

$$= F(D) \times \left( \frac{\left( \frac{D_p}{2} \right)^2 - \left( \frac{D_p}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\left( \frac{D_p}{2} \right)^2} \right)$$

第1表 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	格納容器圧力	
			620kPa[gage] <sup>※1</sup>	69kPa[gage] <sup>※2</sup>
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	23.7	3.8
	蒸気流速	m/s	23	14
沈着割合		%	1.0	1.6

※1：最高使用圧力（2Pd）

※2：事象発生7日後の最小流量となる圧力

第1表より、最小流量であっても約1.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100m当たり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1 ” Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT” , N U R E G / C R - 4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990