

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません。

東海第二発電所	工事計画審査資料
資料番号	TK-1-482 改0
提出年月日	平成30年5月1日

別紙 22

ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価

1. 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

格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象を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想定する事象として選定する。

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4図に示す。大気中への放出経路については第5図に示すとおりであり、非常用ガス処理系等が起動するまで（事象発生から2時間）は原子炉建屋からの漏えいを想定し地上放出するとし、非常用ガス処理系等が起動した以降（事象発生から2時間以降）は非常用ガス処理系排気筒からの放出を想定し排気筒放出とする。また、ベント実施以降は格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出を想定し原子炉建屋屋上の排気口放出とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第6図～第8図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

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表に示すように、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。なお、内部被ばくについては、第4表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

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、外部被ばくについては、第4表示すとおり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、第4表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、第二弁の操作については、空気ポンベにより加圧された第二弁操作室内で作業することを考慮し評価を行った。

大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後、第5表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置配管、原子炉建屋等からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくについては、第6表及び第7表に示す原子炉建屋の外壁、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

第一弁（S/C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第 11 図～第 13 図に示すとおりである。第一弁（D/W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第 14 図～第 17 図に示すとおりである。第二弁（S/C側及びD/W側共通）のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 19 図～第 21 図に示すとおりである。また、第一弁及び第二弁のベント操作を行う場合の屋外移動時のアクセスルートは第 18 図に示すとおりである。

d. 評価点

評価点は、第 11 図～第 22 図に示すとおりであり、ベント操作時は作業場所を評価点とする。アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質（グラウンドシャインの評価含む。）に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、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、格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく評価を行った。

e. 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、第一弁（S/C側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分）、第一弁（D/W側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また、第二弁（S/C側及びD/W側共通）の開操作は、ベント実施直後から 180 分作業場所（第二弁操作室）に滞在するものとし、作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（第二弁操作室滞在）180 分）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 100 mSv 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 9 表～第 11 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時で約 37 mSv、第二弁開操作時で約 28 mSv 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時で約 52 mSv、第二弁開操作時で約 42 mSv となった。

2. 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系統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

想定事象としては、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シナリオにおいて、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、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第9図及び第10図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

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表示するようにガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮した外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。なお、内部被ばくについては、第5表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、スクラビング水補給作業については一部建屋内の作業もあるが、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は、屋外にいるものとして評価を行った。

大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質濃度を求めた後、第5表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。なお、スクラビング水補給作業については一部建屋内の作業もあるが、地表面に沈着した放射性物質による外部被ばくは、屋外にいるものとして評価を行った。

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による外部被ばくについては、第7表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線による外部被ばくについては、第8表に示す格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽壁及び作業場所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22図に示すとおりであり、スクラビング水補給及び窒素供給作業は作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質(グランドシャインの評価含む。)に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、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、格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

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、7日目(7日目に到達する前の1時間)について被ばく評価を行った。

(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12表及び第13表に示すとおり、サプレッション・チェンバ(S/C)からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については13 mSv/h、窒素ガスの供給作業については3.6 mSv/hとなり、ドライウエル(D/W)からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については15 mSv/h、窒素ガスの供給作業については4.6 mSv/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。

3. 水源及び燃料の補給作業の作業員の被ばく評価

重大事故対策の作業のうち、作業時間が長く被ばく線量が高くなる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象としては、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シナリオにおいて、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しサプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合について評価を行った。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第6図及び第10図に示すとおりとし、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と同様の被ばく経路を考慮し評価を行った。

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表示するようにガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮した外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。なお、内部被ばくについては、第5表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質濃度を求めた後、第5表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

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による外部被ばくについては、第7表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線による外部被ばくについては、第8表に示す格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽壁及び作業場所遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価点

評価点は、第22図に示すとおりであり、水源及び燃料の補給作業時は作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質（グラウンドシャインの評価含む。）に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、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、格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

d. 作業時間

格納容器ベント実施後、水源の枯渇まで3日程度の余裕があるが、水源補給準備時間は約3時間以内に完了する。

このため、格納容器ベント後の水源補給作業開始については、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減を踏まえて総合的に判断する。

実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率となる格納容器ベント実施3時間後とする。

水源の補給作業時間は、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給作業のうち、補給準備作業についてはポンプ設置作業を75分、ホース敷設等作業65分とし、補給作業については補給準備作業を20分、補給監視作業を360分とする。

なお、補給監視作業の作業時間は、代替淡水貯槽への補給作業の作業時間(21時間)に補給監視を行う対応要員の交替を考慮し、最も作業時間が長くなる360分とする。

燃料の給油作業時間は、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料の給油作業のうち、給油準備作業は90分、給油作業は175分(25分×7回)とする。

(2) 評価結果

水源の補給作業における作業員の実効線量は約61 mSv、燃料の給油作業における作業員の実効線量は約26 mSvとなり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100 mSv以下であり、水源の補給作業及び燃料の給油作業ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第14表に示す。

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LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	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	3,293 MW	定格熱出力
運転時間	1サイクル当たり 10000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 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{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)」×「3293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10000時間)で算出したABWR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	MAAP解析結果
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5 % 無機よう素 : 91 % 有機よう素 : 4 %	R. G. 1. 195 ^{*1} に基づき設定

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)	1 Pd以下 : 0.9 Pdで0.5 %/日 1 Pd超過 : 2 Pd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 (0.9 Pd 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)	1.5 h後~19.5 h後 : 1.3 %/日 (一定) その他の期間 : 0.5 %/日 (一定)			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0.9 Pd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エルスプレイ)			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 : 9.0×10^{-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*2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 Plan6.5.5*3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		S/Cベント	D/Wベント	MAAP解析結果及び NUREG-1465*4に基づき設定 (補足 5 参照)
	希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}	
	CsI類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}	
	CsOH類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	
	Sb類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	TeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	
	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	
	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	
	CeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}	

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2

第1表 放出量評価条件 (3/3)

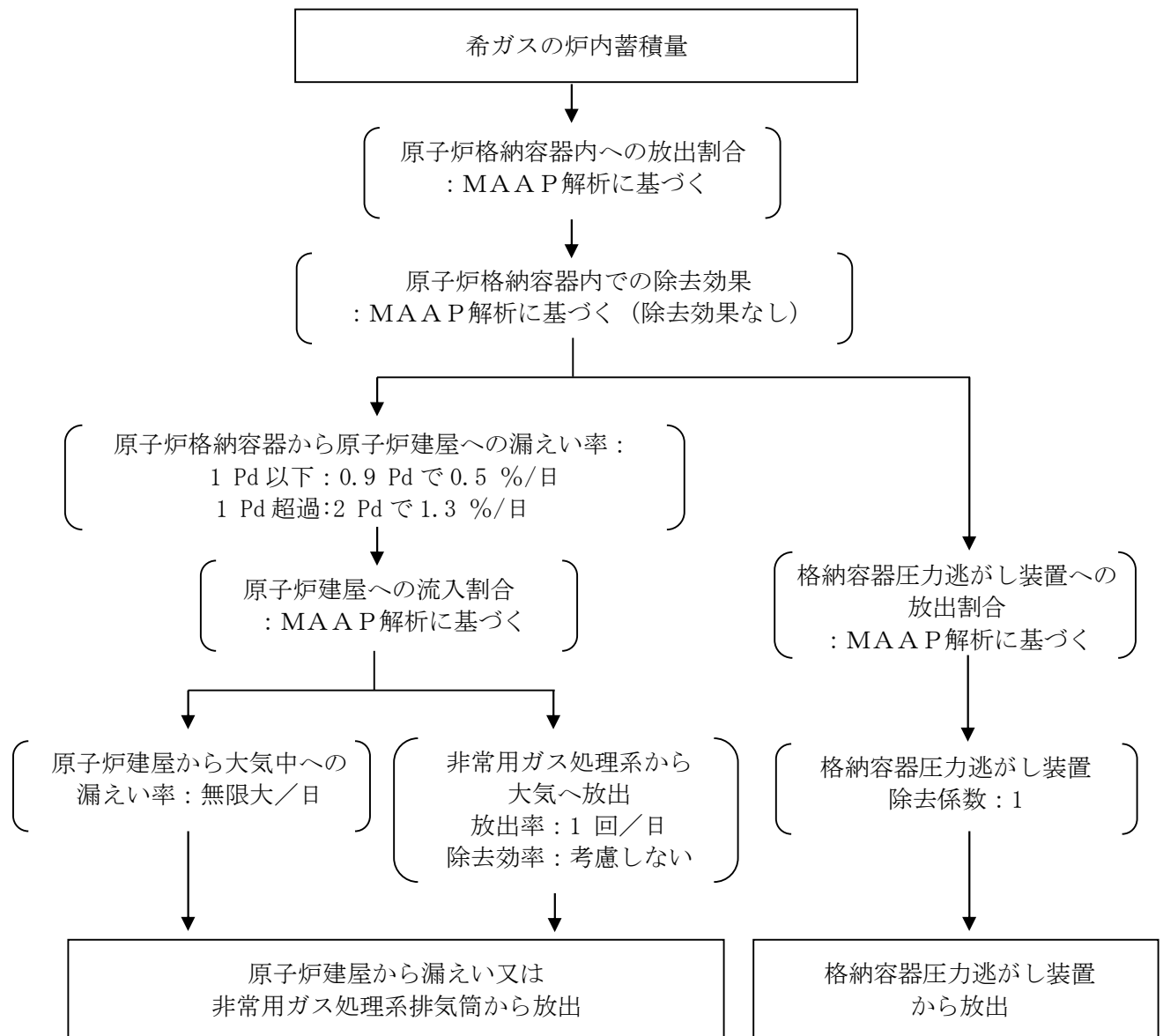
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)			設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、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 9.5×10^{-1}	D/Wベント : 約 9.5×10^{-1}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 (補足5参照)
	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	
	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	
	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	
	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	
	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	
	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	
	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	
	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス	: 1		設計値に基づき設定
	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)	: 1000		

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

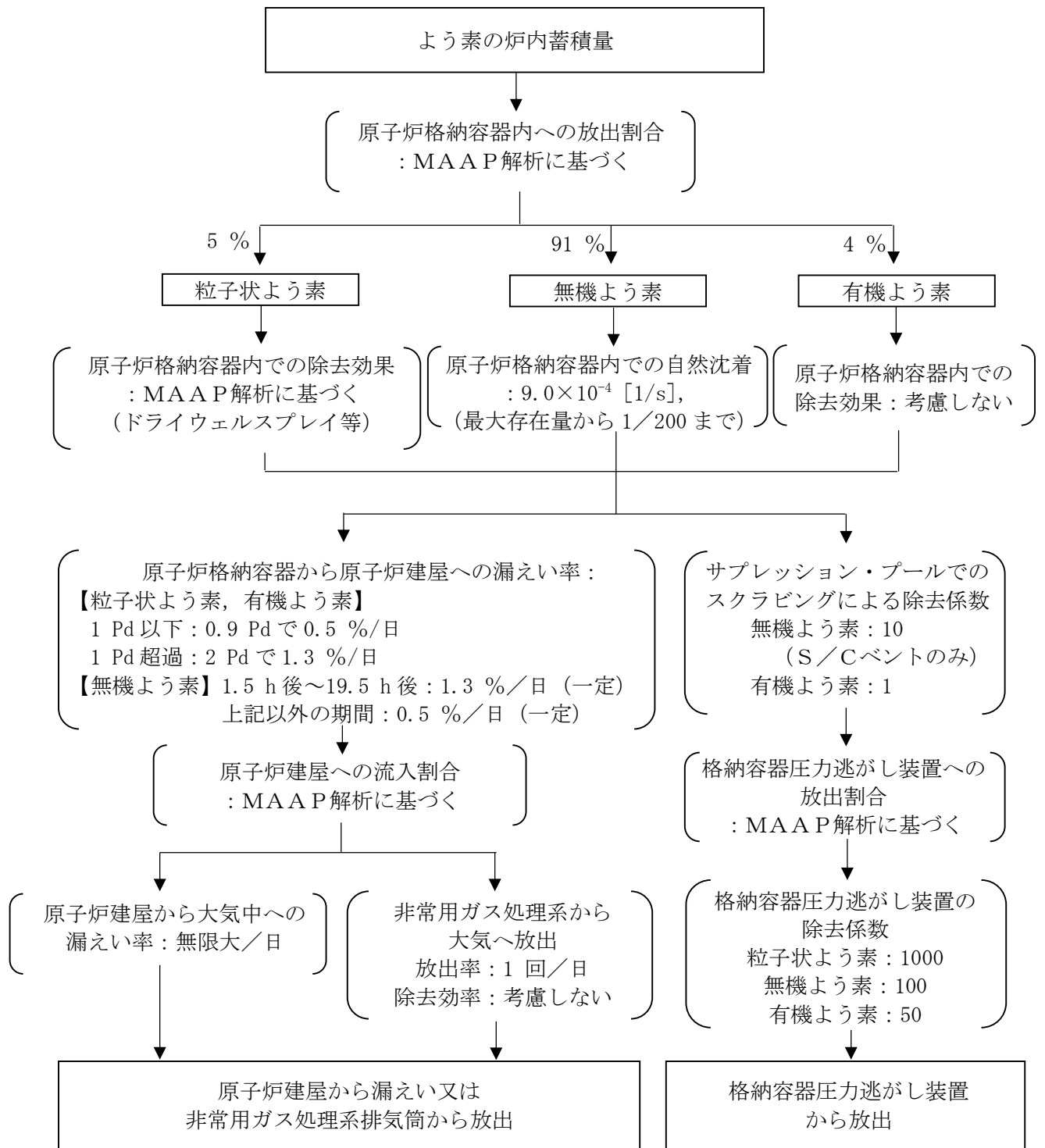
※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005

※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

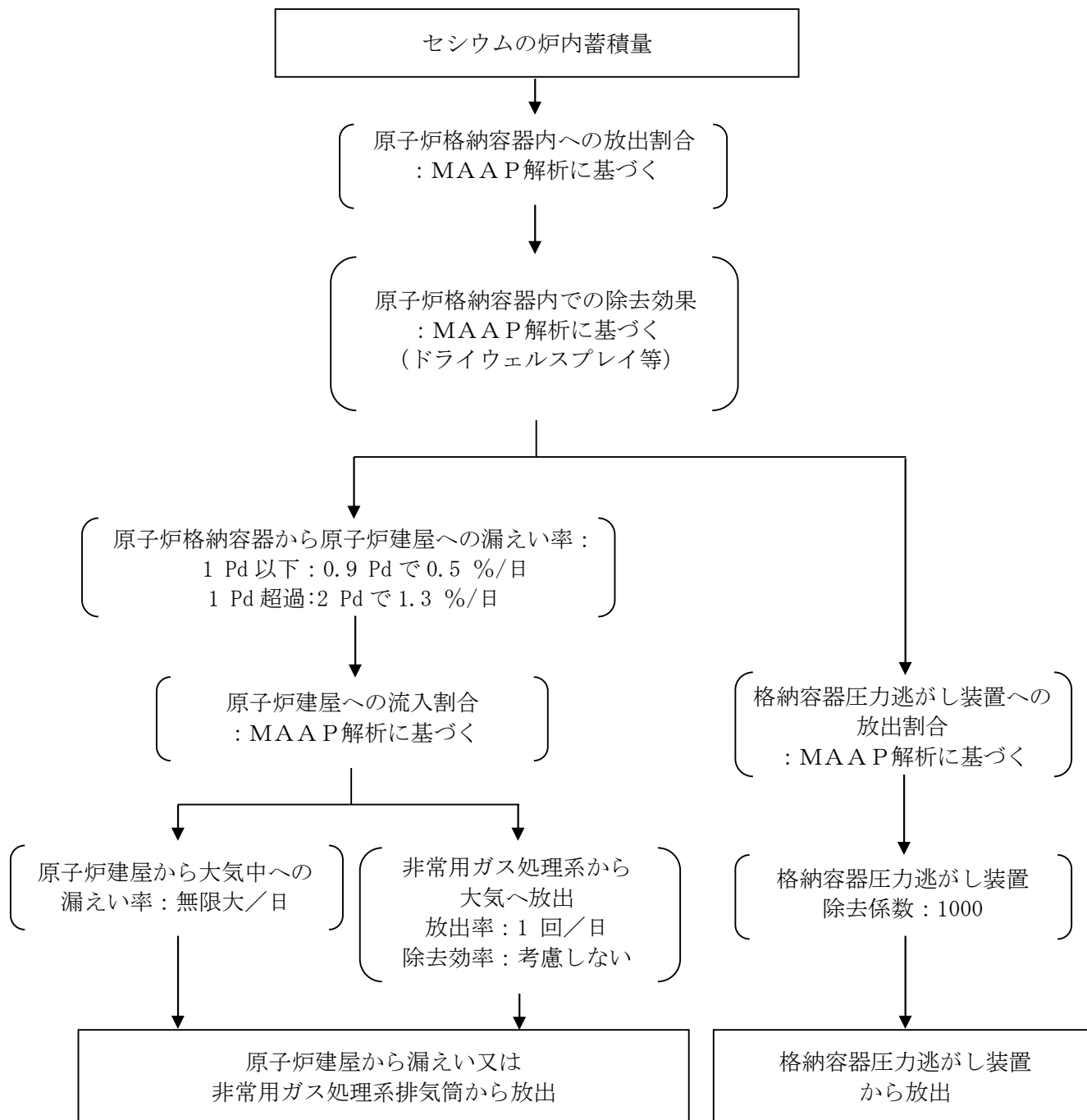
※4 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995



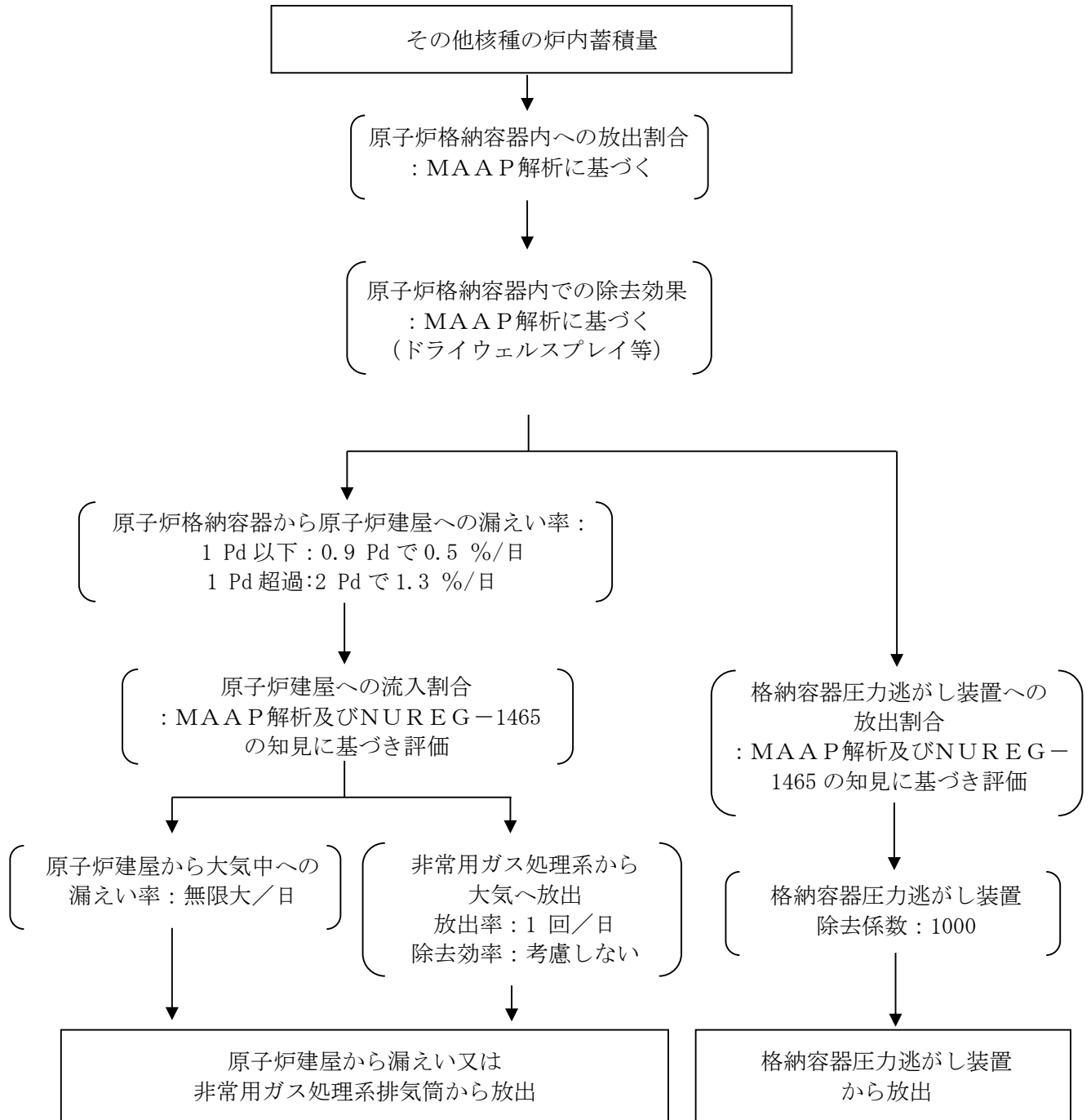
第 1 図 希ガスの大気放出過程



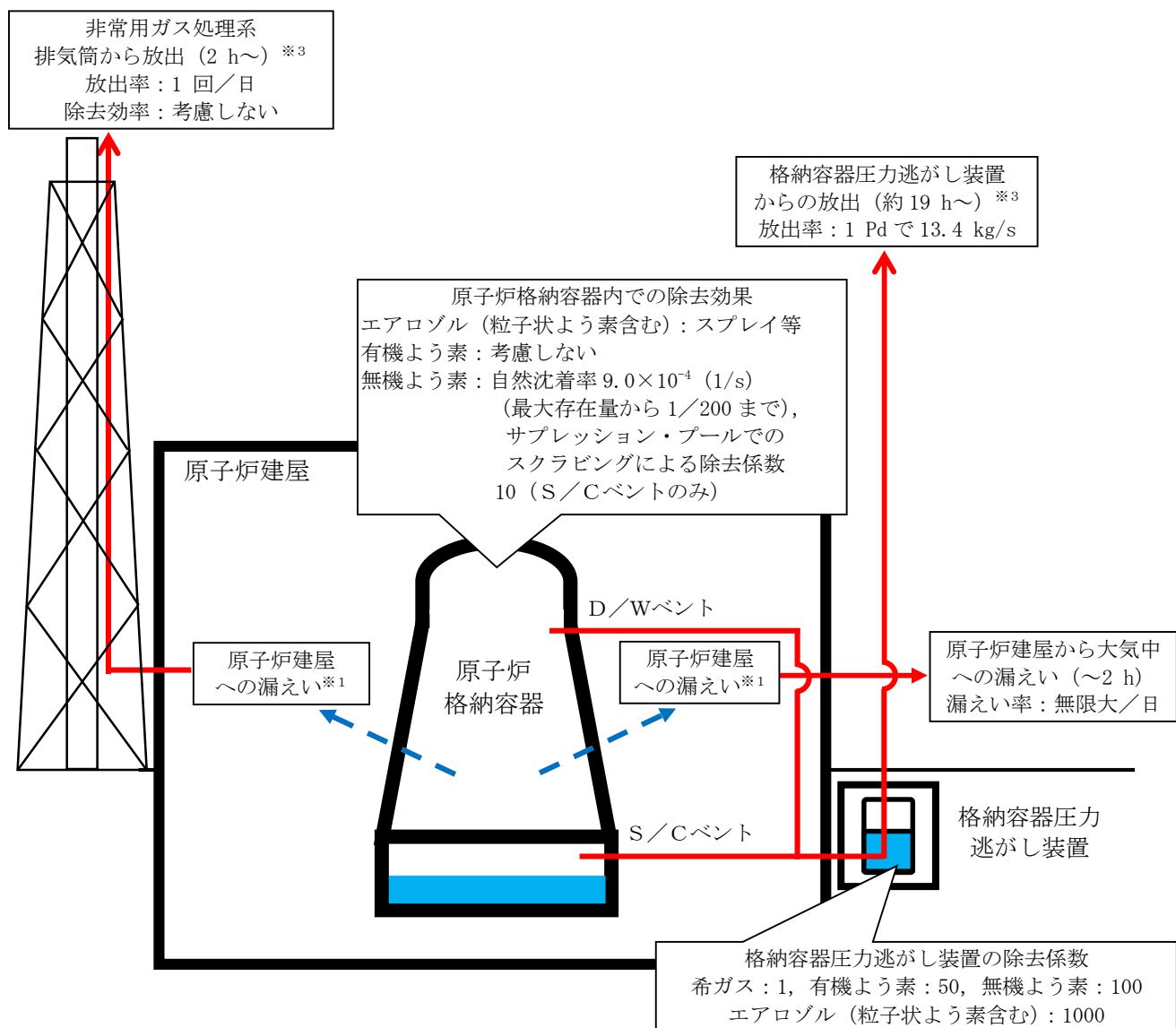
第 2 図 よう素の大気放出過程



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

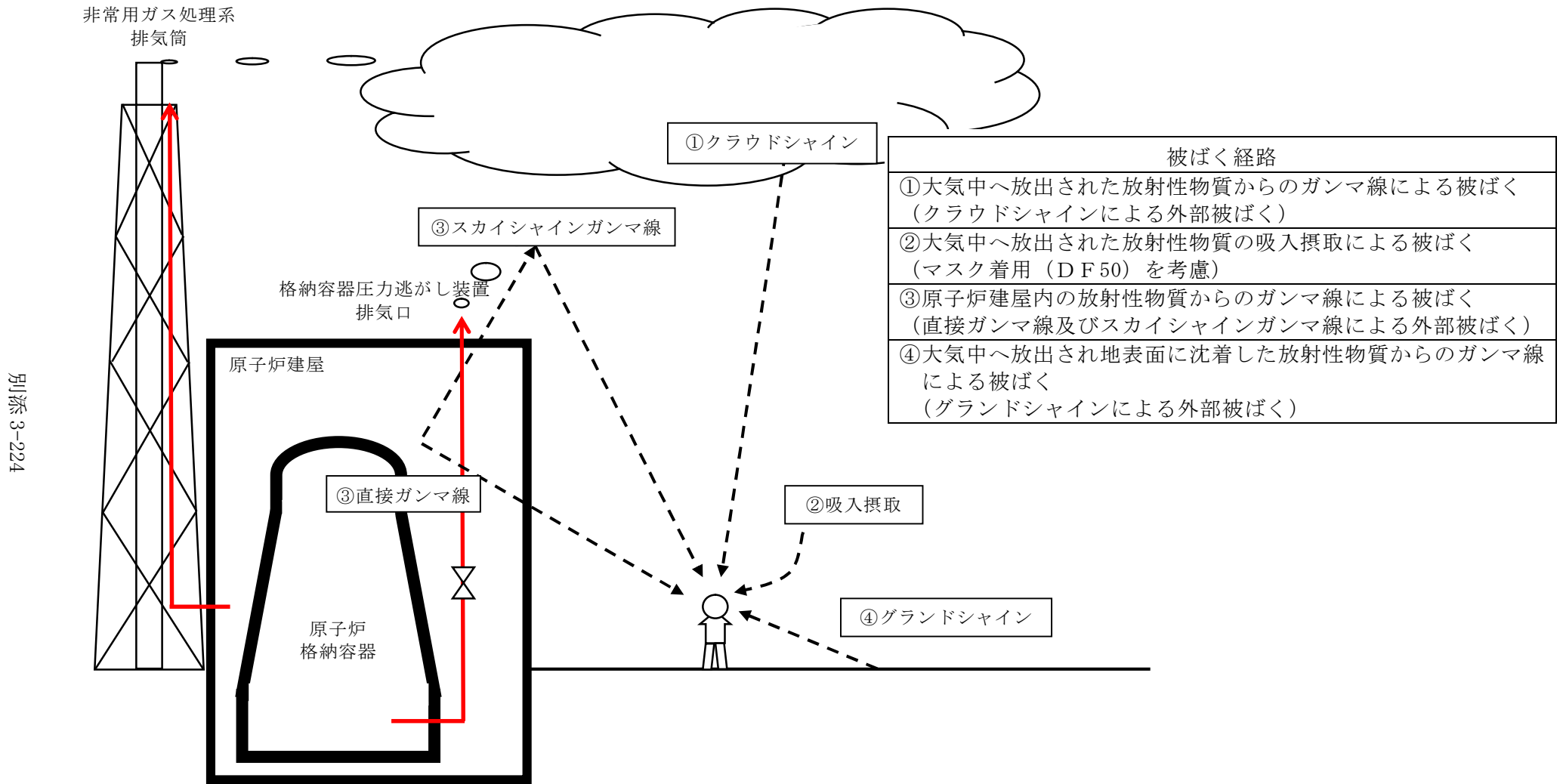


- ※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
1 Pd 以下: 0.9 Pd で 0.5 %/日, 1 Pd 超過: 2 Pd で 1.3 %/日
【無機よう素】
1.5 h 後~19.5 h 後: 1.3 %/日 (一定), 上記以外の期間: 0.5 %/日 (一定)

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

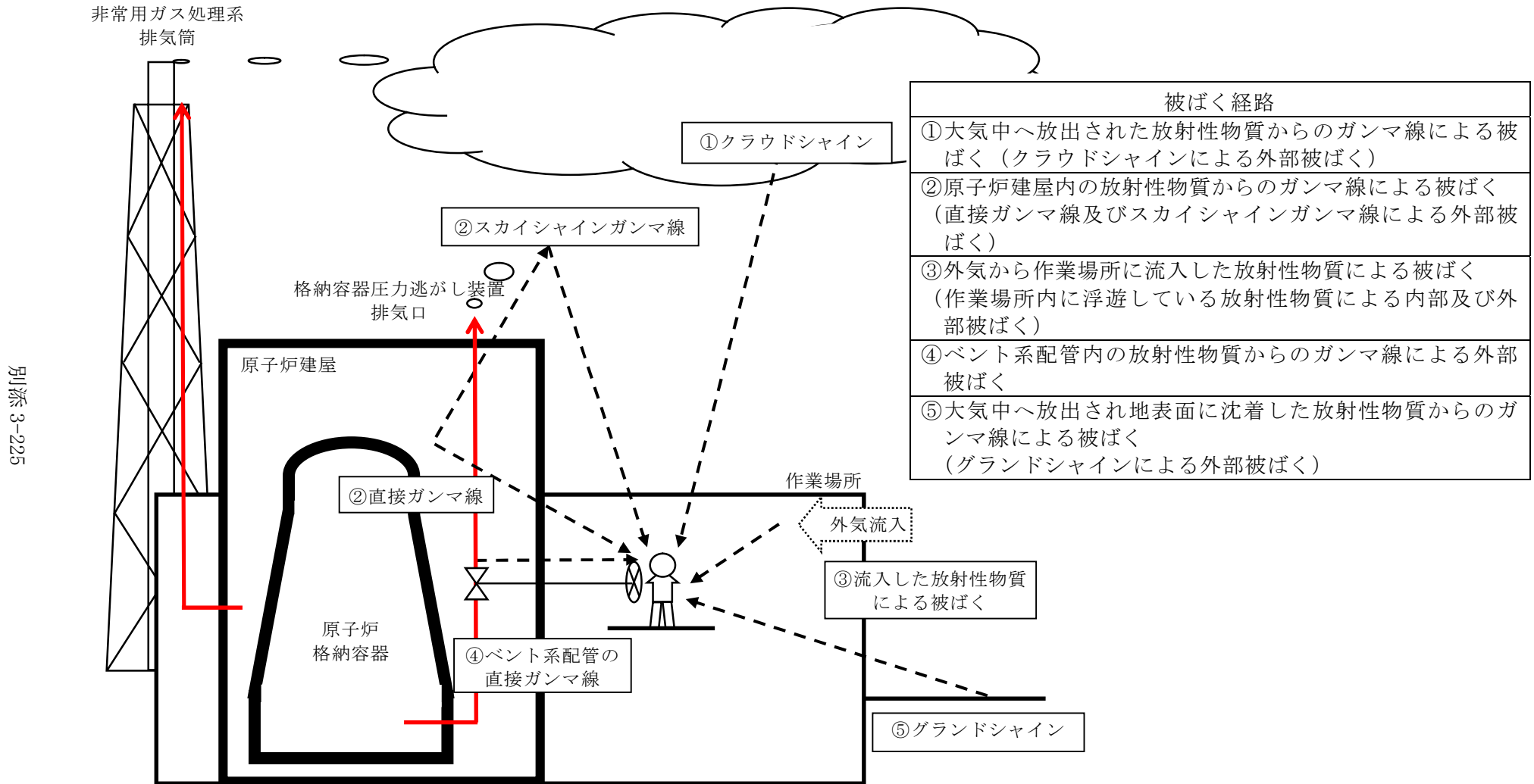
- ※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため, 事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
- ※3 事象発生後 19 h 以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)



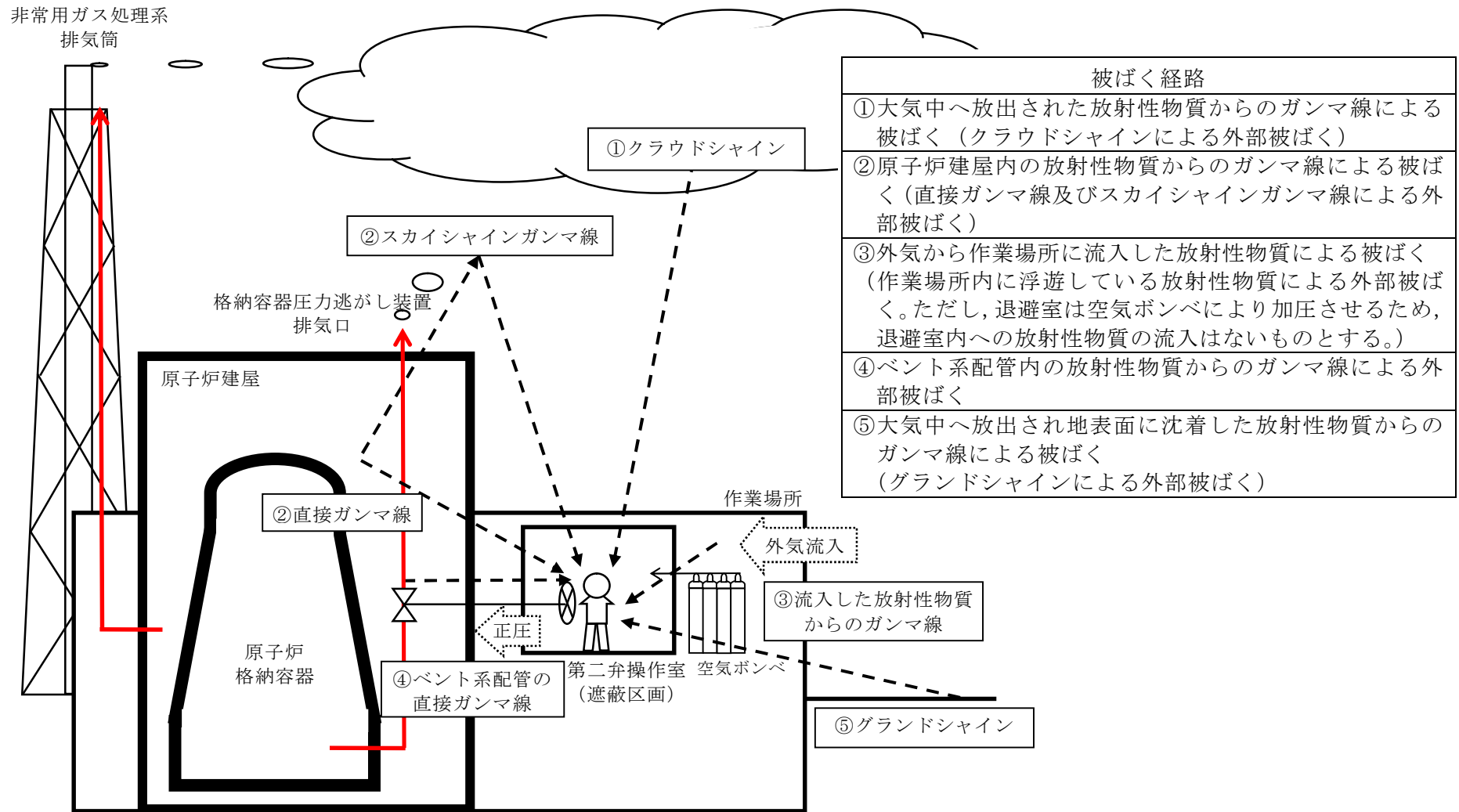
別添 3-224

第 6 図 ベント操作に係る作業時及び燃料給油時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時及び屋外作業時)

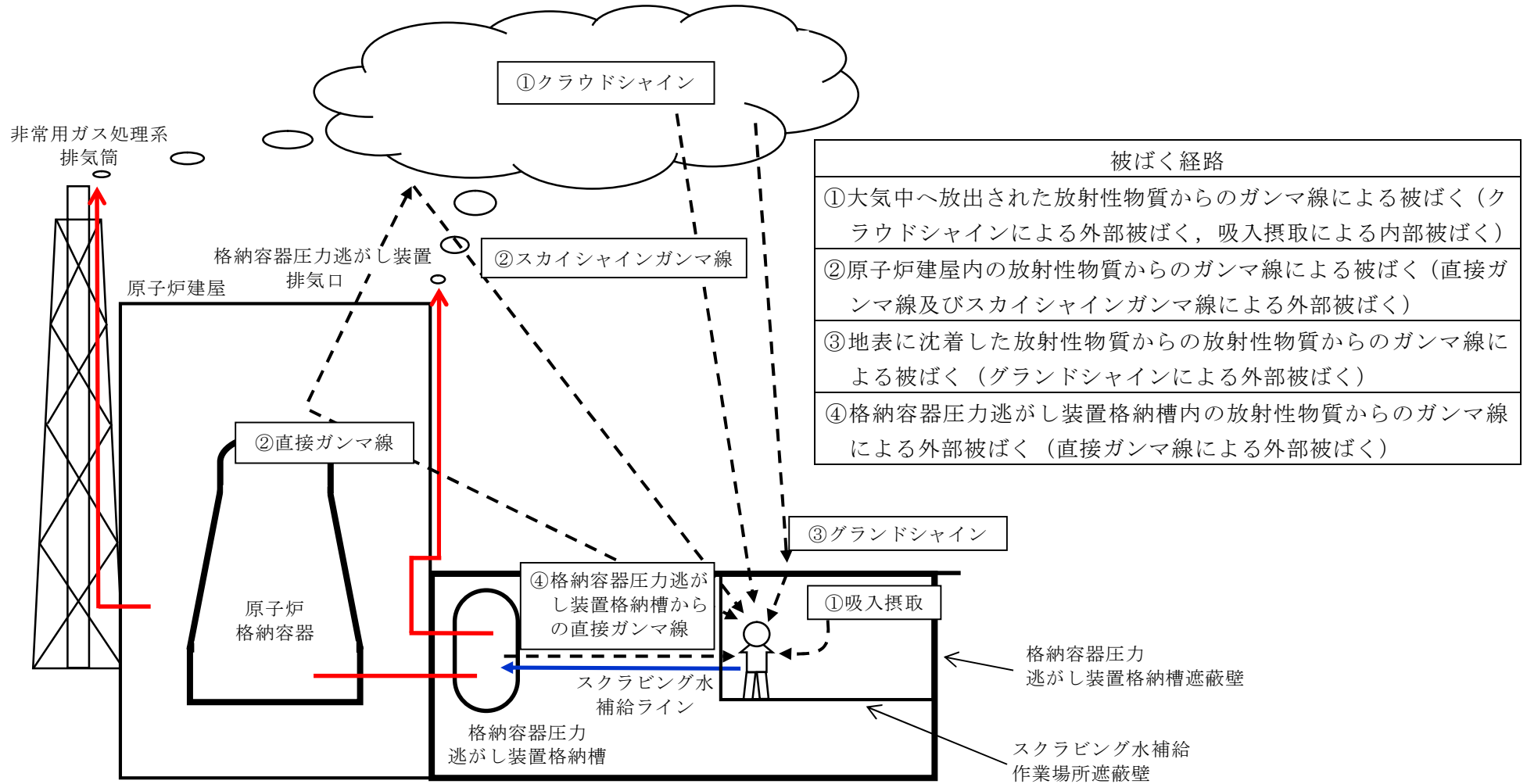


別添 3-225

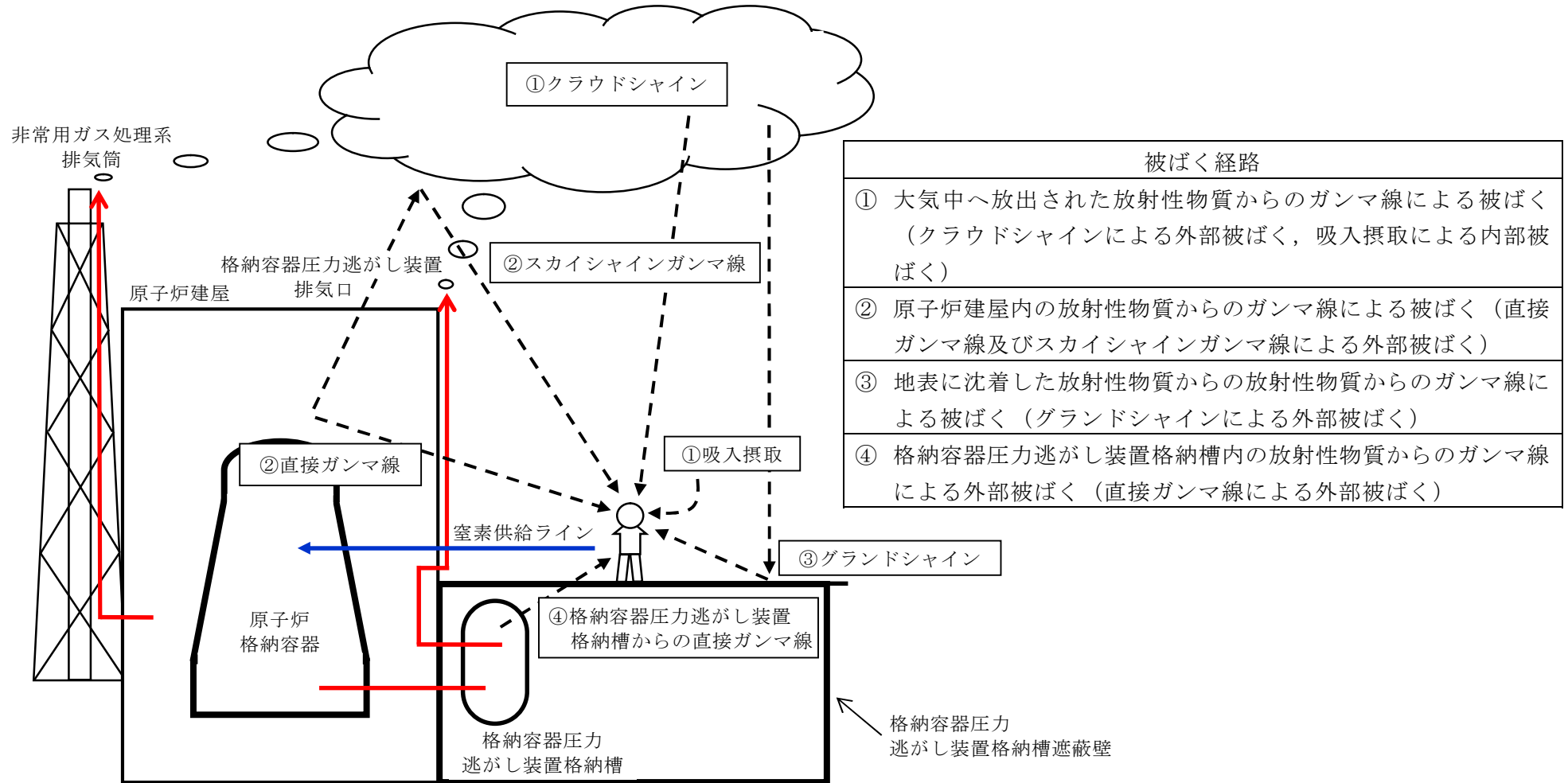
第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）



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 9 図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ（屋外作業時）



第 10 図 窒素供給作業時及び水源補給作業の作業員の被ばく評価経路イメージ（屋外移動時及び屋外作業時）

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 10 m 排気筒風 : 地上 140 m	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 10 m）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 140 m）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 0 m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出 : 地上 55 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 : 地上 95 m	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 22 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	3000 m ²	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 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) (1/3)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 2.1×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.4×10^{-20}
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)		約 1.2×10^{-19}	
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) (2/3)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
スクラビング水 補給作業	屋外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)			約 4.2×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)			約 8.7×10^{-19}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)			約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)			約 1.2×10^{-19}
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			χ/Q (s/m ³)
	格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)		χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.7×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.3×10^{-20}

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

作業内容	放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
		χ/Q (s/m^3)	D/Q (Gy/Bq)
水源補給準備作業【ポンプ設置等】 水源補給作業【補給監視】 燃料給油作業 (西側淡水貯水設備付近)	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.9×10^{-18}
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 6.6×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 2.4×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.1×10^{-19}
水源補給準備作業【ホース施設等】 (代替淡水貯水槽付近)	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 3.3×10^{-18}
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}

NT2 補① V-1-8-1 別添3 R2

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)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot \chi / Q \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_{γ} : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5 MeV 換算値) E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10^{-3} /m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等の空間体積 (V _R)	< S / C からのベントを行う場合 > ・ 第一弁 操作場所 : 2200 m ³ 屋内移動アクセスルート : 2200 m ³ ・ 第二弁 操作場所 : 590 m ³ 屋内移動アクセスルート : 2200 m ³ < D / W からのベントを行う場合 > ・ 第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・ 第二弁 操作場所 : 590 m ³ 屋内移動アクセスルート : 2200 m ³	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。
第二弁操作室の遮蔽及び空気ボンベ加圧考慮 (第二弁操作場所) のみ)	第二弁操作室の遮蔽厚 : <input type="text"/> *1 (コンクリート) 空気ボンベによる加圧時間 : ベント実施から 3 時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート)	第二弁操作場所にベント後 3 時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5 mm) 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	2.00 g/cm ³	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 (補足 12 参照)

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2

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 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2 m ³ /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 : 1.7×10^{-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 及び補足 13 参照)

第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ ^{※1}	第一弁 (S/C側)	作業場所		ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁，補助遮蔽設備等を考慮（第11図～第21図参照）
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
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（-5 mm）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		2.00 g/cm ³		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（補足12参照）
配管中心から評価点までの距離	第一弁 (S/C側)	作業場所		—
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		

※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

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

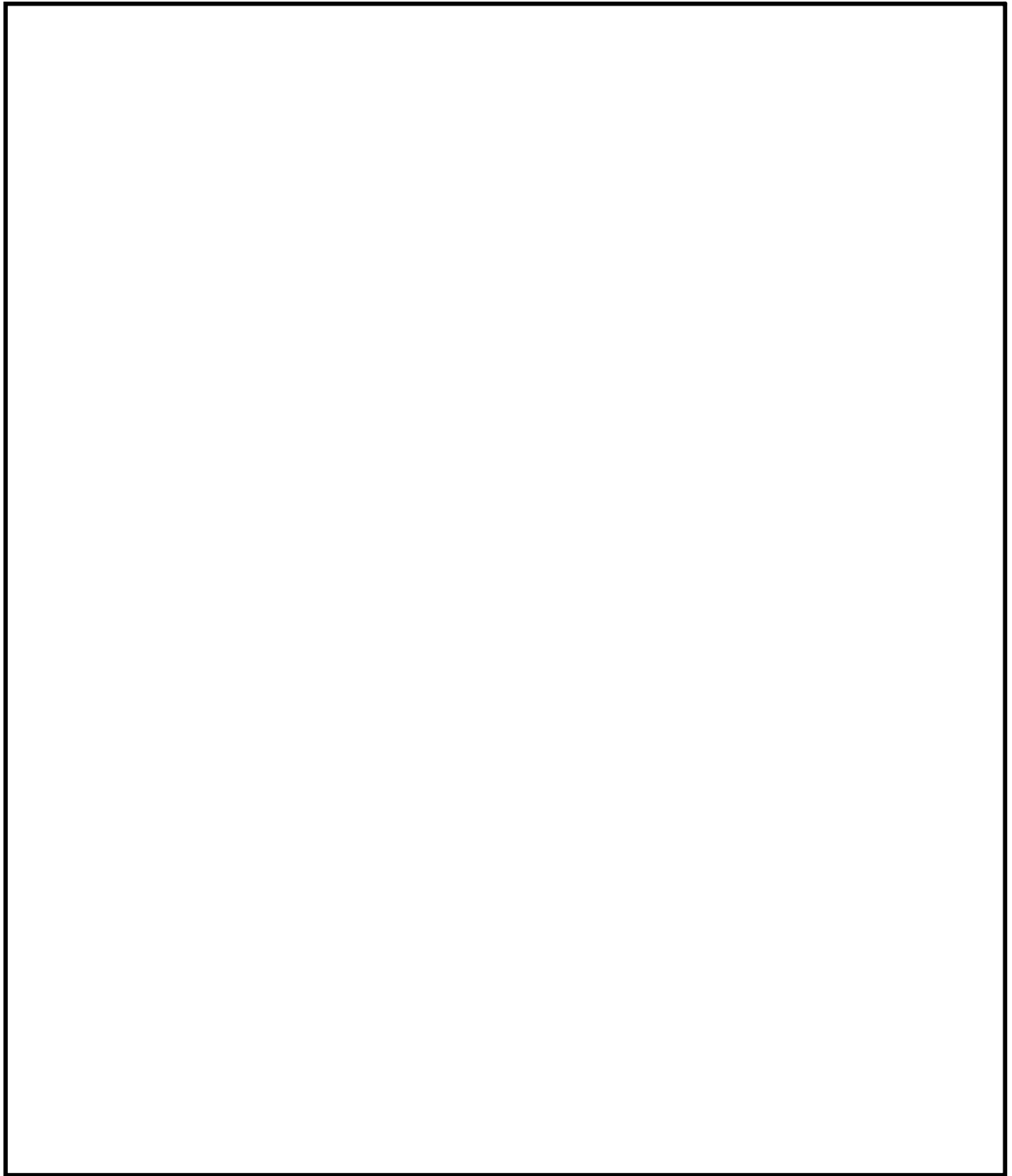
項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ		原子炉建屋外壁（二次遮蔽）の厚さを設定（補足13参照）
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮（補足13参照）
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ

第 8 表 格納容器圧力逃がし装置からの直接ガンマ線

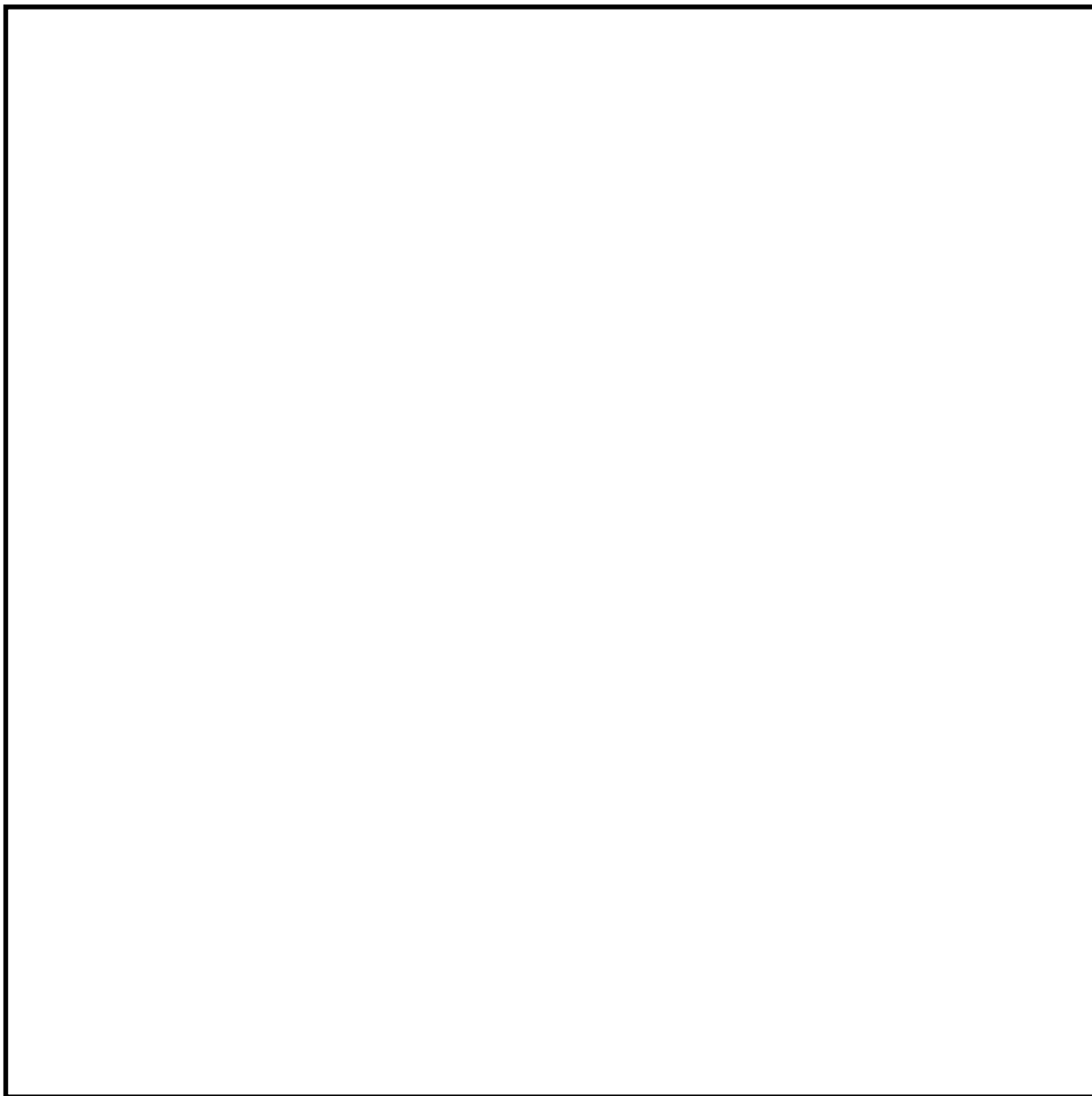
項 目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給 作業場所遮蔽壁		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計 値 (10m Sv/h 以下) に基づき設定
格納容器圧力逃がし 装置格納槽遮蔽壁		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計 値 (0.625 mSv/h 以下) に基づき設定
コンクリート密度	2.10 g/cm ³	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10 g/cm ³ 以上で施工



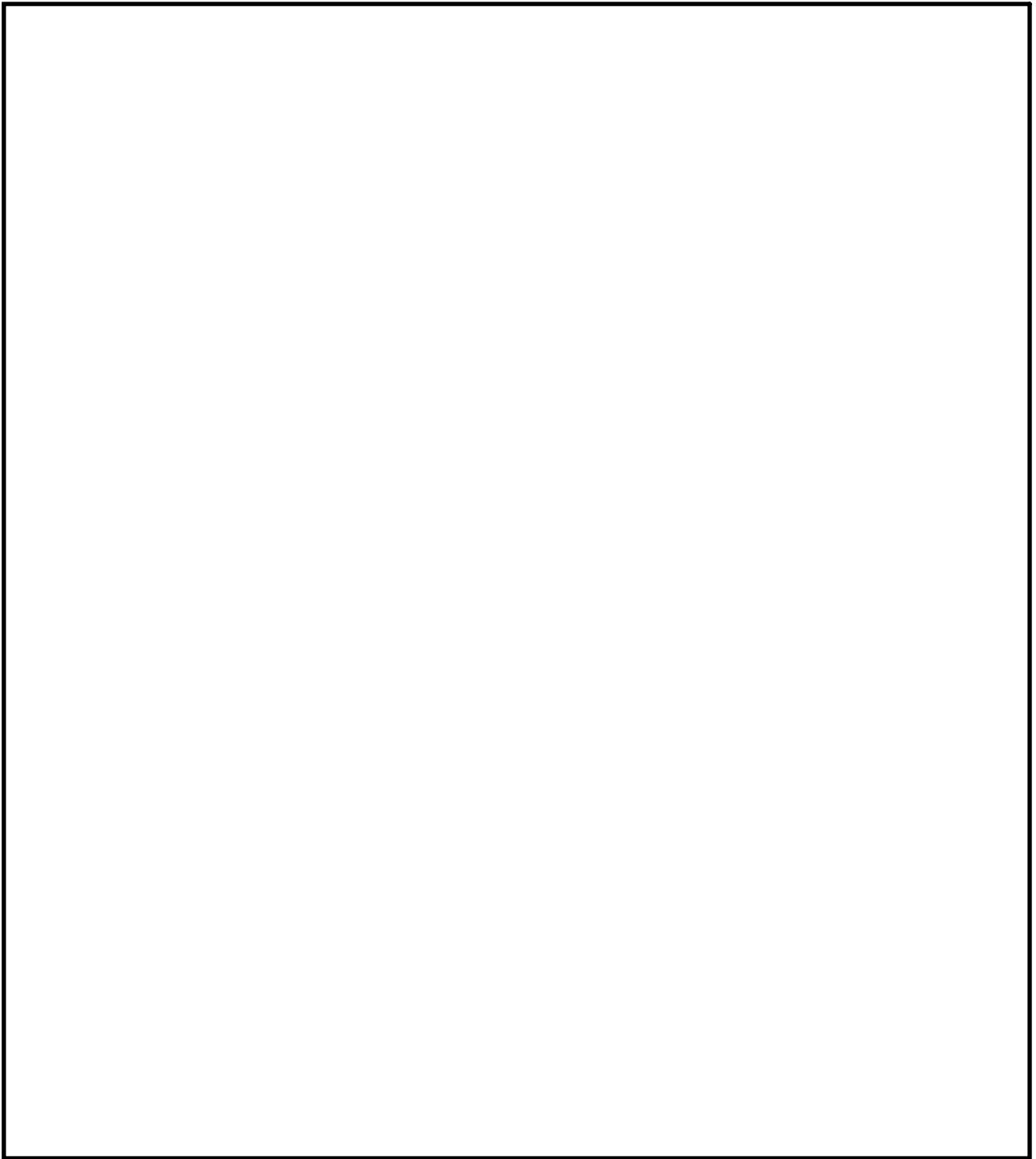
第11図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階，4階）



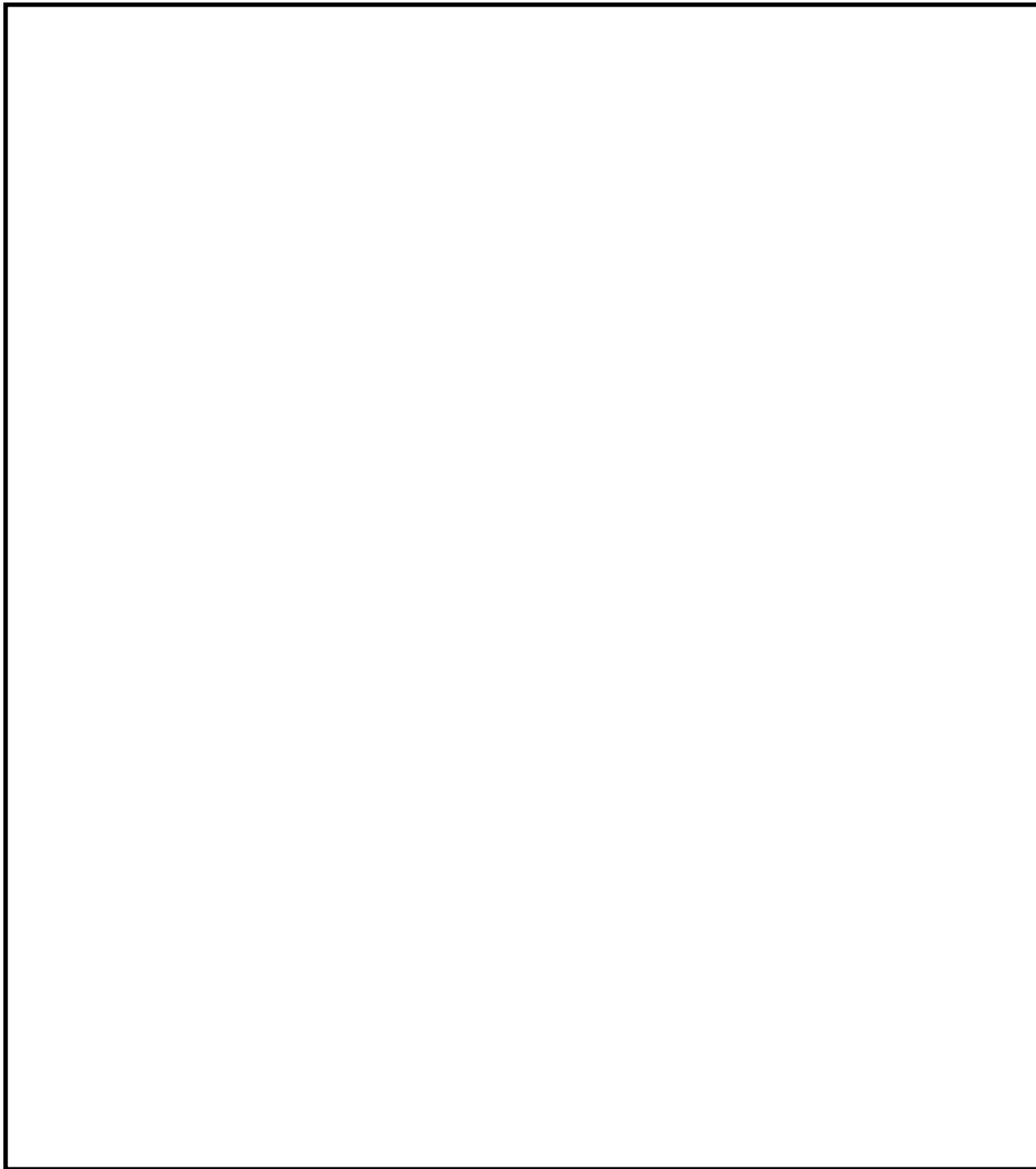
第12図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋付属棟2階）



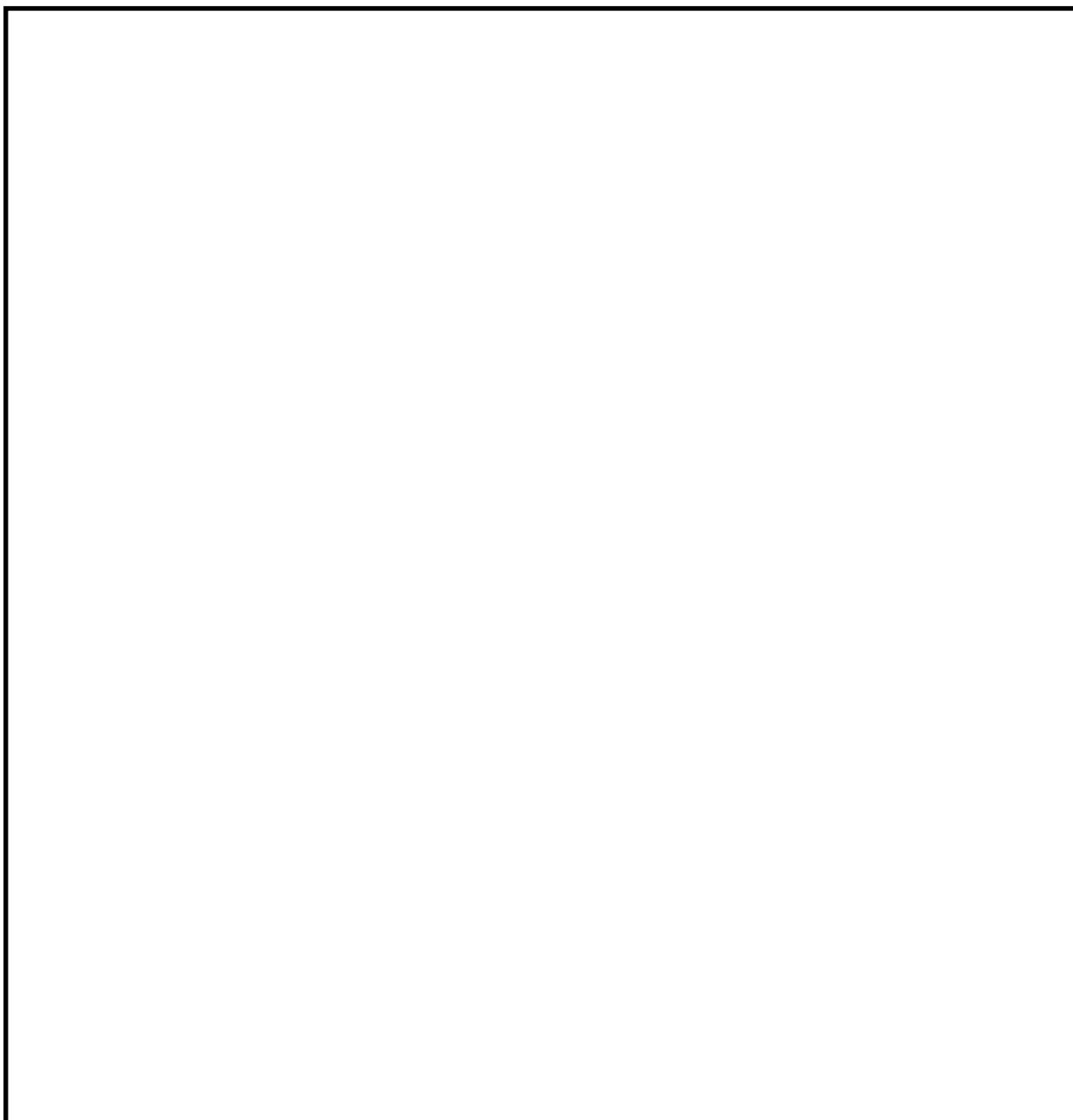
第13図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋付属棟1階）



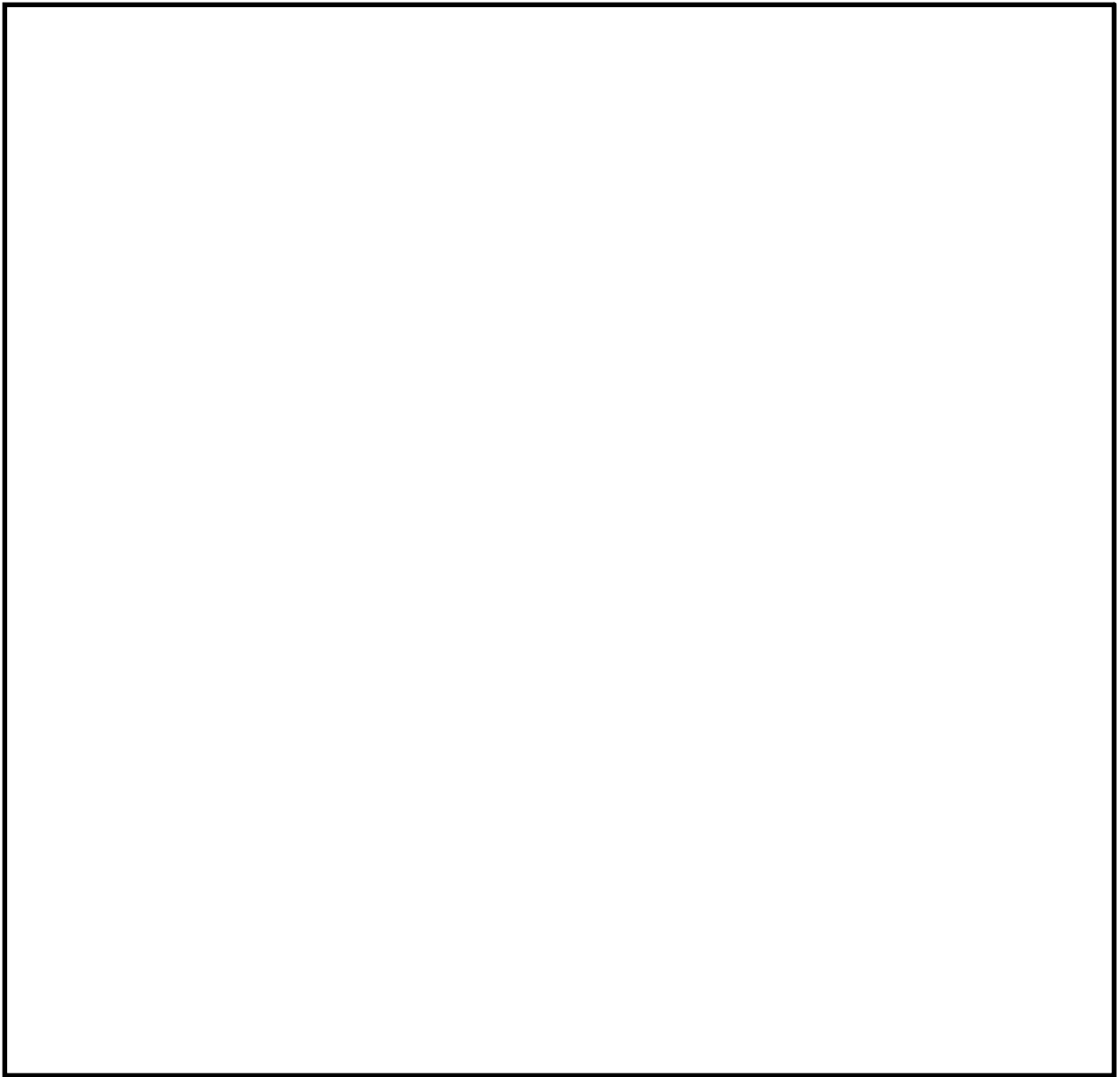
第14図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階，4階）



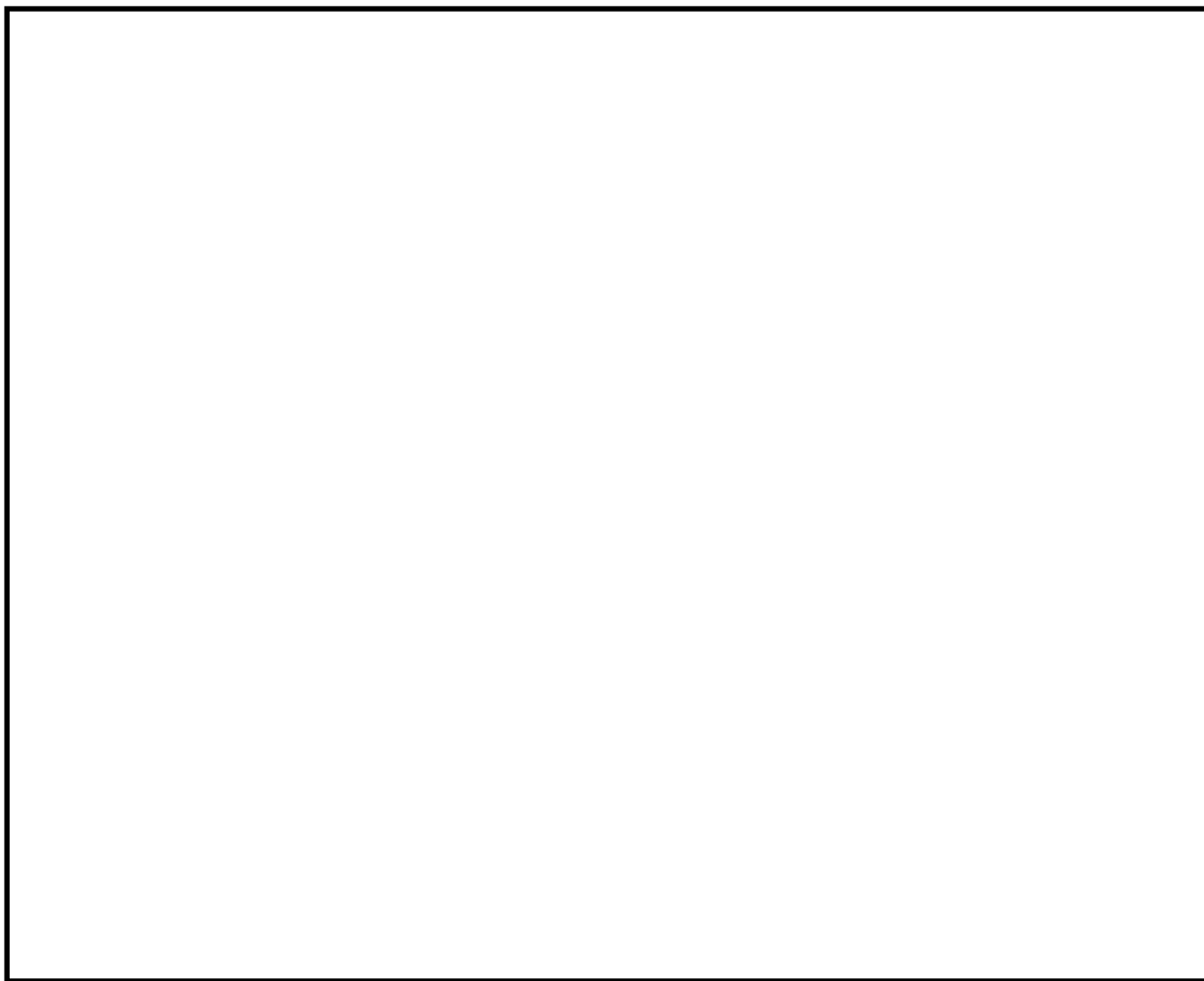
第15図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋付属棟2階）



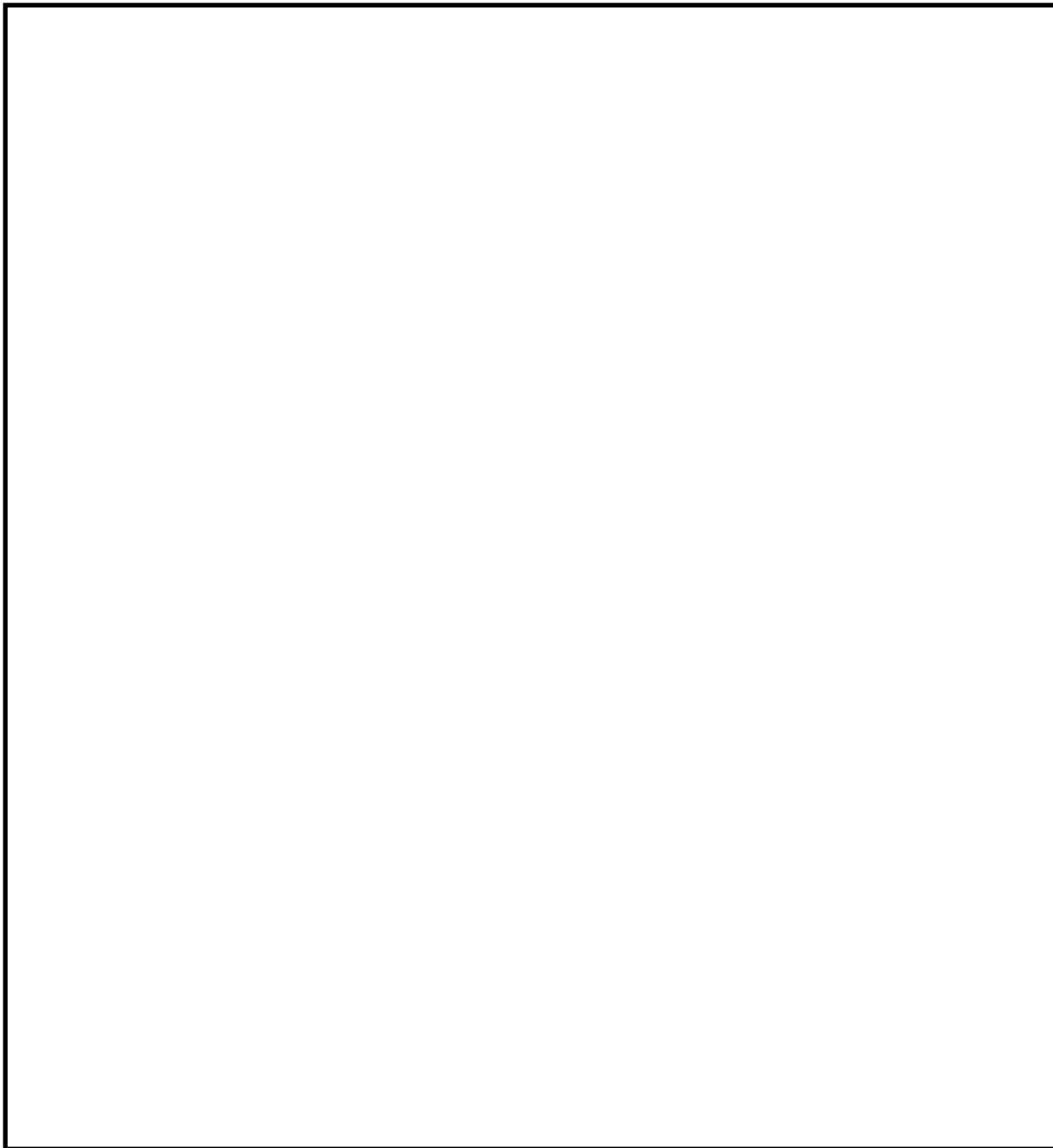
第16図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋付属棟1階）



第17図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟4階及び原子炉建屋附属棟屋上）

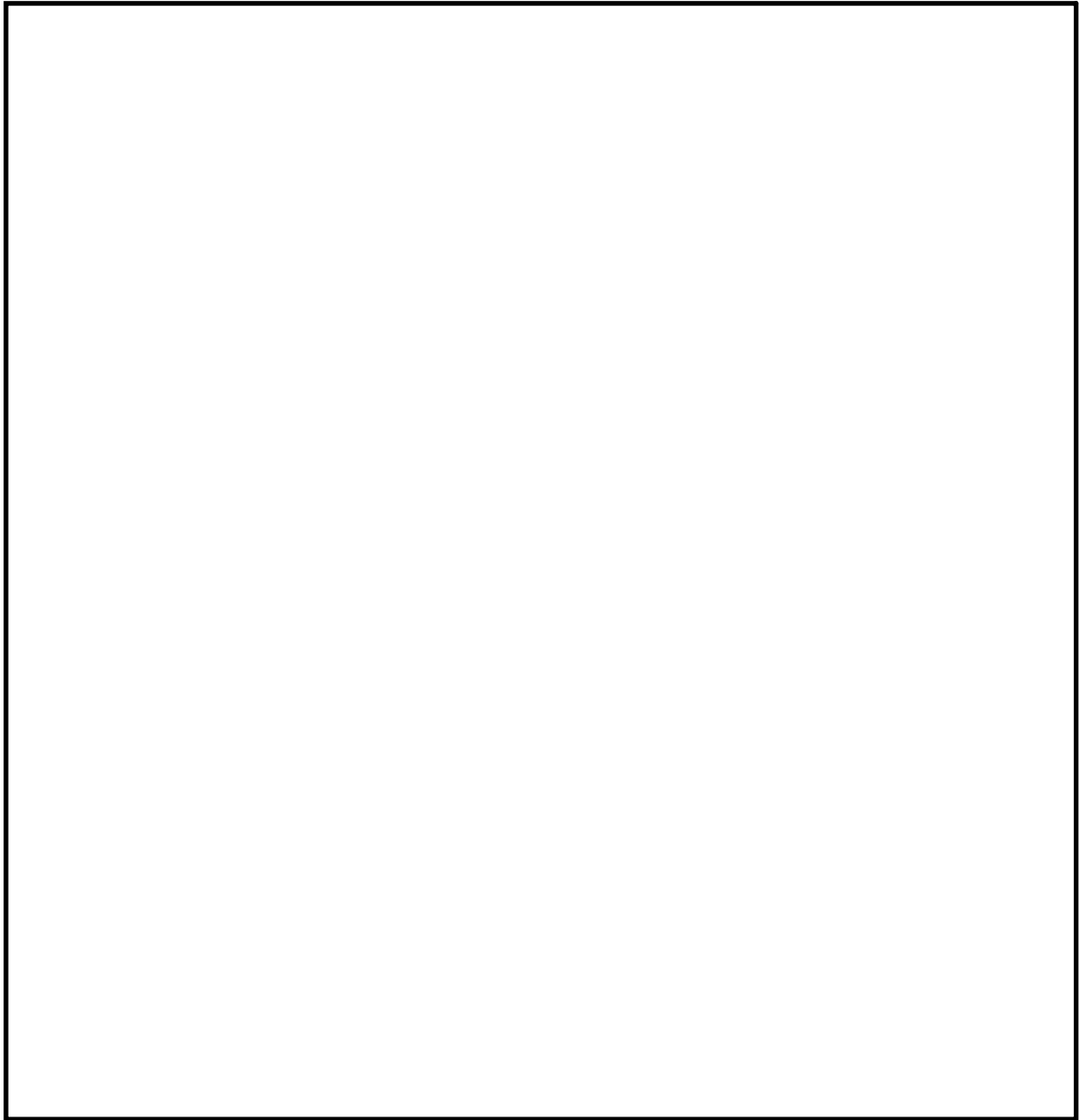


第18図 屋外移動時のアクセスルート



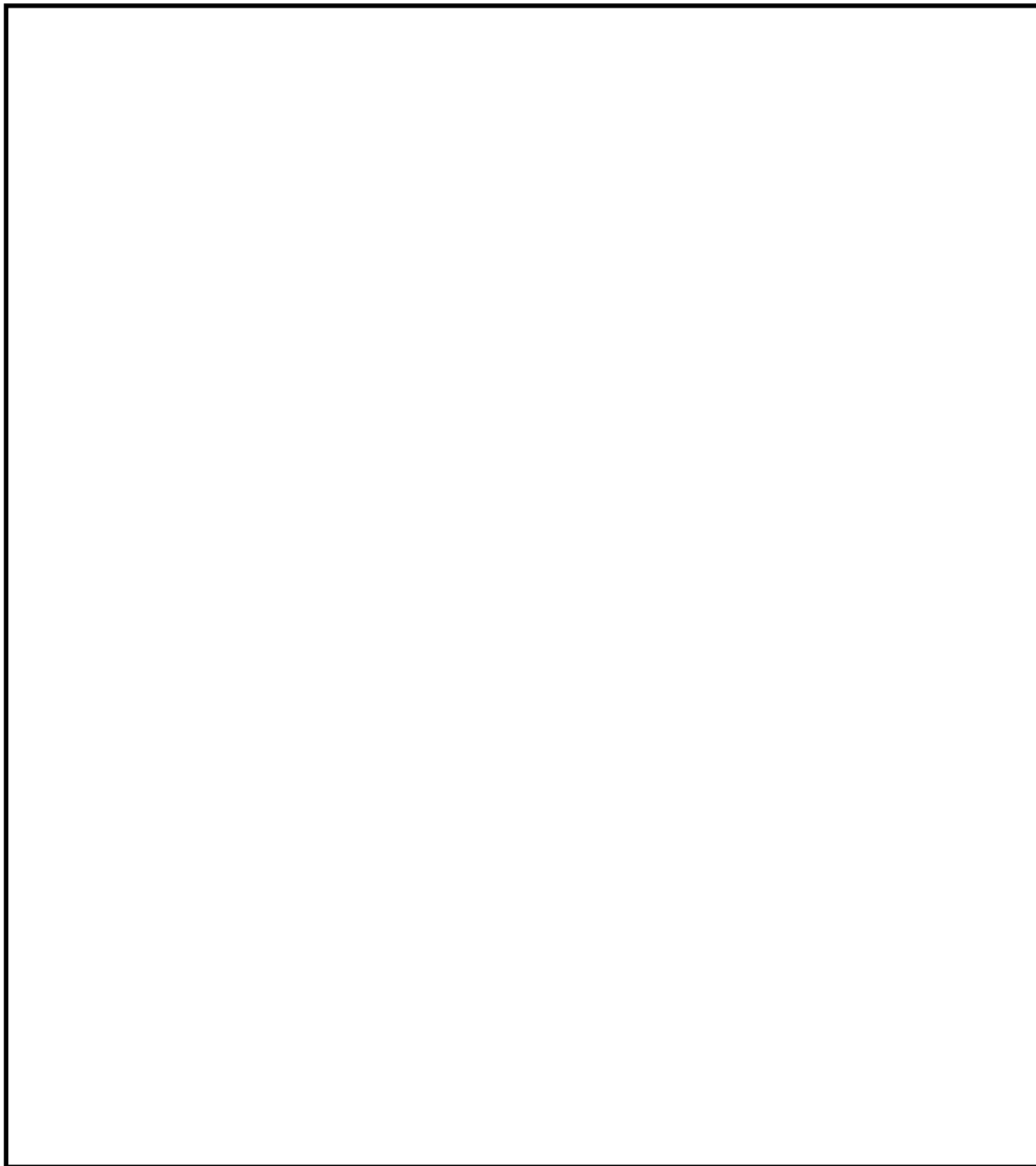
第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート

(原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋附属棟1階)



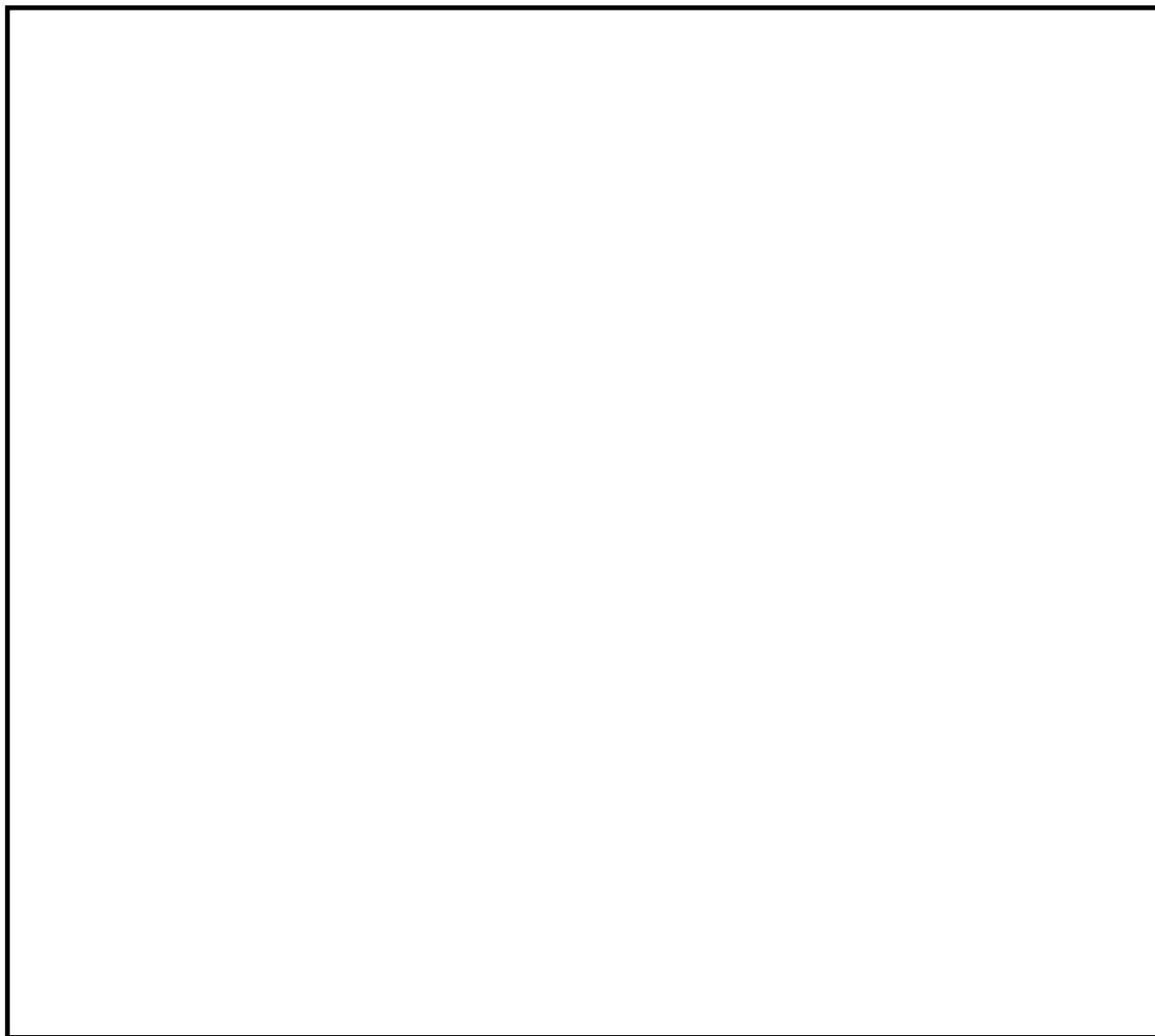
第20図 第二弁操作場所及びアクセスルート

(原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋附属棟2階)



第21図 第二弁操作場所及びアクセスルート

(原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階)



第 22 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 9 表 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	第一弁 (S/C側) 開操作※ ¹			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)	屋外移動時 (作業場所⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内/屋外移動 時 (中央制御室 ⇒作業場所)	屋内/屋外移動 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 2.1×10^0	約 3.1×10^0	約 1.9×10^0	約 5.4×10^0	約 5.4×10^0	約 5.4×10^0	約 1.9×10^0
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	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 4.8×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
	内部被ばく			約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下
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 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下	大気中へ放出さ れた放射性物質 の影響に包絡さ れる	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される		
	内部被ばく	約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-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	約 1.4×10^{-1}	約 1.0×10^{-2} 以下	屋外移動のため 対象外※ ³	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	屋外移動のため 対象外※ ³
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 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.1×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1
作業線量率	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1	約 1.4×10^1	約 1.7×10^1	約 1.8×10^1	約 1.8×10^1	約 1.4×10^1
作業時間及び移動時間	90 分	35 分 (往路)	35 分 (復路)	90 分	50 分 (往路)	15 分 (復路)	35 分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 2.1×10^1 mSv	約 8.6×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv	約 2.5×10^1 mSv	約 1.5×10^1 mSv	約 4.4×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 3.7×10^1 mSv			約 5.2×10^1 mSv			

※¹ 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※² 第一弁開操作前は、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。

※³ 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 10 表 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		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇔ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇔ 原子炉建屋入口)	
		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		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.6×10^0	約 2.6×10^0	約 1.9×10^0	約 1.9×10^0
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	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			約 4.8×10^{-2}	約 1.1×10^{-1}
	内部被ばく							1.0×10^{-2} 以下	約 2.7×10^{-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 4.7×10^0	約 5.2×10^{-2}	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 4.1×10^{-2}	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.7×10^{-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 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	屋外移動のため対象外 ^{※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 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1
作業線量率		約 5.2×10^0	約 5.3×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1
作業時間及び移動時間		60 分	60 分	60 分	140 分	10 分 (往路)	10 分 (復路)	35 分 (往路)	35 分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約 5.2×10^0 mSv	約 5.3×10^{-1} mSv	約 4.8×10^{-1} mSv	約 4.0×10^{-1} mSv	約 2.4×10^0 mSv	約 2.4×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv
作業員の実効線量 (合計)		約 2.8×10^1 mSv							

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

第 11 表 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 (原子炉建屋入口⇔ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇔ 原子炉建屋入口)	
		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		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.6×10^0	約 2.6×10^0	約 1.9×10^0	約 1.9×10^0
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	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			約 4.8×10^{-2}	約 1.5×10^1
	内部被ばく							1.0×10^{-2} 以下	約 1.3×10^0
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 4.0×10^0	約 3.1×10^{-1}	約 8.4×10^{-2}	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 8.3×10^0	屋外移動のため対象外※ ¹	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 1.3×10^0		
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 5.1×10^{-1}	約 5.1×10^{-1}	約 5.1×10^{-1}	約 3.1×10^{-2}	約 3.1×10^{-2}	約 3.2×10^{-1}	屋外移動のため対象外※ 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 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1
作業線量率		約 4.6×10^0	約 8.4×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	約 7.3×10^{-2}	約 1.4×10^1	約 2.8×10^1	約 1.4×10^1	約 3.5×10^1
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (往路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約 4.6×10^0 mSv	約 8.4×10^{-1} mSv	約 6.2×10^{-1} mSv	約 1.7×10^{-1} mSv	約 2.4×10^0 mSv	約 4.7×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv	約 2.0×10^1 mSv
作業員の実効線量 (合計)		約 4.2×10^1 mSv							

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

第 12 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作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	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^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 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^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-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 3.3×10^0	約 3.3×10^0	約 2.9×10^0	約 3.3×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		約 1.0×10^1	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}
作業線量率		約 1.3×10^1	約 3.9×10^0	約 3.6×10^0	約 3.9×10^0

第 13 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作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	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^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 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^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-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 4.5×10^0	約 4.5×10^0	約 4.0×10^0	約 4.5×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		約 1.0×10^1	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}
作業線量率		約 1.5×10^1	約 5.1×10^0	約 4.6×10^0	約 5.1×10^0

第 14 表 水源及び燃料の補給作業における被ばく評価

屋外作業		西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
		補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
		ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
線量評価点		西側淡水貯水設備 付近	代替淡水貯槽 付近	西側淡水貯水設備 付近		西側淡水貯水設備 付近	
作業時間帯		格納容器ベント実施 3 時間後以降				格納容器ベント実施 3 時間後以降	
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 5.5×10^{-1}	約 1.9×10^0	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}
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	約 9.0×10^{-2}	約 1.1×10^{-1}	約 9.0×10^{-2}	約 9.0×10^{-2}	約 9.0×10^{-2}	約 9.0×10^{-2}
	内部被ばく ^{※1}	約 1.5×10^{-2}	約 2.7×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-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 5.3×10^0	約 1.2×10^1	約 5.3×10^0	約 5.3×10^0	約 5.3×10^0	約 5.3×10^0
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく ^{※2}		—	約 6.3×10^{-1}	—	—	—	—
線量率 (格納容器ベント実施 3 時間後)		約 6.0×10^0 mSv/h	約 1.5×10^1 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h
作業時間 (移動時間含む)		75 分 (約 1.3 時間)	65 分 (約 1.1 時間)	20 分 (約 0.4 時間)	360 分 (6.0 時間) ^{※3}	90 分 (1.5 時間)	175 分 (25 分×7 回) (約 2.9 時間)
作業員の実効線量 (各作業時)		約 7.5×10^0	約 1.6×10^1	2.0×10^0	約 3.6×10^1	約 9.0×10^0	約 1.7×10^1
作業員の実効線量 (合計)		約 6.1×10^1 mSv				約 2.6×10^1 mSv	

※1 マスクを考慮 (D F 50) し評価する。

※2 西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

※3 代替淡水貯槽への補給時間は約 21 時間であるが、対応要員は 2 時間ごとに交代する (評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる 360 分とする)。