

泊発電所 3 号機  
緊急時対策所について  
補足説明資料

平成 2 5 年 9 月 1 2 日  
北海道電力株式会社

## 目 次

### 1. 緊急時対策所について

1-1	空気浄化フィルタの除去効率及び有効期間について	1
1-2	換気設備等使用時の酸素及び炭酸ガス濃度並びにポンベ容量について	3
1-3	緊急時対策所の正圧維持について	14
1-4	緊急時対策所の換気設備等の具体的な運用方法	20
1-5	緊急時対策所の設置の考え方	25
1-6	緊急時対策所の要員数とその運用について	27
1-7	要員の参集について	32
1-8	緊急時対策所への参集要員の動線について	34
1-9	緊急時対策所の電源について	42
1-10	配備する資機材等について	45
1-11	緊急時対策所に配備する放管資機材等の保管数量の余裕の考え方	47
1-12	サーベイメータ配備数の根拠について	48
1-13	酸素濃度計の仕様について	51
1-14	チェン징エリアの概要について	52

### 2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

2-1	緊急時対策所居住性に係る被ばく評価 <sup>※1</sup> の適合状況	56
2-2	着目方位の決定方法	76
2-3	対策要員の交替時における被ばく線量について	78
2-4	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について	79
2-5	高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用性について	93
2-6	中央制御室の空気流入率について	98
2-7	地表面への沈着評価について	100
2-8	希ガス放出継続時間について	104
2-9	希ガス放出継続時間の妥当性について	108
2-10	気象条件の代表性の検討について	110
2-11	建屋内拡散について	113
2-12	建屋内拡散における各区画の濃度変化について	119
2-13	建屋内拡散低減率を用いた中央制御室隣接区画の放射能濃度算出式	124
2-14	建屋内拡散におけるよう素と希ガスの放射能濃度低減率の違いについて	126
2-15	マスクによる防護係数について	127
2-16	電離放射線障害防止規則で要求される防護係数について	131

※1：「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する  
審査ガイド」

## 1. 緊急時対策所について

### 1-1 空気浄化フィルタの除去効率及び有効期間について

#### 1. 除去性能及び使用期間

(1) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、微粒子フィルタとよう素フィルタを直列に配列し、所定の除去効率を得るよう計画する。本フィルタユニットは100%容量のもの1系統を設置するが、加えて予備1系統を保有する。本フィルタユニットの使用時には予備機のラインアップもあらかじめ行い、異常時に速やかな予備機への切り替えが可能となるようにする。

可搬型緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの除去効率

種 類		—	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
効率	単体除去効率	%	99.97%以上 (0.15 μm 粒子)	95%以上
	総合除去効率	%	99%以上 (0.7 μm 粒子)	95%以上

参考として、泊3号機の中央制御室非常用循環フィルタユニットにおける各除去効率の使用前検査記録値を下表に示す。

泊3号機 中央制御室非常用循環フィルタユニットの除去効率

種 類		—	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
効率	単体除去効率	%	99.974% <sup>※1</sup>	99.99% (放射性よう素) 99.56% (放射性よう化メチル)
	総合除去効率	%	99.99% <sup>※1</sup>	99.97% (放射性よう素) 99.54% (放射性よう化メチル)

※1：微粒子フィルタの除去効率は、単体はJIS規格適合性確認を目的として0.15 μmの試験用粒子を、また総合はフィルタユニット全体の除去性能確認を目的として0.7 μmの試験用粒子を用いて検査を行っているため、総合除去効率のほうが高い値となっている。

(2) 除去性能（効率）については、以下の性能検査を定期的に行い、確認する。

- ・微粒子フィルタ単体除去効率（メーカ工場での初期性能確認）
- ・よう素フィルタ単体除去効率（1サイクル毎の確性試験による性能確認）
- ・フィルタ取付／交換時の漏えい率検査結果に基づく総合除去効率

(3) 格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量（よう素 $<0.04 \times 10^{-3} \text{g}$ 、放射性微粒子 $<13 \times 10^{-3} \text{g}$ ）に対し、可搬型緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは十分な吸着能力（よう素150g、放射性微粒子700g）がある。

(4) 微粒子フィルタの取替基準は、差圧 498Pa であるが、本フィルタは中央制御室内に設置するため目詰まりは少ないと考えられる。よって、プルーム通過中の使用に加えて、その後の長期間の使用が可能である。

放射性物質の想定放出量とフィルタユニットの吸着能力

	想定放出量 <sup>※1</sup>	フィルタユニットの吸着能力
よう素	$<0.04 \times 10^{-3} \text{g}$	150g
放射性微粒子	$<13 \times 10^{-3} \text{g}$	700g

※1：核分裂生成物の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量である。約 3.2TON の炉心内核分裂生成物（安定同位体含む）の一部が、被ばく評価の条件に基づき、中央制御室内の可搬型緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに到達する量として求めた値である。炉心内核分裂生成物の核種ごとの内訳を下表に示す。

炉心内核分裂生成物の核種ごとの内訳

核種	炉心内核分裂生成物質量 (kg)
よう素	2.0E+01
Cs	3.0E+02
Te	5.0E+01
Ba	2.1E+02
Ru	6.9E+02
Ce	9.4E+02
La	1.0E+03
合計	3.2E+03
出典	ORIGEN2 解析値 (55G 1/4MOX 炉心)

## 1-2 換気設備等使用時の酸素及び炭酸ガス濃度並びにボンベ容量について

### 1. 概要

本資料は、緊急時対策所における換気設備等使用時の酸素及び炭酸ガス濃度並びに空気ボンベ容量について評価を行った結果をまとめたものである。

### 2. 評価条件

評価に用いる前提条件は以下の通りとする。

- ・緊急時対策所内想定収容人数：86人
- ・緊急時対策所バウンダリ内体積：1,065m<sup>3</sup>
- ・中央制御室バウンダリ内体積：3,500m<sup>3</sup>
- ・許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
- ・許容炭酸ガス濃度：1.5%以下（労働安全衛生規則）
- ・酸素消費量：1.25l/min/人（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「中くらい」の作業強度に対する酸素消費量の中央値）
- ・呼吸による炭酸ガス排出量：0.030m<sup>3</sup>/h/人（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別CO<sub>2</sub>吐出し量の「軽作業」の作業程度に対するCO<sub>2</sub>吐出し量の値）

### 3. 空気ボンベ加圧時の評価

#### (1) 状況

空気ボンベは、希ガスを含む放射性物質が原子炉格納容器（以降、「C/V」という）から放出された場合において、よう素フィルタでは除去できない希ガスの緊急時対策所内への流入を防ぐために設置する。

希ガス放出の間（1時間）、外気との意図しない交差流れが生じることのないよう空気ボンベにより緊急時対策所内を微正圧に維持することにより、希ガスの緊急時対策所内への流入を防止する。

#### (2) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 第13版 第5編 空気調和設備設計」（以下、「空気調和・衛生工学便覧」という。）に基づき、酸素濃度について評価する。

##### a. 評価条件

- ・空気ボンベから緊急時対策所内へ供給される酸素については考慮せず、緊急時対策所内の酸素が収容要員により消費されるのみとして保守的に評価
- ・初期酸素濃度 20.95%（「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼吸気・肺胞気の組成の値を使用）

- 評価期間：1 時間
- b. 評価結果
  - 緊急時対策所の酸素量  $223,117\ell = 1,065,000\ell \times 20.95\%$
  - 1 時間後の酸素濃度  $20.34\%$   
 $= (223,117(\ell) - 1.25(\ell/\text{min}/\text{人}) \times 86(\text{人}) \times 60(\text{min}/\text{h}) \times 1(\text{h})) / 1,065,000(\ell)$

上記評価の結果、酸素濃度は下表のとおりとなり、外部からの空気供給が 1 時間遮断されたままでも、緊急時対策所にとどまる収容要員の作業環境に影響を与えない。

空気ポンベ加圧時（1 時間後）の酸素濃度

時間	1時間
酸素濃度	20.34%

### (3) 炭酸ガス濃度

「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（JEAC4622-2009）」に準じて、炭酸ガス濃度について評価する。

なお、炭酸ガス濃度評価は保守的に十分時間が経過した後の平衡濃度で評価を行うが、緊急時対策所を密閉空間とした場合は著しく濃度が上昇してしまうため、それを防止すべく空気ポンベから供給される空気によって、炭酸ガス濃度を 0.5% 以下とするために必要な最低空気流入率を評価する。

- a. 評価条件
  - 空気ポンベからの空気流入を考慮する。
  - 空気ポンベ内炭酸ガス濃度：0.03%
  - 炭酸ガス濃度：0.5%（最低空気流入率評価上の目標値）

#### b. 評価結果

- 炭酸ガス濃度と最低必要空気流入率

$$C_{\infty} = C_0 + M / (NV)$$

$$C_{\infty} < 0.005$$

$$\therefore 0.0003 + M / (NV) < 0.005$$

$$\therefore N > 6.4 \times H / V$$

$C_0$ ：空気ポンベ内炭酸ガス濃度(%)

$M$ ：室内発生炭酸ガス量( $\text{m}^3/\text{h}$ )

$N$ ：最低必要空気流入率(回/h)

$V$ ：緊急時対策所バウンダリ内体積( $\text{m}^3$ )

$H$ ：緊急時対策所内収容人数

- $N > 6.4 \times 86(\text{人}) / 1,065(\text{m}^3)$

$$N > 0.517 (\text{回/h})$$

$$C_{\infty} = 0.03\% + (0.030 (\text{m}^3/\text{h}/\text{人}) \times 86 (\text{人})) / (0.517 (\text{回/h}) \times 1,065 (\text{m}^3)) < 0.005$$

$$C_{\infty} = 0.00499 < 0.005$$

上記評価条件から求めた結果、炭酸ガス濃度を 0.5%未満とするための最低必要空気流入率は 0.517 回/h となり、その際の炭酸ガス濃度は 0.499%となる。

#### (4) 必要空気ポンベ数

##### a. 評価条件

- ・ポンベ使用可能量：5.05m<sup>3</sup>/本（実容量 7m<sup>3</sup>/本に対し、外気温度-19℃での容量で保守的に評価）
- ・評価期間：1 時間

##### b. 評価結果

- ・1 時間の必要換気量 (m<sup>3</sup>) = 最低必要空気流入率 (回/h) × 1 時間 (h) × 緊急時対策所 バウンダリ容積 (m<sup>3</sup>)

$$551\text{m}^3 = 0.517 (\text{回/h}) \times 1 (\text{h}) \times 1,065 (\text{m}^3)$$

- ・1 時間の必要ポンベ数 110 本 = 551 (m<sup>3</sup>) / 5.05 (m<sup>3</sup>/本)

上記評価結果から求めた必要ポンベ数は、下表のとおりである。なお、実際に用意する空気ポンベ数は 250 本を計画する。

1 時間の加圧に必要な空気ポンベ数

時間	1時間
必要ポンベ数	110本

#### 4. 可搬型空気浄化装置使用時の評価

##### (1) 状況

可搬型空気浄化装置は、空気ポンベによる加圧空気の供給停止後、浄化された中央制御室内の空気を緊急時対策所へ供給するために設置する。この際、中央制御室換気空調系統は事故時閉回路循環で外気取込みなしとなるため、緊急時対策所全体の酸素濃度及び炭酸ガス濃度について評価を行う。

##### (2) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧」に基づき、酸素濃度について評価した。

##### a. 評価条件

- ・緊急時対策所には、可搬型緊急時対策所空気浄化ファン（以下、「空気浄化ファン」

という)により中央制御室内の空気が連続的に取り込まれるため、緊急時対策所と中央制御室を一体空間として評価

- 実際の中央制御室には空気流入率測定試験に基づくインリーク空気があることに加え、空気浄化ファンの運転に伴う中央制御室外からの追加取り込み空気が存在するが、それら空気により持ち込まれる酸素は考慮しないものとして保守的に評価
- 初期酸素濃度：20.34%（中央制御室側の酸素濃度は、要員がいないことから20.95%近傍と考えられるが、2.(2)項の空気ボンベ加圧1時間後における緊急時対策所内の酸素濃度を保守的に使用)
- 評価期間：9時間

b. 評価結果

- 緊急時対策所及び中央制御室の酸素量  $928,521\text{l} = 4,565,000\text{l} \times 20.34\%$
- 9時間後の酸素濃度 19.06%  
 $= (928,521(\text{l}) - 1.25(\text{l}/\text{min}/\text{人}) \times 86(\text{人}) \times 60(\text{min}/\text{h}) \times 9(\text{h})) / 4,565,000(\text{l})$

上記評価の結果、酸素濃度は下表のとおりとなり、中央制御室が9時間の間、事故時閉回路循環運転にて外気を取入れないままでも、緊急時対策所にとどまる収容要員の作業環境に影響を与えない。

可搬型空気浄化装置使用時（9時間後）の酸素濃度

時間	9時間
酸素濃度	19.06%

(3) 炭酸ガス濃度

「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622-2009)」に準じて、炭酸ガス濃度について評価する。

a. 評価条件

- 緊急時対策所には、空気浄化ファンにより中央制御室内の空気を連続的に取り込まれるため、緊急時対策所と中央制御室を一体の空間として評価
- 実際の中央制御室には空気浄化ファンの運転に伴う中央制御室外からの取り込み空気が存在するが、考慮しないものとして保守的に評価
- 緊急時対策所外気炭酸ガス濃度：0.03%
- 空気流入率：0.06回/h（1/2号機中央制御室空気流入率試験結果のうち保守的に最低値を使用。詳細は添付参照）
- 被ばく評価上、事象発生34時間以降（プルーム発生10時間後）からは中央制御室空調系統の外気取り込みを見込んでいるが、炭酸ガス濃度評価では継続して外気取入れが無いものとして平衡状態の濃度により保守的に評価

b. 評価結果

- 平衡状態の炭酸ガス濃度

$$C_{\infty} = 0.0003 + M / (NV)$$

M: 室内発生炭酸ガス量 (m<sup>3</sup>/h)

N: 空気流入率 (回/h)

V: 緊急時対策所内+中央制御室バウンダリ内体積 (m<sup>3</sup>)

- $C_{\infty} = 0.03\% + (0.030 \text{ (m}^3\text{/h/人)} \times 86 \text{ (人)}) / (0.06 \text{ (回/h)} \times 4,565 \text{ (m}^3\text{)})$

$$C_{\infty} = 0.00972$$

上記評価条件から求めた結果、空気浄化装置使用開始以降の平衡炭酸ガス濃度は0.972%となり、中央制御室が事故時閉回路循環運転にて外気を取入れないままでも、緊急時対策所にとどまる収容要員の作業環境に影響を与えない。

5. 実運用における緊急時対策所の作業環境について

前項までの評価は、被ばく評価の条件である放射性物質放出開始後10時間（希ガス放出は初期の1時間）を想定した評価であるが、実運用としてこの想定を上回る事態に対する換気設備等の適応能力を以下に示す。

(1) 空気ポンベ容量

空気ポンベの容量は、3.(4)項のとおり110本の必要容量に対して250本の配備を計画しており、およそ2.3時間の間、緊急時対策所の微正圧を維持できる。

また、より長時間の空気ポンベ加圧運用が予想される場合は、所内が微正圧であることを確認しながら、所内の許容炭酸ガス濃度が1.5%以下となるよう空気ポンベの流量を調整することにより、最長でおよそ7.2時間の間（外気温度20℃以上であれば8.3時間以上）緊急時対策所の微正圧を維持できる。

(2) 酸素濃度

空気浄化装置使用開始9時間後（プルーム通過後）の酸素濃度は、4.(2)項の通り19.06%と評価しているが、その後、許容濃度18%に到達する時間は、使用開始からおよそ16.5時間後である。

しかし実際には、空気ポンベ加圧時には、緊急時対策所収容人員の酸素消費量に対して約1.8倍の酸素が空気ポンベから供給されている。

また、空気浄化装置使用時においても、緊急時対策所及び中央制御室への空気流入率試験に基づくインリーク空気及び空気浄化ファンの運転に伴う中央制御室外からの取り込み空気を考慮すると、同酸素消費量に対して9倍以上の酸素が供給されている。

したがって、実際の酸素濃度の低下は小さいものと考えられる。

(3) 炭酸ガス濃度

空気浄化装置使用開始以降の炭酸ガス濃度は、4.(3)項の通り 0.972%と評価しており、平衡濃度であるため以降運転を継続してもこれを上回ることはない。

また、実際には、空気浄化ファンの運転に伴う中央制御室外からの取り込み空気が存在するため、平衡炭酸ガス濃度はより低下する。

したがって、事象発生34時間以降も継続して外気取り込みがないとしても、緊急時対策所にとどまる収容要員の作業環境に影響を与えることはない。

(4) まとめ

実運用を考慮した緊急時対策所の作業環境をまとめると下表の通りとなる。

換気設備等使用時の酸素及び炭酸ガス濃度評価結果並びに実運用上のゆう度

		空気ポンプ <sup>①</sup> 加圧時		空気浄化装置使用時	
		酸素濃度	炭酸ガス濃度	酸素濃度	炭酸ガス濃度
評価条件	①ポンプからの流入空気	考慮せず	考慮	/	/
	②空気流入率試験に基づくインリーク空気	/	/	考慮せず	考慮
	③空気浄化ファンによる流入空気	/	/	考慮せず	考慮せず
	④許容酸素及び炭酸ガス濃度	18%:O <sub>2</sub>	0.5% <sup>※1</sup> :CO <sub>2</sub>	18%:O <sub>2</sub>	1.5%:CO <sub>2</sub>
評価結果	空気ポンプ <sup>①</sup> :1時間使用 空気浄化装置:9時間運転	20.34%	0.499%(ポンプ <sup>①</sup> 110本)	19.06%	0.972%
実運用上の時間的余裕	評価条件どおり	2.3時間 <sup>※2</sup> (O <sub>2</sub> :19.5%)	2.3時間 (CO <sub>2</sub> :0.5%、ポンプ <sup>①</sup> 250本)	16.5時間 (O <sub>2</sub> :18%)	16.5時間以上 <sup>※3</sup>
	評価条件に実運用を考慮	7.2時間 <sup>※2</sup> (O <sub>2</sub> >18%、条件①を考慮)	7.2時間 (CO <sub>2</sub> :1.5%、ポンプ <sup>①</sup> 250本)	16.5時間以上 (O <sub>2</sub> >18%、評価条件②及び③を考慮)	16.5時間以上 <sup>※3</sup> (CO <sub>2</sub> <0.972%評価条件③を考慮すると濃度低下)

※1: 空気ポンプ<sup>①</sup>容量評価用として設定した値。

※2: O<sub>2</sub>濃度からの制約はないが、CO<sub>2</sub>濃度に伴うポンプ<sup>①</sup>容量に依存する。

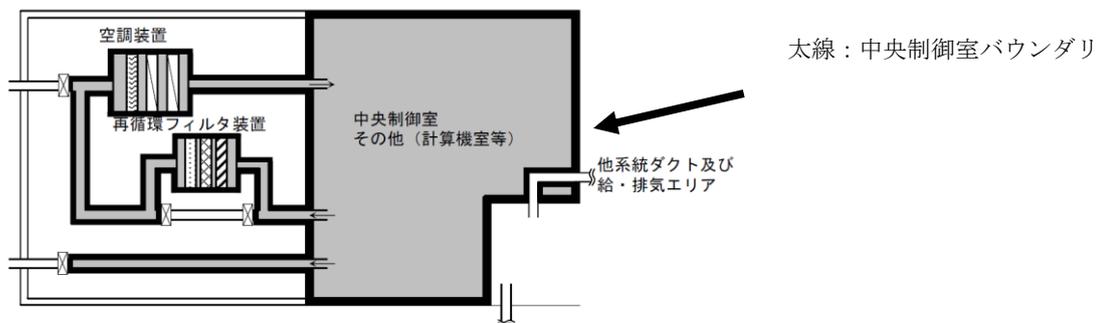
※3: 上記の評価において既に平衡濃度に到達しているため、CO<sub>2</sub>濃度は上昇しない。

《添付資料：泊発電所 1,2 号機 中央制御室空気流入率測定試験について》

1. 試験概要

中央制御室空気流入率測定試験は、旧原子力安全保安院（NISA）内規「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号）の「別添資料 原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従い、冷却材喪失事故時等における中央制御室換気空調設備の事故時閉回路循環運転時において、中央制御室バウンダリ内へ外部から流入する空気の流入率を求めるものである。

方法としては事故時閉回路循環運転中に、微量のトレーサガス（6 フッ化硫黄ガス）を系統から注入し、中央制御室内でのガス濃度が均一になるまで循環・攪拌を行い、その後数時間にわたりガス濃度（低下率）を測定することで外気の流入率を求める。



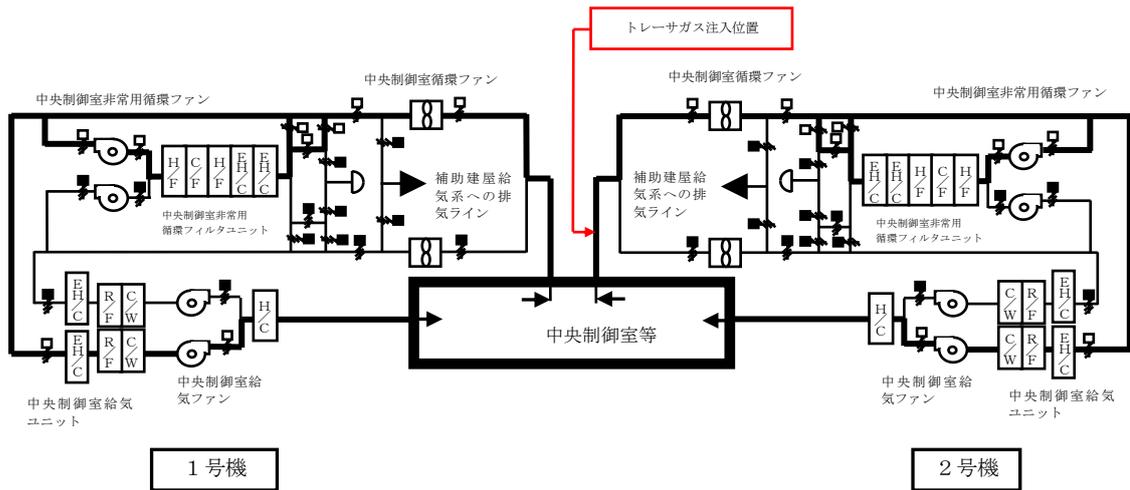
解説図 1.1.2 中央制御室バウンダリ図 (例 2)

2. 試験実施方法

- (1) 試験は、1, 2 号機それぞれの A 系統、B 系統の組合せ (1A+2A など) を計測する。

【試験の流れ】

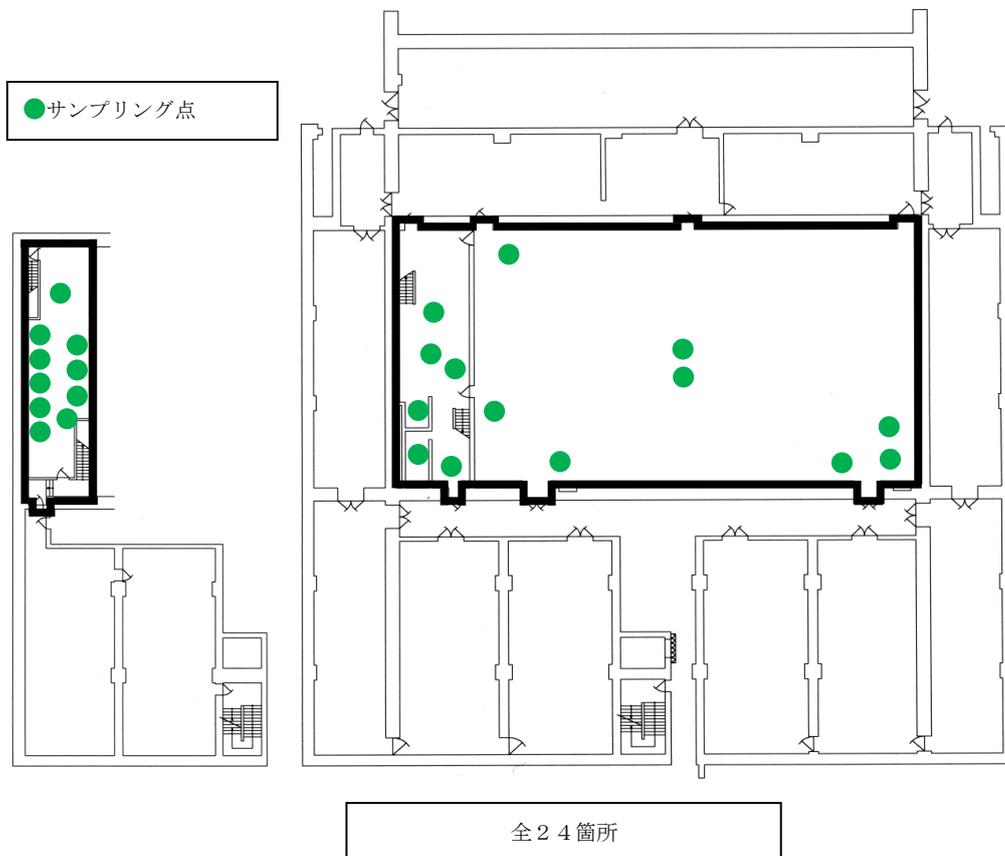
- イ) 中央制御室換気空調設備を通常運転から事故時閉回路循環運転に切替える。
- ロ) 目標濃度となるよう中央制御室バウンダリ内へトレーサガスを注入する。
- ハ) 各サンプリング点にてサンプリングを実施する。
- ニ) トレーサガスの均一化を確認する。
- ホ) トレーサガス濃度を測定する。(注入完了後約 80 分以降 60 分毎に 5 回実施。)
- ヘ) 上記ホ)項の測定結果から空気流入率を算出する。
- ト) 中央制御室換気空調設備を事故時閉回路循環運転から通常運転に切替える。



中央制御室空調系系統図（事故時閉回路循環）

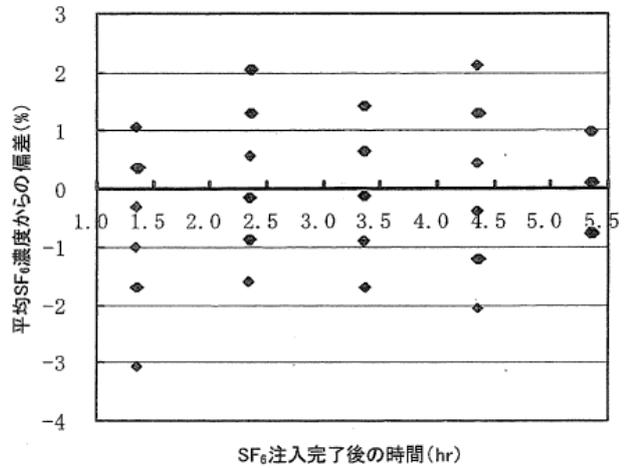
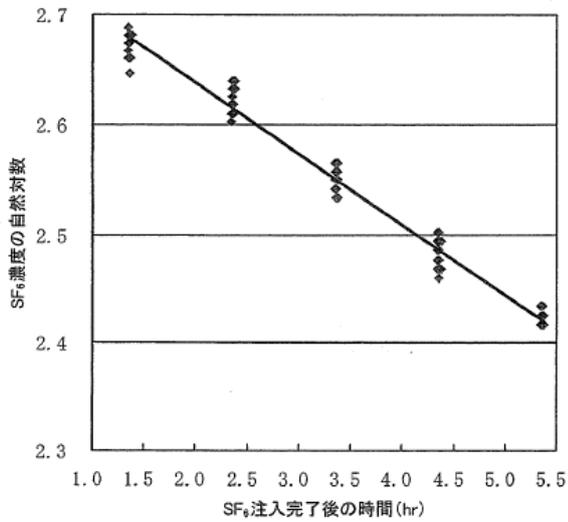
3. サンプルング点

中央制御室バウンダリ内（運転員控え室を含む）の範囲において、下図に記すサンプルング点にてサンプルングを実施した。



4. 試験結果

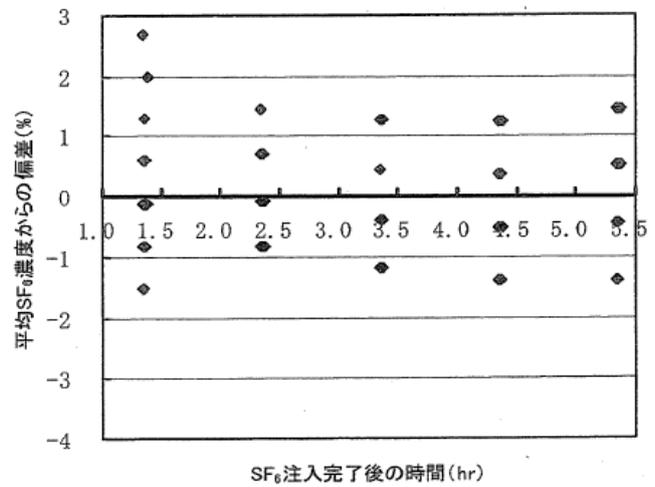
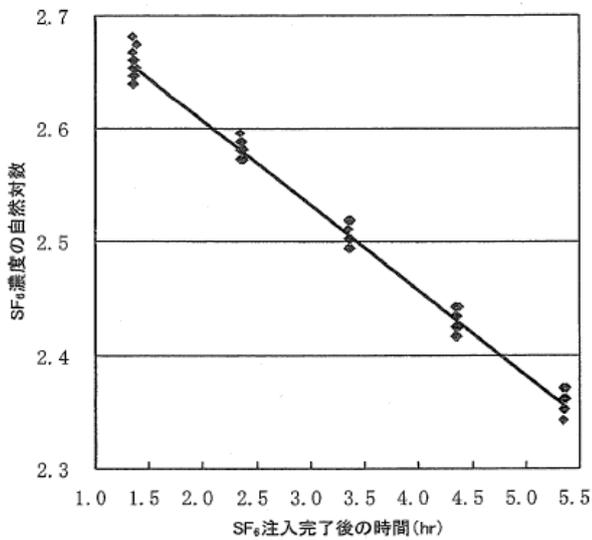
項目	内容		
試験日程	平成21年9月4日～平成21年9月8日 (試験時のプラント状態：1号機 運転中，2号機 運転中)		
試験の特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2プラント1中央制御室</li> <li>・ 1区画</li> </ul>		
空気流入率測定試験における均一化の程度	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ	
	非常用循環系/空調系	：(測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	1A, 2A/1A, 1B, 2A, 2B	-3.1～2.1	
	1B, 2A/1A, 1B, 2A, 2B	-1.5～2.7	
	1A, 2B/1A, 1B, 2A, 2B	-2.2～2.4	
試験の方法	内規に定める空気流入率測定試験のうち「基本的な試験手順」/「全サンプリング点による試験手順」にて実施		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のばらつきが平均値の±10%以内か。	○	
	相関係数の絶対値 R が0.95以上であること(決定係数R <sup>2</sup> が0.90以上であること)。	—	均一化の目安を満足しているため不要
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足しているため不要
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	特異点の除外はない
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。	—	均一化の目安を満足しているため不要
試験結果	系 統	空気流入率	
	非常用循環系/空調系	(±以下は95%信頼限界値)	
	1A, 2A/1A, 1B, 2A, 2B	0.06+0.001 回/h	
	1B, 2A/1A, 1B, 2A, 2B	0.07+0.001 回/h	
	1A, 2B/1A, 1B, 2A, 2B	0.07+0.002 回/h	
		決定係数R <sup>2</sup>	
		—	
		—	
		—	



○実施日：平成21年9月4日～5日

○サンプリング時間／点数：19:30～23:30（1時間間隔×5回）／24点

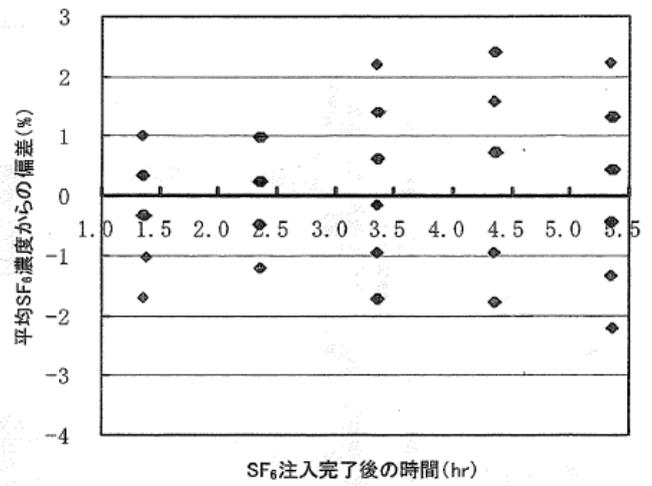
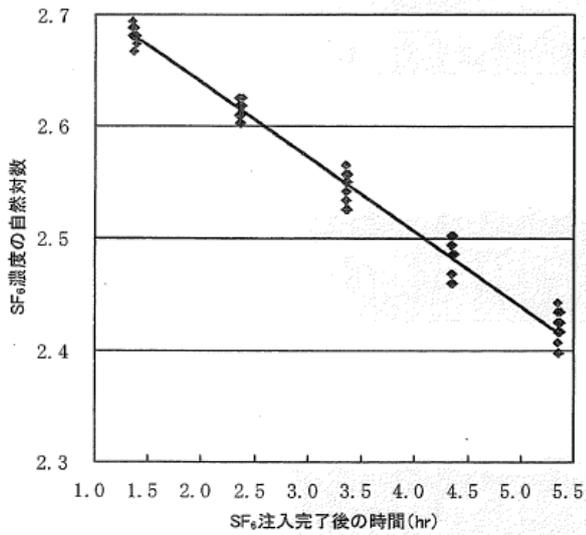
1 A, 2 A－中央制御室非常用循環ファン運転（1回目）



○実施日：平成21年9月6日～7日

○サンプリング時間／点数：19:30～23:30（1時間間隔×5回）／24点

1 B, 2 A－中央制御室非常用循環ファン運転（2回目）



○実施日：平成21年9月7日～8日

○サンプリング時間／点数：19:30～23:30（1時間間隔×5回）／24点

1 A, 2 B - 中央制御室非常用循環ファン運転（3回目）

### 1-3 緊急時対策所の正圧維持について

緊急時対策所は、配置上、風の影響を直接受けない屋内に設置されているため、緊急時対策所へのインリークは隣接区画との温度差によるものが考えられる。

温度差によるインリークをゼロとするためには、以下のとおり緊急時対策所を周囲の隣接区画よりも約18Pa加圧すれば良いと考えられることから、重大事故等発生時の目標圧力を隣接区画+20Paとする。

緊急時対策所の換気設備等の風量調整を系統構成に応じて適切に行うことにより、目標圧力を保ち緊急時対策所内を正圧に維持することができる。

なお、所定の目標圧力が達成可能であることを確認するため、緊急時対策所の加圧試験を実施する。

#### 1. 緊急時対策所の目標圧力

一般に隣接区画との境界壁間に隙間がない場合は、圧力差があっても空気の漏えいはないが、温度差および隙間がある場合は、図1に示すとおり、圧力差がない場合でも隣接区画の間に局所的に空気の入替えが生じる。

温度差および隙間がある場合は、隣接区画の下部では温度が低い区画から温度が高い区画に空気が流入し、上部では逆の流れが生じる。

これらの圧力差は、(密度差)×(高さ)となる。

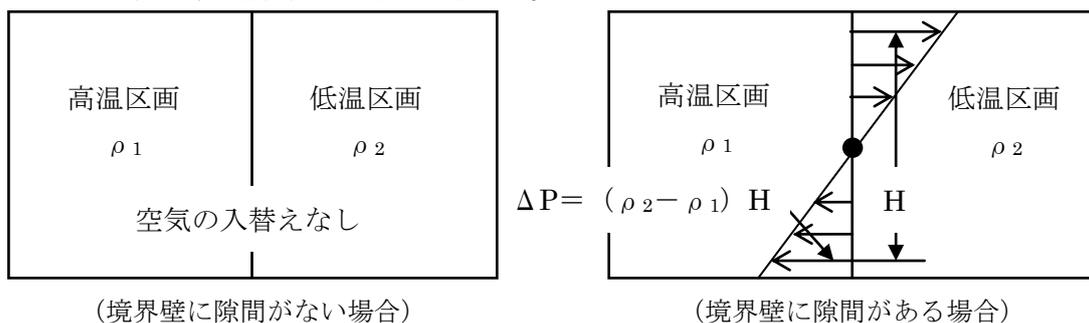


図1 温度差のある区画の圧力分布

従って、図2に示すように(密度差)×(高さ)分だけ緊急時対策所の圧力を高くすれば万一境界壁に隙間があった場合でも、緊急時対策所のインリークをゼロにすることができる。

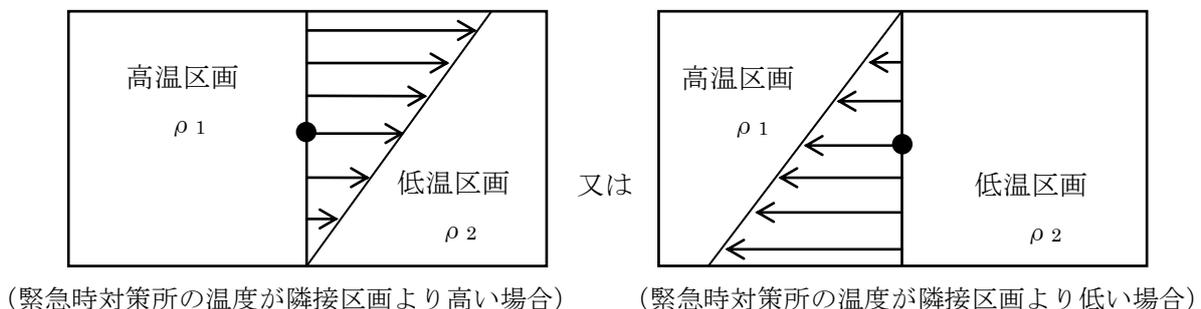


図2 温度差のある区画の圧力分布

重大事故等時の緊急時対策所を40℃、隣接区画を-19℃と仮定すると、緊急時対策所の階層の高さは約7mであるため、以下のとおり約18Paの圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられることから、目標圧力を隣接区画+20Paとする。

- ・40℃の乾き空気の密度 1.127 (kg/m<sup>3</sup>)
- ・-19℃の乾き空気の密度 1.390 (kg/m<sup>3</sup>)

・高さ 7m (6.9m={ (T. P. 24. 8m-床厚 0. 6m)-T. P. 17. 3m})

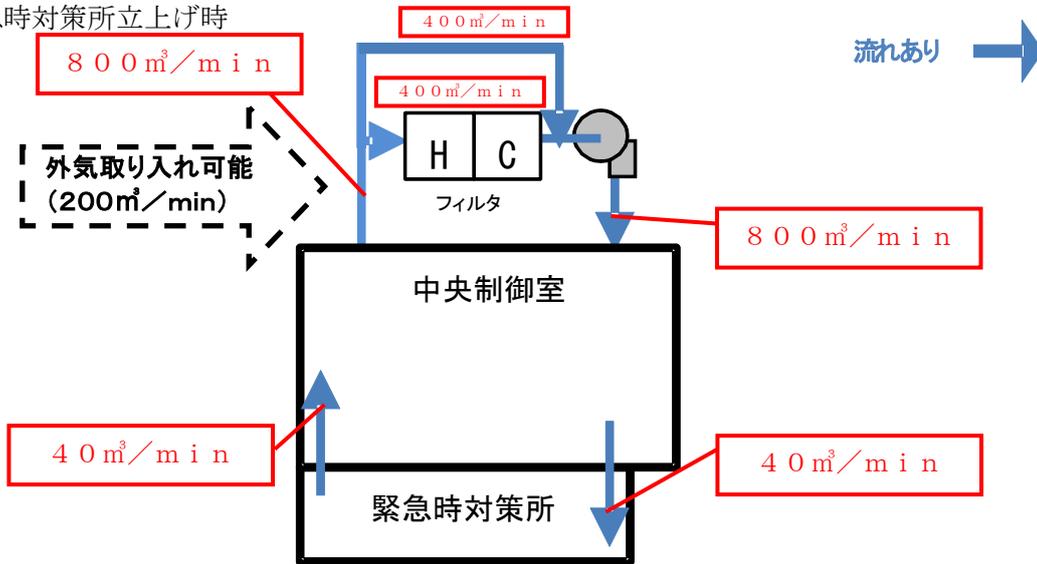
$$\Delta P = \{(-19^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差})$$

$$1.841 \text{ (kg/m}^3\text{)} = \{1.390 - 1.127\} \times 7$$

$$18.04 \text{ (Pa)} = 1.841 \times 9.8$$

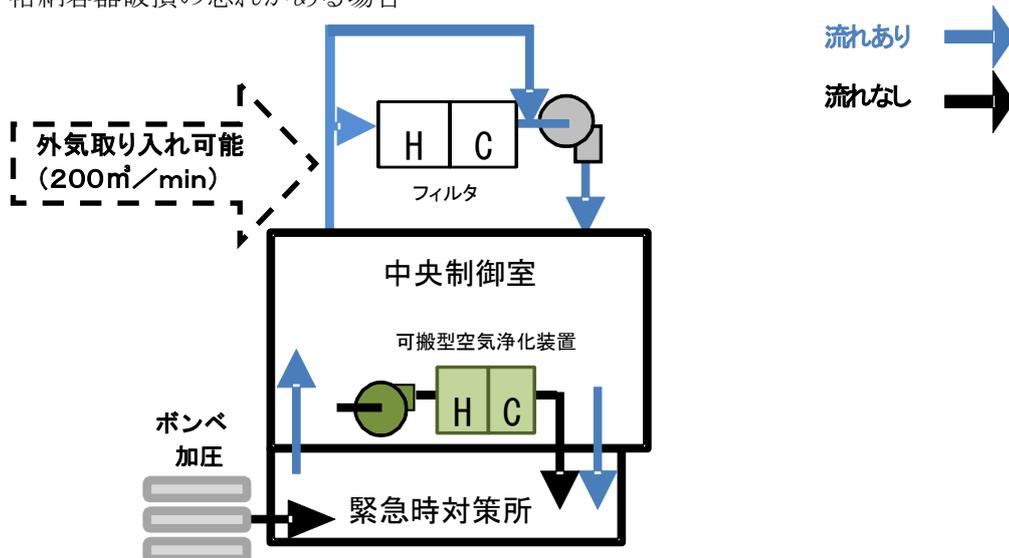
## 2. 換気設備等の系統構成及び風量

### a. 緊急時対策所立上げ時



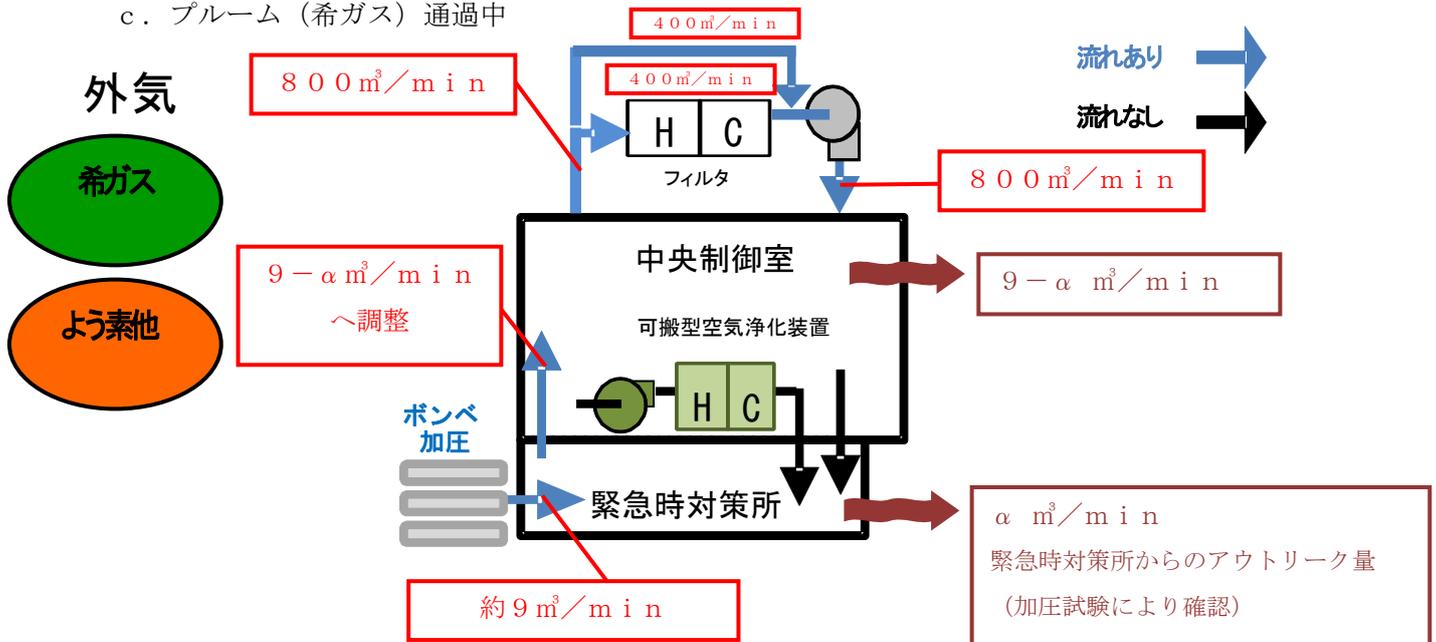
- 緊急時対策所全体の換気系を中央制御室換気空調系統と統合する
- 中央制御室は、1 / 2号機の換気空調系統の事故時閉回路の循環 (適宜、外気取り入れ)

### b. 原子炉格納容器破損の恐れがある場合



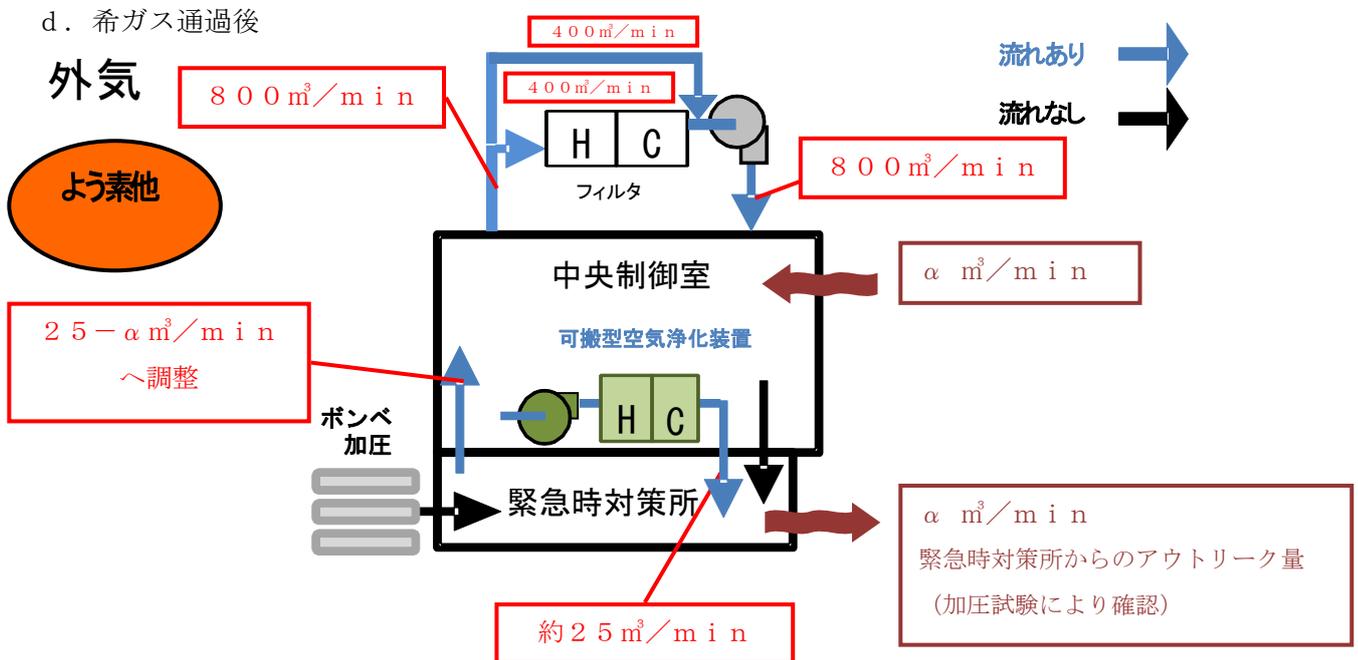
- 可搬型空気浄化装置及び空気ポンベ設備を接続して起動準備
- 換気空調系統の各風量は「緊急時対策所立上げ時」と同様

c. プルーム（希ガス）通過中



- 中央制御室の換気空調系統は外気取込みなしによる事故時閉回路の循環
- 緊急時対策所の換気を中央制御室換気空調系統から隔離
- 緊急時対策所を空気ポンベ設備による加圧へ切替え
- 緊急時対策所内の圧力が隣接区画 + 20 Pa 程度となるよう、ポンベ加圧の排気流量を  $9 - \alpha$  m<sup>3</sup>/min とすることで、正圧を維持することができる

d. 希ガス通過後



- 中央制御室の換気空調系統は外気取込みなしによる事故時閉回路の循環
- 空気ポンベ設備による加圧開始 1 時間後を目途に、空気ポンベ設備による加圧から可搬型空気浄化装置に切替え
- 緊急時対策所内の圧力が隣接区画 + 20 Pa 程度となるよう、可搬型空気浄化装置の排気流量を  $25 - \alpha$  m<sup>3</sup>/min とすることで、正圧を維持することができる

3. 緊急時対策所の加圧試験について  
加圧試験の概要を以下にまとめる。

a. 試験対象範囲

(a) 加圧対象範囲

- ・ 3号機用緊急時対策所

(b) 圧力測定範囲

- ・ 上記緊急時対策所（チェンジングエリア含む）及び隣接する区画（中央制御室、安全系継電器室等<sup>1</sup>）

b. 試験方法

緊急時対策所について、隣接区画より正圧に維持出来ることを確認する。

- (a) 中央制御室換気空調設備の運転は、事故時閉回路の循環とする。
- (b) 緊急時対策所のバウンダリとなる扉を閉止する。
- (c) 緊急時対策所の換気空調システムのラインアップを行う。（空気ボンベ設備による加圧時の運用方法及び可搬型空気浄化装置使用時の運用方法の双方について試験を行う。）
- (d) 各測定箇所について、試験前の圧力を測定する。
- (e) 緊急時対策所に対して所内用空気設備、仮設空気圧縮機等にて空気を供給し、供給量及び各測定箇所の圧力を測定する。
  - ・ 緊急時対策所への供給量を段階的に増加し、各段階の供給量及び各測定箇所の圧力を測定する。
  - ・ 参考情報として、隣接区画との差圧が+20Paになるよう供給量を調整し、その時の供給量及び各測定箇所の圧力を測定する。また、この状態にてチェンジングエリアの扉を開閉し、圧力を測定する。
- (f) 試験の判定を行う。

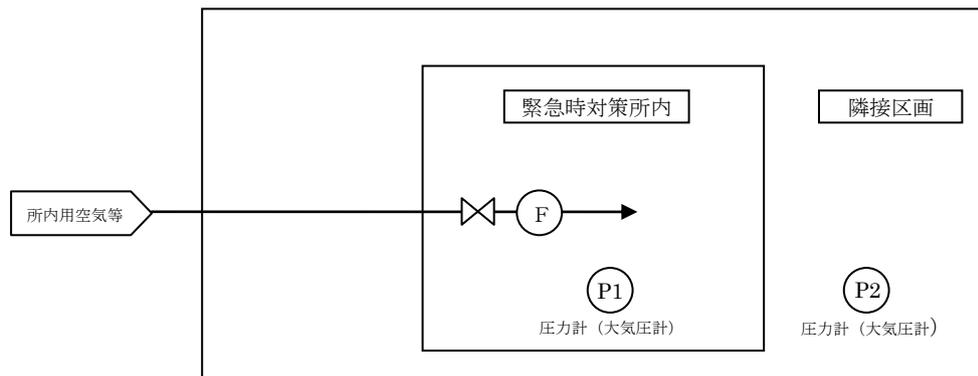


図1 緊急時対策所 加圧試験概念図

<sup>1</sup> 緊急時対策所が周囲エリアに対して微正圧になっていることを確認するため、圧力測定範囲は原則として緊急時対策所並びに当該対策所の上階及び下階を含む隣接するエリア全てとする。また、参考に外気の圧力も併せて計測する。

c. 判定基準

(a) 緊急時対策所の圧力が加圧前+20Pa 以上になること。

(b) 緊急時対策所と隣接区画との差圧が+20Pa 以上になること。

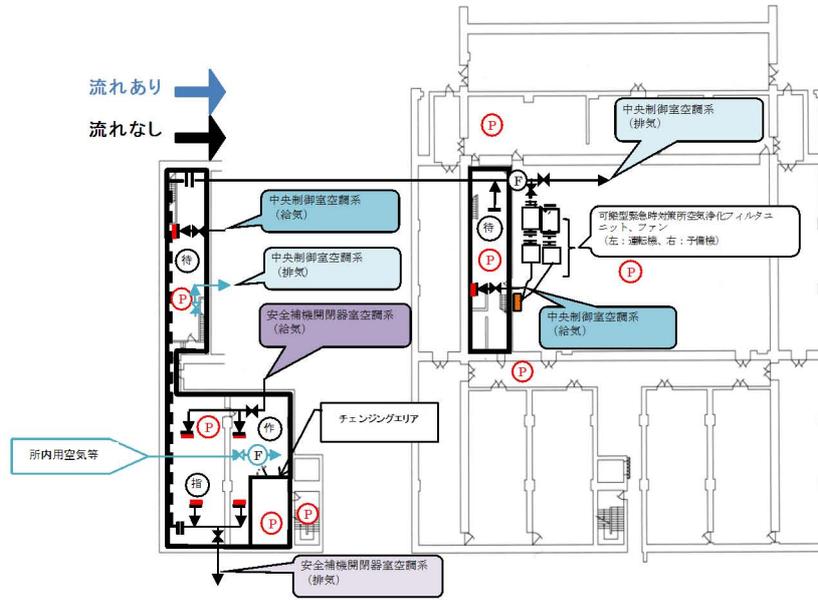
※判定基準を満足しない場合は、原因（漏えい箇所等）を特定の上、再試験を行う。

なお、原因（漏えい箇所等）の特定を容易にするため、必要に応じて供給量を増加し点検を行う。

※参考情報として、チェン징ングエリアの圧力が隣接区画の圧力よりも高いことを確認する。

緊急時対策所 加圧試験状態図

【空気ポンベ設備による加圧時を模擬した試験】



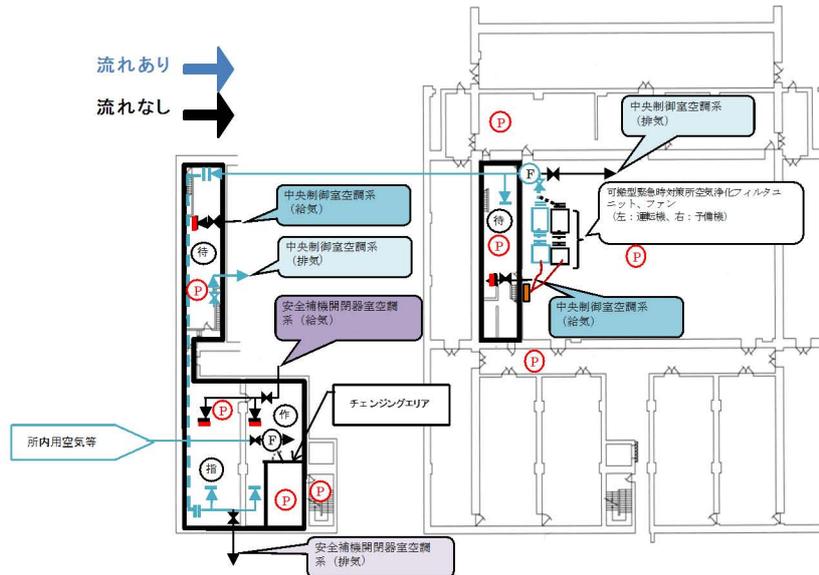
原子炉補助建屋T.P.21.3m

原子炉補助建屋T.P.17.3m

- : 緊急時対策所
- - - : 仮設フレキシブルダクト
- ⊙ (P) : 流量計
- ⊙ (P) : 圧力計

- ⊙ (指) : 指揮スペース
- ⊙ (作) : 作業スペース
- ⊙ (待) : 待機スペース
- : 閉止板あり

【可搬型空気浄化装置使用時を模擬した試験】



原子炉補助建屋T.P.21.3m

原子炉補助建屋T.P.17.3m

- : 緊急時対策所
- - - : 仮設フレキシブルダクト
- ⊙ (P) : 流量計
- ⊙ (P) : 圧力計

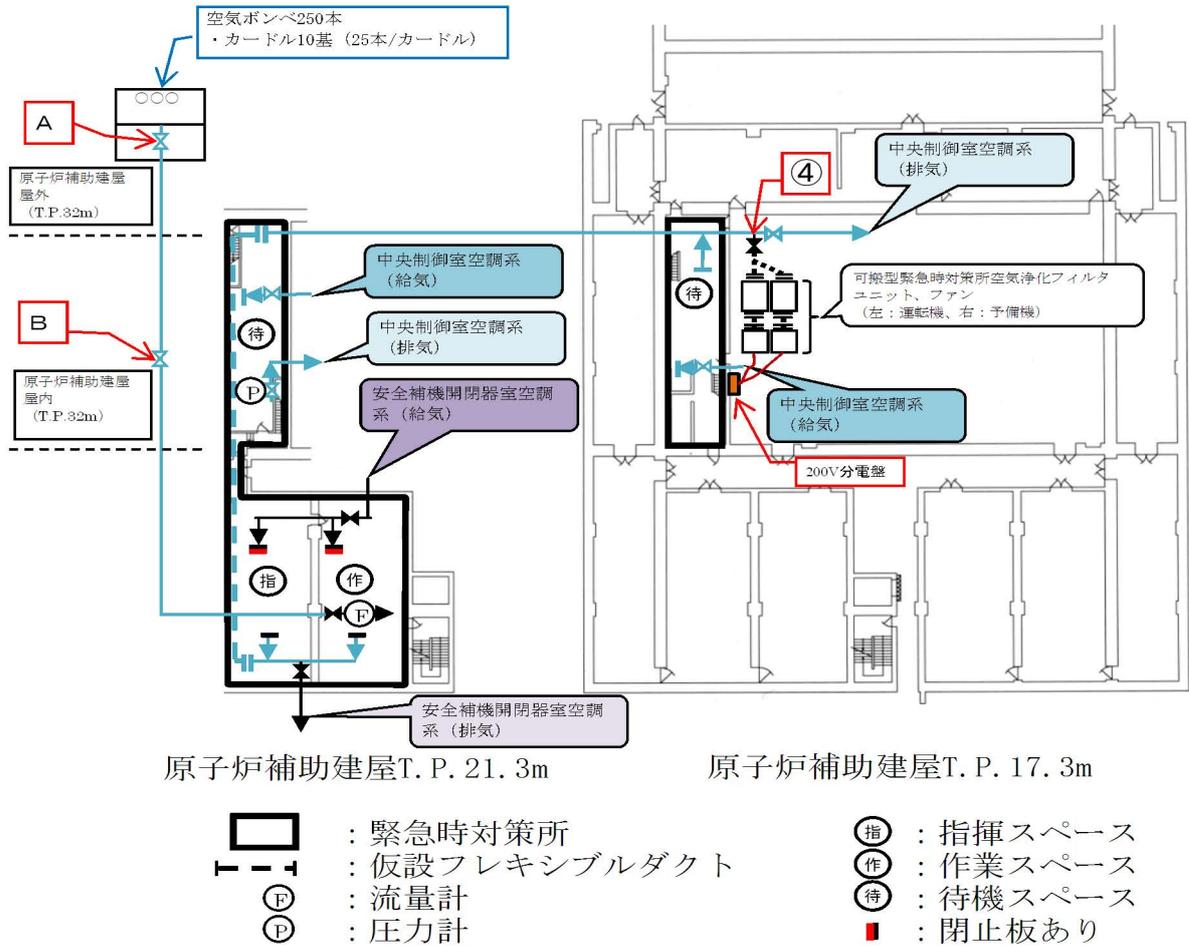
- ⊙ (指) : 指揮スペース
- ⊙ (作) : 作業スペース
- ⊙ (待) : 待機スペース
- : 閉止板あり



(2) 原子炉格納容器破損の恐れあり

【系統構成】

- ・ 可搬型空気浄化装置及び空気ポンペ設備を接続



【作業・操作手順】

(可搬型空気浄化装置の運転準備)

(ア) 中央制御室内に設置されている可搬型緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び可搬型緊急時対策所空気浄化ファンの本設及び予備を、仮設フレキシブルダクトにて中央制御室内に設置されている中央制御室空調系（排気）の④手動ダンパに繋がるダクトへ接続する。

(イ) 可搬型緊急時対策所空気浄化ファンの電源を、中央制御室内に設置されている 200V 分電盤に接続する。

(空気ポンペ設備による空気供給準備)

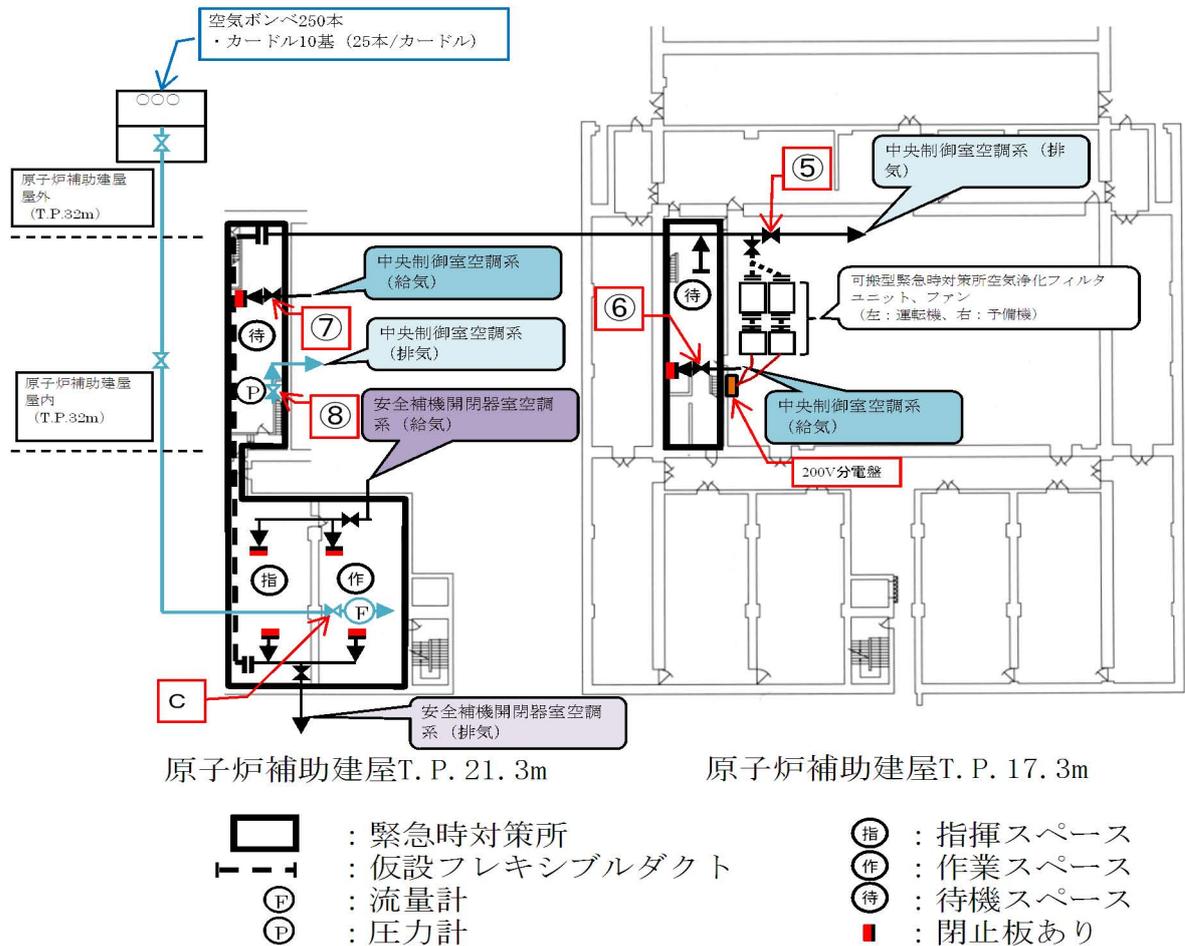
(ウ) 原子炉補助建屋屋外 32m に設置されている空気ポンペ設備に移動し、空気ポンペ元弁 A（計 10 台）を「閉」→「開」とする。

(エ) 原子炉補助建屋屋内 32m に設置されている空気ポンペ加圧ラインに移動し、空気ポンペ供給弁 B（計 3 台）を「閉」→「開」とする。

(3) プルーム（希ガス）通過中

【系統構成】

- ・ 緊急時対策所の換気を中央制御室換気空調系統から隔離すると共に空気ポンペ設備による加圧へ切替え



【作業・操作手順】

(中央制御室空調系隔離)

- (ア) 中央制御室内に設置されている中央制御室空調系（排気）⑤手動ダンパを「開」→「閉」とする。
- (イ) 指揮スペース及び作業スペースに設置されている安全補機開閉器室空調系（排気）ダクトの排気吸い込み開口部 4 箇所閉止板を取付ける。
- (ウ) 待機スペースに設置されている中央制御室空調系（給気）の⑥⑦手動ダンパ（計 3 台）を「開」→「閉」とし、同ダクトの給気吹き出し開口部（計 3 箇所）に閉止板を取付ける。

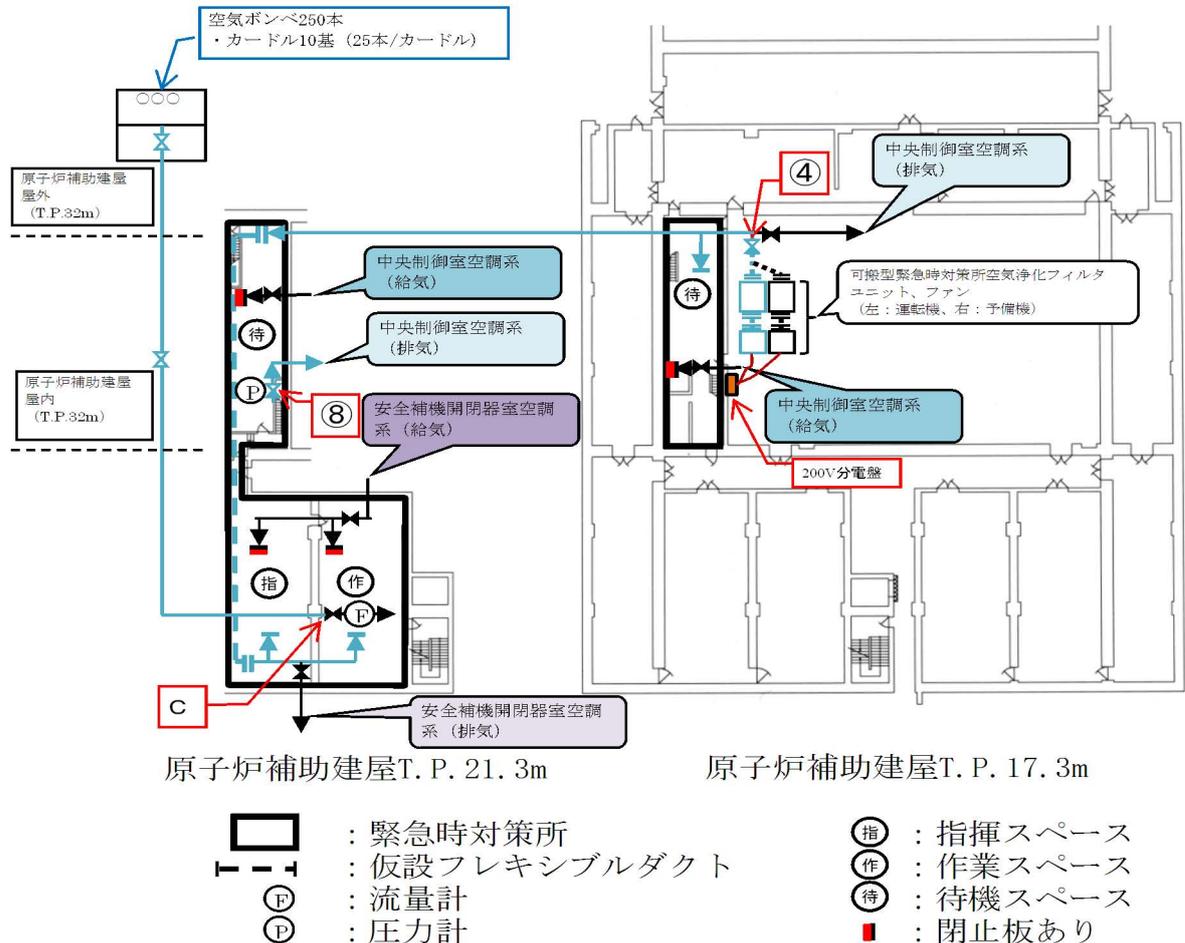
(空気ポンペ設備使用開始)

- (エ) 作業スペースに設置されている空気ポンペ加圧ラインの空気ポンペ流量調節弁 C（計 3 台）を「閉」→「調整開」とし、流量が約 9 m<sup>3</sup>/min 以上となるよう調節する。この時、待機スペースに設置されている中央制御室空調系（排気）の⑧手動ダンパにて排気側を調節し、緊急時対策所内が微正圧（20Pa 程度）となるよう圧力を調整する。

(4) 希ガス通過後

【系統構成】

- ・ポンベ加圧開始 1 時間後を目途に、空気ポンベ設備による加圧から可搬型空気浄化装置による換気に切替え
- ・中央制御室空調、可搬型空気浄化装置によるよう素等の低減



【作業・操作手順】

- (ア) 指揮スペースおよび作業スペースに設置されている安全補機開閉器室空調系（排気）ダクトの排気吸い込み開口部閉止板を取外す。
- (イ) 中央制御室に設置している可搬型空気浄化装置を起動させるため、中央制御室内へ入域し、中央制御室内の中央制御室空調系（排気）の④手動ダンパを「閉」→「調整開」とし、可搬型緊急時対策所空気浄化ファン NFB（分電盤側）の電源を投入する。
- (ウ) 作業スペースに設置されている空気ポンベ加圧ラインの空気ポンベ流量調節弁 C（計 3 台）を「調整開」→「閉」とし、空気ポンベによる加圧を停止する。この時、待機スペースに設置されている中央制御室空調系（排気）の⑧手動ダンパにて排気側を調節し、緊急時対策所内が微正圧（20Pa 程度）となるよう圧力を調整する。
- (エ) 運転中の可搬型空気浄化装置に異常が発生した場合は、緊急時対策所内を一旦空気ポンベ設備による加圧に切り替え、緊急時対策所内の微正圧を維持する。その後、異常が発生した運転中の装置に並列して接続・設置されている予備の可搬型空気浄化装置に切り替えて運転する。予備の可搬型空気浄化装置へ切り替え完了後、空気ポンベ装置による加圧を停止する。空気ポンベ装置の加圧開始・停止操作は、前述の手順と同様である。

2. 緊急時対策所の各ステージにおける実施項目

各所放射線物質濃度	外気	希ガス よう素、その他					
	中央制御室	希ガス よう素、その他					
	緊急時対策所	希ガス よう素、その他					
	<p>事故後時間 0 ← 2 4 ← 2 5 ← 3 4 →</p> <p>▼事故発生                  ▼必要要員召集緊急時対策所立ち上げ                  ◎緊急時対策所全体の換気系を中央制御室換気空調系統と統合                  ▼原子炉格納容器破損の恐れ確認                  ◎可搬型空気浄化装置及び空気ポンベ設備の接続                  ▼プルーム（希ガス）通過中想定                  ◎中央制御室換気空調系統から隔離、空気ポンベ加圧へ切り替え</p> <p>▼希ガス通過後                  ◎空気ポンベ加圧停止、可搬型空気浄化装置による換気へ切り替え</p>						
状況	緊急時対策所立ち上げ時	原子炉格納容器破損の恐れあり	プルーム（希ガス）通過中	希ガス通過後			
作業者	・ 1,2号機中央制御室の発電室当直員12名のうち2名。	・ 1,2号機中央制御室の発電室当直員12名のうち2名。	・ 1,2号機中央制御室の発電室当直員12名のうち4名。	・ 1,2号機中央制御室の発電室当直員12名のうち4名。			
実施項目	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 手動ダンパを「閉」とし、ダクト吹き出し開口部に閉止板を取付ける。</li> <li>② 手動ダンパを「閉」とする。</li> <li>③ 仮設フレキシブルダクトの接続。</li> <li>待機スペースと指揮スペース間の扉を開放する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>本設及び予備の可搬型空気浄化装置を、仮設フレキシブルダクトにて④手動ダンパ部ダクトに接続する。</li> <li>可搬型空気浄化装置を200V分電盤に接続する。</li> <li>空気ポンベ元弁A、空気ポンベ供給弁Bを「開」とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⑤手動ダンパを「閉」とする。</li> <li>安全補機開閉器室空調系（排気）ダクトの排気吸い込み開口部に閉止板を取付ける。</li> <li>⑥⑦手動ダンパを「閉」とし、ダクト吹き出し開口部3箇所閉止板取付ける。</li> <li>空気ポンベ流量調節弁Cを「調整開」とし、流量が9 m<sup>3</sup>/minとなるよう調節。この時、⑧手動ダンパにて排気側を調節し、緊急時対策所内が微正圧（20Pa程度）となるよう圧力を調整する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全補機開閉器室空調系（排気）ダクトの排気吸い込み開口部の閉止板を取外す。</li> <li>中央制御室内へ入城し、④手動ダンパを「調整開」操作、可搬型空気浄化装置NFBを投入する。</li> <li>空気ポンベ流量調節弁Cを「閉」とし、空気ポンベ加圧を停止する。この時、⑧手動ダンパにて排気側を調節し、緊急時対策所内が微正圧（20Pa程度）となるよう圧力を調整する。</li> </ul>			

## 1-5 緊急時対策所の設置の考え方

原子力災害に至る可能性がある事象（原子力災害対策特別措置法に基づく通報連絡を行うような状況）においては、緊急時対策所に対応することとなる。

緊急時対策所の設置については、原子力災害対策特別措置法第10条事象に至る前の段階である、原子力災害対策指針に定められる「警戒事態」に該当する事象等が発生したタイミングとする。

## 原子力災害対策指針（平成25年6月5日全部改正）抜粋

		現行の原災法等における基準を採用した当面のEAL	緊急事態区分における措置の概要
緊急事態区分	警戒事態	原子力規制委員会初動マニュアル中の特別警戒事象を採用 ①原子力施設等立地道府県 <sup>※1</sup> において、震度6弱以上の地震が発生した場合 ②原子力施設等立地道府県 <sup>※1</sup> において、大津波警報が発令 <sup>※2</sup> された場合 ③東海地震注意情報が発表された場合 <sup>※3</sup> ④原子力規制庁の審議官又は原子力防災課事故対処室長が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等 <sup>※4</sup> ⑤その他原子力規制委員長が原子力規制委員会原子力事故警戒本部の設置が必要と判断した場合	緊急事態区分における措置の概要 体制構築や情報収集を行い、住民防護のための準備を開始する。
	施設敷地緊急事態	原災法10条の通報すべき基準を採用（一部事象については、全面緊急事態に変更） ①原子炉冷却材の漏えい。 ②給水機能が喪失した場合の高圧注水系の非常用炉心冷却装置の付作動。 ③蒸気発生器へのすべての給水機能の喪失。 ④原子炉から主復水器により熱を除去する機能が喪失した場合の残留熱除去機能喪失。 ⑤全交流電源喪失（5分以上継続） ⑥非常用直流母線が一となった場合の直流母線に電気を供給する電源が一となる状態が5分以上継続。 ⑦原子炉停止中に原子炉容器内の水位が非常用炉心冷却装置が作動する水位まで低下。 ⑧原子炉停止中に原子炉を冷却するすべての機能が喪失。 ⑨原子炉制御室の使用不能。	P A Z内の住民等の避難準備、及び早期に実施が必要な住民避難等の防護措置を行う。
	全面緊急事態	原災法15条の原子力緊急事態宣言の基準を採用（一部事象については、原災法10条より変更） ①原子炉の非常停止が必要な場合において、通常の中性子の吸収材により原子炉を停止することができない。 ②原子炉の非常停止が必要な場合において、原子炉を停止する全ての機能が喪失。 ③全ての非常用炉心冷却装置による当該原子炉への注水不能。 ④原子炉格納容器内圧力が設計上の最高使用圧力に到達。 ⑤原子炉から残留熱を除去する機能が喪失した場合に、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失。 ⑥原子炉を冷却する全ての機能が喪失 ⑦全ての非常用直流電源喪失が5分以上継続 ⑧炉心の熔融を示す放射線量又は温度の検知。 ⑨原子炉格納容器内の照射済み燃料集合体の露出を示す原子炉格納容器内の液位の変化その他の事象の検知。 ⑩残留熱を除去する機能が喪失する水位まで低下した状態が1時間以上継続。 ⑪原子炉制御室等の使用不能。 ⑫照射済み燃料集合体の貯蔵槽の液位が、当該燃料集合体が露出する液面まで低下。 ⑬敷地境界の空間線量率が $5\mu\text{Sv/h}$ が10分以上継続。	

- ※1 北海道、青森県、宮城県、福島県、茨城県、神奈川県、静岡県、新潟県、石川県、福井県、大阪府、岡山県、鳥取県、島根県、愛媛県、佐賀県、鹿児島県。ただし、北海道については、後志総合振興局管内に限る。上斎原については、鳥取県も岡山県と同等の扱いとする。また、鹿児島県においては、薩摩川内市（甌島列島を含む）より南に位置する島嶼を除く。
- ※2 施設が津波の発生地域から内陸側となる、岡山県及び北海道太平洋沖に発令された場合を除く。
- ※3 中部電力株式会社浜岡原子力発電所を警戒事態の対象とする。
- ※4 想定される具体例は次のとおり
- ・非常用母線への交流電源が一系統（例えば、原子炉の運転中において、受電している非常用高圧母線への交流電源の供給が一つの電源）になった場合
  - ・原子炉の運転中に非常用直流電源が一系統になった場合
  - ・1次冷却材中の放射性ヨウ素濃度が所定の値を超えた場合
  - ・原子炉水位有効燃料長上端未満
  - ・自然災害により次の状況となった場合
    - －プラントの設計基準を超える事象
    - －長期間にわたり原子力施設への侵入が困難になる事象
- ※5 落雷及び明らかに当該原子力施設以外の施設による放射性物質の影響がある場合は除く。

## 1-6 緊急時対策所の想定収容人数とその運用について

### 1. 緊急時対策所の要員数について

泊発電所3号機の緊急時対策所の要員数は、発電所での重大事故や大規模損壊が発生した場合、1週間にわたり重大事故等の対処活動を指揮、実行できるよう、必要な要員を配置することとし、これらの要員が緊急時対策所にある程度の期間要員が滞在できるものとする。

配置にあたっては、必要な指揮を行う本部長や各機能班長などの対策本部要員、事故の拡大防止に必要な措置を行う各工作班等や放射線管理を行う放管班などの各機能班員が配置される。

#### (1) 想定収容要員数の考え方

緊急時対策所の想定収容要員数の決定にあたっての基本条件は次のとおり。

- ・3号機において重大事故が発生し、格納容器の破損等により大量の放射性物質が外部に漏洩すること
- ・対策本部要員は長期間対応のため、各班長の交代を考慮する
- ・初動対応要員は事故の対応を行うとともに、機械工作班は放水砲の準備及び放水を行うこと
- ・初動対応要員やその他の活動をしている要員はプルーム通過時に緊急時対策所に退避すること
- ・活動に必要なない要員は発電所より退避すること

#### (2) 緊急時対策所想定収容要員の内訳について

格納容器の破損等により大量の放射性物質が漏洩し、放射性プルーム通過時において、緊急時対策所にとどまり事故等に対処する要員と内訳は次のとおり。

対策本部	発電所防災組織に定める、本部長、副本部長、本部委員、各班長と、緊急時対策所内で交代、代行を行なうための要員として、副班長で構成する。 (副班長は本部委員の兼務が可能とする)	31名
運転班 (当直員)	運転操作に必要な当直員については、プルーム通過時に緊急時対策所に退避する。 (3号機：全員、1・2号機：5名)	11名
機能班	(初期対応要員) 格納容器加圧破損などの事故に対応できる要員：17名(当直員、当番者9名を除く) (放水砲要員) 放射性物質の拡散を抑制する放水砲の準備及び放水監視のための要員：9名 (給油作業員) 発電機に必要な燃料の給油を行う要員：6名 (各機能班員) 事務局：2名、放管班：8名、技術班：2名	44名
	合計	86名

(内訳)

初動対応要員26名を  で示す。

**本部長他 [12]**

本部長(所長) [1]

副本部長(所長代理、技術系次長 [2]、炉主任 [3]) [6]

委員(事務系次長 [2]、品質保証室長、発電室長、教育センター長) [5]

**各機能班長、副班長 [19]** ※各班は班長、副班長が交代できる体制とする

事務局長(運営課長)、幹事(運営課副長) [2]

総務班長(総務課長)、副班長(事務系次長兼務) [1]

施設防護班長(施設防護課長)、副班長(施設防護課副長) [2]

労務班長(労務安全課長)、副班長(教育センター長兼務) [1]

地域対応班長(総務課課長(地域担当))、副班長(事務系次長兼務) [1]

広報班長(広報課長)、副班長(品質保証室長兼務) [1]

放管班長(安全管理課長)、副班長(安全管理課副長) [2]

技術班長(技術課長)、副班長(技術課副長) [2]

運転班長(発電室課長)、副班長(発電室長兼務) [1]

電気工作班長(電気保守課長)、副班長(制御保守課長) [2]

機械工作班長(機械保守課長)、副班長(機械保守課副長) [2]

土木建築工作班長(土木建築課長)、副班長(土木建築課副長) [2]

災害対策要員として当番者3名を含む

<b>事務局 [16]</b> 事務局員（運営課員）[2] 災害対策要員（消防）（協力会社）[8] 給油作業員（運営課員、教育センター員）[6]
<b>放管班 [8]</b> 放管班員（安全管理課員）[8]
<b>技術班 [2]</b> 技術班員（技術課員）[2]
<b>運転班 [11]</b> 運転班員（3号機当直員）[6] 運転班員（1・2号機当直員）[5]
<b>機械工作班、電気工作班 [16]</b> 災害対策要員（電源、給水等）（社員）[3] 災害対策要員（電源、給水等）（協力会社）[4] 放水砲要員（放水砲準備、放水）（機械保修課員、協力会社）[9]
<b>土木建築工作班 [2]</b> 災害対策要員（瓦礫撤去、給油ホース接続）（協力会社）[2]

## 2. 緊急時対策所の運用について（図参照）

### （1）緊急時対策所要員の参集の考え方

原子力災害に至る可能性がある事象の場合は、指揮通報を行う災害対策本部要員及び事務局員が緊急時対策所に移動、参集し対策本部を立ち上げる。対策本部は事象の情報収集、対策の検討、決定を行い、緊急時対策所外に待機している各機能班員に必要な指示を行う。

また、夜間休日の場合、災害対策本部要員である副原子力防災管理者（技術系次課長）が当番者として発電所に常駐しており、災害対策本部を指揮するとともに、携帯電話等により召集された本部要員が宮丘地区より緊急時対策所に参集する。

(2) 初動対応要員について

初動対応要員は発電課長（当直）からの指示等に基づき、必要な初動対応を実施する。なお、事象発生後、召集されまたは自動参集で発電所に集まった召集要員が必要に応じて応援、交代を実施する。なお、初動対応が終了し、発電所対策本部が設置されている場合は、本部の指示に従う。

(3) 放射性物質の大量放出が想定される場合の要員の退避について

放射性物質の大量放出が想定される場合、対策本部長は初動対応要員や発電所でその他の活動をしている要員に対し、緊急時対策所もしくは発電所敷地外への退避を指示する。

(4) 要員の交代について

緊急時対策所の要員については、長期間の対応が可能となるよう、各班の班長については副班長（または本部委員の兼務）が交代して業務を遂行できるようにする。また、事象が安定している場合には、事象進展やプルームの拡散状況、発電所外での放射線量率等を参考にし、適宜発電所外で対応している各機能班員などと交代を実施する。なお、高濃度の放射性プルームが放出されている期間については、被ばく低減の観点から、要員は緊急時対策所及び発電所外に退避し、要員の交代は行わない。

緊急時対策所内の要員は、対策所内において必要に応じて適宜、仮眠等の休養をとることとする。

また、初動対応など災害対策にあたる作業員については、発電所外に待機している作業要員と適宜交代をする。

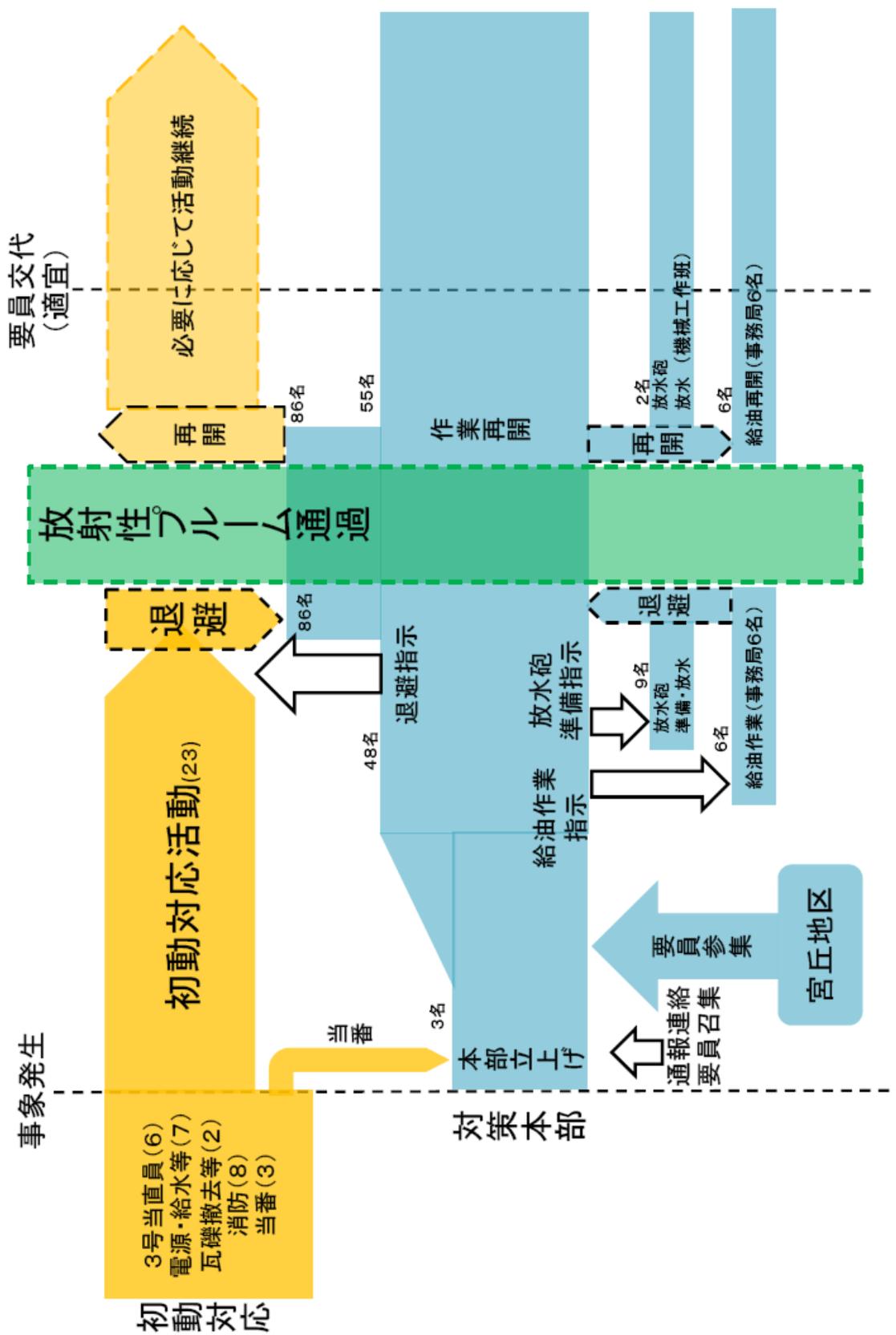


図 事故発生からプルーム通過後までの動き

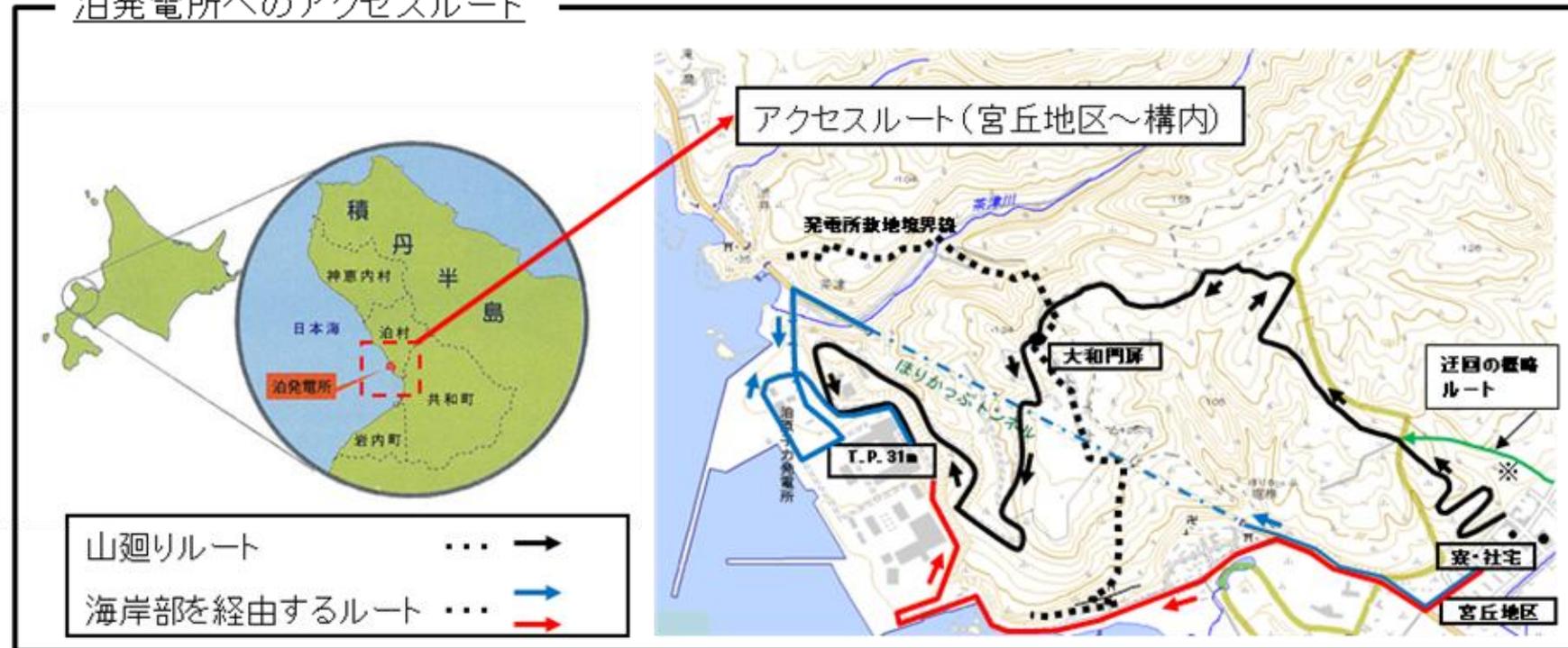
## 1-7 要員の参集について

### ○夜間、休日における原子力災害対策要員の非常召集（放射性物質放出事象発生時）

非常召集の連絡	非常召集の準備	非常召集の開始
<p>○原子力災害対策指針の「警戒事態」に該当する事象が発生した場合、電話等により非常召集の連絡を行う。</p> <p><b>【発電所構内】</b></p> <p style="text-align: center;">当直課長 ↓ 連絡当番者</p> <hr/> <p><b>【発電所構外】</b></p> <p style="text-align: center;">各班長への非常召集 ↓ 各班員への非常召集 (協力会社へも非常召集の連絡)</p> <p>○地震発生時（発電所周辺において震度 5 弱以上）の場合は自動的に非常召集する。</p>	<p>○召集される要員（協力会社含む）は最寄の集合場所に集合する。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第 1 集合場所：宮丘寮</li> <li>・第 2 集合場所：北電体育館</li> <li>・第 3 集合場所：柏木寮</li> </ul> </div> <p>○非常召集に係る統括および確認・調整は各班の副班長が行い、その内容は次のとおりとする。</p> <p>①発電所内に設置された原子力災害対策本部と非常召集に係る確認・調整を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所の状況、召集人数、必要な装備等</li> <li>・集合した要員の確認（人数、体調等）</li> <li>・服装、召集時の持参品（通信設備、懐中電灯等）</li> <li>・放射線防護具等（防護服、マスク、個人線量計）</li> <li>・天候、災害情報等</li> </ul> <p>②予め定めている非常召集ルートの中から、天候、災害情報等を踏まえ発電所へ入構する際に開放される門扉の選定も含め、原子力災害対策本部と調整し最適なルートを選定する。</p> <p>③発電所に移動する際の移動手段について原子力災害対策本部と調整し確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・社有車、自家用車、徒歩等</li> </ul>	<p>○非常召集の開始</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力災害対策本部要員（本部長、原子炉主任技術者、各班長等）およびその他必要な要員は発電所構内に向け非常召集を開始する。</li> <li>・残る要員は、集合場所で待機し原子力災害対策本部の指示に従う。</li> </ul> <p>○非常召集時の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・携帯電話等を使用し、原子力災害対策本部へ非常召集の状況等を適宜連絡する。</li> <li>・原子炉主任技術者は、通信連絡手段により必要の都度原子炉施設の運転に関し保安上の指示を行う。</li> </ul> <p>○発電所への入構</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所入構前の門扉にて発電所構内の情報を入手する。</li> <li>・原子力災害対策本部要員は、緊急時対策所へ移動する。</li> <li>・その他の要員は発電所構内事務所等の執務室または現場にて対応するが、万一、執務室が使用できない場合は、原子炉補助建屋内を活用する。</li> </ul>

○泊発電所への要員の参集

泊発電所へのアクセスルート



災害対策要員

	技術系社員
宮丘地区	325名
地元4ヶ町村	104名
合計	429名

(平成25年7月17日現在)

荒天時の参集所要時間(山廻りルート)

	距離	所要時間	
		徒歩*	車両(参考)
宮丘地区 ⇒大和門扉	約3.5km	63分	14分
大和門扉 ⇒T.P.31m	約2.5km	25分	5分
合計	約6.0km	88分	19分

※条件...夜間、強風、天候:雪(吹雪模様)、気温:-6.8℃、  
登坂部(※)が使用不能となり、一部の道路を大きく迂回して通行の場合

## 1-8 緊急時対策所への参集要員の動線について

重大事故等の発生時には緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）に対策要員が参集するが、対策要員が移動する具体的な経路については、次のとおりとなる。

### 1. 緊対所への移動経路

緊対所への移動経路は、次のとおり 4 ルートある。（図－1 参照）

・ Aルート【屋内経路】 

総合管理事務所⇒連絡通路⇒2号機タービン建屋 T.P. 17.3 m⇒2号機原子炉補助建屋 T.P. 17.3 m⇒緊対所

・ Bルート【屋外経路】 

総合管理事務所⇒屋外⇒中央警備所⇒管理事務所⇒緊対所

・ Cルート【屋外経路】 

屋外⇒1号機原子炉補助建屋 T.P. 32 m⇒1号機原子炉補助建屋階段⇒緊対所

・ Dルート【屋外経路】 

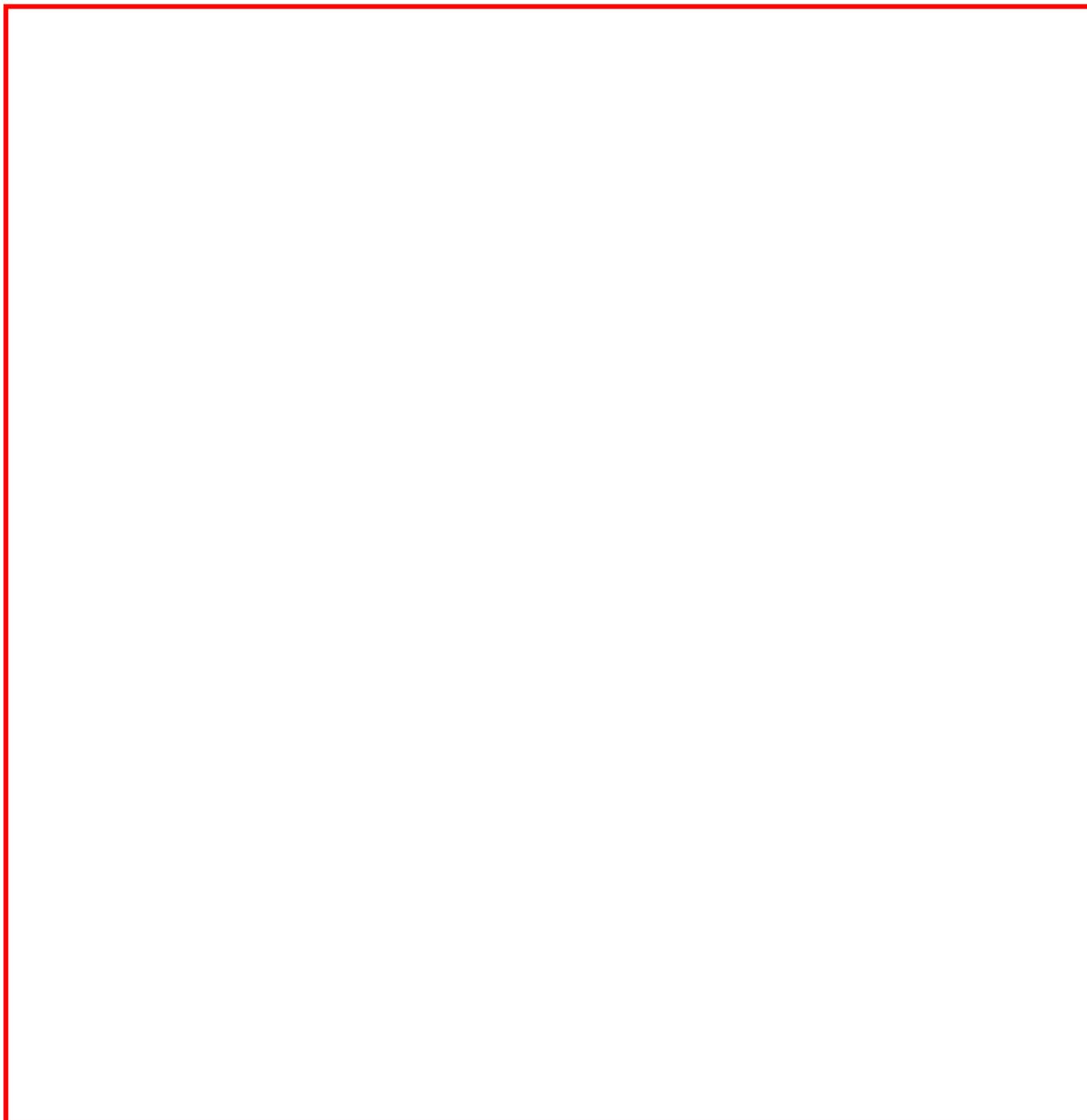
総合管理事務所⇒屋外⇒3号機側法面⇒2号機原子炉補助建屋 T.P. 32 m⇒1号機原子炉補助建屋内階段⇒緊対所

なお、上記 4 ルート上には施錠管理している扉を開放する必要があるため、施錠管理されている扉の開錠方法について社内規定にて定める。

図－1 緊急時対策所移動経路図

2. Aルート（総合管理事務所⇒緊対所）について

Aルートについては、総合管理事務所から2号機タービン建屋および2号機原子炉補助建屋を経由して全て建屋内を移動し緊対所に向かう経路である。具体的には下図の経路となる。



3. Bルート（総合管理事務所⇒管理事務所⇒緊対所）について

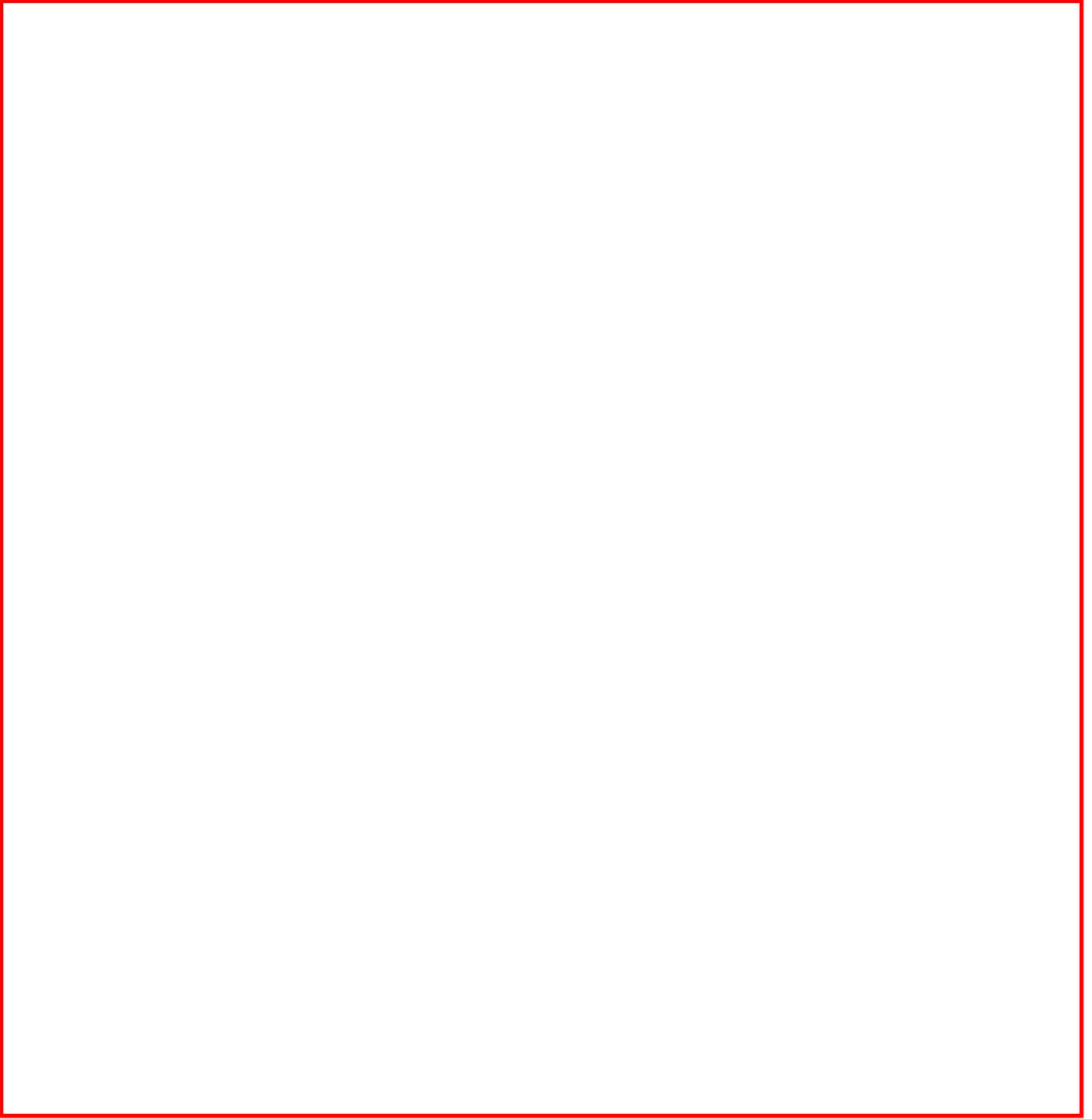
Bルートについては、総合管理事務所から屋外を移動し管理事務所を経由して緊対所へ移動する経路である。具体的には下図の経路となる。



4. Cルート（屋外⇒1号機原子炉補助建屋 T.P. 32 m⇒緊対所）について

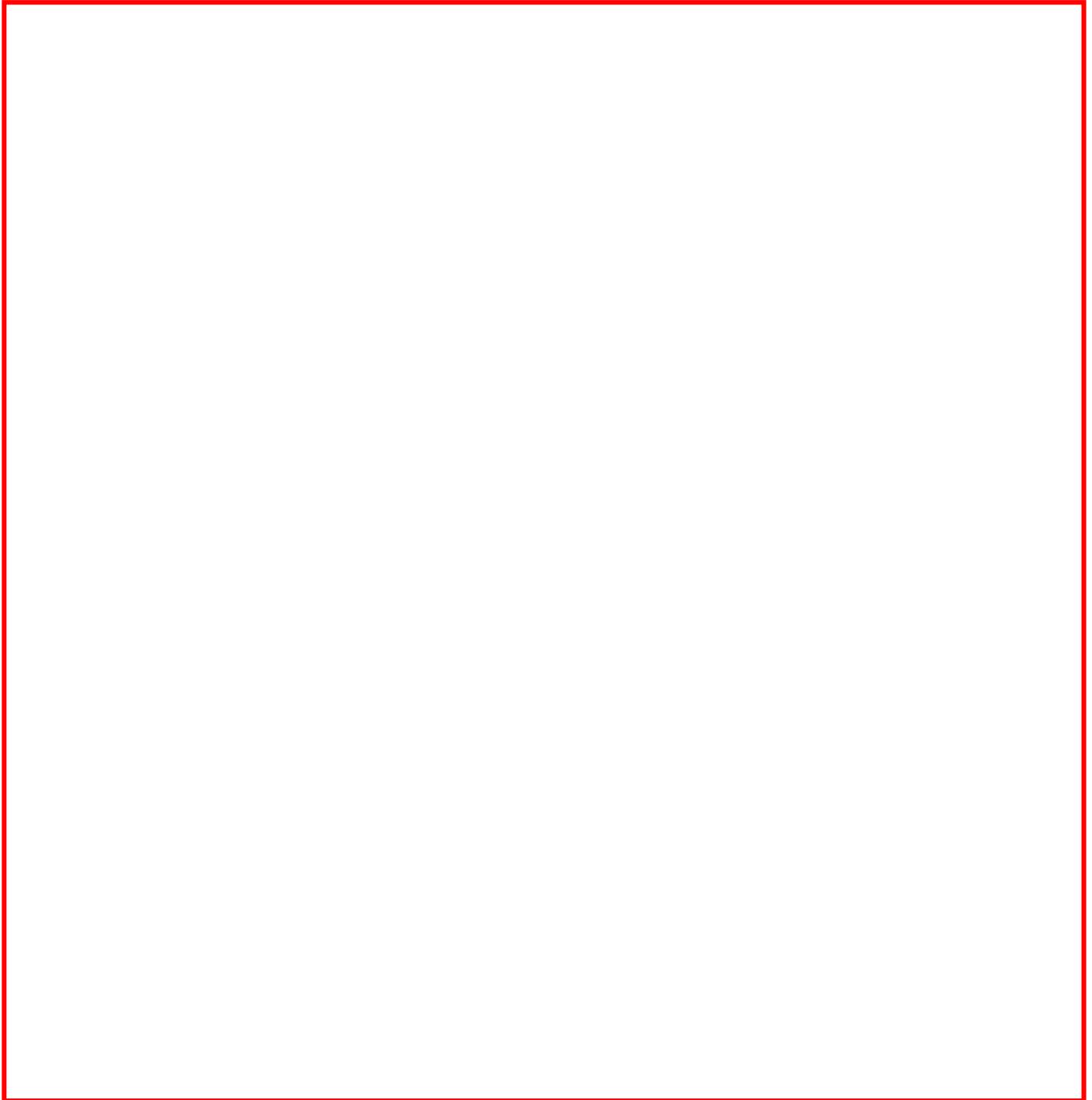
Cルートについては、屋外から1号機原子炉補助建屋屋上を經由して移動し緊対所に向かう経路である。具体的には下図の経路となる。







5. Dルート（屋外⇒3号機側法面⇒2号機原子炉補助建屋 T.P. 32 m⇒緊対所）について  
Dルートについては、屋外から3号機側の法面を経由し2号機原子炉補助建屋屋上から緊対所に向かう経路である。具体的には下図の経路となる。





## 1-9 緊急時対策所の電源について

### 1. 電源の優先順位

緊急時対策所の電源設備は以下の優先順位で給電することとしている。

順位	電 源
1	1号機常用母線、1,2号機非常用母線
2	1,2号機非常用ディーゼル発電機
3	1,2号機代替非常用発電機
4	可般型代替電源車
5	緊急時対策所用非常用発電機

### 2. 緊急時対策所用非常用発電機について

#### (1) 運用について

緊急時対策所用非常用発電機は、可般型空気浄化ファンに給電するための三相給電用発電機（20kVA）と、統合原子力防災ネットワーク・ERSS 伝送サーバ等に給電するための単相給電用発電機（46.2kVA）を配備している。なお、厳冬期を考慮して電気ヒータを配備している。

非常用母線からの給電が不可能な場合（非常用ディーゼル発電機、代替非常用発電機、可般型代替電源車の全てが機能喪失）に、当該発電機を起動させることとしている。

#### (2) 起動手順について

- 当該発電機が設置されている原子炉補助建屋の屋上（T.P.32m）に移動する。
- 発電機と電源ケーブルを接続し、起動スイッチにより発電機を起動させる。
- 緊急時対策所及び2号機プロセス計算機室の分電盤にて、非常用母線側から当該発電機側に切り替えを行う。

#### (3) 給油方法について

- 発電所構内31m以上に配備している4kℓタンクローリー（3台所有）を用いて給油を行う。
- 当該タンクローリーの燃料が空になった場合は、1号機（または2,3号機）の非常用ディーゼル発電機貯油槽から31mまで燃料を汲み上げ、当該タンクローリーに補給する。

(4) 給油頻度について

2台ある発電機は燃料を満タンにして保管していることから、それぞれの負荷及び燃料消費量から計算すると、表-1に示す通り、三相給電用発電機は起動から約48時間、単相給電用発電機は起動から約48時間の連続運転が可能である。

従って、災害発生から当該発電機を連続使用していたとしても、プルーム通過後までの約34時間を無給油で給電が可能である(表-2参照)。

表-1 緊急時対策所用非常用発電機運転可能時間の評価

	三相給電用	単相給電用	備考
発電機容量[kVA]	20.0	46.2	—
負荷[kVA]	3.1	40.1	※1
燃料消費量[L/hr]	3.0/4.0	8.9/13.2	50/75%負荷時
負荷率[%]	15.5	86.8	—
燃料タンク容量[L]	145	740	—
運転可能時間[hr]	48.3	48.3	※2

※1 計画負荷は以下のとおり。

三相給電用：可搬型空気浄化ファン1台(約3.1kVA)

単相給電用：統合原子力防災ネットワーク機器(約12.7kVA)

社内TV会議端末、データ表示端末、FAX等(約13.0kVA)

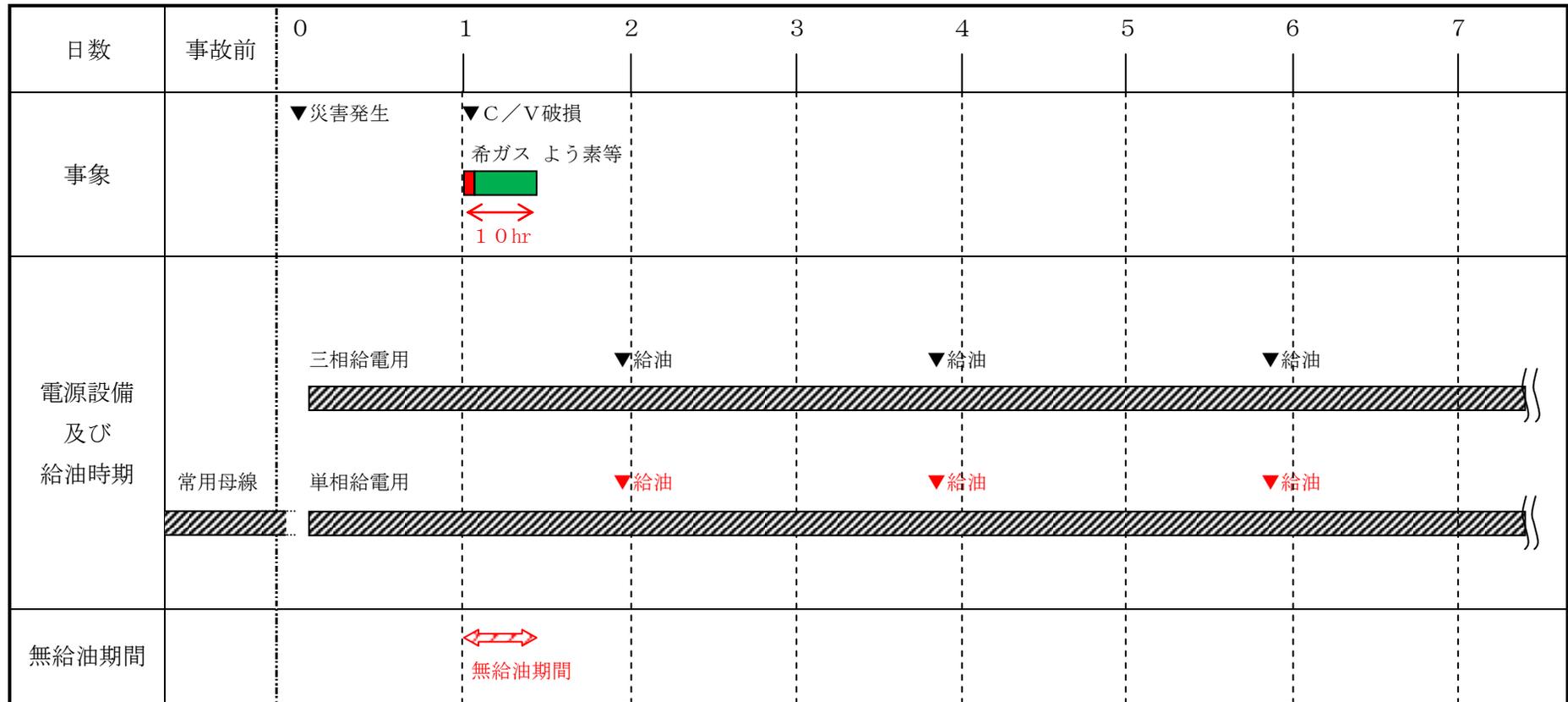
データ収集計算機、E R S S 伝送サーバ(約2.8kVA)

防災資機材、可搬型モニタ等(約5.6kVA)

電気ヒータ(約6.0kVA)

※2 三相給電用は50%負荷時燃料消費量を、単相給電用は75%負荷時燃料消費量から算出した86.8%負荷時の燃料消費量(15.3L/hr)を使用

表-2 緊急時対策所用非常用発電機の給油時期



## 1-10 配備する資機材等について

緊急時対策所には、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするため、必要な資機材等を配備している。

### 主な放射線管理用資機材

#### ○防護具及び除染資材

品名	単位	予定保管数	考え方
タイベック 紙帽子 汚染区域用靴下 綿手袋 全面マスク オーバーシューズ(靴カバー)	着 個 足 双 個 足	910	86名×1.5倍×7日
チャコールフィルタ	個	1820	86名×1.5倍×2個×7日
ゴム手袋	双	1820	86名×1.5倍×2双×7日
アノラック 長靴	着 足	560	53名×1.5倍×7日
セルフエアセット 圧縮酸素形循環式呼吸器	台 台	5	53名×10%
ウェットティッシュ	個	110	53名×2個
簡易テント 簡易シャワー	個 個	1	—

#### ○計測器(被ばく管理、汚染管理)

品名	単位	予定保管数	考え方
ポケット線量計	台	130	86名×1.5倍
可搬型エリアモニタ	台	4	1台/部屋×4部屋
GM汚染サーベイメータ	台	10	チェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	台	10	現場作業従事時に使用

#### ○チェンジングエリア用資機材

品名	単位	予定保管数	考え方
難燃ハウス	個	1	設置数
難燃養生シート (透明・ピンク・白)	本	9	各色3本
板バリア (600・750・900mm)	枚	15	必要数
作業用テープ(緑)	巻	5	—
難燃養生テープ(ピンク)	巻	20	—
透明ロール袋(大)	本	10	—
粘着マット	枚	10	—
キムタオル	箱	1	24束/箱
線量管理用テーブル	台	1	必要数

その他 資機材

品名	単位	予定保管数	考え方
酸素濃度計	台	2	—
二酸化炭素濃度計	台	2	—
安定よう素剤	錠	2000	86名×2錠/人/日×7日
簡易トイレ	台	2	—
簡易トイレ（大使用処理剤）	個	700	86名×1個/人/日×7日
簡易トイレ（小使用処理剤）	個	2000	86名×3個/人/日×7日

原子力災害対策活動で使用する主な資料

資料名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図（1/25,000） ② 発電所周辺地域地図（1/50,000）
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図（各ユニット）
7. 原子炉設置許可申請書（各ユニット）
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図（各ユニット）
10. プラント主要設備概要（各ユニット）
11. 総合インターロック線図（各ユニット）
12. 原子炉施設保安規定
13. 原子力事業者防災業務計画
14. 運転要領緊急処置編

## 1-11 緊急時対策所に配備する放管資機材等の保管数量の余裕の考え方

緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）に配備する資機材のうち放射線管理用の資機材については、緊対所に要員が7日間とどまると想定し要員人数の86人に7日間を乗じ、さらに余裕を見込み1.5倍し、単体の物（タイベック等）で910個、2個で1組の物（チャコールフィルタ等）は1,820個配備することとしている。

以下に、1.5倍の余裕を見込むことで放射線管理用資機材の配備数量が十分であることを整理する。

### 【放射線管理用資機材配備数量（例：単体の物（タイベックの場合））の根拠】

① 緊対所内には要員86人がとどまり活動する。

そのうち本部対策要員35名は緊対所内で指揮を行うことから放射性物質により汚染しているおそれがある緊対所外での作業には従事しない。

そのため、タイベックを着用する対象者は緊対所の外で作業をする51名である。

② タイベックを着用するのは、プルーム通過後の緊対所外が放射性物質により汚染しているおそれがある場合からとなる。

緊対所外での活動は重大事故等発生後の2日目以降となり、51人全員が2回/日緊対所外で活動すると想定し、6日間連続してタイベックを使用した場合の必要数量は次のとおりとなる。

・  $51 \text{ 人} \times 2 \text{ 回/日} \times 6 \text{ 日間} = \underline{612 \text{ 着}}$

①および②のとおり、緊対所屋外での活動を想定しても、1.5倍の余裕を見込んだ配備数量（単体の物：910個、2個で1組の物：1,820個）で十分足りる配備数量となることから1.5倍の余裕を見込んでいる。

## 1-12 サーベイメータの配備数の根拠について

### 1. GM汚染サーベイメータ（10台）の根拠について

#### (1) GM汚染サーベイメータの使用目的

GM汚染サーベイメータは、屋外で活動した現場作業要員等の身体等に、放射性物質が付着していないことを確認するために使用する放射線計測器である。

#### (2) GM汚染サーベイメータの配備台数について

GM汚染サーベイメータの具体的な使用方法は、3号機緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）出入口に設置する「チェンジングエリア」内の「スクリーニングエリア」において、緊対所に入室する現場作業要員等の身体測定を放射線管理要員1～2名で行うことを想定している。

このため、最大使用人数（2名）から2台配備が必要となるが、故障等により使用ができない状態も考慮し、予備機も含め10台配備する。

#### 【参考】

##### ●GM汚染サーベイメータ

- ・測定範囲：0～ $1 \times 10^5$  cpm
- ・電源：乾電池（単2型電池）4本 [連続100時間以上]





## 2. 電離箱サーベイメータ（10台）の根拠について

### (1) 電離箱サーベイメータの使用目的

電離箱サーベイメータは、現場作業要員等の過剰な被ばくを防止するために屋内外の作業現場の環境線量当量率を測定するために使用する放射線計測器である。

### (2) 電離箱サーベイメータの配備台数について

電離箱サーベイメータを使用した作業現場等の放射線測定を行うことになるが、放射線測定を行う作業現場は、T.P. 31 m 盤および T.P. 10 m 盤での代替給水作業等数箇所ある。

原子力災害活動に従事する現場作業要員等の線量管理を行う上で放射線測定は必須であることから、故障等により使用ができない状態も考慮し予備機も含め10台配備する。

### 【参考】

#### ●電離箱 サーベイメータ

- ・測定範囲：1～300 mSv/h
- ・電源：乾電池（単3型電池）4本 [連続80時間以上]



### 1-13 酸素濃度計の仕様について

外気から緊急時対策所への空気の取り込みを一時的に停止した場合に、酸素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、緊急時対策所には酸素濃度計を2台配備している。

また、酸素濃度計については緊急時対策所内での酸素濃度の確認における測定時に正確な測定をするため、1回/年の頻度でメーカーによるガス感度の定期点検を実施しており、定期点検の際に使用する試験ガスについては、国のトレーサビリティ体系に基づいた一般標準ガス（N<sub>2</sub>，O<sub>2</sub>）を使用している。

酸素濃度計仕様

検知原理	隔膜ガルバニ電池式
検知範囲	0～40 vol%
表示精度	±0.7 vol%
警報設定値	18.0 (L, LL) / 40.0 vol% (OVER)
表示器	LCDデジタル表示器
電源	単3形アルカリ乾電池2本
外形寸法・質量	約66 (W) × 114 (H) × 33 (D) mm 約230 g

警報精度を考慮しても酸素欠乏症等防止規則に定める酸素欠乏（空気中の酸素濃度が18%未満の状態）になる前に警報発信する。



酸素濃度計



## 2. 緊対所の出入管理

チェンジングエリア内には、緊対所外で活動した現場作業要員等（以下、「要員」という。）が移動する。

緊対所外は放射性物質により汚染しているおそれがあることから、緊対所外で活動する要員は放射線防護具類（以下、「防護具類」という。）を着用し活動することになる。

緊対所外での活動中に要員が着用している防護具類に放射性物質が付着する可能性があるためチェンジングエリアを設置するが、チェンジングエリアのレイアウトは要員の防護具類の脱衣行為に合わせて3分割した次のエリアを設けることで緊対所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

### (1) 「靴着脱エリア」

緊対所外で使用した靴を脱ぐまたは緊対所外へ出る場合に靴を履くエリア

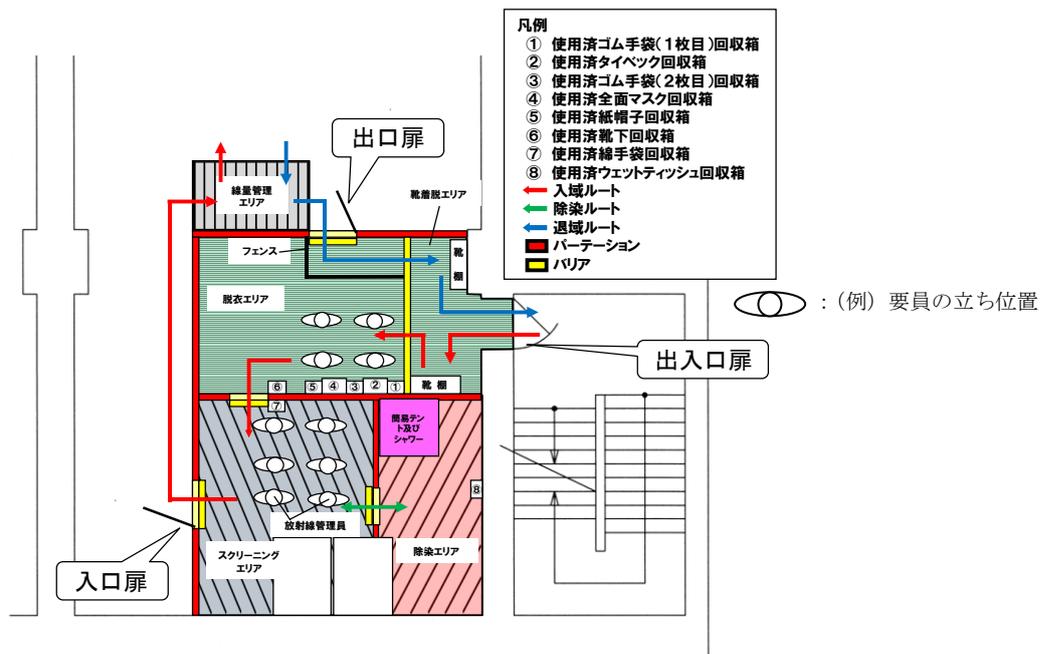
### (2) 「脱衣エリア」

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア

### (3) 「スクリーニングエリア」

防護具類を脱衣した要員の身体サーベイを行い、汚染が確認されなければ緊対所内へ移動するエリア

また、緊対所から出る場合は緊対所内にて防護具類を着用後チェンジングエリア内に移動するが、緊対所外で活動した要員と接触するおそれがある重複したルートとした場合、接触時に緊対所外で活動した要員の防護具類に付着した放射性物質が緊対所から出る要員に移行するおそれがあることから、出入りの動線を分離したルートとしている。



チェンジングエリア内の要員動線イメージ図

### 3. 緊対所内の汚染管理

2項のとおり、緊対所内に放射性物質による汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設けているが、スクリーニングエリア内で要員の汚染が確認された場合は、スクリーニングエリアに隣接した「除染エリア」で要員の除染を行う。

要員の除染については濡れウェスによる拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染部位への水洗による除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。なお、簡易シャワーを用いた除染による廃水は、ウェスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

### 4. 防護具類の管理

要員は、緊対所から出る場合に緊対所内にて防護具類を着用するが、着用方法の間違いは内部被ばくをするおそれがあることから、内部被ばく防止のため、放管班員が適宜要員の防護具類の着用状況について監視し、指導、助言をする。

### 5. 放射性廃棄物の管理

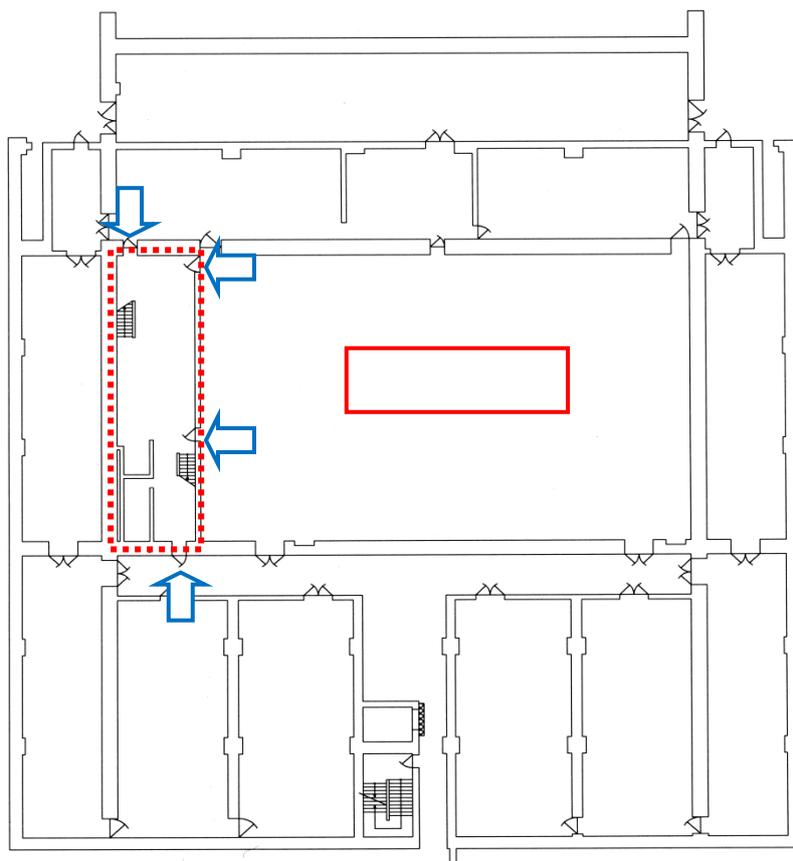
緊対所外で活動した要員が着用した防護具類については、チェンジングエリア内で廃棄する。これら放射性廃棄物については、緊対所内に留め置くと環境線量当量率の上昇または放射性物質による汚染の拡大へつながる要因となることから、適宜緊対所外へ持ち出しチェンジングエリア内の汚染拡大防止を図る。

### 6. チェンジングエリアへの放射性物質の流入防止

3号機緊急時対策所（以下、「緊対所」という。）のエリアには複数の扉が設置されているが緊対所内への放射性物質の流入を防止するため、緊対所の境界にある扉は全て気密扉にするとともに図 1-9-2 のとおり出入口となる扉は1箇所のみとし、その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とすることで、緊対所内への放射性物質の持ち込みを防止する運用としている。

出入口となる扉1箇所には、現場作業要員が装着している放射線防護具類（例：タイベック）の脱衣エリアおよび脱衣後の現場作業要員の身体等に、放射性物質が付着していないことを確認するためのサーベイエリアを設置し、緊対所内への放射性物質の持込みを防止する。

また、緊対所内は、換気空調設備により正圧に維持することにより、出入口の扉を開放した場合においても外部からの放射性物質の流入を防止できる設計としている。



1号機 原子炉補助建屋 T.P.17.3 m

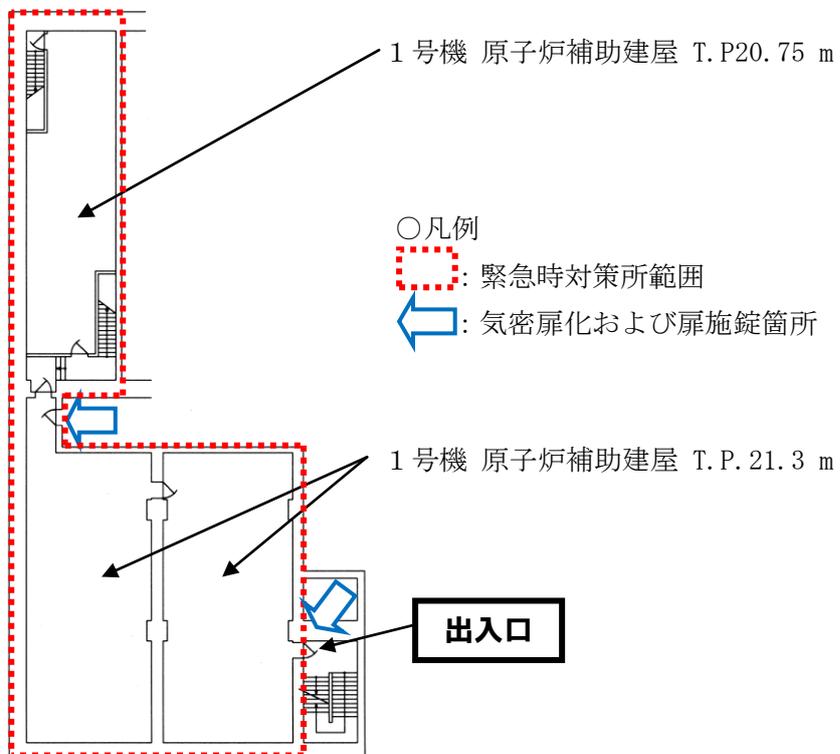


図 1-14-2 緊対所出入口扉施錠箇所

- 2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 2-1 緊急時対策所居住性に係る被ばく評価の適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

第76条（緊急時対策所）

1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。

e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。

- ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
- ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

1 → 審査ガイド通り

- ① 東京電力福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定。放射性物質の放出割合は4.4(1)の通り。
- ② プルーム通過時の対策要員はマスクを着用しているとして評価している。  
ボンベによる1時間の加圧終了後のプルーム通過中9時間はマスクを着用しているとして、それ以外の時間はマスクを着用しないとして評価している。
- ③ 交代要員体制：評価期間内の交代は考慮しない。  
安定ヨウ素剤の服用：考慮しない。
- ④ 対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図 2 に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p>	<p>4. 1 → 審査ガイド通り</p> <p>①最適評価手法を適用し、「4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (1) → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路は図 2 のうち、①～③の経路に対して評価している。評価期間中の対策要員の交代を考慮しないことから④及び⑤の経路については評価していない。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイド通り</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイド通り</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と緊急時対策所等の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価<sup>(※2)</sup>で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働いたため、格納容器は健全である）のソースターム解析を</li> </ul>	<p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所に取り込まれた放射性物質は、緊急時対策所内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から緊急時対策所内に取り込まれる。緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 1 (1) ⑤ → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4. 1 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。ただし、評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。</li> <li>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> </ul> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。</li> </ul> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p> <p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定</p>	<p>放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算している。</p> <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定している。</p> <p>4. 1 (2) b. → 審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97% に当たる値を用いている。評価においては、1997 年 1 月から 1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用している。</p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉格納容器内の線源強度を計算している。</p> <p>4. 1 (2) d. → 審査ガイド通り</p> <p>前項 c の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4. 1 (2) e. → 審査ガイド通り</p> <p>前項 d で計算した線量の合計値が判断基準（対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと）を満足することを確認している。</p> <p>4. 2 (1) a. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室非常用循環設備のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、よう素フィルタ除去効率は 95%、微粒子フィルタ除去効率は 99% として評価している。また、可搬型空気浄化装置のフィルタ効率は、設計上期待できる値として、有機よう素は 95%、無機よう素 99% 及び粒子状物質 99% として評価している。</p> <p>4. 2 (1) b. → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所は既設であり、空気流入率は空気流入率測定試験結果を基に余裕を見込んだ値を設定する。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

する。

新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)

(2) 大気拡散

a. 放射性物質の大気拡散

・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。

なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。

・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。

・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針<sup>(参3)</sup>における相関式を用いて計算する。

・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。

一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合

二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4の領域An)の中にある場合

三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする<sup>(参4)</sup>。

・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのでは

4. 2 (2) a → 審査ガイド通り

放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。

泊発電所内で観測して得られた1997年1月から1997年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用している。水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。

放出点(地上)から近距離の建屋(原子炉格納容器)の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。

一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。

放出点が地上であるため、建屋の高さの2.5倍に満たない。

放出点(地上)の位置は、図4の領域Anの中にある。

評価点(緊急時対策所)は、巻き込みを生じる建屋(原子炉格納容器)の風下側にある。

建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある方位(1方位)を対象としている。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>なく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>巻き込みを生じる代表建屋             <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</li> </ol> </li> <li>放射性物質濃度の評価点             <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定                 <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i)又は ii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</li> <li>事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</li> </ol> </li> <li>建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。                 <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i)又は ii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</li> </ol> </li> </ol> </li> </ul>	<p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) b → 審査ガイド通り</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（地上）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉格納容器を代表建屋としている。</p> <p>緊急時対策所では事故後 24 時間から 25 時間までは加圧用ボンベにより室内を加圧するため、直接流入はないとしている。        事故後 25 時間から 34 時間までは事故時運転モードにより外気遮断を継続させ、その間は中央制御室への直接流入を考慮し、中央制御室内の空気を可搬型空気浄化装置を介して緊急時対策所へ送りこむ。        さらに、中央制御室では、事故後 34 時間以降に外気取入れを実施するものとしている。</p> <p>中央制御室（含む緊急時対策所）が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。        なお、評価点（緊急時対策所）は中央制御室と隣接しており、中央制御室と同じ建屋に属している。</p>

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

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

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。</li> <li>・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。</li> <li>・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(※1)</sup>による。</li> </ul> <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</li> <li>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</li> </ul> </li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれ</p>	<p>原子炉格納容器の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉格納容器の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c → 審査ガイド通り</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間（保守的に1時間とする）を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) d → 審査ガイド通り</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>4. 2 (2) e → 審査ガイド通り</p> <p>評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、二の経路（直接流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。なお、プルーム通過後は外気を取り入れるため一の経路（非常用換気空調設備経由）で外気を取り込まれることを仮定している。</p> <p>緊急時対策所内では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

- た放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。
- ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
  - ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。

(3) 線量評価

- a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）
- ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。
  - ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。
- b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）
- ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。
  - ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。
- c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく
- ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。
  - ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。
  - ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮す

外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算している。なお、評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、外気取入れは行わないとして評価している。

空気流入量は空気流入率及び緊急時対策所に隣接する中央制御室バウンダリ体積を考慮して計算している。

4. 2 (3) a. → 審査ガイド通り

クラウドシャインによる外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。

緊急時対策所の対策要員については建屋による遮蔽効果を考慮している。

4. 2 (3) b. → 審査ガイド通り

グラウンドシャインによる外部被ばく線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。

緊急時対策所の対策要員については、建屋による遮蔽効果を考慮している。

4. 2 (3) c. → 審査ガイド通り

緊急時対策所における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。

緊急時対策所では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

る。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。

- d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく
- ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。
  - ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。
- e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）
- ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。
- f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）
- ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。
- g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく
- ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。
  - ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。
- h. 被ばく線量の重ね合わせ
- ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。

ブルーム通過時の対策要員のマスク着用を考慮している。  
なお、マスクを着用しない場合についても評価している。

4. 2 (3) d. → 審査ガイド通り

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。

緊急時対策所では室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。

4. 2 (3) e. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

4. 2 (3) f. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

4. 2 (3) g. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

4. 2 (3) h. → 3号炉単独発災を想定し、評価している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する<sup>(※5)</sup>。</li> <li>希ガス類：97%</li> <li>ヨウ素類：2.78%           <ul style="list-style-type: none"> <li>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)</li> <li>(NUREG-1465<sup>(※6)</sup>を参考に設定)</li> </ul> </li> <li>Cs類：2.13%</li> <li>Te類：1.47%</li> <li>Ba類：0.0264%</li> <li>Ru類：7.53×10<sup>-8</sup>%</li> <li>Ce類：1.51×10<sup>-4</sup>%</li> <li>La類：3.87×10<sup>-5</sup>%</li> </ul> <p>(2) 非常用電源</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する<sup>(※5)</sup>（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した 1 号炉の放出開始時刻を参考に設定）。</li> <li>放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する<sup>(※5)</sup>（福島第一原子力発電所 2 号炉の放出継続時間を参考に設定）。</li> </ul> <p>b. 放出源高さ</p>	<p>4. 4 (1) → 審査ガイド通り</p> <p>事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。なお、放出開始までの 24 時間の核種の崩壊及び娘核種の生成は考慮する。</p> <p>4. 4 (2) → 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所（及び中央制御室）の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事象発生後 2 4 時間のため、放出開始までに電源は復旧している。</p> <p>4. 4 (3) → 審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の放出開始までに緊急時対策所（及び中央制御室）非常用換気空調設備の非常用電源は復旧している。</p> <p>4. 4 (4) a → 審査ガイドの趣旨に基づき設定。</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故発生 24 時間後とする。</p> <p>放射性物質の大気中への放出継続時間は、気体の希ガス類は短時間で放出するため 1 時間とし、よう素及びその他核種は 10 時間とする。</p> <p>4. 4 (4) b. → 審査ガイド通り</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況																											
<p>放出源高さは、地上放出を仮定する<sup>(参5)</sup>。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する<sup>(参5)</sup>。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。</li> <li>▶ NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出）<sup>(参6)</sup>を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</li> </ul> <table border="1" data-bbox="336 606 694 925"> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR</th> <th>BWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類：</td> <td>100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類：</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Cs 類：</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Te 類：</td> <td>31%</td> <td>31%</td> </tr> <tr> <td>Ba 類：</td> <td>12%</td> <td>12%</td> </tr> <tr> <td>Ru 類：</td> <td>0.5%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>Ce 類：</td> <td>0.55%</td> <td>0.55%</td> </tr> <tr> <td>La 類：</td> <td>0.52%</td> <td>0.52%</td> </tr> </tbody> </table> <p>BWR については、MELCOR 解析結果<sup>(参7)</sup>から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は 0.3 倍と仮定する。</p> <p>また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。</li> </ul> <p>選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい</li> </ul>		PWR	BWR	希ガス類：	100%	100%	ヨウ素類：	66%	61%	Cs 類：	66%	61%	Te 類：	31%	31%	Ba 類：	12%	12%	Ru 類：	0.5%	0.5%	Ce 類：	0.55%	0.55%	La 類：	0.52%	0.52%	<p>放出源高さは、地上放出として評価する。 放出エネルギーは考慮しない。</p> <p>4. 4 (5) a. → 審査ガイド通り</p> <p>福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉格納容器内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後 7 日間の積算線源強度を計算している。具体的には、原子炉格納容器内の放射性物質はドーム部、円筒部に均一に分布しているものとしている。</p>
	PWR	BWR																										
希ガス類：	100%	100%																										
ヨウ素類：	66%	61%																										
Cs 類：	66%	61%																										
Te 類：	31%	31%																										
Ba 類：	12%	12%																										
Ru 類：	0.5%	0.5%																										
Ce 類：	0.55%	0.55%																										
La 類：	0.52%	0.52%																										

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

構造及び地形条件から計算する。

- b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく
- ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。
  - ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。

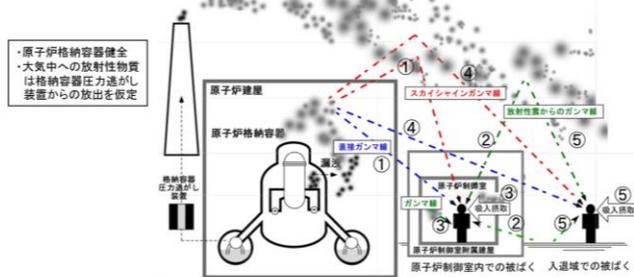
4. 4 (5) b. → 評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。

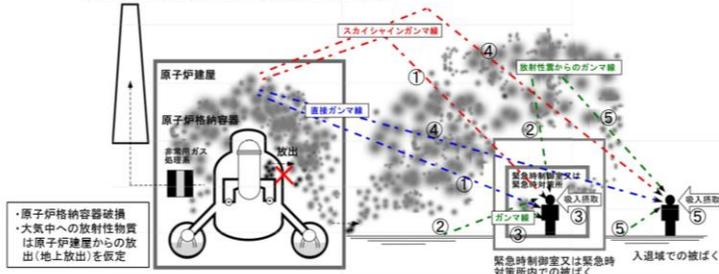


BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

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

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図1 → 審査ガイド通り

図2 → 審査ガイドの趣旨に基づき設定

緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

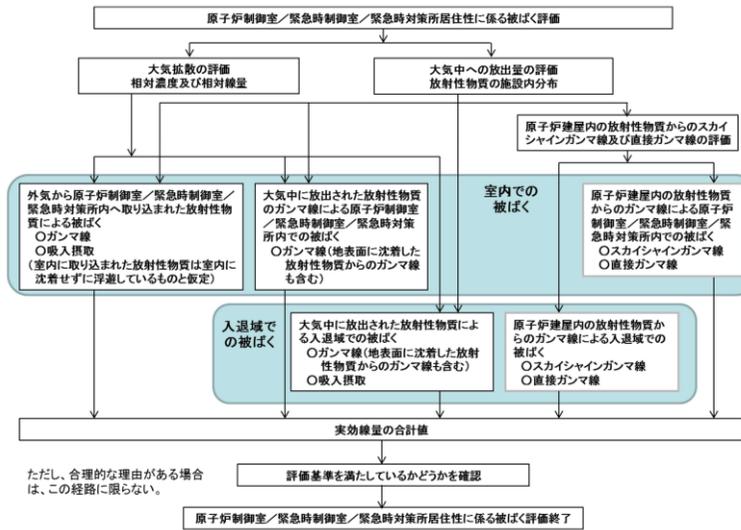
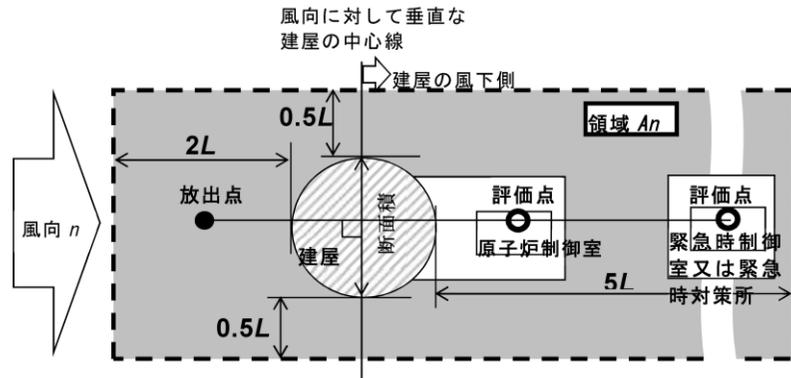


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図3 → 審査ガイド通り

緊急時対策所に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、入退域での評価は実施しない。

72



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

図4 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

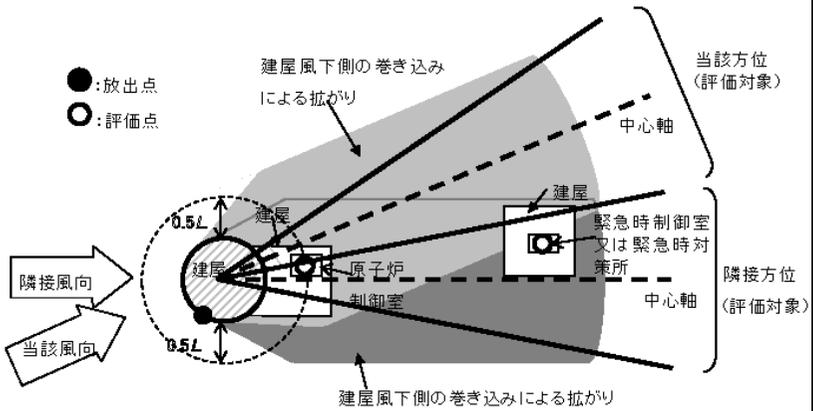
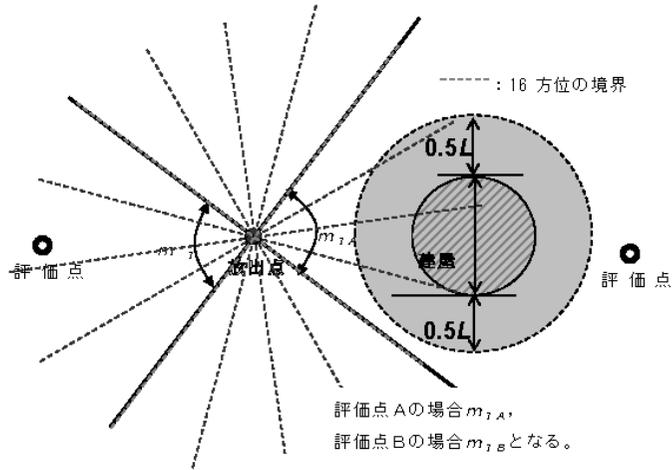


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイド通り



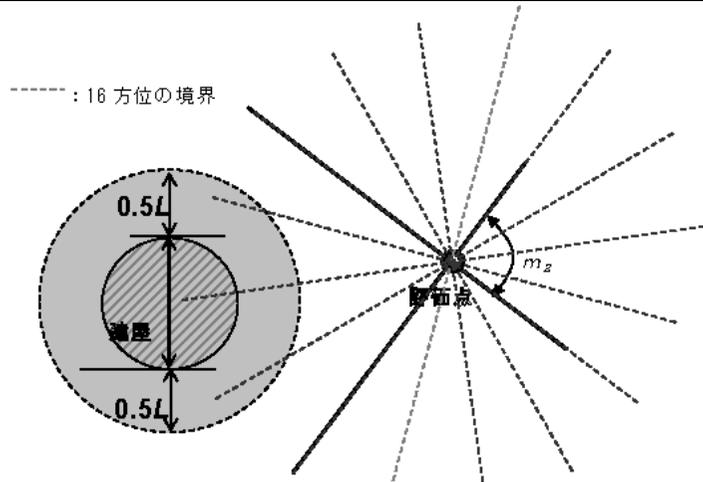
注:Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位  $m_1$  の選定方法 (水平断面での位置関係)

図6 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況



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

図7 → 審査ガイド通り

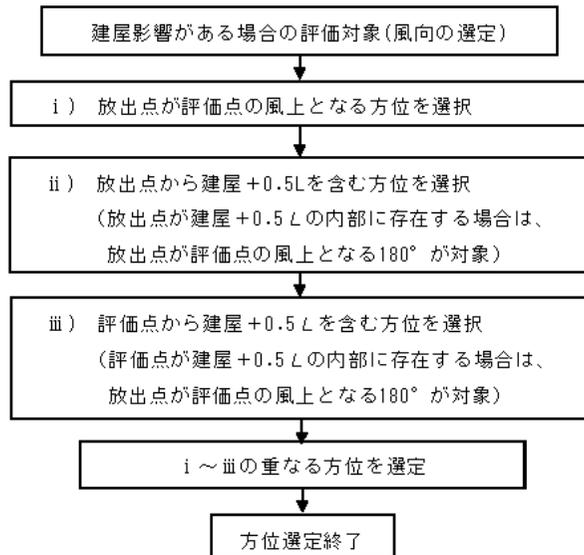


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

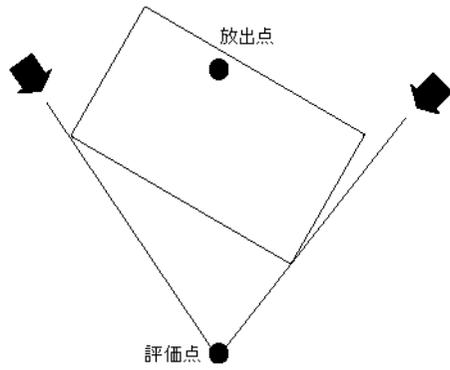


図9 評価対象方位の設定

図9 → 審査ガイド通り

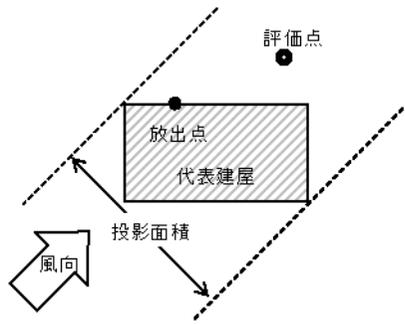
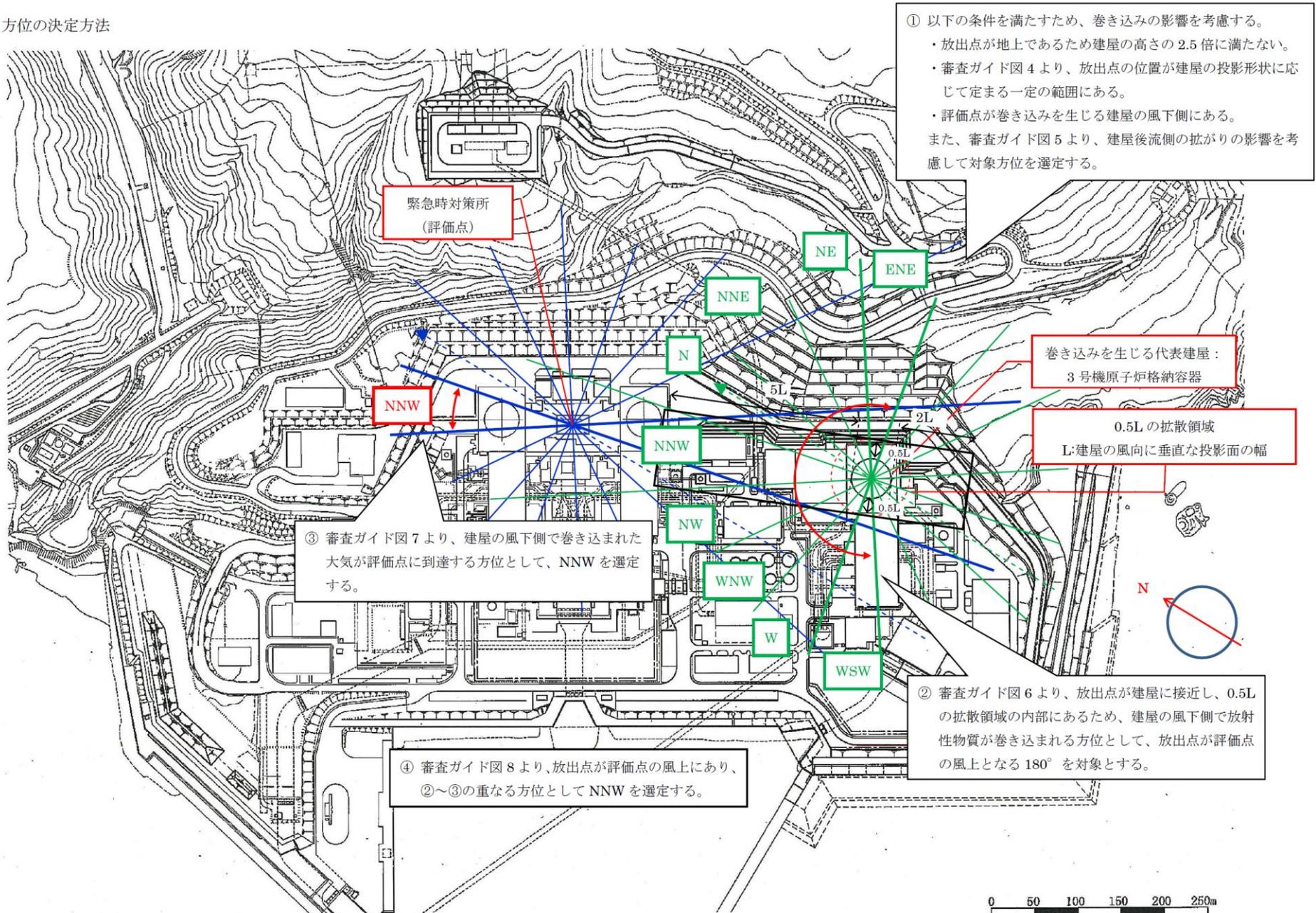


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

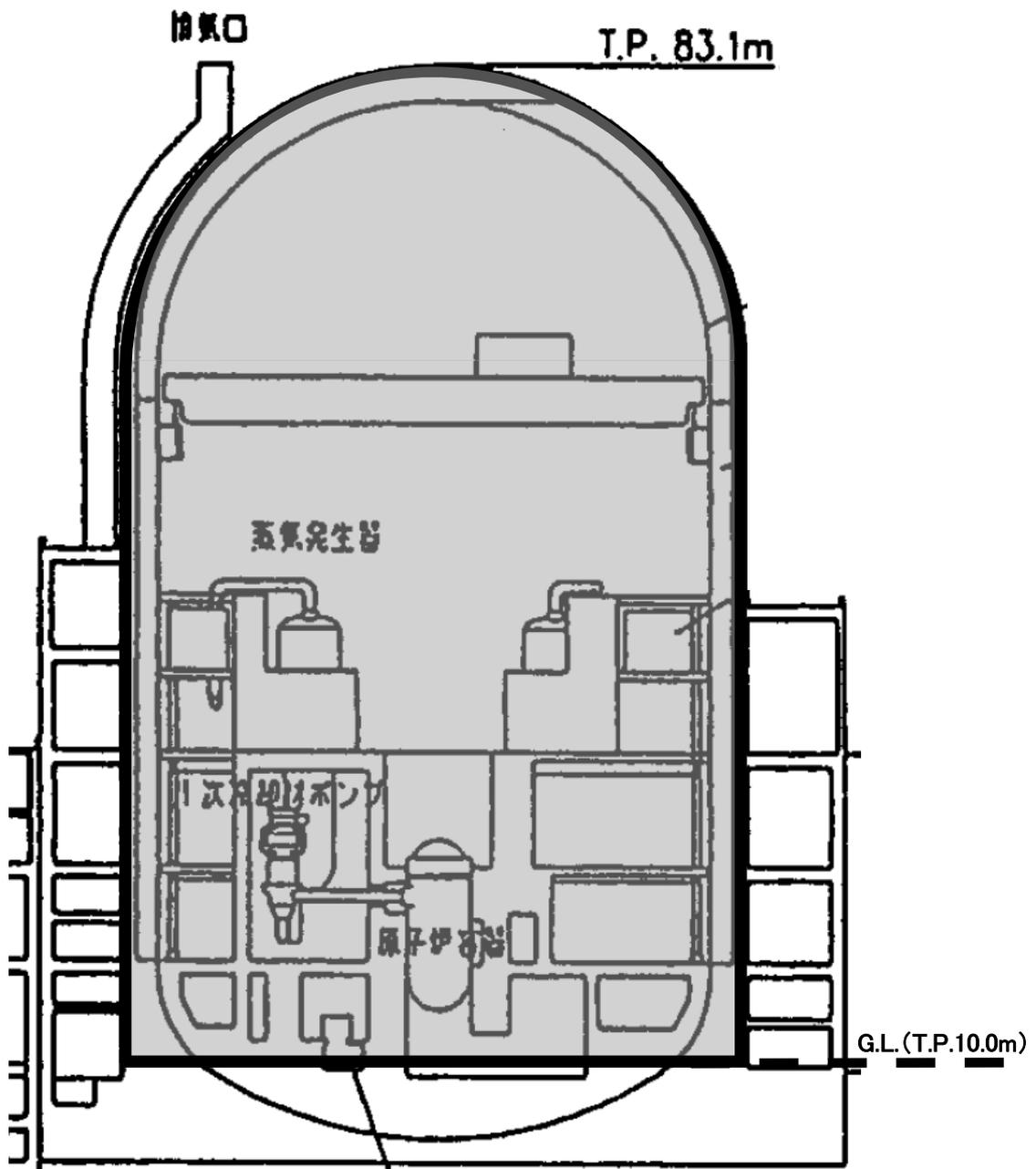
図10 → 審査ガイド通り

2-2 着目方位の決定方法



付図-1 着目方位決定図

審査ガイド図 10 より、風向に垂直な建屋投影面積として、付図-2 に示す通り原子炉格納容器の地表面からの投影面積（最小投影面積）を用いている。



付図-2 原子炉格納容器の投影面積

## 2-3 対策要員の交替時における被ばく線量について

事故時には、個人の被ばく線量管理や緊急時対策所の対策要員数の管理の観点等から、対策要員の交替が必要になる状況を想定しておかなければならない。

この場合、事故発生初期から対策を行っていた要員が退域するときは緊急時対策所から出て発電所構外へ移動することになるため、移動に伴う被ばく線量を考慮し個人線量を管理する必要がある。このため、退域時の被ばく線量を評価することが必要になるが、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」では97%積算値の気象条件を用いて評価するよう求めているため地表沈着量が増加し、地表沈着に伴うグランドシャインによる外部被ばく線量が厳しく算出される。

事故発生時には、対策要員交替のための経路を確保する必要があるが、この際放射線管理の観点から被ばく線量を低減するために、想定経路における線量測定や必要に応じて経路の変更や除染を実施し、被ばく線量の低減が可能な移動経路が決定されることになる。東京電力がホームページで公表している福島第一原子力発電所構内のサーベイデータ（福島第一原子力発電所サーベイマップ（建屋周辺））では、発電所敷地内の線量率（平成23年3月23日時点）は、0.6mSv/hから130mSv/hまでの範囲で分布しており、このデータからも移動経路は、事故時点の現場状況、線量率の状況により決定されるものと判断される。

今回評価した泊発電所における緊急時対策所居住性評価における線量は、対策員が7日間対策所に居住した場合の実効線量として、マスク着用を考慮した場合で約1mSv、マスク着用を考慮しない場合で約4mSvと低い値である。このため、退域時の被ばく線量を東京電力福島第一原子力発電所構内のサーベイデータのうち最も高い線量率の値を基に、車両による15分間の移動として評価した場合においても居住性評価としての線量は100mSvを超えない。

実際には、先に述べたとおり、線量測定による線量の確認や移動経路の変更等により被ばく線量は大きく低減されるものと考えられる。

2-4 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件について

第1表 大気中への放出放射線量評価条件 (1 / 2)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	放射性物質の大気中への放出割合が東京電力福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故	審査ガイドに示されたとおり設定	4. 1 (2) a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
炉心熱出力	3号機定格出力 (2,652MWt) の102%	定常誤差を考慮した上限値として設定	同上
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX 燃料)		同上
サイクル数 (バッチ数)	4 (ウラン燃料) 3 (MOX 燃料) 3/4 : ウラン燃料 1/4 : MOX 燃料	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定	同上

第1表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	Xe類：97% I類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
放出開始時刻	24時間後	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故(原子炉スクラム)発生24時間後と仮定する。
放出継続時間	希ガス：1時間 その他：10時間	短時間で放出する気体の希ガスと、よう素及びその他核種の放出挙動の違いを考慮	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	3. 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

第2表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日積算）

評価項目		評価結果
希ガス	Gross 値	約 $6.8 \times 10^{18}$ Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値	約 $1.3 \times 10^{18}$ Bq
よう素	Gross 値	約 $2.4 \times 10^{17}$ Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 $8.6 \times 10^{16}$ Bq
セシウム	Gross 値	約 $2.1 \times 10^{16}$ Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 $6.4 \times 10^{16}$ Bq

第3表 大気拡散条件（1／4）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月)  (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用  審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象資料を使用	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	地上  0m	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(4)b. 放出源高さは地上放出を仮定する。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。

第3表 大気拡散条件（2／4）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	審査ガイドに示された方法に基づき設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	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	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。

第3表 大気拡散条件（3／4）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の評価点	緊急時対策所に隣接する 1、2号機中央制御室中心	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。
着目方位	1方位	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

第3表 大気拡散条件（4／4）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
空気流入の扱い	外気から建屋内への流入及び拡散による放射性物質の低減効果を考慮	事故時には外気の入りを遮断するため、外気から建屋内への流入及び拡散による放射性物質の低減効果を考慮	建屋内での低減効果について、記載なし。
建屋投影面積	原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2, 700 m <sup>2</sup> )	審査ガイドに示されたとおり設定 保守的に最小面積をすべての方位に適用	4. 2 (2) b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。

第4表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（1 / 3）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様*			
	* 緊急時対策所の評価では、原子炉建屋内へ放射性物質を閉じ込めた方が保守的となるため、原子炉格納容器破損による線源強度の減少効果は無視した。			
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上	
計算モデル	外部遮蔽厚さ	円筒部 : 1.0m ドーム部 : 0.3m (最薄部) 施工誤差については、-5mm を考慮する	原子炉格納容器 (外部遮蔽) の厚さはドーム部 0.3m~1.0m、円筒部 1.0m でモデル化 設計値に施工誤差 (-5mm) を考慮	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。

第4表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（2／3）

評価条件		使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
計算モデル	緊急時対策所遮蔽 厚さ	<p>【1、2号機中央制御室上】</p> <p>壁 : 0.6m 天井 : 0.6m 床 : 0.5m</p>	<p>天井の遮蔽厚さは最薄部の0.6mとした。</p> <p>壁の遮蔽厚さは、0.3m、0.4m、0.6m及び1mの箇所があり、0.3m及び0.4mの壁の外側には1、2号機中央制御室の壁（1m）が設置されているため、この壁を含めた場合最も薄い壁厚さとなる0.6mとした。</p> <p>床の遮蔽厚さは、0.3m、0.5m及び0.56mの箇所があり、0.3m及び0.5mの床の下（下の階）には0.6mの床があるため、この床を含めた場合最も薄い床厚さとなる0.56mを保守的に丸め0.5mとした。</p> <p>施工誤差（-5mm）を考慮。</p>	同上

第4表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（3 / 3）

評価条件		使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
計算モデル	直接線量・スカイシャイン線量評価コード	直接線量評価：QAD コード スカイシャイン線量評価：SCATTERING コード	<p>QAD 及び SCATTERING は共に 3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。</p> <p>計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。</p> <p>QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。</p>	4. 1 ②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。

第5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
建屋内の積算線源強度（3号機）（7日積算）

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

第6表 中央制御室換気設備条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気設備 運転モード	事故後 34 時間まで： 事故時再循環モード 事故後 34 時間以降： 事故時外気取入モード	プルーム通過時は、事故時運転モードに移行する。ただし、事故後 24 時間から 25 時間は、緊急時対策所内をボンベ加圧し、プルームが通過する事故後 34 時間以降は、外気取入を行う	4. 4 (3) a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、非常用電源によって作動すると仮定する。
中央制御室非常用循環 設備よう素フィルタに よる除去効率	95%	設計上期待できる値を設定 試験による確認値であり、事故期間 中担保できる除去効率であるため、 設計値を評価条件として設定	4. 2 (1) a. ヨウ素類及びエア ロゾルのフィルタ効率は、使用条件 での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、 ヨウ素類の性状を考慮する。
中央制御室非常用循環 設備微粒子フィルタに よる除去効率	99%	設計上期待できる値を設定 試験による確認値であり、事故期間 中担保できる除去効率であるため、 設計値を評価条件として設定	同上
中央制御室の 空気流入率	0.6 回/h	空気流入率測定試験結果を基に余裕 を見込んだ値として設定	4. 2 (1) b. 既設の場合では、 空気流入率は、空気流入率測定試験 結果を基に設定する。

第7表 緊急時対策所における緊急時対策条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
可搬型空気浄化装置 フィルタ効率	有機よう素：95% 無機よう素：99% エアロゾル：99%	設計上期待できる値を設定	可搬型空気浄化装置のフィルタ効率について、記載なし。
マスクによる除染係数	50	正しく着用した場合に性能上期待できる値を設定 マスクメーカーの防護係数確認結果、事故由来廃棄物等処分業務特別テキスト（厚生労働省）及びJIS規格から設定	マスクの除染係数について、記載なし。
安定ヨウ素剤	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、それらにより基準以下となる場合は、評価における服用を考慮しないこととした	3. 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい
交替要員の考慮	考慮しない	高線量率となるプルーム通過中は交替しない。 プルーム通過後は、予め計画するよりも防災時の避難の考え方と同様に、実汚染状況に応じた放射線管理を伴い交替を行うのが現実的なため、本評価においては交替時の被ばくを考慮しない	同上

第8表 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ 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 等に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	呼吸率について、記載なし。
地表への沈着速度	1.2cm/s	線量目標値評価指針を参考に、湿性 沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の4倍を設定 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2* <sup>1</sup> より設定	4. 2 (2) d. 放射性物質の地表 面への沈着評価では、地表面への乾 性沈着及び降雨による湿性沈着を考 慮して地表面沈着濃度を計算する。

\* 1 : 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

## 2-5 高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用性について

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

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月)<sup>(1)</sup>にまとめられ公開されている。ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月)は、米国にて NUREG-1465 のソースタームの高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用性に関し、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われた結果をまとめ、公開されているものである。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

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

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

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料の第 2-2 表及び第 2-3 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。

各フェーズの継続時間及び、被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465 の数値とおおむね同程度とされている。その他の核種グループについては、NUREG-1465 の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

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

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

**3.2 Release Fractions<sup>10</sup>**

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

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

---

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

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書 (SAND2011-0128<sup>(2)</sup>) が出されている。

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、第 2-4 表及び第 2-5 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 2-1 表にそれらのデータを整理した。

第 2-1 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) <sup>*</sup>	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料) <sup>*</sup>	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

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

れている。

泊3号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55GWd/t、MOX 燃料で 45GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊3号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61GWd/t、MOX 燃料で 53GWd/t であり、R. G. 1. 183 に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため、泊3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないこと、を考慮し、今回の評価においては、審査ガイドにも記載されている NUREG-1465 の数値を用いることが適切であると考えられる。

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

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)<sup>a</sup>

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

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

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

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

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

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

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

第2-3表 ERI/NRC 02-202における格納容器への放出(MOX燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment<sup>4</sup>

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

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

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

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

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

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

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

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

第2-5表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）

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

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

(1) ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS, ERI/NRC 02-202, Energy Research Inc, 2002

(2) D. A. Powers, M. T. Leonard, R. O. Gauntt, R. Y. Lee, M. Salay, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel, SAND2011-0128, 2011

## 2-6 中央制御室の空気流入率について

緊急時対策所は、事故発生25時間後から可搬型空気浄化装置によって中央制御室の空気を取り入れ加圧することで、緊急時対策所内を微過圧し、緊急時対策所へのフィルタを通らない空気流入率を0としている。

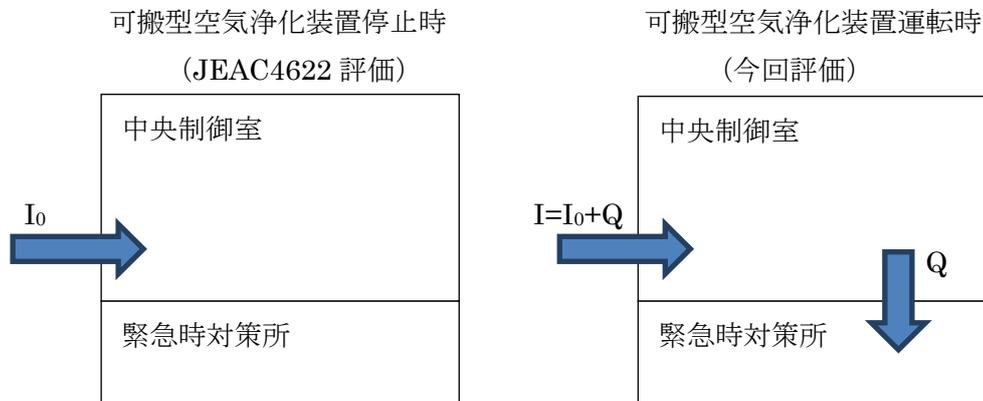
このため、可搬型空気浄化装置運転時の中央制御室隣接区画から中央制御室への空気流入率は以下のとおり設定している。

### 1. 中央制御室の空気流入率算出式

中央制御室の空気流入率 (I) = 緊急時対策所の可搬型空気浄化装置停止時の空気流入率 (I <sub>0</sub> ) + 可搬型空気浄化装置風量 (Q)
---

ここで、可搬型空気浄化装置停止時の空気流入率 (I<sub>0</sub>) は JEAC4622-2009 (原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程) の中央制御室居住性検討時の空気流入率試験の結果を用いている。なお、評価上保守的に緊急時対策所の排気は中央制御室以外に排気するものとし、中央制御室隣接区画からの空気流入量を増加させる。

### 2. 中央制御室への空気流入イメージ



### 3. 中央制御室の空気流入率算出パラメータ、算出結果

パラメータ	値	値
可搬型空気浄化装置停止時の空気流入率 (I <sub>0</sub> )	・ 0.07 回/h (①)	【試験結果】
可搬型空気浄化装置風量(Q)	・ 0.3261 回/h (②)	【設計風量から算出】
空気流入率 (I)	・ ①+②≒0.4 回/h ・ 上記結果に余裕をみて <u>0.6 回/h</u> に設定	【算出結果】

添付－1 中央制御室の空気流入率の保守性について

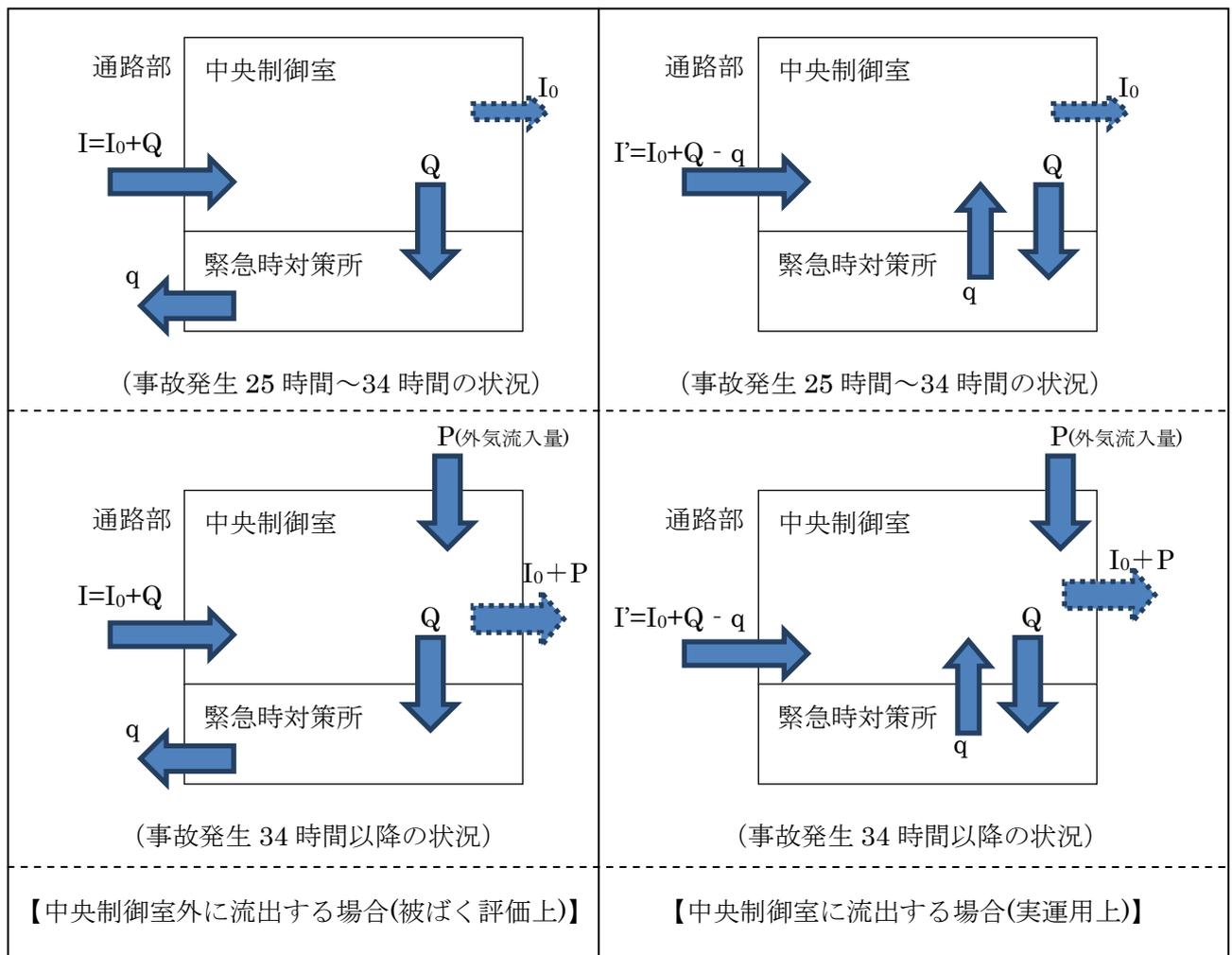
添付図1に中央制御室への空気流入率の考え方を、緊急時対策所の空気が中央制御室外に流出する場合と中央制御室に流出する場合について示す。

中央制御室に流出する場合については、緊急時対策所から中央制御室への流出量を  $q$  とすると、通路部からの流入量  $I'$  はその分減少する。

緊急時対策所内の雰囲気は、放射性物質が存在する通路部の雰囲気が中央制御室内に流入し中央制御室非常用循環系で処理したものを更に可搬型空気浄化装置で処理したものであることから、通路部の放射性物質濃度よりも低くなる。

そのため、評価上は緊急時対策所の雰囲気を中央制御室外に流出させるものとし、通路部の流入量を多めに見込むことで保守的な仮定としている。

なお、事故後 34hr 以降の中央制御室への外気取り入れ時も同じ空気流入率が続くものとして評価している。



添付図1 中央制御室への空気流入率の考え方

## 2-7 地表面への沈着評価について

緊急時対策所の被ばく評価においては、「実用発電用原子炉に係る重大事故の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に従い地表面への沈着を評価する際、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。このとき、湿性沈着を考慮した地表面沈着量は乾性沈着の4倍と設定しているが、これは「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(昭和51年9月28日 原子力委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日)」(以下、「評価指針」という)における解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮する際に、降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい値となると示されていることを踏まえ、降水時における沈着率を乾燥時の3倍と設定したことによる。以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

### 1. 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

#### (1) 乾性沈着率

ある核種*i*の乾性沈着率(単位時間あたりの沈着量)は評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi_i \dots\dots\dots(1)$$

$D_{di}$  : 核種*i*の乾性沈着率 [Bq/(m<sup>2</sup>・s)]

$V_{gd}$  : 沈着速度[m/s]

$\chi_i$  : 核種*i*の平均地表空气中濃度[Bq/m<sup>3</sup>]

$$= (\chi_i/Q) \times Q$$

$(\chi_i/Q)$  : 相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] : 鉛直方向の軸上濃度分布

$Q$  : 単位時間当たりの放出量 [Bq/s] : 総放出量を実効放出継続時間で割った値

#### (2) 湿性沈着率

ある核種*i*の湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告\*より以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi_i(z) dz \dots\dots\dots(2)$$

$D_{ri}$  : 核種*i*の湿性沈着率[Bq/(m<sup>2</sup>・s)]

$\Lambda$  : 洗浄係数[s<sup>-1</sup>]

$\chi_i(z)$  : 鉛直方向の濃度分布[Bq/m<sup>3</sup>]

ここで、 $\chi_i(z)$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi_{i0} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(3)$$

$\Sigma z$  : 鉛直拡散幅[m]  
 $\chi_{i0}$  :  $\chi_i(z)$ ピーク値 [Bq/m<sup>3</sup>]

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

## 2. 地表沈着量の算定方法について

1. で求めた沈着率を基に、地表沈着量を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

$$A_i = A_{di} + K \cdot A_{ri} \dots\dots\dots(4)$$

$$A_i = t \cdot (D_{di} + K \cdot D_{ri}) \\ = V_{gd} \cdot (\chi/Q) \cdot Q + K \cdot (\Lambda \cdot (\chi/Q) \cdot Q \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z) \dots\dots\dots(5)$$

$A_i$  : 核種 i の地表沈着量[Bq/m<sup>2</sup>]  
 $A_{di}$  : 無降水期間中の核種 i の地表（乾性）沈着量[Bq/m<sup>2</sup>]  
 $A_{ri}$  : 降水期間中の核種 i の地表（湿性）沈着量[Bq/m<sup>2</sup>]  
 $K$  : 降水期間割合[-]

## 3. 地表面濃度評価時の地表沈着率

(5) 式から地表面濃度の評価を実施する。ここで、地表面沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1) 式及び(3) 式から各時間での沈着率を算出する。

その結果、降雨を考慮した1年間の地表面沈着率の97%積算値と、降雨を考慮しない場合の $\chi/Q$  97%積算値を想定した乾性沈着率との比は(6) 式より1.0であった。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{1/t \times (V_{gd} \cdot (\chi/Q) \cdot Q + \Lambda \cdot (\chi/Q) \cdot Q \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)}{1/t \times (V_{gd} \cdot (\chi/Q) \cdot Q)}$$

$$= 1 + \Lambda \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z / V_{gd} \dots\dots\dots(6)$$

比が 1.0 となった理由としては、着目方位に風が吹く時間と、降水が発生する時間が年間 18 時間しかなかったため、97%積算値の洗浄係数  $\Lambda$  が 0 となり地表面沈着率の 97%積算値は乾性沈着によって決まっているためである。

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

なお、評価においては(5)式に示す乾性沈着の沈着量において 4 倍の沈着速度 ( $V_{gd}$ ) を設定することで 4 倍の沈着量を評価した。

## 添付1 湿性沈着の考慮について

緊急時対策所周辺における地表面への沈着量は、気象条件として相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び降雨量を考慮して評価している。ここで、相対濃度としては、97%積算値を使用し、また、沈着速度は乾性の沈着速度の4倍の値としている。これは、審査ガイドに記載されているとおり、湿性沈着を考慮した沈着濃度とするためである。一方、相対濃度を97%積算値として、さらに年間の最も厳しい降雨量の沈着速度を設定することは、気象条件を基に降雨を適正に考慮した沈着量とはならない。具体的には、最大の降雨強度の時間においては、風向は見込み方位ではないため、沈着量は0となるにもかかわらず、相対濃度として97%積算値を用いて沈着量を設定することとなり、不適切である。なお、今回評価に用いた1997年度の気象データによると、1時間の最大雨量は全方位で22mm/h及び該当方位で5.5mm/hであり、 $\chi/Q$  97%積算値が得られた時刻では降雨はなかった。

そこで、本評価では、沈着速度を乾性沈着の4倍とすることの妥当性確認として、前述のとおり  $\chi/Q$  97%積算値が得られた時刻では降雨はなかったが、保守的な想定として更に年間97%積算値の降雨量があったものと仮定し、緊急時対策所周辺における降雨時の「単位放出率当たりの地表面沈着量」（以下、地表面沈着率とする）を評価した（表1参照）。その結果、降雨を考慮した場合の地表面沈着率は、降雨を考慮しない場合の  $\chi/Q$  97%積算値を想定した乾性地表面沈着率の約3.4倍であったことから、湿性沈着を考慮した沈着量を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると判断した。

表1 緊急時対策所における湿性沈着量評価

$\chi/Q(s/m^3)$		約 $2.1 \times 10^{-5}$
97%積算値降雨量 (mm/h)		1.0
地表面沈着率(1/m <sup>2</sup> )	乾性沈着①	約 $6.4 \times 10^{-8}$
	湿性沈着②	約 $1.5 \times 10^{-7}$
降雨時と非降雨時の比 (①+②) / ①		約 3.4

なお、着目方位に風が吹く時間と、降水が発生する時間である年間18時間の平均降雨量で緊急時対策所周辺における降雨時の地表面沈着率を評価した結果は、表2のとおりであり、降雨を考慮した場合の地表面沈着率は、降雨を考慮しない場合の  $\chi/Q$  97%積算値を想定した乾性地表面沈着率の約1.3倍である。

表2 緊急時対策所における湿性沈着量評価

$\chi/Q(s/m^3)$		約 $2.1 \times 10^{-5}$
18時間の平均降雨量 (mm/h)		0.08
地表面沈着率(1/m <sup>2</sup> )	乾性沈着①	約 $6.4 \times 10^{-8}$
	湿性沈着②	約 $2.1 \times 10^{-8}$
降雨時と非降雨時の比 (①+②) / ①		約 1.3

## 2-8 希ガス放出継続時間について

「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下、「審査ガイド」という。）では、放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定すると定めているが、次頁以降に示す米国のNUREGの規定及び米国サンディアで行われたNUPECのPCCV破壊試験結果を参考に、適切な放射線防護措置を実施するため、希ガスの放出継続時間については1時間とする。

なお、放射性物質の挙動条件となる想定する格納容器破損状態は次のとおり、過圧破損とする。

### 【想定する格納容器破損状態】

審査ガイドでは、東京電力福島第一原子力発電所での事故相当のソースタームで地上放出を想定することとなっている。

仮に、格納容器の破損を貫通部破損とした場合は、放射性物質は貫通部からアニュラス部へ漏えいし、アニュラス空気浄化系を経由して排気筒から環境へ放出されることとなるため、アニュラス空気浄化系の効果により、放出放射エネルギーの低減が期待できる。

従って、保守的な評価を行うためには、アニュラス部と接していない格納容器の壁面における大規模な破壊（過圧破損）が生じ、アニュラス空気浄化系の効果が期待できないと仮定することが適当である。

## 1. NUREGで定める格納容器からの放出時間

米国の原子力規制委員会で発行している緊急時対応技術マニュアル（NUREG／BR-0150 Vol.1, Rev.4 RTM-96 Response Technical Manual）では、表－1 および図－1 のとおり、格納容器の「壊滅的破損」を想定した場合の核分裂生成物の放出時間を約1時間と定めている。

表－1 放出率の設定

放出率の設定 (RTM-96)

### Release Rates

The release rates were chosen to provide estimates for the total range of possible rates. The assumed release rates and resulting escape fractions are listed in Table C-6.

Containment leakage rates include (1) catastrophic failure, releasing most of the fission products promptly (in about 1 h for a 1 ft<sup>2</sup> hole at design pressure), (2) 100%/day, which is a traditional assumption for a failure to isolate containment, and (3) design leakage.

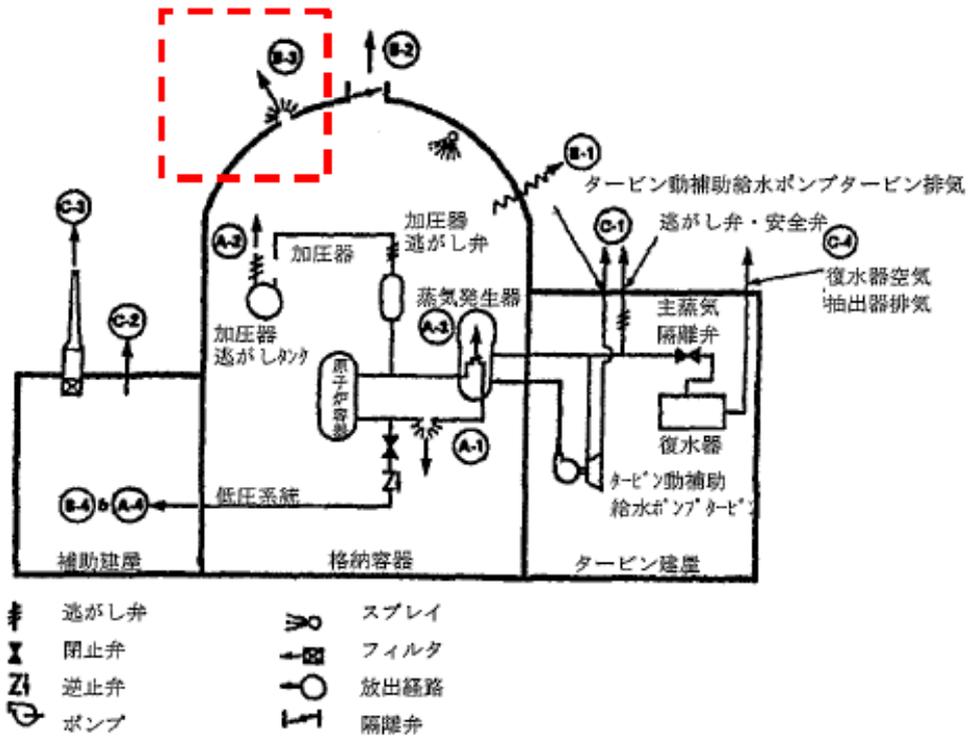
(参考：和訳版)

#### 放出率

起こり得るすべての放出率に対して評価ができるように、放出率を選定している。仮定した放出率と、その結果得られる逃散率を表 C-6 に示す。

格納容器の放出率には（1）壊滅的破損：核分裂生成物の大部分が急速に（設計圧力で 1 ft<sup>2</sup> の開口部から約 1 時間）放出、（2）100%/日：格納容器隔離失敗に対する伝統的な仮定、及び（3）設計漏洩がある。

図 C-1 PWR 乾式格納容器放出経路の略図



記号説明

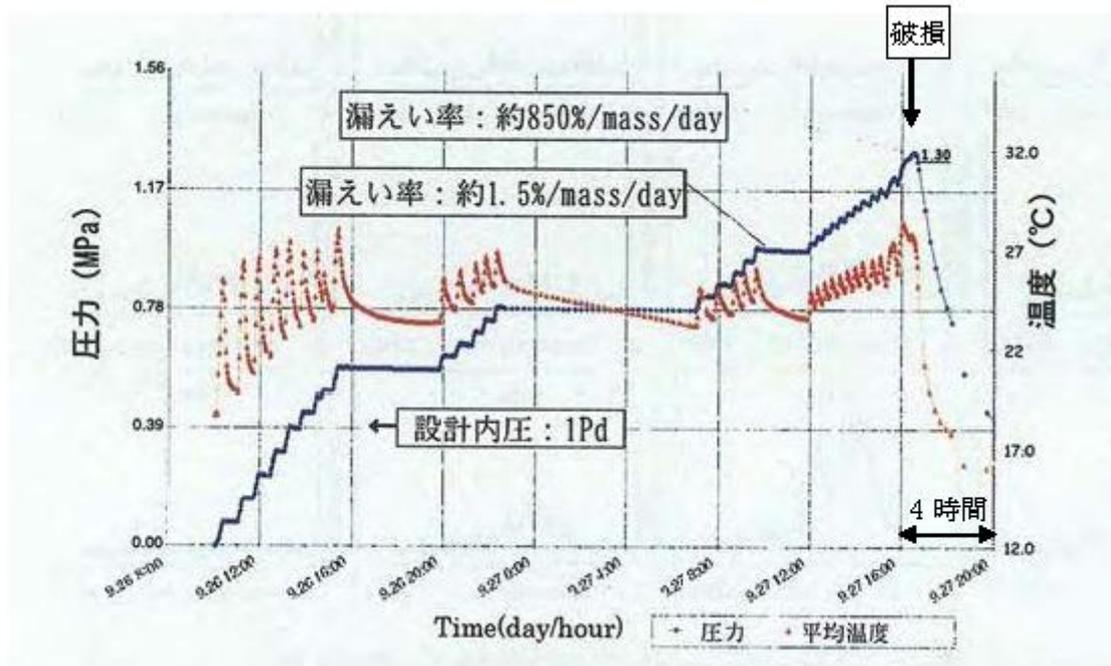
- A 1次冷却系統
  - A-1 破断と漏洩
  - A-2 加圧器逃がし弁 (PORV)
  - A-3 蒸気発生器伝熱管破損
  - A-4 バイパス (故障による低圧蒸気系統への流出)
- B 格納容器
  - B-1 設計漏洩
  - B-2 小型隔離弁の閉鎖失敗
  - B-3 壊滅的破損 (>1 ft<sup>3</sup>)**
  - B-4 バイパス
- C その他
  - C-1 主蒸気逃がし弁・安全弁、又はタービン動補助給水ポンプタービン排気
  - C-2 建屋放出—フィルタ処理なし
  - C-3 建屋放出—フィルタ処理あり
  - C-4 復水器空気抽出器排気

図-1 PWR 乾式格納容器放出経路の概略図 (RTM-96 和訳版)

## 2. NUPECのPCCV破壊試験から想定される格納容器からの希ガス放出時間

NUPECの格納容器信頼性実証試験におけるPCCV破壊試験では、設計内圧の約3.3倍まで格納容器内を加圧した場合、850%/dayのガスの漏えい量が観測されており、このように格納容器が過圧破損した場合は非常に速い速度で希ガスが放出されることが考えられる（図－2参照）。

なお、この850%/dayの漏えい率は試験設備の限界（供給ガス量の速度の限界）により、これ以上の加圧ができなくなった時点での放出率であり、実際にはより多くの漏えい率となるものと想定される。



図－2 PCCV構造挙動試験時における内圧及びガス温度時系列変化

（「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実施事業）に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人 原子力発電技術機構」より）

上記試験はPCCVをモデルとして試験が実施されているものであるが、鋼製CVにおいても傾向は同様である。鋼製CVにおいても内圧が上がるにつれて漏えい率は増加していくため、CVが過圧破損する場合は、鋼製CVにおいても非常に速い放出速度になると考えられる。

## 2-9 希ガス放出継続時間の妥当性について

### ●想定する格納容器破損状態

審査ガイドでは、東京電力福島第一原子力発電所での事故相当のソースタームで「地上放出」を想定することとなっている。仮に、格納容器の破損を貫通部とした場合は、放射性物質は貫通部からアニュラス部へ漏えいし、高所から環境へ放出されることとなるため、線量の低減が期待できる。従って、保守的な評価を行うためには、格納容器における大規模な破壊が生じ、アニュラス空気浄化系の効果が期待できないと仮定することが適当であると判断して評価した。このため、格納容器が壊滅的に破損する過圧破損を想定したものの。

### ●格納容器の壊滅的破損時の希ガスの放出時間については以下のエビデンスから1時間を想定したものの。

- ・ 米国原子力規制委員会 緊急時対応技術マニュアル(NUREG/BR-0150 Vol.1,Rev.4 RTM-96 Response Technical Manual)
- ・ NUPEC の PCCV 破壊試験結果

### ●実効放出継続時間を1時間とした場合には、放出時間が短い方が短半減期核種の減衰を考慮できないため、加圧なしの状態であれば被ばく評価上1時間放出が最も厳しくなる。

### ●泊発電所の気象データから移動10時間による風向のサーベイを行い、10時間の間で着目方位に何時間風が吹くかを調査した結果、最大で5時間であり、10時間の継続は確認されなかった。

以上より、希ガスによる被ばく評価は、放出時間を1時間として実施することが妥当と判断したものの。

【設備の余裕】

- 1、2号機中央制御室に隣接して設置する緊急時対策所の加圧可能時間は、外気を $-19^{\circ}\text{C}$ とし、許容 $\text{CO}_2$ 濃度を1.5%として管理する場合には7.2時間程度になると評価される。
- 体積の大きい原子炉補助建屋の中に設置される緊急時対策所は、建屋内拡散を考慮すると、更に線量は低減する。建屋内拡散は希ガスに対し1/100の低減効果をもたらすことから、上記加圧時間における実効線量は下表のとおり、 $100\text{mSv}$ 以下となる。

被ばく経路		実効線量(mSv)	
		マスク有	マスク無
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 $1.6 \times 10^{-2}$	約 $1.6 \times 10^{-2}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $1.6 \times 10^{-4}$	約 $1.6 \times 10^{-4}$
	③外気から緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $1.4 \times 10^0$
	④大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $3.8 \times 10^{-3}$	約 $3.8 \times 10^{-3}$
合計 (①+②+③+④)		約 $2.1 \times 10^{-1}$	約 $1.4 \times 10^0$

【評価条件】

1. 緊急時対策所加圧時間：7時間（評価上の加圧時間）
2. 希ガス及びよう素等放出時間：10時間
3. 実効放出継続時間：1時間
4. 建屋内拡散：考慮

## 2-10 気象条件の代表性の検討について

敷地において観測した 1997 年 1 月から 1997 年 12 月までの 1 年間の気象資料を用いて居住性評価を行うに当たり、観測を行った 1 年間の気象状態が長期間の気象状態と比較して特に異常でないかどうかの検討を行った結果、特に異常でないことを確認した。以下に検定方法、検定結果を示す。

### (1) 検定方法

#### a. 検定に用いた観測結果

1997 年 1 年間の排気筒風（標高 84m）及び地上風（標高 20m）の観測項目について、10 年間(2003 年～2012 年 12 月)の資料により検討を行った。

#### b. 観測項目

排気筒風及び地上風ともに以下の観測項目について検定を実施した。

(a) 風向出現頻度（16 方位）

(b) 風速階級（11 階級）

#### c. 統計期間

統計年：2003 年 1 月～2012 年 12 月

検定年：1997 年 1 月～1997 年 12 月

#### d. 検定方法

検定法は、不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従った。

### (2) 検定結果

排気筒風の棄却検定表を表 1 及び表 2 に、地上風の棄却検定表を表 3 及び表 4 に示す。有意水準 5% で棄却された項目は以下のとおり。

#### 【排気筒風】

以下の 3 項目について棄却された。

・ 風向 N（1 項目）

・ 風速階級 0.0～0.4m/s、0.5～1.4m/s（2 項目）

#### 【地上風】

棄却された項目は無い。

排気筒風は過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された、棄却項目数が 1～3 項目の範囲に入っている。また、居住性評価に用いた地上風については、棄却された項目は無い。これは居住性評価に使用した観測結果の気象の状態が長期間の気象の状態と比較して特に異常でないことを示しており、この期間の気象資料を用いて居住性解析を行うことは妥当であることを示している。

添付資料：異常年検定結果

表 1 排気筒風の棄却検定表 (風向)

風向	排気筒風 標高84m、地上高10m (%)													判定 ○採択 ×棄却		
	統計年												平均値		棄却限界(5%)	
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	1997	上限			下限	
N	1.43	1.45	1.69	1.66	1.49	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.57	1.81	1.34	x		
NNE	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	1.11	1.23	1.61	0.80	○	
NE	3.94	3.30	2.89	2.94	3.17	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.30	3.41	4.09	2.50	○	
ENE	13.76	11.13	10.66	9.93	11.60	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.40	10.87	13.97	8.82	○	
E	20.98	19.55	21.08	23.79	18.84	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	20.88	20.26	25.23	16.52	○	
ESE	5.42	5.92	6.17	6.36	5.81	5.43	4.88	4.54	3.69	5.91	5.41	5.31	7.37	3.46	○	
SE	2.31	2.90	2.51	2.72	2.42	2.89	2.75	2.65	2.40	2.57	2.61	2.77	3.10	2.12	○	
SSE	0.87	1.10	0.97	0.88	0.52	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.76	1.03	1.23	0.30	○	
S	0.65	0.79	0.87	0.88	0.82	0.66	0.79	0.85	0.85	0.89	0.80	0.70	1.01	0.60	○	
SSW	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.61	0.67	0.81	0.42	○	
SW	1.04	0.89	0.81	0.88	0.81	0.95	1.03	1.50	1.10	1.10	1.01	0.61	1.49	0.53	○	
WSW	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	4.03	3.91	5.64	2.42	○	
W	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	14.53	16.05	19.21	19.82	16.69	15.40	14.10	21.75	9.05	○	
WNW	19.70	22.22	18.94	19.22	20.38	18.46	15.14	16.42	16.42	17.00	18.39	22.17	23.49	13.28	○	
NW	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	9.58	9.30	12.20	6.95	○	
NNW	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.48	2.24	1.91	1.88	1.70	2.12	2.01	2.96	1.29	○	

表 2 排気筒風の棄却検定表 (風速)

風速 階級 (m/s)	排気筒風 標高84m、地上高10m (%)													判定 ○採択 ×棄却		
	統計年												平均値		棄却限界(5%)	
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	1997	上限			下限	
0.0~0.4	0.87	0.94	0.97	0.91	1.51	1.39	0.88	0.84	0.88	0.97	1.02	0.42	1.57	0.46	x	
0.5~1.4	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	8.75	6.11	10.15	7.36	x	
1.5~2.4	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	16.94	15.81	16.14	14.79	15.76	15.79	15.25	17.90	13.69	○	
2.5~3.4	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	14.84	15.10	16.24	13.45	○	
3.5~4.4	11.28	11.46	11.72	11.52	11.28	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.37	11.97	12.17	10.58	○	
4.5~5.4	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.23	9.91	10.27	8.19	○	
5.5~6.4	6.97	7.69	7.60	7.85	7.87	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	7.54	8.23	8.38	6.69	○	
6.5~7.4	6.34	6.61	6.12	7.65	6.75	6.64	6.88	6.31	6.47	6.23	6.60	6.49	7.64	5.56	○	
7.5~8.4	4.88	5.68	5.30	6.02	5.28	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.42	5.45	6.17	4.67	○	
8.5~9.4	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.55	4.91	5.72	3.38	○	
9.5~	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	12.93	14.85	17.49	15.72	15.39	14.88	16.14	17.91	11.85	○	

表 3 地上風の棄却検定表 (風向)

風向	地上風 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1977		棄却限界(5%) 上限	下限
N	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.49	2.81	4.54	2.44	○
NNE	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	2.44	2.19	3.10	1.77	○
NE	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.48	4.71	5.09	1.88	○
ENE	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	6.59	5.95	7.77	5.41	○
E	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	9.12	11.46	14.60	3.64	○
ESE	17.11	14.91	14.91	18.56	14.06	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	14.28	11.04	21.59	6.98	○
SE	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	5.97	6.42	7.64	4.31	○
SSE	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	3.34	2.76	4.72	1.97	○
S	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.99	1.40	1.16	1.09	1.41	1.60	1.06	2.47	0.74	○
SSW	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.79	0.81	1.10	0.48	○
SW	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	1.44	1.84	2.48	0.39	○
WSW	3.04	2.57	2.67	2.31	2.82	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.06	4.00	4.71	1.41	○
W	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	7.57	9.92	12.32	2.82	○
WNW	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	13.78	15.49	17.80	9.77	○
NW	15.19	15.62	14.48	13.84	17.33	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	14.53	13.20	18.26	10.80	○
NNW	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	7.84	5.38	11.68	4.00	○

表 4 地上風の棄却検定表 (風速)

風速 階級 (m/s)	地上風 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1977		棄却限界(5%) 上限	下限
0.0~0.4	0.51	0.35	0.50	0.47	0.40	0.86	1.64	0.85	0.64	0.43	0.67	0.95	1.57	0.00	○
0.5~1.4	9.35	7.75	7.43	6.30	7.94	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	8.61	11.76	13.35	3.87	○
1.5~2.4	17.64	16.21	17.10	14.66	17.38	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	16.34	15.14	18.82	13.86	○
2.5~3.4	13.91	13.60	14.51	13.69	14.52	13.32	13.45	13.94	13.38	13.92	13.83	14.44	14.84	12.81	○
3.5~4.4	12.21	12.04	12.33	12.41	11.29	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	11.61	11.92	13.42	9.80	○
4.5~5.4	10.17	9.97	10.09	11.13	9.07	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	10.05	9.68	12.64	7.45	○
5.5~6.4	7.49	7.52	7.45	9.21	8.07	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.03	7.13	9.73	6.33	○
6.5~7.4	5.77	5.68	5.66	6.94	6.51	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	6.04	5.75	7.32	4.76	○
7.5~8.4	4.99	5.04	4.40	5.20	4.97	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.75	4.55	5.66	3.83	○
8.5~9.4	3.65	4.22	3.63	4.06	4.08	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	3.98	4.26	4.69	3.27	○
9.5~	14.31	17.62	16.90	15.92	15.87	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	16.10	14.43	20.09	12.11	○

## 2-11 建屋内拡散について

### 1. 建屋内拡散の考え方

格納容器過圧破損のような大規模な放射性物質の放出があった場合、放射性物質はプルームとして各建屋が存在する構内を移行する。

中央制御室及び緊急時対策所が設置される泊発電所1, 2号機原子炉補助建屋は、空間的には、図1のとおり約18.6万 $\text{m}^3$ の空間の中に約1100 $\text{m}^3$ の緊急時対策所がある配置となっている。

事故時には、中央制御室空調は非常用循環モードに移行し、外気取り入れを遮断する。

外気は、建屋上の閉止されたドアを通じ、建屋内の複数の区画を經由して中央制御室へ移流拡散する。

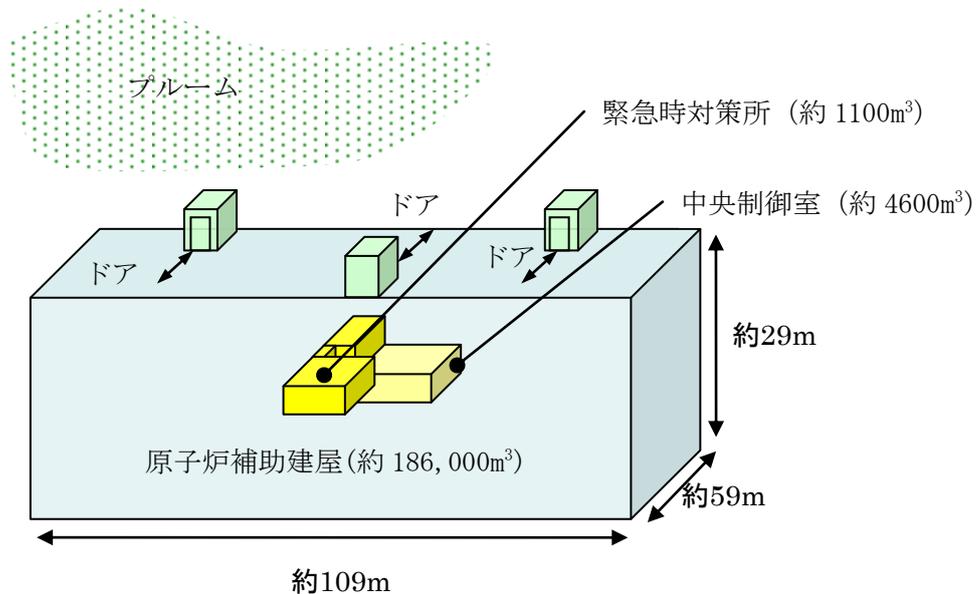


図1 建屋内拡散のイメージ

### 2. 評価モデル

図2の区画イメージ及び図3の評価モデルに示すように、建屋内が複数の区画に区分され、その区画間を単位面積当たりの漏えい量 $q'$  ( $\text{m}^3/\text{s}/\text{m}^2$ )によって放射性物質を含む気体が拡散するものとする。また区画内では瞬時に一様に拡散するものとする。漏えい量 $q$ は、隣接区画間の空気の交換量でもあり、隣接区間の空気の一部が入れ替わると想定するものである。本来は、侵入してきた放射性物質を含む気体が時間の経過とともに区画内を徐々に拡散して均一濃度になる（一様拡散する）と考えるのが妥当であるが、ここでは区画内で瞬時に拡散するものとして、時間的には保守的な拡散を仮定する。

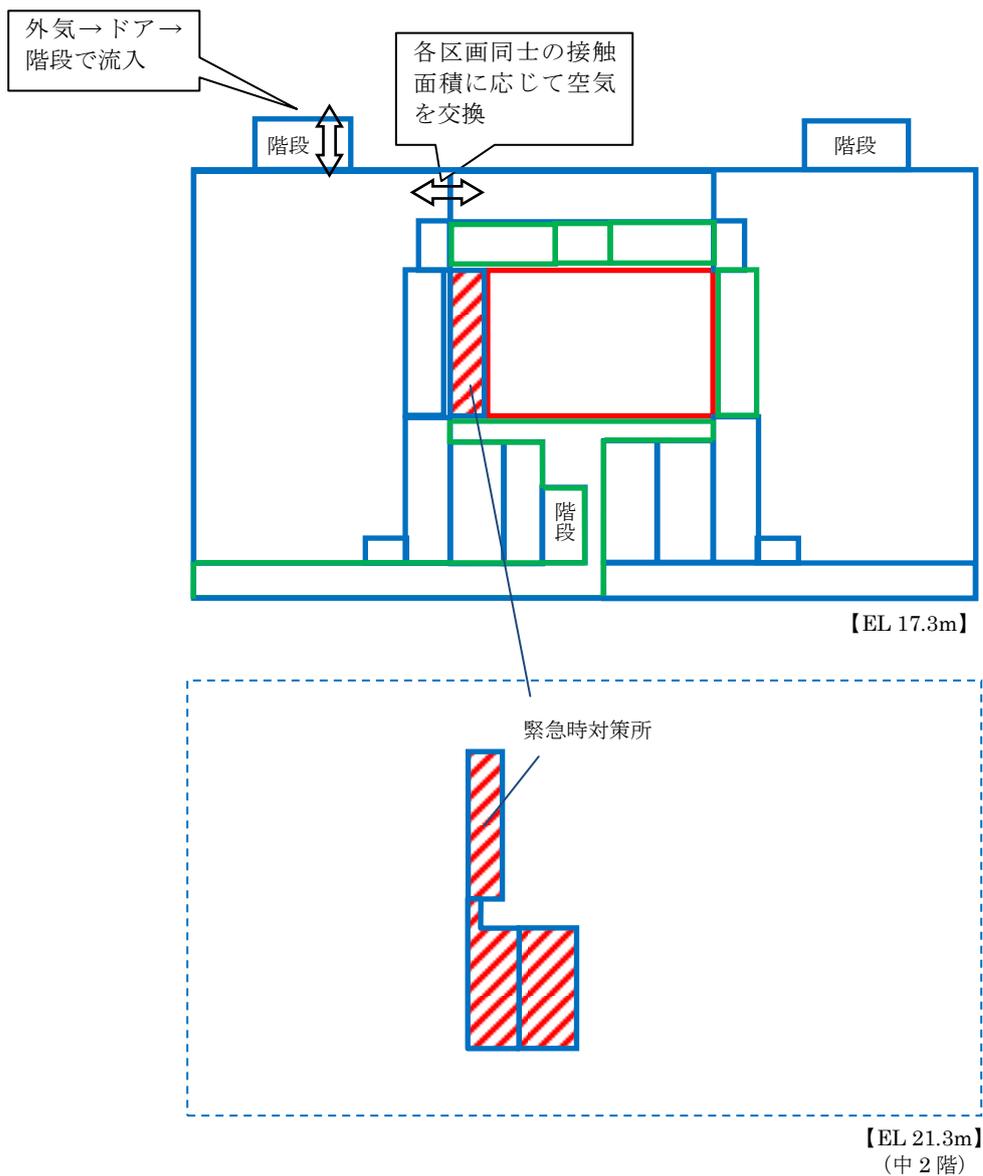


図 2 建屋内拡散の計算イメージ

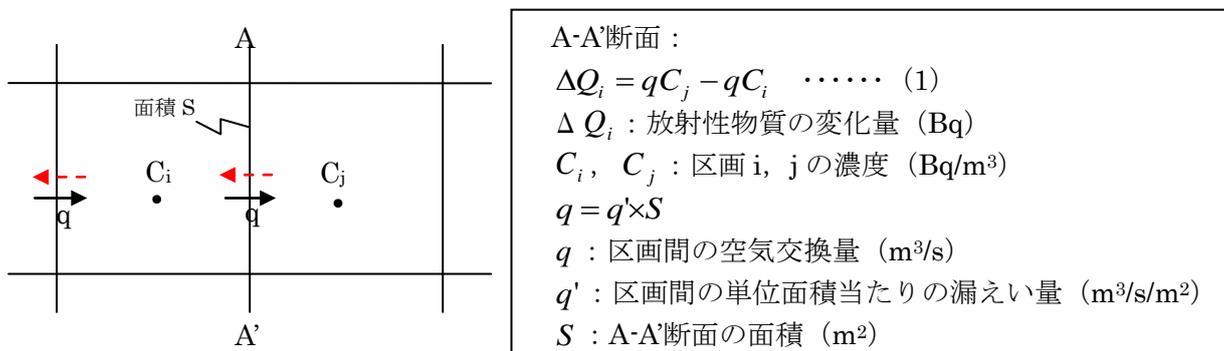


図 3 評価モデル

### 3. 評価条件

#### a. 区画内の拡散

区画内に流入した放射性物質は保守的に瞬時に均一に拡散する（均一濃度となる）とした。

#### b. 流出入の経路

外気から建物への放射性物質を含む空気の侵入経路については、図2のとおり、屋上から中央制御室と同じ階まで通じる階段部分を1つの区画として、外気に通じるドアから外気の放射性物質が侵入するものとした。

#### c. 各区画の流量

中央制御室については、リーク試験及び換気設備の風量からトータルの換気率（0.6回/hr）を設定し、換気率を中央制御室の側面積で除することで単位面積当たりの流量  $q'$  を求め、各区画の流出入の流量  $q$  は各区画同士が接する側面積に応じて計算した。

外気からの流入もドア面積と単位面積当たりの流量に応じた流量で放射性物質が流入する。緊急時対策所の区画については、アウトリークとなるため、周辺区画とのやり取りはないものとした。

#### d. 中央制御室外気取り入れ

事故後34時間後からは、中央制御室の外気取り入れを実施し、外気取り入れ流量に応じた外気との空気の交換がなされるとした。

#### e. 計算対象の区画

保守的に区画体積を小さくするため、計算には原子炉補助建屋の区画のみを対象とし、原子炉補助建屋に隣接するタービン建屋等との流出入は考慮していない。

#### f. 評価対象濃度

原子炉補助建屋内における中央制御室の隣接区画の平均濃度から、その時間積分値を算出し、外気濃度の時間積分値に対する比率（低減率）を求めた。なお、中央制御室の隣接区画の放射能濃度は、放射性崩壊による減衰を考慮した。

条件設定の考え方を表1に示す。

表 1 評価条件設定の考え方

	実際の振る舞い／実運用	評価上の取り扱い
拡散時間	外気から徐々に拡散	中央制御室近傍へ短期間に到達し、時間積分の放射能濃度を多めに見込むため、区画内は瞬時に拡散するものとしている。
拡散対象	流入する原子炉補助建屋以外の建屋にも拡散	評価上拡散体積を小さく見込むため中央制御室がある原子炉補助建屋のみとする。
中央制御室への空気流入量	緊急時対策所の排気は中央制御室へ排気する	緊急時対策所の排気は中央制御室以外へ排気するものとし、放射能濃度が高い中央制御室隣接区画から中央制御室への空気流入量を多めに見込む。本条件は事故後 34 時間以降の外気取り入れ時も継続。

#### 4. 評価結果

希ガスの結果を図4に、よう素についての結果を図5に示す。

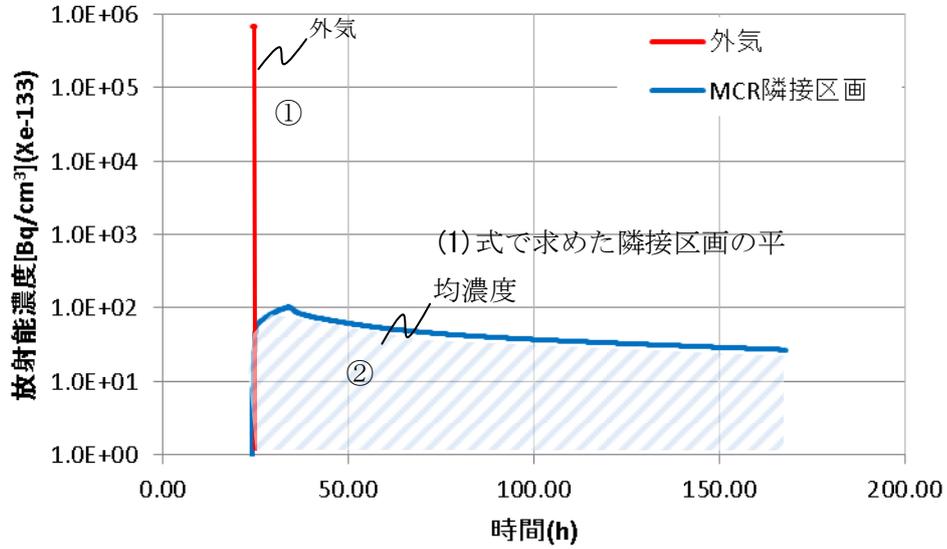


図4 外気濃度及び中央制御室隣接区画の平均濃度と時間の関係図  
(1時間放出) <Xe-133>

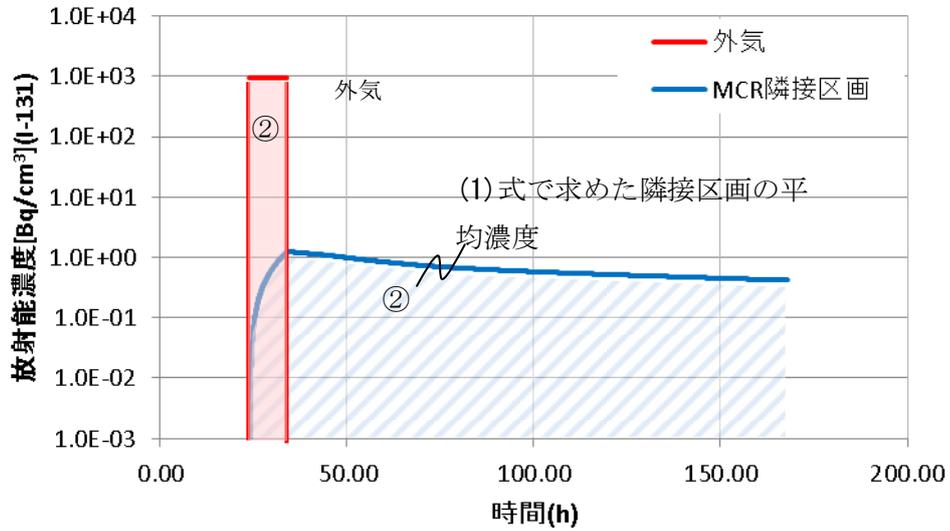


図5 外気濃度及び中央制御室隣接区画の平均濃度と時間の関係図  
(10時間放出) <I-131>

## 5. 結論

表2に、外気濃度の時間積分値（図4，図5の①のハッチング部分）と、原子炉補助建屋内における中央制御室と隣接する区画（中央制御室隣接区画）の平均濃度の時間積分値（図4，図5の②のハッチング部分）の比率（外気濃度に対する低減率）を示す。

これより、保守的に小さい区画を想定しても、希ガスについては約1/100、よう素については約1/10の低減率を見込めることがわかる。

緊急時対策所の濃度は、外気の放射能濃度に対して、あらかじめ建屋内拡散効果の低減率を乗じた放射能濃度を用いた。

表2 検討結果

	Xe-133 (1h 放出)	I-131 (10h 放出)
① 外気濃度の時間積分値	2.5E+09	3.3E+07
②中央制御室隣接区画平均濃度の時間積分値	2.3E+07	3.3E+05
②/①	9.4E-03	1.0E-02

## 2-12 建屋内拡散における各区画の濃度変化について

屋上ドアから中央制御室及び緊急時対策所までの各区画イメージを図1に示す。

また、各区画の濃度計算式を添付1に、計算例を添付2にまとめた。

外気が屋上ドアから流入し中央制御室隣接区画へ到達するまでに経由する区画数の最も少ない経路は、赤矢印で示すとおり、屋上（外気）→所内用水タンク室→A-A 階段→中央制御室フロア通路となる。

図2にこの経路における各区画の希ガス及びよう素の濃度時間変化をまとめた。

区画が屋外（外気）から離れ中央制御室に近づくにつれて、建屋内拡散の時間遅れにより最大濃度が出現する時刻が遅くなり、また、事故発生34時間後からは外気取り入れが始まるため最大濃度の値は小さくなっている。

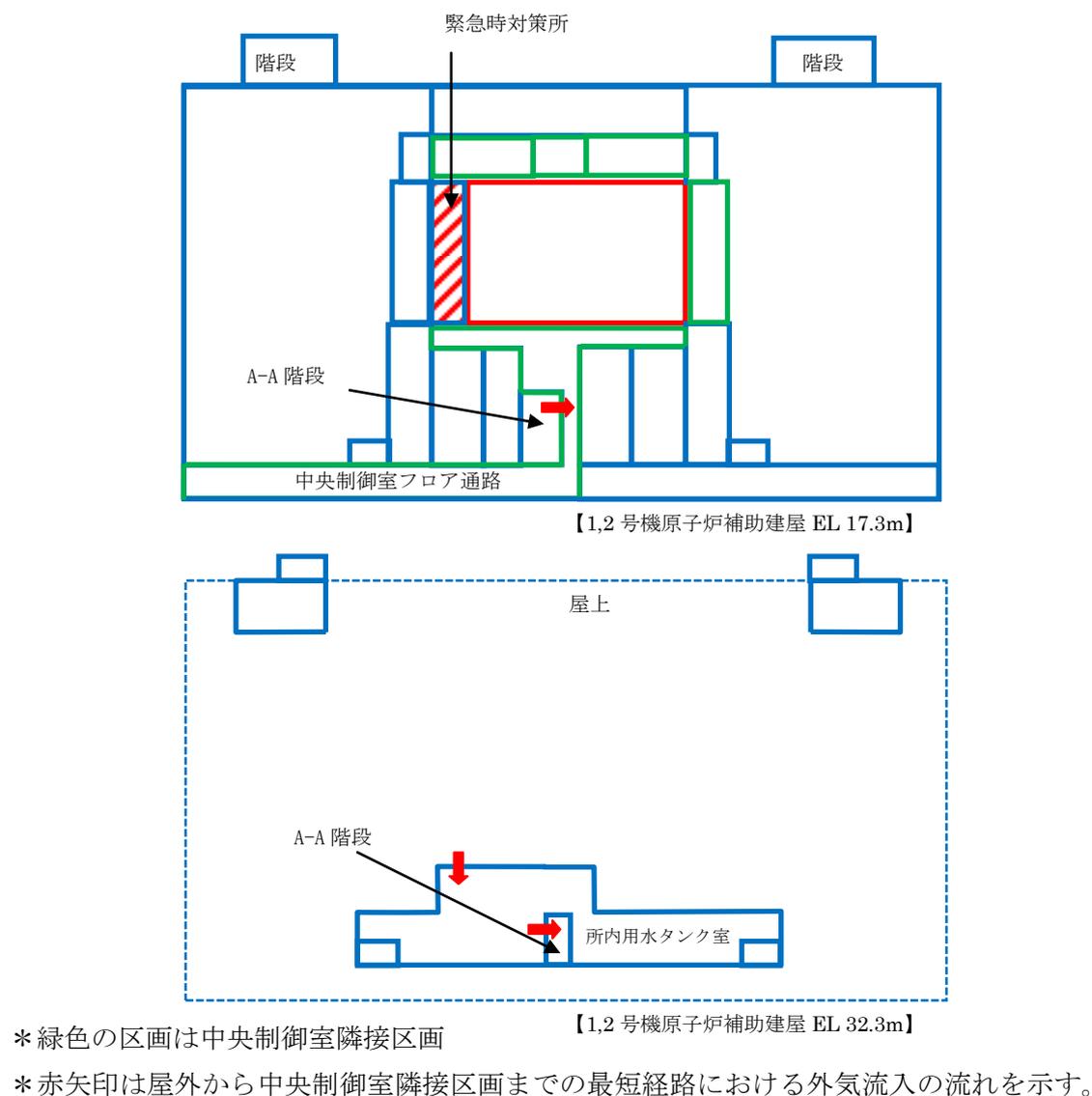


図1 建屋内拡散区画イメージ図

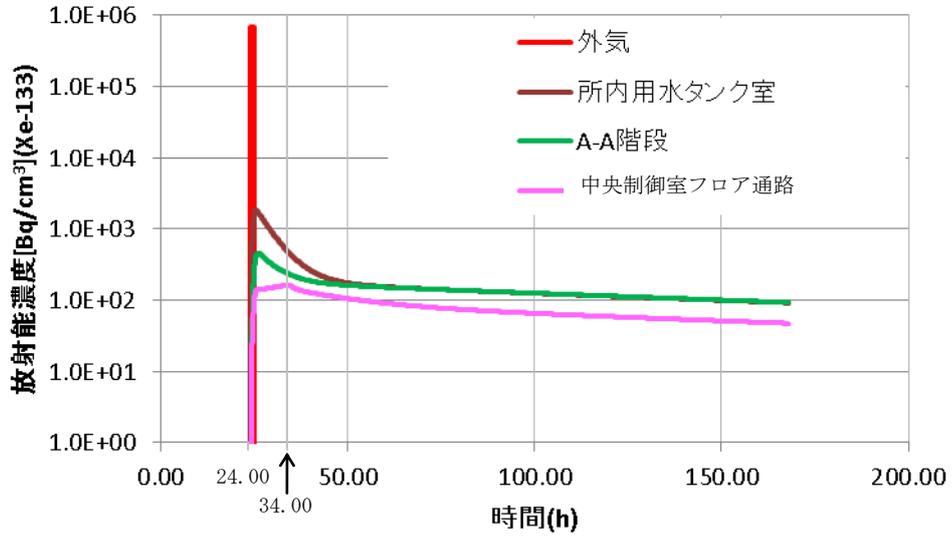


図 2-1 各区画の濃度時間変化 (希ガス)

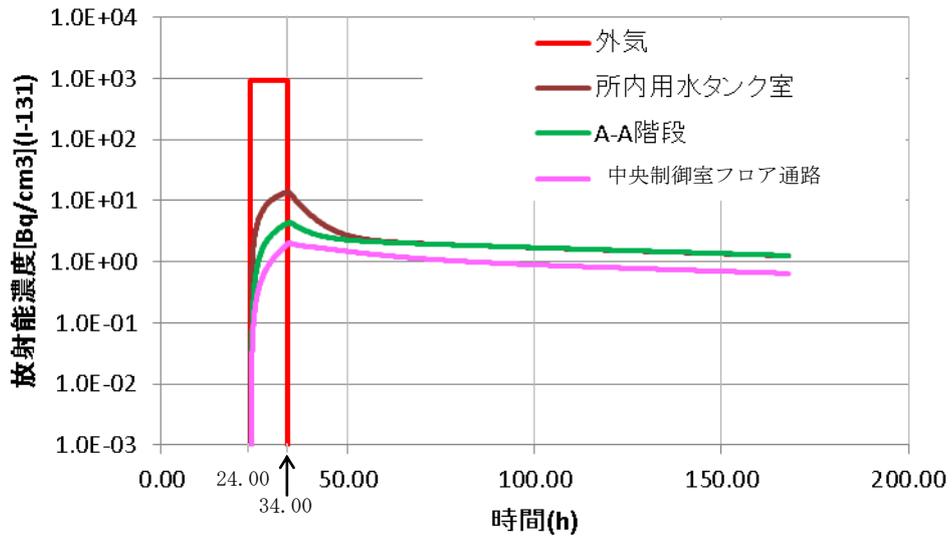


図 2-2 各区画の濃度時間変化 (よう素)

## 添付1 建屋内拡散における各区画の濃度計算式

建屋内拡散における各区画の濃度計算は、式(1)のように区画どうしが接する面積に応じて、計算区画と隣接区画で流出入する放射性物質の合計値を各タイムステップで算出する。

$$C_i^{n+1} = C_i^n + \frac{\left( \overbrace{\sum q_{ij} C_j^n}^{\text{隣接区画からの流入}} - \overbrace{\sum q_{ij} C_i^n}^{\text{計算区画から隣接区画への流出}} \right) dt}{V} \dots \dots \dots (1)$$

$C_i^n$  : 時刻 n、区画 i の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$dt$  : タイムステップ (s)

$q_{ij}$  : 区画 i と j の空気交換量 (m<sup>3</sup>/s)

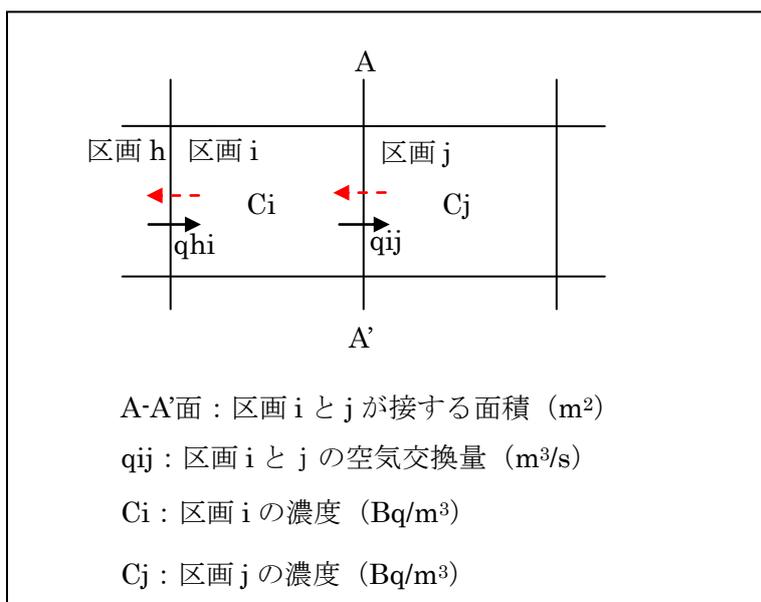
$q_{ij}$  は区画どうしが接する面積から求める。

$$q_{ij} = q_0 \times A_{ij}$$

$q_0$  : 中央制御室インリーク率を中央制御室側面積で割った単位面積当たりの漏えい量 (m<sup>3</sup>/s/m<sup>2</sup>)

$A_{ij}$  : 区画 i と j が接する面積 (m<sup>2</sup>)

$V_i$  : 区画 i の体積 (m<sup>3</sup>)



添付図1 建屋内拡散計算イメージ

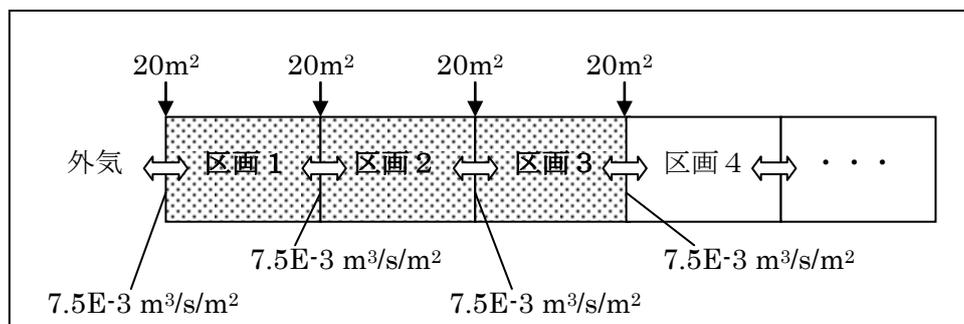
## 添付2 建屋内拡散計算例

建屋内拡散の簡易計算例を示す。

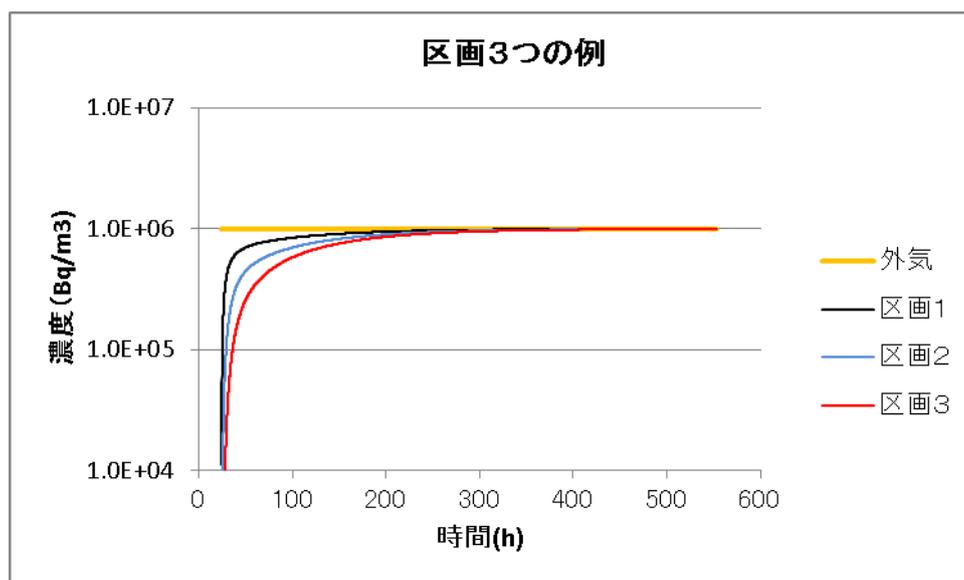
区画が外気から遠くなるほど拡散の時間遅れにより、濃度の立ち上がりが遅くなる。

<条件>

- 外気の放射能濃度は常時  $1.0E-6 \text{ Bq/m}^3$ 。
- 計算対象区画は区画1、区画2、区画3の3つとし、各区画の体積(V)はすべて  $200\text{m}^3$ 。
- 各区画が接する面積(A)はすべて  $20\text{m}^2$ 。
- 区画間の単位面積当たりの漏えい量( $q_0$ )は  $7.5E-3 \text{ m}^3/\text{s}/\text{m}^2$ 。
- タイムステップ(dt)は 300 秒。



添付図2 建屋内拡散簡易計算モデル



添付図3 建屋内拡散簡易計算結果グラフ

<建屋内拡散における各区画の放射能濃度計算>

•  $t_0(dt=300s)$

[外気濃度]  $C_0=1.0E-6 \text{ Bq/m}^3$

[区画 1 濃度]  $C_{10}=0 \text{ Bq/m}^3$

[区画 2 濃度]  $C_{20}=0 \text{ Bq/m}^3$

[区画 3 濃度]  $C_{30}=0 \text{ Bq/m}^3$

•  $t_1(dt=300s)$

[外気濃度]  $C_1=1.0E-6 \text{ Bq/m}^3$

[区画 1 濃度]  $C_{11}=C_{10}+ \{(C_0 \times q_0 \times A)+(C_{20} \times q_0 \times A)-(C_{10} \times q_0 \times A) \times 2\} / V \times dt$   
 $=\underline{2.3E-7Bq/m^3}$

[区画 2 濃度]  $C_{21}=0 \text{ Bq/m}^3$

[区画 3 濃度]  $C_{31}=0 \text{ Bq/m}^3$

•  $t_2(dt=300s)$

[外気濃度]  $C_2=1.0E-6 \text{ Bq/m}^3$

[区画 1 濃度]  $C_{12}=C_{11}+ \{(C_1 \times q_0 \times A)+(C_{21} \times q_0 \times A)-(C_{11} \times q_0 \times A) \times 2\} / V \times dt$   
 $=\underline{3.5E-7Bq/m^3}$

[区画 2 濃度]  $C_{22}=C_{21}+ \{(C_{11} \times q_0 \times A)+(C_{31} \times q_0 \times A)-(C_{21} \times q_0 \times A) \times 2\} / V \times dt$   
 $=\underline{5.1E-8Bq/m^3}$

[区画 3 濃度]  $C_{32}=0 \text{ Bq/m}^3$

•  $t_3(dt=300s)$

[外気濃度]  $C_3=1.0E-6 \text{ Bq/m}^3$

[区画 1 濃度]  $C_{13}=C_{12}+ \{(C_2 \times q_0 \times A)+(C_{22} \times q_0 \times A)-(C_{12} \times q_0 \times A) \times 2\} / V \times dt$   
 $=\underline{4.3E-7Bq/m^3}$

[区画 2 濃度]  $C_{23}=C_{22}+ \{(C_{12} \times q_0 \times A)+(C_{32} \times q_0 \times A)-(C_{22} \times q_0 \times A) \times 2\} / V \times dt$   
 $=\underline{1.1E-7Bq/m^3}$

[区画 3 濃度]  $C_{33}=C_{32}+ \{(C_{22} \times q_0 \times A)+(C_{42} \times q_0 \times A)-(C_{32} \times q_0 \times A) \times 2\} / V \times dt$   
 $=\underline{1.1E-8Bq/m^3}$

添付表 1 建屋内拡散簡易計算結果

タイムステップ° (dt=300s)	放射能濃度(Bq/m <sup>3</sup> )			
	外気	区画 1	区画 2	区画 3
$t_0$	1.0 E-6	0	0	0
$t_1$	1.0 E-6	2.3E-7	0	0
$t_2$	1.0 E-6	3.5E-7	5.1E-8	0
$t_3$	1.0 E-6	4.3E-7	1.1E-7	1.1E-8

## 2-13 建屋内拡散低減率を用いた中央制御室隣接区画の放射能濃度算出式

- 「2-11 建屋内拡散について」に示した建屋内拡散による放射能濃度の低減率を用い、中央制御室隣接区画における放射能濃度を以下のとおり算出する。

$$AI(t) = A_R(t) \cdot (\chi/Q) \cdot 1.0 \times 10^{-6} \cdot D$$

AI(t) : 時刻 t における中央制御室隣接区画の放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

A<sub>R</sub>(t) : 事故後の時刻 t における原子炉格納容器からの放射能放出率 (Bq/s)  
(希ガス及びよう素等放出期間中の放出率)

( $\chi/Q$ ) : 中央制御室位置での屋外における相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

本文「泊発電所 3 号機 緊急時対策所について」の「5. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」の第 2 表の相対濃度

D : 建屋内拡散低減率 (希ガス : 1/100、よう素及びその他核種 : 1/10)

上式で算出した中央制御室隣接区画の放射能濃度 (AI) の他、中央制御室への空気流入量及び中央制御室非常用循環設備のフィルタ除去効率等を基に中央制御室内の放射能濃度を算出し、緊急時対策所における被ばく線量を評価する。

- 吸入摂取による緊急時対策所内の対策要員の内部被ばく線量は以下の式で評価する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt = R \cdot H_\infty \int_0^T \underline{C_I(t)} dt$$

H<sub>I</sub> : よう素の吸入摂取による内部被ばく線量による実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (成人活動時) (m<sup>3</sup>/s)

H<sub>∞</sub> : よう素吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)

C<sub>I</sub>(t) : 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
⇒ 上記 AI(t) より求まる値。

T : 計算期間 (s)

ここで、上記式の下線部は、建屋内拡散を考慮しない場合は、図 1 の①の積分部分になる。建屋内拡散を考慮する場合には、中央制御室の隣接区画の濃度②の積分値が①の積分値の 1/10 以下であることを踏まえ、①の濃度を 1/10 にした③の濃度

を使用する。

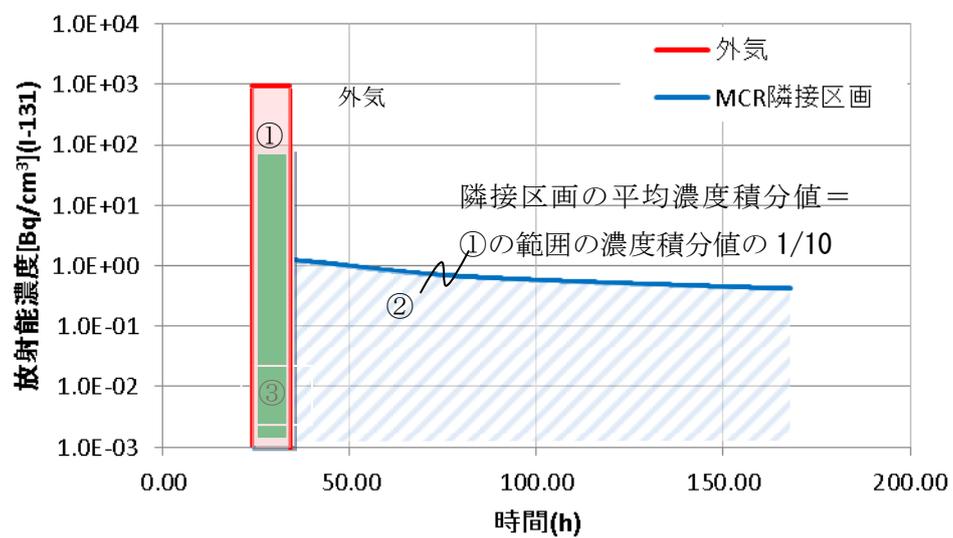


図1 線量計算に用いる放射能濃度

## 2-14 建屋内拡散におけるよう素と希ガスの放射能濃度低減率の違いについて

建屋内拡散の効果による、希ガス（Xe-133 で代表）及びよう素（I-131 で代表）の放射能濃度低減率の評価結果は表—1 に示すとおり。

表—1 低減率評価結果

	Xe-133（1 時間放出）	I-131（10 時間放出）
①外気濃度の時間積分値	2.5E+09	3.3E+07
②中央制御室隣接区画平均濃度の時間積分値	2.3E+07	3.3E+05
②／①	9.4E-03	1.0E-02

評価結果からは、希ガス及びよう素ともおよそ 1/100 の低減率を得ているが、線量評価においては、低減率を希ガスについては 1/100、よう素については 1/10 として評価を行った。

これは、保守的に放射能濃度が高くなるよう区画範囲や拡散時間に余裕をみて評価を実施した結果においても、希ガスは 10 のマイナス 3 乗の範囲に収まることから 1/100 としたものの。また、よう素については、希ガスと異なり、建屋内拡散の他に、更に防護マスク及びフィルタ除去による放射線防護措置の効果を見込むことから、過小評価とならないよう更に余裕をみて低減率 1/10 程度としたもの。

## 2-15 マスクによる防護係数について

以下の検討を踏まえ、全面マスクの防護係数として50 を使用している。

### (1) 事故由来廃棄物等処分業務特別テキストについて

「事故由来廃棄物等処分業務特別テキスト」（厚生労働省 電離放射線労働者健康対策室）によると、200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、漏れを考慮しても50 の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けているとされている。

2 労働者は、前項の作業に従事する間、同項の保護具を使用しなければならない。

#### ○保護具（第38条関係）

本条は、汚染の除去の作業と緊急作業に関して、呼吸用保護具の備付けと使用を規定したものであるが、これらの作業のみならず、施設又は設備の保守点検作業等においても第3条第3項の限度を超えて汚染された空気を吸入する作業が想定されるため、このような作業において呼吸用保護具が使用されずに労働者が被ばくすることのないよう、呼吸用保護具の備付けと使用が必要な作業の範囲を改めたものであること。

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

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

- ② 防じんマスクの捕集効率については、200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

(2) マスクメーカーによる防護係数確認結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、ダスト用及びよう素用全面マスクの防護係数を社内試験において確認している。

本試験は、ダスト用は塩化ナトリウム粒子、よう素用は放射性ヨウ化メチルを用い、防護係数を算出したものである。

その結果、ダスト用は $\geq 10,000$ 、よう素用は $\geq 1,200$  と十分な防護係数を有することを確認した。

(3) 緊急時対策所におけるマスク着用について

マスクの防護係数については、着用者の熟練度に依存して大きく変化するといわれている。泊発電所では定期的に教育・訓練し、また、定期検査作業時の着用経験があることから、マスク着用に習熟している者が多い。また、緊急時対策所においてマスクの着用が必要となった場合は、放射線管理の専門家がマスク着用の助勢、指導をすることから、確実なマスクの着用がなされるものと考えられる。

今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

(参考) JIS 規格について

「JIS T 8150 (2006) 呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の付表2において、ろ過式動力なし全面形の呼吸用保護具の指定防護係数は4~50 としており、解説には個人が正しく着用して防護係数を測定した場合には、付表2に示す防護係数より高い防護係数が得られる可能性が高いと記載している。

付表 2 呼吸用保護具の面体等の種類ごとの指定防護係数

呼吸用保護具の種類			面体等の種類	指定防護係数 <sup>(1)</sup>	
給気式	送気マスク	ホースマスク	肺力吸引形	半面形	10
			全面形	50	
		送風機形	半面形	50	
			全面形	100	
			フード形	25	
			フェイスシールド形	25	
	エアラインマスク	一定流量形	半面形	50	
			全面形	100	
			フード形	25	
			フェイスシールド形	25	
		デマンド形	半面形	10	
			全面形	50	
		プレッシャデマンド形	半面形	50	
			全面形	1 000	
		デマンド形 (緊急時給気切替警報装置付き)	半面形	10	
			全面形	50	
	プレッシャデマンド形 (緊急時給気切替警報装置付き)	半面形	50		
		全面形	1 000		
	複合式	デマンド形	半面形	10	
			全面形	50	
プレッシャデマンド形		半面形	50		
		全面形	1 000		
自給式呼吸器	開放式	圧縮空気形	デマンド形	半面形	10
			全面形	50	
		プレッシャデマンド形	半面形	50	
			全面形	5 000	
	循環式	圧縮酸素形	陰圧形	半面形	10
			全面形	50	
			陽圧形	半面形	50
		全面形	5 000		
		酸素発生形	半面形	10	
			全面形	50	
ろ過式 <sup>(2)</sup>	動力なし		半面形	3~10	
			全面形	4~50	
	動力付き			半面形	4~50
				全面形	4~100
				フード形	4~25
		フェイスシールド形	4~25		

注<sup>(1)</sup> 呼吸用保護具が正常に機能している場合に、期待される最低の防護係数。

<sup>(2)</sup> ろ過式の防護係数は、面体等の漏れ率  $[L_m (\%)]$  及びフィルタの透過率  $[L_f (\%)]$  から、 $100 / (L_m + L_f)$  に よって算出。

備考1. 給気・ろ過両用式は、その使用状態の機能によって防護係数を割り当てなければならない。

2. 半開放式(避難脱出用)及び半閉鎖循環式は、製造業者のカatalogなどを参考とする。

## 呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法 解 説

5. 規定項目の内容 この規格の各規定項目について審議し、次の趣旨によって改正した。
- d) 国内では呼吸用保護具の着用者が呼吸用保護具を選択する段階で防護係数を実測する習慣がまだ一般化しているとはいえない状態にあり、国内の専門家団体などもまだ呼吸用保護具の種類別の指定防護係数の勧告値を公表していないことから、この規格の付表 2 に示した防護係数は、原案作成委員会が米国の呼吸保護に関する規格である ANSI Z88.2(1992)及び米国国立職業安全衛生研究所(NIOSH)が公表している指定防護係数、及び英国政府の健康安全部(HSE)が発行した呼吸保護のための指針(Respiratory Protective Equipment – A Practical Guide, 1998)に示された指定防護係数を参照し、我が国の呼吸用保護具の種類に適した数値を、安全性を考慮して決めたもので、今回の改正に際して実験的に求めた値ではない。参考までに指定防護係数に関する海外情報を解説表 1 に示した。ただし、米国政府の労働安全衛生部(OSHA)は呼吸保護法(29CFR1910:1992)の中で指定防護係数を示しているが、同法の改正版(1998)ではまだ指定防護係数を示していないことから、この規格の改正のための参照値としなかった。

欧米における指定防護係数の根拠は、実験室においてばく（曝）露チャンバ内に試験用コンタミナントを発生させ、その中に特定の種類の呼吸用保護具を装着した着用者が入って一定の動作及び発声を行ったときの面体内外の試験用コンタミナント濃度の測定から求めた実測値を、多数の着用者について集計し、その代表値として帰納した値であり、着用者間のばらつきに対して安全側に設定した値である。したがって、付表 2 の値も、多くの着用者が呼吸用保護具の面体等を装着し、実測した防護係数値より低い値である可能性がある。しかし、着用者が防護係数を実測できない状況にあるときに参照すべき値としては、安全側の数値を示す必要があると考えた。したがって、同じ種類の呼吸用保護具を個人が正しく着用して防護係数を測定した場合には、付表 2 に示す防護係数より高い防護係数が得られる可能性が高い。

## 2-16 電離放射線障害防止規則で要求される防護係数について

事故由来廃棄物等処分業務特別テキストでは、「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（平成25年4月12日付け基発0412第1号 都道府県労働局長宛 厚生労働省労働基準局長通知）（以下、「厚生労働省労働基準局長通知」という。）を遵守すべき法令等とし、この通知の中で電離放射線障害防止規則第38条（保護具）で規定する保護具に対する要求事項を定めている。

「電離放射線障害防止規則」（最終改正：平成25年7月8日）抜粋

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

2 労働者は、前項の作業に従事する間、同項の保護具を使用しなければならない。

「厚生労働省労働基準局長通知」抜粋

キ 保護具（第38条関係）

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

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

② 防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。