

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-016 改 06
提出年月日	2023年2月21日

工事計画に係る補足説明資料

(その他発電用原子炉の附属施設のうち緊急時対策所)

2023年2月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料
添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料 (内容)	備考
1	緊急時対策所の機能に関する説明書(緊急時対策所の有毒ガス防護について除く)	緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料	
2*	緊急時対策所の機能に関する説明書(緊急時対策所の有毒ガス防護について)		
3	緊急時対策所の居住性に関する説明書	1. 審査ガイドへの適合状況 2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に係る適用法令 3. 緊急時対策所換気空調系の運転について 4. 空気ポンベ加圧設備による正圧化開始が遅延することによる影響について 5. 緊急時対策所正圧化装置の空気ポンベの必要個数について 6. 気象資料の代表性について 7. 希ガス放出継続時間について 8. 線量評価に用いる大気拡散の評価について 9. 原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法について 10. 要員の交代における被ばく線量について 11. 地表面への沈着速度の設定について 12. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について 13. グランドシャインの線源領域について	

注記* : 「緊急時対策所の機能に関する説明書 (緊急時対策所の有毒ガス防護について)」に関しては、「工事計画に係る説明資料 (計測制御系統施設)」の資料 No. 4-2 「中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料 (有毒ガス防護に係る補足説明資料)」に記載

緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料

目次

1. 緊急時対策所に収容する要員の考え方について	1
1.1 重大事故時に必要な指示を行う要員	1
2. 資機材等について	5
2.1 放射線管理用資機材	5
2.2 その他資機材等	8
2.3 放射線計測機について	11
3. 緊急時対策所発電機の運転時間について	16

1. 緊急時対策所に収容する要員の考え方について

1.1 重大事故時に必要な指示を行う要員

緊急時対策所は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。また、ブルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、図 1-1 及び図 1-2 に示すとおり、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 23 名のうち、中央制御室待避室にとどまる運転員 5 名を除く 18 名の合計 64 名を想定している。

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の考え方を表 1-1 に、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員の考え方を表 1-2 に示す。

表 1-1 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の考え方

要員	考え方	人数	合計
本部長・統括	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長、本部員、技術統括、プラント監視統括、復旧統括、支援統括、情報統括、広報統括、原子炉主任技術者は、重大事故等において、指揮をとる要員として緊急時対策所にとどまる。	9 名	46 名
各班長・班員	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、最低限必要な要員を残して、緊急時対策所にとどまる。	14 名	
交替要員	上記、本部長、各統括、原子炉主任技術者及び本部員の交替要員については 9 名、各班長、班員の交替要員については、14 名を確保する。	23 名	

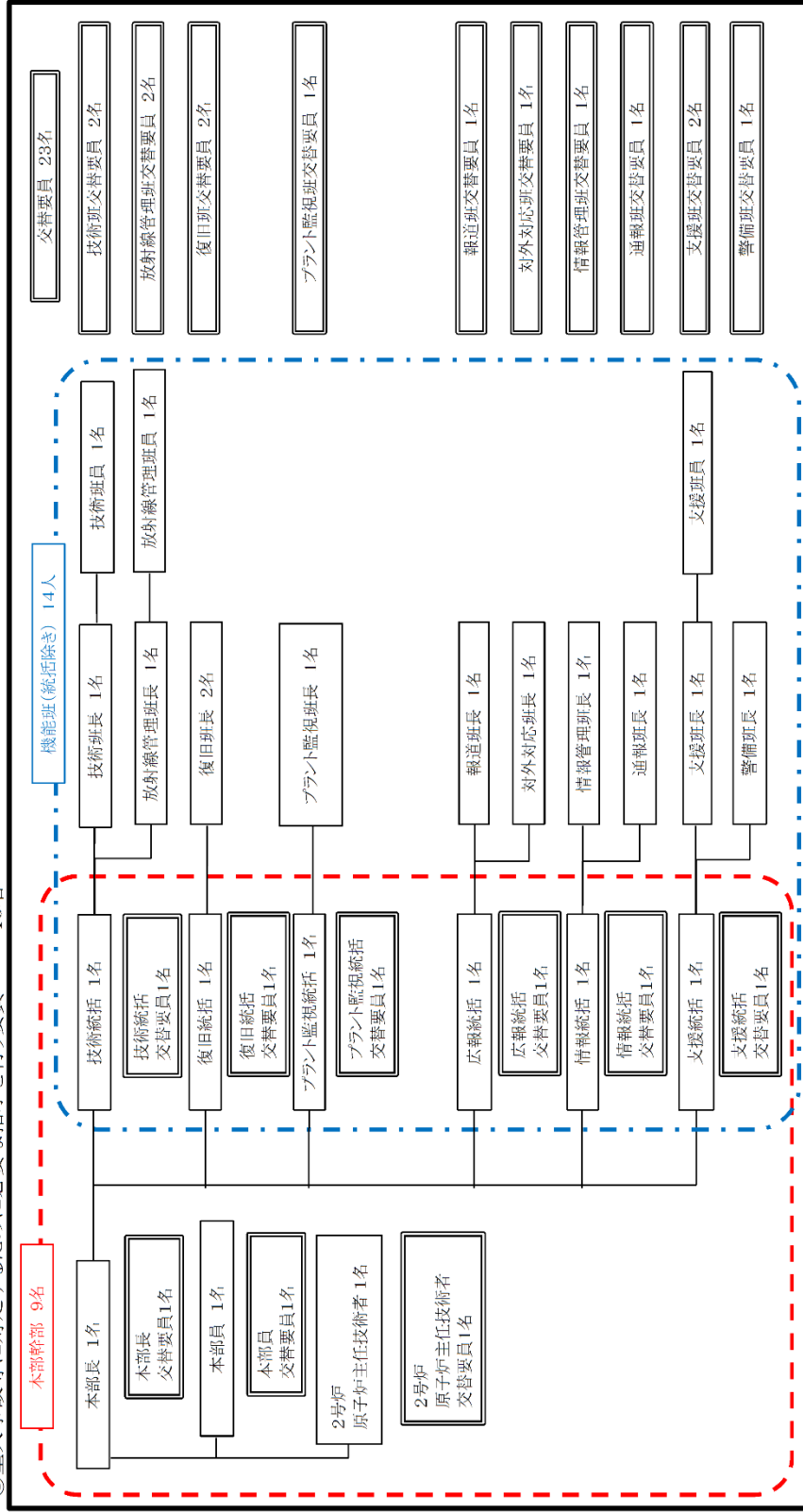
表 1-2 原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員の考え方

要員	作業項目	作業に必要な人数	合計	
運転員 (当直)	ベント成功時は、中央制御室待避室に 5 名* ¹ の要員がとどまり、4 名* ² の要員は緊急時対策所に待避する。 なお、中央制御室待避室が使用できない場合、5 名の運転員も緊急時対策所に待避する。 *1：当直長 1 名、2 号当直副長 1 名、2 号当直主任又は 2 号運転士 1 名、2 号補助運転士 2 名 *2：2 号当直主任又は 2 号運転士 1 名、2 号補助運転士 1 名、1 号当直主任 1 名、1 号補助運転士 1 名	9 名	9 名	
復旧班要員	事故後の設備操作、補給作業等	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲の放水再開、大型送水ポンプ車の運転操作	4 名	12 名
		燃料タンクからタンクローリへの軽油抜き取り、大量送水車等への燃料補給 (交替要員含む。)	6 名	
		大量送水車等による低圧原子炉代替注水槽への給水	2 名	
放射線管理 班要員	作業現場モニタリング	2 名	2 名	

注：要員数については、今後の訓練等の結果より人数を見直す可能性がある。

重大事故等に柔軟に対処できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度運用の改善を図っていく。

① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46名



② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 23名

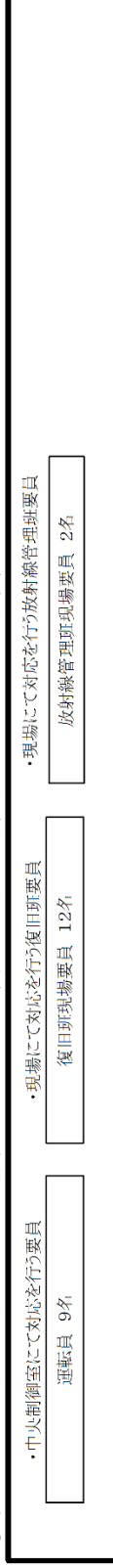


図 1-1 プルーム通過時 緊急時対策所及び中央制御室にとどまる要員

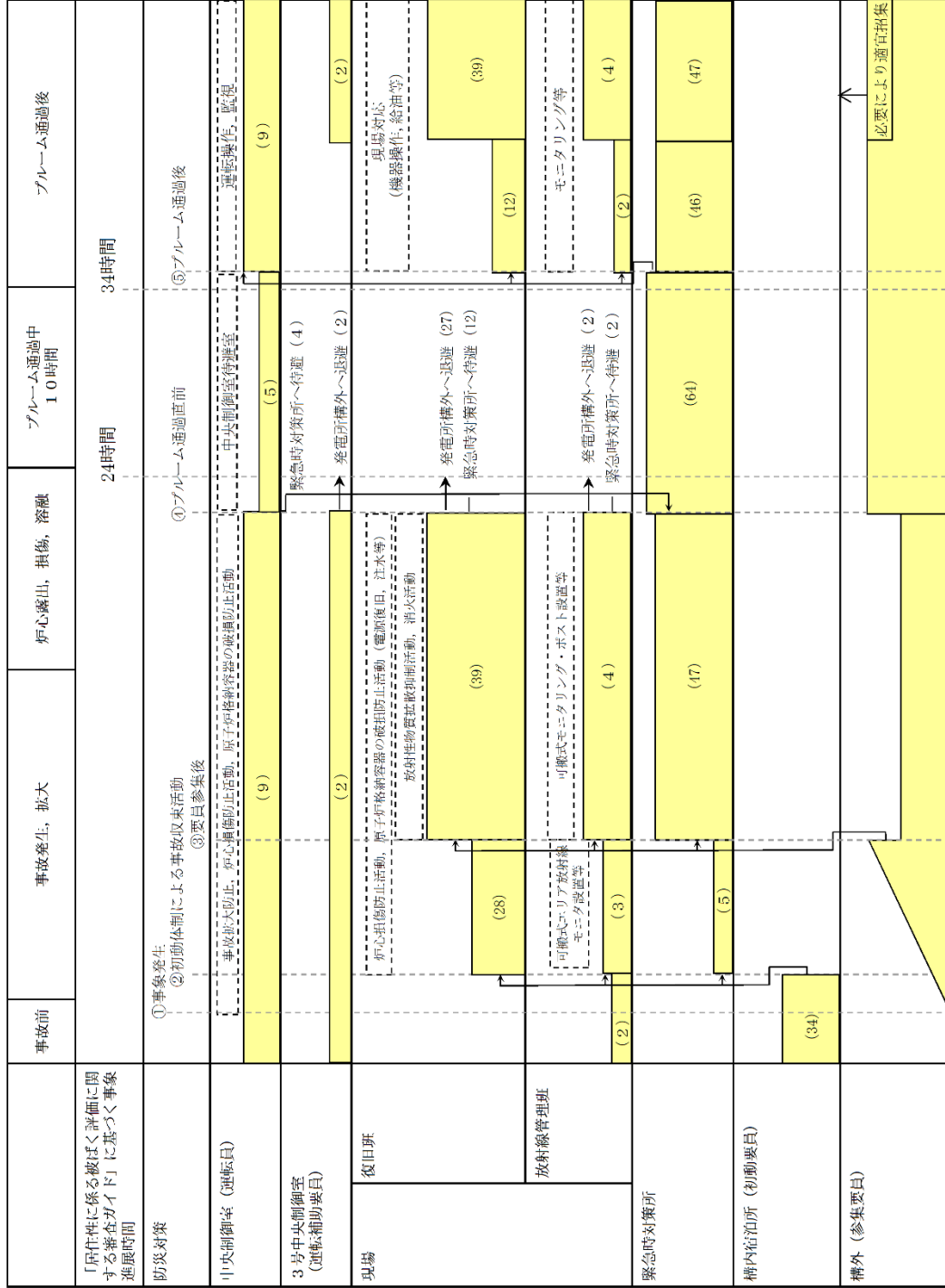


図 1-2 緊急時対策所及び中央制御室の事故発生からブルーム通過までの要員の動き

2. 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、必要な資機材を配備する。また、プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないように、プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる要員の食料等及びプルーム通過後に現場対応を行う要員の放射線管理用資機材については、緊急時対策所内に配備する。

放射線防護類を表2-1に示す。

また、放射線計測器を表2-2に、緊急時対策所チェンジングエリア用資機材を表2-3に示す。

2.1 放射線管理用資機材

表2-1 放射線防護具類

品名	配備数*	考え方
汚染防護服	1155 着	110 名（1, 2号機対応の緊急時対策要員 77 名+自衛消防隊 15 名+運転員 9 名+余裕, 以下同様）×7 日×1.5（余裕）=1155
靴下	1155 足	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
帽子	1155 着	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
綿手袋	1155 双	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
ゴム手袋	2310 双	110 名×2 重（内側, 外側）×7 日×1.5（余裕）=2310
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	495 個	110 名×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5（余裕）=495
電動ファン付き全面マスク	30 個	30 名（1, 2号機対応の現場復旧班要員 24 名 +放射線管理班要員 4 名+余裕）
全面マスク	465 個	495-30=465
チャコールフィルタ （以下内訳）	1155 組	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
電動ファン付き 全面マスク用	210 組	30 名×7 日=210
全面マスク用	945 組	1155-210=945
被水防護服	578 着	110 名×7 日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）=578
作業用長靴	30 足	30 名
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	12 着	12 名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 12 名）

注記*：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）。

表 2-2 放射線計測器

品名	配備数*	考え方
個人線量計 (電子式線量計)	110 台	110 名 (1, 2号機対応の緊急時対策要員 77 名 + 自衛消防隊 15 名 + 運転員 9 名 + 余裕)
個人線量計 (ガラスバッジ)	110 個	110 名 (1, 2号機対応の緊急時対策要員 77 名 + 自衛消防隊 15 名 + 運転員 9 名 + 余裕)
GM汚染サーバイメータ	4 台	緊急時対策所内モニタリング用 1 台 + チェンジ ングエリア用 2 台 + 予備 1 台
電離箱サーバイメータ	5 台	現場作業用に 4 台 + 予備 1 台
可搬式エリア放射線モニタ	2 台	加圧判断用に 1 台 + 予備 1 台
ダストサンプラ	2 台	室内のモニタリング用 1 台 + 予備 1 台

注記* : 予備を含む (今後, 訓練等で見直しを行う。)

表 2-3 緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量*	根拠
養生シート	5 巻	約 130m ² (床, 壁の養生面積 (エリア全面張替え 1 回分)) × 2 (補修張替え等) ÷ 90m ² /巻 × 1.5 倍 ≒ 5 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
バリア	5 個	5 個 (各エリア間設置箇所数)
粘着マット	4 枚	2 枚 (設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4 枚
装備回収箱	8 個	8 個 (設置箇所数)
ヘルメット掛け	1 式	エリア設営に必要な数量
ポリ袋	300 枚	8 枚 (設置箇所) × 3 枚/日 (1 日交換回数) × 7 日 × 1.5 倍 = 252 枚 → 300 枚
テープ	24 巻	約 230m (養生エリアの外周距離 (エリア全面張替え 1 回分)) × 2 (補修張替え等) ÷ 30m/巻 × 1.5 倍 = 23 巻 → 24 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
ウエス	1 箱	1200 枚/箱 (除染等)
ウェットティッシュ	5 個	120 枚/個 (除染等)
はさみ	1 個	エリア設営に必要な数量
マジック	2 本	エリア設営に必要な数量
簡易テント	1 台	960mm × 960mm × 1600mm (除染エリア設置)
簡易シャワー	1 台	エリア設営に必要な数量
簡易タンク	1 台	エリア設営に必要な数量
トレイ	1 個	エリア設営に必要な数量
バケツ	2 個	エリア設営に必要な数量
ベルトパーテーション	3 本	3 本 (設置箇所数)
可搬式空気浄化装置	1 台	エリア設営に必要な数量

注記* : 今後, 訓練等で見直しを行う。

2.2 その他資機材等

緊急時対策所には、居住性を確認するために必要な設備として、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保有する。

また、緊急時対策所内の要員が情報の共有を行うために、社内パソコンを配備する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について表 2-4 に示すとともに、情報共有設備を表 2-5 に、その他資機材等を表 2-6 に示す。

表 2-4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0~25.0vol%
	精度	±0.5vol%
	電源	電池式(交換により容易に電源が確保できるもの) 測定可能時間：約 15000 時間
	個数	1 個 (予備 1 個)
二酸化炭素濃度計	検知原理	赤外線式
	検知範囲	0~10000ppm
	精度	±500ppm
	電源	電池式(交換により容易に電源が確保できるもの) 測定可能時間：約 7 時間
	個数	1 個 (予備 1 個)

表 2-5 情報共有設備

品名	考え方
社内パソコン (回線, 機器)	社内情報共有に必要な資料, 書類等を作成するため
一般テレビ (回線, 機器)	報道や気象情報等を入手するため

表 2-6 その他の資機材等

品名	配備数*	考え方
食料	2310 食	110 名（1, 2号機対応の緊急時対策要員 77 名+自衛消防隊 15 名+運転員 9 名+余裕, 以下同様）×7 日×3 食
飲料水 (1.5 リットル)	1540 本	110 名×7 日×2 本 (1.5 リットル/本)
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため
安定よう素剤	880 錠	110 名×8 錠 (初日 2 錠+2 日目以降 1 錠/日×6 日)

注記*：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）。

原子力災害対策活動で使用する主な資料として，緊急時対策所に以下の資料を保管する。
原子力災害対策活動で使用する主な資料について，表 2-7 に示す。

表 2-7 原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名
1. 島根原子力発電所サイト周辺地図 ① 島根原子力発電所周辺地図 (1/25,000) ② 島根原子力発電所周辺地図 (1/50,000)
2. 島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3. 島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ 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
4. 島根原子力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
5. 島根原子力発電所原子炉設置(変更)許可申請書
6. 島根原子力発電所系統図及び配置図(各ユニット) ① 系統図 ② プラント配置図
7. 島根原子力発電所防災関係規程類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画 ③ 異常事象発生時の対応要領
8. 島根原子力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
9. 島根原子力発電所主要系統模式図(各ユニット)
10. 島根原子力発電所プラント主要設備概要(各ユニット)
11. プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図(各ユニット)
12. 原子炉安全保護系ロジック一覧表(各ユニット)
13. 事故時操作要領書

2.3 放射線計測器について

(1) 電子式線量計

a. 使用目的

要員の被ばく線量の測定に用いる。

b. 配備台数

要員の交替及び故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め 110 台配備する。

c. 測定範囲

・ γ 線 : 0.00~999.99mSv

・ β 線 : 0.0~999.9mSv

d. 電源

ニッケル水素電池[連続 15 時間以上]



図 2-1 電子式線量計

(2) GM汚染サーベイメータ

a. 使用目的

屋外で作業した要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認する。

b. 配備台数

チェンジングエリア内のサーベイエリア及び除染エリアでの汚染検査のために 2 台、緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために 1 台、故障等により使用できない場合の予備 1 台の計 4 台を配備する。

c. 測定範囲

0~100kmin⁻¹

d. 電源

乾電池 4 本[連続 100 時間以上]



図 2-2 GM汚染サーベイメータ

(3) 電離箱サーベイメータ

a. 使用目的

現場作業を行う要員等の過剰な被ばくを防止するため、作業現場等の線量当量率の測定に使用する。

b. 配備台数

緊急時対策所の環境測定及び現場放射線管理用に 4 台、故障等により使用できない場合の予備 1 台の計 5 台を配備する。

c. 測定範囲

0.001～300mSv/h

d. 電源

乾電池 4 本[連続 80 時間以上]



図 2-3 電離箱サーベイメータ

(参考) 電離箱サーベイメータの配備数根拠について

- ・電離箱サーベイメータは、屋内外の作業現場などの放射線測定を行い、要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは、線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使えるよう屋外作業現場等及び緊急時対策所の環境測定用として、十分な台数として計 4 台を配備するとともに、さらに、故障点検時の予備用の 1 台を配備する。
- ・なお、各要員の着用する電子式線量計の発する音により、要員周辺の線量率の上昇を把握することで、過剰な被ばくを防止することも可能である。

表 2-8 電離箱サーベイメータを携行する作業（例示）

作業	備考	配備台数
放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	・原子炉建物近傍で行う作業	4 台 (予備 1 台)
第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整	・第 1 ベントフィルタ格納槽近傍作業（格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定）	
格納容器ベント後のタンクローリによる燃料補給作業	・原子炉建物近傍で行う作業	
緊急時対策所（チェンジングエリアを含む）の環境測定	・緊急時対策所の環境測定（居住性確保）	

(4) 可搬式エリア放射線モニタ

a. 使用目的

緊急時対策所の線量当量率の監視、測定及び緊急時対策所の正圧化バウンダリの加圧判断に用いる。

b. 配備台数

緊急時対策所の線量当量率の監視、測定及び緊急時対策所の加圧判断に 1 台、故障等により使用できない場合の予備 1 台の計 2 台を配備する。

c. 測定範囲

0.001~999.9mSv/h

d. 電源

AC100V 又は乾電池 4 本[連続 300 時間]



図 2-4 可搬式エリア放射線モニタ

(5) 可搬式モニタリングポスト

a. 使用目的

緊急時対策所の正圧化バウンダリの加圧判断に用いる。

b. 配備台数

故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め2台配備する。

c. 測定範囲

10～10⁹nGy/h

d. 電源

蓄電池（4個）により7日以上供給可能。7日後からは、予備の蓄電池（4個）と交換することにより継続して計測可能。



図 2-5 可搬式モニタリングポスト

(6) ダストサンプラ

a. 使用目的

緊急時対策所の空気中の放射性物質の濃度の測定のために用いる。

b. 配備台数

故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め2台配備する。

c. 流量

25L/min 以上

d. 電源

内部バッテリー[連続 60 分以上]



図 2-6 ダストサンプラ

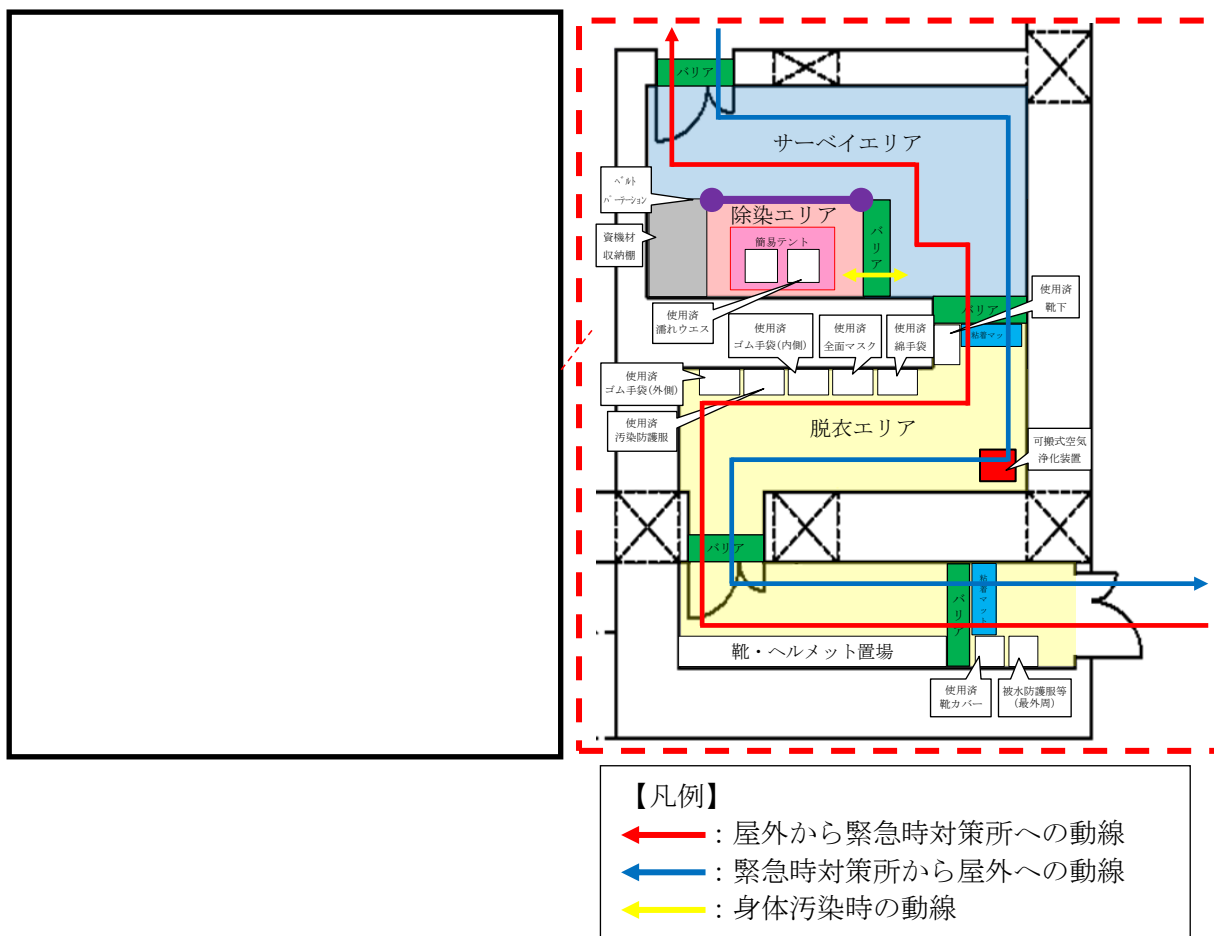


図 2-7 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

3. 緊急時対策所発電機の運転時間について

緊急時対策所用発電機は燃料タンクを内蔵しており、以下のとおり必要な負荷に対して39時間以上連続給電が可能な設計とする。

$$H = V \div c = 895 \div 22.8 \doteq 39\text{h}$$

ここで、

H：運転時間 (h)

V：緊急時対策所用発電機付燃料タンクの有効油量 (ℓ) = 895*

c：燃料消費率 (ℓ/h) = 22.8

注記*：タンク容積 990ℓ から残油量 95ℓ を引いた値

緊急時対策所の居住性に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 審査ガイドへの適合状況	1
2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に係る適用法令	33
3. 緊急時対策所換気空調系の運転について	38
4. 空気ボンベ加圧設備による正圧化開始が遅延することによる影響について	60
5. 空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの必要個数について	70
6. 気象資料の代表性について	71
7. 希ガス放出継続時間について	75
8. 線量評価に用いる大気拡散の評価について	76
9. 原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法について	77
10. 要員の交替における被ばく線量について	78
11. 地表面への沈着速度の設定について	79
12. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	81
13. グランドシャインの線源領域について	88

1. 審査ガイドへの適合状況

1.1 はじめに

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（令和3年6月23日 原規技発第2106233号 原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）への適合状況について、表1-1に示す。

表 1-1 審査ガイドへの適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住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審査ガイドへの適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋)</p> <p>第76条 (緊急時対策所)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>1e) → 審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>① 東京電力株式会社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している。放射性物質の放出割合は4.4(1)a.のとおり。</p> <p>② 要員はマスクの着用なしとして評価している。</p> <p>③ 交替要員体制：評価期間中の交替は考慮しない。 安定ヨウ素剤の服用：考慮しない。</p> <p>④ 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。</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「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>4.1 →審査ガイドどおり</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」に基づき評価している。</p> <p>② 実験等に基づき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き評価している。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルは使用せず、モデルの適用範囲は超えない。</p> <p>4.1(1) →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所の居住性に係る被ばくは、図2の①及び②の被ばく経路に対して評価している。評価期間中の緊急時対策所内は緊急時対策所空気浄化送風機又は空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）によって正圧に維持されており、大気中へ放出された放射性物質の室内への取り込みは考慮しないため、③の経路は評価しない。また対策要員の交替は考慮しないため、④⑤の経路は評価しない。

<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審査ガイドへの適合状況</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(1) ① →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物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での外部被ばく線量を評価している。 ・原子炉建物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での外部被ばく線量を評価している。 <p>4.1(1) ② →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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（クラウドシャイン）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遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。 ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）は、事故期間中の大気中への放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果及び緊急時対策所遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</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>4.1(1)③ →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</p> <p>4.1(1)④→評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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審査ガイドへの適合状況</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 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> <ul style="list-style-type: none"> 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 	<p>4.1(1) ⑤→評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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審査ガイドへの適合状況</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"> ・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^(参2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 <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する。</p>	<p>4.1(2) →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所の居住性に係る被ばくは図3の手順に基づき評価している。ただし、評価期間中の放射性物質の取り込み及び対策要員の交替は考慮しない。 <p>4.1(2)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価は、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉内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>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内内蔵量から原子炉建物内の放射性物質存在量分布を設定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<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"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。 	<p>4.1(2)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年 1 月から 2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用している。 <p>4.1(2)c. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建物内の線源強度を計算している。 <p>4.1(2)d. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。 ・緊急時対策所は、緊急時対策所空気浄化送風機又は空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）によって正圧に維持されているため、放射性物質の室内への取り込みはない。

<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審査ガイドへの適合状況</p>
<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 (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 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 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。)</p>	<p>4.1(2)e. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準（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>4.2(1)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所換気空調設備は緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを有しており、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介した外気を緊急時対策所へ送気する。緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ効率は、設計上期待できる値（ヨウ素については性状を考慮）として、エアロゾル粒子及び無機よう素については 99.99%並びに有機よう素については 99.75%として評価している。 <p>4.2(1)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所は、緊急時対策所空気浄化送風機又は空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）により正圧を維持するため、フィルタを通らない空気の流入は防止される。

<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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の空气中濃度は、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^(参3)における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 	<p>4.2(2)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月から2009年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。 ・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。 ・建物による巻き込みを考慮し、建物の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。

<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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・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。 <ul style="list-style-type: none"> 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^(参4)。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、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。 ・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）」^(参1)による。 	<ul style="list-style-type: none"> ・一～三のすべての条件に該当するため、建物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物高さの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物（原子炉建物）の風下側にある。 ・建物による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。 ・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）」に基づき評価している。

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。 ・放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 <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"> i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii) 事故時に外気の入力を遮断する場合は、室内への直接流入 	<p>4.2(2)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物の巻き込みによる拡散を考慮している。 ・原子炉建物を代表建物としている。 ・評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。

<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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／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> <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> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <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）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。

<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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 代表面として緊急時対策所の屋上面を選定している。評価点は緊急時対策所の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としている。 • 代表面として緊急時対策所の屋上面を選定している。評価点は緊急時対策所の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としている。 • 代表面として緊急時対策所の屋上面を選定している。評価点は緊急時対策所の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としており、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>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審査ガイドへの適合状況</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。</p> <p>この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、$0.5L$の拡散領域(図6</p>	<p>・ 建物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、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p> <p>・ 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>・ 放出点から放出された放射性物質が、建物の風下側に巻き込まれ評価点に達する複数の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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、$0.5L$の拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を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>	<ul style="list-style-type: none"> ・図7に示された方法により、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価対象方位として選定している。 ・「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。

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審査ガイドへの適合状況
<ul style="list-style-type: none">• 建屋投影面積<ol style="list-style-type: none">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。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。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。	<ul style="list-style-type: none">• 原子炉建物の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。• 原子炉建物の最小投影面積を用いている。• 原子炉建物の地表面から上面の投影面積を用いている。

<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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） 	<p>4.2(2)c. →審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、長時間放出の場合の評価方法に従って評価している。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用している。 ・相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。 ・相対濃度及び相対線量は、「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）」に基づき評価している。 <p>4.2(2)d. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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速度を設定し、地表面沈着濃度を評価している。 <p>4.2(2)e. →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</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審査ガイドへの適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>(3) 線量評価</p> <p>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）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシ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。 	<p>4.2(3)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クラウドシャインによる外部被ばく線量については、空気中濃度から評価された相対線量及び遮蔽効果等を考慮し計算している。 ・緊急時対策所の天井及び外壁によるガンマ線の遮蔽効果を考慮している。

<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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>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（グランドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラ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。 <p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質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。 	<p>4.2(3)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・グラ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遮蔽効果を考慮し計算している。 ・緊急時対策所の天井及び外壁によるガンマ線の遮蔽効果を考慮している。 <p>4.2(3)c. →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空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。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空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。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシ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。 	<p>4.2(3)d. →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</p> <p>4.2(3)e. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p> <p>4.2(3)f. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空气中時間積分濃度、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。 ・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。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 	<p>4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p> <p>4.2(3)h. →2号機の運転のみを考慮しているため重ね合わせは考慮しない</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審査ガイドへの適合状況</p>
<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"> ・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東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定する^(参5)。 <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)</p> <p>(NUREG-1465^(参6)を参考に設定)</p> <p>Cs 類：2.13%</p> <p>Te 類：1.47%</p> <p>Ba 類：0.0264%</p> <p>Ru 類：7.53×10⁻⁸%</p> <p>Ce 類：1.51×10⁻⁴%</p> <p>La 類：3.87×10⁻⁵%</p> <p>b. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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^(参5)（東京電力株式会社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）。 	<p>4.4(1)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故直前の炉内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東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定している。なお、核種の崩壊及び娘核種の生成を考慮している。 <p>4.4(1)b. →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の大気中への放出開始時間は、事故発生 24 時間後と仮定している。

<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</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・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^(参5)(東京電力株式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)。</p> <p>(2) 非常用電源 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。 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 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 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 a. 放出源高さ 放出源高さは、地上放出を仮定する^(参5)。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^(参5)。</p>	<p>・放射性物質の大気中への放出継続時間は10時間としている。</p> <p>4.4(2) →審査ガイドどおり ・緊急時対策所の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事故発生24時間後のため、放出開始までに電源は復旧している。</p> <p>4.4(3) →審査ガイドどおり ・放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機の電源供給は復旧している。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドどおり ・放出源高さは、地上放出を仮定している。</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審査ガイドへの適合状況																											
<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"> 東京電力株式会社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。 <p>➤ 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～晩期压力容器内放出）^(参6) を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <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^(参7) 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>		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>4.4(5)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465 の炉内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物内に放出された放射性物質を設定している。 原子炉格納容器から原子炉建物へ移行する際の低減率は 0.3 倍と仮定している。
	PWR	BWR																										
希ガス類：	100%	100%																										
ヨウ素類：	66%	61%																										
Cs 類：	66%	61%																										
Te 類：	31%	31%																										
Ba 類：	12%	12%																										
Ru 類：	0.5%	0.5%																										
Ce 類：	0.55%	0.55%																										
La 類：	0.52%	0.52%																										

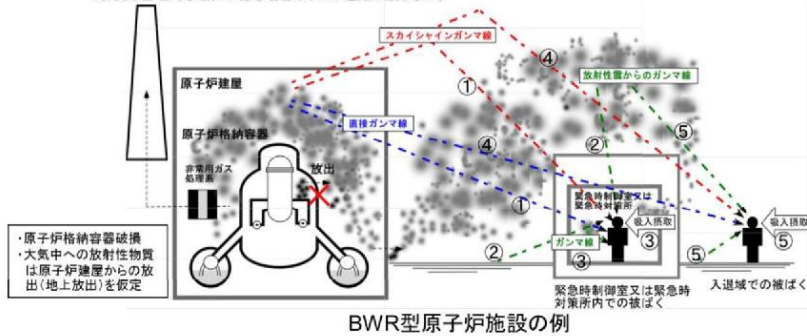
<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>➤ 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p>選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物内に放出された放射性物質を基に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。 ・原子炉建物内の放射性物質は、自由空間体積に均一に分布しているものとして計算している。 ・原子炉建物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、遮蔽構造及び地形条件から計算している。 <p>4. 4(5)b. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</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審査ガイドへの適合状況

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、評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しないため、③の経路は評価しない。また対策要員の交替を考慮しないため、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

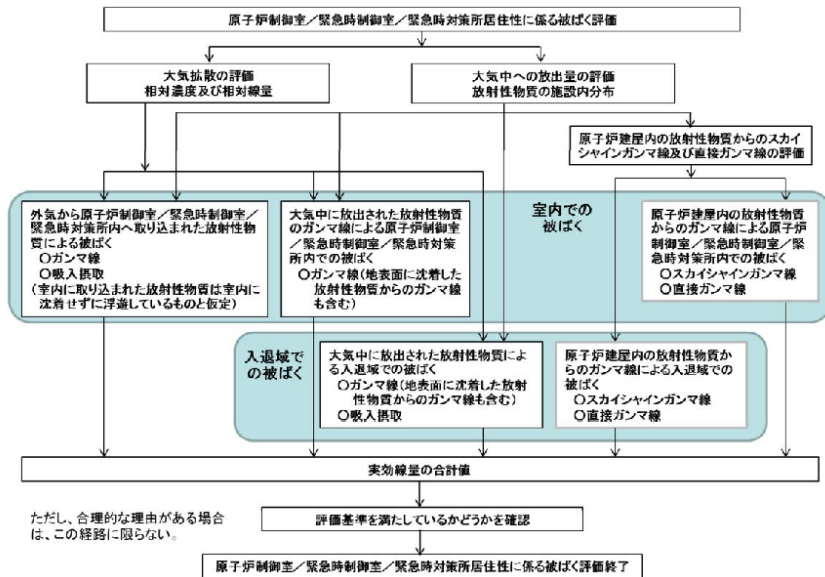


図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価手順

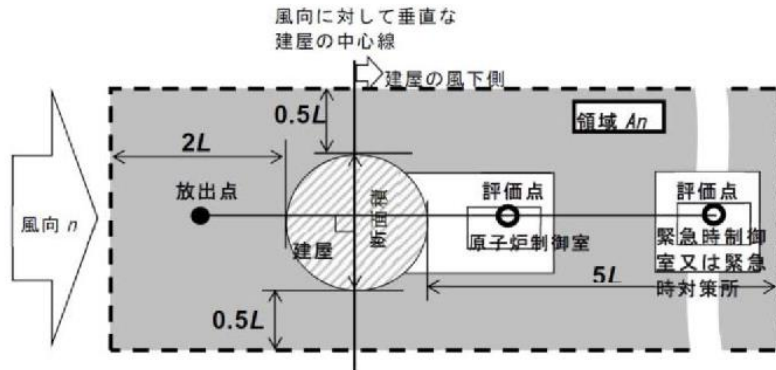
緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

図3 →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、評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しないため、緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による評価は実施しない。また対策要員の交替を考慮しないため、入退域で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審査ガイドへの適合状況



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 →審査ガイドどおり

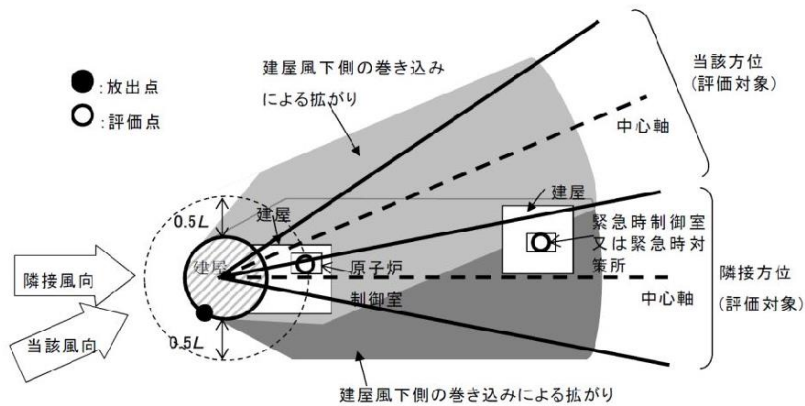


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 →審査ガイドどおり

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

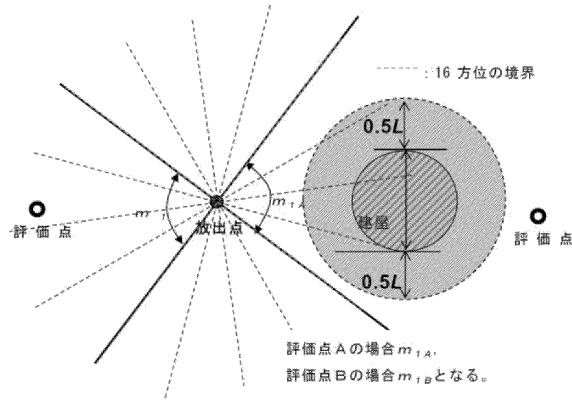


図6 →審査ガイドどおり

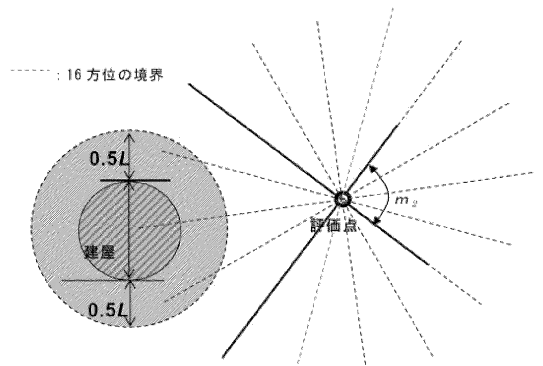


図7 →審査ガイドどおり

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

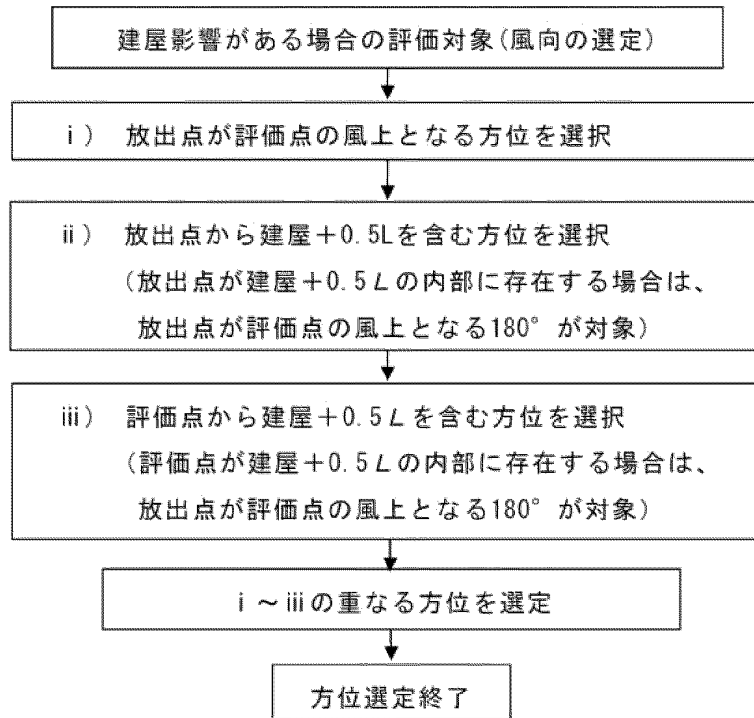


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8 →審査ガイドどおり

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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

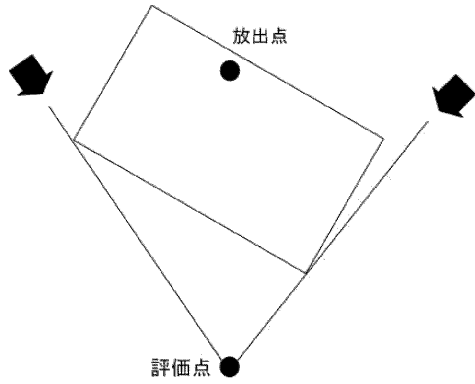


図9 評価対象方位の設定

図9 →審査ガイドどおり

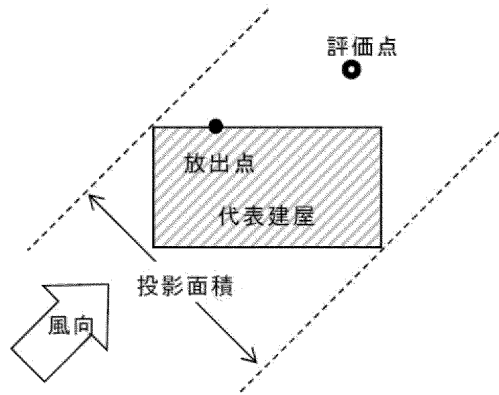


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図10 →審査ガイドどおり

2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に係る適用法令

事務所衛生基準規則

(昭和四十七年九月三十日労働省令第四十三号)

最終改正：令和三年一二月一日厚生労働省令第一八八号

労働安全衛生法（昭和四十七年法律第五十七号）の規定に基づき、及び同法を実施するため、事務所衛生基準規則を次のように定める。

第一章 総則（第一条）

第二章 事務室の環境管理（第二条－第十二条）

第三章 清潔（第十三条－第十八条）

第四章 休養（第十九条－第二十二条）

第五章 救急用具（第二十三条）

附則

第一章 総則

（適用）

第一条 この省令は、事務所（建築基準法（昭和二十五年法律第二百一号）第二条第一号に掲げる建築物又はその一部で、事務作業（タイプライターその他の事務用機器を使用し
て行う作業を含む。）に従事する労働者が主として使用するものをいう。）について、
適用する。

2 事務所（これに附属する食堂及び炊事場を除く。）における衛生基準については、労働安全
衛生規則（昭和四十七年労働省令第三十二号）第三編の規定は、適用しない。

第二章 事務室の環境管理

（換気）

第三条 事業者は、室においては、窓その他の開口部の直接外気に向つて開放することができ
る部分の面積が、常時床面積の二十分の一以上になるようにしなければならない。た
だし、換気が十分に行なわれる性能を有する設備を設けたときは、この限りでない。

2 事業者は、室における一酸化炭素及び二酸化炭素の含有率（一気圧、温度二十五度とした
場合の空气中に占める当該ガスの容積の割合をいう。以下同じ。）を、それぞれ百万分の
五十以下及び百万分の五千以下としなければならない。

酸素欠乏症等防止規則

(昭和四十七年九月三十日労働省令四十二号)

最終改正：平成三十年六月十九日厚生労働省令第七十五号

労働安全衛生法（昭和四十七年法律第五十七号）の規定に基づき、及び同法を実施するため、酸素欠乏症防止規則を次のように定める。

第一章 総則（第一条・第二条）

第二章 一般的防止措置（第三条―第十七条）

第三章 特殊な作業における防止措置（第十八条―第二十五条の二）

第四章 酸素欠乏危険作業主任者技能講習及び酸素欠乏・硫化水素危険作業主任者技能講習（第二十六条―第二十八条）

第五章 雑則（第二十九条）

附則

第一章 総則

（事業者の責務）

第一条 事業者は、酸素欠乏症等を防止するため、作業方法の確立、作業環境の整備その他必要な措置を講ずるよう努めなければならない。

（定義）

第二条 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

- 一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
- 二 酸素欠乏等 前号に該当する状態又は空気中の硫化水素の濃度が百万分の十を超える状態をいう。
- 三 酸素欠乏症 酸素欠乏の空気を吸入することにより生ずる症状が認められる状態をいう。
- 四 硫化水素中毒 硫化水素の濃度が百万分の十を超える空気を吸入することにより生ずる症状が認められる状態をいう。
- 五 酸素欠乏症等 酸素欠乏症又は硫化水素中毒をいう。
- 六 酸素欠乏危険作業 労働安全衛生法施行令（昭和四十七年政令第三百十八号。以下「令」という。）別表第六に掲げる酸素欠乏危険場所（以下「酸素欠乏危険場所」という。）における作業をいう。
- 七 第一種酸素欠乏危険作業 酸素欠乏危険作業のうち、第二種酸素欠乏危険作業以外の作業をいう。
- 八 第二種酸素欠乏危険作業 酸素欠乏危険場所のうち、令別表第六第三号の三、第九号又は第十二号に掲げる酸素欠乏危険場所（同号に掲げる場所にあつては、酸素欠乏症にかかるおそれ及び硫化水素中毒にかかるおそれのある場所として厚生労働大臣が定める場所に限る。）における作業をいう。

第二章 一般的防止措置

(換気)

第五条 事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空气中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては、空气中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

2 事業者は、前項の規定により換気するときは、純酸素を使用してはならない。

鉱山保安法施行規則

(平成十六年九月二十七日経済産業省令第九十六号)

最終改正：令和三年四月八日経済産業省令第四十号

鉱山保安法（昭和二十四年法律第七十号）の規定に基づき、及び同法を実施するため、鉱山保安法施行規則を次のように定める。

第一章 総則（第一条・第二条）

第二章 鉱業権者が講ずべき措置及び鉱山労働者が守るべき事項（第三条—第二十九条）

第三章 保安教育（第三十条）

第四章 特定施設等（第三十一条—第三十五条）

第五章 鉱山の現況調査及び保安規程（第三十六条—第四十条）

第六章 保安管理体制（第四十一条—第四十四条の八）

第七章 雑則（第四十五条—第五十三条）

附則

第一章 総則

（定義）

第一条 この省令において使用する用語は、鉱山保安法（以下「法」という。）において使用する用語の例による。

2 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号の定めるところによる。

- 一 「石炭鉱山」とは、石炭及び亜炭の掘採を目的とする鉱業を行う鉱山をいう。
- 二 「石油鉱山」とは、石油（可燃性天然ガス（石炭又は亜炭の掘採を目的とする鉱山において、石炭又は亜炭の掘採に関連して採集されるものを除く。以下「天然ガス」という。）を含む。以下同じ。）の掘採を目的とする鉱業を行う鉱山をいう。
- 三 「金属鉱山等」とは、石炭鉱山及び石油鉱山以外の鉱業を行う鉱山をいう。
- 四 「核原料物質鉱山」とは、ウラン鉱又はトリウム鉱の掘採を目的とする鉱業を行う鉱山であって、経済産業大臣の指定するものをいう。
- 五 「鉱山施設」とは、鉱山において鉱業上使用する建設物、工作物その他の施設をいう。

(通気の確保)

第十六条 法第五条第二項の規定に基づき、衛生に関する通気の確保について鉱業権者が講ずべき措置は、次の各号に掲げる基準を満たすための措置とする。

一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

二 坑内作業場（通行に使用する箇所を除く。）において鉱山労働者が作業する箇所における気温は、摂氏三十七度以下とすること。

3. 緊急時対策所換気空調系の運転について

重大事故等の発生により、大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調系として緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）、空気ポンベ加圧設備配管及び差圧計を緊急時対策所に設置する。

放射性雲通過時の緊急時対策所の要員への被ばく防止対策として空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所を正圧化することにより、緊急時対策所への放射性物質の流入を防止する。

なお、緊急時対策所は、隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、居住性が維持されていることを確認する。緊急時対策所換気空調系等の設備構成図並びに緊急時対策所の正圧化エリア図を図3-1に示す。

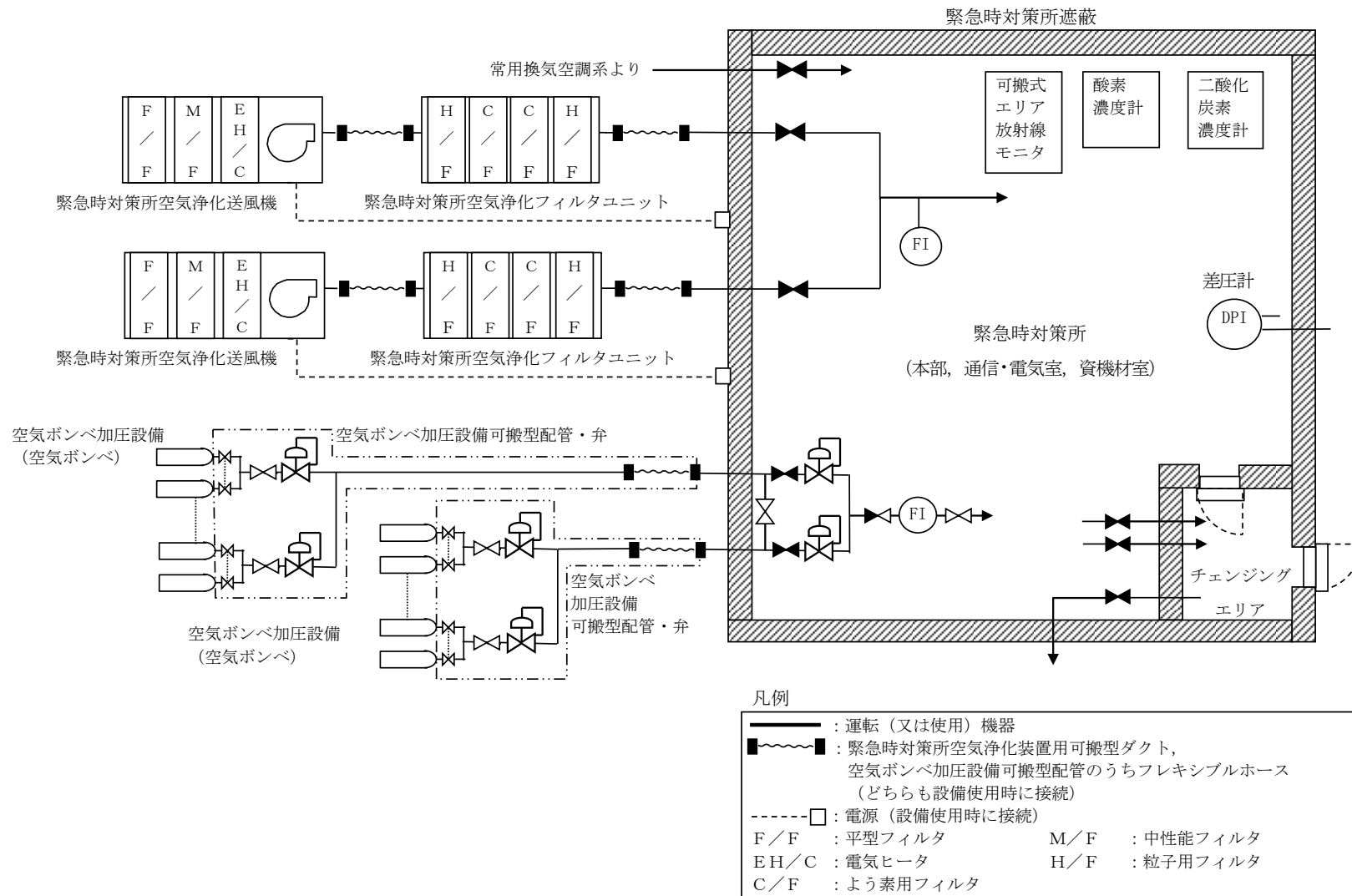


図 3-1 緊急時対策所換気空調系等の設備構成図並びに緊急時対策所正圧化エリア図 (1/2)



図 3-1 緊急時対策所換気空調系等の設備構成図並びに緊急時対策所正圧化エリア図 (2/2)

3.1 緊急時対策所換気空調系の設置概要

緊急時対策所換気空調系は、重大事故等発生により緊急時対策所の周辺環境が放射性物質により汚染したような状況下でも、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保できる設計とし、以下の設備で構成する。

また、緊急時対策所換気空調系の概略系統図を図 3-2 に示す。

(1) 緊急時対策所空気浄化送風機

個数：1（予備 2）

容量：1,500m³/h（1 台当たり）

設置場所：緊急時対策所南側

(2) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

個数：1（予備 2）

効率：単体除去効率

99.97%以上（0.15μm 粒子）／

95%以上（有機よう素），99%以上（無機よう素）

総合除去効率

99.99%以上（0.7μm 粒子）／

99.75%以上（有機よう素），99.99%以上（無機よう素）

設置場所：緊急時対策所南側

(3) 空気ボンベ加圧設備

個数：454（予備 86）

保管場所：第 1 保管エリア，第 4 保管エリア

(4) 差圧計

個数：1

測定範囲：0～500Pa

設置場所：緊急時対策所

緊急時対策所空気浄化送風機の風量は、緊急時対策所の二酸化炭素濃度抑制に必要な換気量から設定している。

また、空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの個数は、放射性雲放出時間の 10 時間に 1 時間の余裕を持たせた 11 時間としており、空気ボンベ加圧設備による供給開始がベント開始 20 分前であることに加え、緊急時対策所空気浄化送風機の起動失敗を想定した場合の予備機への切替え操作 11 分の合計 31 分を考慮しても不足しない個数を設定している。

緊急時対策所には差圧計を設置し、緊急時対策所が正圧化されていることを確認、把握可能な設計とする。

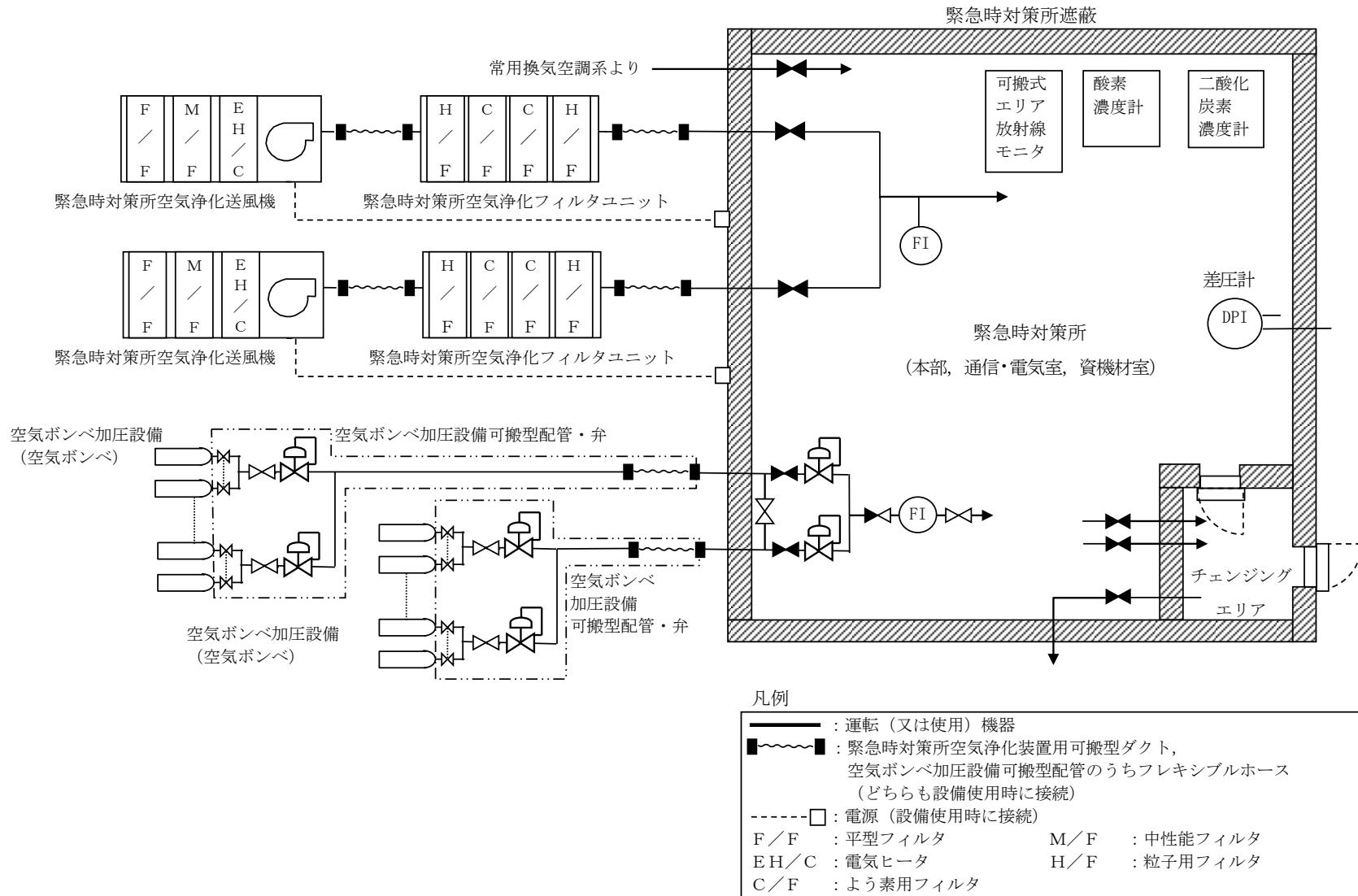


図 3-2 緊急時対策所 (対策本部) の緊急時対策所換気空調系の概略系統図

3.2 緊急時対策所換気空調系等の目的

名称	目的
<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所空気浄化送風機 ・ 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等の発生により、大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要因の居住性を確保 ・ 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットについては、予備を含めた3台を緊急時対策所南側に設置 ・ 放射性雲通過時に緊急時対策所空気浄化送風機の停止及び緊急時対策所内の給気隔離ダンパを閉止することで、緊急時対策所への希ガス等の流入を防止
<ul style="list-style-type: none"> ・ 差圧計 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所が正圧化（100Pa[gage]以上）されていることを確認、把握
<ul style="list-style-type: none"> ・ 空気ポンベ加圧設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所を正圧化することによって、放射性雲通過時の緊急時対策所への希ガス等の流入を防止
<ul style="list-style-type: none"> ・ 酸素濃度計 (測定範囲：0.0～25.0vol%) ・ 二酸化炭素濃度計 (測定範囲：0～10,000ppm) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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でも、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策等の活動に支障がない範囲であることを把握 (空気ポンベ加圧設備使用時 ：酸素濃度 19.0vol%以上，二酸化炭素濃度 1.0vol%以下 空気ポンベ加圧設備使用時以外 ：酸素濃度 18.0vol%以上，二酸化炭素濃度 0.5vol%以下)

3.3 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

希ガス以外の放射性物質への対応として、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを設置する。

(1) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概要

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、気体状の放射性よう素を除去低減するよう素用チャコールフィルタ及び放射性微粒子を除去低減する高性能粒子フィルタで構成し、予備を含めた3台を設置する設計としている。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概略図を図3-3に示す。

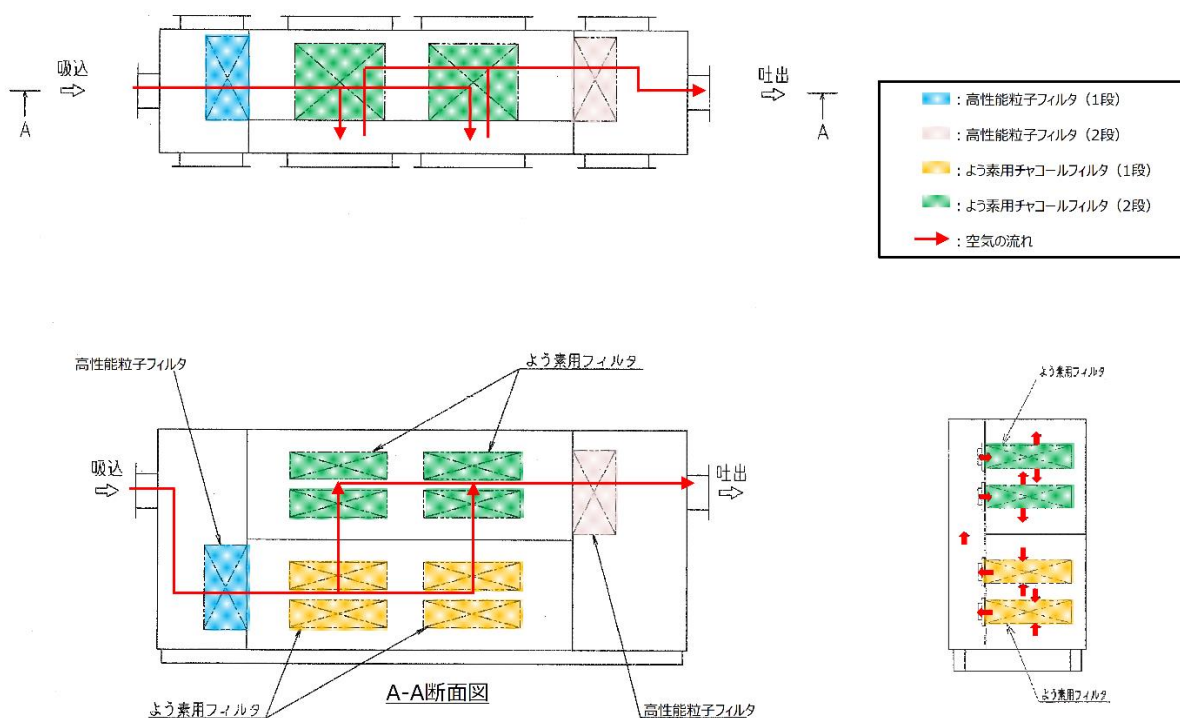


図3-3 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット概略図

(2) フィルタの除去効率

活性炭フィルタ及び高性能フィルタの単体及び総合除去効率を以下に示す。

名称		緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		
種類		高性能粒子フィルタ		よう素用チャコールフィルタ
効 率	単体除去効率	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	95 以上 (有機よう素) 99 以上 (無機よう素)
	総合除去効率*	%	99.99 以上 (0.7 μm 粒子)	99.75 以上 (有機よう素) 99.99 以上 (無機よう素)

注記*： 総合除去効率とは、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに装着した使用状態での効率である。

(3) フィルタの除去性能の維持

フィルタの除去性能（効率）については、高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタの交換を定期的を実施することで維持する。

(4) フィルタの使用期間

緊急時対策所空気浄化送風機に平型フィルタ及び中性能フィルタを設置し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットへ給気することで、粉塵等の影響によりよう素用チャコールフィルタの差圧が過度に上昇することを抑えることができるため、フィルタユニットは長期間の使用が可能である。

3.4 緊急時対策所換気空調系等の運用

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した際の放射性雲への対応は、緊急時対策所空気浄化送風機の停止及び給気隔離ダンパを閉止することで緊急時対策所外との空気の流れを遮断し、緊急時対策所を空気ポンベ加圧設備により正圧化することによって、緊急時対策所への外気の流入を防止する。放射性雲通過時の対応の概要図を図3-4に示す。

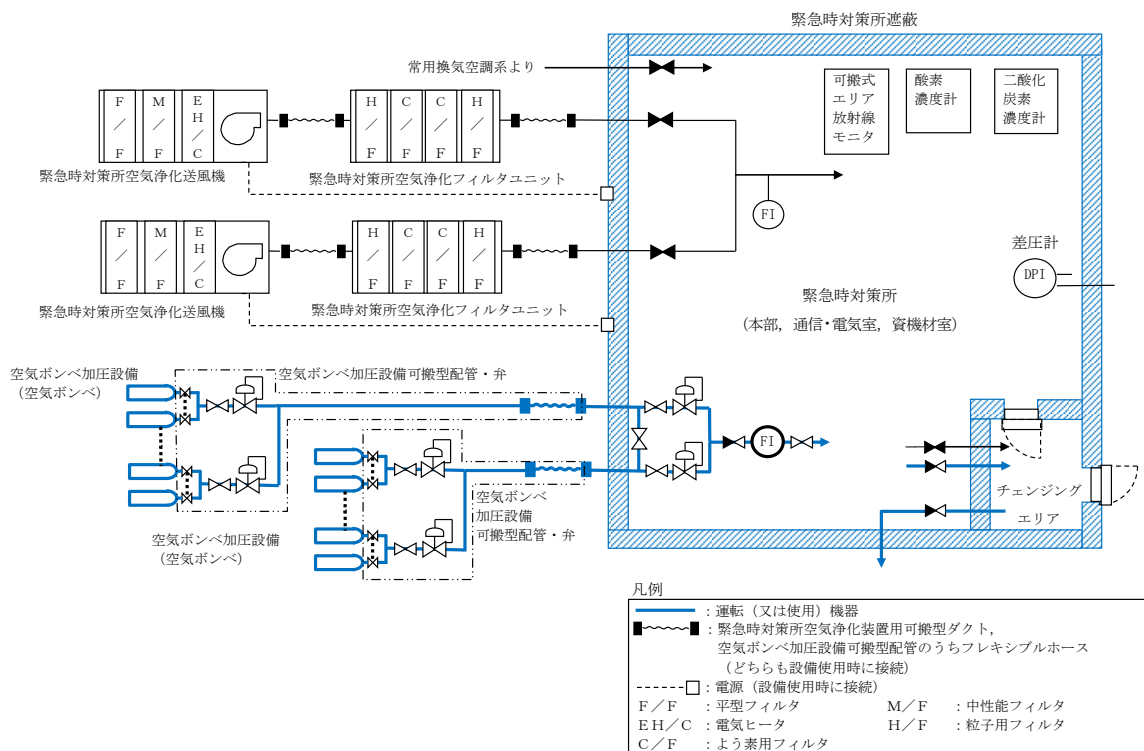


図3-4 緊急時対策所の放射性雲通過時における緊急時対策所換気空調系等の概要図

可搬式モニタリングポスト又は可搬式エリア放射線モニタで放射性雲の放出を確認した場合には、緊急時対策所空気浄化送風機の停止及び給気隔離ダンパを閉止する。

更に、可搬式モニタリングポスト又は可搬式エリア放射線モニタの指示上昇を確認した場合には、空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所への放射性物質の流入を防止する。

原子炉格納容器の圧力が低下安定し、可搬式モニタリングポスト又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が放射性雲通過後減少に転じ、安定した段階で、緊急時対策所空気浄化送風機の起動及び給気隔離ダンパを開による給気を開始する。

緊急時対策所換気空調系等の運用イメージを図 3-5 に示す。なお、「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では、審査ガイドに基づき、事故発生後 24 時間後から 10 時間放出が継続する評価条件としている。

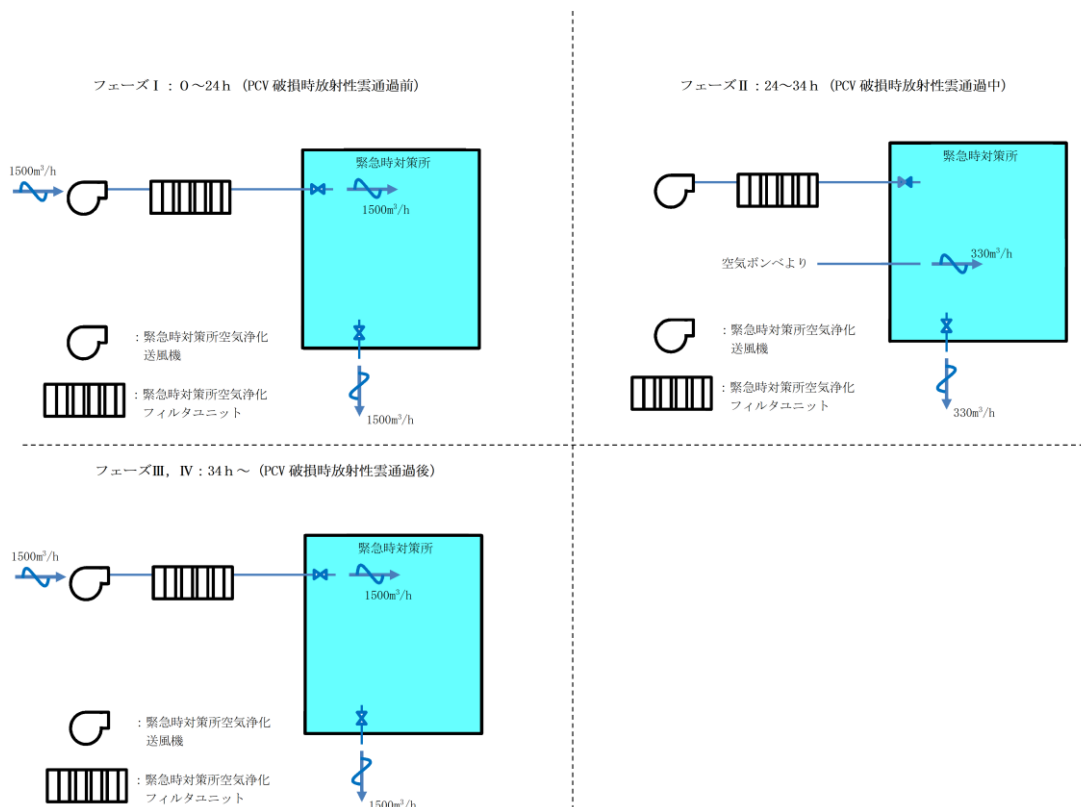


図 3-5 緊急時対策所換気空調系等の運用イメージ

(2) ばい煙や有毒ガス及び降下火砕物が発生した場合

緊急時対策所は、緊急時対策所外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物に対して、外気からの空気の取り込みを一時停止することにより、対策要員を防護する。

外気隔離時の緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の推移が対策要員の作業環境に影響を与えないことを以下のとおり確認している。

○火災により発生するばい煙や有毒ガス（設置許可審査資料 外部火災（6条）抜粋）

3.3.4 緊急時対策所内の二酸化炭素、酸素濃度の評価

外部火災時の緊急時対策所の居住性の評価として、外気取入遮断時の緊急時対策所内に滞在する緊急時対策要員の作業環境の劣化防止のため、二酸化炭素濃度及び酸素濃度について評価を行った。

(1) 二酸化炭素濃度評価

以下のとおり二酸化炭素濃度について評価する。

a. 評価条件

- ・ 在室人員 40人^{*1}
- ・ 緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150[m³]
- ・ 外気流入はないものとして評価する。
- ・ 初期炭酸ガス濃度 0.03[%]
(空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 許容炭酸ガス濃度 1.0[%]
(鉱山保安法施行規則)
- ・ 呼吸による排出する二酸化炭素濃度 0.030[m³/h/人]
(空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・ 評価期間は、火災の燃料継続時間を考慮し2時間^{*2}とする
 - ※1：初動体制時に緊急時対策所にて活動する要員38人に余裕を持って40人とする。
 - ※2：外部火災影響評価にて緊急時対策所近傍で長時間の影響をもたらす、航空機火災を考慮し、火災の継続時間を2時間として評価を実施する。

b. 評価結果

- ・ 外気遮断期間 t [hour] での二酸化炭素濃度 C [%]
$$C = (M \times N \times t) / V \times 100 + C_0$$

M: 呼吸による排出する二酸化炭素濃度 0.030[m³/h/人]
N: 在室人数 40[人]
V: 緊急時対策所バウンダリ体積 2,150[m³]
C₀: 初期炭酸ガス濃度 0.03[%]

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、以下のとおりであり、2時間外気取入を遮断したままでも、対策要員の作業環境に影響を与えない。

第3.3.4-1表 二酸化炭素濃度の時間変化

時間	1時間	2時間	4時間
二酸化炭素濃度[%]	0.09	0.15	0.26

(2) 酸素濃度評価

以下のとおり酸素濃度について評価する。

a. 評価条件

- ・在室人員 40人
- ・緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150[m³]
- ・外気流入はないものとして評価する。
- ・初期酸素濃度 20.95[%]
(空気調和・衛生工学便覧)
- ・酸素消費量 1.092[L/min]
(空気調和・衛生工学便覧)
- ・許容酸素濃度 19[%]
(鉱山保安法施行規則)
- ・評価期間は、火災の燃焼継続時間を考慮し2時間とする。

b. 評価結果

- ・緊急時対策所の初期酸素量 450.4[m³]=2150[m³]×20.95[%]
- ・2時間後の酸素濃度 20.72[%]
$$=(450.4[m^3] - 1.092[L/min] \times 40[人] \times 60[分/h] \times 2[h]) / 2150[m^3] \times 100$$

上記評価条件から求めた酸素濃度は、以下のとおりであり、2時間外気取入を遮断したままでも、対策要員の作業環境に影響を与えない。

第3.3.4-2表 酸素濃度の時間変化

時間	1時間	2時間	4時間
酸素濃度[%]	20.82	20.70	20.46

○降下火砕物（設置許可審査資料 火山（6条）抜粋）

(2) 発電所周辺の大気汚染（緊急時対策所の居住性）

大気汚染に対する居住性の観点から、外気取入遮断時の緊急時対策所の居住環境について「空気調和・衛生工学便覧 空調設備編」に基づき、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価した。

a. 酸素濃度

(a) 評価条件

- ・在室人員 92名（緊急時対策所に収容する最大の対策要員数）
- ・緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150 m³
- ・空気流入はないものとする。
- ・初期酸素濃度 20.95%
- ・1人あたりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、240/minとする。
- ・1人あたりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.520/hとする。
- ・許容酸素濃度 19%以上（鉱山保安法施行規則）

(b) 評価結果

第10-1表 緊急時対策所における酸素濃度の時間変化

時間	0時間	6時間	7時間
酸素濃度	20.95%	19.2%	18.9%

b. 二酸化炭素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 92名（緊急時対策所に収容する最大の対策要員数）
- ・ 緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150 m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 1人あたりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して、0.046m³/hとする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度 1.0%以下（鉱山保安法施行規則）

(b) 評価結果

第10-2表 緊急時対策所における二酸化炭素濃度の時間変化

時間	0時間	4時間	5時間
二酸化炭素濃度	0.03%	0.82%	1.02%

以上の結果から、緊急時対策所において、外気取入を遮断した場合においても、4時間以上の居住性が確保される結果となった。なお、本評価は保守的に外気取入を遮断して評価しているが、間欠的に外気を取入れることで、居住環境はより長時間維持される。

3.5 緊急時対策所換気空調系等の運転状態

(1) 放射性雲通過前及び通過後運転（緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）

○緊急時対策所内のスイッチによる緊急時対策所空気浄化送風機の起動操作
 ・外気を緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化し、緊急時対策所へ送気する。排気は、排気ラインから緊急時対策所外に放出する。

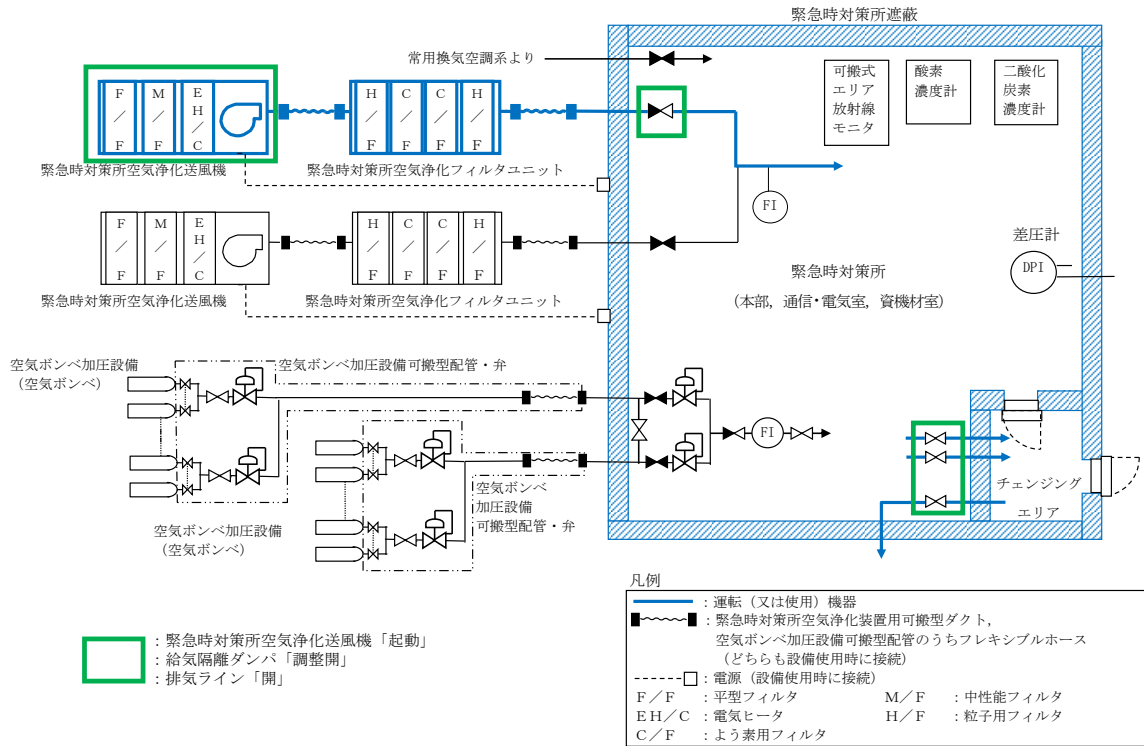


図 3-6 緊急時対策所換気空調系等の概要系統図（放射性雲通過前及び通過後）

(2) 放射性雲通過中（空気ポンベ加压設備による正圧化）

- 緊急時対策所内に設置する空気ポンベ給気弁により操作
- ・緊急時対策所を空気ポンベ加压設備により正圧化し、排気ラインにより差圧を制御する。

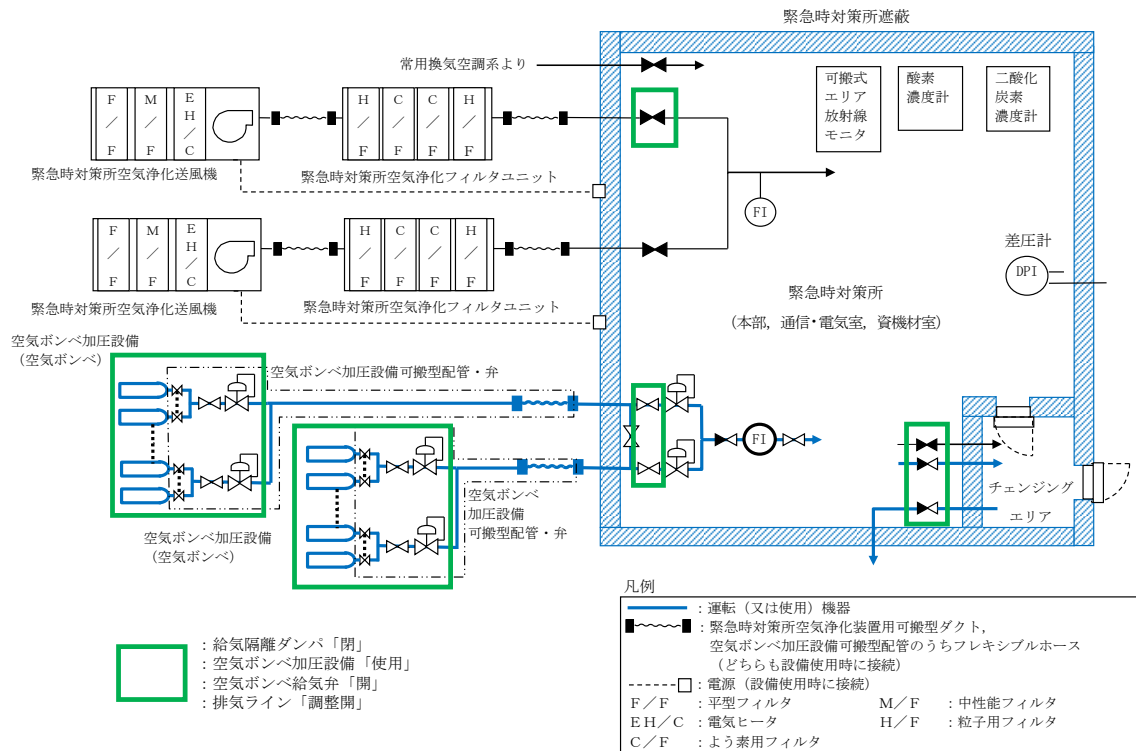


図 3-7 緊急時対策所換気空調系の概要系統図（放射性雲通過中）

3.6 空気ポンベ加圧設備の概要

放射性雲通過時の 10 時間及び放射性雲通過後の空気ポンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替時間は、空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所を正圧化維持することで放射性物質の流入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

空気ポンベ加圧設備の空気ポンベの個数は、緊急時対策所の収容想定最大人数を収容した場合において必要となる個数以上を設置する。

(1) 系統構成

屋外に設置した空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）から、減圧弁及び流量調整弁を介することにより、一定流量を緊急時対策所へ供給する。

緊急時対策所は、排気ラインの排気弁によって正圧化を維持するよう調整する。

空気ポンベ加圧設備の概略系統図を図 3-8 に示す。

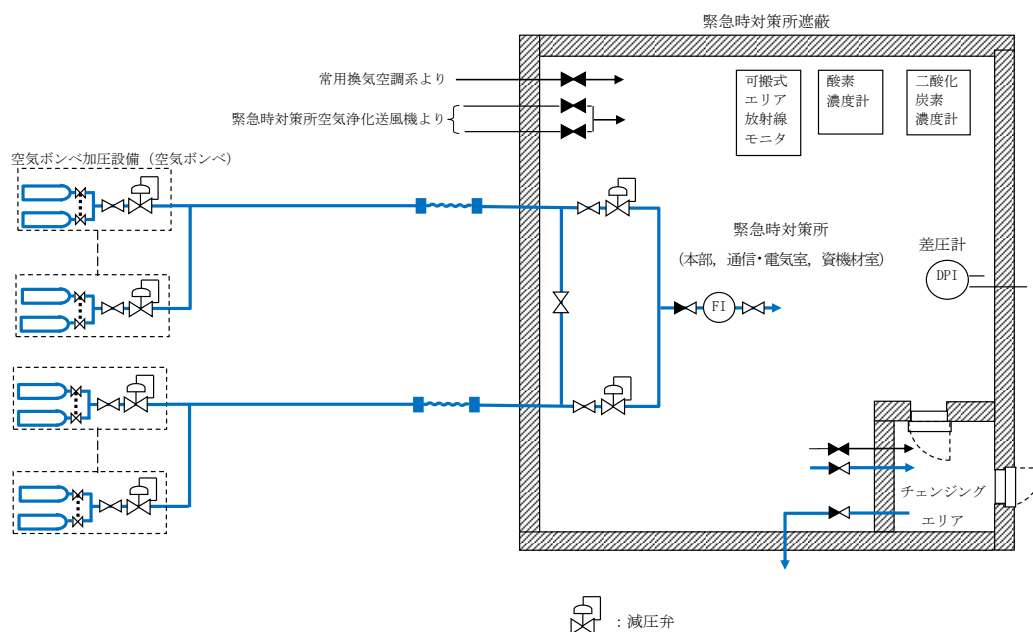


図 3-8 空気ポンベ加圧設備の概略系統図

(2) 空気ポンベ加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視

緊急時対策所を隔離して空気ポンベ加圧設備による正圧化運転に切替えた際、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を濃度計により監視し、正常範囲内にあることを確認する。

3.7 緊急時対策所の気密性，正圧化に関する試験・検査性について

緊急時対策所の気密性，正圧化に関する点検及び検査は表 3-2 のとおりである。

表 3-2 緊急時対策所の気密性，正圧化機能に関する試験・検査性

プラント状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観確認
	機能・性能検査	気密性，正圧化機能の確認 運転性能の確認

緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，差圧計各々の点検を行うと共に，これら設備を組み合わせた状態で緊急時対策所の気密性，正圧化機能・性能が正常であることを確認する。

緊急時対策所の機能・性能検査は，緊急時対策所に対して，緊急時対策所空気浄化送風機の定格流量により緊急時対策所内を規定差圧に正圧化できることを確認する。

また，放射性雲通過時において緊急時対策所にて使用する空気ボンベ加圧設備は，機能・性能検査として空気ボンベからの規定流量の空気を緊急時対策所内に供給した場合，緊急時対策所内を規定差圧に正圧化できることを確認する。

3.8 緊急時対策所換気空調系の操作に係る判断等

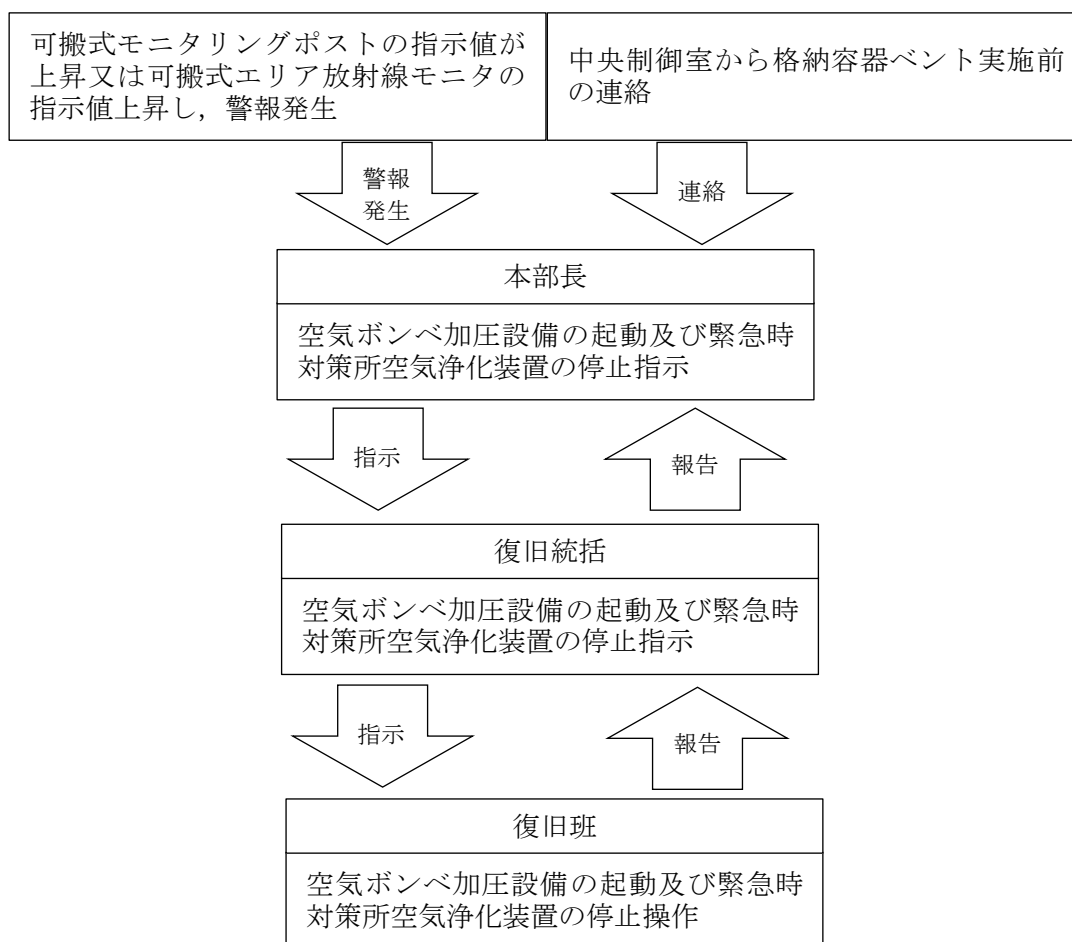
緊急時対策所換気空調系の操作は、原子炉の状況、緊急時対策所内の線量率等を確認し、本部長の判断及び指示に従い実施する。

放射性雲放出後において、空気ボンベ加圧設備による正圧化への切替えの判断基準に到達した場合、緊急時対策所は、緊急時対策所空気浄化装置による正圧化から空気ボンベ加圧設備による正圧化に切替え、緊急時対策所への希ガスを含む放射性物質の侵入を防止し、要員の被ばくを低減する。

空気ボンベ加圧設備による正圧化及び緊急時対策所空気浄化装置への切替えに当たっては、主に緊急時対策所近傍の屋外に設置する可搬式モニタリングポスト、緊急時対策所内に設置する可搬式エリア放射線モニタのパラメータを用い判断する。

以下に、緊急時対策所換気空調系の操作判断に係る体制、パラメータ、判断基準等を示す。

(1) 緊急時対策所換気空調系の操作判断等に係る体制



(2) 判断に用いる各パラメータ

項 目	備 考
可搬式モニタリングポスト	緊急時対策所付近に設置し，線量当量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所に設置し，線量当量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
炉心損傷及び格納容器破損の評価に必要なパラメータ	炉心損傷に伴う格納容器内雰囲気放射線レベルの上昇等を確認し，原子炉等の状況を把握することができる。
モニタリングポスト，可搬式モニタリングポスト（緊急時対策所近傍に設置するものを除く）	緊急時対策所付近に設置しないため参考扱いとなるが，空間線量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
可搬式気象観測装置	放射性雲の通過を把握することができないため参考扱いとするが，放射性雲の進行方向を推定することができる。

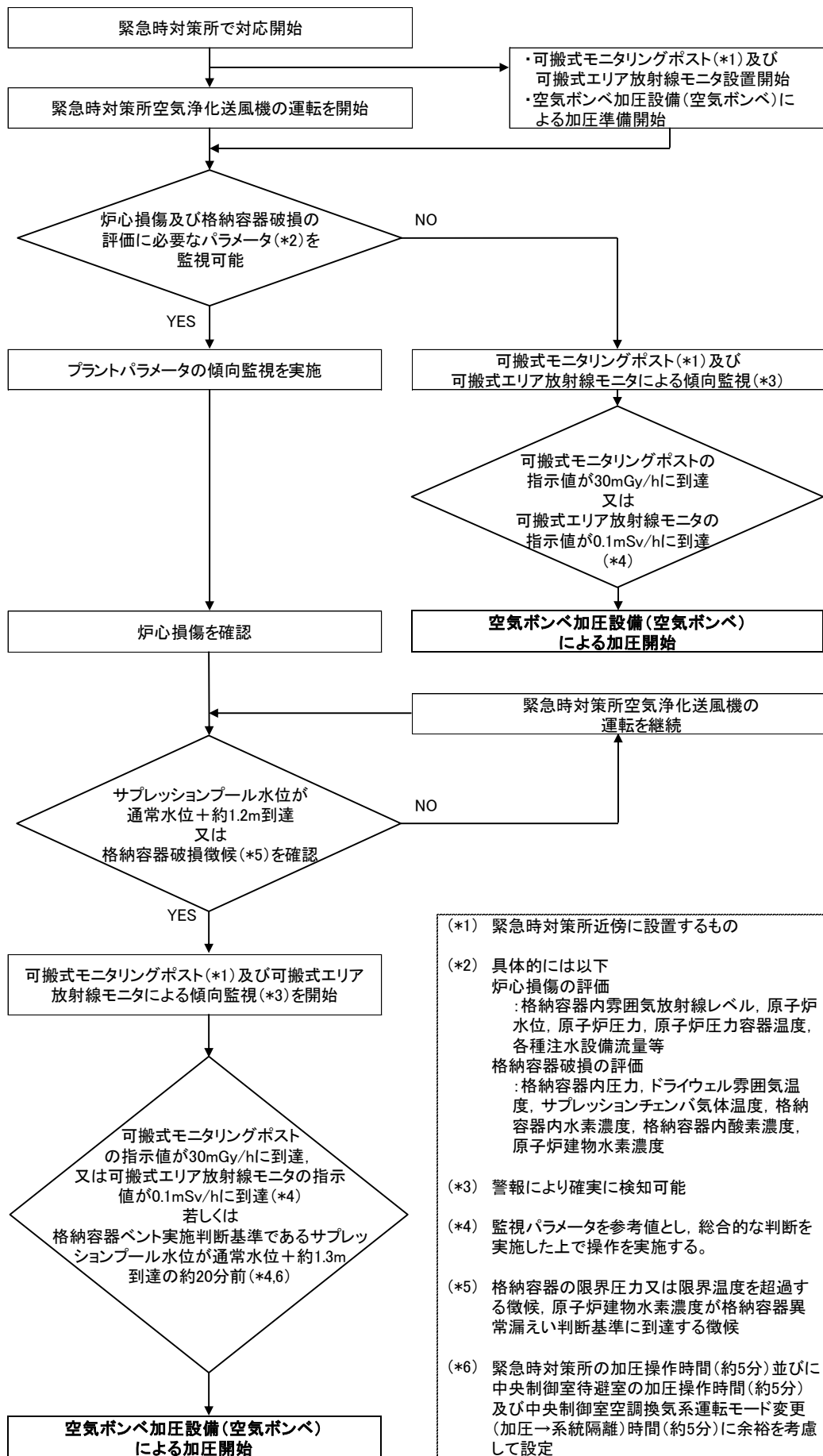
(3) 空気ボンベ加圧設備に係る操作等の判断基準

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
事前準備	パラメータの監視強化及び空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化に係る準備	・原災法該当事象が発生	—	「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合	—
使用開始	緊急時対策所を空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）にて正圧化	・ブルーム放出・接近	—	監視パラメータとは別に中央制御室から格納容器ベント実施の連絡があった場合	—
			サプレッションプール水位（SA）	(5) 空気ボンベ加圧設備による加圧判断フローに示すとおり	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。
			可搬式モニタリングポスト		
停止	空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化の停止	・ブルーム放出が収束 ・可搬式モニタリングポストの指示値低下	可搬式モニタリングポスト	約 0.5mGy/h 以下	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。

(4) 空気ポンベ加圧設備での正圧化における可搬式モニタリングポスト及び可搬式エリア放射線モニタの判断基準値の考え方

判断基準		考え方
可搬式モニタリングポスト	約 30mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> • 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。 • 原子炉格納容器破損に伴い緊急時対策所周辺に放射性雲が通過した場合、緊急時対策所周辺の線量当量率は、最大数 Sv/h 程度となることから、それよりも十分に低い値として約 30mGy/h を設定する。 • 原子炉格納容器が健全の場合において、緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h であり、それよりも高い値とすることで、原子炉格納容器破損に伴う放射性雲通過時の線量当量率の上昇を判断できることから、誤判断を防止する（添付 1 参照）。
可搬式エリア放射線モニタ	約 0. 1mSv/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> • 可搬式モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合等において、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。 • 要員の被ばく線量が 7 日間で 100mSv を満足する基準として設定する (100mSv/(7d×24h))。 • 原子炉格納容器破損に伴う放射性雲通過前の緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h であり、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、緊急時対策所遮蔽により減衰され、緊急時対策所内は十分低い線量当量率となっているため、放射性雲通過時の線量当量率の上昇を確実に判断できる。

(5) 空気ポンベ加圧設備による加圧判断フロー



原子炉格納容器健全時における緊急時対策所近傍の屋外の線量率について

原子炉格納容器健全時における緊急時対策所近傍の屋外の線量率の評価として、格納容器ベント実施前を想定した評価を実施する。想定事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて、残留熱代替除去系が使用できない場合を想定する。放出量評価条件は、中央制御室の居住性評価と同様とする。評価点は、緊急時対策所近傍とする。相対濃度及び相対線量を表1*に示す。

格納容器ベント実施前の緊急時対策所近傍の屋外の線量率評価結果は、表2に示すとおり約3.1mSv/hとなり、保守的に切り上げた場合でも、格納容器ベント実施前の最大値としては5mSv/h程度になると考えられる。

注記*：非常用ガス処理系起動前は、原子炉建物の閉じ込め効果には期待せず、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は、原子炉建物中心位置から大気中に直接放出されるものとし、非常用ガス処理系起動後は、非常用ガス処理系排気管から放出されるものとする。

表1 緊急時対策所近傍の屋外の相対濃度及び相対線量

評価点	放出点	相対濃度	相対線量
緊急時対策所近傍	原子炉建物中心	2.1×10^{-4}	1.4×10^{-18}
	排気筒（非常用ガス処理系）	5.0×10^{-5}	6.4×10^{-19}

表2 格納容器ベント実施前の緊急時対策所近傍の屋外の最大線量率

経路	線量率(mSv/h)
原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線	約 4.7×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線	約 2.3×10^0
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線	約 3.2×10^{-1}
合計	約 3.1×10^0

4. 空気ポンベ加圧設備による正圧化開始が遅延することによる影響について

緊急時対策所の空気ポンベ加圧設備による正圧化遅れ時間は最長でも5分である。空気ポンベ加圧設備による正圧化開始が遅延した場合、空気ポンベ加圧設備による正圧化が開始されるまでの間、緊急時対策所には緊急時対策所空気浄化送風機により外気が取り込まれ、また、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに放射性物質が取り込まれて線源となる。ここでは、空気ポンベ加圧設備による正圧化の開始が遅延することによる被ばくへの影響を評価した。

評価の結果、遅延しない場合の被ばく線量に対して、空気ポンベ加圧設備による正圧化が5分間遅延した場合の上昇量は約3mSv/7日間であると評価された。このことから、遅延時間を設計上の最長時間（5分間）と想定した場合に、ほかの被ばく経路からの被ばく線量と合算しても、要員の実効線量は7日間で100mSvを超えないことを確認した。

4.1 影響を受ける被ばく経路

空気ポンベ加圧設備による正圧化開始が遅延することにより影響を受ける被ばく経路は以下のとおり。

- ・室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
- ・緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばく

4.2 各被ばく経路からの被ばく線量

(1) 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

室内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法及び評価結果を以下に示す。

a. 放射性物質の濃度

緊急時対策所内の放射性物質の濃度は、緊急時対策所空気浄化装置及び空気ポンベ加圧設備の効果を考慮し、以下の式で評価した。評価条件を表4-1に示す。

$$m_k(t) = \frac{M_k(t)}{V}$$

【緊急時対策所空気浄化装置で正圧化する場合】

$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_1}{V} \cdot M_k(t) + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$$

【空気ポンベ加圧設備で正圧化する場合】

$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_2}{V} \cdot M_k(t)$$

$m_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度 [Bq/m³]

- $M_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射エネルギー[Bq]
- V : 空調バウンダリ内容積[m³]
- λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]
- G_1 : 緊急時対策所空気浄化送風機の風量[m³/s]
- G_2 : 空気ポンプ加圧設備の空気供給量[m³/s]
- E_k : 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット除去効率[%]
- $S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の外気の放射能濃度[Bq/m³]
- χ/Q : 相対濃度[s/m³]
- $q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]

b. 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表 4-2 に示す。

(2) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質による被ばく

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法を以下に示す。

a. 積算線源強度

フィルタ内の積算線源強度[photons]は、核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価する。積算線源強度の評価結果を表 4-3 に示す。

$$S_{\gamma} = \sum_K Q_k \cdot s_{k\gamma}$$

S_{γ} : エネルギー γ の photon の積算線源強度[photons]

Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq・s]

$s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率[photons/(Bq・s)]

ここで、空気ボンベ加圧設備による正圧化が 5 分間遅れた場合の緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質の積算線源強度は以下の式により評価した。本評価においては、希ガス以外の放射性物質に対するフィルタの除去効率を保守的に 100%とする。

$$Q_k = \int_0^T F_k(t) dt$$

$$\frac{dF_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot F_k(t) + (\chi/Q) \cdot q_k(t) \cdot G$$

Q_k : 核種 k の積算崩壊数[Bq・s]

$F_k(t)$: 時刻 t におけるフィルタユニットに取込まれた核種 k の放射エネルギー[Bq]

χ/Q : 相対濃度[s/m³]

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]

G : 換気空調系による取込の体積風量[m³/s]

λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]

T : 評価期間[s]

核種の大気中への放出率(Bq/s)及び相対濃度は、V-1-9-4-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」の評価条件と同じとする。

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、ベータ線放出核種の水中に

おける制動放射を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値を参照した。また、エネルギー群を ORIGEN2 のガンマ線ライブラリ群構造(18 群)から MATXSLIB-J33(42 群)に変換した。変換方法は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様、「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009 年 9 月 (社団法人) 日本原子力学会) の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。

b. 評価モデル

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価に当たり、想定した評価モデルを図 4-1 に示す。線源と評価点との距離はチャコールフィルタが mm, HEPA フィルタが mm, 遮蔽厚さは緊急時対策所のうちで最も薄い遮蔽壁厚さからコンクリート壁のマイナス側許容公差を差し引いた値 (コンクリート mm) と仮定する。

c. 評価コード

QAD-CGGP2R コードを用いる*。

注記*： ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算する。

d. 評価結果

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果を表 4-4 に示す。

表 4-1 緊急時対策所内放射性物質濃度評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
空気ポンベ加圧設備の空気供給量	0～24h5min : 0m ³ /h 24h5min～34h : 330m ³ /h 34～168h : 0m ³ /h	設計値を基に設定。放射性雲通過中は、空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所内を正圧化し、外気の流入を防止できる設定としている。ただし、放射性雲通過タイミング（事故発生から24時間後）に対して5分間の遅れを考慮する。
緊急時対策所空気浄化送風機風量	0～24h5min : 1500m ³ /h 24h5min～34h : 0m ³ /h 34～168h : 1500m ³ /h	同上
緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの高性能粒子フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 0% 有機よう素 : 0% エアロゾル粒子 : 99.99%	設計値を基に設定
緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのよう素用チャコールフィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 99.99% 有機よう素 : 99.75% エアロゾル粒子 : 0%	同上

表 4-1 緊急時対策所内放射性物質濃度評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
緊急時対策所への外気流入率	0~168h : 0 回/h	重大事故等時には、緊急時対策所空気浄化送風機及び空気ポンベ加圧設備により、緊急時対策所内を正圧化し、フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設定としている。
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	正圧化バウンダリ体積 : 2150m ³	設計値を基に、被ばく評価の観点から保守的に設定

表 4-2 室内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
 (空気ポンベ加圧設備による正圧化が5分間遅延した場合)

評価対象	被ばく経路	実効線量(mSv/7日間)
緊急時対策所	内部被ばく	約 1.6×10^{-1}
	外部被ばく	約 2.6×10^0
	合計	約 2.8×10^0

表 4-3 フィルタ内の積算線源強度
 (空気ボンベ加圧設備による正圧化が 5 分間遅延した場合)

エネルギー (MeV)	積算線源強度 (photons) (168 時間後時点)	
	チャコール	HEPA
代表エネルギー		
1.00×10^{-2}	約 1.3×10^{13}	約 4.0×10^{14}
2.50×10^{-2}	約 2.0×10^{13}	約 2.4×10^{15}
3.75×10^{-2}	約 4.6×10^{12}	約 5.4×10^{14}
5.75×10^{-2}	約 2.2×10^{12}	約 4.5×10^{14}
8.50×10^{-2}	約 9.0×10^{12}	約 2.0×10^{14}
1.25×10^{-1}	約 1.9×10^{12}	約 1.7×10^{14}
2.25×10^{-1}	約 3.5×10^{13}	約 3.5×10^{15}
3.75×10^{-1}	約 2.6×10^{14}	約 5.1×10^{15}
5.75×10^{-1}	約 5.8×10^{14}	約 1.3×10^{16}
8.50×10^{-1}	約 3.2×10^{14}	約 7.6×10^{15}
1.25×10^0	約 7.4×10^{13}	約 1.7×10^{15}
1.75×10^0	約 7.3×10^{12}	約 1.4×10^{14}
2.25×10^0	約 5.1×10^{12}	約 1.0×10^{14}
2.75×10^0	約 1.2×10^{11}	約 2.3×10^{12}
3.50×10^0	0	約 5.2×10^7
5.00×10^0	0	約 1.2×10^2
7.00×10^0	0	約 1.4×10^1
9.50×10^0	0	約 1.6×10^0

表 4-4 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果

評価対象	実効線量 (mSv/7 日間)
緊急時対策所	約 1.3×10^{-3}

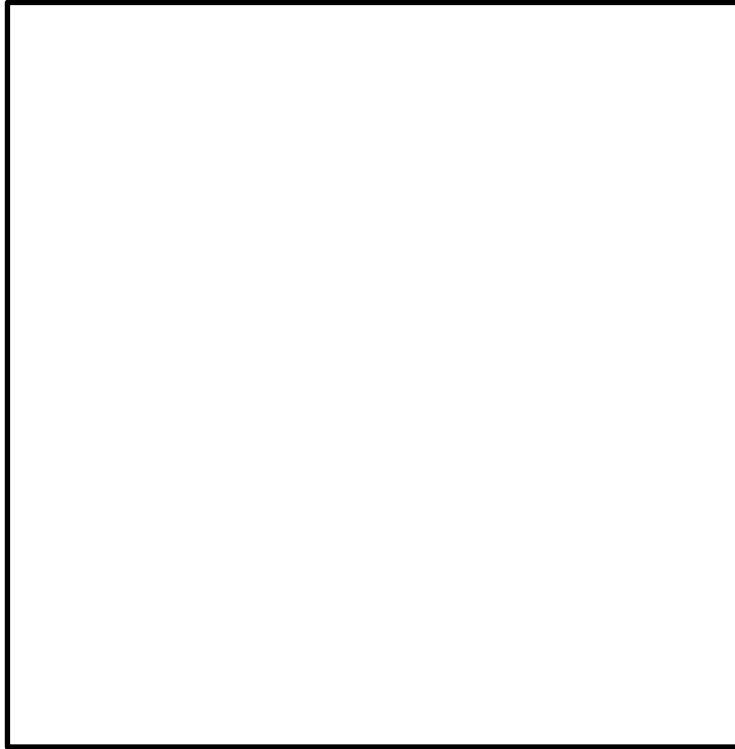


図 4-1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからのガンマ線による被ばくの評価モデル
(1/2) (チャコールフィルタ)

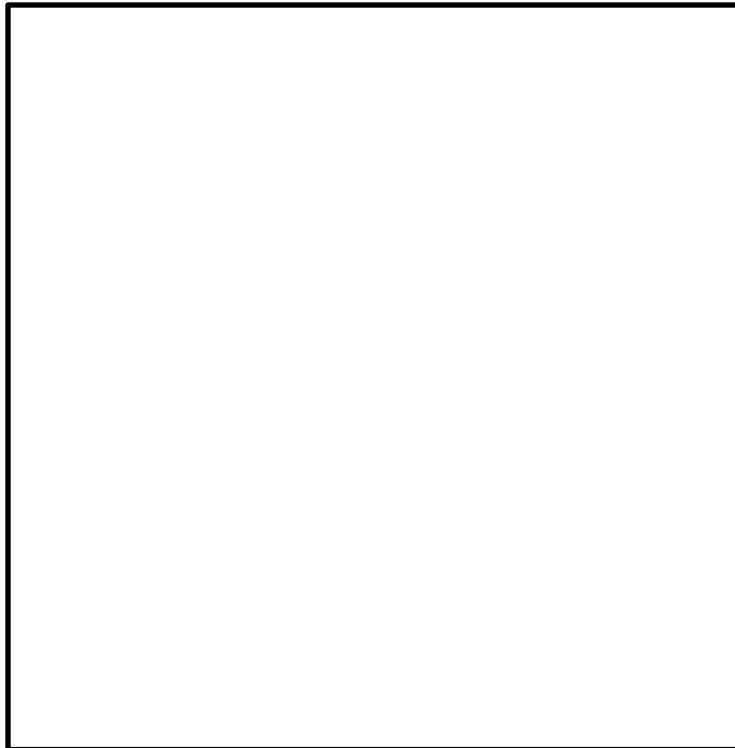


図 4-1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからのガンマ線による被ばくの評価モデル
(2/2) (HEPA フィルタ)

5. 空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの必要個数について

5.1 空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの必要個数について

(1) 空気ボンベの必要個数の算定時間は、放射性雲放出時間の10時間としているが、放射性雲通過後の空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え操作の間の余裕をみて追加で1時間分の空気ボンベを考慮する。

(2) 空気ボンベの使用可能量は、 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ とする。

(3) 緊急時対策所を正圧化維持するために必要な空気供給流量は約 $323\text{m}^3/\text{h}$ であり、また、酸素濃度維持に必要な空気供給量は $108\text{m}^3/\text{h}$ 、11時間後の時点で二酸化炭素濃度が $1.0\text{vol}\%$ を超えない空気供給量は $218\text{m}^3/\text{h}$ であることから空気ボンベからの空気供給量は、これらに余裕を見た値として $330\text{m}^3/\text{h}$ とする。

以上より、10時間に加え、追加で1時間の正圧化を維持する場合に必要な個数は、下記計算のとおりであり、454個を確保する。

【空気ボンベ仕様】

- ・ボンベ標準初期充填圧力： 19.6MPa (at 35°C)
- ・ボンベ内容積： $50.0\text{L}/\text{個}$
- ・圧力調整弁最低制御圧力： 1MPa
- ・ボンベ供給可能空気量： $8.0\text{m}^3/\text{個}$ (at 0°C)

【空気ボンベ必要個数】

計算式： $330 \times 11 / 8.0 \doteq 453.8 \rightarrow 454$ 個

5.2 空気ボンベの圧力監視

日常点検にて、空気ボンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には、ボンベの交換を行う。なお、圧力低下によるボンベの交換基準は、ボンベ運用個数から緊急時対策所を11時間正圧化可能な残圧を算出し、適切な交換基準を定めるものとする。

6. 気象資料の代表性について

島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月から2009年12月までの1年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

6.1 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高所風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高130mの観測データに加え、参考として標高28.5mの観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

検定年：2009年1月～2009年12月

統計年：2008年1月～2008年12月，2010年1月～2018年12月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

6.2 検定結果

検定結果は表6-1に示すとおり、排気筒高さ付近を代表する標高130mの観測データについて、有意水準5%で棄却された項目はなかった(0項目)。

以上のことから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、参考として検定を行った標高28.5mの観測データについても、有意水準5%で棄却された項目はなかった(0項目)。

棄却検定表を表6-2から表6-5に示す。

表 6-1 検定結果

検定年	統計年	棄却数	
		標高 130m	標高 28.5, (参考)
2009 年 1 月～2009 年 12 月	2008 年 1 月～2018 年 12 月 (2009 年 1 月～ 2009 年 12 月除く)	0	0

表 6-2 棄却検定表 (風向)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.71	3.67	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.69	3.06	5.09	2.29	○
NNE	5.23	5.26	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.16	4.43	7.36	2.95	○
NE	8.33	7.79	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.61	7.07	7.80	10.14	10.47	5.13	○
ENE	7.06	5.85	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	6.13	7.58	8.18	4.08	○
E	3.70	2.90	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.20	3.86	6.13	2.28	○
ESE	3.66	3.56	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	4.23	3.68	5.86	2.59	○
SE	6.79	7.68	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.05	6.06	8.74	5.36	○
SSE	5.94	6.16	6.22	6.46	6.16	6.38	5.79	7.07	5.75	6.59	6.25	5.42	7.20	5.31	○
S	7.70	8.58	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	7.26	7.84	8.84	5.67	○
SSW	8.80	8.14	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.89	8.79	9.95	5.83	○
SW	8.52	8.40	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.97	8.21	10.16	5.78	○
WSW	5.16	5.87	5.86	4.58	6.71	4.99	5.19	4.84	5.43	4.96	5.36	5.95	6.86	3.86	○
W	5.67	6.59	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	6.65	6.27	8.00	5.31	○
WNW	7.42	8.39	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.38	8.56	7.47	6.67	10.24	4.69	○
NW	5.64	5.25	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	5.73	5.61	7.63	3.83	○
NNW	4.40	3.51	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.68	4.45	6.34	3.02	○
静穏	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○

表 6-3 棄却検定表 (風速)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○
0.5~1.4	10.14	10.25	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	10.58	11.05	13.93	7.23	○
1.5~2.4	15.09	15.55	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	15.44	15.38	18.50	12.38	○
2.5~3.4	18.98	16.78	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	17.24	17.85	19.58	14.90	○
3.5~4.4	17.35	16.72	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.70	17.08	18.45	14.96	○
4.5~5.4	13.28	12.72	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	13.16	13.62	15.58	10.75	○
5.5~6.4	9.22	9.44	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	8.86	9.01	10.13	7.60	○
6.5~7.4	5.51	5.74	5.44	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	5.62	5.24	6.60	4.63	○
7.5~8.4	3.23	4.21	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	3.59	3.03	4.62	2.56	○
8.5~9.4	1.49	2.95	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.94	2.72	2.39	2.18	3.43	1.34	○
9.5~	3.41	3.21	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	3.90	3.59	6.20	1.60	○

表 6-4 棄却検定表 (風向)

観測場所：露場 (標高 28.5m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

表 6-5 棄却検定表 (風速)

観測場所：露場 (標高 28.5m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5~1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5~2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5~3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5~4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5~5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5~6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5~7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5~8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5~9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5~	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○

7. 希ガス放出継続時間について

希ガスの大気への放出継続時間は、審査ガイドに基づき 10 時間と設定し評価している。

一方、原子炉格納容器が破損するような条件における放射性物質の大気への放出について、米国におけ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) においては、「壊滅的破損」を想定した場合の放出時間を 1 時間としている。

本資料では、希ガスの放出時間を 1 時間とした場合の影響について評価する。

被ばく経路として「クラウドシャインガンマ線による外部被ばく」を代表として選定する。

大気拡散評価において、希ガスの実効放出継続時間を 1 時間とした場合と 10 時間とした場合の相対線量の評価結果を表 7-1 に示す。この相対線量を用いて評価した、希ガスの放出時間を 1 時間及び 10 時間として評価したクラウドシャインガンマ線による外部被ばくの評価結果を表 7-2 に示す。なお、評価に当たっては、緊急時対策所遮蔽 (コンクリート \square mm) によるガンマ線の遮蔽効果を考慮した。

表 7-2 に示した結果より、希ガスの放出時間を 10 時間とした場合の被ばく線量に対して、希ガスの放出時間を 1 時間とした場合の評価結果は約 1.3 倍となった。しかしながら、被ばく線量の増分が約 1.6×10^{-2} (mSv/7 日間) と小さいことから分かるように、希ガスに起因する被ばく線量は、全被ばく経路による合計被ばく線量に対して占める割合が小さく、仮に希ガスの放出時間を 1 時間とした場合においても、緊急時対策所の居住性は判断基準 (100mSv/7 日間) を満足すると言える。

表 7-1 相対線量 (D/Q) *1

評価点	放出点	実効放出継続時間	相対線量 (D/Q (Gy/Bq))
緊急時対策所 中心	原子炉建物 外壁	1 時間	1.5×10^{-18}
		10 時間	8.5×10^{-19}

注記*1: 被ばく評価には有効数字 2 桁 (3 桁目を切上げ) の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 7-2 クラウドシャインガンマ線による外部被ばく

実効放出継続時間	7 日間での実効線量 (mSv)		
	希ガス類	希ガス類以外 *2	合計
1 時間	約 3.7×10^{-2}	約 4.0×10^{-2}	約 7.7×10^{-2}
10 時間	約 2.1×10^{-2}	約 4.0×10^{-2}	約 6.1×10^{-2}

注記*2: 希ガス類以外によるクラウドシャインガンマ線による外部被ばくは、実効放出継続時間 10 時間の相対線量を用いて、放出時間 10 時間の条件で評価した。

8. 線量評価に用いる大気拡散の評価について

被ばく評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、評価対象方位は、図 8-1 に示すとおり、建物による拡がりの影響を考慮している。着目方位を表 8-1 に示す。本評価では着目方位は 2 方位となる。

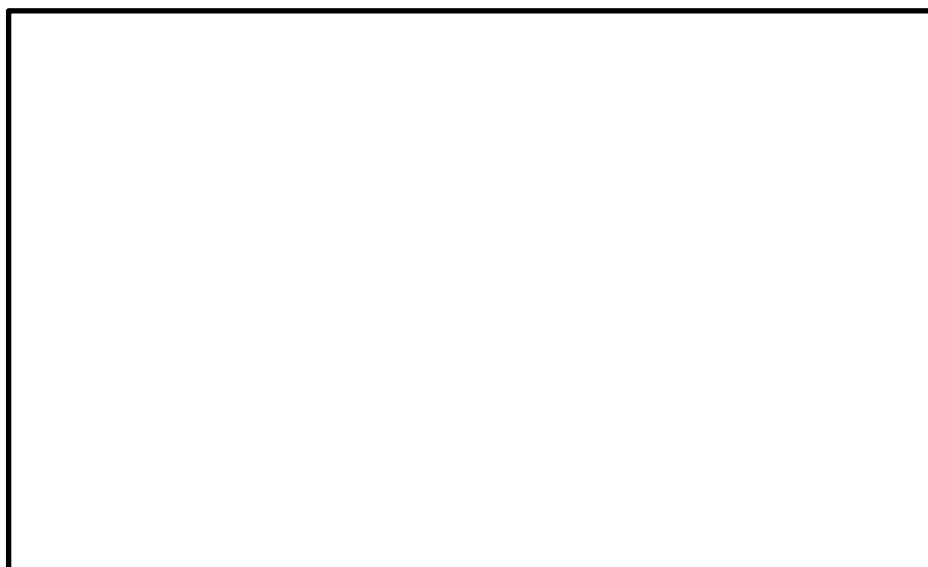


図 8-1 評価対象方位

表 8-1 着目方位

評価点	放出点	着目方位
緊急時対策所 中心	2号機 原子炉建物外壁	E, ESE

相対濃度の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、相対濃度を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表 8-2 に示す。累積出現頻度 97%にあたる相対濃度は約 $7.2 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ となった。

表 8-2 相対濃度の値 (実効放出継続時間 10 時間)

放出点	評価点	相対濃度	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m^3]
2号機原子炉 建物外壁	緊急時対策 所中心
		97.00	7.2×10^{-5}
		97.01	7.2×10^{-5}
		97.02	7.2×10^{-5}
	

9. 原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法について

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等の事故が発生した場合における原子炉二次遮蔽の熱除去の評価において、遮蔽体表面における入射線量の評価について図 9-1 に示す。

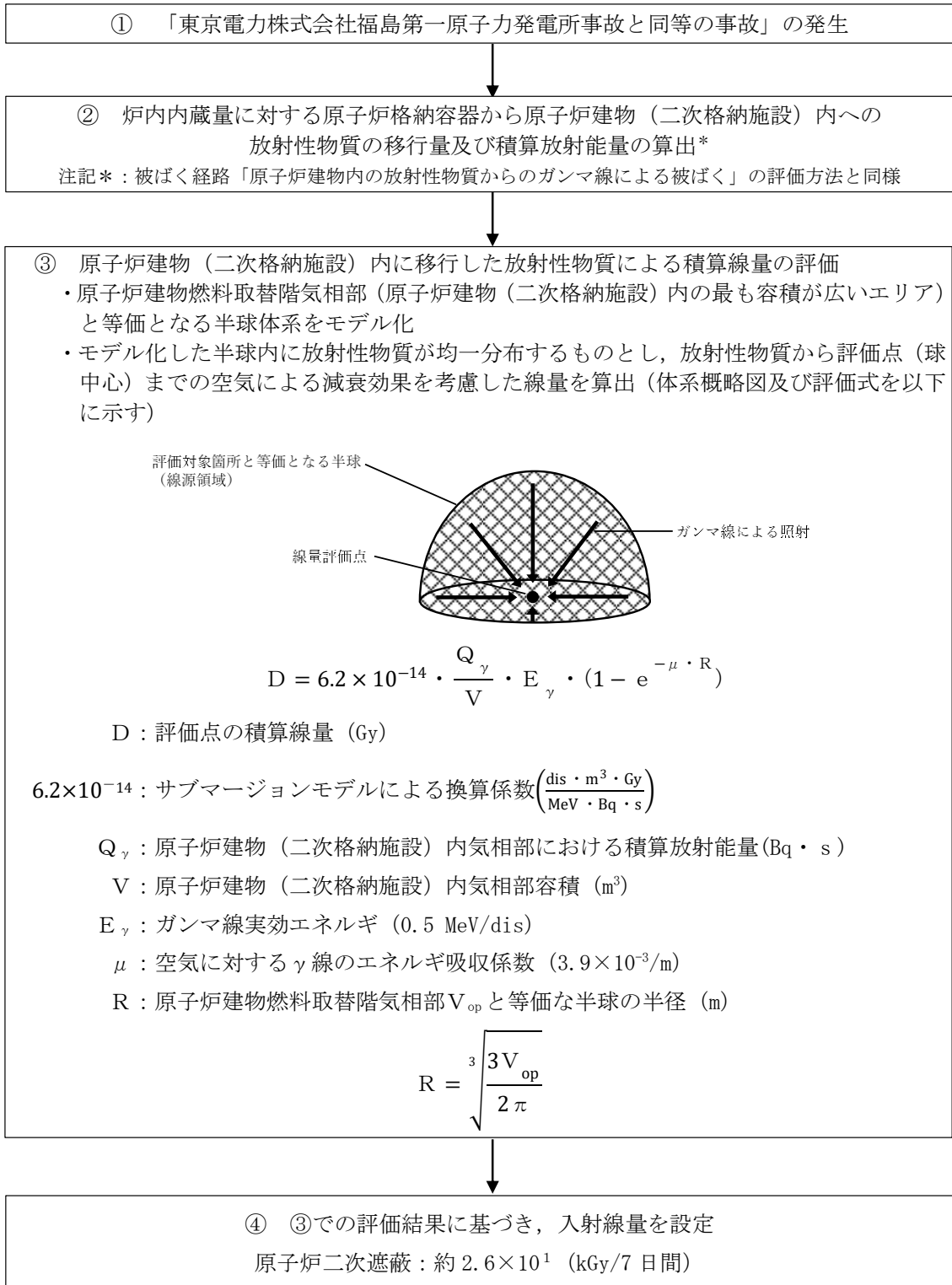


図 9-1 原子炉二次遮蔽に対する入射線量評価のフロー図

10. 要員の交替における被ばく線量について

(1) 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、緊急時対策所が、重大事故等発生時に対処するための要員が7日間滞在したとしても100mSvを超えない設計であることを確認している。

審査ガイドでは、交替要員及び安定よう素剤の服用等の実施体制が整備されている場合は考慮してよいこととなっているが、緊急時対策所の設計としてはこれらの対策を考慮していない。

(2) 交替に伴う被ばく線量

事故発生初期から対策を行っていた要員が交替する時は、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、参考として、交替時の被ばく線量を以下のとおり概略評価した。

(3) 交替に伴う被ばく線量の概略評価

東京電力ホールディングス株式会社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いる。

そこで、交替時の被ばく線量を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、15分間移動したとして概略評価した。

評価の結果、外部被ばく線量は約33mSvとなる。なお、要員の交替は高線量放射性雲通過中は行わず、被ばく低減の観点からマスクを着用することから、交替に伴う内部被ばくの影響は十分小さいと考えられる。

11. 地表面への沈着速度の設定について

緊急時対策所の居住性評価において、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着速度 0.3cm/s^* の 4 倍である 1.2cm/s を用いている。

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

湿性沈着を考慮した沈着速度を、乾性沈着速度の 4 倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。

注記*：乾性沈着速度の設定根拠については「12. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について」を参照

11.1 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比が 4 倍を超えていないことを確認することによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）：2018」（一般社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）附属書 F.1 を参考に評価した。「学会標準」附属書 F.1 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院 平成 21 年 8 月 12 日）[【解説 5.3】(1)]に従い評価した、放出点高さの相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \cdots \textcircled{1}$$

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

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

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

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着 $(\chi/Q)_w(x,y)_i$ は「学会標準」附属書 F.5 より以下のように表される。

$$\begin{aligned}
 (\chi/Q)_w(x,y)_i &= \Lambda_i \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_i dz \\
 &= \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \dots \textcircled{2}
 \end{aligned}$$

- $(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m³]
 Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数[1/s]
 Σ_{zi} : 時刻 i での建物影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の
 拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

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

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

()_{97%} : 括弧内の値の年間の累積出現頻度 97%値

11.2 評価結果

表 11-1 に緊急時対策所における湿性沈着率評価結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は 1.4 程度となった。

以上より、湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

表 11-1 緊急時対策所における湿性沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 (s/m ³)	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
緊急時対策所 中心	2号機原子炉 建物外壁	7.2×10 ⁻⁵	約 2.2×10 ⁻⁷	約 3.0×10 ⁻⁷	約 1.4

12. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

12.1 はじめに

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関するエアロゾル粒子の乾性沈着速度の設定について示す。

12.2 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、エアロゾル粒子の地表面への沈着速度を乾性沈着速度の4倍と想定しており、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。乾性沈着速度の考え方を以下に示す。

エアロゾル粒子の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551^{*1}に基づいて0.3cm/sと設定した。NUREG/CR-4551では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されている。原子力発電所内は舗装面が多く、建物屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5 μ m～5 μ mの粒径に対して検討されているが、原子炉格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾル粒子の放出はされにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinnの検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1 μ m～5 μ mの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度(図12-1)である。以上のことから、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として0.3cm/sを適用できると判断した。

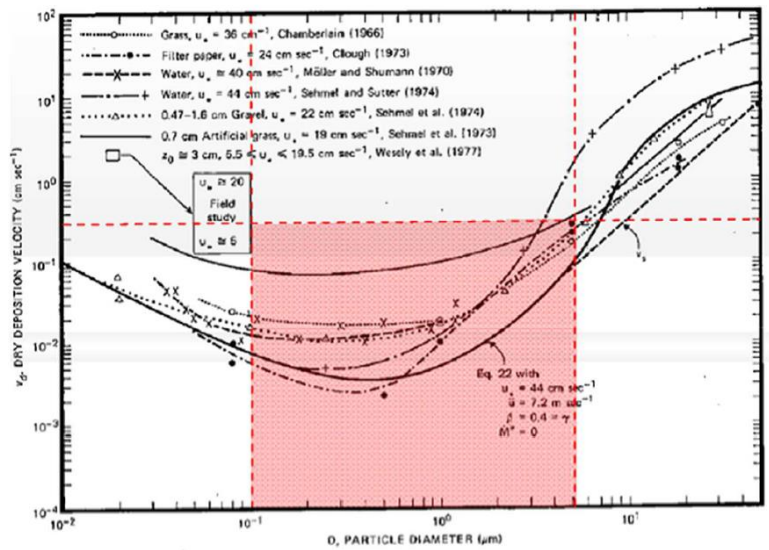


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1,9-15} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 12-1 様々な粒径における地表沈着速度*2

注記*1 : J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part7, 1990

*2 : W. G. N. Slinn: Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978

(参考)

重大事故時のエアロゾル粒子の粒径について

重大事故時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で想定している「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」は、重大事故時のエアロゾル挙動に関する既往研究の知見を参考に設定している。

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

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

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

表1 重大事故時のエアロゾル粒子の粒径についての文献調査結果

番号	試験名または報告書名等	エアロゾル粒径 [μm]	備考
①	LACE LA2* ¹	約0.5～約5 (図1参照)	重大事故時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901* ²	0.25～2.5 (参考1)	原子炉格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した実験* ³	0.1～3.0 (参考2)	重大事故時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD* ³	0.29～0.56 (参考2)	重大事故時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS FP* ³	0.5～0.65 (参考2)	重大事故時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾルに着目した実験の結果）

注記*1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2

*2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

*3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R(2009)5

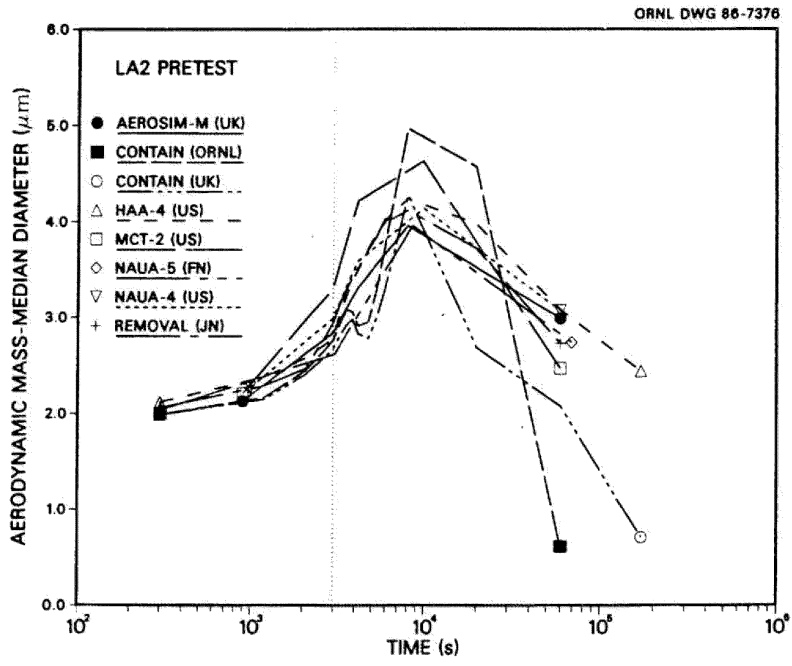


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

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

9.2.1.2 PBF-SFD

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

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHÉBUS FP

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

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

13. グランドシャインの線源領域について

13.1 はじめに

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関するグランドシャインの線源領域の設定について示す。

13.2 グランドシャインの線源領域の設定について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価のうち、グランドシャインの評価モデルにおいては、地表面に沈着する線源として考慮する領域を評価点から四方 400m を囲む正方形の面線源として評価している。グランドシャインの線源領域の設定の考え方を以下に示す。

グランドシャインの線源領域は、JAEA-Technology 2011-026「汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討」における報告内容をもとに設定している。

同報告書では、中心からある半径の範囲内を除染した場合の線量率の低減比という形で示されている。

表 13-1 に除染半径に対する線量率及び線量率低減比を示す。

表 13-1 のとおり、中心から半径 400m の範囲内が完全除染された場合、線量率の低減比は 1% を下回ることから、半径 400m の範囲内の放射性物質が全体の 99% 以上の影響を占めていることが分かる。島根 2 号機のグランドシャイン評価では、緊急時対策所を中心とした 400m 四方を囲む正方形の範囲 (800m×800m) についてモデル上で考慮しており、半径 400m の円を包含していることから、評価モデル上考慮する範囲として十分であると判断した。

表 13-1 除染半径に対する線量率及び線量率低減比*1

除染半径 (m)	完全除染の時*2		除染係数 DF=20 の時		除染係数 DF=10 の時	
	線量率 (μSv/h)	線量率低減比	線量率 (μSv/h)	線量率低減比	線量率 (μSv/h)	線量率低減比
0	3.08E+00	1.00E+00	3.08E+00	1.00E+00	3.08E+00	1.00E+00
10	1.60E+00	5.19E-01	1.67E+00	5.43E-01	1.74E+00	5.67E-01
20	1.09E+00	3.53E-01	1.18E+00	3.85E-01	1.28E+00	4.17E-01
50	6.82E-01	2.22E-01	8.02E-01	2.61E-01	9.22E-01	3.00E-01
80	4.54E-01	1.47E-01	5.85E-01	1.90E-01	7.16E-01	2.33E-01
100	3.41E-01	1.11E-01	4.77E-01	1.55E-01	6.14E-01	2.00E-01
150	2.01E-01	6.54E-02	3.45E-01	1.12E-01	4.89E-01	1.59E-01
200	1.18E-01	3.83E-02	2.66E-01	8.64E-02	4.14E-01	1.35E-01
400	1.78E-02	5.80E-03	1.71E-01	5.55E-02	3.24E-01	1.05E-01

注記*1：Y. Iwamoto 等：汚染土壤の除染領域と線量低減効果の検討 JAEA-Technology 2011-026 2011.9

注記*2：中心から半径 400m 以遠の放射性物質の影響を確認するため、半径 400m 内を完全除染した時の線量率低減比のデータを参照