

女川原子力発電所 2 号炉

原子炉格納容器圧力逃がし装置  
(原子炉格納容器フィルタベント系)  
審査会合における指摘事項の回答

平成 27 年 7 月 21 日

東北電力株式会社

## 目 次

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
1	—	個社	浜岡4号機の3弁のうち1弁の開運用については、中部電力の方針が固まり次第説明すること。	H27. 2. 26	対象外 (浜岡固有)	—
2	—	個社	原子炉側からみて3つ直列のM0弁のうち、3つめのM0弁は前の二弁が常時閉なら、開けておく選択肢もあるのではないか。	H26. 8. 28	対象外 (浜岡固有)	—
3	—	個社	多重化されていない第2弁以降の開の信頼性について説明すること。	H27. 2. 26	対象外 (島根固有)	—
4	—	個社	新規制基準のコンセプトを踏まえて、系統構成及び弁の種類を再考すること。	H27. 2. 26	対象外 (島根固有)	—
5	133-14	個社	弁操作のバックアップと代替電源の確保について整理して示すこと。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—
6	133-15	個社	ベント弁手動操作で示されている「現場」を具体的に示すこと。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	
7	133-17	個社	A0弁の遠隔手動操作を行う場合、試験結果を含めて実現性を説明すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	
8	133-18	共通	二次格納施設外からの操作性及び操作位置を説明すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	
9	137-16	共通	バルブの手動操作の成立性評価について、トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価について説明すること。また、ベントに必要な隔離弁の実際の操作性を説明すること。	H26. 9. 11	H27. 5. 28 回答 (添付1)	
10	137-20	共通	フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズムを説明すること。	H26. 9. 11	H27. 5. 28 回答 (添付2)	
11	—	個社	エクステンションによる操作が必要な弁を網羅的に説明すること。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	
12	200-2	共通	それぞれの隔離弁について、さらされる環境を想定し、耐久性を説明すること。	H27. 2. 26	H27. 5. 28 回答 (添付3)	
13	133-9	共通	OECDレポートで触れられているACE試験を含めて、JAVA及びJAVA+試験のスケール適用性について説明すること。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付4)	
14	231-2	共通	JAVA試験及びJAVA PLUS試験の実機適用性について、ベンチュリノズル部における除去係数、金属フィルタにおける除去係数を説明すること。	H27. 5. 28	本日回答 (添付4)	

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
15	133-7	共通	除去性能試験におけるエアロゾルの粒径の確からしさを示すとともに、粒径分布と DF の関係を示すこと。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 5)	回答 (2)
16	133-8	共通	粒径が同じでも質量が違くと慣性衝突効果に影響がでるはず。DF に及ぼす影響について考え方を示すこと。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 6)	
17	231-1	共通	慣性衝突効果に対するガス-液滴相対速度や密度の寄与について説明すること（評価対象とするエアロゾル密度の範囲およびベンチュリスクラバの特徴を踏まえること）。	H27. 5. 28	本日回答 (添付 6)	
18	133-1	共通	フィルタベントへの給水系統について、薬剤の注入や水質変化も考慮した pH 管理などについて説明すること。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 7)	—
19	133-6	共通	pH7~13 で維持管理することについて、構造健全性や DF の pH 依存性の観点から説明すること。(pH 依存性について回答。構造健全性については、添付 12 にて回答。)	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 7)	
20	137-9	共通	スクラビング水の pH 監視の実現性について説明すること。	H26. 9. 11	H27. 5. 28 回答 (添付 7)	
21	133-20	共通	フィルタベントを長期に使用する場合、スクラバ水の粘性の DF への影響について説明すること。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 8)	—
22	133-19	共通	化学反応における反応生成物への対応について、定量的に説明すること。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 9)	—
23	133-23	共通	ベント中の化学反応による発熱について、FCVS の性能への影響を説明すること。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 9)	
24	137-29	個社	フィルタベント内の化学反応生成物の影響について、無機ヨウ素の反応や材料の腐食だけでなく、有機ヨウ素の反応や可燃性物質等の発生の可能性及び影響も含め、網羅的に説明すること。	H26. 9. 11	H27. 5. 28 回答 (添付 9)	
25	133-4	共通	オリフィスの性能について、圧力が変動したとしても、体積流量が一定の幅の中に収まることを示すこと。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 10)	—
26	133-13	共通	蒸気流量が 1Pd を下回った場合の流量設計の考え方について説明すること。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 10)	
27	216-8	共通	フィルタベント設備の圧力損失の式のデータまたは適用範囲を示すこと。	H27. 4. 7	H27. 5. 28 回答 (添付 10)	
28	133-12	共通	ポンプ室を含むフィルタベント設置場所の漏えい対策を示すこと。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 11)	回答 (3)
29	137-15	共通	フィルタベント周囲の地下水流入等、溢水に備えた排水方法について説明すること。	H26. 9. 11	H27. 5. 28 回答 (添付 11)	
30	231-3	個社	ベント設置エリアでの汚染水以外の漏えい発生時の排水先を説明すること。	H27. 5. 28	本日回答 (添付 11)	

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
31	133-6	共通	pH7～13 で維持管理することについて、構造健全性やDFのpH依存性の観点から説明すること。(構造健全性について回答。pH依存性については、添付7にて回答。)	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 12)	—
32	137-17	共通	漏えいラインに用いる黒鉛パッキンの膨張性の問題、ステンレス等構造材の選定に係る技術的根拠について説明すること。	H26. 9. 11	H27. 5. 28 回答 (添付 12)	—
33	133-24	共通	銀ゼオライト容器内の水素滞留対策を説明すること(可搬型窒素ガス供給装置の容量について示すこと)。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 13)	—
34	137-11	共通	システム内の水素濃度の評価について、考慮した保守性を説明すること。	H26. 9. 11	H27. 5. 28 回答 (添付 13)	—
35	137-23	個社	銀ゼオライト容器内における流動解析について、解析結果の説明を充実すること。また、ベント後の解析において流体を窒素ガスにしていることの妥当性を示すこと。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	—
36	200-1	共通	他系統との隔離の最初の弁に行き当たるまでの系統の上下の位置関係(エレベーション)について、水素が溜まらないかという観点で系統が固まった時点で説明すること。	H27. 2. 26	H27. 5. 28 回答 (添付 14)	—
37	133-26	個社	3つあるフィルタベント装置までの圧力損失の違いの影響を示すこと。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 15)	—
38	133-25	個社	フィルタ装置からの排水について、水位上昇が顕著な運転初期における必要性、必要な場合にはその成立性について説明すること。	H26. 8. 28	H27. 5. 28 回答 (添付 16)	—
39	137-27	個社	薬剤への追加について、複数あるフィルタベント内のそれぞれのスクラバ水の均一性について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 17)	回答 (4)
40	—	個社	配管 200A と 300A の場合での流量を示すこと。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	—
41	137-28	個社	エアロゾルの重量について、その根拠と評価に際して加味した保守性について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 18)	回答 (5)
42	137-1	共通	シーケンスによらず炉心損傷した場合のフィルタベント使用の判断、運用について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 19)	回答 (6)
43	137-18	共通	フィルタベント開始の判断に必要なパラメータについて、圧力以外も含めて必要なものを説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 19)	
44	137-21	共通	有効性評価の炉心損傷の判断根拠を説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 20)	回答 (7)
45	137-2	共通	フィルタベント前の隔離弁の健全性を確認する方法について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 21)	回答 (8)

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
46	216-5	共通	想定してない漏えいの際の W/W ベント, D/W ベントの選択基準を示すこと。	H27. 4. 7	本日回答 (添付 22)	回答 (9)
47	216-6	共通	W/W ベント, D/W ベントの選択について手順で明確にするとともに, 手順通りに実施されたことの確認方法, 失敗した場合の措置を説明すること。	H27. 4. 7	本日回答 (添付 22)	
48	—	個社	ベント後の成否確認について, 格納容器圧力が低下するだけの確認で問題ないことを示すこと。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	
49	137-10	共通	弁の現場操作について, 窒素供給, 給水, 排水等の操作を含めて, 成立性を説明すること。また, 現場における遮へいに関して説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 23)	回答 (10)
50	137-22	共通	隔離弁人力操作場所の線量評価を詳細に説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 23)	
51	137-4	共通	2Pd に至るまで, 弁の手動操作は間に合うか, また, それまでの格納容器の健全性について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 24)	回答 (11)
52	137-13	共通	ベント停止の時期について目安を示すこと。また, 冷却機能の復旧や水素濃度の制御など, 停止の判断に際して重要となる事項について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 25)	回答 (12)
53	137-6	共通	ラブチャディスクが開放された後の, フィルタベント装置内におけるよう素の再揮発の可能性等を考慮した上で, ベント停止後の監視パラメータについて検討すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 26)	回答 (13)
54	137-7	個社	フィルタベント停止後, ラブチャディスクが開放された状態で窒素を流し続けることについて, ラブチャディスクの上流側にある隔離弁の運用について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 27)	回答 (14)
55	137-3	共通	格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 28)	回答 (15)
56	137-8	共通	フィルタベント開始の判断について, 局所的な温度上昇の監視の実現性も含め, 運用について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 28)	
57	137-5	共通	格納容器スプレイに失敗した場合のフィルタベントの実現性について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 29)	回答 (16)
58	216-1	共通	37 条と設備の各逐条との関係を踏まえて, 有効性評価に基づいた余裕時間の他, 福島第一事故等の実際の事故を想定した余裕時間を説明すること。	H27. 4. 7	本日回答 (添付 29)	
59	216-3	共通	ベント準備作業のうち, 速やかにベントする必要がある場合 (漏えい検知時等) にベント後に回せる項目を明確にすること。	H27. 4. 7	本日回答 (添付 29)	
60	216-4	共通	ベント実施の判断について, 総合的に判断しているが, ベント実施前に準備しておくべきことを示すこと。	H27. 4. 7	本日回答 (添付 29)	

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
61	216-2	共通	漏えい検知設備の設置場所の妥当性、漏えい判断のしきい値、漏えい時の対応方針 (SGTS 使用など) について説明すること (建屋水素対策にも関連)。	H27. 4. 7		
62	133-21	共通	あらかじめ核種組成 (FP 分布) を想定し、測定した線量から速やかに核種毎の放出放射線量 (Bq 単位) を算出できるような運用を検討すること。	H26. 8. 28	本日回答 (添付 30)	回答 (17)
63	137-25	共通	核種毎の放射性物質濃度に $\gamma$ 線放出割合を乗じて算出した $\gamma$ 線線源強度と配管の評価モデルについて詳細を説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 31)	
64	137-14	共通	フィルタベントの定期的な点検において、時間基準保全を採用している根拠を説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 32)	回答 (18)
65	137-26	個社	フィルタベント設備の点検方法の考え方について、説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 32)	
66	137-12	共通	ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張及びベント管からサプレッションチェンバーへの冷却水の流入についても考慮すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 33)	回答 (19)
67	137-19	共通	フィルタベントの使用が想定される緊急事態におけるラブチャディスクの信頼性について説明すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 34)	回答 (20)
68	137-24	個社	フィルタベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討すること。	H26. 9. 11	本日回答 (添付 35)	回答 (21)
69	216-7	共通	放出位置の評価について、風向の出現頻度等のデータを提示すること。	H27. 4. 7	本日回答 (添付 35)	
70	137-30	個社	放射線拡散の評価に係る気象条件について、中央値での評価を説明すること。	H26. 9. 11	H27. 4. 7 回答	—
71	—	個社	フィルタベント系統の上流圧力の変化に対して、流量が変化しない設計を考慮して、放出高さの考え方について整理すること。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	—
72	—	個社	フィルタベントの出口付近の放射線モニタについて、ラブチャディスクの上流側でよい理由を説明すること。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	—
73	—	個社	耐圧強化ベントの隔離弁について、電源がなくても閉鎖できることを説明すること。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	—
74	—	個社	耐圧強化ベントの後にフィルタベントを使用しないことについて説明すること。	H26. 9. 11	対象外 (島根固有)	—
75	133-2	個社	主排気筒ではなく原子炉建屋屋上からの放出とした根拠について、定量的に説明すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—
76	133-3	個社	主排気筒とフィルタベント放出口の相関関係を説明すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—
77	133-5	共通	計装設備の個数、計測不能になった場合の推定方法、監視場所の考え方を示すこと。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—
78	133-10	共通	耐圧強化ベントライン等へのリークの検知性や A0 弁、M0 弁の開閉の考え方を説明すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
79	133-11	共通	SGTS 等を含めた全体系統図を示し、フィルタベントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないということを説明すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—
80	133-16	個社	耐圧強化ベントの弁を閉める必要がある場合に対する実現性を説明すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—
81	133-22	共通	被ばく評価で地上放散を仮定しているが、ベントガスを排出する場所の高さでも実施すること。	H26. 8. 28	H26. 9. 11 回答	—
82	133-27	共通	ベント時の蒸気流量の計算過程を示すこと。	H26. 8. 28	H26. 8. 28 記載済	—

**【指摘事項：133-9, 231-2】**

- ・ OECD レポートで触れられている ACE 試験を含めて、JAVA 及び JAVA+試験のスケール適用性について説明すること。
- ・ JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機適用性について、ベンチュリノズル部における除去係数、金属フィルタにおける除去係数を説明すること。

**1. 回答**

AREVA 製のフィルタ装置は、大規模試験装置により、実機使用条件を考慮した除去性能検証試験（JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験）を行っており、その結果に基づき設計を行っている。実機フィルタ装置については、使用条件において所定の性能が発揮されるように、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の結果に包絡されるように設計されている。

ACE 試験は、米国 EPRI（電力研究所）が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中で実施している。

これらの試験について、実機フィルタ装置へのスケールの適用性を、別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 4 試験結果のスケール適用性



## 別紙4 試験結果のスケール適用性

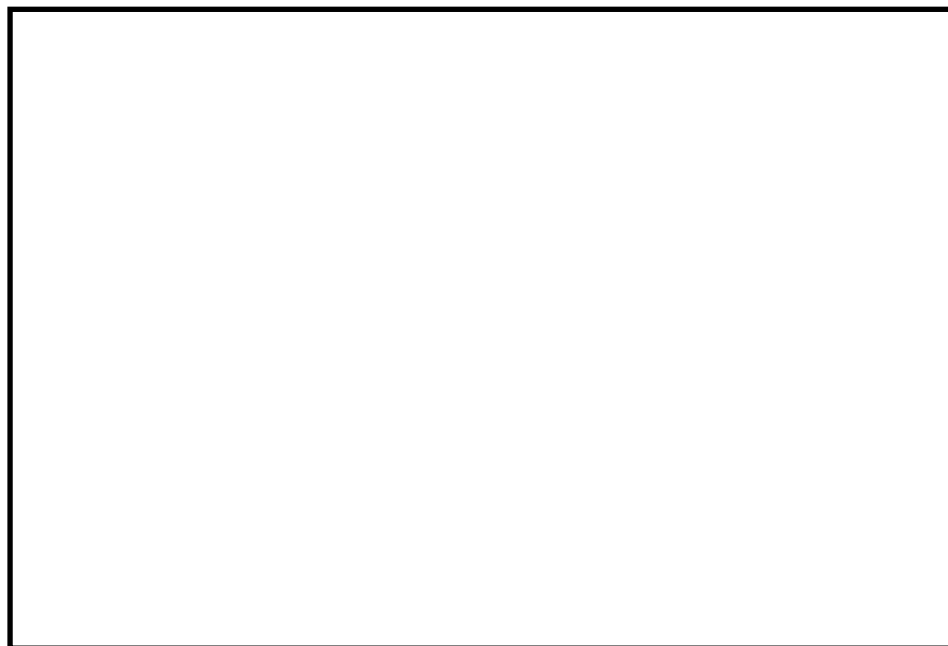
### (1) JAVA試験

JAVA試験は、ドイツのカールシュタインにある大規模な試験施設で実施された。

JAVA試験では、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件，エアロゾル粒径等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

試験フィルタ装置は、高さ約  m，直径約  mの容器の中に、実機と同一形状のベンチュリノズル  と、実機と同一仕様の金属繊維フィルタ（面積約  m<sup>2</sup>）を内蔵している。

実機フィルタ装置と試験フィルタ装置（JAVA試験・ACE試験）の比較を第4-1図に示す。



第4-1図 実機フィルタ装置と試験フィルタ装置（JAVA試験・ACE試験）の比較

### (2) ACE試験

ACE試験は、米国EPRI（電力研究所）が中心となって行ったACEシビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能試験が実施された。

試験フィルタ装置は、高さ約 [ ] m、直径約 [ ] mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル [ ] と、実機と同構造の金属繊維フィルタを内蔵している。

ACE試験の試験装置の詳細な仕様、試験条件及び試験結果は、EPRI及びAREVAの知的財産 (Intellectual Property) として開示が不可能であることから、実機への模擬性が確認できないため、フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。

### (3) JAVA PLUS試験

実機を想定した有機よう素の除去効率を測定するため、2013年よりAREVAにてJAVA PLUS試験施設を使用し、よう素フィルタによる除去性能検証試験を行っている。

試験フィルタ装置内には、実機と同仕様の吸着材である銀ゼオライト (ベッド厚さ約 [ ] mm) を設置して、有機よう素の除去性能試験を実施している。

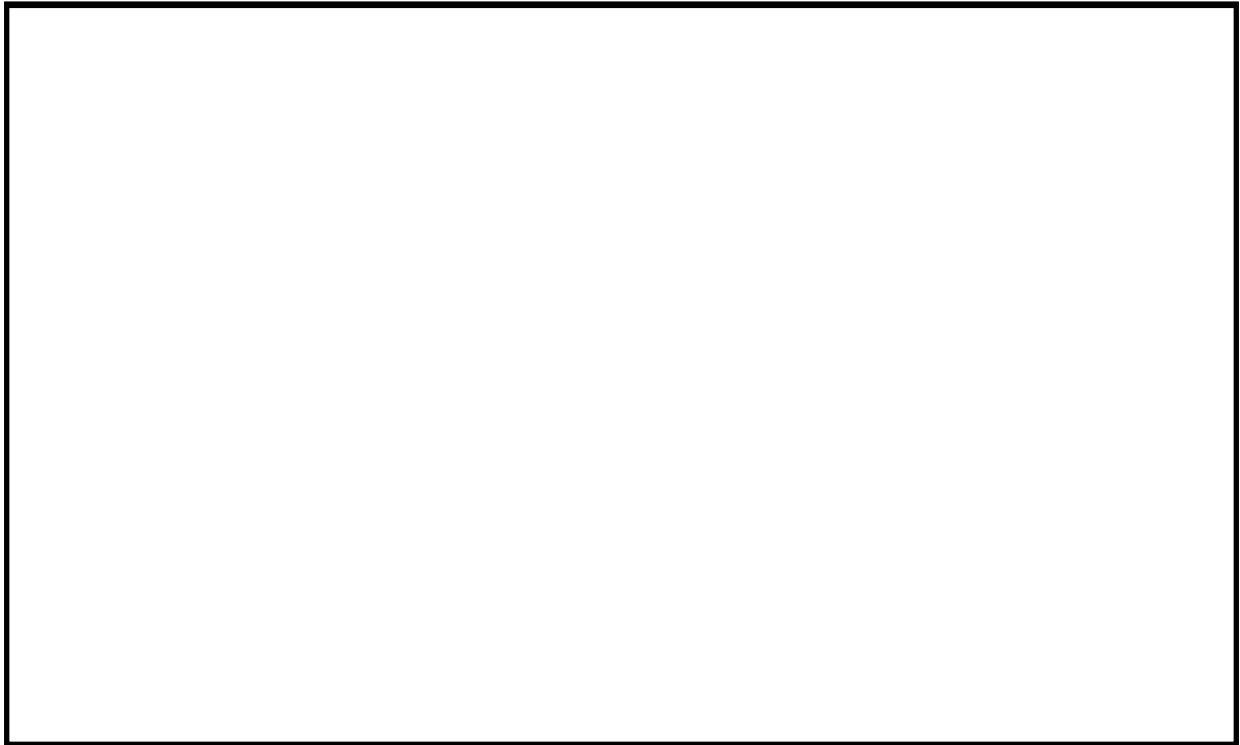
### (4) 試験装置のスケール性 (JAVA試験, JAVA PLUS 試験)

試験フィルタ装置内のガスの流れは、装置の [ ] ベンチュリノズルを経由し、 [ ] 金属繊維フィルタ、その後段に設置された放射性よう素フィルタ (JAVA PLUS試験のみ) であり、実機と同様であることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。また、試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布は、実際に想定されるエアロゾル粒径を包絡しており、圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件は、実際に想定される条件を包絡していることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。

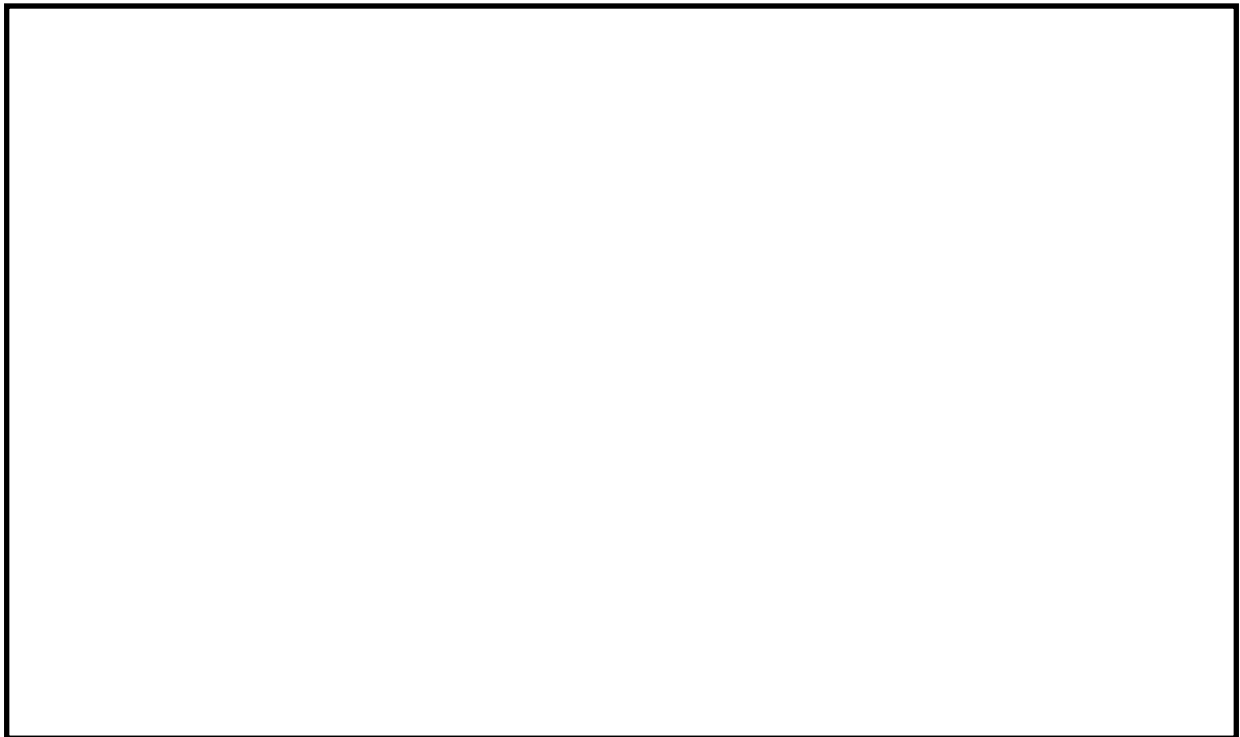
実機のベンチュリノズルの個数 [ ] は、ベンチュリノズルの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また、実機の金属繊維フィルタの表面積 [ ] は、金属繊維フィルタの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属繊維フィルタの表面積の違いによる影響はない。

ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数を第4-2図に、金属繊

維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数を第4-3図に示す。



第4-2図 ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数



第 4-3 図 金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数

JAVA PLUS 試験に用いられた銀ゼオライトについては、ベッド厚さが約  mm であり、実機よりも薄いですが、JAVA PLUS試験で得られた試験結果に基づき実機のベッド厚さを決めることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。

女川原子力発電所2号炉では、同一仕様のフィルタ装置を3台設置する。格納容器からのベントガスは、均等に分配されるように設計しており、また、個々のフィルタ装置はJAVA試験及びJAVA PLUS試験で性能が確認された試験条件内で運転するよう設計していることから、実機の模擬性は確保できていると考えられる。

第4-1表に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について、構成要素別にまとめる。

第 4-1 表 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性

構成要素		相違			適用性
		有無	JAVA 等	実機	
全体構成 (基数を含む)		有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験フィルタ装置内のガスの流れは、装置の [ ] ベンチュリノズルを経由し、[ ] 金属繊維フィルタ、その後段に設置された放射性よう素フィルタ（JAVA PLUS のみ）であり、実機と同様である。</li> <li>女川原子力発電所 2 号炉では、同一仕様のフィルタ装置を 3 台設置し、格納容器からのベントガスは、均等に分配されるように設計しており、また、個々のフィルタ装置は試験フィルタ装置で性能が確認された試験条件内で運転するよう設計している。</li> </ul>
容器	高さ	有	約 [ ] m	約 6.2m	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置の高さが異なることで、空間部の容積が異なるが、ベンチュリスクラバや金属繊維フィルタに比べ、除去効率に対する寄与は小さいため、高さの違いによる影響はない。</li> </ul>
	直径	有	約 [ ] m	約 2.6m	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置の直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、ベンチュリスクラバや金属繊維フィルタに比べ、除去効率に対する寄与は小さいため、直径の違いによる影響はない。</li> </ul>
ベンチュリ ノズル	構造	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は同一形状のベンチュリノズルを使用している。</li> </ul>
	個数 (スロート部 断面積)	有	[ ]	[ ] 個	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機のベンチュリノズルの個数は、ベンチュリノズルの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。</li> </ul>
金属繊維 フィルタ	構造	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は同一仕様（繊維径、充填密度）の金属繊維フィルタを使用している。</li> </ul>
	表面積	有	約 [ ] m <sup>2</sup>	[ ] m <sup>2</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機の金属繊維フィルタの表面積は、金属繊維フィルタの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属繊維フィルタの表面積の違いによる影響はない。</li> </ul>
スクラバ 溶液	薬剤	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお、実機の pH は、試験で確認された範囲内となるように設定している。</li> </ul>
	水位	有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> <li>ベンチュリノズル頂部まで水位があればよいため、水位の違いによる影響はない。</li> </ul>
放射性 よう素 フィルタ	吸着材	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は同一仕様の吸着材（銀ゼオライト）を使用している。</li> </ul>
	厚さ	有	約 [ ] mm	約 [ ] mm	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置の銀ゼオライトのベッド厚さは、実機よりも薄いですが、試験で得られた結果に基づき実機のベッド厚さ（滞留時間）を設定していることから、銀ゼオライトのベッド厚さによる影響はない。</li> </ul>
	配置	有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置のよう素フィルタは、容器外に設置されているのに対し、実機の放射性よう素フィルタは、容器内に配置されており、試験装置よりも放熱が少なく過熱度が得られやすい。</li> </ul>

※：適用性の欄に相違内容を記載

## (参考) 各構成要素における除去性能

AREVA 製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラバ溶液）及び金属繊維フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能（DF）を満足するように設計されている。

JAVA 試験においても、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタを組み合わせた試験装置を用いることにより、試験装置全体として試験用エアロゾルに対し DF1,000 以上であることを確認している。

なお, JAVA 試験の一部において, ベンチュリスクラバにおける DF を評価しており, 試験用エアロゾルに対し DF  以上となることを確認している。JAVA 試験のベンチュリスクラバにおける除去効率を第 1 表に示す。

第 1 表 JAVA 試験のベンチュリスクラバにおける除去効率

--

**【指摘事項：133-8, 231-1】**

- ・粒径が同じでも質量が違くと慣性衝突効果に影響がでるはず。DF に及ぼす影響について考え方を示すこと。
- ・慣性衝突効果に対するガス-液滴相対速度や密度の寄与について説明すること（評価対象とするエアロゾル密度の範囲およびベンチュリスクラバの特徴を踏まえること）。

**1. 回答**

ベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響があると考えられる。しかし、密度の違いに対して捕集効率係数の変化は小さく、除去効率に及ぼす影響が小さいと評価できる。

重大事故時に想定されるエアロゾルは、それぞれ異なる密度をもつが、JAVA試験で使用した試験用エアロゾルの密度に包絡されていることから、所定のDFを満足する。

エアロゾルの密度によるDFへの影響について、別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 6 エアロゾルの密度による DF への影響

## 別紙6 エアロゾルの密度によるDFへの影響

### (1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去効率

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラバ溶液の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書1において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \quad \dots \dots \dots (式1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \quad \dots \dots \dots (式2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \quad \dots \dots \dots (式3)$$

$$K = \frac{2 \tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C \rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18 \mu d_d} \quad \dots \dots \dots (式4)$$

ここで、

- |                   |                    |
|-------------------|--------------------|
| $P_t$ : 透過率       |                    |
| $V^*$ : 液滴通過ガス体積  | $\tau_p$ : 緩和時間    |
| $V_g$ : ガス体積      | $A_d$ : 液滴面積       |
| $V_L$ : 液滴体積      | $K$ : 慣性パラメータ      |
| $Q_g$ : ガス体積流量    | $C$ : すべり補正係数      |
| $Q_L$ : 液滴体積流量    | $\mu$ : ガス粘性係数     |
| $\eta_d$ : 捕集効率係数 | $\rho_p$ : エアロゾル密度 |
| $u_g$ : ガス速度      | $d_p$ : エアロゾル粒径    |
| $u_d$ : 液滴速度      | $d_d$ : 液滴径        |



これらから、透過率 $P_t$  (DFの逆数) は、慣性パラメータ $K$ によって決まる捕集効率係数 $\eta_d$ によって影響を受けることが分かる。

式4で表される慣性パラメータ $K$ は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度 $\rho_p$ 、エアロゾル粒径 $d_p$ 、液滴径 $d_d$ 、ガス粘性係数 $\mu$ 、液滴・ガス速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 $d_p$ が同じ場合でもエアロゾル密度 $\rho_p$ が増加すると、慣性パラメータ $K$ が増加し、除去効率は増加する。

## (2) 重大事故時に想定するエアロゾルの密度の違いによる影響

### a. 重大事故時に想定するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG-1465に記載されている割合を用いて計算したエアロゾル密度は   g/cm<sup>3</sup> となる。

第6-1表に格納容器内の状態とエアロゾル密度を示す。

第6-1表 格納容器内の状態とエアロゾルの密度

代表化合物	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In -Vessel	Ex -Vessel	Late-In -Vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO <sub>2</sub> , Sb <sup>※</sup>		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO <sup>※</sup>		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	-					

※：複数の代表化合物をもつグループでは、各化合物の平均値を使用した。

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり。(参考図書2, 3, 4, 5, 6)

CsI	: 4.5 g/cm <sup>3</sup>	SrO	: 5.1 g/cm <sup>3</sup>
CsOH	: 3.7 g/cm <sup>3</sup>	MoO <sub>2</sub>	: 6.4 g/cm <sup>3</sup>
TeO <sub>2</sub>	: 5.7 g/cm <sup>3</sup>	CeO <sub>2</sub>	: 7.3 g/cm <sup>3</sup>
Sb	: 6.7 g/cm <sup>3</sup>	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	: 6.2 g/cm <sup>3</sup>
BaO	: 6.0 g/cm <sup>3</sup>		

### b. エアロゾル密度の違いによる影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数  $\eta_d$  の変化の計算例を以下に示す。

エアロゾル密度は、a項のとおり約  g/cm<sup>3</sup> 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度  $\rho_{p1}$  が  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d1}$  と、エアロゾル密度  $\rho_{p2}$  が  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d2}$  との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} \doteq \text{$$
$$K_1 \doteq \text{} \quad K_2 \doteq \text{$$

ここで、



とした。この結果から、密度の違い  に対して捕集効率係数の変化  は非常に小さく、密度の違いが除去効率に及ぼす影響は非常に小さいと評価できる。これは、AREVA製のフィルタ装置においては、ベンチュリノズルにおける液滴・ガス速度差が大きいことから、重大事故時に想定されるエアロゾ

ル密度の範囲では、速度差が支配的となるためと考えられる。

### (3) 試験用エアロゾルと重大事故時に想定されるエアロゾル密度の比較

#### a. JAVA試験の試験用エアロゾル

JAVA試験に使用した試験用エアロゾル [ ] は、重大事故時に想定されるエアロゾルを模擬する試験用エアロゾルとして選ばれており、RSK（ドイツ規制機関）の合意が得られたものである。

重大事故時の主要なエアロゾルは、CsI, CsOH, TeO<sub>2</sub>の混合物（密度の平均：

[ ] と想定される。

JAVA試験の試験用エアロゾル [ ] は、重大事故時に想定されるエアロゾルの密度を包絡しており、重大事故時においても必要なDFを有することが期待できる。

#### b. 空気力学的中央径による比較

エアロゾルの粒径の表現方法の一つに、空気力学的中央径という概念がある。これは、様々な密度の粒子を同じ空気力学的特性を持つ密度1g/cm<sup>3</sup>の粒径に規格化したものであり、空気力学的中央径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示す。

質量中央径（MMD）と空気力学的中央径（AMMD）は以下の関係がある。

$$AMMD = \sqrt{\rho} MMD$$

JAVA試験で使用している3種類の試験用エアロゾルの空気力学的中央径は第6-2表のとおりであり、その範囲は約 [ ] である。

第6-2表 JAVA試験の試験用エアロゾルの空気力学的中央径（参考図書2，6）

試験エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度 ( $\rho$ )	空気力学的中央径 (AMMD)

一方，重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径は第6-3表のとおりであり，サプレッションチェンバからのベントで約1.2～1.4  $\mu\text{m}$ の範囲となる。

第6-3表 重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径

想定エアロゾル (サプレッションチェンバからのベント)	質量中央径 (MMD)	密度 ( $\rho$ )	空気力学的中央径 (AMMD)
CsI	約 0.6 $\mu\text{m}$	約 4.5g/cm <sup>3</sup>	約 1.3 $\mu\text{m}$
CsOH		約 3.7g/cm <sup>3</sup>	約 1.2 $\mu\text{m}$
TeO <sub>2</sub>		約 5.7g/cm <sup>3</sup>	約 1.4 $\mu\text{m}$

以上から，JAVA試験で使用している試験用エアロゾルの空気力学的中央径は，重大事故時に想定されるエアロゾルの空気力学的中央径の分布範囲を包絡しており，重大事故時においても，必要なDFを有することが期待できる。

#### (4) まとめ

AREVA製のフィルタ装置においては，ベンチュリノズルにおける液滴・ガス速度差が大きいことから，重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲（3.7～7.3g/cm<sup>3</sup>）では，フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく，その除去性能の評価は質量中央径（MMD），空気力学的中央径（AMMD）どちらを用いても変わらず，必要なDFを有することが期待できる。

《参考図書》

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke

**【指摘事項：133-12, 137-15, 231-3】**

- ・ポンプ室を含むフィルタベント設置場所の漏えい対策を示すこと。
- ・フィルタベント周囲の地下水流入等，溢水に備えた排水方法について説明すること。
- ・ベント設置エリアでの汚染水以外の漏えい発生時の排水先を説明すること。

**1. 回答**

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は原子炉建屋内のフィルタ装置室に設置する。原子炉格納容器フィルタベント系はフィルタ装置等に保有するスクラバ溶液が漏えいしないよう設計上の考慮がなされているが，万一漏えいが発生した場合には，フィルタ装置室内に漏えい水が滞留することから，サブプレッションチェンバ等への排水ラインを設置する。

フィルタ装置設置場所の漏えい対策について別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 11 フィルタ装置設置場所の漏えい対策

## 別紙 11 フィルタ装置設置場所の漏えい対策

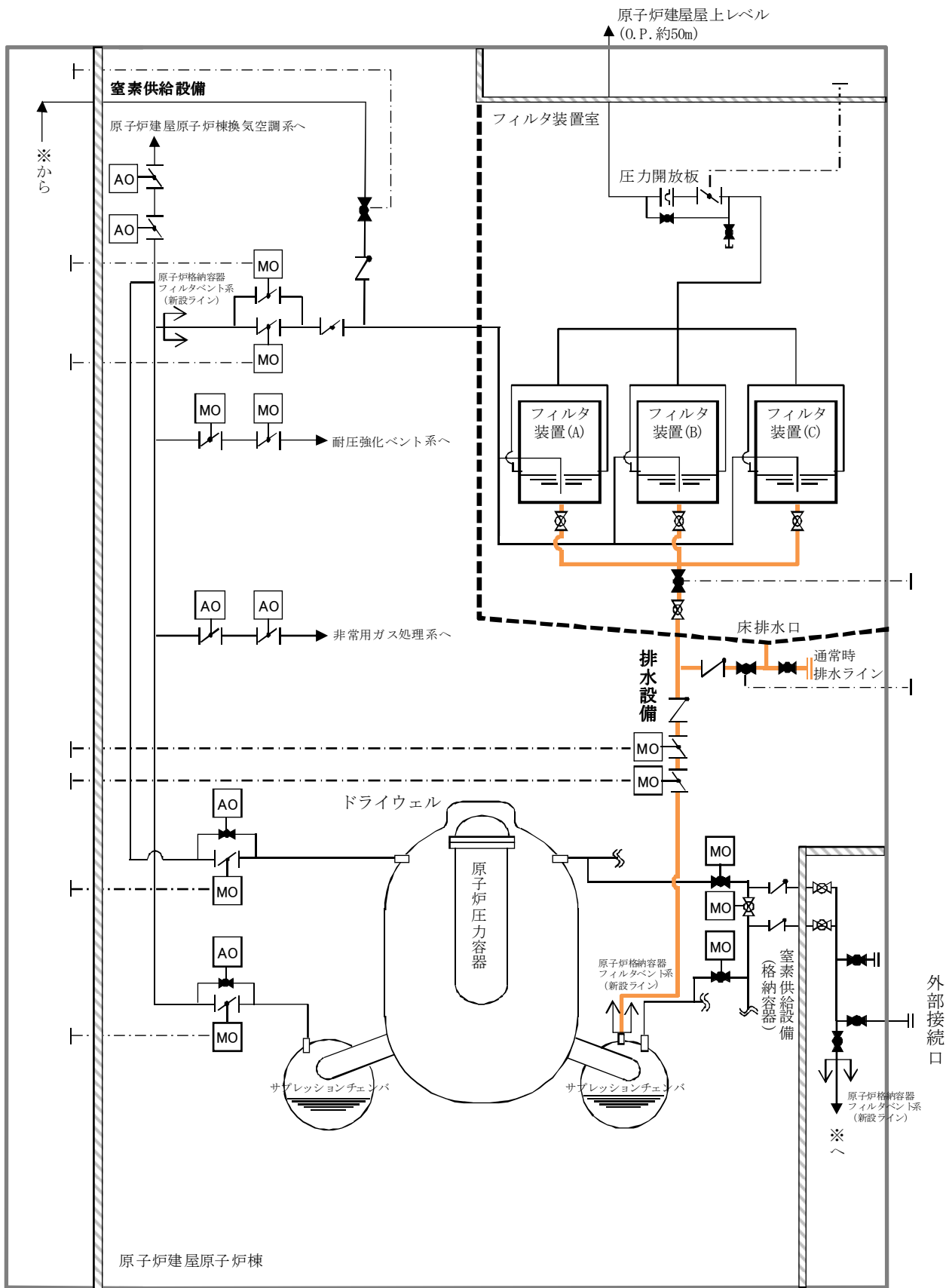
原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置に保有するスクラバ溶液が漏えいしないよう設計上の考慮がなされているが、万一漏えいが発生した場合においても、早期の検知が可能となるようにフィルタ装置室内に漏えい検知器を設置することにより、中央制御室にて監視可能とし、また、フィルタ装置室入口扉付近に堰を設置すること等により、フィルタ装置室外への漏えいを防止する。

ベント後に放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室内に漏えいした場合には、床面からサプレッションチェンバへ排水する。この排水ラインは、格納容器圧力が約  kPa [gage] 以下の場合に弁を開操作することにより、ポンプを用いることなく、高低差によってフィルタ装置室内の漏えい水をサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。

待機時に放射性物質を含まないスクラバ溶液等がフィルタ装置室内に漏えいした場合には、サプレッションチェンバ以外へ排水可能な設計とする。

なお、フィルタ装置は原子炉建屋  階のフィルタ装置室に設置することから地下水の流入の可能性はない。

原子炉格納容器フィルタベント系排水設備概要図を第 11-1 図に示す。



原子炉建屋

第 11-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系排水設備概要図



## 【指摘事項：137-27】

- ・薬剤への追加について、複数あるフィルタベント内のそれぞれのスクラバ水の均一性について説明すること。

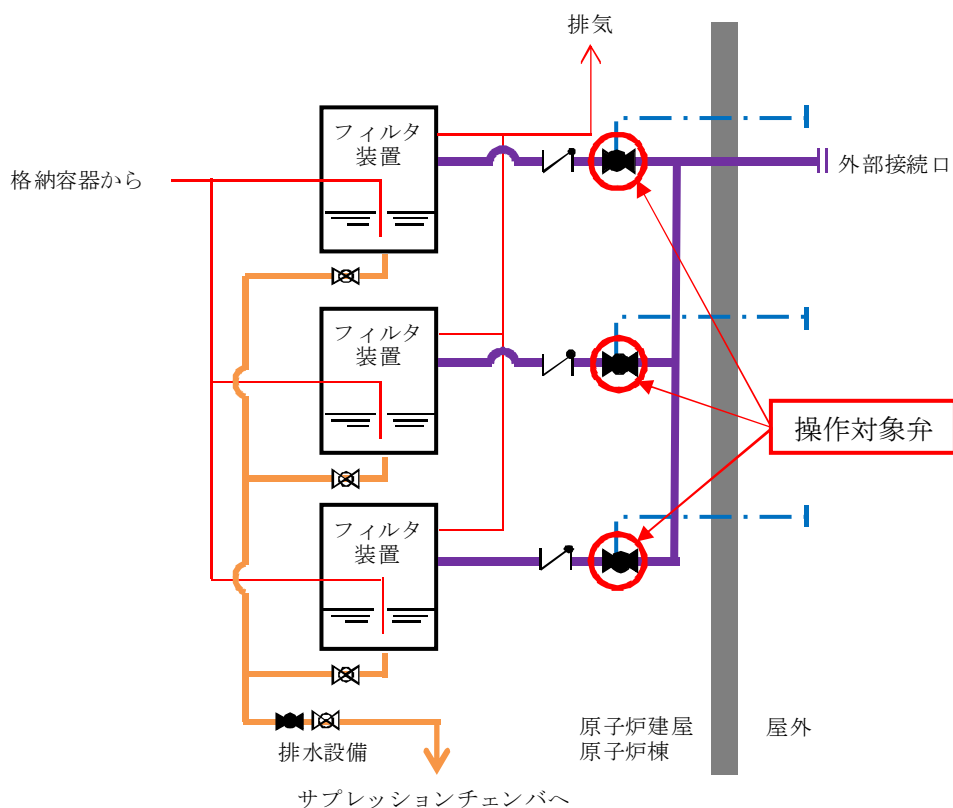
## 1. 回答

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟外から薬剤が補給可能な設計としている。

外部接続口からフィルタ装置へ至る配管は、フィルタ装置それぞれに対して補給可能な構成としており、フィルタ装置へ薬剤を補給する場合、フィルタ装置 1 台毎に同量の薬剤を補給する。各フィルタ装置は連通管で接続されており、補給された薬剤は均一になる。

なお、スクラバ溶液は、待機時に十分な量の薬剤を保有することにより、ベントを実施した際に格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができる。

薬剤補給ラインを第 17-1 図に示す。



第 17-1 図 薬剤補給ライン

**【指摘事項：137-28】**

- ・エアロゾルの重量について、その根拠と評価に際して加味した保守性について説明すること。

**1. 回答**

事故時に格納容器内に発生するエアロゾルは、燃料から発生する核分裂生成物エアロゾル及び格納容器内構造物と溶融燃料の接触により発生する構造物エアロゾルから構成される。

核分裂生成物エアロゾルの各核種グループの格納容器への移行割合を、NUREG-1465（参考図書1）に基づき評価すると、フィルタ装置へ移行するエアロゾル量は約 28kg となる。これに海外規制の知見を踏まえ、フィルタ装置へ流入する核分裂生成物エアロゾル量約 28kg に対して余裕を見込み、エアロゾル総量を 150kg とする。

フィルタ装置に流入するエアロゾル総量について別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 18 フィルタ装置に流入するエアロゾル総量

## 別紙 18 フィルタ装置に流入するエアロゾル総量

事故時に格納容器内に発生するエアロゾルは、燃料から発生する核分裂生成物エアロゾル及び格納容器内構造物と熔融燃料の接触により発生する構造物エアロゾルから構成される。

### (1) 核分裂生成物エアロゾルの種類及びフィルタ装置への流入量

核分裂生成物エアロゾルの各核種グループの格納容器への移行割合を、NUREG-1465（参考図書 1）に基づく格納容器ソースタームを用いて評価すると、フィルタ装置へ移行する核分裂生成物エアロゾル量は約 28kg となる。

フィルタ装置へ移行する核分裂生成物エアロゾル量の計算結果を第 18-1 表に、NUREG-1465 に基づく格納容器ソースタームを第 18-2 表に示す。

第 18-1 表 フィルタ装置へ流入する核分裂生成物エアロゾル量の計算結果

核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg) ※ <sup>1</sup>	格納容器への放出割合 (-) ※ <sup>2</sup>	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 (kg) ※ <sup>3</sup>
Noble Gases※ <sup>4</sup>	Xe, Kr			
Halogens	CsI			
Alkali Metals	CsOH			
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb			
Ba, Sr	BaO, SrO			
Noble Metals	MoO <sub>2</sub>			
Ce	CeO <sub>2</sub>			
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>			

※<sup>1</sup>：ORIGEN2 による平衡炉心サイクル末期の計算値。

※<sup>2</sup>：NUREG-1465 Table3.12 記載の 4 つの事象（「Gap Release」, 「Early-In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late-In-Vessel」）の合計値。

※<sup>3</sup>：ドライウェルからのベントの場合を想定し、格納容器での DF を 10 とする。

※<sup>4</sup>：希ガスはフィルタ装置に蓄積しないため、計算から除外する。

第 18-2 表 NUREG-1465 に基づく格納容器ソースターム

核種グループ	Gap Release	Early-In-Vessel	Ex-Vessel	Late-In-Vessel	合計
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

## (2) エアロゾル総量

海外規制におけるエアロゾル総量は、ドイツの RSK 勧告では BWR に対して 30kg、また、スイスの原子力施設ガイドラインでは 150kg と規定している。

以上を踏まえ、フィルタ装置へ流入する核分裂生成物エアロゾル量約 28kg に対して余裕を見込み、エアロゾル総量を 150kg とする。

### 《参考図書》

1. NUREG-1465 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

**【指摘事項：137-1, 137-18】**

- ・シーケンスによらず炉心損傷した場合のフィルタベント使用の判断, 運用について説明すること。
- ・フィルタベント開始の判断に必要なパラメータについて, 圧力以外も含めて必要なものを説明すること。

**1. 回答**

原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フローを第 19-1 図に示す。

**(1) 炉心損傷がない場合**

炉心損傷がない場合は, 格納容器圧力 384kPa[gage] (0.9Pd) にてベント準備を判断する。

その後, 外部水源注水量限界 3,800m<sup>3</sup> 到達によりベント実施を判断する。これにより, 格納容器圧力 427kPa[gage] (1Pd) に到達するまでにベントを実施することができる。

なお, 炉心損傷がない場合のベント実施の詳細を第 19-2 図に示す。

**(2) 炉心損傷がある場合**

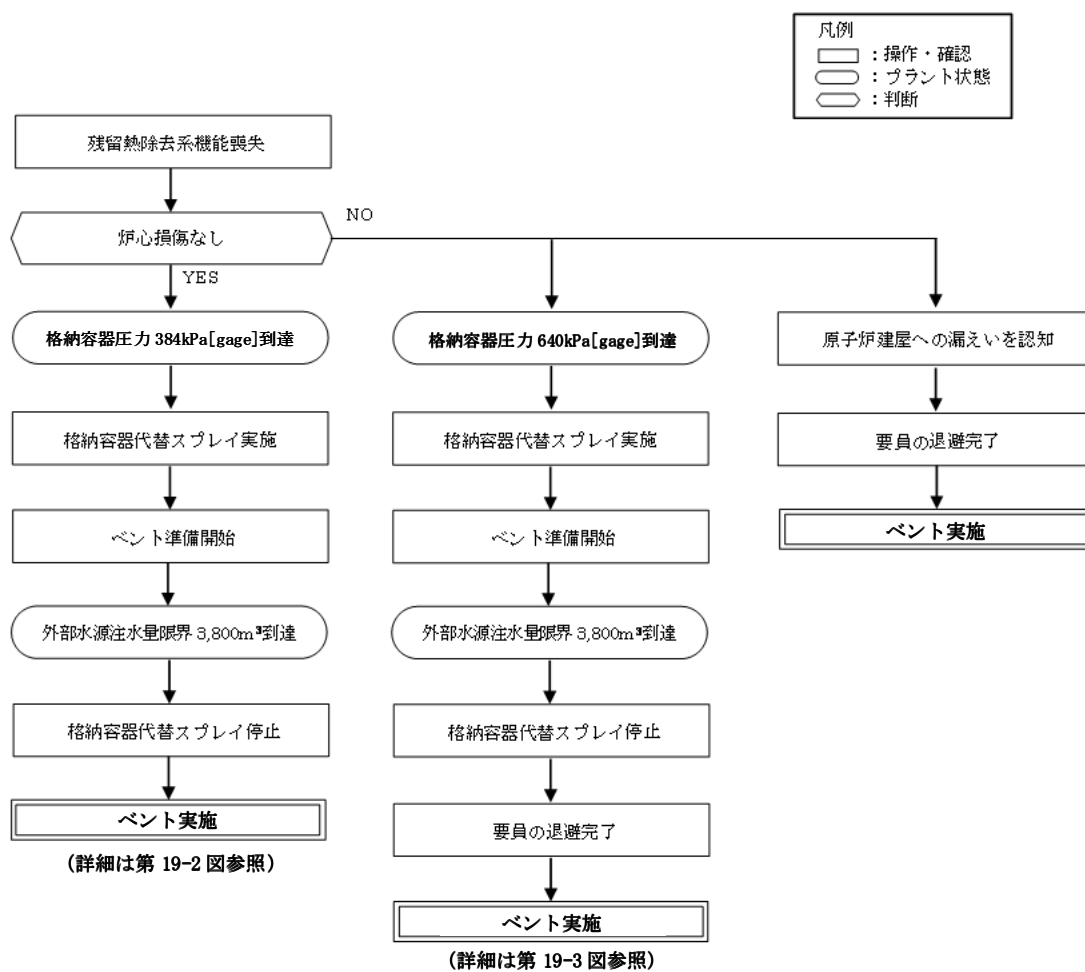
炉心損傷がある場合には, 格納容器圧力 640kPa[gage] (1.5Pd) にてベント準備を判断する。

その後, 外部水源注水量限界 3,800m<sup>3</sup> 到達によりベント実施を判断し, 作業員の退避完了及びプルーム通過に備えた緊急時対策所等の加圧を確認した後, ベントを開始する。これにより, 格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) に到達するまでにベントを実施することができる。

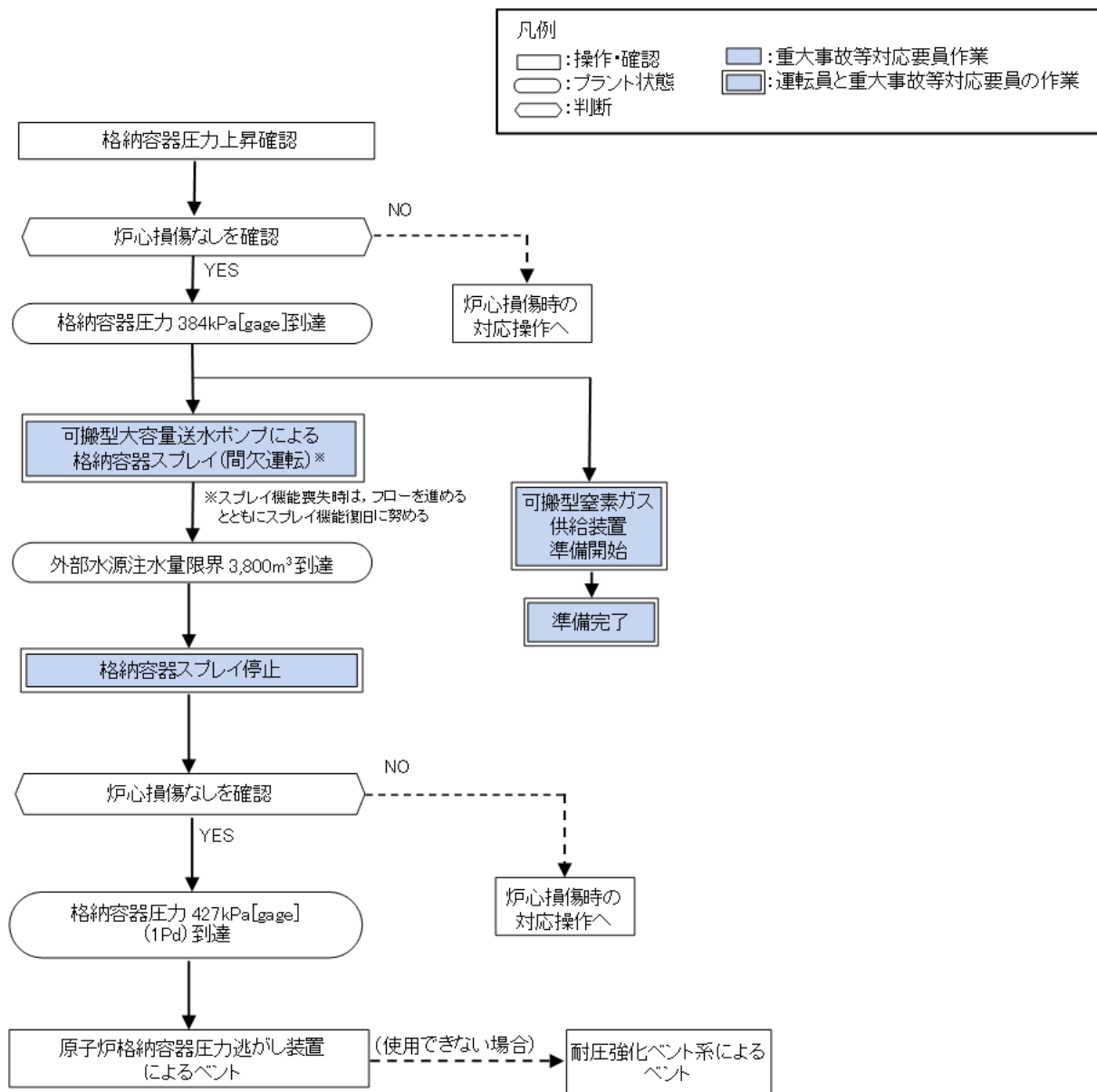
なお, 炉心損傷がある場合のベント実施の詳細を第 19-3 図に示す。

また、格納容器から原子炉建屋への異常な漏えいの兆候が見られた場合には、漏えい緩和の観点から、ベント実施を判断し、必要な準備を行った後、ベントを開始する。(詳細は、添付 28, 29 参照)

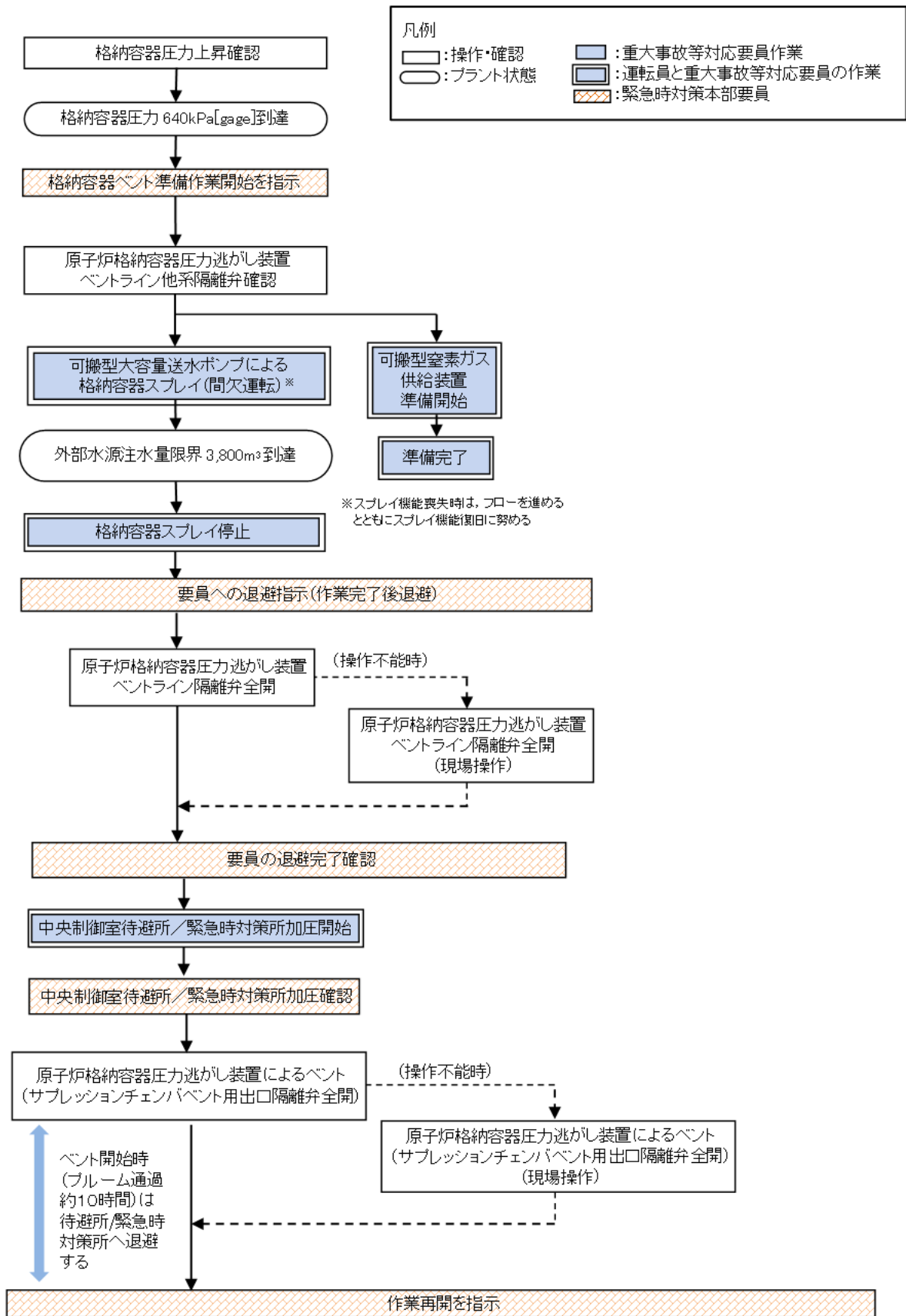
なお、格納容器圧力が測定できない場合は、格納容器温度から圧力を推定し、ベント実施を判断するものとする。(詳細は、添付 28 参照)



第 19-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施フロー



第 19-2 図 炉心損傷がない場合のベント実施の詳細



第 19-3 図 炉心損傷がある場合のベント実施の詳細



**【指摘事項：137-21】**

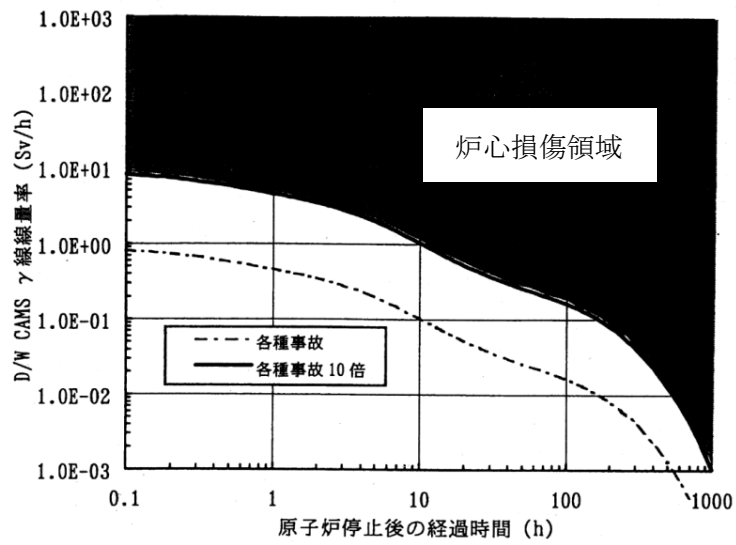
・有効性評価の炉心損傷の判断根拠を説明すること。

**1. 回答**

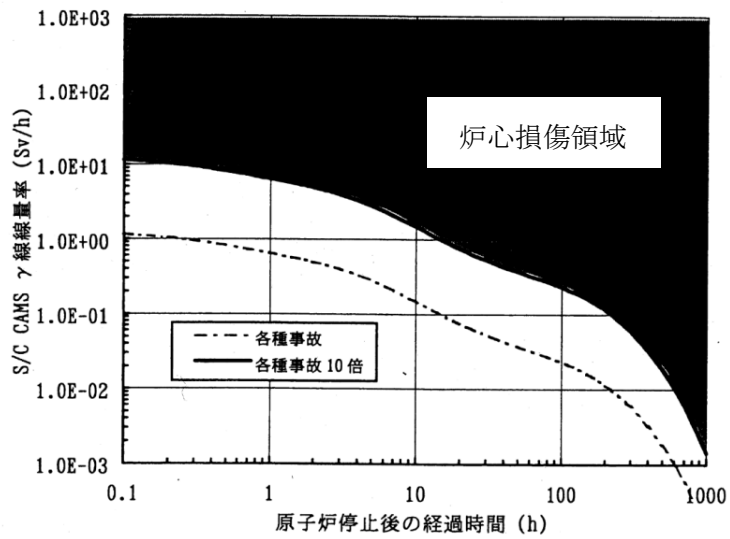
ドライウエルもしくはサプレッションチェンバのどちらかの放射能レベルが、各種事故（原子炉冷却材喪失）相当の $\gamma$ 線線量率の10倍を超えた場合に炉心損傷が開始したと判断する。

これは、MAAP 解析における重大事故シーケンスの炉心溶融開始時点での、格納容器内希ガス質量より $\gamma$ 線線量率を算出した結果、ドライウエルもしくはサプレッションチェンバの格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、各種事故（原子炉冷却材喪失）相当の $\gamma$ 線線量率10倍を速やかに超過することから、本値を炉心損傷の基準として設定している。

炉心損傷の判断基準を第 20-1 図及び第 20-2 図に示す。



第 20-1 図 ドライウェルにおける  $\gamma$  線線量率



第 20-2 図 サプレッションチェンバにおける  $\gamma$  線線量率

**【指摘事項：137-2】**

・フィルタベント前の隔離弁の健全性を確認する方法について説明すること。

**1. 回答**

中央制御室にて、ベント実施に必要な隔離弁の操作が可能であることを確認するため、電源が供給されていることを弁状態表示により確認する。

ベントに必要な隔離弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電可能である。

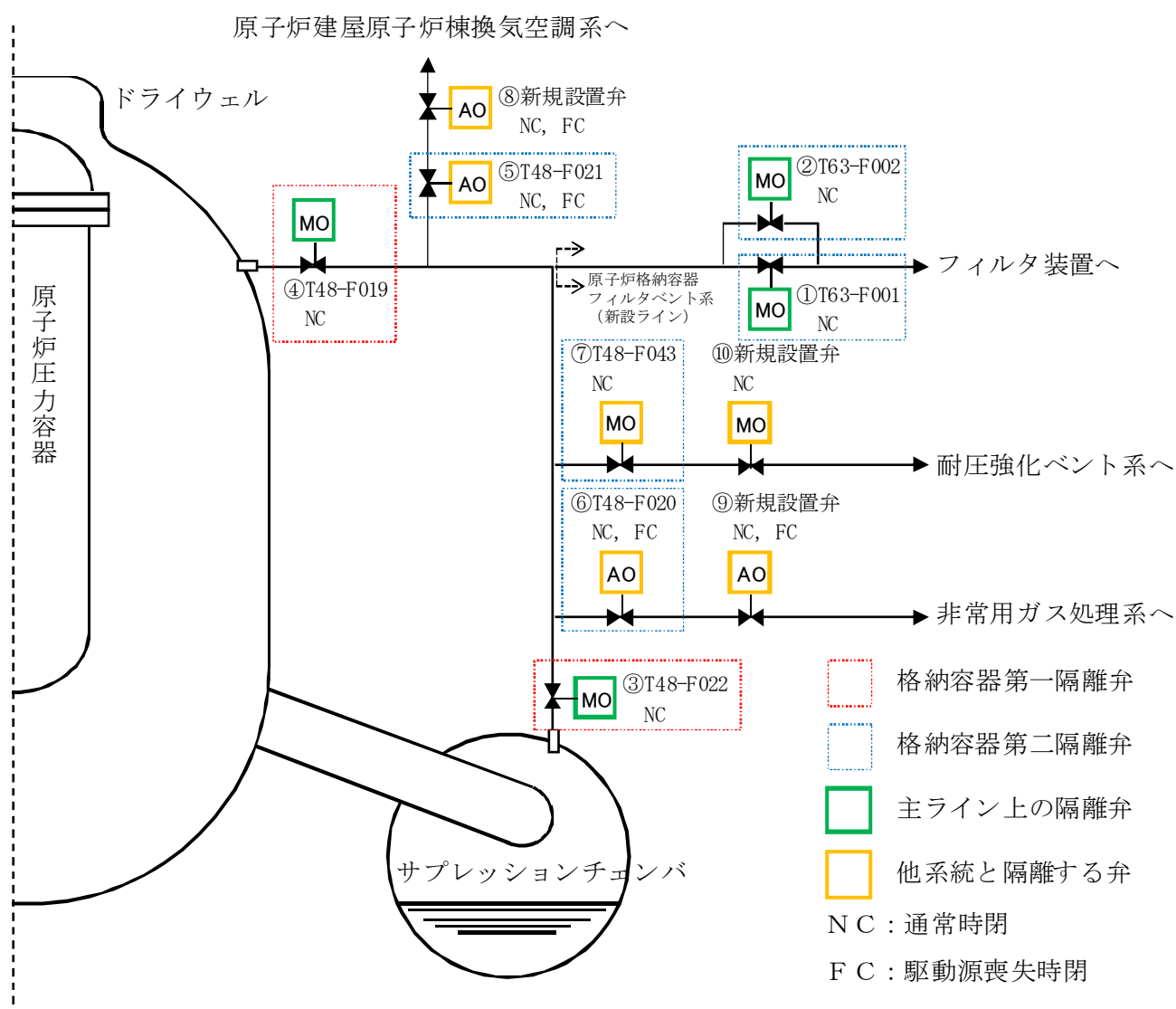
また、ベント操作は中央制御室からの遠隔操作により隔離弁の開操作を行うが、万一、弁が開動作しない場合でも、現場での人力による手動操作により、格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) (炉心損傷前においては 427kPa[gage] (1Pd)) に到達するまでにベント操作を完了する。

なお、ベント操作前に、中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。

(参考) 原子炉格納容器フィルタベント系の他系統への影響

1. 隔離弁と他系統への分岐点の位置関係

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成を第1図に示す。原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器第一隔離弁（第1図中③、④）と原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系のそれぞれの隔離弁（格納容器第二隔離弁、第1図中⑤、⑥、⑦）の間の配管から分岐し、原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系と配管を共用する。



第1図 原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成

## 2. 他系統と隔離する弁の耐性

### (1) 他系統と隔離する弁の仕様

他系統と隔離する弁の仕様を第1表に示す。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁（第1表中⑤，⑥）は，駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また，重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁（第1表中⑦）については，通常時閉運用の電気作動弁を選定する。これらの弁は，通常時全閉運用の格納容器第二隔離弁であり，事故時には放射性物質が格納容器外へ流出することを防止するため，格納容器隔離信号による自動閉止インターロックにより確実に格納容器バウンダリを維持する。

また，万一のこれらの格納容器第二隔離弁からのベントガスの漏えいを考慮し，上流と同仕様の弁（第1表中⑧，⑨，⑩）を新規に設置する。

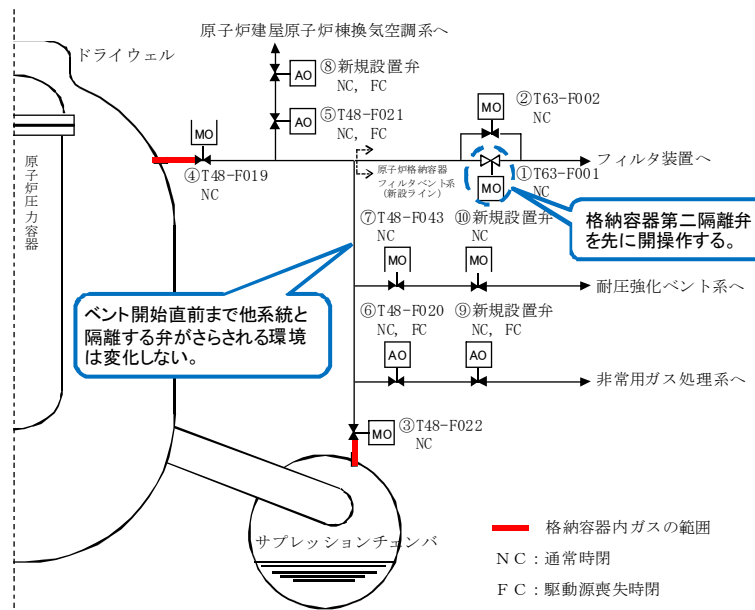
第1表 他系統と隔離する弁の仕様

接続する系統	原子炉建屋原子炉棟 換気空調系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベント系	
弁番号*	⑤T48-F021	⑧新規設置	⑥T48-F020	⑨新規設置	⑦T48-F043	⑩新規設置
型式	バタフライ弁					
口径	600A		300A			
駆動方式	空気作動				電気作動（交流）	
シート材質	改良 EPDM					
通常時 開閉状態	・閉 ・フェイルクローズ				・閉 ・フェイルアズイズ	
ベント時 開閉状態	閉					
ベント終了後 開閉状態	閉					

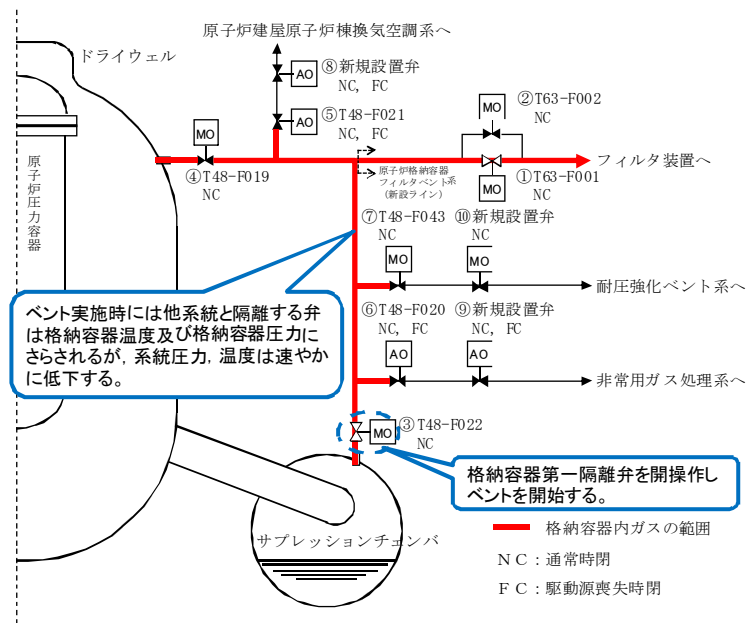
※：弁番号の丸番号は，第1図に対応する。

(2) ベント実施時の操作及び他系統への影響

ベント実施時には、最初にフィルタ装置側隔離弁（格納容器第二隔離弁），次に格納容器側隔離弁（格納容器第一隔離弁）を開操作することにより、ベントを開始するまで、格納容器内の放射性物質を含むガス（最大で2Pd, 178℃（2Pdにおける飽和蒸気温度））を格納容器内に閉じ込めておく。格納容器第二隔離弁開操作後の系統状態を第2図に、ベント実施時の系統状態を第3図に示す。



第2図 格納容器第二隔離弁開操作後の系統状態



第3図 ベント実施時の系統状態

### (3) 他系統と隔離する弁の耐性

第1表に示す⑤～⑦の隔離弁（格納容器第二隔離弁）については、「女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料（原子炉格納容器限界温度・限界圧力）」（平成27年3月3日）において、200℃、2Pdの環境下における健全性を評価している。また、第1表に示す⑧～⑩の弁（新規設置の弁）は、第1表に示す⑤～⑦の隔離弁と同一仕様であり、同様の評価結果となる。なお、評価の概要は以下のとおり。

#### a. 隔離機能

隔離弁はシート材質が改良 EPDM 材であり高温劣化による機能低下が想定されるが、放射線環境を考慮した圧縮永久ひずみ試験及び蒸気加熱漏えい試験結果により、隔離機能について問題ないことを確認している。

#### b. 耐圧機能

隔離弁の耐圧機能については、圧力クラスが1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、耐圧機能が維持されることを確認している。

### 3. 主ラインから他系統と隔離する弁までの位置関係及び水素滞留対策

主ラインから他系統と隔離する弁までの配管は水素が滞留しない設計としている。

また、新設する原子炉格納容器フィルタベント系の配管は、サブプレッションチェンバからのベント及びドライウェルからのベント、いずれの場合においても、連続上り勾配となる位置から分岐することから、ベント実施時に水素が滞留することはない。

主ラインから他系統と隔離する弁までの配管ルート鳥瞰図を第4図に示す。

#### (1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

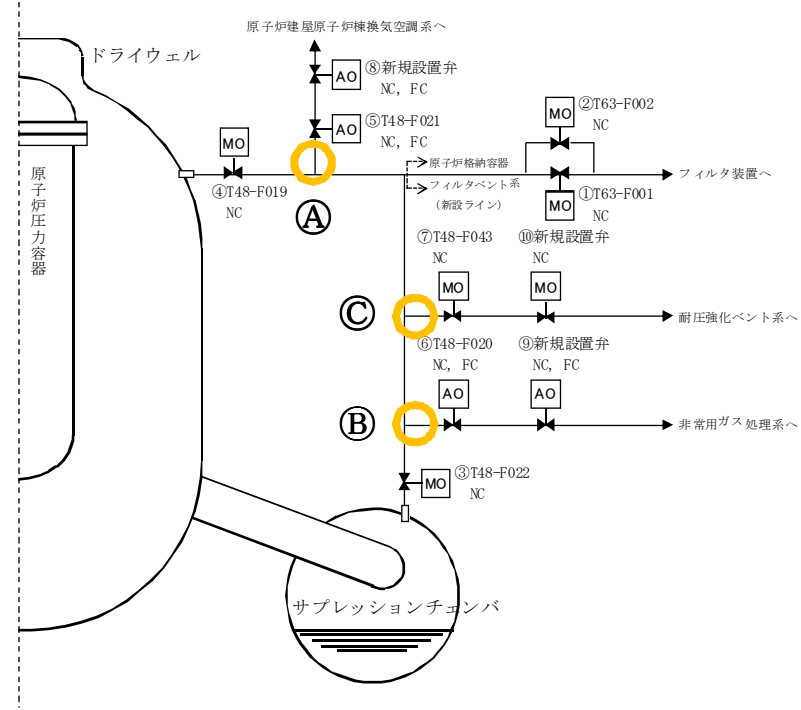
JANTI-NCG-01「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」において、分岐配管の取出し方向が上向きの配管を、水素が滞留する可能性のある配管として分類している。

主ラインから最初の弁（T48-F021）までの分岐配管は、水平取出しであり、また、長さが短いことから水素が滞留することはない。

#### (2) 非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系

非常用ガス処理系と隔離する弁（T48-F020）及び耐圧強化ベント系と隔離する弁（T48-F043）は、主ラインから上向きに分岐する配管上にあり、弁までの長さが長いことから、弁の上流から主ラインへ接続する連続上り勾配の配管を設置し、ベント時に水素を主ラインに連続して排出可能な設計とするため、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系に水素が滞留することはない。





主ラインから他系統と隔離する弁までの配管口径等

	系統	配管口径	配管長 (m)	容積 (m³)
①	原子炉建屋原子炉棟換気空調系	600A	0.7	0.2
②	非常用ガス処理系	300A	7.2	0.5
③	耐圧強化ベント系	300A	27.1	2.0

第4図 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管ルート鳥瞰図

#### 4. 他系統と隔離する弁の運用上の影響

他系統と隔離する弁は、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントと同時に開操作することはない。原子炉格納容器フィルタベント系及び他系統の系統概要図を第5図に示す。他系統と隔離する弁は、以下の状況において開操作する。

##### (1) 原子炉建屋原子炉棟換気空調系

原子炉建屋原子炉棟換気空調系と隔離する弁（第5図中⑤，⑧）は、通常運転時の格納容器圧力の調整を行う際に開操作する弁であり、重大事故時に使用する原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。

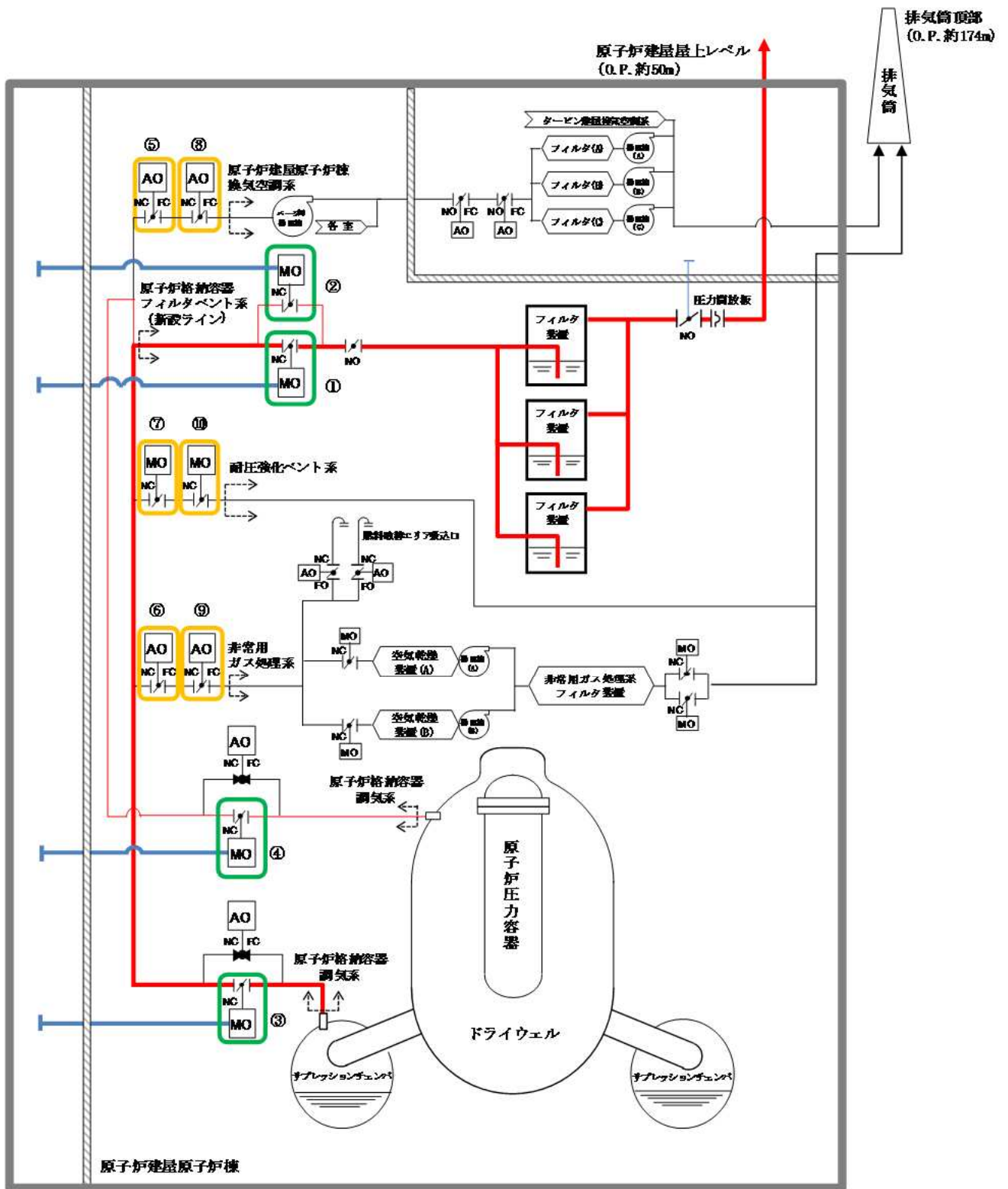
##### (2) 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系と隔離する弁（第5図中⑥，⑨）は、窒素又は空気の漏えいにより格納容器圧力が上昇した場合、プラント停止後に開操作する弁であり、原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。

また、非常用ガス処理系は、事故時に自動起動し、原子炉建屋原子炉棟内の空気をフィルタを通して排気筒へ導くことにより、格納容器から漏えいした放射性物質を除去するとともに、原子炉建屋の負圧を維持する。この場合、非常用ガス処理系と原子炉格納容器フィルタベント系は独立しており、非常用ガス処理系と隔離する弁（第5図中⑥，⑨）は全閉状態が維持される。

##### (3) 耐圧強化ベント系

耐圧強化ベント系と隔離する弁（第5図中⑦，⑩）は、炉心損傷前、かつ、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントが実施できない場合に開操作する弁であり、原子炉格納容器フィルタベント系に影響を与えることはない。



第5図 原子炉格納容器フィルタベント系及び他系統の系統概要図

## 【指摘事項：216-5, 216-6】

- ・想定していない漏えいの際の W/W ベント, D/W ベントの選択基準を示すこと。
- ・W/W ベント, D/W ベントの選択について手順で明確にするとともに, 手順通りに実施されたことの確認方法, 失敗した場合の措置を説明すること。

## 1. 回答

原子炉格納容器フィルタベント系によるベントは, フィルタ装置による放射性物質の低減効果に加えサブプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待し, サブプレッションチェンバ側からのベントを基本とする。

想定していない漏えいが発生した際のベントについても同様に, サブプレッションチェンバからのベントを基本とする。ベントの開始については, 第 22-1 表に示すパラメータにて確認する。

万一, サブプレッションチェンバからのベント開始を確認できない場合は, サブプレッションチェンバからのベント機能喪失を判断後, ドライウェルからのベントを実施する。

第 22-1 表 ベント開始を確認するパラメータ

確認項目	確認目的
格納容器圧力	指示値の低下により, ベントが開始されたことを確認する。
フィルタ装置入口／出口圧力	指示値の変動により, ベントが開始されたことを確認する。
フィルタ装置出口放射線モニタ	

**【指摘事項：137-10, 137-22】**

- ・ 弁の現場操作について、窒素供給、給水、排水等の操作を含めて、成立性を説明すること。また、現場における遮へいに関して説明すること。
- ・ 隔離弁人力操作場所の線量評価を詳細に説明すること。

**1. 回答**

ベントの準備、実施、継続中、停止に係る作業は、放射線量等の作業環境を考慮しても、支障なく実施できる。

ベントの準備、実施、継続中、停止に係る作業場所における線量影響は、原子炉建屋二次格納施設、原子炉建屋及び屋内作業場所における既設の壁の遮蔽効果により、数 mSv/h～十数 mSv/h 程度となる。

作業の成立性及び作業場所における線量影響について別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 23-1 原子炉格納容器フィルタベント系運用に係る作業環境等について

別紙 23-2 ベントの準備、実施、継続中、停止に係る作業の線量影響評価

## 別紙 23-1 原子炉格納容器フィルタベント系運用に係る作業環境等について

ベントの準備、実施、継続中、停止に係る作業項目及び作業環境を以下に示す。

また、ベントに係る作業場所を第 23-1-1 図に、ベントを実施する有効性評価の評価事故シーケンスにおける作業と所要時間を第 23-1-2 図及び第 23-1-3 図に示す。

### (1) ベント準備

#### a. 作業項目

ベント準備として第 23-1-1 表に示す作業を行う。

第 23-1-1 表 ベント準備の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
他系統との隔離	ベント操作前に、中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認	中央制御室にて、ベント実施に必要な隔離弁操作が可能であることを確認するため、電源が供給されていることを弁状態表示により確認する。
フィルタ装置への水及び薬液補給の準備	ベント実施後、フィルタ装置のスクラバ溶液が減少した場合に、水及び薬液を補給するため、可搬型大容量送水ポンプ等を準備する。
可搬型窒素ガス供給装置の準備	ベント停止操作にあたり、格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬型窒素ガス供給装置を準備する。

#### b. 作業の成立性

ベント準備における作業項目及び作業環境等を第 23-1-2 表に示す。

ベント準備作業は、ベント実施前に行う作業であり、放射線量などの作業環境等を考慮しても、実施可能である。

第 23-1-2 表 ベント準備における作業項目及び作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	経路等	
他系統との隔離	中央制御室	通常原子炉 運転中と同 程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	ガスタービン発電機より非常用照明が受電していることから中央制御室の照明は確保されている。	通常原子炉運転中と同様に、操作が可能である。	PHS, ページング設備が使用可能である。また、使用できない場合でも、トランシーバー、衛星電話にて通話連絡が可能である。
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷がある場合】 32mSv/7 日間 (マスク着用)	電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作が可能である。		
フィルタ装置への水及び薬液補給の準備	屋外	通常原子炉 運転中と同 程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により接近可能である。	接近経路上に、支障となる設備はない。 可搬型設備保管場所、運搬ルート、設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、十分な作業スペースを確保している。	
可搬型窒素ガス供給装置の準備			【炉心損傷がある場合】 5.7mSv/h (マスク着用)			

## (2) ベント実施

### a. 作業項目

ベント実施にあたり、第 23-1-3 表に示す作業を行う。

第 23-1-3 表 ベント実施時の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
待避準備	プルーム通過に備え、中央制御室待避所へ待避するために必要となる待避所の加圧操作等を行う。
「原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」・「サプレッションチェンバベント用出口隔離弁」の開操作	ベントを開始するために、中央制御室から以下の弁の開操作を行う。 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 ・サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 万一、中央制御室にて隔離弁の開操作ができない場合は、現場にて人力による開操作を行う。
水源及び燃料確保	プルーム通過に備え、緊急時対策所へ待避する前に、復水貯蔵タンクへの水補給及び緊急時対策所用電源車への燃料補給を行う。

b. 作業の成立性

ベント実施時における作業項目及び作業環境等を第 23-1-4 表に示す。

ベント実施時の作業は、炉心損傷後ベントの放射線量などの作業環境等を考慮しても、実施可能である。

第 23-1-4 表 ベント実施時における作業項目及び作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段		
		温度・湿度	放射線量	照明	経路等			
待避準備	中央制御室	通常原子炉 運転中と同 程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	ガスタービン発電機より非常用照明が受電していることから中央制御室の照明は確保されている。 電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作が可能である。	通常原子炉運転中と同様に、操作が可能である。	PHS, ページング設備が使用可能である。また、使用できない場合でも、トランシーバー、衛星電話にて通話連絡が可能である。		
「原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」・「サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁」の開操作 (中央制御室からの遠隔操作の場合)			【炉心損傷がある場合】 32mSv/7 日間 (マスク着用)					
「原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」・「サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁」の開操作 (現場での人力操作の場合)	原子炉建屋 原子炉棟外		【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	ガスタービン発電機より非常用照明が受電していることから作業エリアの照明は確保されている。 電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。			接近経路上に支障となる設備はない。	PHS, ページング設備が使用可能である。また、使用できない場合でも、携行型通話装置にて通話連絡が可能である。
水源確保	屋外		【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により接近可能である。			接近経路上に、支障となる設備はない。 作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。 また、十分な作業スペースを確保している。	PHS, ページング設備が使用可能である。また、使用できない場合でも、トランシーバー、衛星電話にて通話連絡が可能である。
燃料確保			【炉心損傷がある場合】 5.7mSv/h (マスク着用)					



### (3) ベント継続中

#### a. 作業項目

ベント継続中においては、第 23-1-5 表に示す作業を行う。

第 23-1-5 表 ベント継続中の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
フィルタ装置への水及び薬液補給	フィルタ装置へ水及び薬液の補給が必要となった場合に、水及び薬液を外部接続口からフィルタ装置へ補給する。

#### b. 作業の成立性

ベント継続中における作業項目及び作業環境等を第 23-1-6 表に示す。

ベント継続中の作業は、炉心損傷後ベントによるプルーム通過後の放射線量などの作業環境等を考慮しても、実施可能である。

なお、プルーム通過期間中には、現場での作業はない。

第 23-1-6 表 ベント継続中における作業項目及び作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	経路等	
フィルタ装置への水及び薬液補給	屋外	通常原子炉運転中と同程度	<p>【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度</p> <p>【炉心損傷がある場合】 11mSv/h (マスク着用)</p>	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により接近可能である。	接近経路上に、支障となる設備はない。 作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。 また、十分な作業スペースを確保している。	PHS, ページング設備が使用可能である。 また、使用できない場合でも、トランシーバー、衛星電話にて通話連絡が可能である。

#### (4) ベント停止

##### a. 作業項目

ベント停止においては、第 23-1-7 表に示す作業を行う。

第 23-1-7 表 ベント停止時の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
窒素供給操作	ベント停止前には、可搬型窒素ガス供給装置により格納容器に窒素を供給し、原子炉格納容器フィルタベント系から放出することにより格納容器内の水素及び蒸気を掃気し、不活性化する。 ベント停止後は、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器フィルタベント系へ窒素を供給し、フィルタ装置内で水の放射線分解によって発生する水素を掃気することにより系統内の水素濃度を可燃限界以下に維持する。
「原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」・「サプレッションチェンバベント用出口隔離弁」の閉操作	ベントを停止するために、中央制御室から以下の弁の閉操作を行う。 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 ・サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 万一、中央制御室にて隔離弁の閉操作ができない場合は、現場にて人力による閉操作を行う。

##### b. 作業の成立性

ベント停止における作業項目及び作業環境等を第 23-1-8 表に示す。

ベントの停止は、炉心損傷後ベントの放射線量などの作業環境等を考慮しても、実施可能である。

第 23-1-8 表 ベント停止における作業項目及び作業環境等

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	経路等	
窒素供給操作	原子炉建屋 原子炉棟外	通常原子炉 運転中と同 程度	<b>【炉心損傷がない場合】</b> 通常原子炉運転中と同程度  <b>【炉心損傷がある場合】</b> 5.5mSv/h (自給式呼吸器着用)	ガスタービン発電機より非常用照明が受電していることから作業エリアの照明は確保されている。 電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。	PHS, ページング設備が使用可能である。また、使用できない場合でも、携行型通話装置にて通話連絡が可能である。
	屋外		<b>【炉心損傷がない場合】</b> 通常原子炉運転中と同程度  <b>【炉心損傷がある場合】</b> 11mSv/h (マスク着用)	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により接近可能である。		
「原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」・「サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁」の開操作（中央制御室からの遠隔操作の場合）	中央制御室		<b>【炉心損傷がない場合】</b> 通常原子炉運転中と同程度  <b>【炉心損傷がある場合】</b> 32mSv/7 日間 (マスク着用)	ガスタービン発電機より非常用照明が受電していることから中央制御室の照明は確保されている。 電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により操作が可能である。	通常原子炉運転中と同様に、操作が可能である。	PHS, ページング設備が使用可能である。また、使用できない場合でも、トランシーバー、衛星電話にて通話連絡が可能である。
「原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」・「サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁」の開操作（現場での人力操作の場合）	原子炉建屋 原子炉棟外		<b>【炉心損傷がない場合】</b> 通常原子炉運転中と同程度  <b>【炉心損傷がある場合】</b> FCVS 側 5.2mSv/h S/C 側 4.8mSv/h (自給式呼吸器着用)	ガスタービン発電機より非常用照明が受電していることから作業エリアの照明は確保されている。 電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。	PHS, ページング設備が使用可能である。また、使用できない場合でも、携行型通話装置にて通話連絡が可能である。

(5) 炉心損傷前ベント時に炉心損傷に至る可能性があるとして判断された場合のベント停止

a. 作業項目

ベント停止においては、第 23-1-9 表に示す作業を行う。

第 23-1-9 表 ベント停止時の作業項目及び作業内容

作業項目	作業内容
窒素供給操作	ベント停止前，系統内の掃気及び不活性化を行うことを目的に窒素供給操作を行う。
「原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」の閉操作	炉心損傷前ベントを停止する場合の隔離弁の閉操作は，中央制御室からの遠隔操作により実施する。万一，中央制御室にて隔離弁の閉操作ができない場合は，現場にて人力による閉操作を行う。

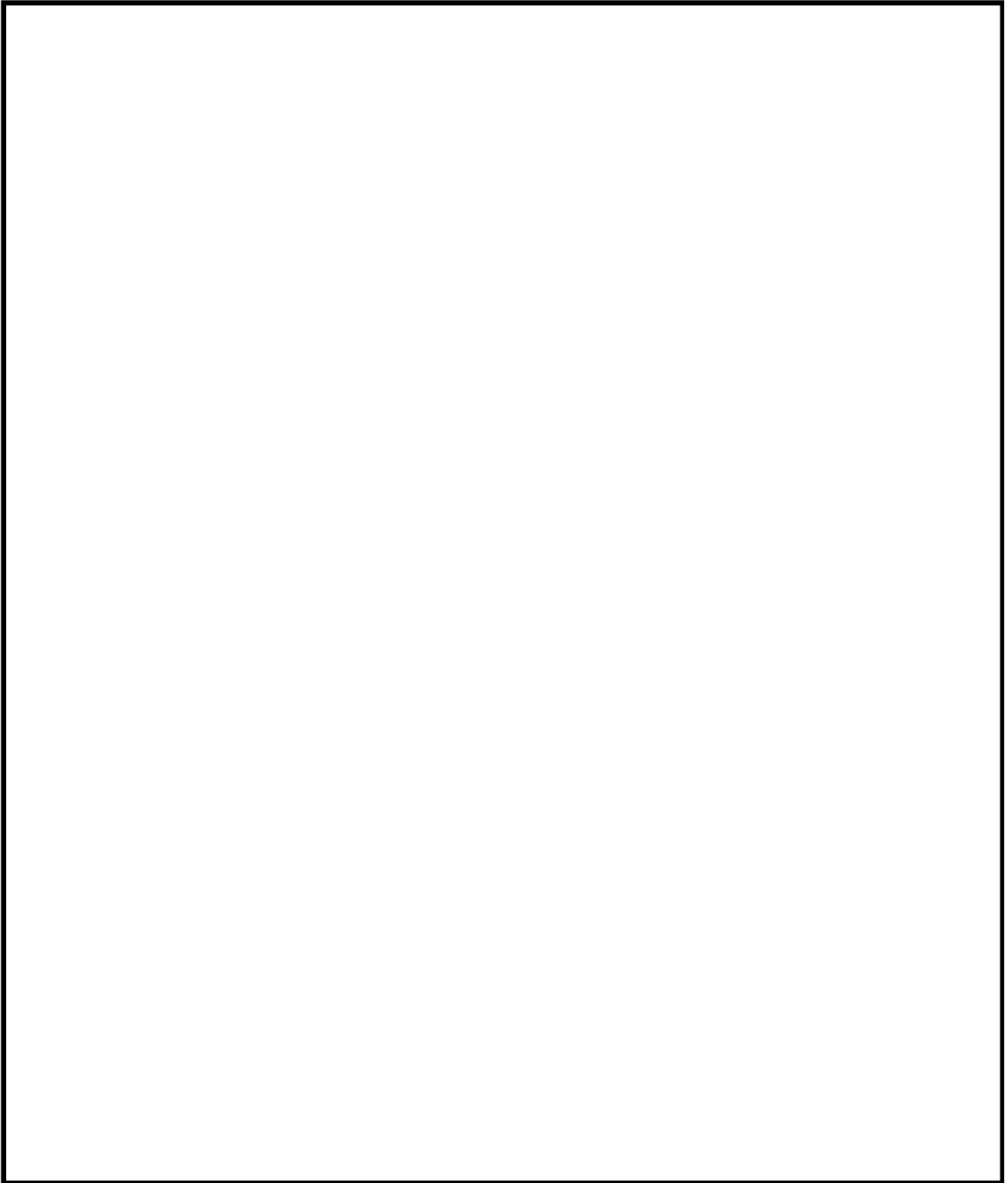
b. 作業の成立性

ベント停止における作業項目及び作業環境等を第 23-1-10 表に示す。

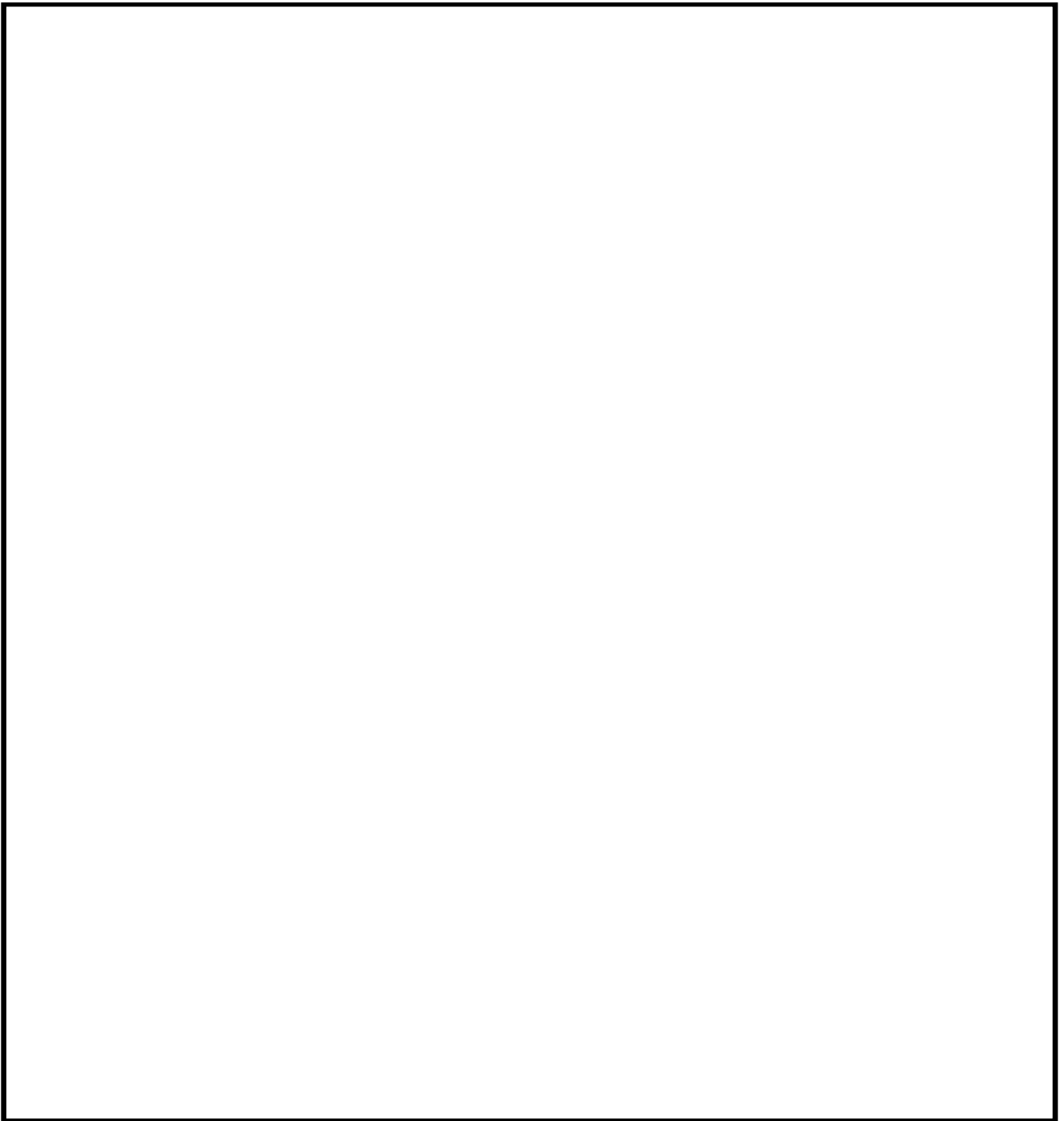
炉心損傷前ベント時に炉心損傷に至る可能性があるとして判断された場合のベント停止は，放射線量などの作業環境等を考慮しても，実施可能である。

第 23-1-10 表 ベント停止における作業項目及び作業環境等

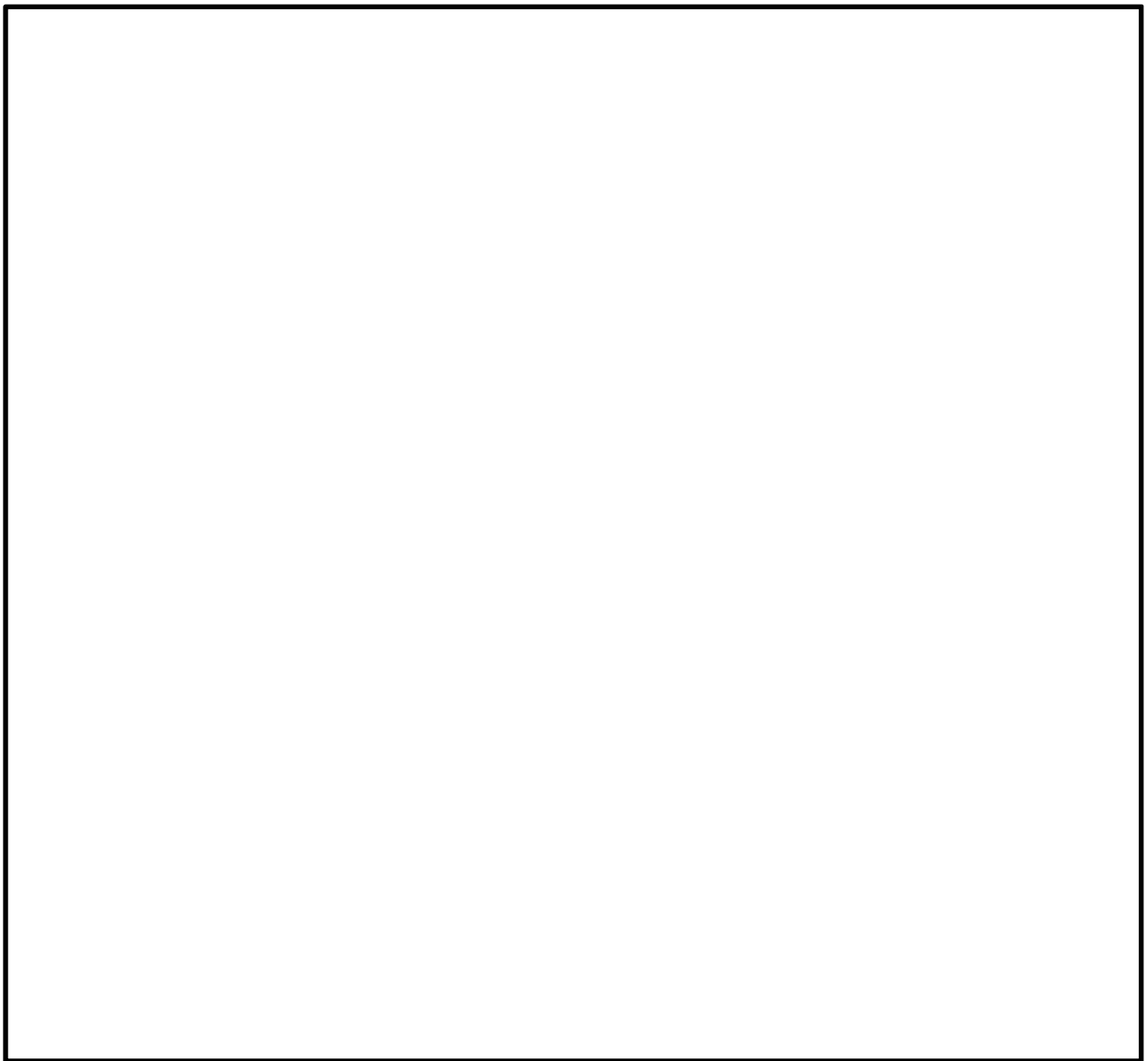
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	経路等	
窒素供給操作	屋外	通常原子炉 運転中と同 程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト・懐中電灯等により接近可能である。	接近経路上に、支障となる設備はない。 作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。 また、十分な作業スペースを確保している。	PHS、ページング設備が使用可能である。 また、使用できない場合でも、トランシーバー、衛星電話にて通話連絡が可能である。
	【炉心損傷がある場合】 11mSv/h (マスク着用)					
原子炉建屋 原子炉棟外	原子炉建屋 原子炉棟外		【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 5.5mSv/h (自給式呼吸器着用)	ガスタービン発電機より非常用照明が受電していることから作業エリアの照明は確保されている。 電源喪失時には、ヘッドライト・懐中電灯により接近可能である。	接近経路上に支障となる設備はない。
「原子炉格納容器 圧力逃がし装置ベントライン隔離弁」の閉操作 (現場での人力操作の場合)		【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 5.2mSv/h (自給式呼吸器着用)			



第 23-1-1 図 ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業場所 (1/3)



第 23-1-1 図 ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業場所 (2/3)



第 23-1-1 図 ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業場所 (3/3)



必要な要員と作業項目			経過時間											備考							
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	24h	25h	26h	27h	28h	29h	30h	31h	64h	65h	66h	67h	68h	69h	61h	62h	63h		
			▽約24時間		格納容器圧力38.4Pa(0.9Pd) ベント準備判断 格納容器スプレイ開始						▽約64時間	外部水源注水量限界到達 ベント実施判断									
	緊急時対策所本部要員	6 ●指揮・通報連絡																			
格納容器除熱	【2号運A】	[1] ●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁全開										5分								原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁	
	2号運B, D	2 中央操作不能時は現場操作										1.3時間 移動時間含む									
	【2号運B】	[1] ●原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント(サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁全開)											5分							サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁	
	【2号運A】、2号運E	[1] <sub>1</sub> 中央操作不能時は現場操作											2時間 移動時間含む		余裕時間						
ベント準備	2号運A	1 ●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン健全性確認及び他系統との隔離確認	5分																		
	重A~重I	9 ●原子炉格納容器圧力逃がし装置への水補給																			可搬型大容量送水ポンプの設置完了にて補給準備完了
	【重D~重F】	[3] ●可搬型窒素ガス供給装置の設置		3.5時間																	
	【重D, E】	[2] ●可搬型窒素ガス供給装置の暖機運転					2.5時間		余裕時間												暖機完了後も暖機運転継続
		●薬液補給装置の設置(追而)																			
格納容器冷却	【重H, 重I】	[2] ●可搬型大容量送水ポンプによる格納容器スプレイ																			

第 23-1-2 図 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) 時の作業と所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間																備考											
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	30h	31h	32h	33h	34h	73h	74h	75h	76h	77h	78h																	
緊急時対策所本部要員	6	●指揮・通報連絡																												
格納容器除熱	【2号運A】	【1】	●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁全開														5分	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁												
	2号運B, 運D	2	中央操作不能時は現場操作																1.3時間 (移動時間含む)											
	【2号運B】	【1】	●原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント(サブプレッションチェンバート用出口隔離弁全開)														5分	サブプレッションチェンバート用出口隔離弁												
	【2号運A】、2号運E	1 【1】	中央操作不能時は現場操作																2時間(移動時間含む)	余裕時間										
ベント準備	2号運A	1	●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン健全性確認及び他系統との隔離確認														5分													
	重A~重I	9	●原子炉格納容器圧力逃がし装置への水補給																可搬型大容量送水ポンプの設置完了にて補給準備完了											
	【重D~重F】	【3】	●可搬型窒素ガス供給装置の設置														3.5時間	余裕時間												
			●薬液補給装置の設置(追而)																											
待避準備	【2号運A】	【1】	●中央制御室換気空調系モード切替																少量外気取入れモード	再循環モード										
	【2号運B】	【1】	●中央制御室待避所加圧																10時間加圧											
	2号運C	1	●低圧代替注水系(常設)による原子炉注水調整																注水継続											
			●原子炉格納容器頂部水位確認																											
	3号運A	1	●中央制御室換気空調系起動停止																少量外気取入れモード	停止										
	3号運B, C	2	●緊急時対策所用電源確保																25分											
	本部要員	1	●緊急時対策所用可搬型空調起動停止																	停止										
	本部要員	1	●緊急時対策所(対策本部)加圧																10時間加圧											
重大事故要員	1	●緊急時対策所(待避場所)加圧																10時間加圧												
代替注水等	【重H, 重I】	【2】	●格納容器スプレイ														退避時間													
			●復水貯蔵タンク補給																											
	【重G】	【1】	●可搬型大容量送水ポンプ監視																											
電源監視	重M, 重N	2	●緊急時対策所用電源車監視																電源車は運転継続											
燃料補給	重P, 重Q	2	●燃料補給(可搬型大容量送水ポンプ, 緊急時対策所用電源車)																適宜, 補給実施											

第 23-1-3 図 格納容器過圧・過温破損(大破断 LOCA 時注水機能喪失(原子炉圧力容器健全))時の作業と所要時間

## 別紙 23-2 ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業の線量影響評価

ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業は, 放射線環境下での作業となることから, 成立性を確認するために, 各作業場所における線量影響を評価する。

### (1) 評価経路

ベントの準備, 実施, 継続中, 停止作業において, ベント前であれば二次格納施設内からのガンマ線と原子炉格納容器から大気中に漏えいした放射性物質からの線量の影響を受ける。また, ベント後は, ベントに伴い放出された放射性物質による放射線下の作業となり, ベント前の被ばく経路に加え, ベントにより大気中に放出された放射性物質と, フィルタ装置及び配管に付着した放射性物質の線量の影響を受けることになる。評価経路について第 23-2-1 表に示す。

### (2) 評価地点

ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業場所は別紙 23-1 の第 23-1-1 図のとおりである。

### (3) 評価条件

ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業の線量影響の評価条件を第 23-2-2 表～第 23-2-5 表に示す。

### (4) 評価結果

ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業時の実効線量率を第 23-2-6 表に示す。なお, 原子炉建屋内における作業においては, 自給式呼吸器を着用するため, 内部被ばくは考慮していない。

第 23-2-1 表 放射性物質による線量影響評価経路

評価経路	評価内容	準備		実施				継続中	停止		
		水・薬液補給準備	窒素供給準備	水源確保	燃料確保	FCVS 側隔離弁 <sup>※1</sup>	S/C 側隔離弁 <sup>※2</sup>	水・薬液補給	窒素供給		隔離弁 <sup>※1,2</sup>
		屋外	屋外	屋外	屋外	屋内	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内
①二次格納施設内からのガンマ線による被ばく	二次格納施設内に存在する放射性物質からのガンマ線による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	原子炉建屋から大気中に漏えいした放射性物質による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ベントにより大気中に放出された放射性物質による実効線量	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○
③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	原子炉建屋から漏えいし地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による実効線量	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ベントにより大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による実効線量	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○
④操作場所（室内）に取り込まれた放射性物質による被ばく	操作場所に取り込まれた放射性物質（原子炉格納容器から漏えいしたもの）による実効線量	—	—	—	—	○	○	—	○	—	○
	操作場所に取り込まれた放射性物質（ベントに伴い環境中に放出されたもの）による実効線量	—	—	—	—	—	○	—	○	—	○
⑤フィルタ装置本体及び配管からのガンマ線による被ばく	ベント時にフィルタ装置及び配管内を通過する希ガス及び付着する放射性物質からのガンマ線による実効線量	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○

※1： 原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁

※2： サプレッションチェンバベント用出口隔離弁

第 23-2-2 表 放射性物質の大気中への放出量評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断 LOCA 時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失	格納容器破損モードの中で、事象進展が最も厳しい事故シーケンスを選定
原子炉熱出力	2,436MWt	定格熱出力
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	R. G. 1. 195 <sup>※1</sup> に基づき設定
格納容器等への無機よう素の沈着速度	$9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (DF200 まで)	CSE 実験 <sup>※2</sup> に基づき設定
格納容器からの漏えい率	～1.0Pd：0.9%/day 1.0～1.5Pd：1.1%/day 1.5～2.0Pd：1.3%/day	AEC <sup>※3</sup> モデルに基づき設定
サプレッションチェンバプール水による無機よう素の除染係数	5	SRP6.5.5 <sup>※4</sup> に基づき設定
原子炉建屋の漏えい率	0.2 回/day	代表性のある 2012 年の敷地内気象データと設計値から保守的に設定
フィルタ装置による除染係数	粒子状放射性物質：1000 無機よう素：500 有機よう素：50	設計値
放射性物質の自然減衰	考慮する	放出までの自然減衰を考慮

※1：Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

※2：R. K. Hilliard, A. K. Postma, J. D. McCormack and L. F. Coleman, “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment,” Nucl. Technol. Vol.10, p499-519(1971)

※3：ORNL-NSTC-26, Safety standards, Criteria, And Guides For The Design, Location, Construction, And Operation Of Reactors, 1966, U. S. AEC

※4：Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev. 1, 3/2007

第 23-2-3 表 放射性物質の大気拡散の評価条件

項目	評価条件	選定理由	
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という。）に示されたとおり設定	
気象データ	女川原子力発電所における 1 年間の気象データ（2012.1～2012.12）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風(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	
放出箇所	原子炉建屋からの漏えい： ブローアウトパネル	放出箇所を考慮し設定	
	格納容器ベント： 原子炉格納容器 フィルタベント系放出端		
実効放出継続時間	原子炉建屋からの漏えい：70 時間	「気象指針」に基づき設定	
	格納容器ベント：1 時間		
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	「気象指針」に基づき設定	
建屋の影響	考慮する	「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、建屋の影響を考慮	
巻き込みを生じる代表建屋	2 号炉原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	
大気拡散評価点	ベントの準備、実施、継続中、停止に係る作業場所	設計に基づき設定（第 23-2-1 図参照）	
着目方位	水、薬液、窒素供給（屋外）及び水源確保	原子炉建屋からの漏えい：9 方位 WSW～NNW～ENE	「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）」に従い設定 隔離弁操作場所は放出点が巻き込みを考慮する建屋の拡散領域内にあるため、放出点が評価点の風上となる 180° を対象とした（第 23-2-1 図参照）
		格納容器ベント：9 方位 W～N～E	
	燃料確保	原子炉建屋からの漏えい：2 方位 WNW, NW	
		格納容器ベント：2 方位 WNW, NW	
	隔離弁※操作	原子炉建屋からの漏えい：9 方位 WNW～NNE～ESE	
		格納容器ベント：9 方位 NNW～ENE～SSE	
窒素供給（屋内）	原子炉建屋からの漏えい：9 方位 WSW～NNW～ENE		
	格納容器ベント：9 方位 NW～NE～SE		
建屋投影面積	2,050m <sup>2</sup>	地上から上方の建屋の投影面積のうち、最小面積を使用	
形状係数	1/2	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき設定	

※：原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁、サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁

第 23-2-4 表 呼吸及び地表面への沈着速度の条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
呼吸率	1.2 m <sup>3</sup> /h	ICRP Publication 71 に基づき，成人活動時の呼吸率を設定
全面マスク	屋外作業時に着用 (DF=50)	実運用に合わせて設定
自給式呼吸器	屋内作業時に着用 (内部被ばくを考慮しない)	
地表への沈着速度	希ガス : 沈着なし 有機よう素 : 0.004 cm/s その他 : 1.2 cm/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(有機よう素 : 0.001cm/s, その他 0.3cm/s) の 4 倍を設定。有機よう素の乾性沈着速度は NRPB-R322 <sup>※1</sup> から，その他は NUREG/CR-4551 Vol.2 <sup>※2</sup> を基に設定

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

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

第 23-2-5 表 ベントの準備，実施，継続中，停止に係る作業場所の評価条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
評価点	ベントの準備，実施，継続中，停止に係る作業場所	設計に基づき設定(第 23-2-1 図参照)
空間容積	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁 遠隔手動操作場所 : 1,860m <sup>3</sup>	設計値
	サブプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁 遠隔手動操作場所 : 1,540m <sup>3</sup>	
	窒素供給ライン弁 遠隔手動操作場所 : 1,840m <sup>3</sup>	
遮蔽厚さ		設計値
大気中からの空気流入量	0.2 回/day	女川原子力発電所における 2012 年の敷地内気象データにおける累積出現頻度 97%の風速から求めた原子炉建屋の漏えい率を基に設定

第 23-2-6 表 ベントの準備, 実施, 継続中, 停止に係る作業時における線量影響評価結果

[単位 : mSv/h]

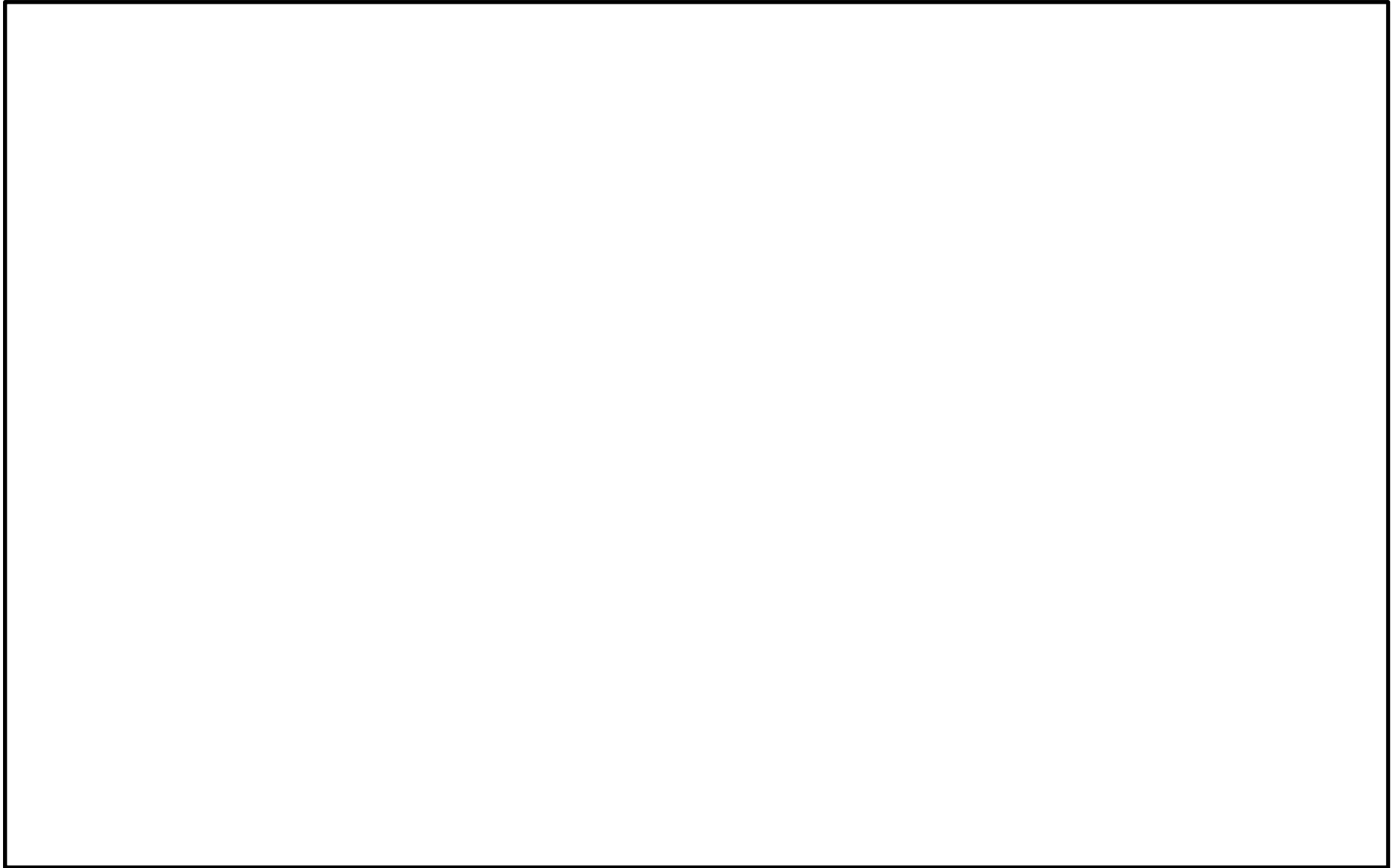
項 目	準備		実施				継続中	停止			
	水・薬液 補給準備	窒素供給 準備	水源確保	燃料確保	FCVS 側 隔離弁 <sup>※1</sup>	S/C 側 隔離弁 <sup>※2</sup>	水・薬液 補給	窒素供給		FCVS 側 隔離弁 <sup>※1</sup>	S/C 側 隔離弁 <sup>※2</sup>
	屋外	屋外	屋外	屋外	屋内	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内	屋内
① 二次格納施設内からの ガンマ線による被ばく	3.5×10 <sup>-1</sup>			1.9×10 <sup>-2</sup>	1.5×10 <sup>-3</sup>	3.2×10 <sup>-5</sup>	1.1×10 <sup>-1</sup>	2.3×10 <sup>-4</sup>	1.1×10 <sup>-1</sup>	3.2×10 <sup>-5</sup>	3.2×10 <sup>-5</sup>
② 大気中へ放出された放射性 物質による被ばく	1.5			2.4×10 <sup>-1</sup>	6.7×10 <sup>-5</sup>	5.8×10 <sup>-9</sup>	1.3	1.8×10 <sup>-6</sup>	1.3	7.8×10 <sup>-4</sup>	5.8×10 <sup>-9</sup>
③ 地表面に沈着した放射性物 質のガンマ線による被ばく	3.9			4.5×10 <sup>-1</sup>	1.1×10 <sup>-4</sup>	2.0×10 <sup>-4</sup>	7.2	1.7×10 <sup>-4</sup>	7.2	2.0×10 <sup>-4</sup>	2.0×10 <sup>-4</sup>
④ 操作場所（室内）に取り込 まれた放射性物質による被 ばく	—			—	3.1	4.8	—	5.4	—	5.2	4.8
⑤ フィルタ装置本体及び配管 からのガンマ線による被ば く	—			—	—	3.0×10 <sup>-5</sup>	2.6	7.2×10 <sup>-2</sup>	2.6	1.2×10 <sup>-2</sup>	3.0×10 <sup>-5</sup>
合 計 (①+②+③+④+⑤)	約 5.7			約 0.7	約 3.1	約 4.8	約 11	約 5.5	約 11	約 5.2	約 4.8

※1：原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁

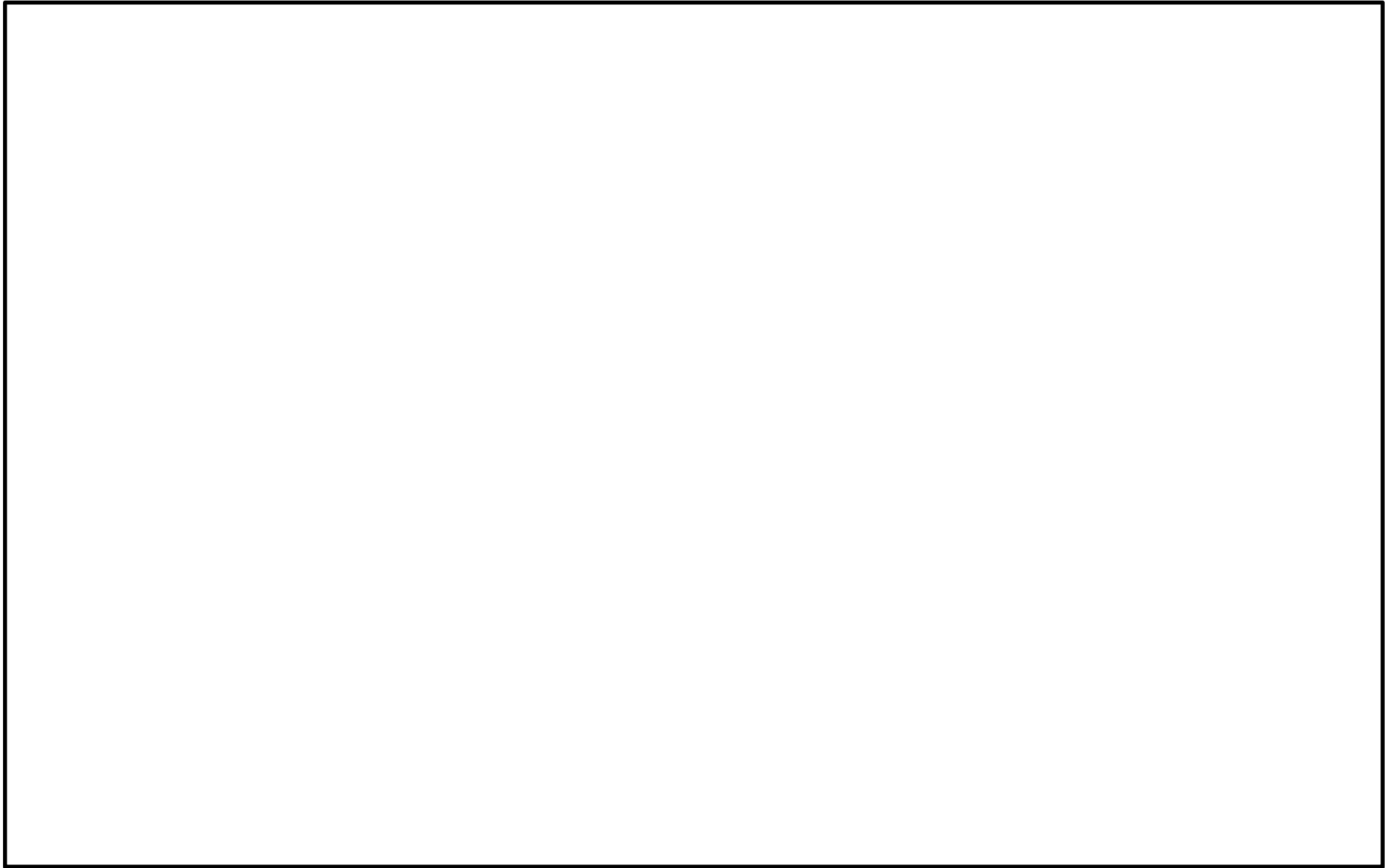
※2：サプレッションチェンバベント用出口隔離弁

※3：屋内作業時は、自給式呼吸器を着用するため、内部被ばくは考慮していない。

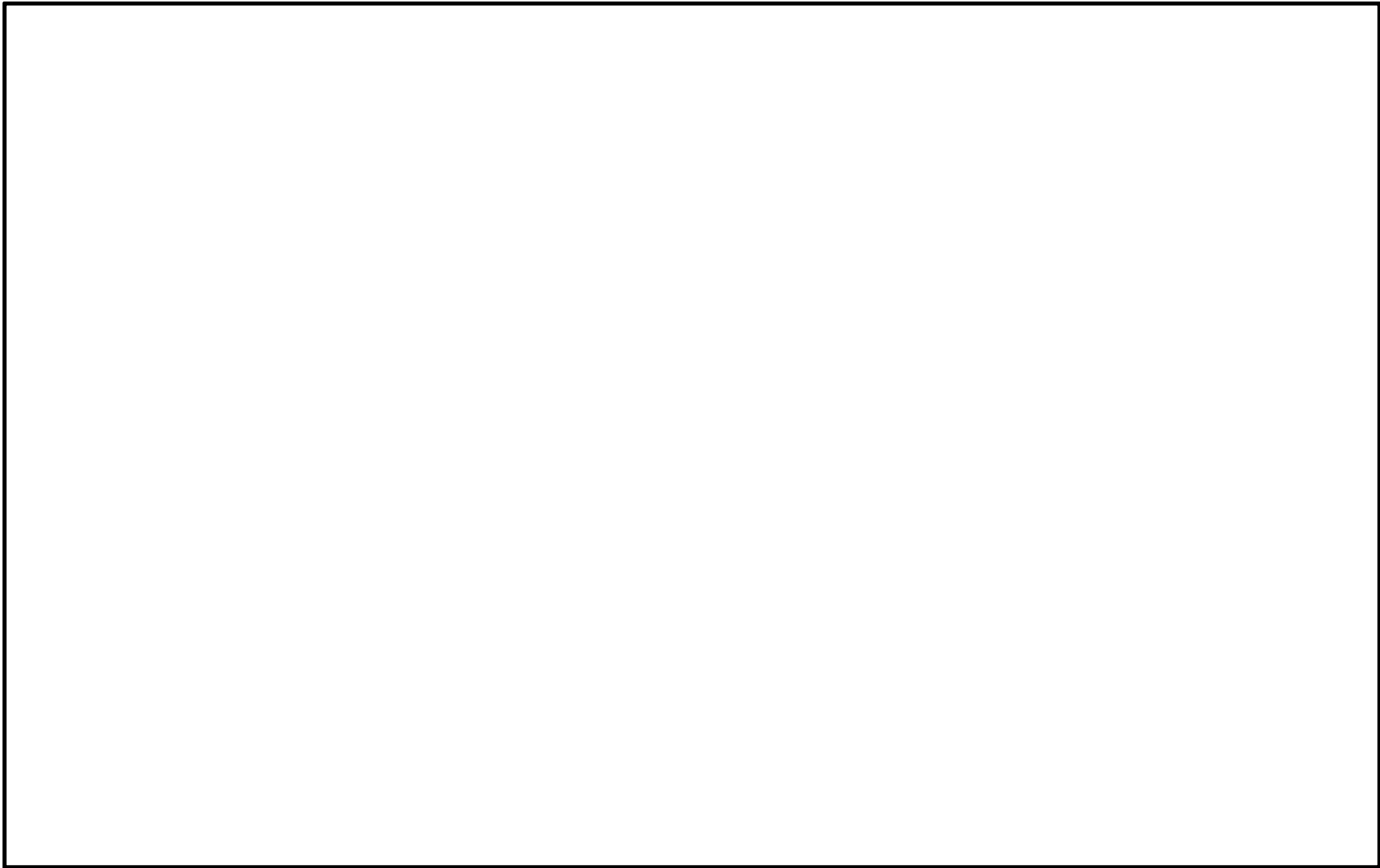




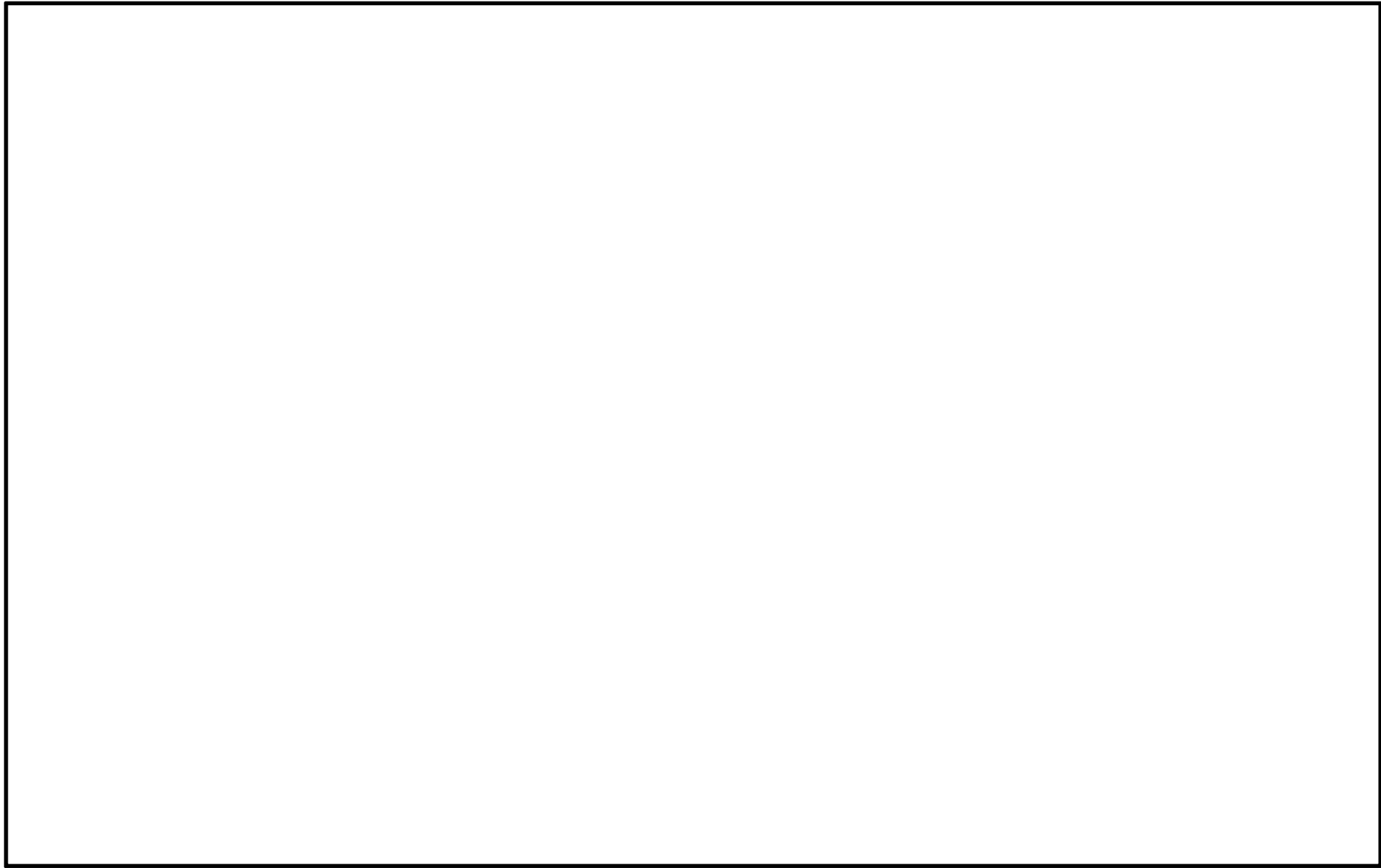
第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（水, 薬液, 窒素の供給, 水源確保一格納容器ベント）（1/8）



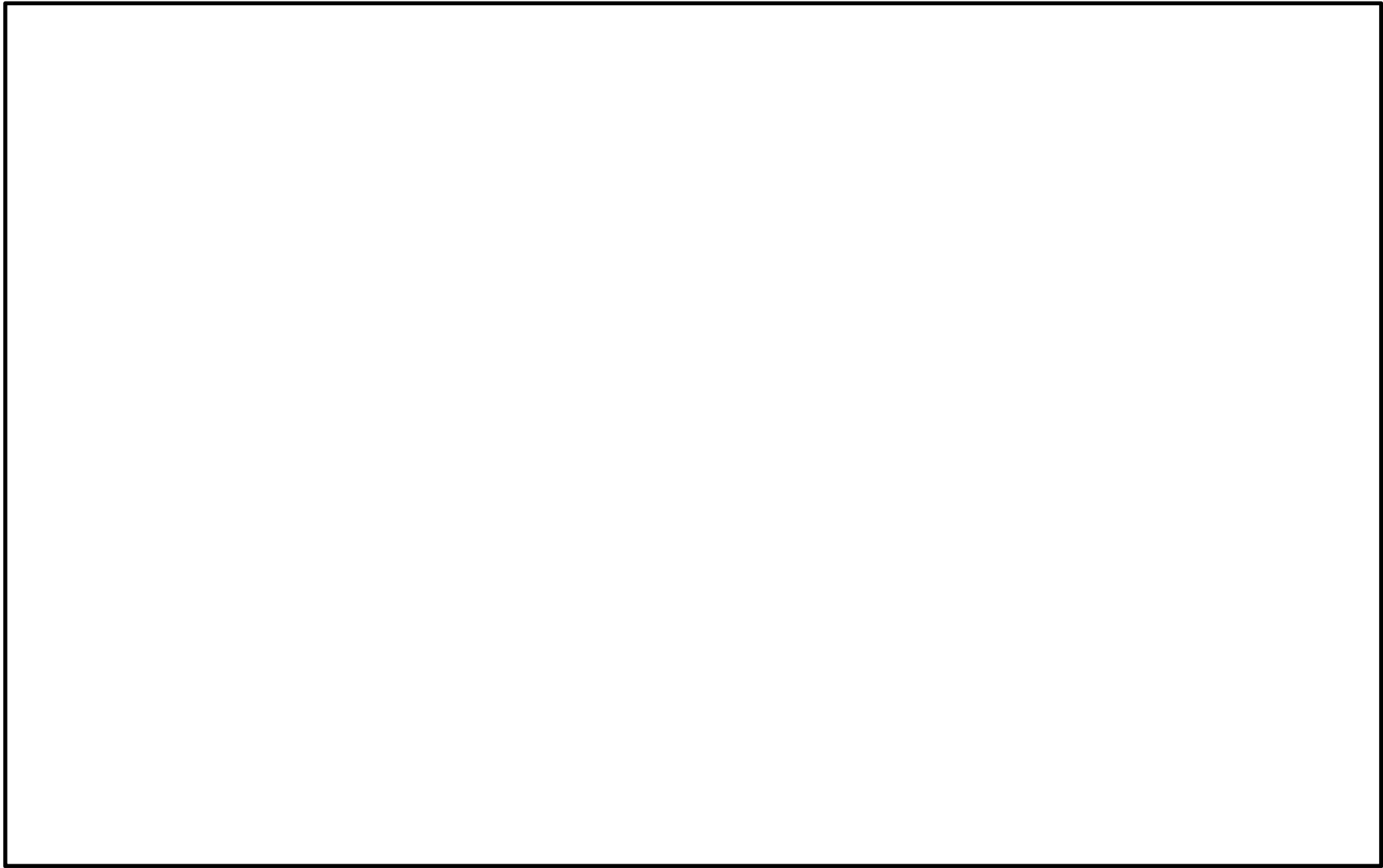
第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（水, 薬液, 窒素の供給, 水源確保-R/B からの漏えい）(2/8)



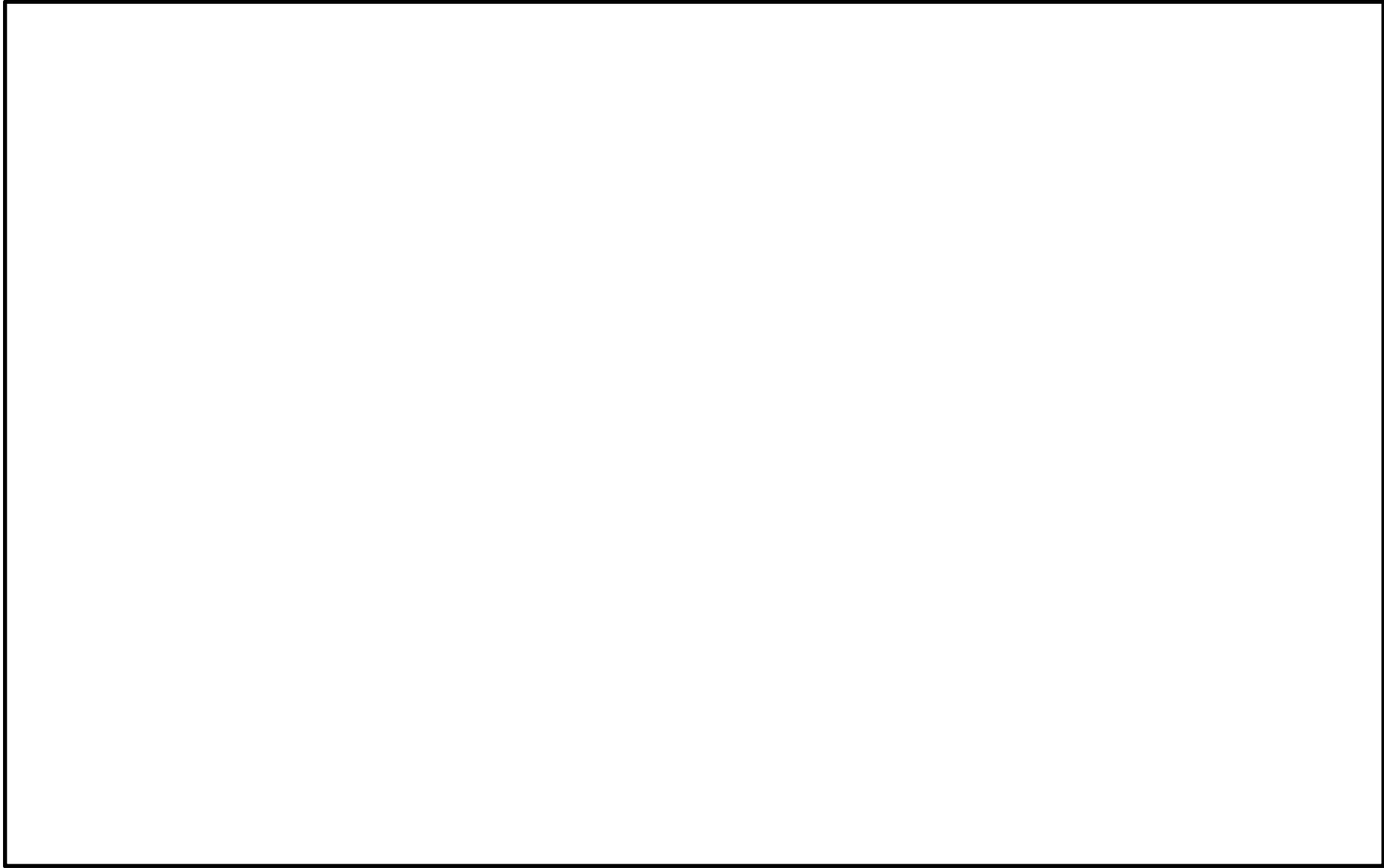
第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（緊急時電源車への燃料補給一格納容器ベント）（3/8）



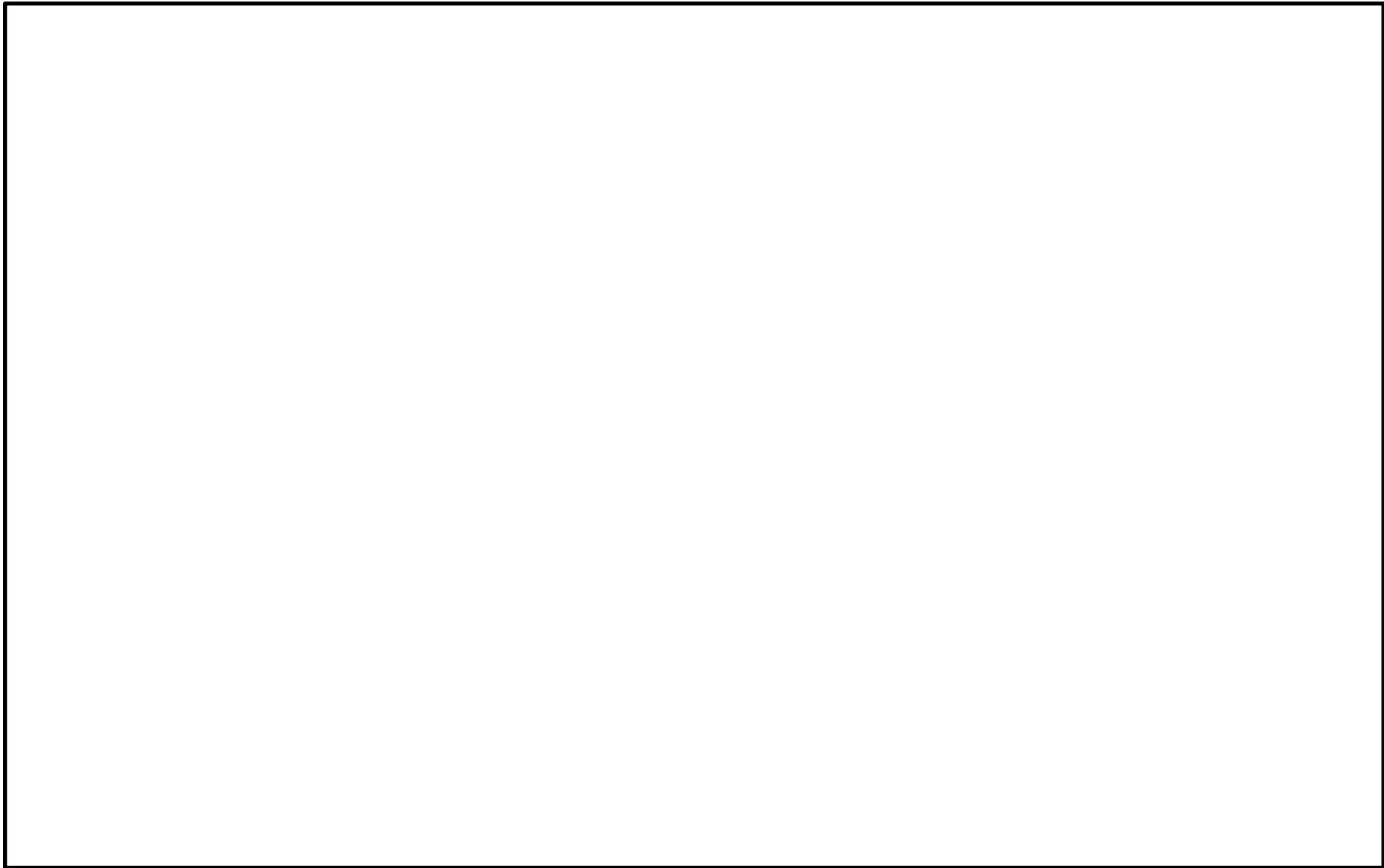
第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（緊急時電源車への燃料補給-R/Bからの漏えい）（4/8）



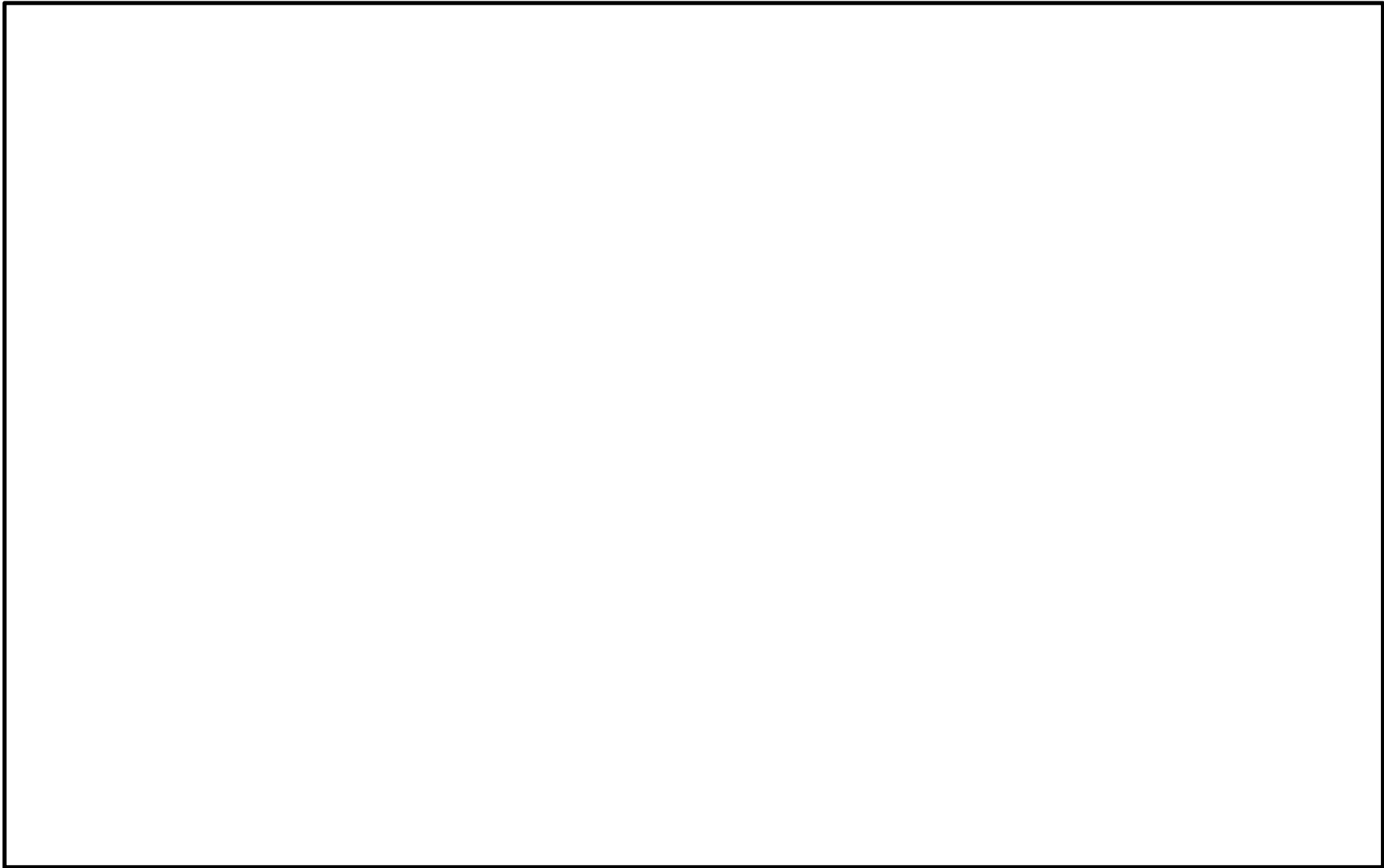
第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（隔離弁操作一格納容器ベント）（5/8）



第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（隔離弁操作-R/B からの漏えい）（6/8）



第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（窒素供給ライン弁操作一格納容器ベント）（7/8）



第 23-2-1 図 放射性物質の大気拡散評価における着目方位（窒素供給ライン弁操作-R/B からの漏えい）（8/8）



**【指摘事項：137-4】**

・2Pd に至るまで、弁の手動操作は間に合うか、また、それまでの格納容器の健全性について説明すること。

**1. 回答**

炉心損傷があると判断した場合には、フィルタ装置にて除去できない希ガスを可能な限り格納容器内に保持するが、限界圧力である格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達までにベントを実施することとしている。

ベント実施は、中央制御室から遠隔にて操作可能だが、人力による隔離弁の操作やブルーム通過に備えた作業を考慮しても、格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達までにベント操作を完了することができるよう、外部水源注水量限界到達で行うこととしている。

炉心損傷がある場合にベントを実施する有効性評価の格納容器破損モードのうち、ベント実施の余裕時間が最も短い「格納容器過圧・過温破損（大破断 LOCA 時注水機能喪失（原子炉圧力容器健全）」であっても格納容器圧力 854kPa[gage] (2Pd) 到達までにベント操作を完了することができる。（第 24-1 図）

また、格納容器は、第 24-1 表（「重大事故等対策の有効性評価 補足説明資料（原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果）」（平成 27 年 3 月 3 日 資料 2-2 第 4.1-1 表）再掲）に示すとおり、200℃、2Pd の環境下における構造健全性及び機能維持を確認した。

必要な要員と作業項目			経過時間						備考						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	30h	31h	32h	33h	34h	73h	74h	75h	76h	77h	78h		
			▽約30時間 格納容器圧力640kPa(1.5Pd) 格納容器スプレイ開始						▽約73時間 外部水注入水量限界到達 ベント実施判断 緊急時対策所への退避指示(作業完了後退避)						
			▽ベント準備完了						▽作業員の緊急時対策所への退避完了 待避所/緊急時対策所加圧開始						
									▽待避所/緊急時対策所加圧確認 格納容器ベント開始						
									▽約78時間 格納容器圧力854kPa(2Pd)						
	緊急時対策所本部要員	6	●指揮・通報連絡												
格納容器除熱	【2号運A】	【1】	●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁全開						5分						原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁
	2号運B, 運D	2	中央操作不能時は現場操作											1.3時間 (移動時間含む)	
	【2号運B】	【1】	●原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント(サブプレッションチェンバント用出口隔離弁全開)						5分						サブプレッションチェンバント用出口隔離弁
	【2号運A】, 2号運E	1 【1】	中央操作不能時は現場操作						2時間(移動時間含む)						余裕時間
ベント準備	2号運A	1	●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン健全性確認及び他系統との隔離確認						5分						
	重A~重I	9	●原子炉格納容器圧力逃がし装置への水補給											可搬型大容量送水ポンプの設置完了にて補給準備完了	
	【重D~重F】	【3】	●可搬型窒素ガス供給装置の設置						3.5時間						余裕時間
			●薬液補給装置の設置(追而)												
待避準備	【2号運A】	【1】	●中央制御室換気空調系モード切替						少量外気取入れモード						再循環モード
	【2号運B】	【1】	●中央制御室待避所加圧						10時間加圧						
	2号運C	1	●低圧代替注水系(常設)による原子炉注水調整						注水継続						
			●原子炉格納容器頂部水位確認												
	3号運A	1	●中央制御室換気空調系起動停止						少量外気取入れモード						停止
	3号運B, C	2	●緊急時対策用電源確保						25分						
	本部要員	1	●緊急時対策所可搬型空調起動停止												停止
本部要員	1	●緊急時対策所(対策本部)加圧						10時間加圧							
重大事故要員	1	●緊急時対策所(待機場所)加圧						10時間加圧							
代替注水等	【重H, 重I】	【2】	●格納容器スプレイ						退避時間						
			●復水貯蔵タンク補給												
	【重G】	【1】	●可搬型大容量送水ポンプ監視												
電源監視	重M, 重N	2	●緊急時対策所用電源車監視						電源車は運転継続						
燃料補給	重P, 重Q	2	●燃料補給(可搬型大容量送水ポンプ, 緊急時対策所用電源車)						適宜, 補給実施						

第 24-1 図 格納容器過圧・過温破損(大破断 LOCA 時注水機能喪失(原子炉圧力容器健全))時の作業と所要時間

第24-1表 格納容器の構造健全性及びシール部の機能維持評価結果

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
原子炉格納容器本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.4Pd ~ 6.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	一般部	設計・建設規格 (PVE-3230他) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約2.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	ドライウェル基部	既工認の評価値を用いて200℃、2Pdにおける発生応力を評価	□ MPa (一次+二次応力)	501MPa以下
	ベント管ベローズ	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	□ (疲労累積係数)	1以下
ドライウェル主フランジ	フランジ及び締付ボルト	代表プラントの主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約3.9Pd ~ 4.4Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約 □ mm (開口量)	許容開口量 ( □ mm) 以下
機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	代表プラントのペネトレーション構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd ~ 4.7Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約7.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	鏡板	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価	約 □ Pd (許容圧力 (座屈圧力))	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□ mm (変形量 (開口量))	許容変形量 ( □ mm) 以下

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
所員用エアロック	扉及び隔壁	既工認の評価値を用いて、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約 <input type="text"/> Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約8.0Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	扉のシール部	機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変形量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	<input type="text"/> mm (開口量)	許容開口量 ( <input type="text"/> mm) 以下
	扉以外のシール部	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	・200℃で耐性あり (改良EPDM材) ・250℃ (PEEK材)	200℃以上
逃がし安全弁搬出入口	円筒胴及び鏡板	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約19.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	フランジ及びヒンジボルト	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール部	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	<input type="text"/> mm (開口量)	許容開口量 ( <input type="text"/> mm) 以下
配管貫通部	貫通配管	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価	0.0036 (疲労累積係数)	1以下
	貫通部	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価	311MPa (一次+二次応力)	501MPa以下
	スリーブ	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約37.1Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
		設計・建設規格 (PVE-3612) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約20.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	端板	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約11.4Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値
配管貫通部（フランジ部）	ボルト締付平板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約 <input type="text"/> Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	フランジ	JIS B 8265-2003を適用し、2Pdにおけるフランジの発生組合せ応力を評価	<input type="text"/> MPa	292MPa以下
	締付ボルト	JIS B 8265-2003を適用し、200℃、2Pdにおけるボルトの所要総断面積を評価	<input type="text"/> mm <sup>2</sup> (所要総断面積)	総断面積 ( <input type="text"/> mm <sup>2</sup> ) 以下
	シール部	一般式によるフランジ開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約 <input type="text"/> mm (開口量)	許容開口量 ( <input type="text"/> mm) 以下
配管貫通部（閉止板）	閉止板	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約10.8Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
配管貫通部（伸縮継手）	伸縮継手	設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、疲労累積係数を評価	0.1067 (疲労累積係数)	1以下
配管貫通部（短管）	短管	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約25.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
電気配線貫通部	スリーブ	「配管貫通部 スリーブ」に合わせて評価	—	—
	アダプタ	設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約30.4Pd ・低電圧：約37.0Pd	2Pd (0.854MPa) 以上
	ヘッド	設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	・高電圧：約33.7Pd ・低電圧：約69.0Pd	2Pd (0.854MPa) 以上
	モジュール	電共研及びNUPECの原子炉格納容器電気ペネトレーションの特性・健全性確認試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価	漏えいなし	気密性を維持すること
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	約3.0Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
	シール材	PEEK材の材料特性、改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	・200℃で耐性あり(改良EPDM材) ・250℃(PEEK材) ・漏えいなし	200℃以上 シール機能維持

**【指摘事項：137-13】**

- ・ ベント停止の時期について目安を示すこと。また、冷却機能の復旧や水素濃度の制御など、停止の判断に際して重要となる事項について説明すること。

**1. 回答**

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施することで、格納容器温度及び圧力が低下し始めるが、下記の条件を満足することによりベントを停止することが可能となる。その後は、原子炉及び格納容器の安定状態を長期にわたり維持することができる。

- ・ 残留熱除去系等の復旧による格納容器除熱機能確保
- ・ ベント停止後の格納容器内水素・酸素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系の復旧又は格納容器への窒素封入
- ・ これらの安全機能の維持に必要な電源の復旧

ベント停止のために必要な機能及びそれらの機能を備えた設備について、第 25-1 表に示す。

第 25-1 表 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系</li> </ul>	格納容器内の熱を原子炉補機冷却水系へ輸送するとともに、格納容器内における循環冷却を行う。
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系（または原子炉補機代替冷却系）</li> </ul>	格納容器内の熱を最終ヒートシンクである海へ輸送する。
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型窒素ガス供給装置</li> </ul>	格納容器内の除熱に伴い水蒸気が凝縮し、格納容器が負圧になることを防止する。
格納容器内水素・酸素濃度の制御（炉心損傷がある場合）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可燃性ガス濃度制御系</li> </ul>	格納容器内で発生する水素及び酸素を結合する。
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型窒素ガス供給装置</li> </ul>	格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系内を掃気し、不活性化を行う。
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器水素濃度計</li> </ul>	格納容器内の水素濃度を監視する。
電源供給	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源</li> </ul>	格納容器除熱及び格納容器内で発生する水素及び酸素濃度の制御を継続するための電力を供給する。

**【指摘事項：137-6】**

- ・ラプチャディスクが開放された後の、フィルタベント装置内におけるよう素の再揮発の可能性等を考慮した上で、ベント停止後の監視パラメータについて検討すること。

**1. 回答**

ベント実施後には、放射線モニタ、圧力及び温度等を監視することにより、原子炉格納容器フィルタベント系の状態を確認する。

ベント停止後の監視パラメータについて別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 26 ベント停止後の監視パラメータ



## 別紙 26 ベント停止後の監視パラメータ

ベント停止後に監視する原子炉格納容器フィルタベント系に関連するパラメータを第 26-1 表に示す。

第 26-1 表 ベント停止後の監視パラメータ

監視パラメータ	監視理由	計器監視場所
格納容器圧力, 温度, 水素濃度	ベント停止後の格納容器パラメータに異常がないことを確認する。	中央制御室/ 緊急時対策所
フィルタ装置 出口放射線モニタ	指示値が安定していることを監視する。	中央制御室/ 緊急時対策所
モニタリングポスト		中央制御室/ 緊急時対策所
フィルタ装置入口圧力	系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。	中央制御室/ 緊急時対策所
フィルタ装置出口圧力		中央制御室/ 緊急時対策所
フィルタ装置水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを確認する。また、蒸発による水位低下時には、水の補給の必要性の判断を行う。	中央制御室/ 緊急時対策所
フィルタ装置 出口水素濃度	系統内での水素の発生の有無を監視する。	中央制御室/ 緊急時対策所

**【指摘事項：137-7】**

- ・フィルタベント停止後、ラプチャディスクが開放された状態で窒素を流し続けることについて、ラプチャディスクの上流側にある隔離弁の運用について説明すること。

**1. 回答**

フィルタ装置出口から圧力開放板の間には、ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離するため、また、プラント起動前における系統内の窒素置換時に使用するための弁を設置する。この弁は、系統待機時は常時「開」運用であり、中央制御室にて開閉状態の監視が可能である。

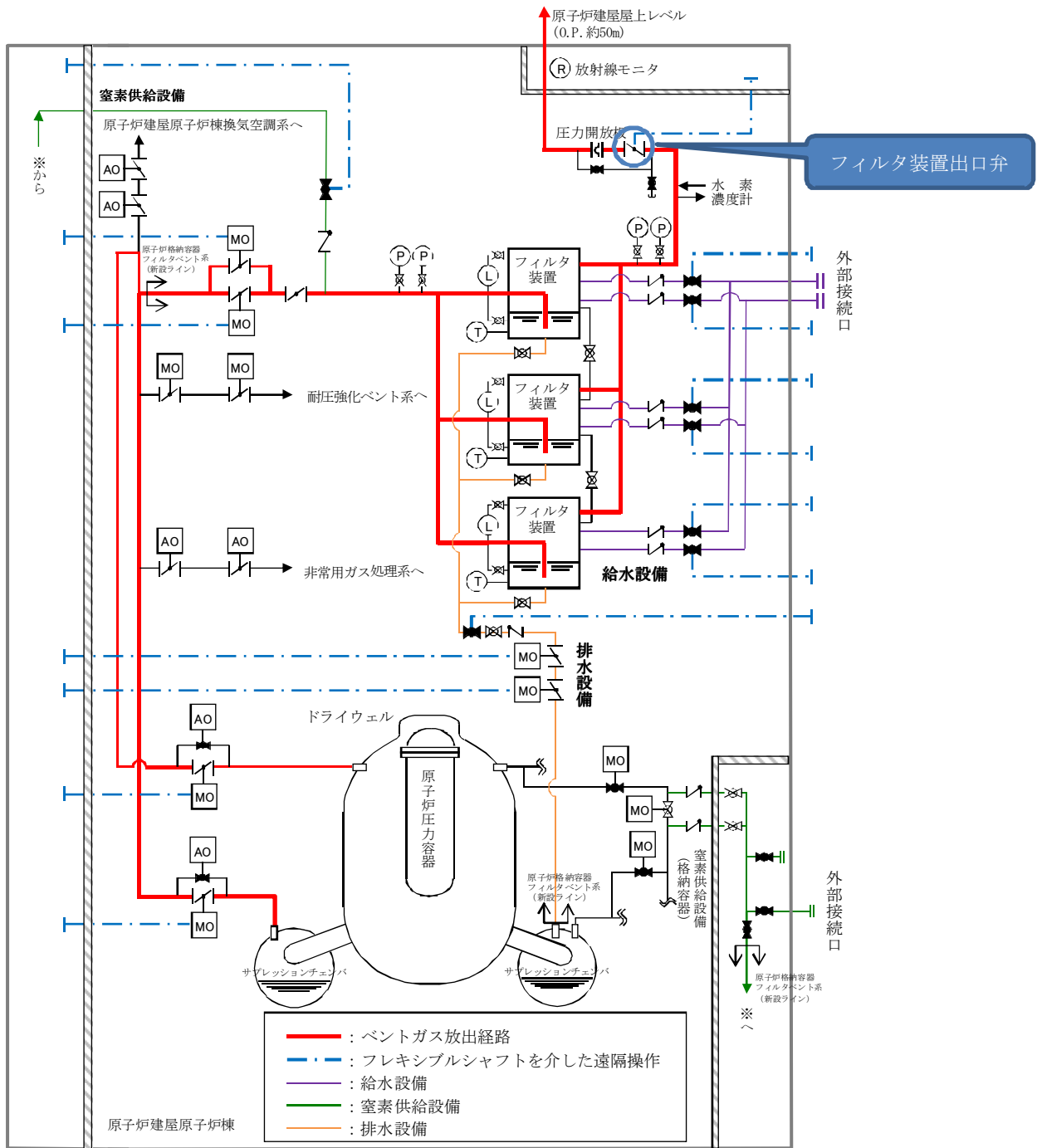
圧力開放板の上流側にある弁の設置目的及び運用について、別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 27 圧力開放板の上流側にある弁の設置目的及び運用

## 別紙 27 圧力開放板の上流側にある弁の設置目的及び運用

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成を第 27-1 図に示す。フィルタ装置出口から圧力開放板の間にフィルタ装置出口弁を設置する。この弁は通常「開」運用であり，中央制御室にて開閉状態の監視が可能である。以下に，フィルタ装置出口弁の設置目的及び運用について示す。



原子炉建屋

第 27-1 図 原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成

(1) ベント終了後の大気との隔離

ベント終了後にフィルタ装置を大気と隔離することを目的として設置する。

ベント停止後に窒素ガス供給装置により原子炉格納容器フィルタベント系に窒素を供給し、放射性物質を含むスクラバ溶液をサブプレッションチェンバへ移送が完了した後に弁を閉止する。なお、弁の閉止は、原子炉建屋原子炉棟外からフレキシブルシャフトを介して人力にて行う。

(2) プラント起動前における窒素置換

プラント起動前における原子炉格納容器フィルタベント系統内の窒素置換の際に弁を閉止することにより圧力開放板を隔離し、系統内の圧力が破裂設定圧力を超えた場合でも圧力開放板が作動することを防止する。

**【指摘事項：137-3, 137-8】**

- ・格納容器内の圧力が計測できない場合について説明すること。
- ・フィルタベント開始の判断について、局所的な温度上昇の監視の実現性も含め、運用について説明すること。

**1. 回答**

原子炉格納容器フィルタベント系におけるベントの実施は、原則として格納容器圧力を基準に判断するが、格納容器圧力以外も格納容器内外のパラメータを同時に監視することとしている。また、ベント実施判断の考え方は、以下の3ケースに分類され整理される。

- ・ 格納容器圧力によるベント判断
- ・ 格納容器温度によるベント判断（格納容器圧力が計測できない場合）
- ・ 格納容器からの漏えい検知によるベント判断

ベント実施に必要なパラメータ及びベント実施判断の考え方について別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 28 ベント実施に必要なパラメータ及びベント実施判断の考え方

## 別紙 28 ベント実施に必要なパラメータ及びベント実施判断の考え方

### (1) ベント実施に必要なパラメータ

ベントの実施は、原則として格納容器圧力を基準に判断するが、格納容器圧力以外も格納容器内外のパラメータを同時に監視することとしている。監視に必要なパラメータを以下に示す。

#### a. 格納容器内パラメータ

##### (a) 格納容器圧力

格納容器圧力を計測する圧力計は、ドライウエルに 1 台、サブプレッションチェンバに 1 台設置されており、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な設計としている。

##### (b) 格納容器内雰囲気温度

格納容器圧力が計測できない場合、または格納容器圧力を補完するパラメータとして、複数の格納容器内の雰囲気温度を監視することとしている。

格納容器内の雰囲気温度を計測する温度計は、ドライウエルに 55 台、サブプレッションチェンバに 4 台設置されており、各所に分散して配置されることにより格納容器内全体の雰囲気温度を監視することができる。

このうち、ドライウエル 11 台、サブプレッションチェンバ 4 台の合計 15 台の温度計については、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な設計としている。また、ドライウエルに設置される温度計は、機器ハッチ部等の格納容器のシール部付近、ペDESTALに設置されている。

ドライウエル及びサブプレッションチェンバに設置された合計 15 台の温度計の設置箇所を第 28-1 図に示す。

#### b. 格納容器外パラメータ

格納容器の健全性については、重大事故等発生時の環境条件においても信頼性の高い圧力計及び温度計により判断できるが、不測事態により格納容器からの漏えいが発生する場合を想定し、格納容器からの漏えいを検知する手段として、以

下の計器を合わせて監視することとしている。監視パラメーター一覧を第 28-1 表に示す。

- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ
- ・原子炉建屋水素濃度計
- ・静的触媒式水素再結合装置入口・出口温度計

## (2) ベント実施判断の考え方について

炉心損傷後におけるベント実施判断の考え方は、以下の 3 ケースに分類され整理される。①においては有効性評価の範囲で想定できるベント判断の考え方であり、②及び③においては、格納容器圧力が計測できない場合や格納容器の限界圧力及び限界温度に到達する前の格納容器の漏えいを想定していることから、有効性評価のマネジメントを超えた不測事態におけるベント判断となるが、柔軟な事故対応ができるよう手順を整備している。

- ① 格納容器圧力によるベント判断
- ② 格納容器温度によるベント判断（格納容器圧力が計測できない場合）
- ③ 格納容器からの漏えい検知によるベント判断

### ① 格納容器圧力によるベント判断

ベントの実施により、格納容器圧力を低下させ、格納容器内の可燃性ガスを排出するため、格納容器圧力を監視するとともに、限界圧力に到達する前にベントを実施するため、外部水源注水量限界 3,800m<sup>3</sup> 到達によりベント実施を判断する。

### ② 格納容器温度によるベント判断（格納容器圧力が計測できない場合）

格納容器圧力が計測できない場合は、格納容器内雰囲気温度から格納容器圧力を推定する。格納容器内が飽和状態の場合、温度と圧力は一意的な関係となるため、格納容器温度を計測すれば、その時の格納容器圧力を推定することができる。

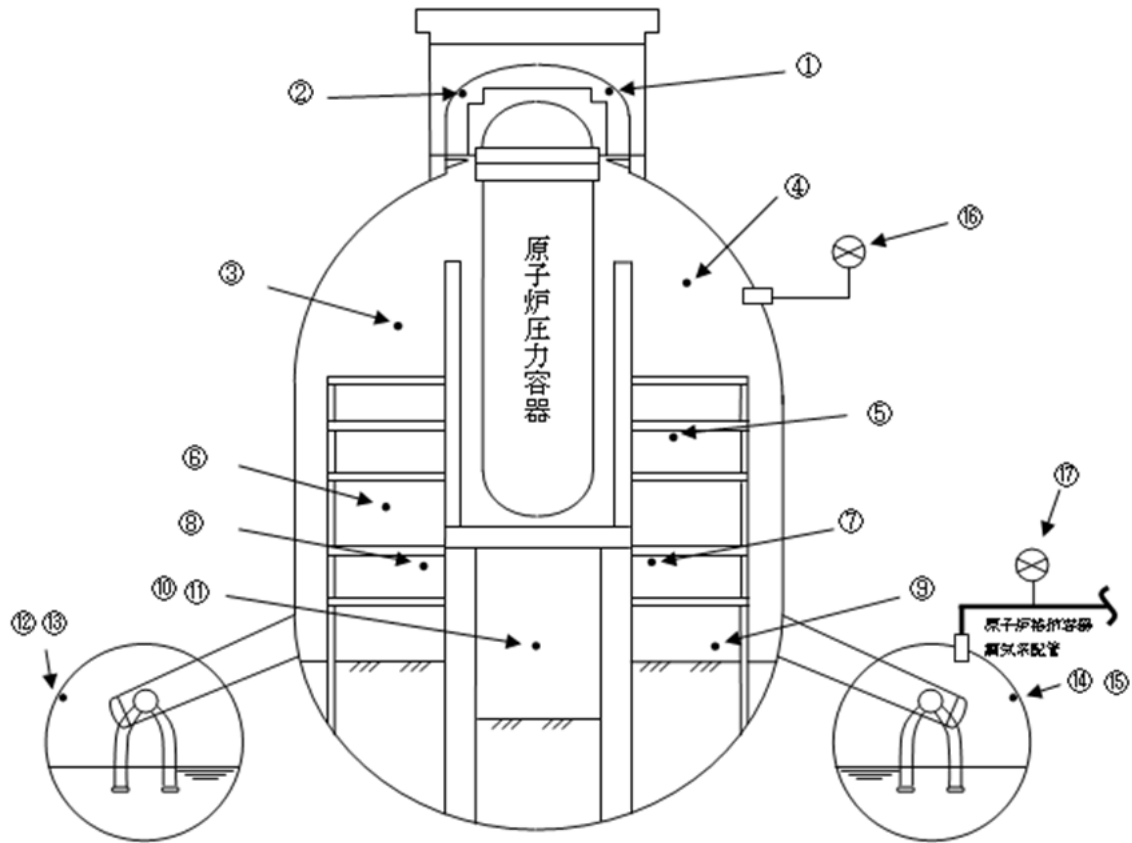
圧力と飽和温度の関係を、第 28-2 図に示す。

格納容器内雰囲気温度は、(1)で述べたように複数点について重大事故等時においても信頼度高く計測できる設計としているが、格納容器内の雰囲気温度には局所性があることから、複数の温度計測結果に基づき、ベント実施を判断する。

### ③ 格納容器からの漏えい検知によるベント判断

炉心損傷後のベント運用に関しては、格納容器圧力が限界圧力以下であっても、不測事態により格納容器からの漏えいが発生する場合も想定する。このような場合については、非管理放出を抑制し、また、異常漏えいから大規模な格納容器破損に至ることを回避し、環境影響を緩和する観点から、ベントを実施することとしている。ベント実施について、(1)で示した漏えいに関する複数のパラメータの兆候により判断する。



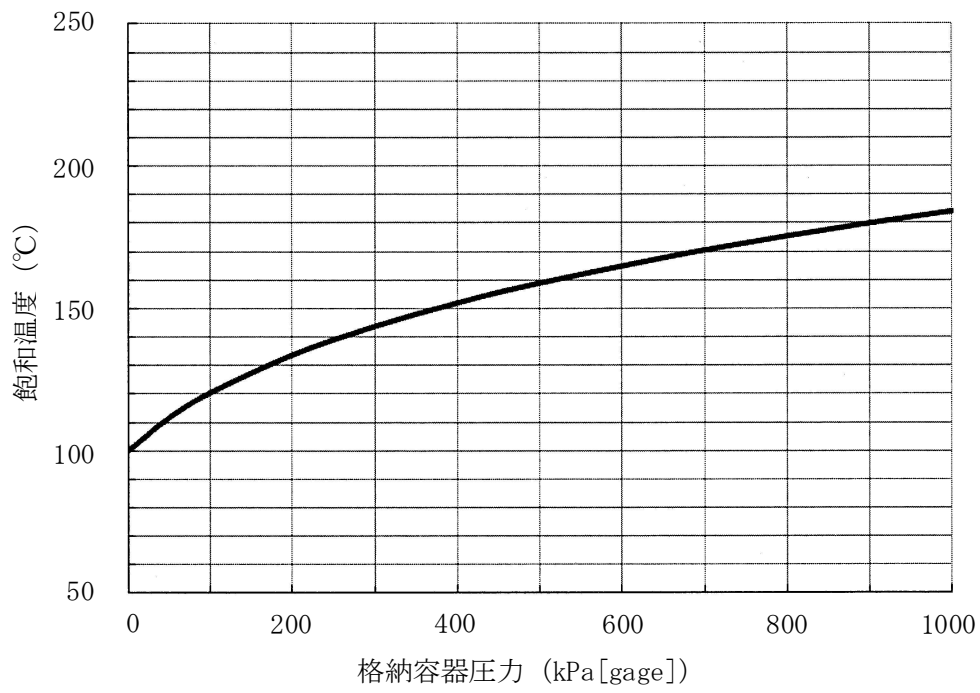


番号	名称	設置高さ	測定範囲
①	ドライウェルフランジ部 (0°) 周辺温度		0~300℃
②	ドライウェルフランジ部 (180°) 周辺温度		0~300℃
③	SRV 搬出入口上部周辺温度		0~300℃
④	所員用エアロック上部周囲温度		0~300℃
⑤	電気用ペネ部 (45°) 周辺温度		0~300℃
⑥	電気用ペネ部 (225°) 周辺温度		0~300℃
⑦	機器搬出入口ハッチ下部 (315°) 周辺温度		0~300℃
⑧	機器搬出入口ハッチ下部 (135°) 周辺温度		0~300℃
⑨	制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度		0~300℃
⑩⑪	ペDESTAL内 (90°) 周辺温度 ペDESTAL内 (270°) 周辺温度		0~300℃
⑫⑬ ⑭⑮	圧力抑制室内空気温度※1		0~300℃
⑯	ドライウェル圧力		0~1 MPa[abs]
⑰	圧力抑制室圧力		0~1 MPa[abs]

※1: 圧力抑制室の 0° , 90° , 180° , 270° 付近に設置

※2: 検出点高さ

第 28-1 図 原子炉格納容器雰囲気温度計の測定点及び原子炉格納容器圧力計の設置箇所



第 28-2 図 圧力と飽和温度の関係

第 28-1 表 格納容器外（原子炉建屋）監視パラメーター一覧

破損想定場所	エリア名称	エリア放射線モニタ		原子炉建屋温度		原子炉建屋内計装		非常用ガス処理系計装	
		No	名称	No	名称	No	名称	No	名称
D/W トップヘッド	オペレーティング フロア	1	<input type="checkbox"/> RPV ヘッド置場付近						
		2	<input type="checkbox"/> 新燃料貯蔵庫付近						
		3	<input type="checkbox"/> 燃料交換フロア (H)						
		4	<input type="checkbox"/> 燃料交換フロア (L)						
		5	<input type="checkbox"/> 南西側オペレーティングフロア						
		6	<input type="checkbox"/> 南東側オペレーティングフロア						
		7	<input type="checkbox"/> 使用済燃料プールエリア (SA)						
所員用エアロック	所員用エアロック 及び SRV 搬出入口の フロア	8	<input type="checkbox"/> 大物搬入口付近	1	RHR 熱交 (A) 室漏えい 検出 (周囲温度)	1 原子炉建屋水素濃度計 (SA) 2 静的触媒式水素再結合装置 入口・出口温度計 (SA)	1 非常用ガス処理系放射線 モニタ 2 スタック放射線モニタ		
		9	<input type="checkbox"/> エレベータ出入口付近						
		10	<input type="checkbox"/> バルブラッピング室	2	RHR 熱交 (B) 室漏えい 検出 (周囲温度)				
		11	<input type="checkbox"/> 南側出入口付近						
機器搬入用 ハッチ	機器搬入の フロア	12	<input type="checkbox"/> CRD 補修室	3	R/B 主蒸気管漏えい検出 (周囲温度)				
		13	<input type="checkbox"/> CRD 水圧制御ユニット [A]						
		14	<input type="checkbox"/> CRD 水圧制御ユニット [B]						
		15	<input type="checkbox"/> エレベータ出入口付近						
		16	<input type="checkbox"/> TIP 装置室						
		17	<input type="checkbox"/> TIP 駆動装置室						
		18	<input type="checkbox"/> 原子炉水サブリングラック室						
19	<input type="checkbox"/> CUW F/D 制御盤付近								

**【指摘事項：137-5, 216-1, 216-3, 216-4】**

- ・格納容器スプレイに失敗した場合のフィルタベントの実現性について説明すること。
- ・37条と設備の各逐条との関係を踏まえて、有効性評価に基づいた余裕時間の他、福島第一事故等の事故を想定した余裕時間を説明すること。
- ・ベント準備作業のうち、速やかにベントする必要性が生じた場合（漏えい検知時等）にベント後に回せる項目を明確にすること。
- ・ベント実施の判断について、総合的に判断することとしているが、ベント実施前に準備しておくべきことを示すこと。

**1. 回答**

ベント操作は、中央制御室から遠隔にて実施可能である。しかし、万一、中央制御室からの操作ができない場合には現場にて人力による隔離弁の操作を行うことにより、ベントが可能である。

なお、ベント実施は、人力による隔離弁の操作を考慮しても格納容器圧力 854kPa [gage] (2Pd) 到達までにベント操作を完了するために、外部水源注水量限界到達で判断する。これらの余裕時間について別紙にまとめた。

また、有効性評価のマネジメントを超えた不測事態を想定し、格納容器からの異常な漏えいが確認された場合や格納容器スプレイに失敗した場合に、速やかにベントが可能となるよう、ベント準備事項及びベント実施条件を含めた対応方法についても別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 29 ベント実施時の対応について

## 別紙 29 ベント実施時の対応について

### (1) ベント実施の余裕時間

有効性評価における、炉心損傷がない場合及び炉心損傷がある場合のベント実施の余裕時間※を、第 29-1 表及び第 29-2 表に示す。

なお、遠隔手動操作に要する時間については、遠隔手動操作機構のモックアップ試験により確認し、その結果に余裕をみて操作時間を設定している。さらに、操作時間の短縮のため、電動工具の使用について検討している。

ベント実施に必要な隔離弁操作の余裕時間を第 29-3 表に示す。

※：ベント実施の余裕時間とは、ベント操作完了(ベントが最長となる現場での人力操作の場合)から、有効性評価で示した解析上、格納容器圧力が 854kPa[gage] (2Pd) (炉心損傷前においては 427kPa[gage] (1Pd)) に到達するまでの時間をいう。

第 29-1 表 炉心損傷がない場合のベント実施の余裕時間

事故シーケンス グループ	ベント実施判断	ベント操作 完了時間 (人力の場合)	1Pd 到達時間	1Pd ベント実施 の余裕時間
	外部水源注水量 限界到達時間			
高圧・低圧注水機能喪失	約 57 時間	約 60.5 時間	約 70 時間	約 9.5 時間
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が 故障した場合)	約 64 時間	約 67.5 時間	約 68 時間	約 0.5 時間
LOCA 時注水機能喪失	約 55 時間	約 58.5 時間	約 62 時間	約 3.5 時間

第 29-2 表 炉心損傷がある場合のベント実施の余裕時間

格納容器破損モード (事故シーケンス)	ベント実施判断	ベント操作 完了時間 (人力の場合)	2Pd 到達時間	2Pd ベント実施 の余裕時間
	外部水源注水量 限界到達時間			
格納容器過圧・過温破損 (大破断 LOCA 時注水機能 喪失(原子炉圧力容器健全))	約 73 時間	約 77 時間	約 78 時間	約 1 時間
溶融炉心・コンクリート 相互作用(高圧・低圧注 水機能喪失(原子炉圧力 容器破損))	約 61 時間	約 65 時間	約 75 時間	約 10 時間

第 29-3 表 ベント実施に必要な隔離弁操作の余裕時間

弁番号	格納容器側隔離弁				フィルタ装置側隔離弁			
	T48-F019		T48-F022		T63-F001		T63-F002	
口径	600A		600A		400A		400A	
操作時間 (移動時間 含む)	モック アップ 試験 ベース	有効性 評価 適用値	モック アップ 試験 ベース	有効性 評価 適用値	モック アップ 試験 ベース	有効性 評価 適用値	モック アップ 試験 ベース	有効性 評価 適用値
	約 88 分	2 時間	約 79 分	2 時間	約 56 分	1.3 時間	約 56 分	1.3 時間
操作余裕 時間	約 30 分		約 40 分		約 20 分		約 20 分	

(2) 速やかなベントが必要となった場合の対応について

原子炉格納容器フィルタベント系によるベント時に行うベント準備事項及び作業内容は第 29-4 表のとおりである。

これら準備作業のうち、ベント継続及び停止に必要な可搬型設備の設置は、現場の放射線量の上昇による作業員の被ばく線量の増加等を考慮して、ベント実施前に行うことを基本としている。

しかしながら、速やかにベントを実施する必要がある際には、ベントを優先し、これら可搬型設備の設置はブルーム通過後に行う。

第 29-4 表 ベント準備事項及び作業内容

作業項目	作業内容	ベント実施後に繰り延べ可能な作業
他系統との隔離	ベント操作前に、中央制御室にて他系統（原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを確認する。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認	中央制御室にて、ベント実施に必要な隔離弁操作が可能であることを確認するため、電源が供給されていることを弁状態表示により確認する。	—
フィルタ装置への水及び薬液補給の準備	ベント実施後、フィルタ装置のスクラバ溶液が減少した場合に、水及び薬液を補給するため、可搬型大容量送水ポンプ等を準備する。	○
可搬型窒素ガス供給装置の準備	ベント停止操作にあたり、格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬型窒素ガス供給装置を準備する。	○

a. 格納容器スプレイに失敗した場合の対応

炉心損傷後、格納容器破損防止を目的とした格納容器スプレイは、格納容器圧力が 640kPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で開始する。

万一、格納容器スプレイに失敗した場合であっても、以下のとおり、格納容器圧力 854kPa [gage] (2Pd) 到達までにベントの実施が可能である。

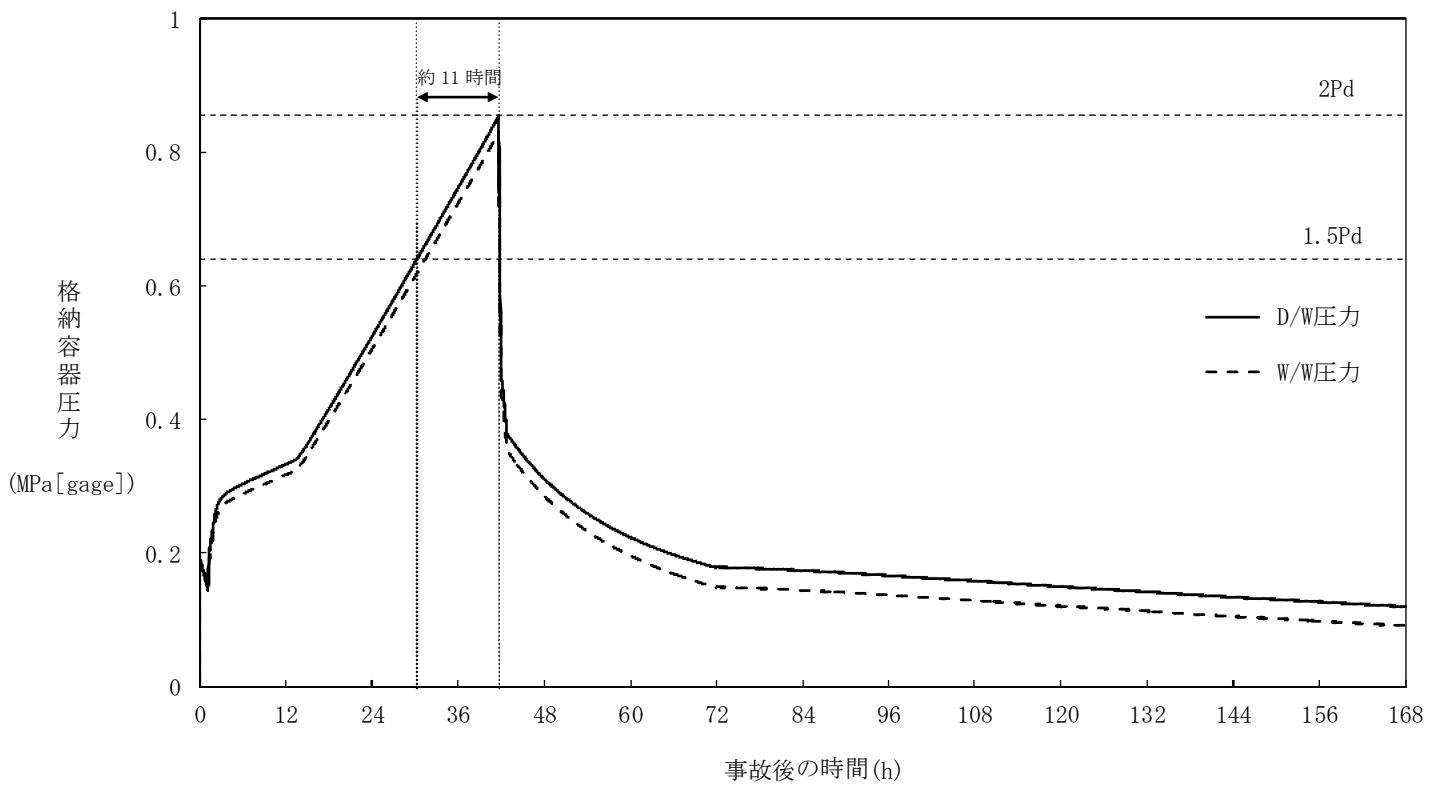
(a) 格納容器過圧・過温破損(大破断 LOCA 時注水機能喪失(原子炉圧力容器健全))時に格納容器スプレイに失敗した場合

有効性評価における格納容器破損防止シーケンスのうち、格納容器スプレイ失敗から 2Pd 到達までの時間が短い「格納容器過圧・過温破損(大破断 LOCA 時注水機能喪失(原子炉圧力容器健全))」において、仮に、格納容器圧力が 1.5Pd に到達したにもかかわらず、格納容器スプレイに失敗した場合、格納容器圧力はその後も上昇を続け、第 29-1 図に示すとおり 1.5Pd 到達から約 11 時間後(事象発生から約 41 時間後)に 2Pd に到達する。

この状況においては、ベント実施判断は、格納容器スプレイ失敗を確認した時点で行い、第 29-4 表に示す準備、作業員の退避及びブルーム通過に備えた作業の完了を確認した後、ベントを開始する。

したがって、ベント実施判断からベント操作完了までに必要な時間は、第 29-2 図に示すとおり、人力による隔離弁の操作を考慮しても約 5 時間と評価しており、ベント実施の余裕時間は約 6 時間である。





第 29-1 図 格納容器圧力の推移

(格納容器過圧・過温破損(大破断 LOCA 時注水機能喪失(原子炉圧力容器健全)))

必要な要員と作業項目			経過時間								備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	30h	31h	32h	33h	34h	35h	41h		
			▼約30時間 格納容器圧力840kPa(1.5Pd) ▼格納容器スプレイ失敗 <b>ベント実施中断</b> 緊急時対策所への退避指示(作業完了後退避) ▼作業員の緊急時対策所への退避完了 待避所/緊急時対策所加圧開始 ▼待避所/緊急時対策所加圧確認 格納容器ベント開始 ▼約41時間 格納容器圧力854kPa(2Pd)								
	緊急時対策所本部要員	6 ●指揮・通報連絡									
格納容器除熱	【2号運A】	【1】 ●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン 隔離弁全開	5分								原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁
	2号運B, 運D	2 中央操作不能時は現場操作	1.3時間 (移動時間含む)								
	【2号運B】	【1】 ●原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント(サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁全開)	5分								サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁
	【2号運A】、2号運E	1 【1】 中央操作不能時は現場操作					2時間(移動時間含む)		<b>余裕時間</b>		
ベント準備	2号運A	1 ●原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン 健全性確認及び他系統との 隔離確認	5分								
	重A~重I	9 ●原子炉格納容器圧力逃がし装置への水補給	可搬型大容量送水ポンプの設置完了にて補給準備完了								
	【重D~重F】	【3】 ●可搬型窒素ガス供給装置の設置									ブルーム通過後、ベント停止前までに設置作業実施
		●薬液補給装置の設置(追而)									
待避準備	【2号運A】	【1】 ●中央制御室換気空調系モード切替	少量外気取入れモード		再循環モード						
	【2号運B】	【1】 ●中央制御室待避所加圧							10時間加圧		
	2号運C	1 ●低圧代替注水系(常設)による原子炉注水調整 ●原子炉格納容器頂部水位確認	注水継続								
	3号運A	1 ●中央制御室換気空調系起動停止	少量外気取入れモード		停止						
	3号運B, C	2 ●緊急時対策用電源確保	25分								
	本部要員	1 ●緊急時対策所可搬型空調起動停止							停止		
	本部要員	1 ●緊急時対策所(対策本部)加圧							10時間加圧		
	重大事故要員	1 ●緊急時対策所(待機場所)加圧							10時間加圧		
代替注水等	【重H, 重I】	【2】 ●格納容器スプレイ失敗 ●復水貯蔵タンク補給	退避時間								
	【重G】	【1】 ●可搬型大容量送水ポンプ監視									
電源監視	重M, 重N	2 ●緊急時対策用電源監視	電源車は運転継続								
燃料補給	重P, 重Q	2 ●燃料補給(可搬型大容量送水ポンプ, 緊急時対策所用電源車)	適宜, 補給実施								

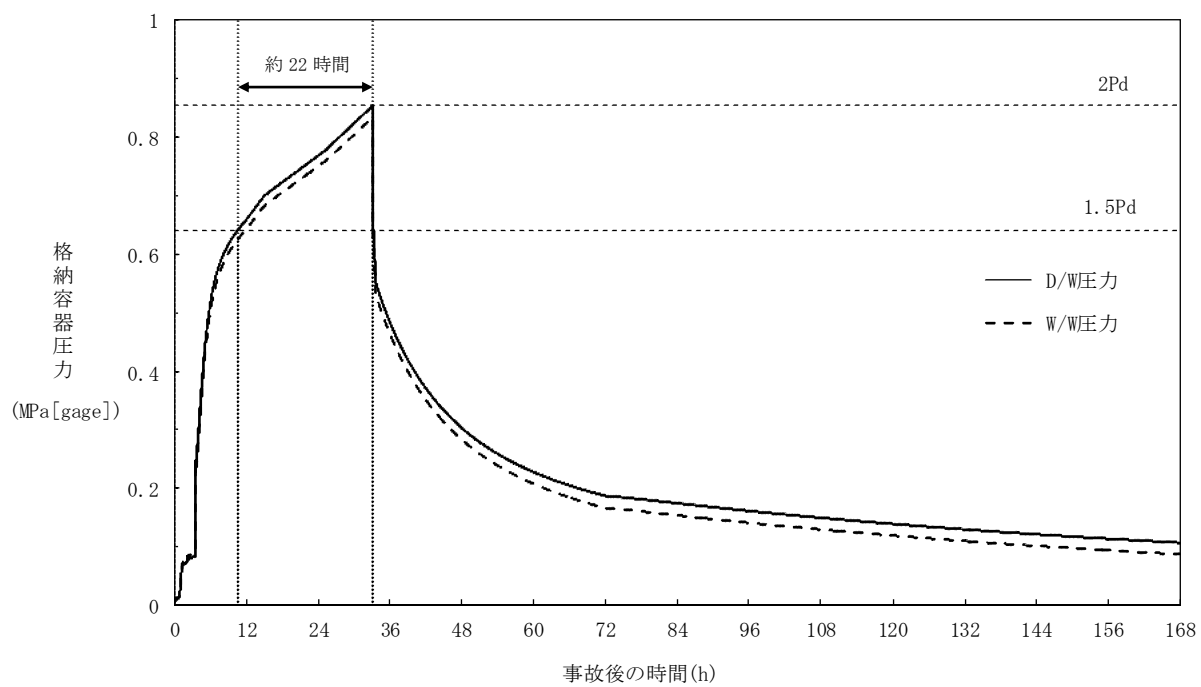
第 29-2 図 格納容器スプレイに失敗した場合のベント実施に必要な作業と所要時間  
(格納容器過圧・過温破損(大破断 LOCA 時注水機能喪失(原子炉圧力容器健全)))

(b) 溶融炉心・コンクリート相互作用(高圧・低圧注水機能喪失(原子炉圧力容器破損))時に格納容器スプレイに失敗した場合

有効性評価における格納容器破損防止シーケンスのうち、事象発生から2Pd 到達までの時間が短い「溶融炉心・コンクリート相互作用(高圧・低圧注水機能喪失(原子炉圧力容器破損))」において、仮に、格納容器圧力が1.5Pd に到達したにもかかわらず、格納容器スプレイに失敗した場合、格納容器圧力はその後も上昇を続け、第29-3 図に示すとおり1.5Pd 到達から約22 時間後(事象発生から約33 時間後)に2Pd に到達する。

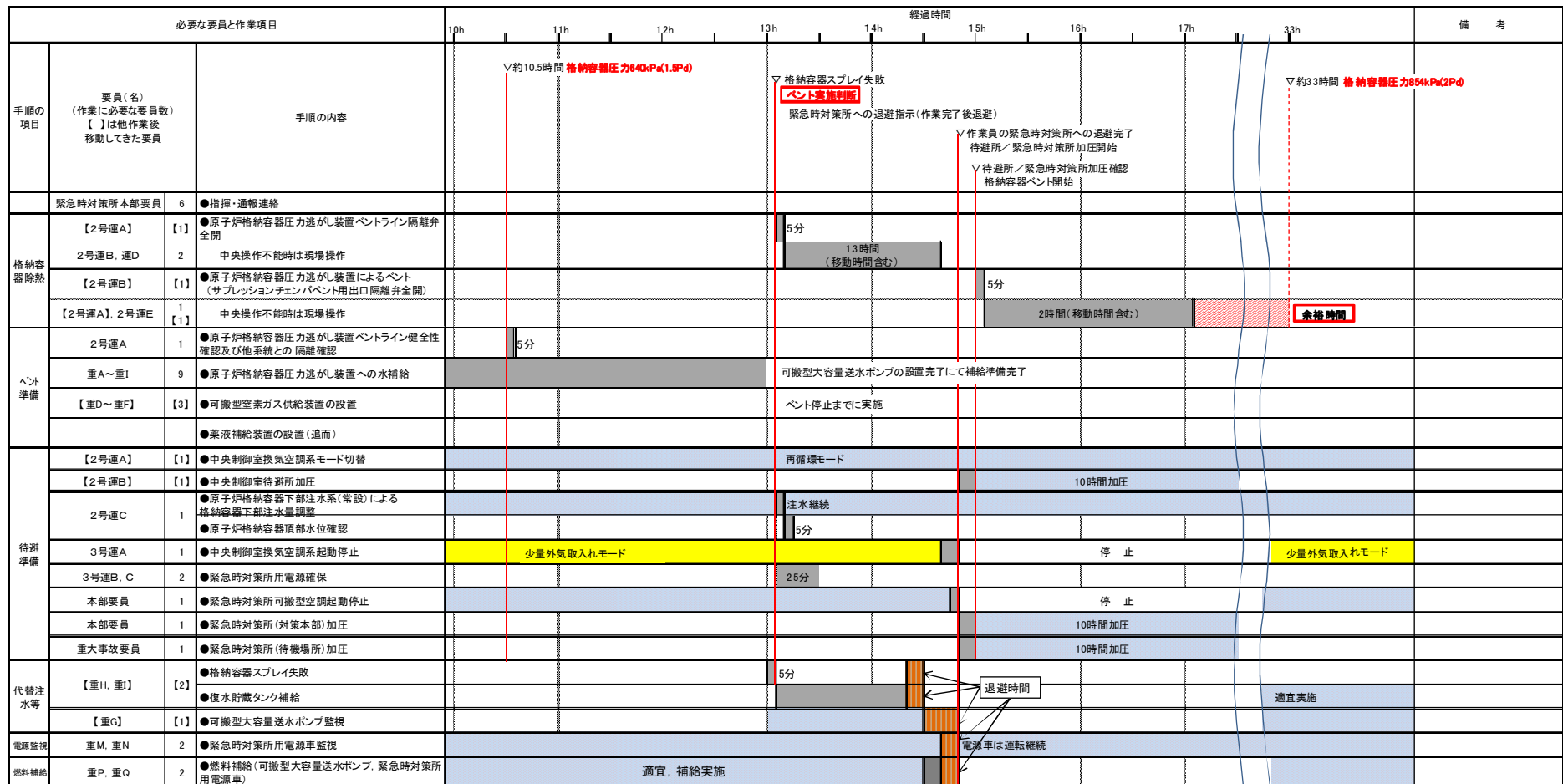
この状況においては、ベント実施判断は、格納容器スプレイ失敗を確認した時点で行い、第29-4 表に示す準備、作業員の退避及びプルーム通過に備えた作業の完了を確認した後、ベントを開始する。

このような対応により、ベント実施判断からベント操作完了までに必要な時間は、第29-4 図に示すとおり、ベント弁の人力操作を考慮したとしても約5 時間と評価しており、2Pd 到達までに約15 時間の余裕をもってベントの実施が可能である。



第 29-3 図 格納容器圧力の推移

(溶融炉心・コンクリート相互作用(高圧・低圧注水機能喪失(原子炉圧力容器破損)))



第 29-4 図 格納容器スプレイに失敗した場合のベント実施に必要な作業と所要時間  
(溶融炉心・コンクリート相互作用(高圧・低圧注水機能喪失(原子炉圧力容器破損)))

b. 格納容器からの異常な漏えいが確認された場合の対応について

炉心損傷後において、格納容器から原子炉建屋への異常漏えいの兆候が見られた場合には、漏えい緩和の観点からベント実施を判断する。

この場合においても、格納容器スプレイに失敗した場合と同様に、第 29-4 表に示す準備、作業員の退避及びプルーム通過に備えた作業の完了を確認した後、ベントを開始する。

**【指摘事項：133-21】**

- ・あらかじめ核種組成（FP 分布）を想定し，測定した線量から速やかに核種毎の放出放射エネルギー（Bq 単位）を算出できるような運用を検討すること。

**1. 回答**

「女川原子力発電所 2 号炉 原子炉格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）について」（平成 26 年 9 月 11 日審査会合資料 3-1）別紙 9 において，フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値（線量率）からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を求める換算の考え方を示している。

換算係数は原子炉停止時からベント開始までの時間で変化し，その時間変化は第 30-1 図となる。実際の運用では，ベント開始時間における換算係数を表として準備し，事故時にその中から選択することにより，フィルタ装置出口放射線モニタの指示値から放射性物質濃度を算出することができる。



第 30-1 図 ベント開始時間における換算係数

(参考) ベント実施時の放射線監視測定の実態 (平成 26 年 9 月 11 日 審査会合  
資料 3-1) 別紙 9 (抜粋)

### ○放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値 ( $\gamma$ 線) は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値であり、事前にフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率から、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を算出することができる。

換算係数の算定過程を以下に示す。

- ① 事故時の炉心に含まれる核分裂生成物の存在量を解析で求める。
- ② 原子炉停止時からベント開始までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスを格納容器空間体積で除して、格納容器内の放射性物質濃度を算出し、これをフィルタ装置出口配管の放射性物質濃度とする。
- ③ ②で求めた放射性物質濃度をインプット条件とし配管をモデル化し、検出器設置場所での線量率を解析で求める。
- ④ ②で求めた放射性物質濃度を③で求めた線量率で除することで、換算係数を算出する。

換算係数は、炉心に含まれる核分裂生成物、格納容器内に移行する核分裂生成物の割合及びベントタイミングにより変化する。そのため、換算係数については、炉心損傷が発生する事故として、有効性評価のシナリオに従って、算定した換算係数を用いることが現実的であるため、以下の条件により換算係数を算定する。

- ・ フィルタ装置出口配管の線量率はフィルタ装置で除去できない希ガスからの  $\gamma$ 線が支配的になるため、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質濃度は希ガスで評価する。なお、想定する希ガスの核種を第 9-2 表に示す。



- ・ フィルタ装置出口配管の放射性物質濃度は、格納容器内の放射性物質濃度と同等として設定する。
- ・ 想定事故は炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる平衡炉心のサイクル末期に発生し、格納容器内の希ガスの濃度は炉心に内蔵する希ガスが全て格納容器内に移行し、均一に拡散したものとして設定する。
- ・ 原子炉停止後からのベント開始時間は有効性評価のシナリオ（LOCA 時注水機能喪失（大破断 LOCA））におけるベントタイミングの約 78 時間とする。

第 9-2 表 評価上考慮する希ガス核種

評価する希ガス核種*	Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Kr-89 Kr-90, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-137, Xe-138, Xe-139
------------	---

※ 評価する希ガス核種は、旧原子力安全委員会安全審査指針「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に記載の希ガス核種を選定した。

**【指摘事項：137-25】**

- ・核種毎の放射性物質濃度に $\gamma$ 線放出割合を乗じて算出した $\gamma$ 線線源強度と配管の評価モデルについて詳細を説明すること。

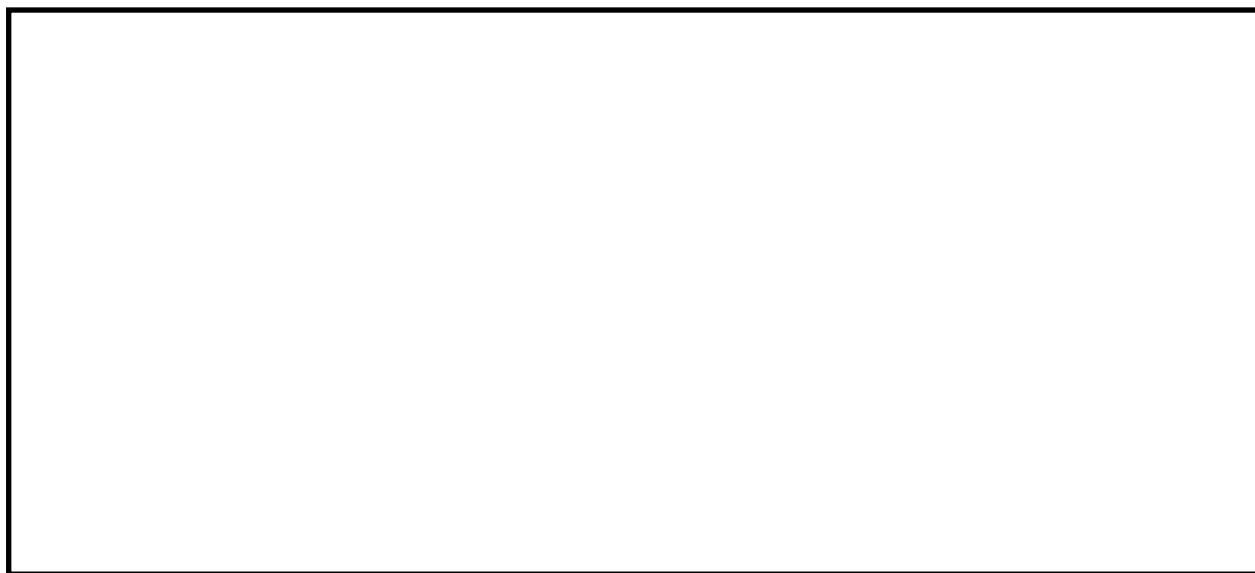
**1. 回答**

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲及びモニタ指示値から放射性物質濃度への換算係数を算出する場合の配管評価モデルを使用した線量率評価手法について以下に示す。

**(1) 解析コードと配管評価モデル**

線量率評価には、許認可解析で実績のある点減衰核積分法コード(QAD コード)を使用した。

フィルタ装置出口配管とフィルタ装置出口放射線モニタの位置関係から、評価モデルを第 31-1 図に示す。



第 31-1 図 評価モデル

## (2) 評価方法

線源は、フィルタ装置で除去できない希ガスであり、評価モデル配管内に一様に分布しているものとし、評価対象放射性核種毎の $\gamma$ 線エネルギー、放出割合及び減衰を考慮した放射性物質濃度からフィルタ装置出口放射線モニタ位置での線量率を QAD コードで評価する。

### 《評価条件》

#### ・評価対象放射性核種

評価する希ガス核種※	Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Kr-89 Kr-90, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-137, Xe-138, Xe-139
------------	---

※：旧原子力安全委員会安全審査指針「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に記載の希ガス核種を選定した。

#### ・配管の評価モデルの仕様

配管材質：鉄（フィルタ装置出口配管の材質は SUS316L（密度 7.98 g/cm<sup>3</sup>）であるが、鉄で評価する。）

配管密度：7.8 g/cm<sup>3</sup>

配管肉厚： mm

配管長さ： m

#### ・ $\gamma$ 線線源強度

希ガス 15 核種の放射性物質濃度に $\gamma$ 線放出割合を乗じて求める。

#### ・評価対象核種の $\gamma$ 線放出割合

ORIGEN2 コードの内蔵データを使用する。

## (3) 評価結果

上記評価条件に基づき評価したフィルタ装置出口放射線モニタ設置位置での核種毎の線量率と放射性物質濃度の関係の一例（原子炉停止約 78 時間後にベントを開始した場合）を第 31-1 表に示す。

第 31-1 表 核種毎の線量率と放射性物質濃度の関係（原子炉停止約 78 時間後）

評価対象放射性核種	放射性物質濃度（希ガス） (Bq/cm <sup>3</sup> )	線量率 (mSv/h)
Kr-83m		
Kr-85		
Kr-85m		
Kr-87		
Kr-88		
Kr-89		
Kr-90		
Xe-131m		
Xe-133		
Xe-133m		
Xe-135		
Xe-135m		
Xe-137		
Xe-138		
Xe-139		
合計		

**【指摘事項：137-14, 137-26】**

- ・フィルタベントの定期的な点検において、時間基準保全を採用している根拠を説明すること。
- ・フィルタベント設備の点検方法の考え方について説明すること。

**1. 回答**

原子炉格納容器フィルタベント系の設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モードを考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

点検の具体的な内容について、別紙にまとめた。

**2. 資料**

別紙 32 原子炉格納容器フィルタベント系の設備点検について

## 別紙 32 原子炉格納容器フィルタベント系の設備点検について

原子炉格納容器フィルタベント系の設備は、女川原子力発電所における現状保全の実績を参考に、設置環境や動作に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期、点検内容をあらかじめ定める時間基準保全を行う。

なお、機器の故障を未然に防止するために行う予防保全の方式には、時間基準保全及び状態基準保全があり、状態基準保全は、機器の運転中の状態監視又は傾向監視により、故障及び劣化モードに対応した状態監視データを採取及び評価でき、故障の兆候を捉えられる場合に選定するものである。

現状保全の実績を参考にできない機器としては、フィルタ装置が挙げられる。

フィルタ装置及び内部構造物は、耐食性に優れるステンレス鋼（SUS316L 等）を選定しているが、念のため、設置後初回の定期検査において内部確認を行った上で、適切な周期を設定する。

スクラバ溶液については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約 15 年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないと考えられるが、定期的にサンプリングし性状を確認する。

放射性よう素フィルタの吸着材（銀ゼオライト）については、窒素封入により不活性化することから性状に有意な変化はないと考えられるが、定期的にサンプリングし性状を確認する。

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備、電気設備、計測設備の点検項目及び点検内容を以下に示す。

### 機械設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
フィルタ装置 ・ベンチュリノズル ・スクラバ溶液 ・金属繊維フィルタ ・放射性よう素フィルタ ・流量制限オリフィス	外観点検	外観の目視確認
	漏えい試験	本体からの漏えい有無確認
	開放点検	各部の目視確認
	サンプリング試験 (スクラバ溶液)	濃度確認, pH 確認
	サンプリング試験 (銀ゼオライト)	吸着性能確認
弁	分解点検	各部の目視確認, 消耗品の取替
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認
	機能・性能試験	開閉試験
圧力開放板	開放点検	各部の目視確認, 取替
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認
配管	外観点検	外観の目視確認
	漏えい試験	各部からの漏えい有無確認

### 電気設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
電動弁駆動部	外観点検	各部の目視確認
	特性試験	絶縁抵抗測定
	分解点検	各部の点検手入れ及び消耗品取替
	機能・性能試験	開閉試験及びスイッチの動作確認

### 計測設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
フィルタ装置入口／出口圧力計	特性試験	外観点検及び単体校正
フィルタ装置水位計	特性試験	外観点検及び単体校正
フィルタ装置水温度計	特性試験	外観点検及び熱起電力測定
フィルタ装置出口水素濃度計	特性試験	外観点検及び標準ガスによるループ確認
フィルタ装置出口放射線モニタ	特性試験	外観点検及び線源校正直線性試験

**【指摘事項：137-12】**

- ・ ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張及びベント管からサプレッションチェンバーへの冷却水の流入についても考慮すること。

**1. 回答**

原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバからのベント開始時には、ベント管及びドライウエルの蓄水がサプレッションチェンバに流入することで、サプレッションチェンバのプール水位が約 8.1m まで上昇する。加えて、サプレッションチェンバの圧力が降下することによるサプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰により、サプレッションチェンバのプール水位は約 0.2m 上昇し、約 8.3m となるが、ベントライン下端（約 9.0m）に対して余裕がある。

ベント開始時のサプレッションチェンバのプール水位の上昇量について、以下に示す。

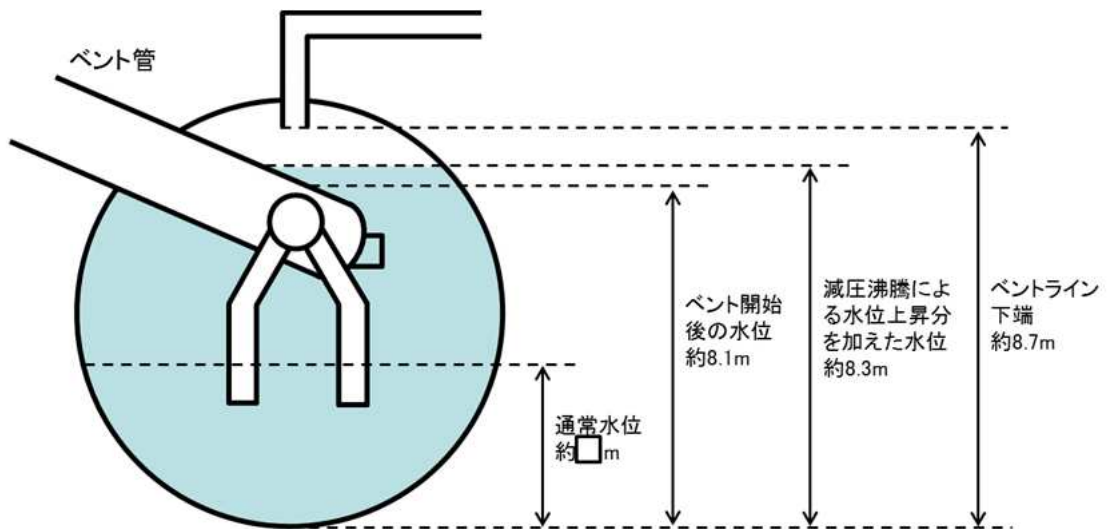
**(1) ベント管及びドライウエルの蓄水分による水位上昇**

外部水源注水量限界である  $3,800\text{m}^3$  の注水後、サプレッションチェンバからのベントを実施すると、サプレッションチェンバ内の圧力が降下し、ドライウエル圧力の方が高い状態となるため、ドライウエルに蓄水していた水がサプレッションチェンバに流入する。その後、ドライウエル圧力は、サプレッションチェンバの圧力とダウンカマ下端からサプレッションチェンバの水面までの静水頭圧の和と釣り合いを保つことから、ベント管及びダウンカマ内は水がない状態となるため、サプレッションチェンバのプール水位はベント管及びダウンカマ内の水量分についても上昇し、約 8.1m となる。



(2) 減圧沸騰による水位上昇

ベント管及びドライウエルの蓄水がサプレッションチェンバに流入した状態のサプレッションチェンバのプール水位である約 8.1m において、格納容器圧力が 854kPa[gage] (2Pd) に到達した段階でベントを行った場合の減圧沸騰発生時の水位上昇について評価した結果、水位は約 0.2m 上昇し、約 8.3m まで上昇することとなるが、ベントライン下端 (約 9.0m) に対して余裕がある。



第 33-1 図 サプレッションチェンバのプール水位

## 【指摘事項：137-19】

- ・フィルタベントの使用が想定される緊急事態におけるラプチャディスクの信頼性について説明すること。

## 1. 回答

排気配管に設置している圧力開放板の破裂設定圧力は、ベント開始時の格納容器圧力(427～854kPa[gage])に対して、十分に低い圧力で破裂するよう 100kPa (差圧) に設定する。

設置する圧力開放板は、複数製作しロット管理を行い、第34-1表に示す気密試験、耐背圧試験及び破裂試験等により健全性を確認したロットから採用する。

ベント時に、圧力開放板が動作した場合は、格納容器圧力が低下するため、動作したことを確認できる。また、圧力開放板の下流側に設置するフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が変動するため、動作したことを確認できる。さらに、フィルタ装置出口圧力が一旦上昇し、その後低下するため、圧力開放板が動作したことを確認できる。

第 34-1 表 圧力破壊板試験内容

試験項目	試験内容	試験枚数	判定基準
気密試験	試験圧力を常用圧力による最大差圧 63kPa まで加圧保持 (10 分間以上) し、漏えいの有無を圧力計の降下により確認する。	2 枚	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク入口側 (凹部) を大気圧とし、出口側 (凸部) より加圧し、試験圧力 128kPa を加圧保持 (1 分以上) し、ディスクのリーク及び破壊有無を確認する。	2 枚 <sup>※1</sup>	漏えい及び変形等の異常のないこと。
破裂試験	ディスク出口側 (凸部) を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側 (凹部) より加圧する。	3 枚以上 <sup>※2</sup>	破裂圧力が 90～110kPa の範囲内であること。

※1：気密試験に使用した 2 枚にて実施。

※2：気密試験、耐背圧試験に使用した 2 枚を含む計 3 枚以上にて実施。

**【指摘事項：137-24, 216-7】**

- ・フィルタベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討すること。
- ・放出位置の評価について、風向の出現頻度等のデータを提示すること。

**1. 回答**

ベント時の被ばく評価について、地形を考慮した上で、原子炉建屋屋上と排気筒から放出する場合の放出位置の違いによる影響及び放出時間の違いによる影響について検討した。

この結果、地形の効果により、放出高さの違いによる影響は限定的であった。これは、出現頻度が卓越した風向においても同様であった。

フィルタ装置にて除去ができない希ガスは、可能な限り格納容器内に保持することで、時間減衰により公衆の被ばくを低減することができる。

以上の検討結果について別紙に示す。

**2. 資料**

別紙 35 放出位置，放出時間の違いによる検討結果

## 別紙 35 放出位置，放出時間の違いによる検討結果

原子炉建屋屋上（地上高約 36m）と排気筒（地上高約 160m）から放出する場合の放射性物質の拡散影響及び放出時間の違いによる影響に関する検討結果を以下に示す。

### (1) 放出位置の違いに対する検討結果

女川原子力発電所で設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気管は，水素滞留防止のためフィルタ装置から大気開放端まで上り勾配とする必要があり，原子炉建屋原子炉棟 $\square$ 階に設置するフィルタ装置から地下を経由する配管敷設ができない。システムの頑健性確保の観点から，配管の長さを極力短くし，また，放出位置を可能な限り高所とし大気拡散の効果を得るという観点から，排気管を原子炉建屋屋上に敷設することとしている。

原子炉建屋屋上（地上高約 36m）からの放出と，排気筒（地上高約 160m）からの放出を仮定した場合の，敷地境界外における大気拡散係数の比較を第 35-1 表に示す。

第 35-1 表 放出位置別の大気拡散係数の比較

放出位置		原子炉建屋屋上	排気筒	
放出高さ		地上高約 36m	地上高約 65m <sup>※2</sup>	地上高約 160m
中央値 <sup>※1</sup>	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	$2.7 \times 10^{-5}$	$1.6 \times 10^{-6}$	$3.6 \times 10^{-7}$
	相対線量 (Gy/Bq)	$4.3 \times 10^{-19}$	$6.8 \times 10^{-20}$	$3.1 \times 10^{-20}$
97%値	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	$6.4 \times 10^{-5}$	$5.5 \times 10^{-6}$	$1.5 \times 10^{-6}$
	相対線量 (Gy/Bq)	$1.1 \times 10^{-18}$	$1.3 \times 10^{-19}$	$7.3 \times 10^{-20}$

※1：陸側方位の中央値。

※2：事故時における有効高さ。

ここでの評価は，発電所敷地内外の地形を考慮していない。地形の特徴を踏まえた放出位置の違いによる影響を確認するため，以下の評価コード及び評価条件を用いて拡散影響を評価した。女川原子力発電所の位置及び敷地境界における標高を第 35-1 図に示す。

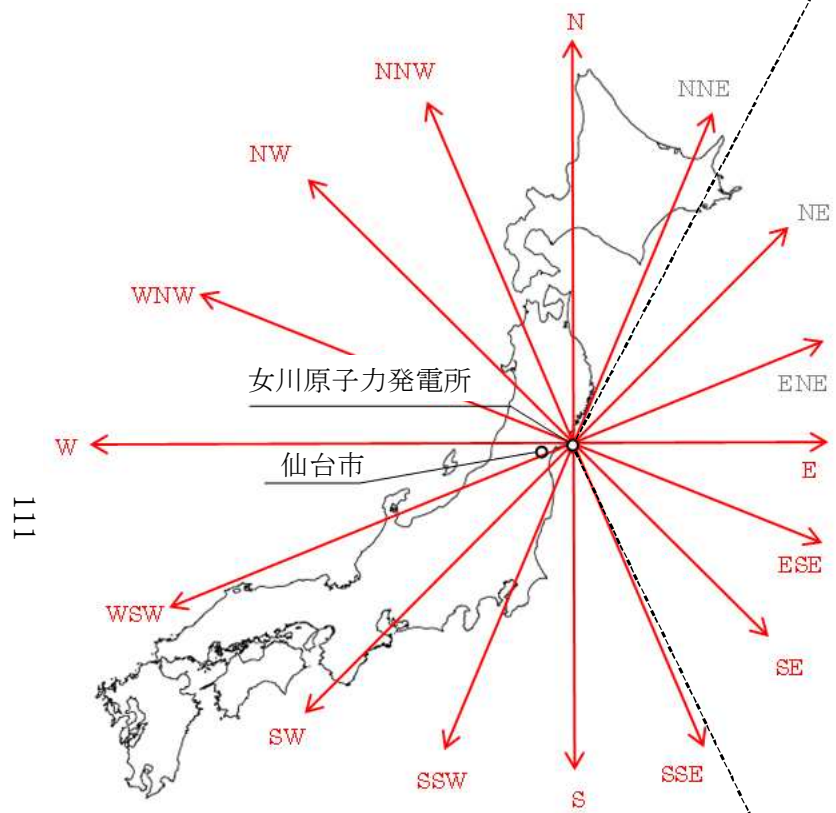
a. 評価コード

地形影響を考慮した敷地境界外における拡散影響を評価するにあたり、地形影響が考慮できる 3 次元移流拡散評価コード (AREDES) を用いた。

なお, AREDES は屋外におけるトレーサ拡散実験のシミュレーション計算による検証 (参考図書 1) 及び緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム (SPEEDI) との比較検証 (参考図書 2) により妥当性の確認が行われている。

b. 評価条件

放出位置を変更することによる拡散影響を明確にするため、気象条件(風向, 風速, 大気安定度)が一定であるとして評価した。主な評価条件を第 35-2 表に示す。



赤文字：陸側方位

黒文字：海側方位

※ 0.P. : 女川原子力発電所工事用基準面 (0.P. ±0.0m は東京湾平均海面 (T.P.) から-0.74m の高さ)

第 35-1 図 女川原子力発電所の位置及び敷地境界高さ

第 35-2 表 AREDES を用いた拡散影響評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大 LOCA+ECCS 機能喪失+全交流動力電源喪失	・格納容器破損モードの中で、放出影響の観点から結果が厳しくなる事故シーケンス
解析コード	AREDES	・周辺地形*を考慮 ※「数値地図 50m メッシュ (標高)」(国土地理院, 平成 13 年 5 月 1 日発行)
気象データ	女川原子力発電所における 1 年間の気象データ (2012 年 1 月~2012 年 12 月)	・至近 10 年間の気象観測結果による検定を行い、代表性を確認済
風速	地上高 10m : 1.6m/s 地上高 71m : 4.4m/s	・使用した気象データの中央値
風向	S, SSE, SE, ESE, E, ENE, NE, NNE, N, NNW, NW, WNW, W	・地形の影響を考慮することから、陸側の全風向を選定
大気安定度	D (中立)	・最も出現頻度の高い大気安定度
放出位置	原子炉格納容器フィルタベント系の放出端 ・原子炉建屋屋上 (地上高約 36m) ・排気筒 (地上高約 160m) 原子炉建屋からの漏えい ・原子炉建屋 BOP (地上高約 0m)	・放出経路毎に放出高さを設定
評価地点	放出場所を中心とし、敷地境界及び 5km 地点	・距離に対する依存性を確認するため、敷地境界及び 5km 地点を選定

c. 評価結果

放出位置の違いによる拡散影響の評価結果を第 35-3 表に示す。ここでは、放出位置の違いによる影響を明確にするため、原子炉建屋屋上（地上高約 36m）から放出した場合の評価値を 1 に規格化した相対値を示す。敷地境界での相対値は約 0.25～約 0.68、5km 地点の相対値は約 0.62～約 0.95 という結果になった。方位毎の相対値を第 35-2 図に示す。

なお、放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係を第 35-3 図に示す。

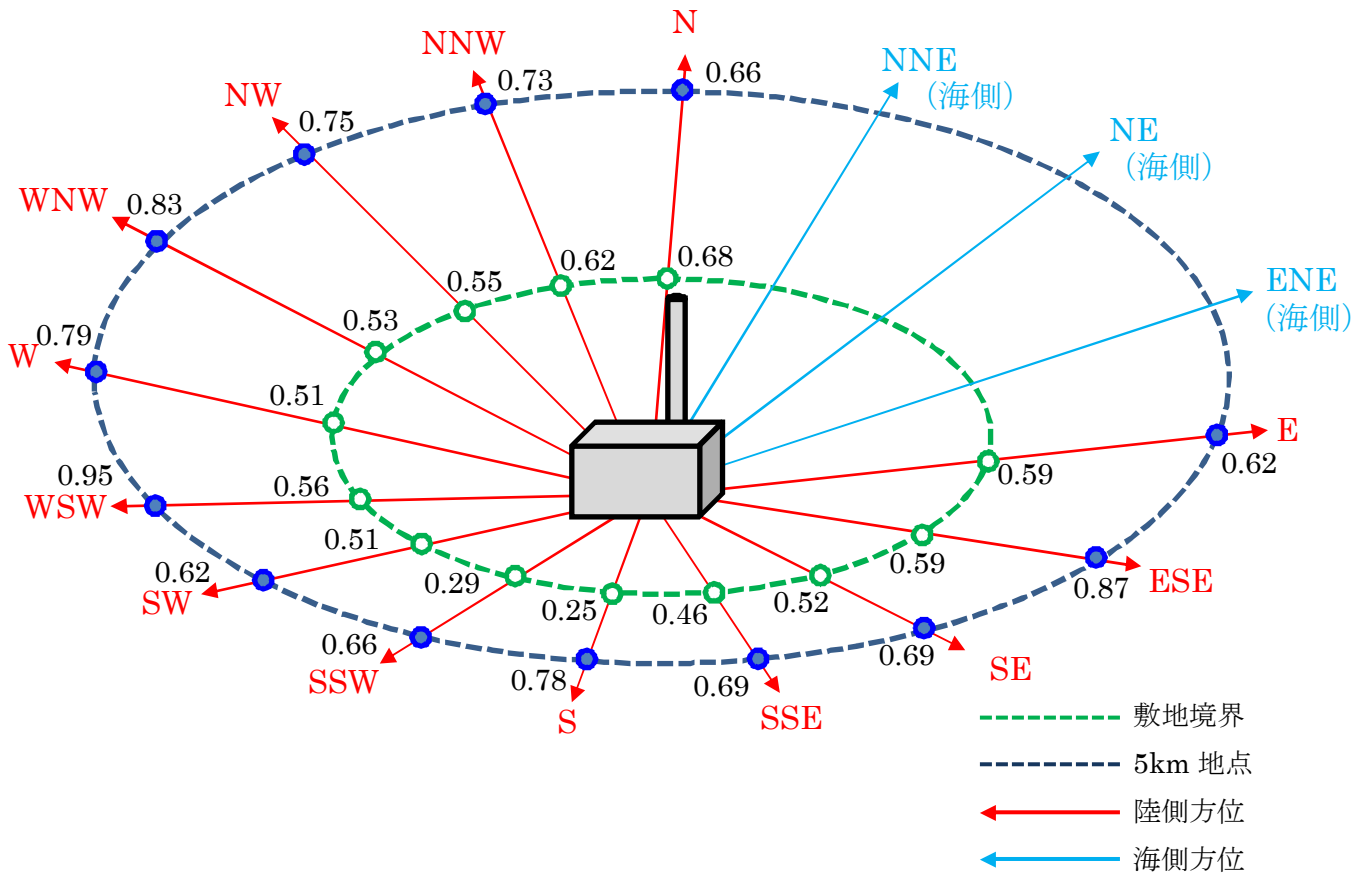
また、第 35-4 図の風配図に示すとおり、風向出現頻度は上位 3 風向で 3 割～4 割を占め、そのうち 1 つは海側へ吹く風となっている。このとき、陸側へ向かう風向（W, WNW, NW）に着目した場合の敷地境界での相対値は約 0.52～約 0.59、5km 地点の相対値は約 0.62～約 0.87 である。これは、卓越した風向においても全陸側方位の傾向と同様であった。

以上のように、放出位置の違いによる影響は限定的であることが確認できた。

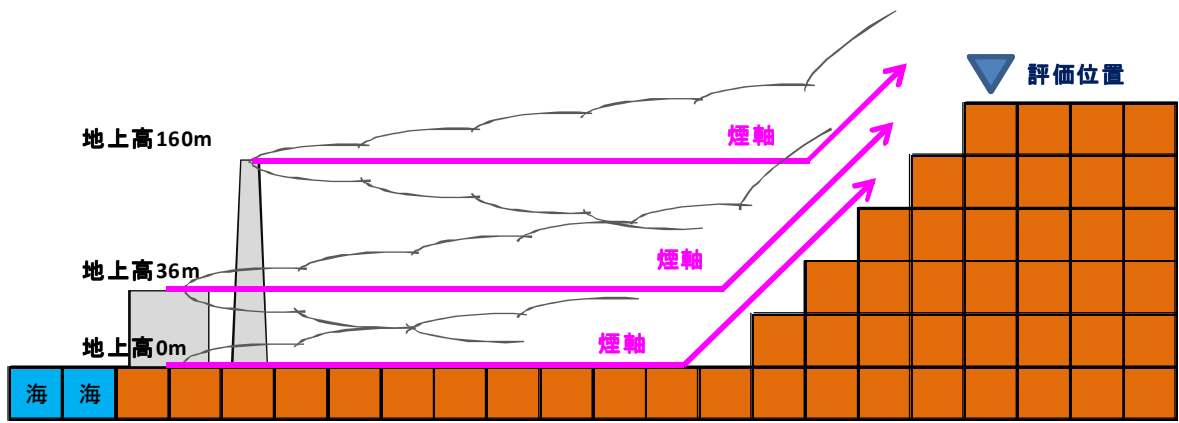
第 35-3 表 放出位置の違いによる拡散影響の評価結果

放出位置	敷地境界	5km 地点
原子炉建屋屋上 (地上高約 36m)	1	1
排気筒 (地上高約 160m)	約 0.25～約 0.68	約 0.62～約 0.95

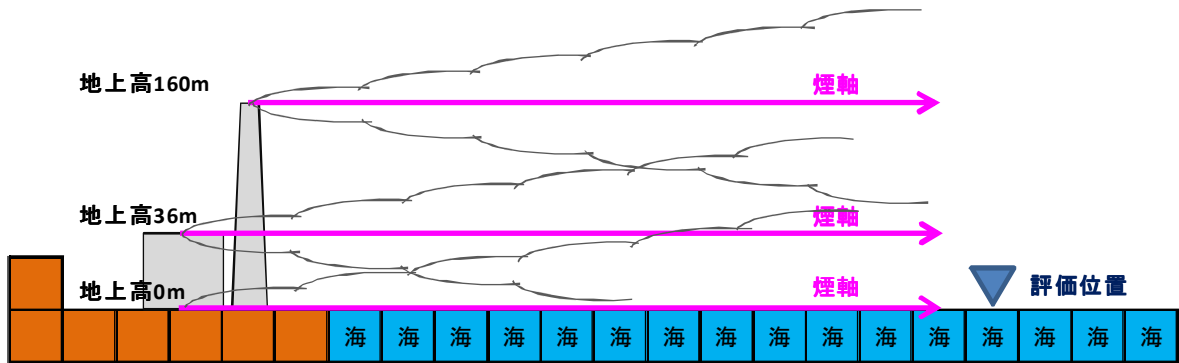




第 35-2 図 放出位置の違いによる拡散影響の評価結果 (方位毎の相対値)

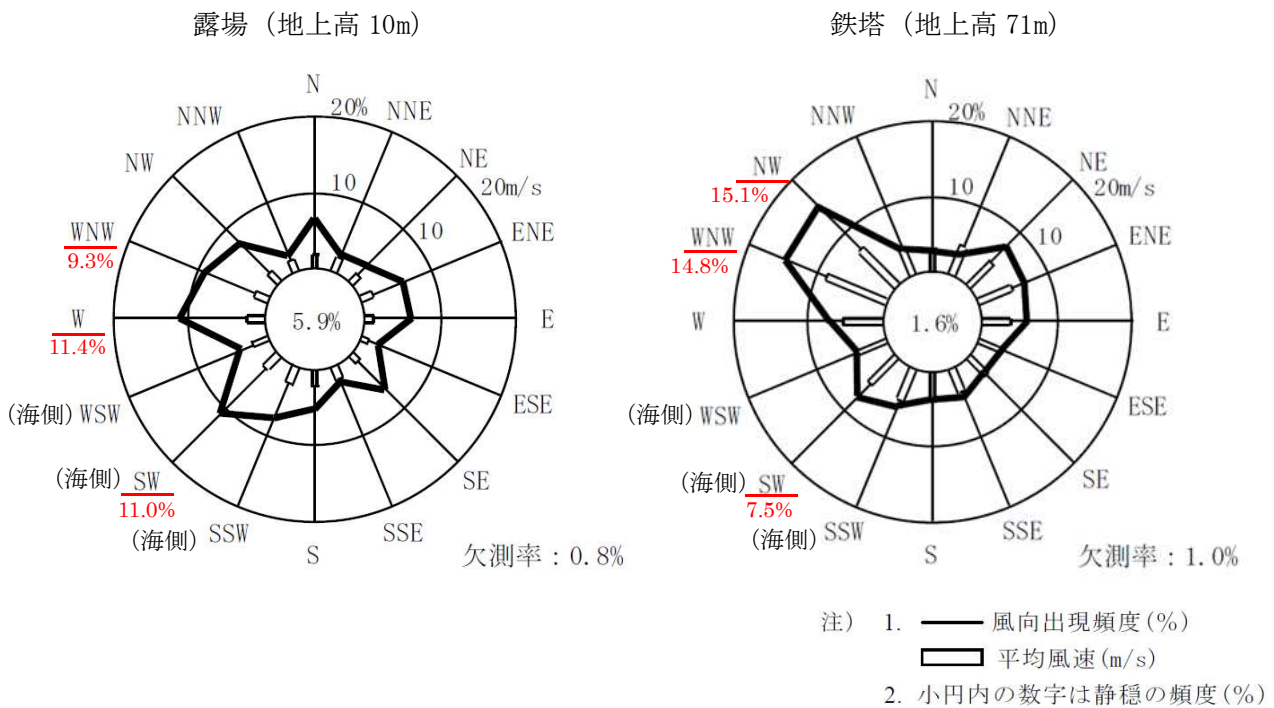


(陸側に放出した場合)



(海側に放出した場合)

第 35-3 図 放出位置と評価位置の高さ方向の位置関係のイメージ



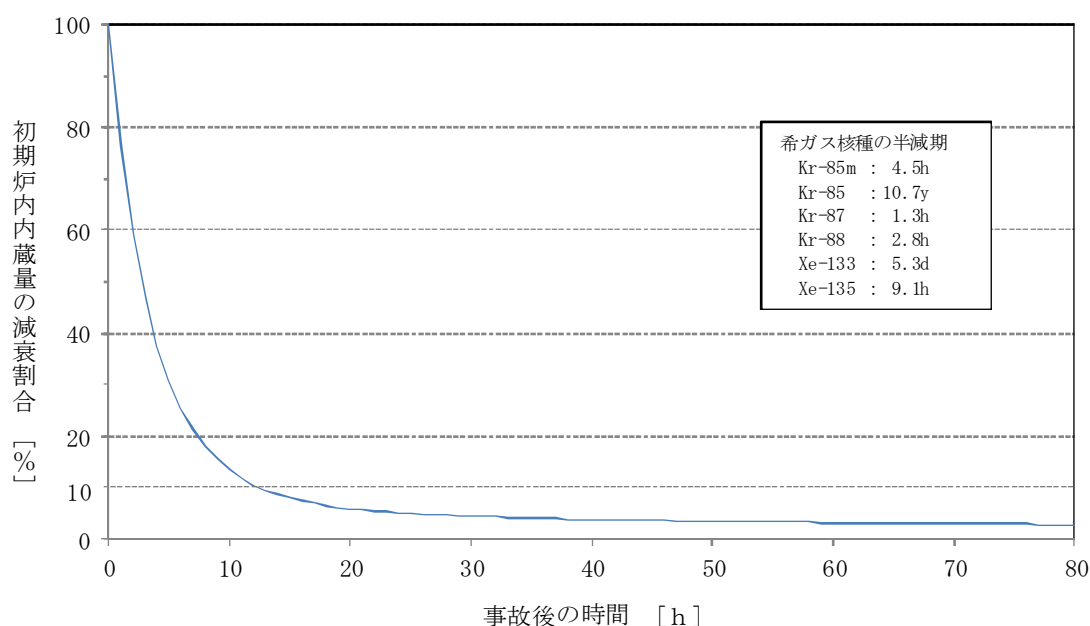
第 35-4 図 女川原子力発電所敷地の風配図 (2012 年 1 月~12 月)

## (2) 放出時間の違いに対する検討結果

放出時間を遅くすることで、フィルタ装置にて除去できない希ガスは、格納容器内に保持されるため、時間減衰により一般公衆の被ばくを低減することができる。

(第 35-5 図参照)

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては、限界圧力 854kPa[gage] (2Pd) に達した時点（事象発生から約 78 時間）でベントすることとしており、希ガスは十分に減衰されている。



第 35-5 図 希ガスの減衰曲線 (0.5MeV 換算値)

### 《参考図書》

1. Suzuki, N., K. Sugai, K. Hayashi, M. Suzuki, H. Suwa, Y. Kato, F. H. Liu and S. Kodama, 2000: Construction of System for Environmental Emergency Dose. Proceedings of 10th International Congress of the International Radiation Protection Association, P-4b-226, 9pp., Hiroshima, Japan.
2. Suzuki, M and Y. Yoshida, 2008: Development of a Rapid Prediction Technology for Emergency Protection Area at Nuclear Accidents, Proceedings of 12th International Conference on Harmonization within Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, O\_P2-04, 5pp., Cavtat, Croatia