

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 5 月 28 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と。	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	回答(1)
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	本日回答 (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	本日回答 (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	本日回答 (添付3)	回答(2)
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	本日回答 (添付4)	回答(3)
14	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	本日回答 (添付5)	回答(4)
15	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出るはず。DFに及ぼす影響について考え方を示すこと。	H26.8.28	本日回答 (添付6)	

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
16	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	本日回答 (添付 7)	回答(5)
17	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	本日回答 (添付 7)	
18	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	本日回答 (添付 7)	
19	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	本日回答 (添付 8)	回答(6)
20	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	本日回答 (添付 9)	回答(7)
21	133-23	共通	ベント中の化学反応の発熱について、FCVS の性能への影響を説明すること。	H26. 8. 28	本日回答 (添付 9)	
22	—	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	(添付9を含む)	
23	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	本日回答 (添付 10)	回答(8)
24	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	本日回答 (添付 10)	
25	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	本日回答 (添付 10)	
26	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	本日回答 (添付 11)	回答(9)
27	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	本日回答 (添付 11)	
28	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	本日回答 (添付 12)	回答(10)
29	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	本日回答 (添付 12)	

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
30	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	本日回答 (添付 13)	回答(11)
31	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	本日回答 (添付 13)	
32	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)	
33	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	本日回答 (添付 14)	
34	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	本日回答 (添付 15)	回答(12)
35	133-25	個別	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	本日回答 (添付 16)	回答(13)
36	—	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	後日回答	
37	—	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)	
38	—	個別	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	後日回答	
39	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	後日回答	
40	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	後日回答	
41	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	後日回答	
42	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	後日回答	
43	216-5	共通	アーリーベントの際の W/W ベント、D/W ベントの選択基準を示すこと。	H27. 4. 7	後日回答	
44	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	後日回答	
45	—	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)	

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
46	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	後日回答	
47	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	後日回答	
48	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	後日回答	
49	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	後日回答	
50	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説明すること。	H26. 9. 11	後日回答	
51	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	後日回答	
52	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	後日回答	
53	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	後日回答	
54	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	後日回答	
55	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	後日回答	
56	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	後日回答	
57	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	後日回答	
58	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	後日回答	
59	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。	H26. 8. 28	後日回答	
60	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	後日回答	
61	—	個別	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	後日回答	

No.	管理番号	分類	指摘事項	審査会合日	回答資料	備考
62	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	後日回答	
63	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	後日回答	
64	137-25	共通	核種毎の放射性物質濃度にγ線放出割合を乗じて算出したγ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	後日回答	
65	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	後日回答	
66	137-24	個別	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	後日回答	
67	—	個別	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	—
68	—	個別	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)	—
69	—	個別	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)	—
70	—	個別	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)	—
71	—	個別	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)	—
72	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	—
73	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	—
74	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	—
75	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	—
76	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	—
77	133-16	共通	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	—
78	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	—
79	—	個社	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：133-17, 133-18, 137-16】

- ・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. 9. 11 回答)
- ・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. 9. 11 回答)
- ・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。

1. 回答

ベントに必要な隔離弁は, 全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源より受電し, 中央制御室から遠隔操作する。万一, 全ての電源が喪失し, ベントに必要な隔離弁の操作が中央制御室からできない場合には, 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弁を操作する。

ベントに必要な隔離弁における, フレキシブルシャフトを介して遠隔手動操作する際の操作性及び操作位置について, 別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 1 ベントに必要な隔離弁の原子炉建屋原子炉棟外からの操作性及び操作位置

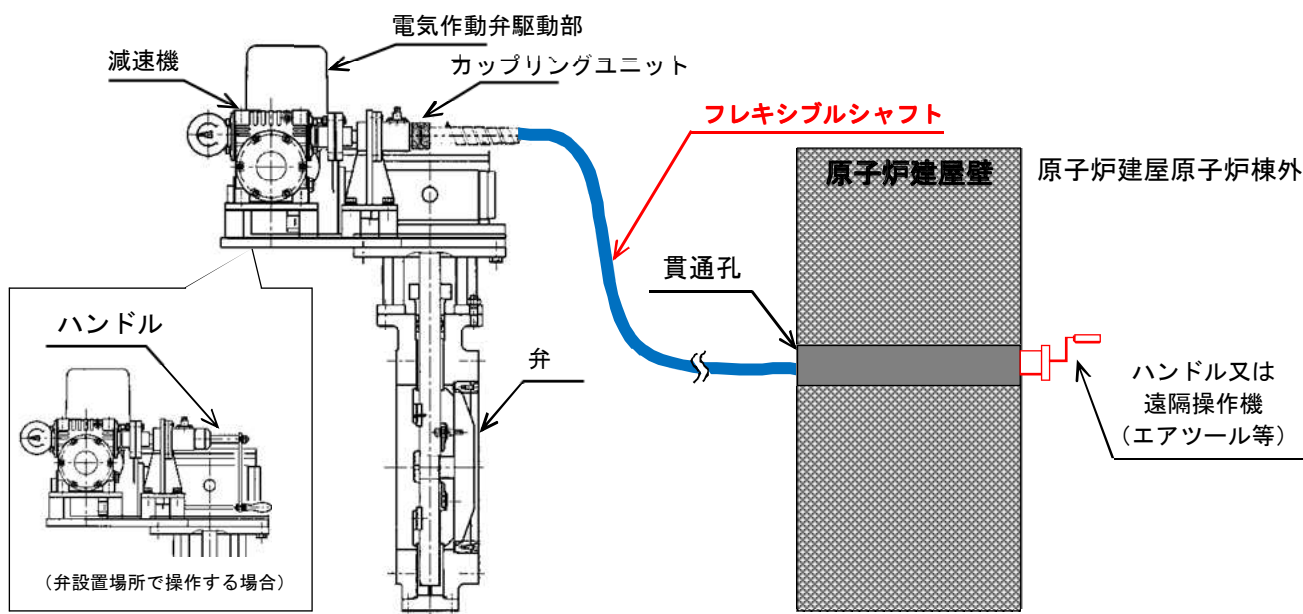
別紙1 ベントに必要な隔離弁の原子炉建屋原子炉棟外からの操作性及び操作位置

ベント開始時に操作する隔離弁は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源より受電し、中央制御室から遠隔操作が行える設計としている。さらに、全ての電源喪失も考慮し、原子炉建屋原子炉棟外からの人力操作を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が行える設計としている。

(1) 遠隔手動操作機構の概要

フレキシブルシャフトは、弁の操作軸に接続し、原子炉建屋原子炉棟外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作機を取り付けて人力で操作する。フレキシブルシャフトの内部はピアノ線を縄のように編み込んだ形状の線になっており、直線に限らずトルクを伝達可能な構造とする。操作に必要なトルクは、容易に回転できるように設計する。なお、カップリングユニット部のフレキシブルシャフトを取外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能とする。

遠隔手動操作機構の模式図を第1-1図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔手動操作機構の仕様について第1-1表に示す。



第1-1図 遠隔手動操作機構の模式図

第 1-1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔手動操作機構の仕様

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
弁名称	ドライウエルベント用出口隔離弁	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁(A)	原子炉格納容器圧力逃がし装置ベントライン隔離弁(B)
フレキシブルシャフト長さ	約 30 m	約 22 m	約 22 m	約 26 m
ハンドル部操作トルク※	約 9 N・m	約 7 N・m	約 2 N・m	約 3 N・m
ハンドル回転数※	約 4,800 回	約 4,800 回	約 3,800 回	約 3,800 回

※：格納容器圧力が 2Pd (=854kPa[gage]) 時における設計値であり、フレキシブルシャフトの長さや曲がりに応じて設計する減速機のギア比によって今後設定する。

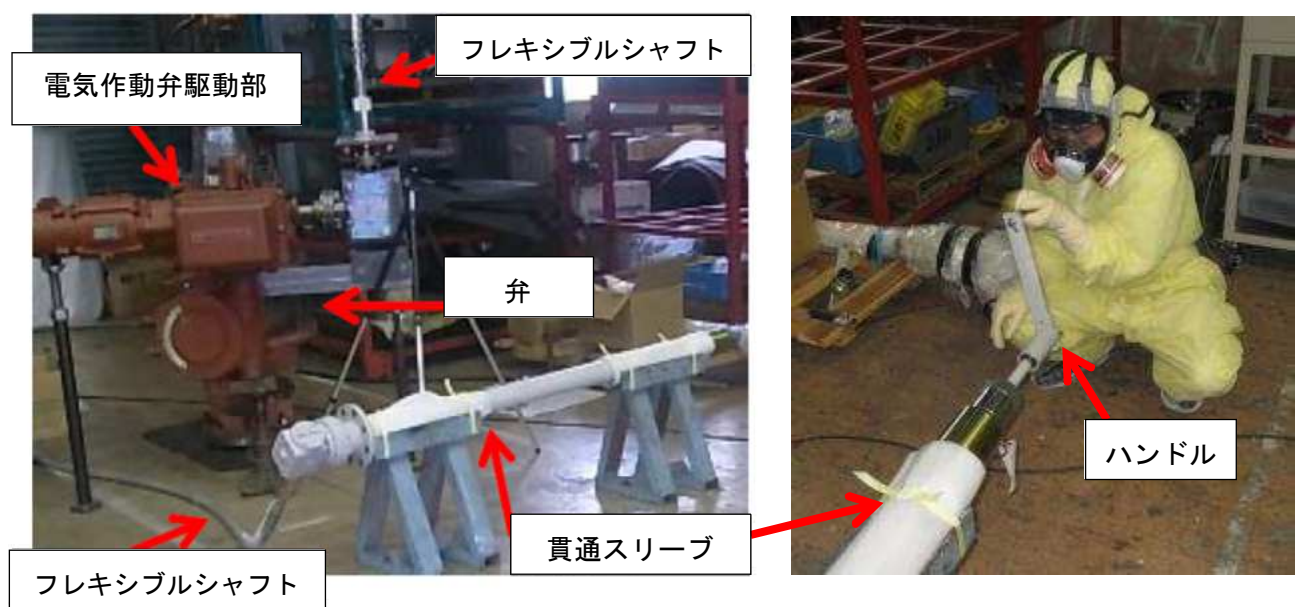
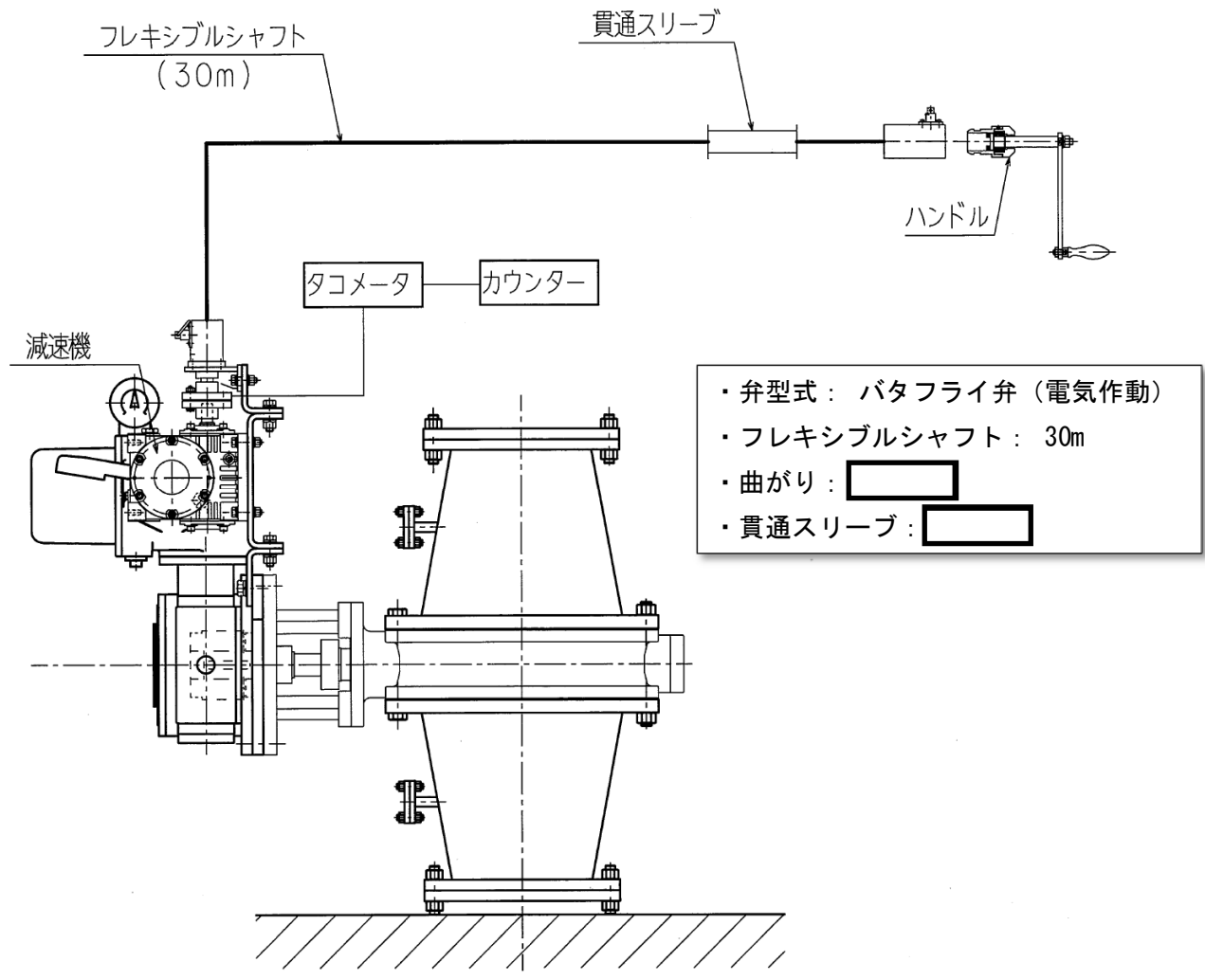
(2) 遠隔手動操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 1-2 図に示す。

モックアップ試験の結果、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、3N・m のハンドル部操作トルクにおいて 80 回/分以上の速度、10N・m のハンドル部操作トルクにおいて 50 回/分以上の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第 1-2 表に示す。

モックアップ試験においては、防護服、全面マスク及びゴム手袋を装備し、操作員 3 名が交替しながら弁操作を実施した。

なお、試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 1-3 表に示す。



第 1-2 図 モックアップ試験の概要

第1-2表 モックアップ試験結果

項目	確認結果	
	ハンドル部操作トルク	3 N・m
ハンドル接続に要した時間	10 秒	10 秒
回転数	3,000 回	1,000 回
ハンドル操作時間	31 分 18 秒	16 分 15 秒
ハンドル操作速度	80 回/分以上	50 回/分以上
備考	3名が交替で実施 (防護服等着用)	3名が交替で実施

第 1-3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

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
弁名称	ドライウエルベント 用出口隔離弁	サブプレッションチェ ンバベント用出口隔 離弁	原子炉格納容器圧力 逃がし装置ベントラ イン隔離弁(A)	原子炉格納容器圧力 逃がし装置ベントラ イン隔離弁(B)
ハンドル 操作時間	約 96 分 ^{*1}	約 96 分 ^{*1}	約 48 分 ^{*2}	約 48 分 ^{*2}

※1：10N・mのハンドル部操作トルクにおけるハンドル操作速度 50 回/分を適用した場合。実際はハンドル部操作トルクが低く、操作時間は短い。

※2：3N・mのハンドル部操作トルクにおけるハンドル操作速度 80 回/分を適用した場合。実際はハンドル部操作トルクが低く、操作時間は短い。

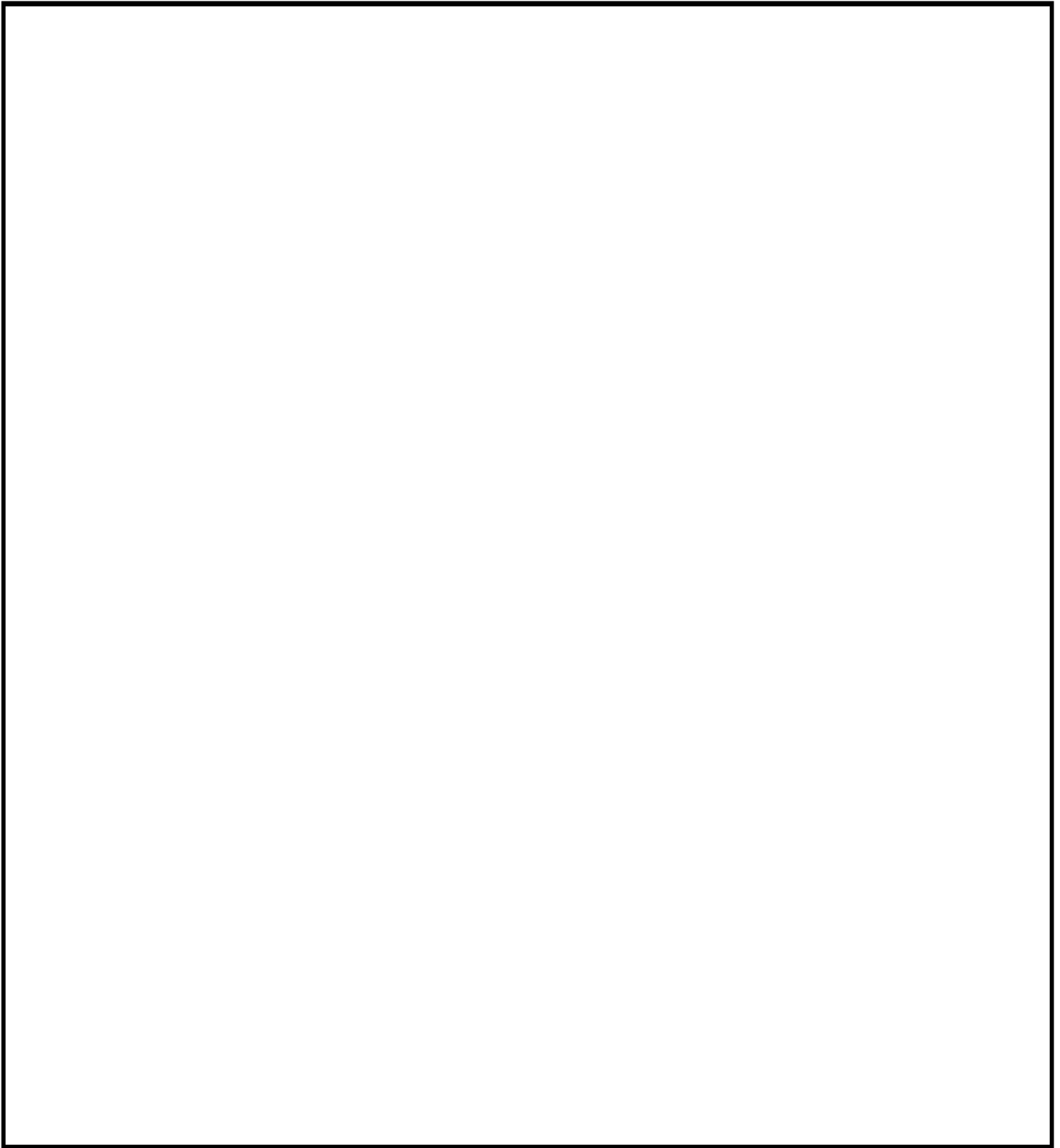
(3) 現場での操作性

ベントに必要な隔離弁を人力にて操作する際は、原子炉建屋原子炉棟外の操作場所からフレキシブルシャフトを介して弁を操作する。弁のハンドル形状は、モックアップ試験時はクランク形状としていたが、操作性を考慮し丸型とする。

操作場所の線量は、フィルタ装置等からの直接線、ベントにより大気中へ放出された放射性物質によるクラウドシャイン線、操作場所に取り込まれた放射性物質による内部及び外部被ばく線量等を考慮して評価した結果、約 5mSv/h となる（セルフエアセットの着用を考慮）。

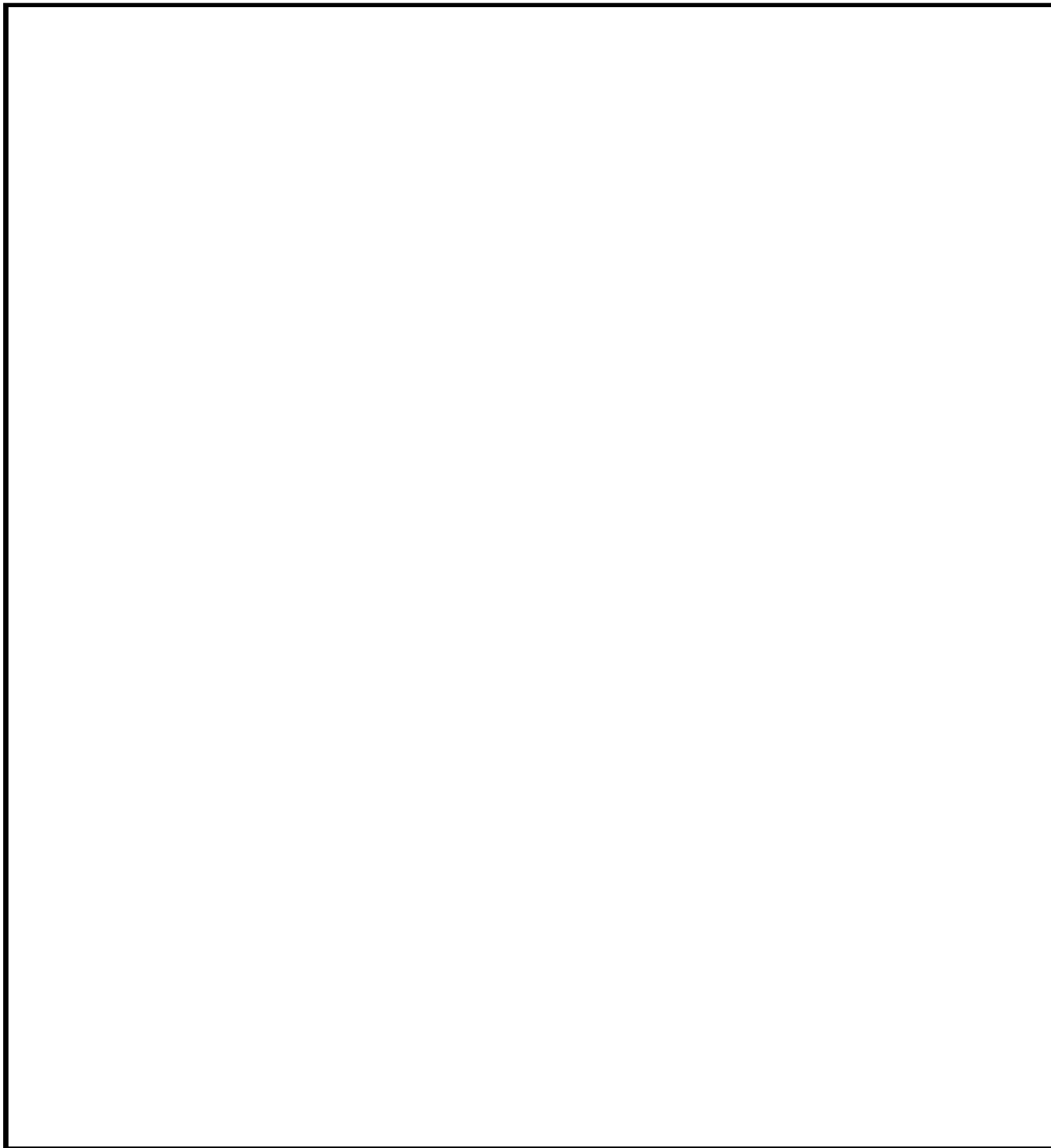
実際の操作にあたっては、現場へのアクセス時間及び必要な操作時間を考慮し、緊急時の線量限度である 100mSv を超えることがないように管理を行う。

隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所を第 1-3 図から第 1-6 図に示す。



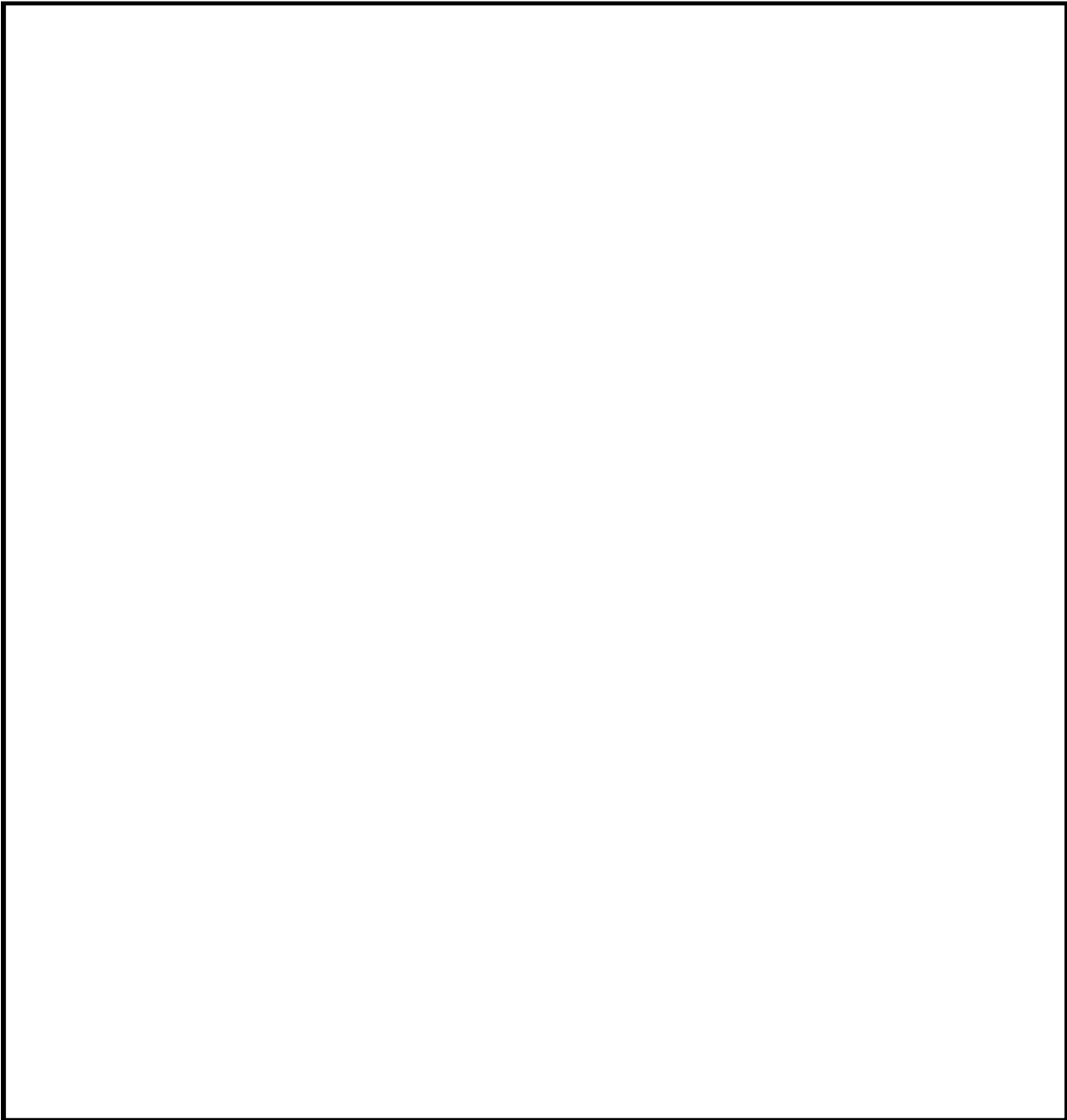
第 1-3 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所





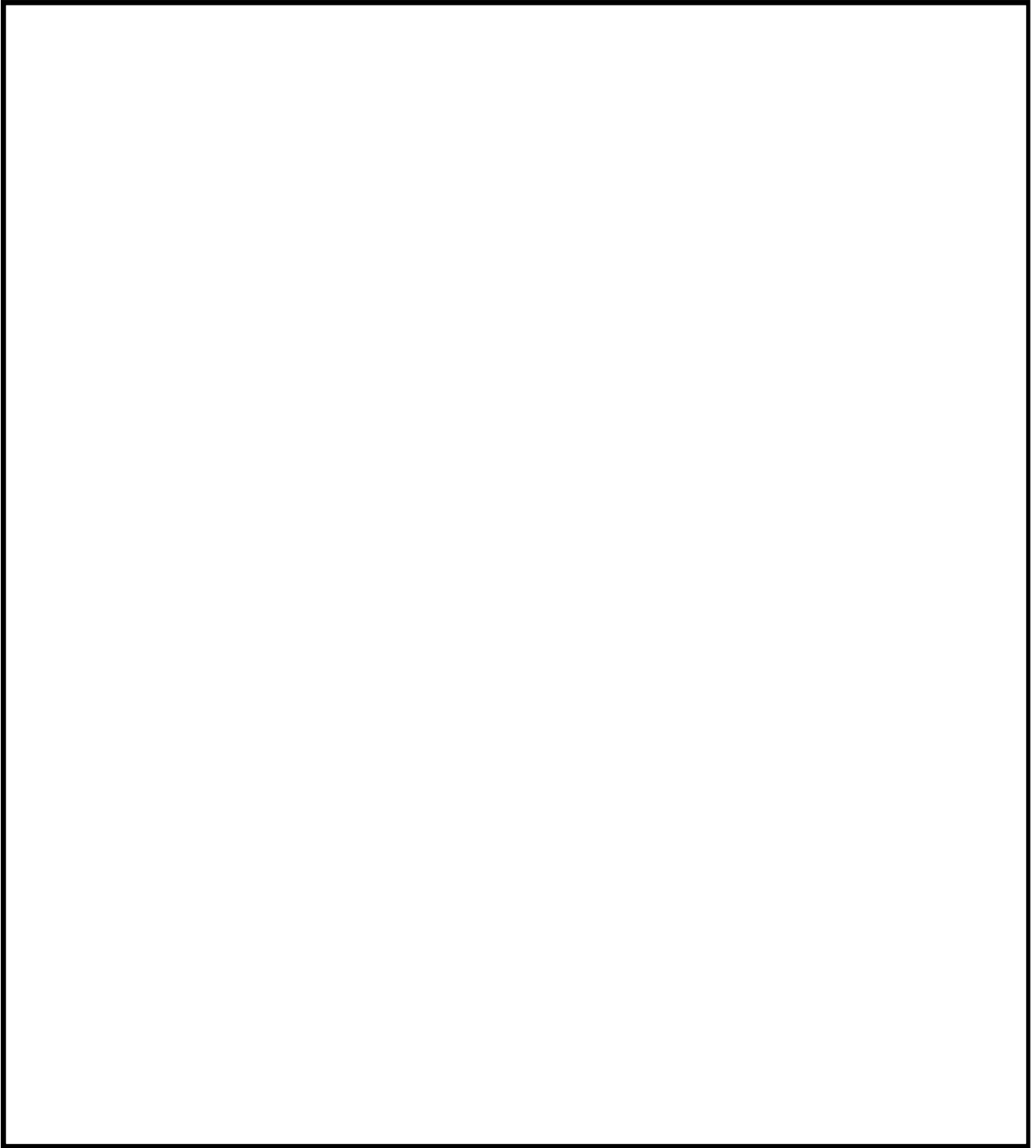
第 1-4 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所





第 1-5 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所





第 1-6 図 隔離弁設置位置及び現場における遠隔手動操作場所



【指摘事項：137-20】

- ・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。

1. 回答

ベント開始時に操作する隔離弁は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するための電源より受電し、中央制御室から遠隔操作が行える設計としている。さらに、全ての電源喪失も考慮し、原子炉建屋原子炉棟外からの人力操作を可能とすることで、操作方法に多様性を持たせ確実にベント操作が行える設計としている。

ベント開始時に操作する隔離弁は、フレキシブルシャフトを常時接続している。この接続状態における弁操作のメカニズムについて、別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 2 フレキシブルシャフト接続状態における弁操作のメカニズム

別紙2 フレキシブルシャフト接続状態における弁操作のメカニズム

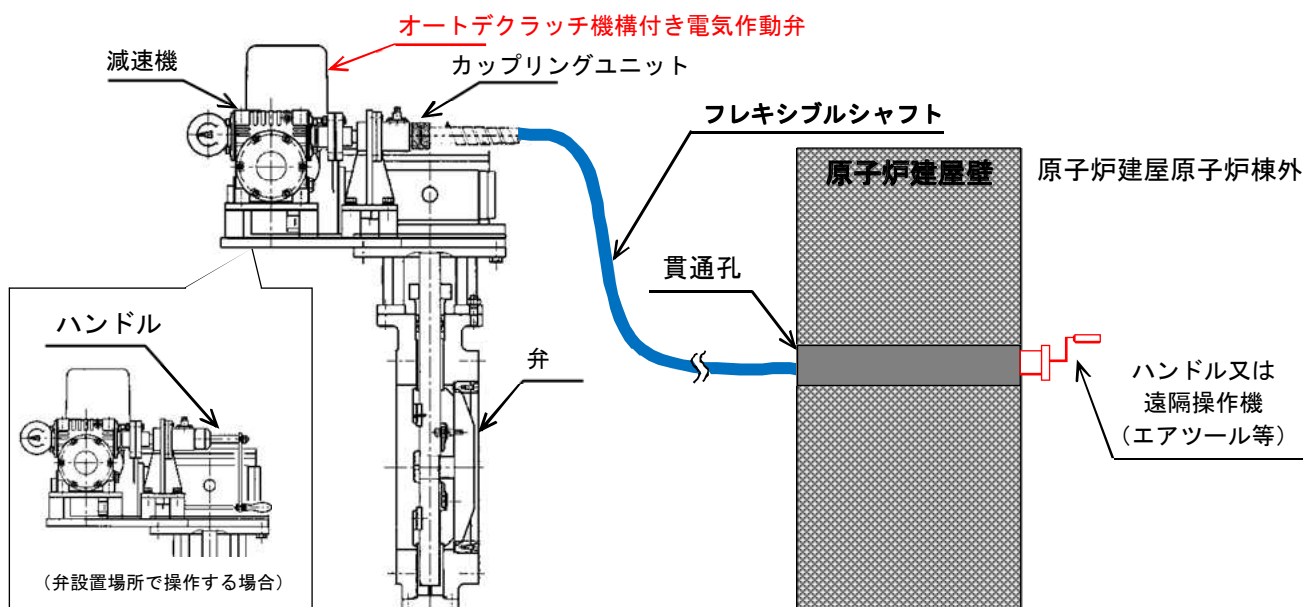
フレキシブルシャフトが接続されている隔離弁は、通常状態においては電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作によって、モータのトルクが弁棒に伝達され開閉する。

人力操作の際は、弁設置場所での電動/手動切替え操作が不要なオートデクラッチ機構によりクラッチが手動操作側に切り替わることで手動側のギアがかみ合い、フレキシブルシャフトの回転トルクが弁棒に伝達され開閉する。

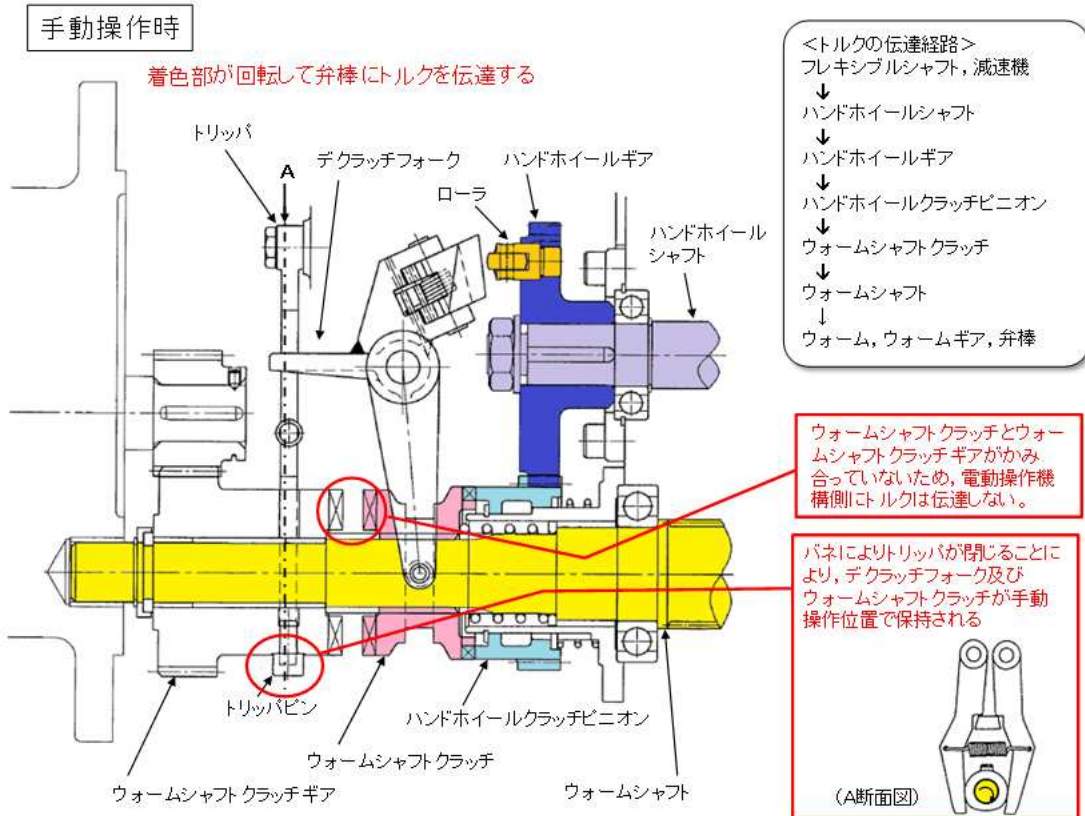
なお、手動操作時に電源が復旧した際は、モータの起動により電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作が可能となる。

遠隔手動操作機構の模式図を第2-1図に示す。弁操作場所（原子炉建屋原子炉棟外）でのトルクは、フレキシブルシャフト、カップリングユニット及び減速機を介してオートデクラッチ機構付き電気作動弁に伝達される。

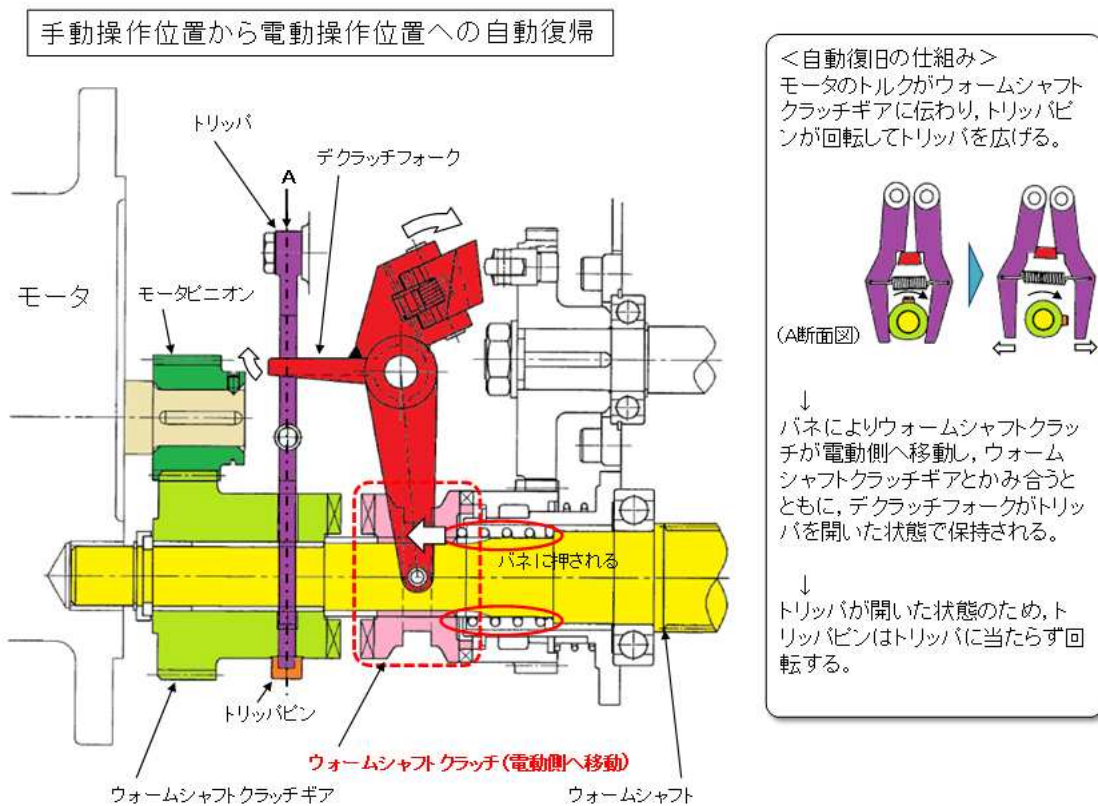
オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要を第2-2図に、電動操作、手動操作及び切替え時の弁駆動部の状態を第2-3図から第2-6図に示す。



第2-1図 遠隔手動操作機構の模式図



第 2-5 図 弁駆動部の状態 (手動操作時)



第 2-6 図 弁駆動部の状態 (手動から電動への切替え時 (自動復帰))

【指摘事項：200-2】

・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。

1. 回答

ベントを実施する際には、他系統と弁により隔離し流路を構成した上で、主ライン上の隔離弁を開操作する。また、ベント終了後には、主ライン上の隔離弁を閉操作することにより格納容器を再隔離する。

それぞれの隔離弁は、ベント実施により設計条件である 200℃、2Pd の環境下にさらされることから、隔離弁の健全性について問題ないことを確認した。

各隔離弁の健全性について、別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 3 ベント実施に伴う隔離弁の健全性

別紙3 ベント実施に伴う隔離弁の健全性

(1) 主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁

サプレッションチェンバからのベントを実施する場合に開操作する隔離弁は、第3-1図に示す①又は②及び③，ドライウエルからのベントを実施する場合に開操作する隔離弁は、第3-1図に示す①又は②及び④であり，それぞれ主ライン上に設置している。ベント終了後は，格納容器を再隔離するため，ベント開始時に開操作した主ライン上の隔離弁の閉操作を行う。

ベントを行う際には，原子炉格納容器フィルタベント系は，第3-1図に示す⑤～⑩の隔離弁により他系統と隔離し系統構成する。

主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁は，ベント実施に伴い設計条件である200℃，2Pdの環境にさらされる。

原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成の概要を第3-1図に，主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁の仕様を第3-1表に示す。

第 3-1 表 主ライン上の隔離弁及び他系統との隔離弁の仕様

	主ライン上の隔離弁				他系統との隔離弁					
弁番号※1	①T63-F001	②T63-F002	③T48-F022	④T48-F019	⑤T48-F021	⑧	⑥T48-F020	⑨	⑦T48-F043	⑩
型式	バタフライ弁									
口径	400A		600A				300A			
駆動方式	電気作動（直流）及び人力遠隔手動操作機構				空気作動				電気作動（交流）	
シート材質	メタル				改良 EPDM					
通常時 開閉状態	・閉 ・フェイルアズイズ				・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	開又は閉※2				閉					
ベント終了後 開閉状態	閉									

※1：弁番号の丸番号は、第 3-1 図に対応する。

※2：ベントの経路（サプレッションチェンバ又はドライウエル）による。

(2) 隔離弁の健全性

第 3-1 図に示す①～⑦の隔離弁については、「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。なお、第 3-1 図に示す⑧～⑩の隔離弁は、第 3-1 図に示す⑤～⑦に示す隔離弁と同仕様であり、同様の評価結果となる。

a. 隔離機能

主ライン上の隔離弁はシート材質がメタルであり、ベント前後における隔離機能について問題ない。また、他系統との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。

2.8 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は原子炉格納容器の貫通配管に設置されており、弁箱、弁体、ボンネット及びシール部等により構成している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁は、非金属材料シール材を使用しており、200℃、2Pd の環境下における劣化によるシール能力低下が想定される。

また、200℃、2Pd の環境下における弁の耐圧部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pdにおける原子炉格納容器隔離弁の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁について、シール能力及び延性破壊を評価する。

なお、上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下における健全性を有している。

- ・弁の呼び圧力は、各配管のラインの設計圧力に応じて、レーティング設計に基づき適切に選定されており、200℃、2Pd を考慮した場合においても、耐圧性上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシール部には、黒鉛製パッキン、ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は金属製である。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フロー及び評価対象リストを添付
2.8-1に示す。

2.8.1 原子炉格納容器調気系バタフライ弁

(1) 評価部位

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造を、第2.8.1-1図に示す。



第2.8.1-1図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造

(2) 評価方針

a. 隔離機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁は、弁座シート部にEPDM材を使用しており、シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため、弁座シート部については、より耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしている。改良EPDM材は、200℃、2Pd環境下における圧縮永久ひずみ試験及び実機相当の蒸気加熱漏えい試験を実施し、シール機能が確保されることを確認する。

b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し、200℃、2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

補足 19-201

(3) 評価

a. 隔離機能

改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果、改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。また、蒸気加熱漏えい試験の結果、弁シート部からの漏えいはなくシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を第2.8.1-1表に、蒸気加熱漏えい試験の結果を第2.8.1-2表に示す。

第2.8.1-1表 圧縮永久ひずみ試験*1結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

*1：JIS K6262 に従い実施

*2：3 試験片の平均値 (% % , %)

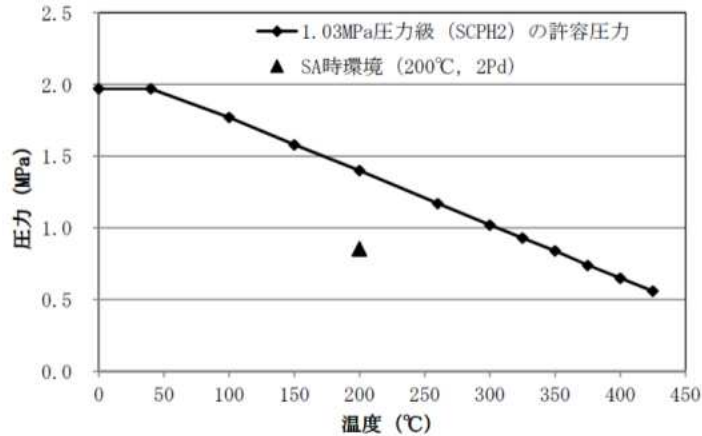
第2.8.1-2表 蒸気加熱漏えい試験結果

試験圧力	0.854MPa 以上
試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験時間	168 h
漏えい有無	無

b. 耐圧機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の圧力クラスは、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、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第2.8.1-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第2.8.1-2図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の温度－許容圧力

(4) 評価結果

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の隔離機能については、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果及び蒸気加熱漏えい試験の結果より、200℃、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

また、原子炉格納容器調気系バタフライ弁の耐圧機能については、圧力クラスは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、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器調気系バタフライ弁は200℃、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

補足 19-203

【指摘事項：133-9】

- ・ 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。

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（表面積約 m²）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。

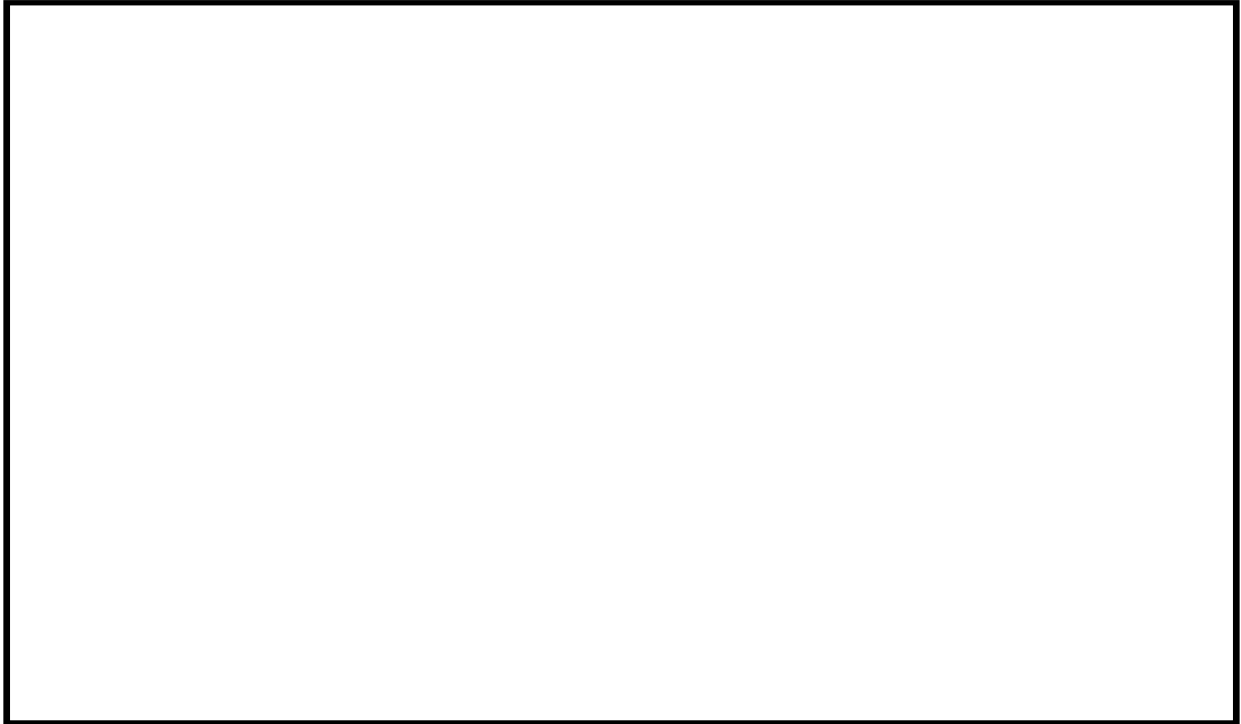
(4) 試験装置のスケール性 (JAVA 試験, JAVA PLUS 試験)

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。

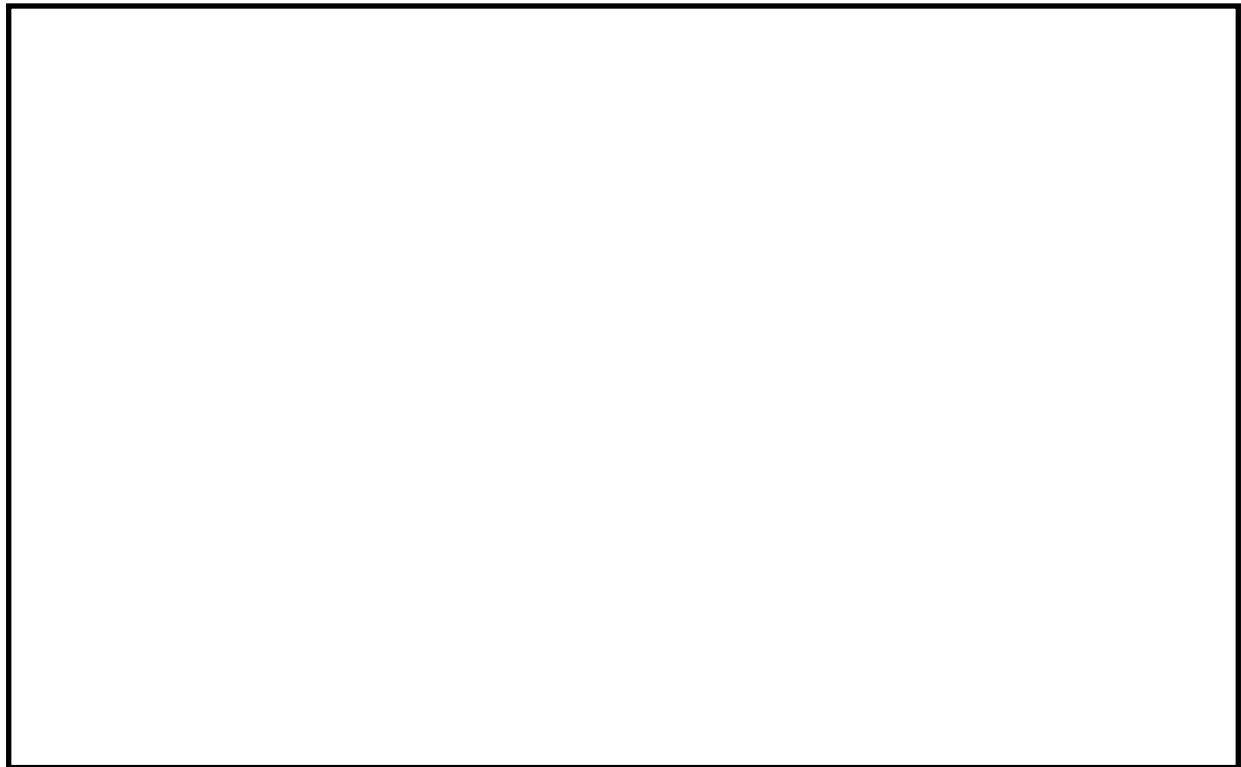
実機のベンチュリノズルの個数 [] は、ベンチュリノズルの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また、実機の金属繊維フィルタの表面積 [] は、金属繊維フィルタの流速を、試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属繊維フィルタの表面積の違いによる影響はない。

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 \square 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"> 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。 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に設計している。
容器	高さ	有	約 [] m	約 6m	<ul style="list-style-type: none"> 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、[] 高さの違いによる影響はない。
	直径	有	約 [] m	約 2.6m	<ul style="list-style-type: none"> 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、[] 直径の違いによる影響はない。
ベンチュリ ノズル	構造	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	個数 (スロート部 断面積)	有	[]	[] 個	<ul style="list-style-type: none"> 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。
金属繊維 フィルタ	構造	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	表面積	有	約 [] m ²	[] m ²	<ul style="list-style-type: none"> 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。
スクラバ 溶液	薬剤	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	水位	有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> 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。
放射性 よう素 フィルタ	吸着材	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	厚さ	有	約 [] mm	約 [] mm	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	配置	有	※	※	[]

※：適用性の欄に相違内容を記載

【指摘事項：133-7】

- ・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。

1. 回答

除去性能検証試験（JAVA試験）における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA試験装置からエアロゾルをサンプリングし、ことにより、粒径分布を測定している。

試験用エアロゾルの粒径分布は、サプレッションチェンバからのベントではMAAPにより想定されるエアロゾルの粒径分布全域を包絡できていることが確認でき、また、ドライウェルからのベントでは、サプレッションチェンバからのベントと比較し、より大きな粒径のエアロゾルが存在することから、高いDFが期待できる。

除去性能検証試験におけるエアロゾル粒径分布の妥当性について、別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 5 除去性能検証試験（JAVA 試験）におけるエアロゾルの粒径分布の妥当性

別紙5 除去性能検証試験（JAVA 試験）におけるエアロゾルの粒径分布の妥当性

(1) JAVA 試験における粒径分布

JAVA 試験においては、を試験用エアロゾルとして用いており、それぞれの質量中央径（MMD）は以下のとおりである。

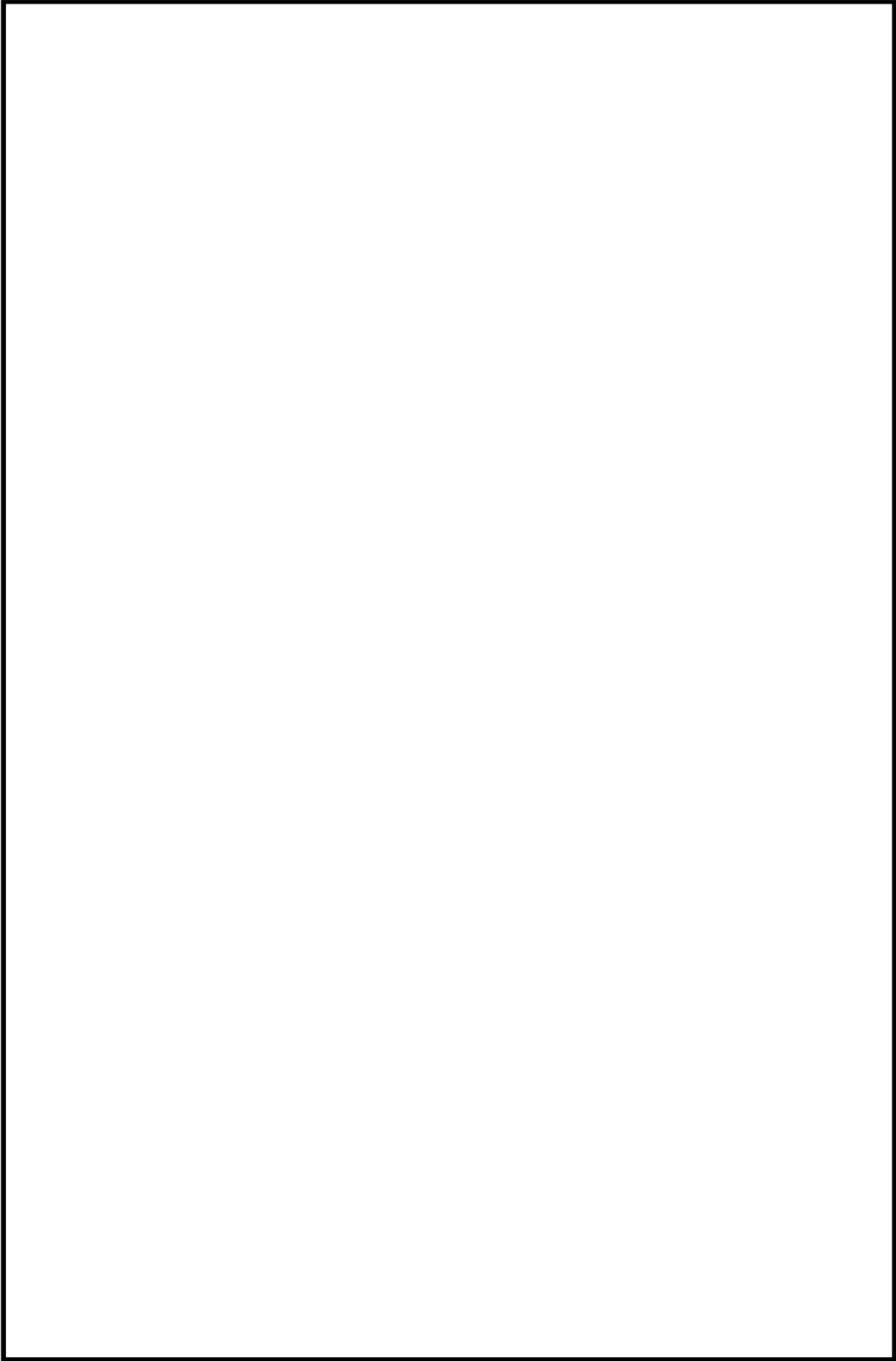


JAVA試験に用いられた試験用エアロゾルは、JAVA試験装置のフィルタ装置入口の配管部からサンプリングしたエアロゾルをを用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し、粒径分布を求めている。による測定誤差は、

試験用エアロゾルの粒径分布を第5-1図に、JAVA試験装置のサンプリングラインを第5-2図に示す。



第5-1図 試験用エアロゾルの粒径分布



第 5-2 図 JAVA 試験装置サンプリングライン

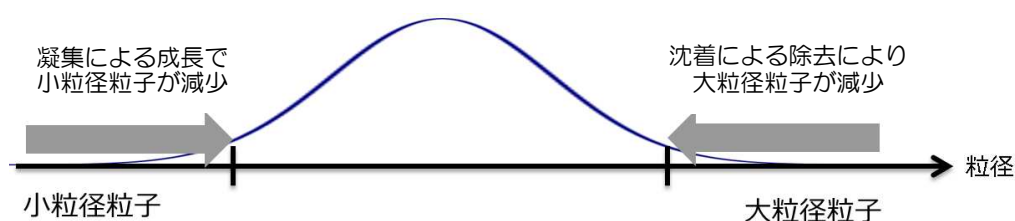
(2) 粒径分布と除去係数 (DF) の関係

エアロゾルの粒径は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサ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といった除去メカニズムにより粒径分布の幅が限定される。

a. エアロゾルの粒径分布の形成

(a) 凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果により、ある粒径に中心をもつような分布が形成される（参考図書1）。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを第5-3図に示す。以下に、凝集効果及び沈着効果について示す。

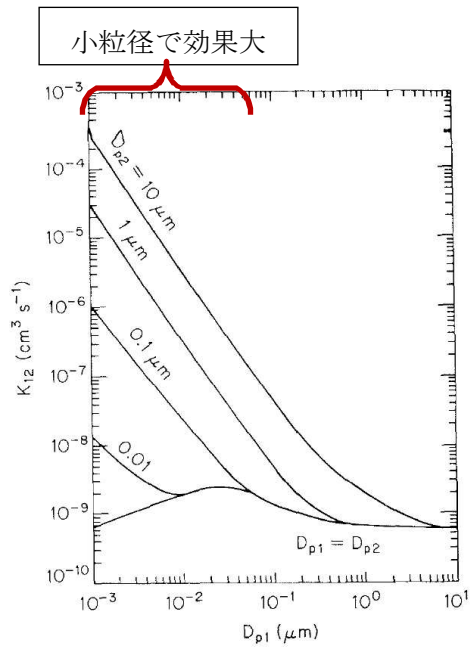


第5-3図 エアロゾルの粒径分布形成のイメージ

i. 凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第5-4図に示す。

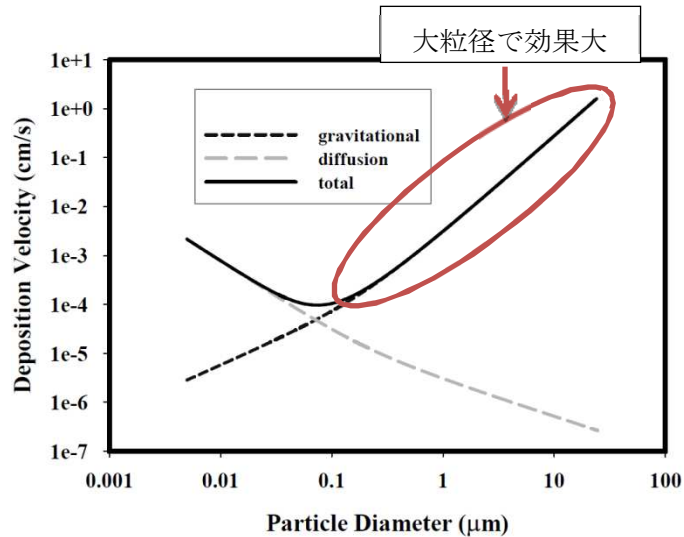
横軸は粒径 (D_{p1})、縦軸はブラウン運動による凝集係数 (Brownian coagulation coefficient) を表しており、凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径 (D_{p2}) により変化するため、 D_{p2} の違いによる凝集係数が複数の曲線で示されている。 $D_{p2} > D_{p1}$ の場合、 D_{p1} が小さくなるほど凝集係数は大きくなる。



第 5-4 図 凝集効果の例 (参考図書 2)

ii. 沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。沈着効果の例を第 5-5 図に示す。



第 5-5 図 沈着効果の例 (参考図書 1)

(b) 格納容器内でのエアロゾル除去

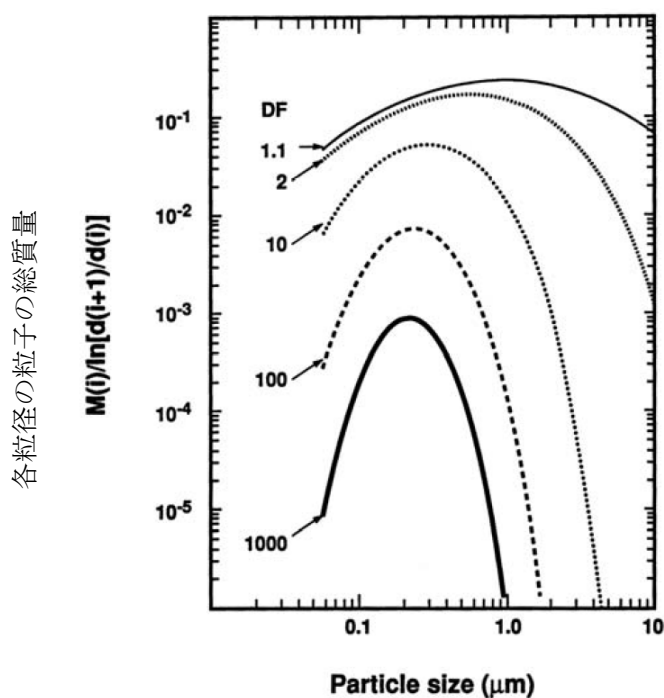
格納容器内では、格納容器スプレー効果やサブプレッションチェンバのプール水

におけるスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に、格納容器スプレー効果及びサ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について示す。

i. 格納容器スプレー効果

格納容器スプレーでは、水滴が落下する間に、さえぎり効果、拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

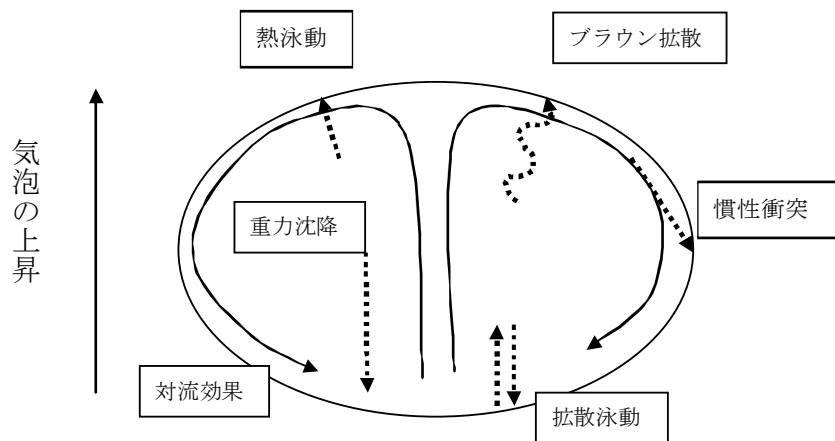
格納容器スプレーを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を第5-6図に示す。初期の段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒径は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布となっているが、格納容器スプレーを継続すると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も狭くなる。



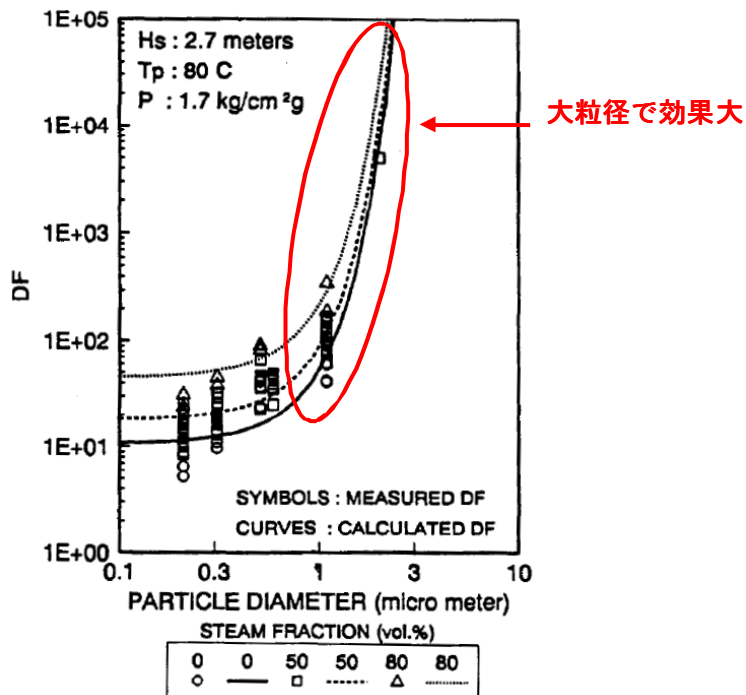
第5-6図 格納容器スプレー継続による格納容器内の粒径分布の変化 (参考図書1)

ii. サ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

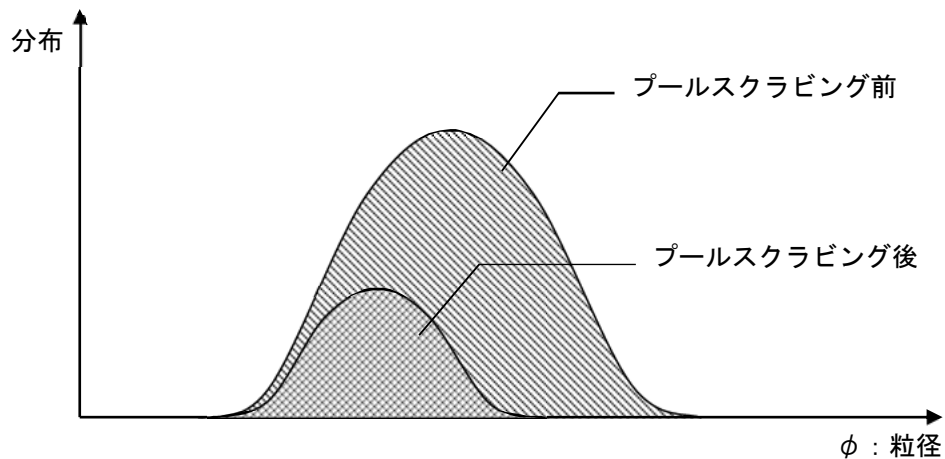
サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に第5-7図に示すような種々の除去メカニズムが働く。気泡内のエアロゾル除去は、重力沈降及び慣性衝突が支配的となるため、粒径が大きいエアロゾルが効果的に除去される。プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を第5-8図に、プール水におけるスクラビングによる粒径分布の変化のイメージを第5-9図に示す。



第5-7図 プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理



第5-8図 プール水におけるスクラビングによる除去性能の例（参考図書3）



第 5-9 図 プール水におけるスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

b. エアロゾル粒径の除去性能への影響

除去係数 (DF) は、フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比で表される。

1 つのエアロゾルを考えた場合、エアロゾル重量は粒径の 3 乗に比例するため、粒径が 2 倍になれば重量は 8 倍 ($=2^3$ 倍) となる。つまり、流入したエアロゾルの粒径が大きいほど高い DF が期待できる。

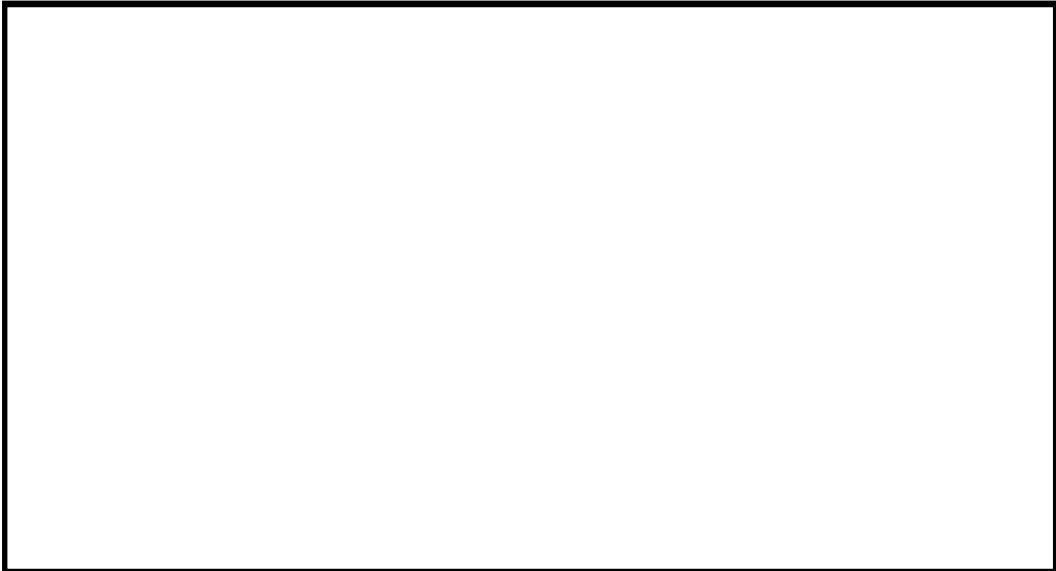
(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性

JAVA試験では、様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらのエアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を第5-10図及び第5-11図に示す。

第 5-10 図より、使用した試験用エアロゾルにて、MAAP により想定される粒径分布の全域を包絡できていることから、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。また、第 5-10 図及び第 5-11 図からサプレッションチェンバからのベントと比較し、ドライウェルからのベントでは、より大きな粒径のエアロゾルが存在することから、高い DF が期待できる。



第5-10図 想定粒径分布（サプレッションチェンバからのベント）と
試験用エアロゾルの粒径分布の比較



第5-11図 想定粒径分布（ドライウェルからのベント）と
試験用エアロゾルの粒径分布の比較

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)

【指摘事項：133-8】

- ・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。

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。

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

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

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

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

ここで、

- | | |
|-------------------|--------------------|
| P_t : 透過率 | |
| V^* : 液滴通過ガス体積 | τ_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 | μ : ガス粘性係数 |
| η_d : 捕集効率係数 | ρ_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 η_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 ρ_p , エアロゾル粒径 d_p , 液滴径 d_d , ガス粘性係数 μ , 液滴・エアロゾル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 ρ_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/cm³ 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 ₂ , Sb [※]		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO [※]		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)	-					

※：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 ³	SrO	: 5.1 g/cm ³
CsOH	: 3.7 g/cm ³	MoO ₂	: 6.4 g/cm ³
TeO ₂	: 5.7 g/cm ³	CeO ₂	: 7.3 g/cm ³
Sb	: 6.7 g/cm ³	La ₂ O ₃	: 6.2 g/cm ³
BaO	: 6.0 g/cm ³		

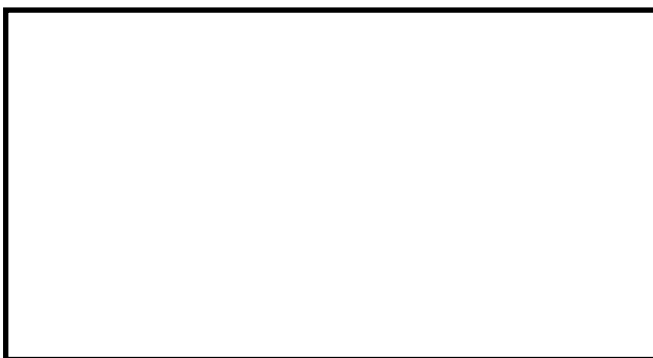
b. エアロゾル密度の違いによる影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 η_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/cm³ 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 ρ_{p1} が g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d1} と、エアロゾル密度 ρ_{p2} が g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{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 ($\doteq \text{$) は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

(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, TeO₂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/cm³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 [] 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（ ρ ）	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 $1.2\mu\text{m}$ ～ $1.4\mu\text{m}$ 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 (ρ)	空気力学的中央径 (AMMD)
CsI	約 $0.6\mu\text{m}$	約 $4.5\text{g}/\text{cm}^3$	約 $1.3\mu\text{m}$
CsOH		約 $3.7\text{g}/\text{cm}^3$	約 $1.2\mu\text{m}$
TeO ₂		約 $5.7\text{g}/\text{cm}^3$	約 $1.4\mu\text{m}$

以上より、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。

《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：133-1, 133-6, 137-9】

- ・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。
- ・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）
- ・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。

1. 回答

スクラバ溶液は、待機時に高アルカリ性（pH：13 程度）に維持し、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持する設計としている。重大事故時において、格納容器内のケーブルから放射線分解により発生する塩化水素等の酸が、ベント実施によりフィルタ装置へ移行することが考えられるが、この酸の量に対して、スクラバ溶液に含まれる塩基 の量を十分確保し、アルカリ性に維持するとともに、薬剤の補給ができる設計としている。

スクラバ溶液の pH 管理について別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 7 スクラバ溶液の pH 管理

別紙7 スクラバ溶液の pH 管理

(1) 重大事故時に格納容器内で発生する酸の量

NUREG-5950 において、重大事故時に格納容器内で発生する主な酸として、塩化水素、硝酸、二酸化炭素、よう化水素及びほう酸が挙げられている。格納容器内で発生する酸性移行物質を以下に示す。

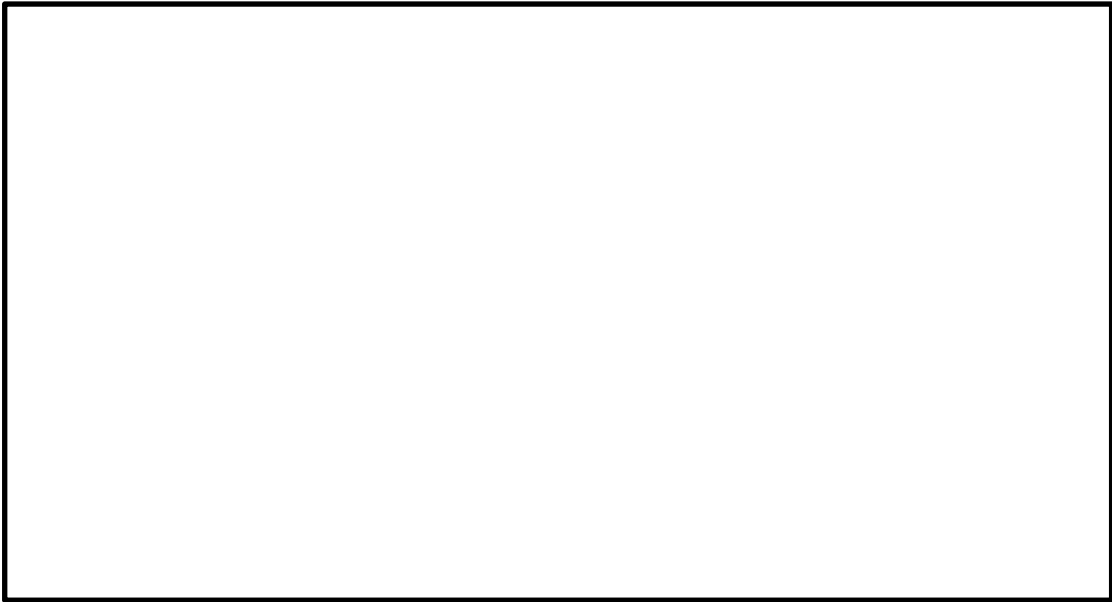
- ①格納容器内ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素
- ②サプレッションチェンバプール水中の溶存窒素の放射線分解により発生する硝酸
- ③MCCI により発生する二酸化炭素
- ④燃料から放出されるよう化水素
- ⑤ほう酸水注入系を使用した際のほう酸

このうち、④は発生量が少なく、また、塩基として放出される水酸化セシウムと比較し少ないことから評価に含めない。⑤は五ほう酸ナトリウム溶液として弱アルカリ性であり、評価に含めない。したがって①～③について評価する。

また、スクラバ溶液に含まれる は、分解の際にスクラバ溶液の塩基を消費することからこの量についても評価する。

a. ケーブルに起因する酸の量

格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て格納容器内に放出されると仮定すると、酸の量は約 mol となる。調査した結果を第 7-1 図に示す。



第 7-1 図 格納容器内のケーブルに起因する酸の量

b. サプレッションチェンバのプール水より発生する酸の量

サプレッションチェンバのプール水中の溶存窒素が放射線分解することにより発生する硝酸の量について評価した。放射線分解によって格納容器内で発生する硝酸の量は、事象発生後 7 日間の積算吸収線量で約 mol となる。

c. MCCI により発生する酸の量

格納容器内には玄武岩系のコンクリートを使用していることから、MCCI により発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価の約 cm のコンクリートの侵食により発生する一酸化炭素と二酸化炭素の合計値 mol から、MCCI により発生する酸の量は約 mol* となる。

※：二酸化炭素は二価の酸のため、2 倍の物質質量とした。

d. スクラバ溶液中で減少する塩基の量

スクラバ溶液に含まれる は、酸素が存在する環境下において水酸化物イオンと反応し分解することが知られており、分解される の量はスクラバ溶液の積算吸収線量に伴って増加する。反応式は以下のとおり。



ここでは、待機時のスクラバ溶液に含まれる [] は、約 [] molが、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、全量が分解したと仮定すると、 [] の分解による塩基減少量は、約 [] molとなる。

(2) フィルタ装置へ移行する酸とスクラバ溶液に保有する塩基の量

重大事故時に格納容器内で発生した酸は、格納容器内の自然沈着、格納容器スプレー及びサプレッションチェンバのプール水のスクラビング等の除去効果を受けるため、フィルタ装置への移行量は減少する。

二酸化炭素については弱酸であり、また、水に溶解しても揮発するため、酸としてスクラバ溶液のpHに与える影響は小さいと考えられる。

ここでは保守的に、これらの影響を考慮せず、発生した酸の全量がフィルタ装置へ移行するものとする。ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持するために必要となるスクラバ溶液中の [] の量は、 [] mol 以上である。

[]

(3) スクラバ溶液の管理

スクラバ溶液をアルカリ性に維持するため、待機時のスクラバ溶液には [] mol 以上の [] が必要であり、その濃度は約 [] wt% (待機時水量 [] t) となる。

[]

以上から、保守的にスクラバ溶液の初期濃度を [] 以上とする。

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ため、ベント中のpH監視は不要である。

スクラバ溶液の管理について以下に示す。

a. 系統待機時の管理

- ・スクラバ溶液が通常水位であることを確認する。
- ・定期的にサンプリングし、性状を確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラバ溶液の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水及び薬剤を補給する。薬剤の補給量は、初期に保有していた [] [] 及び [] の分解により消費される [] [] とする。

今後、スクラバ溶液のpH測定用計器については耐環境試験（耐放射線試験・耐震試験）を実施し、重大事故時に適用可能であることが確認されたものを採用する。

《参考図書》

1. Iodine Evolution and pH Control (NUREG/CR-5950 ORNL/TM-12242)

(参考) 女川原子力発電所 2 号炉 格納容器内ケーブル量調査

pH 低下に寄与する塩化水素等の酸の量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設時及び定期検査時の配線表により調査するとともに、ケーブルに含有される塩素等について確認した。

《格納容器内のケーブル量調査フロー》

①建設時及び定期検査時の配線表より、格納容器内の布設ケーブルを抽出

↓

②抽出された布設ケーブルより、線種、サイズ、芯数毎に、長さを集計

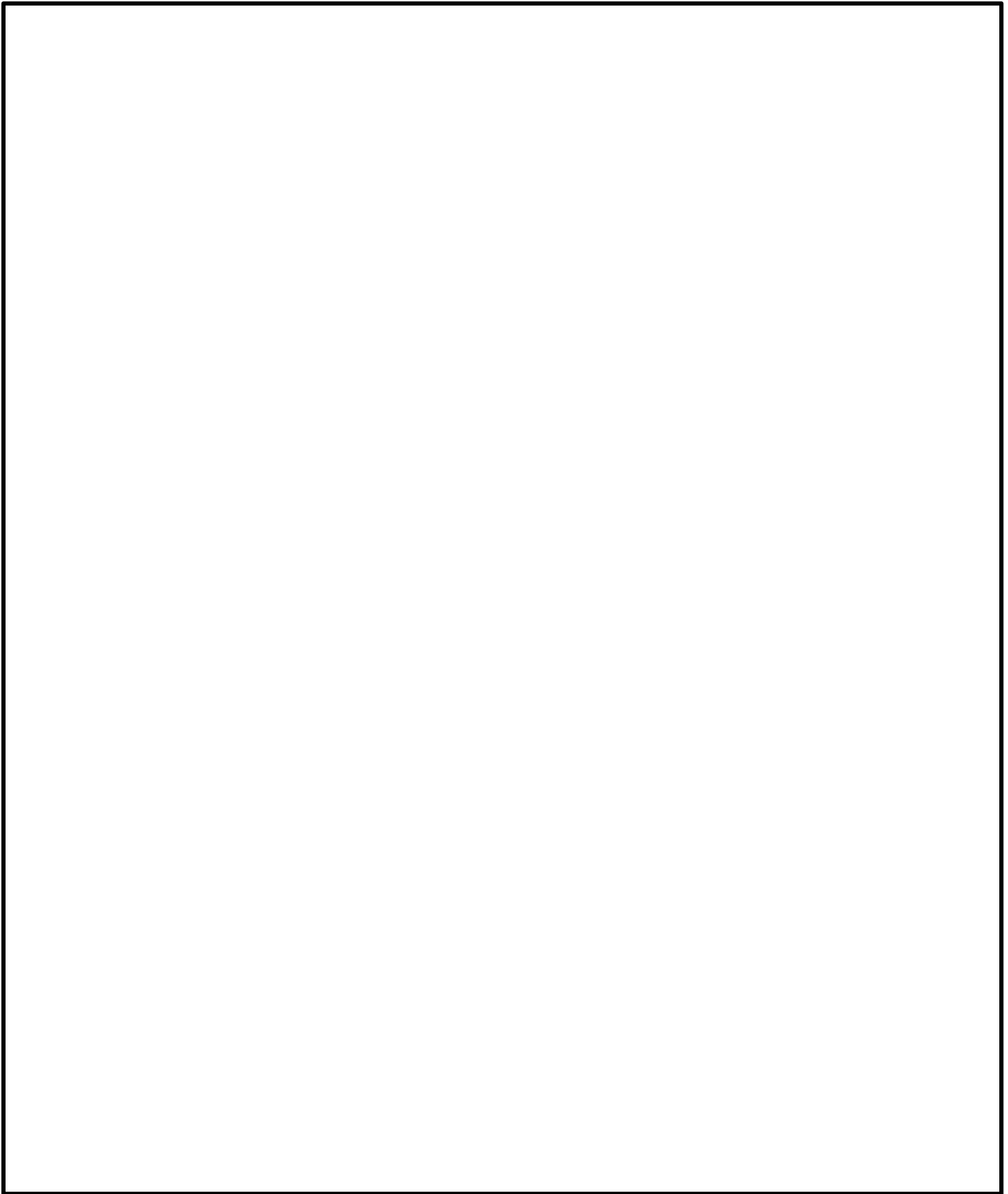
↓

③集計されたケーブル長さ及びケーブルの単位長さ当たりの塩素、臭素、硫黄、窒素の含有量より、発生する酸の量を算出

以上により、集計した結果を第 1 表に示す。

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果

--



【指摘事項：133-20】

・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。

1. 回答

ベントに伴い、フィルタ装置には様々なエアロゾルが流入する。その際、捕集したエアロゾル濃度の増加に伴い、スクラバ溶液の粘性が増減する可能性がある。エアロゾルによる粘性率の変化は、水の温度変化による粘性率の変化に比べ小さいこと、また、JAVA 試験結果では、有意な除去係数の温度依存性は確認されないことから、粘性率の変化による影響はないと考えられる。

スクラバ溶液の粘性の変化について別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 8 スクラバ溶液の粘性の変化

別紙8 スクラバ溶液の粘性の変化

フィルタ装置の設計において想定する、格納容器からフィルタ装置へ流入するエアロゾル量を第8-1表に示す。

第8-1表 格納容器からフィルタ装置へ流入するエアロゾル量

核種グループ	代表化学形態	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 (kg)	溶解性
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metals	CsOH		可溶性
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造材	SiO ₂ , K ₂ O 等		大半は不溶性
	合計		150

(1) 可溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルがスクラバ溶液に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため、移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書1）。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、, K⁺, Cs⁺があり、主な陰イオンには、OH⁻, Cl⁻, Br⁻, I⁻, CO₃²⁻, HCO₃⁻, SO₄²⁻がある。これらのイオンのうち水和しやすく、粘性率の増加に最も強く寄与するイオンは、陽イオンでは陰イオンではOH⁻であると考えられる。また、水和しにくく粘性率の減少に寄与するイオンは陽イオンがCs⁺であり、陰イオンがI⁻であると考えられる（参考図書2, 3）。

したがって、フィルタ装置の粘性率は、エアロゾルをとして評価したとき最も増加し、よう化セシウム（CsI）として評価したときには減少する。とよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を

第 8-1 図に示す。



第 8-1 図 よう化セシウム (CsI) 濃度と粘性率の関係
(: 参考図書 4, CsI: 参考図書 5)

以上のことから、保守的にスクラバ溶液の粘性率変化が大きくなる
 が 150kg 溶解したと仮定し、エアロゾル流入前後のスクラバ溶液の濃度及び粘
性率の変化を評価する。また、濃度が高いほど粘性率の変化が大きいため、許
容最小水量の約 t で評価する。評価の結果は以下のとおり。

① スクラバ溶液の初期濃度：約 mol/l

(待機時に薬剤として 及び を保有してお
り、それぞれの濃度は であるが、
 も粘性率変化への寄与が大きくなる として評価する)

② 流入エアロゾルによる濃度変化：約 mol/l

③ エアロゾル流入後のスクラバ溶液の濃度：約 mol/l (=①+②)

よって、第 8-1 図よりスクラバ溶液の濃度が約 mol/l から約 mol/l まで変化

したときの粘性率の変化は約 mPa・s である。

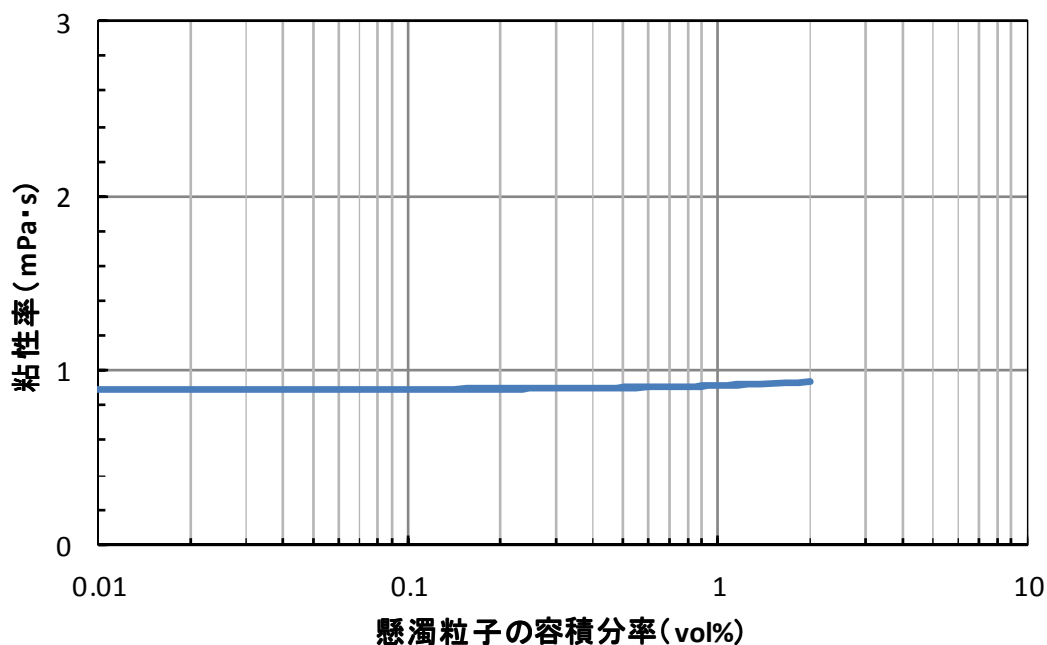
(2) 懸濁粒子濃度が粘性に及ぼす影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラバ溶液中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる（参考図書2）。

$$\frac{\eta}{\eta_0} - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 η ：懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 ：分散溶媒の粘性、 ϕ ：懸濁粒子の容積分率を示す。上記の式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第8-2図に示す。

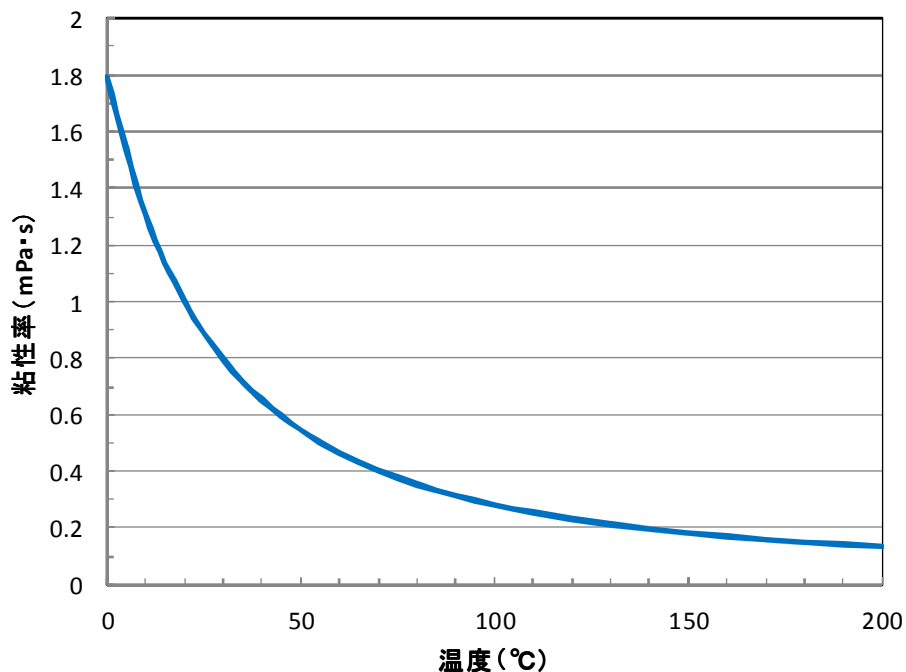
フィルタ装置へ流入するエアロゾル150kgが、密度の小さいエアロゾルであるMCCIで発生するコンクリート密度 g/cm³ の懸濁粒子としてスクラバ溶液中に存在するものと仮定すると、容積分率は約0.8vol%（許容最小水量約 tの場合）となり、第8-2図より、粘性率の変化はほとんどない。



第8-2図 懸濁粒子成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

(3) 温度が粘性に及ぼす影響

第 8-3 図に、水の粘性率の温度依存性を示す（参考図書 6）。水の粘性率は温度の影響を大きく受けるが、JAVA 試験結果では、有意な除去係数の温度依存性は確認されていないことから、温度変化による粘性の変化が除去性能に及ぼす影響はないと考えられる。



第 8-3 図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

(4) まとめ

エアロゾルによる粘性率の変化は、水の温度変化による粘性率の変化に比べ小さいこと、また、JAVA 試験結果では、有意な除去係数の温度依存性は確認されないことから、粘性率の変化による影響はないと考えられる。

《参考図書》

1. 上平恒, 『水の分子工学』
2. 化学便覧改訂5版基礎編Ⅱ
3. 横山晴彦, 田端正明 『錯体の溶液化学』
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions ($M^+=Na^+, K^+, Li^+, Cs^+, (CH_3)_4N^+$) at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617(2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58(4), 619-625(1936)
6. 日本機械学会 蒸気表<1999>

【指摘事項：133-19, 133-23】

- ・ 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。
- ・ 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。

1. 回答

重大事故時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置へ到達すると、ベンチュリスクラバにてスクラバ溶液と化学反応することにより発熱する。化学反応による発熱量を評価した結果、核分裂生成物エアロゾルの崩壊熱量に比べて十分小さく問題ないことを確認した。

また、有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素は、放射性よう素フィルタにて吸着材と化学反応することによって発熱・吸熱する。この化学反応による発熱・吸熱量から温度変化を評価した結果、温度変化が十分小さく問題ないことを確認した。

フィルタ装置における化学反応による発熱等の影響を別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 9 フィルタ装置における化学反応による発熱等の影響

別紙9 フィルタ装置における化学反応による発熱等の影響

(1) ベンチュリスクラバにおける化学反応熱量の評価

a. エアロゾルの化学反応による発熱

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは、核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。ここでは、フィルタ装置の設計において想定するエアロゾル全量 (150kg) について、最も反応熱が大きくなる [] で代表した場合の化学反応による発熱量を計算する。

ベンチュリスクラバに捕集された [] の化学反応による発熱量は、以下の式により求められる。

$$\text{発熱量(kJ)} = \frac{\text{[] の量(g)}}{\text{[] 分子量(g/mol)}} \times \text{反応熱(kJ/mol)} \cdots \text{(式1)}$$

ここで、

- [] の量 = 150 kg
- [] 分子量 = [] g/mol

とする。ベンチュリスクラバにおける [] の反応熱は、以下により [] kJ/mol である。

[]

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピーは以下の値である(参考図書1)。

[]

式1にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

- 発熱量 ≒ [] kJ

b. 無機よう素の化学反応による発熱

無機よう素がベンチュリスクラバに捕集されるとき化学反応による発熱量は、以下の式により求められる。

$$\text{発熱量}(kJ) = \frac{\text{無機よう素の量}(g)}{\text{無機よう素分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol) \cdots \text{(式 2)}$$

ここで、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定した。

・炉内内蔵量

BWR プラントにおける代表炉心を対象とし平衡炉心末期を想定した ORIGEN2 計算値 (約 kg) とする。

・格納容器へのよう素放出割合

NUREG-1465 (参考図書 2) に示されるよう素の放出割合の合計値とし、炉内内蔵量の 61% が格納容器に放出されるものとする。

・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に示される無機よう素生成割合として 91% とする。

・格納容器内の除去

自然沈着、サプレッションチェンバのプール水によるスクラビング効果として、DF10 とする。

上記を考慮し、算出された無機よう素の量を以下に示す。

- ・ 無機よう素 (I_2) の量 = $\times 0.61 \times 0.91 \times 0.1 \div$ g
- ・ 無機よう素 (I_2) 分子量 = 253.8 g/mol

また、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応熱は、以下により となる。

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピーは以下の値である(参考図書 1)。



式 2 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

・ 発熱量 \doteq kJ

c. 発熱量の評価

a 及び b 項で求めた化学反応熱量の合計は、最も反応熱が大きくなる保守的な場合であり、 kJ となる。これは、設計条件としている崩壊熱における 24 時間分の積算値 kJ に対して約 % であり水位挙動への影響は小さい。

(2) 放射性よう素フィルタにおける化学反応熱量の評価

a. 有機よう素の化学反応による発熱

有機よう素が放射性よう素フィルタに捕集されるとき化学反応による発熱量は、以下の式により求められる。

$$\text{発熱量}(kW) = \frac{\text{有機よう素の量}(g)}{\text{有機よう素分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol) \cdot \cdot \cdot \cdot \text{(式 3)}$$

有機よう素の全量が反応する時間(s)

ここで、放射性よう素フィルタに流入する有機よう素の量について、以下のとおり設定する。

・ 炉内内蔵量：約 kg ((1)b. と同様)

- ・格納容器へのよう素放出割合：61% ((1)b.と同様)
- ・格納容器に放出されるよう素放出割合のうち有機よう素生成割合

Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に示される有機よう素生成割合として 4%とする。

- ・よう素重量から有機よう素重量への補正

よう素 (I) の分子量 126.9 g/mol 及びよう化メチル (CH₃I) の分子量 141.9 g/mol から、 $141.9/126.9 \div 1.12$ である。

上記を考慮し、算出された有機よう素の量を以下に示す。

- ・ 有機よう素 (CH₃I) の量 = $\times 0.61 \times 0.04 \times 1.12 \div$ g

また、放射性よう素フィルタにおける有機よう素の反応熱は、以下により kJ/mol となる。

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である (参考図書 1)。

ここで、有機よう素の全量が で放射性よう素フィルタへ捕集されると考え、式 3 にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

- ・ 発熱量 \div kW

b. 無機よう素の化学反応による吸熱

無機よう素が放射性よう素フィルタに捕集されるとき化学反応による吸熱量は、以下の式により求められる。

$$\text{吸熱量}(kW) = \frac{\frac{\text{無機よう素の量}(g)}{\text{無機よう素分子量}(g/mol)} \times \text{反応熱}(kJ/mol)}{\text{無機よう素の全量が反応する時間}(s)} \dots\dots (式4)$$

ここで、放射性よう素フィルタに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定した。

- ・ 炉内内蔵量：約 kg ((1)b. と同様)
- ・ 格納容器へのよう素放出割合：61% ((1)b. と同様)
- ・ 格納容器に放出されるよう素放出割合のうち無機よう素生成割合：91% ((1)b. と同様)
- ・ 格納容器内の除去：DF10 ((1)b. と同様)
- ・ フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去

フィルタ装置内のベンチュリスクラバによる除去効果として、 とする。

上記を考慮し、算出された無機よう素の量を以下に示す。

- ・ 無機よう素 (I₂) の量 = × 0.61 × 0.91 × 0.1 × = g
- ・ 無機よう素 (I₂) 分子量 = 253.8 g/mol

また、放射性よう素フィルタにおける無機よう素の反応熱は、以下により となる。

ここで、それぞれの化合物の標準生成エンタルピは以下の値である(参考図書1)。

--	--

ここで、無機よう素の全量が で放射性よう素フィルタへ捕集されると考え、式4にそれぞれの値を代入し、計算結果を以下に示す。

・ 吸熱量 \div kW

c. 上昇温度の評価

a 及び b 項で求めた化学反応熱量の合計は kW となる。このときの上昇温度を以下より求める。

$$\text{上昇温度}(\text{°C}) = \frac{\text{放射性よう素フィルタ内の発熱量}(kW)}{\text{比熱}(kJ/kg/\text{°C}) \cdot \text{ベントガス流量}(kg/s)} \dots\dots (式5)$$

ここで、放射性よう素フィルタに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定した。

- ・ 比熱 (100°C飽和蒸気) = 2.077 kJ/kg/°C
- ・ ベントガス流量 = kg/s

式5にそれぞれの値を代入した結果を以下に示す。

・ 上昇温度 = °C

以上から、放射性よう素フィルタにおける化学反応による上昇温度は であるため問題ない。

(3) 放射性よう素フィルタにおける化学反応生成物の影響

放射性よう素フィルタにおける有機よう素及び無機よう素の化学反応は以下のとおりである。

放射性よう素フィルタには が用いられており、有機よう素(CH₃I)が流入すると、 が生成する。

するため、格納容器内で発生する

有機よう素の濃度を以下のとおり算出する。



《参考図書》

1. 化学便覧基礎編Ⅱ改訂4版
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants
Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

【指摘事項：133-4, 133-13, 216-8】

- ・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。
- ・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。
- ・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。

1. 回答

格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、金属繊維フィルタの下流側に設置する流量制限オリフィスにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

格納容器圧力 kPa[gage] から 854kPa[gage] におけるフィルタ装置入口の体積流量の変化について、別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 10 格納容器圧力の変動に伴う体積流量の変化

別紙 10 格納容器圧力の変動に伴う体積流量の変化

(1) 体積流量の変化

原子炉格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力が 1Pd～2Pd においてベント開始することとしており、格納容器圧力 1Pd において、設計流量 10.0 kg/s（原子炉停止後約 2～3 時間後の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量）を排出できるよう流量制限オリフィスの流出断面積を設定している。

フィルタ装置のエアロゾル除去性能は体積流量（流速）に依存するため、流量制限オリフィスを設置することにより、格納容器圧力の変動（ガス流量の変動）が生じても、フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定にする設計としている。

原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲である格納容器圧力（～854kPa [gage]）に対するベンチュリノズル入口の体積流量を第 10-1 表及び第 10-1 図に示す。

第 10-1 表 格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量

格納容器圧力 kPa[gage]	オリフィス上流 圧力損失 kPa	オリフィス下流 圧力損失 kPa	ベンチュリノズル 入口圧力 kPa[gage]	比体積※1 m ³ /kg	質量流量 kg/s (相対比)※2	体積流量 m ³ /s (相対比)※2

※1：各ベンチュリノズル入口圧力における飽和蒸気値。
 ※2：格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%としたときの値。



第 10-1 図 格納容器圧力に対するベンチュリノズル入口の体積流量

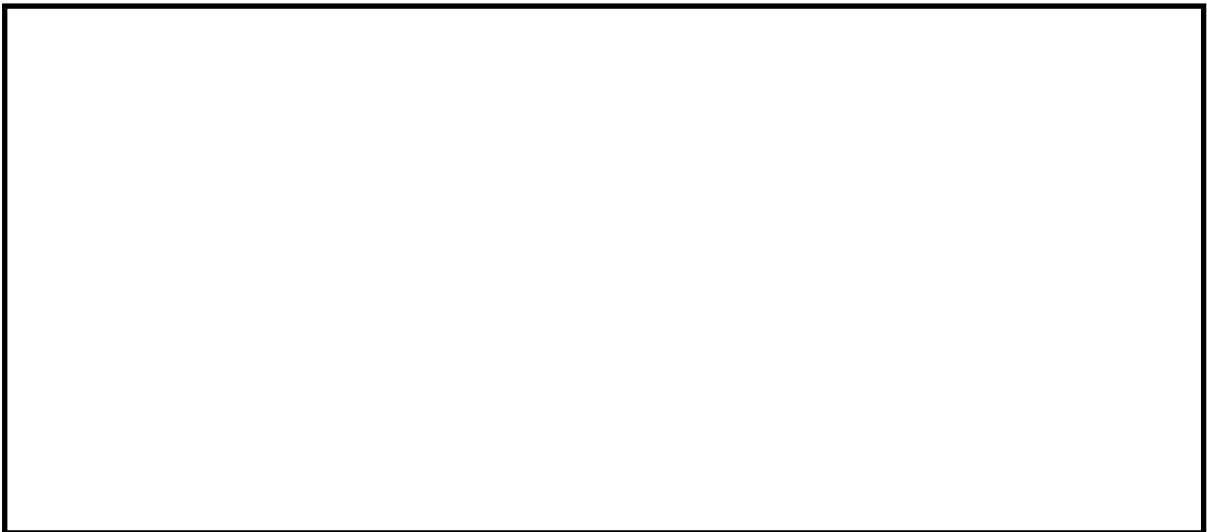
(2) 圧力損失計算の詳細

原子炉格納容器フィルタベント系が、格納容器圧力 1Pd において、設計流量 10.0 kg/s を排出する場合の圧力損失計算について以下に示す。圧力勾配の概念図を第 10-2 図に示す。

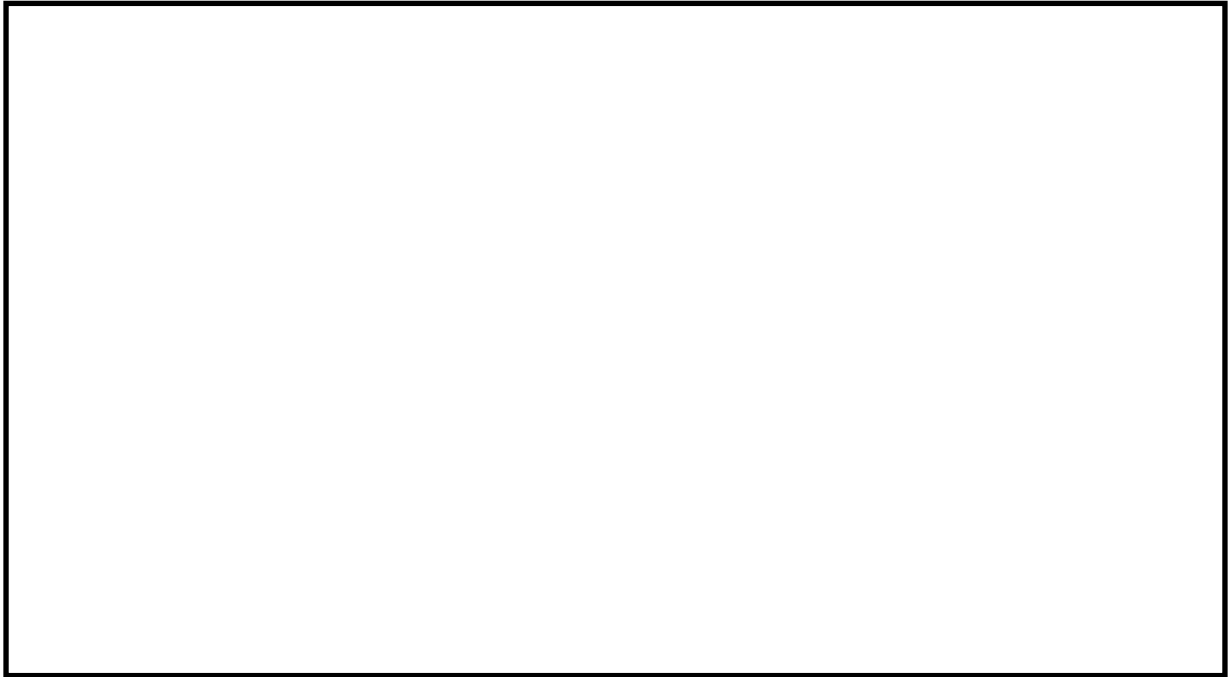


第 10-2 図 1Pd ベント時の圧力勾配の概念図

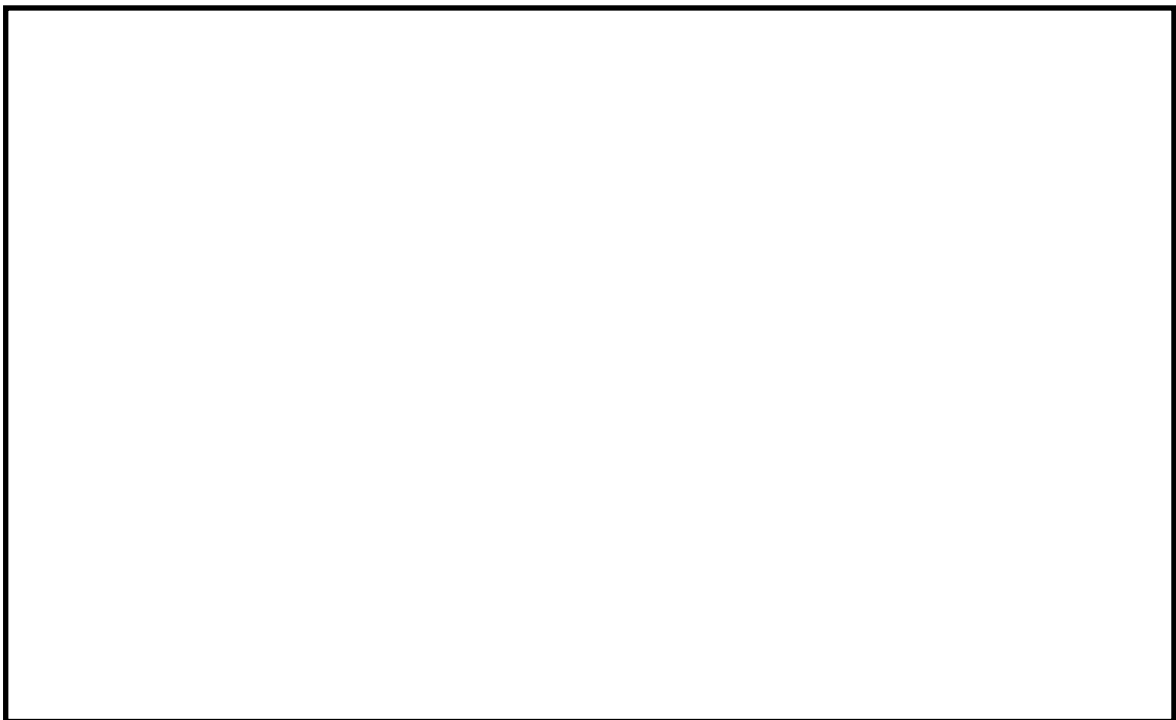
① 入口管路圧力損失



② フィルタ装置内圧力損失



③ 流量制限オリフィス圧力損失



④ 出口管路圧力損失



【指摘事項：133-12, 137-15】

- ・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。

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

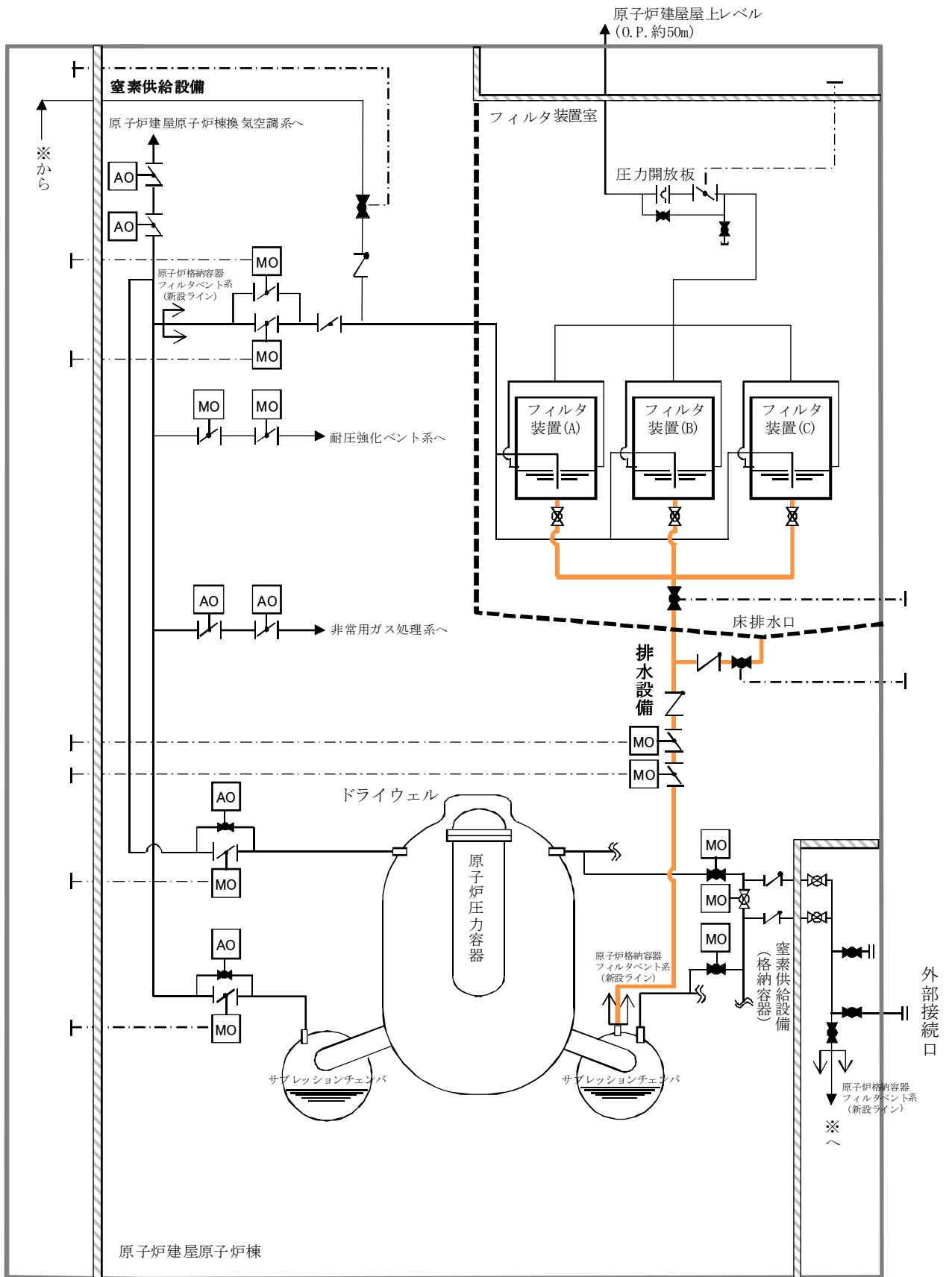
別紙 11 フィルタ装置設置場所の漏えい対策

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。

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。

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：133-6, 137-17】

- ・ 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。)
- ・ 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。

1. 回答

原子炉格納容器フィルタベント系に使用する弁のグラウンド部及びボンネット部には、使用環境（温度、圧力、放射線量、アルカリ環境）を考慮して選定した膨張黒鉛系のパッキン・ガスケットを使用する。

フィルタ装置及び装置周りの給水/排水配管は、通常時接液又は使用時に接液するため、耐食性の観点からステンレス鋼を用いる。

また、ベンチュリノズルについては、ベントガスが高速で通過する部位であるため、実機運転時相当の負荷を受けた使用後品と未使用品の内面状態を比較し、ベント時の環境に対して十分な耐性があることを確認した。

材料選定にあたって考慮した事項について、別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 12 原子炉格納容器フィルタベント系の材料選定に係る技術的根拠

別紙 12 原子炉格納容器フィルタベント系の材料選定に係る技術的根拠

(1) 黒鉛パッキンの妥当性

原子炉格納容器フィルタベント系に使用する弁は、グランド部とボンネット部に膨張黒鉛系のパッキン・ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性・耐薬品性を維持しつつ、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン・ガスケットの材料として幅広く使用されている。原子炉格納容器フィルタベント系の弁で使用するパッキンは、最高使用温度 []、最高使用圧力 [] のものを選定しており、原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件 (200℃, 2Pd) を満足する。黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進み、パッキンが痩せる (黒鉛が減少する) ことによりシール性能が低下することが知られているが、原子炉格納容器フィルタベント系で使用する環境は 200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

また、膨張黒鉛については、メーカーによる放射線照射試験より、 [] Gy の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、十分な耐放射線性も有している。

なお、 [] 飽和溶液に対しても適用可能であることから、アルカリ環境 [] において健全性を確保できる。

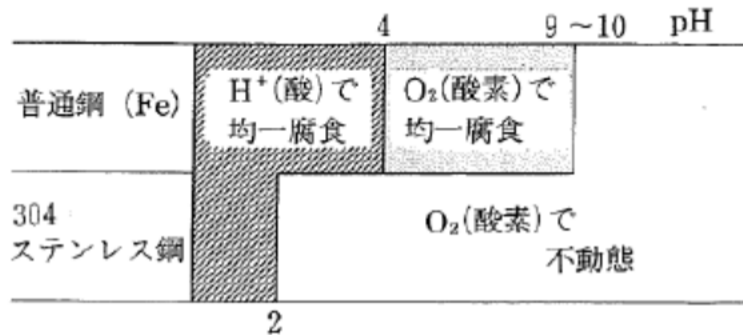
(2) ステンレス等構造材の選定根拠

フィルタ装置及び装置周りの給水/排水配管は、通常時接液又は使用時に接液するため、耐食性の観点からステンレス鋼(SUS316L等)を用いる。材料選定にあたって、使用環境と耐アルカリ性の観点から、以下に示すとおり種々の劣化モードを考慮した。

a. 全面腐食

- ・ 金属表面の全面にわたってほとんど同一の速度で浸食が進む腐食形態

オーステナイト系ステンレス鋼は第 12-1 図（参考図書 1）に示すように pH2 以上では不動態化するため、強アルカリ環境では全面腐食に対する抵抗性がある。そのため、同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等、全面腐食に対して考慮した材料を使用している。

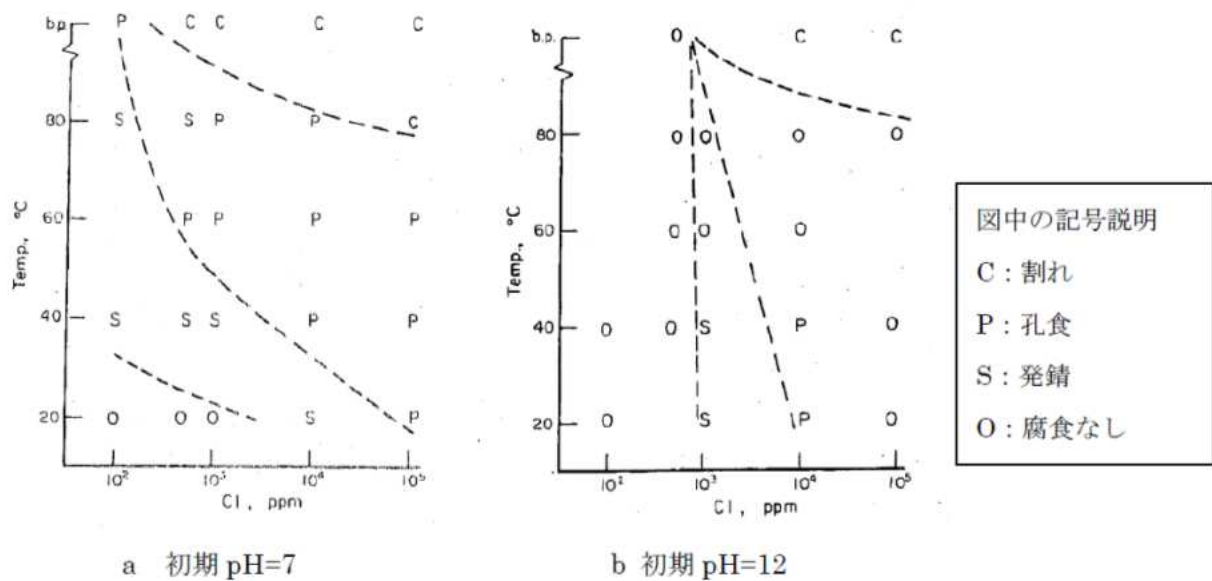


第 12-1 図 大気中酸素に接する水中環境における SUS304 の腐食形態と pH の関係

b. 孔食

- ・ 塩化物イオン等の影響で不動態皮膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態

孔食発生領域は第 12-2 図（参考図書 2）に示すように、SUS304 では pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、強アルカリ環境においては孔食発生リスクは低減される。同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の使用材料においても同様の傾向となることから、設備の健全性を確保できる。なお、通常待機時のスクラバ溶液は高アルカリ性を維持していることから、孔食発生リスクが低い環境となっている。

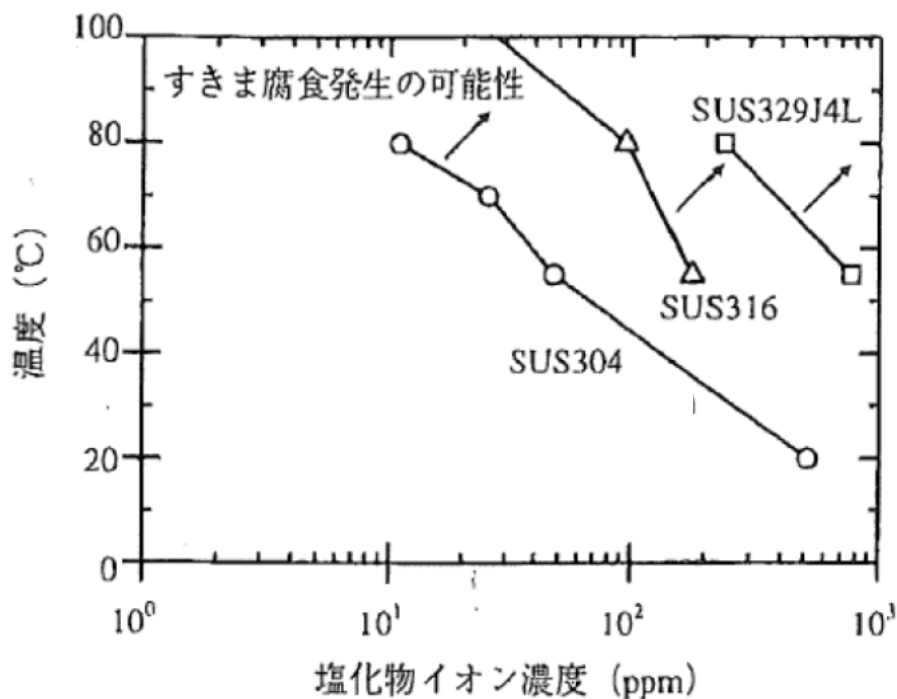


第 12-2 図 SUS304 の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

- ・ステンレス鋼表面上の異物付着，構造上のすきま部分において進行する腐食形態

本劣化モードは孔食と同様の成長過程である。第 12-3 図(参考図書 3)に SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す。SUS316 は中性環境下で塩化物イオン濃度が低い場合は，すきま腐食の発生の可能性が低いことが分かる。アルカリ環境では中性環境に比べて孔食の発生リスクが低減することが前述の第 12-2 図に示されており，その成長過程が同様であるすきま腐食についても，アルカリ環境では，よりすきま腐食発生の可能性が低くなると考えられる。なお，通常待機時のスクラバ溶液は高アルカリ性を維持していることから，すきま腐食発生のリスクが低い環境となっている。



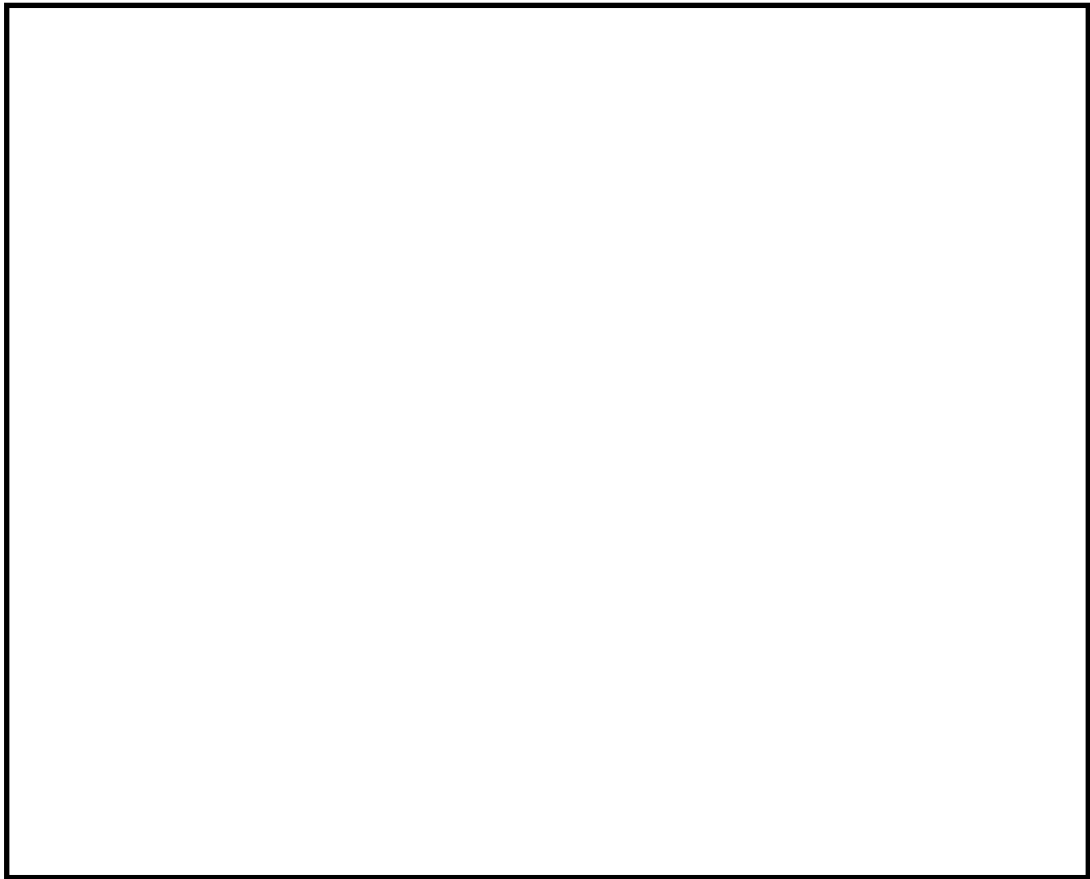
第 12-3 図 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の関係

d. 応力腐食割れ (SCC)

- ・腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり，材料，応力，環境の 3 要因が重畳した場合に発生する破壊

(a) アルカリ環境における SCC

第 12-4 図 (参考図書 4) に SUS316 のアルカリ環境における SCC 発生限界を示す。本図は応力腐食割れ事例を収集し，各種材料のアルカリ環境における SCC の発生限界を求めたものである。SUS316 は [] が低濃度においては SCC への耐性に優れていることがわかる。スクラバ溶液は，待機時には [] であり，事故時にスクラバ溶液が最小水位になった場合でも [] [] であること，また，SUS316L 等はより耐 SCC 性に優れた材料であることから，使用環境 [] において設備の健全性を確保できる。

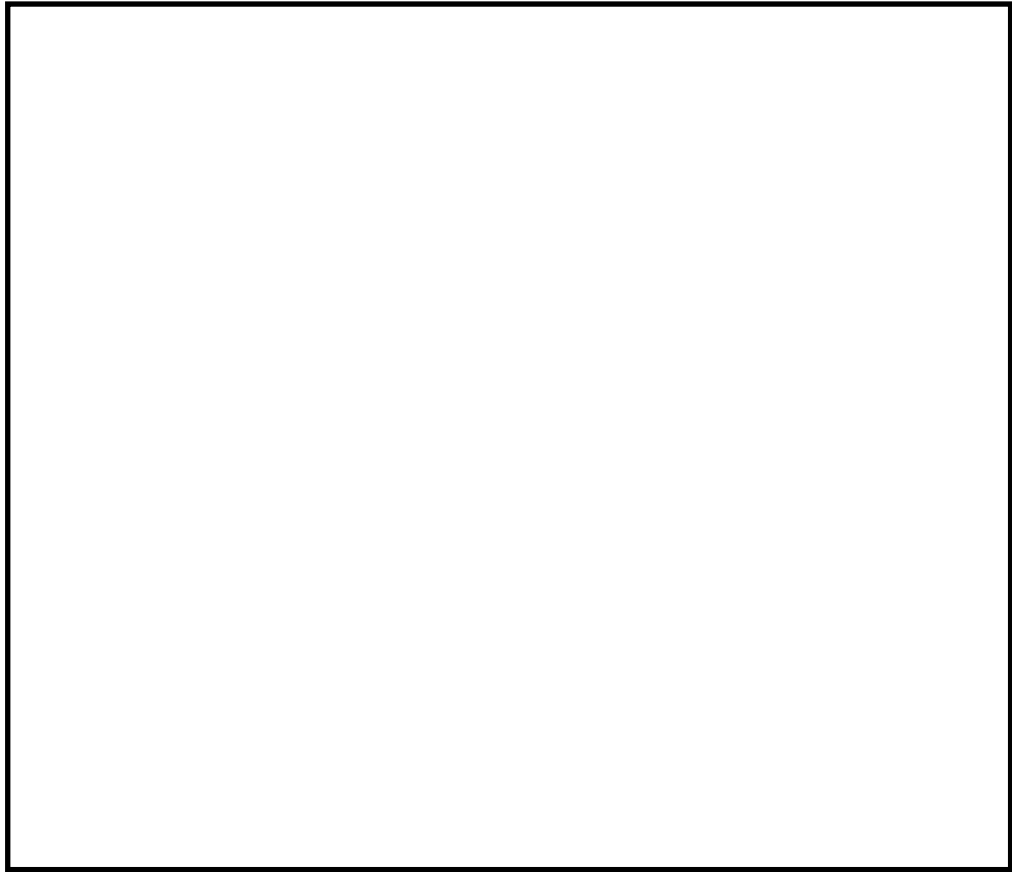


第 12-4 図 SUS316 の [] 溶液中の耐食性

(b) [] 環境における SCC

第 12-5 図 (参考図書 5) に [] 環境下における SUS304 の SSRT (低歪速度引張応力腐食割れ) 試験の結果を示す。 []

[] 試験の結果、鋭敏化していない SUS304 では SCC の発生がないことが示されている。使用材料である SUS316L 等はより耐 SCC 性に優れた材料であるため、 [] が起因となる SCC に対して考慮した材料といえる。



第 12-5 図 [redacted] 水溶液中における SUS304 の SSRT 結果

(3) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

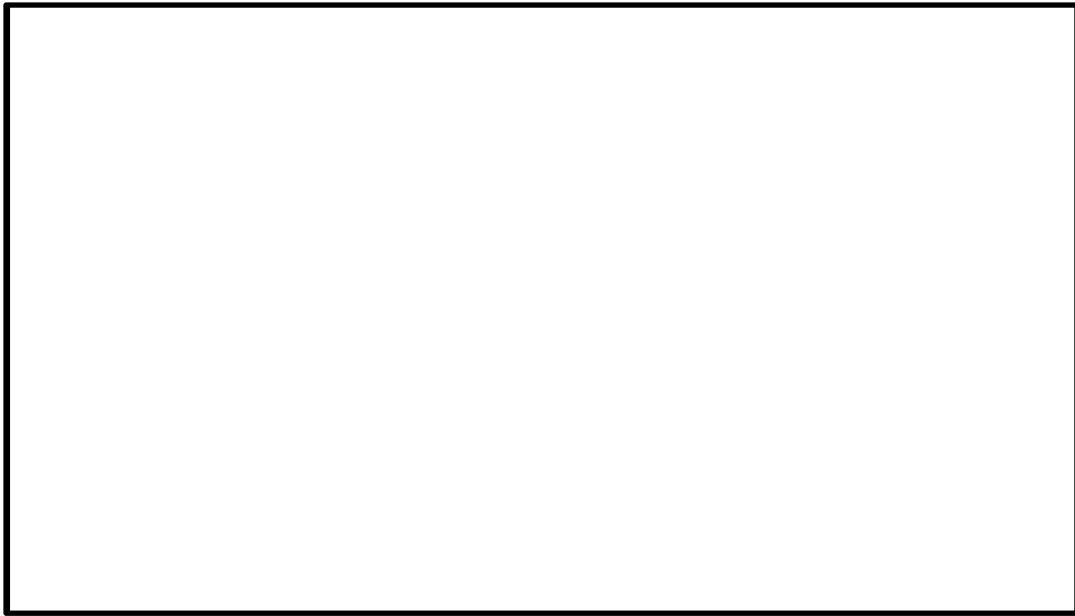


第 12-6 図に示すように、

[redacted]

し、ベントガ

スによる影響を確認した。



第 12-6 図 ベンチュリノズル観察部位

第 12-7 図に示すように,

,ベンチュリノズル内部で液滴衝撃エロージョンが発生していないことがわかる。

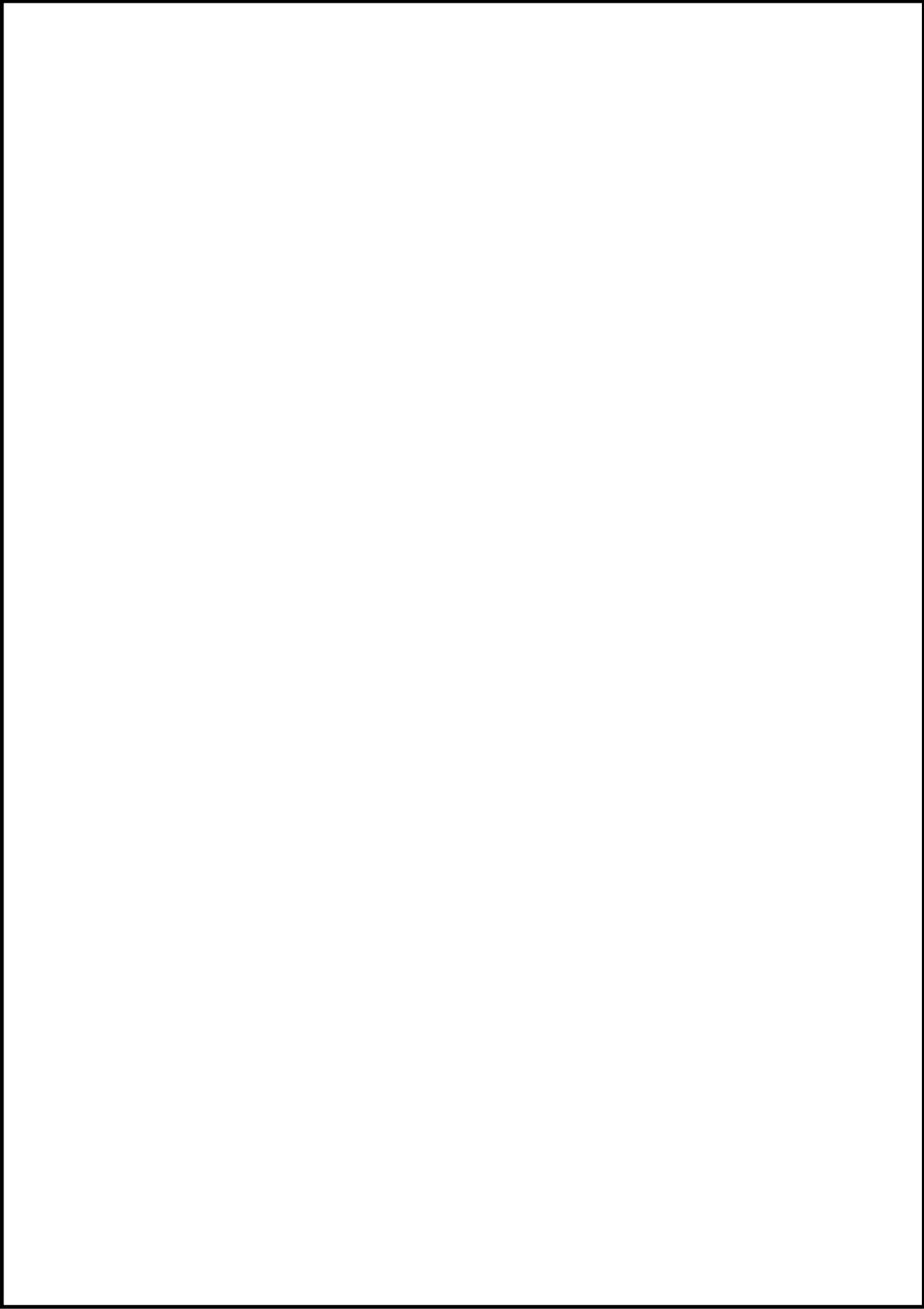
なお,液滴衝撃エロージョンは,

における流速を求め,液滴衝撃エロージョンの発生について評価する。

ベンチュリノズル内の流れは,

における流速を, の面積から求めると約 \square m/s であり, また, 保守的に の投影面積から求めると約 \square m/s となる。

以上から, における流速は, ステンレス鋼における液滴衝撃エロージョン発生限界流速(参考図書 6)である 70m/s を下回ると考えられ, 液滴衝撃エロージョンは発生しない。



第12-7 図 バンチュリノズル観察結果

《参考図書》

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編
2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of stress corrosion cracking with austenitic stainless steel” , Corrosion Science, 1977,Vol.17
3. 宮坂松甫他, “ポンプの高信頼性と材料” , ターボ機械, 第36巻, 第9号
4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告, 研究報告:280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中における SUS304 ステンレス鋼の SCC 挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所
6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年度版) (増訂版)
JSME S CA1-2005

【指摘事項：133-24, 137-11】

- ・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。)
- ・系統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。

1. 回答

系統待機時は系統内を窒素で不活性化状態としており、また、ベント中は蒸気割合がほぼ 100%のベントガスがフィルタ装置に流入するため、フィルタ装置内で水素が滞留することはない。

ベント後長期においてベントガス流量が低下した場合でも、系統を不活性化するため供給する窒素によりフィルタ装置内に水素が滞留することはない。

水素の滞留に対する設計上の考慮の詳細を別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 13 水素の滞留に対する設計上の考慮の詳細

別紙 13 水素の滞留に対する設計上の考慮の詳細

(1) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度

原子炉格納容器フィルタベント系の各運転モード（系統待機時，ベント開始時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

a. 系統待機時

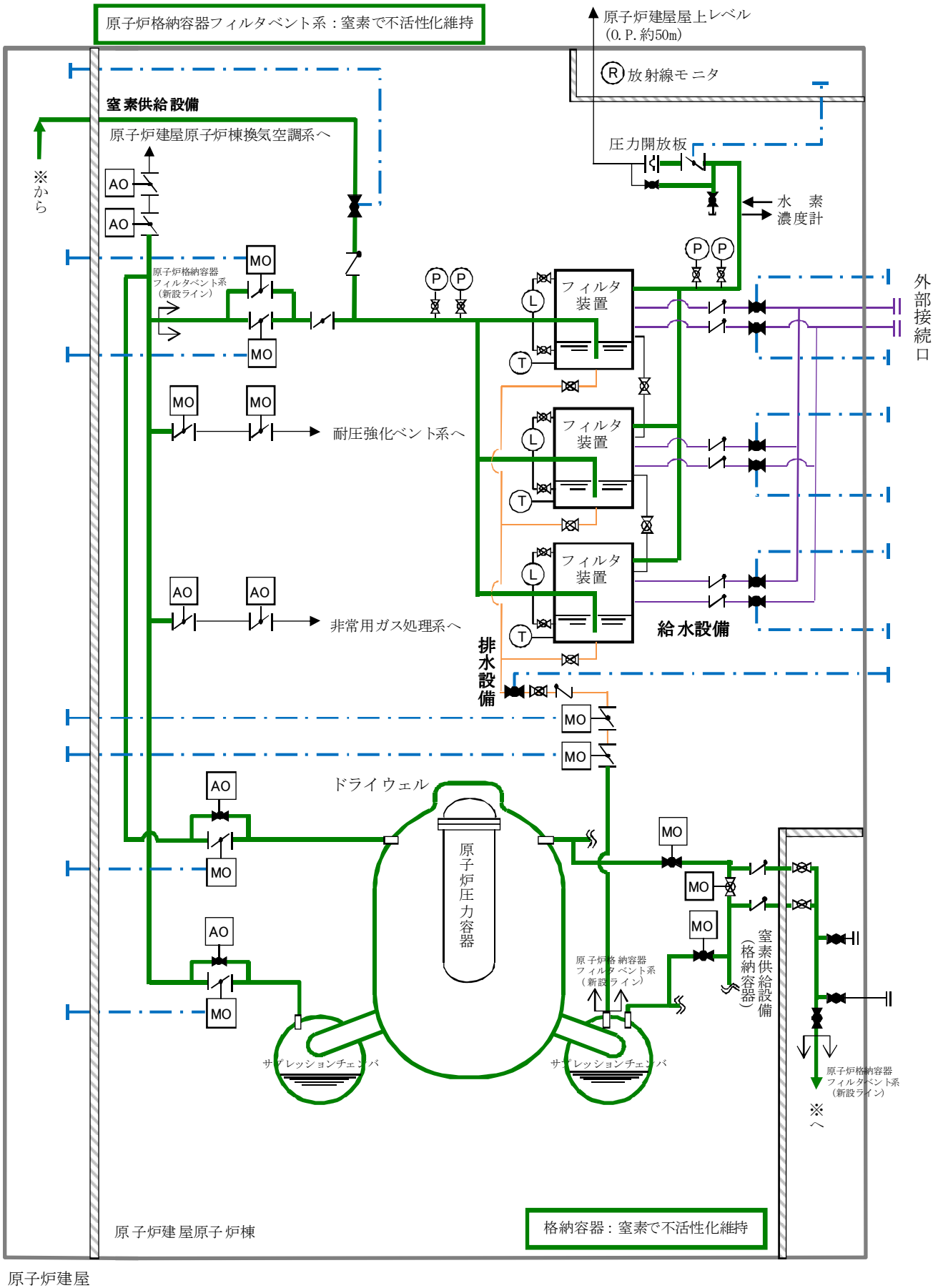
(a) 系統状態

系統待機時においては，格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。

系統待機時の系統概要図を第13-1図に示す。

(b) 水素濃度

系統待機時においては，系統内への水素流入はなく，また系統内における水素発生はない。



第 13-1 図 系統待機時の系統概要図

b. ベント開始時

(a) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が原子炉格納容器フィルタベント系統内に流入するとともに、ベンチュリスクラバにて捕集した放射性物質によるスクラバ溶液の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、系統待機時の不活性化のために封入した窒素及び格納容器・フィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素の滞留及び蓄積は発生しない。

中長期的に格納容器内の除熱機能が復旧し、除熱を開始する場合には、水蒸気の減少によって水素濃度が上昇することを防止するため、ベント停止前に可搬型窒素ガス供給装置により格納容器へ窒素を供給し、不活性化することで、可燃限界に至ることを防止する。

窒素供給時の系統概要図を第13-2図に示す。

(b) 水素濃度（ベント開始時）

原子炉格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から、以下の式を用いて算出する。

その結果、水素濃度は約 %となる。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピー} - \text{飽和水比エンタルピー}) \\ &\quad \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \end{aligned} \quad (\text{式1})$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値}^{(\text{分子}/100\text{eV})} / 100 / (1.602 \times 10^{-19})^{(\text{※1})} / (6.022 \times 10^{23})^{(\text{※2})} \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合} \end{aligned} \quad (\text{式2})$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100 \quad (\text{式3})$$

Q : 崩壊熱 [MW]

※1 : $1\text{eV} = 1.602 \times 10^{-19} [\text{J}]$

※2 : アボガドロ数 6.022×10^{23}

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

・ 格納容器圧力はベント実施時の圧力として kPa [gage] とする。

・

・ 放射線吸収割合は とする。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (2706.24 - 504.68) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

$$= 2034.92Q \text{ m}^3/\text{h} [\text{normal}]$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times \frac{\text{input}}{100} / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3}$$

$$\times 3600 \times \frac{\text{input}}{100}$$

$$= \frac{\text{input}}{100} \text{ m}^3/\text{h} [\text{normal}]$$

$$\text{水素濃度} = \frac{\text{input}}{2034.92Q + \frac{\text{input}}{100}} \times 100$$

$$= \frac{\text{input}}{2034.92Q + \frac{\text{input}}{100}} \%$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラバ溶液の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から、(式1) ~ (式3) を用いて算出する。

その結果、水素濃度は約 % となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

・

・ 放射線吸収割合は とする。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

$$= 1985.34Q \text{ m}^3/\text{h} [\text{normal}]$$

$$\begin{aligned}
 \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\
 &\quad \times 3600 \times \square \\
 &= \square \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \\
 \text{水素濃度} &= \square / (1985.34Q + \square) \times 100 \\
 &= \square \%
 \end{aligned}$$

(c) 水素濃度（除熱機能復旧，窒素供給時）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については，窒素供給量，水素発生量の割合から，以下の式を用いて算出する。

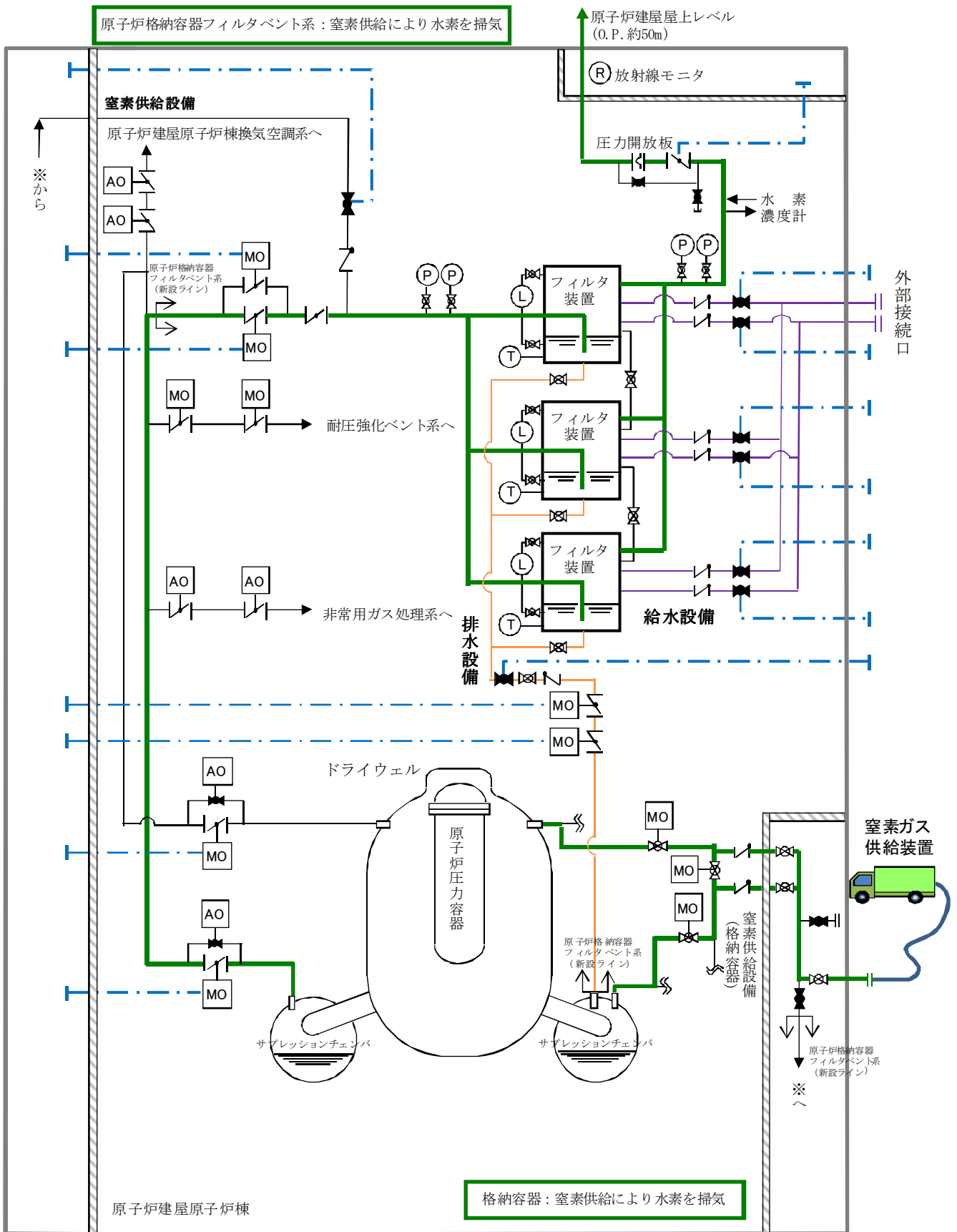
その結果，水素濃度は約 \square % となる。

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水素発生量} + \text{窒素供給量}) \times 100 \quad (\text{式4})$$

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・ 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器過圧・過温破損（大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器健全））時を想定し，MAAP解析結果より，水素発生量は約 \square m³/h[normal] とする。
- ・ 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は220m³/h[normal]であるが，保守的に窒素供給量は110m³/h[normal]とする。

$$\text{水素濃度} = \square / (\square + 110) \times 100 = \square \%$$



原子炉建屋

第 13-2 図 窒素供給時の系統概要図

c. ベント停止後

(a) 系統状態

ベント停止後、スクラバ溶液の放射線分解により発生する水素に対し、可搬型窒素ガス供給装置によりフィルタ装置の上流側から窒素を継続的に供給し、希釈・掃気することにより、水素濃度が可燃限界に至ることを防止する。

ベント停止後の系統概要図を第13-3図に示す

(b) 水素濃度（ベント停止後，窒素供給時）

フィルタ装置内への窒素供給時の水素濃度については、フィルタ装置内のスクラバ溶液の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から（式2）及び（式4）を用いて算出する。

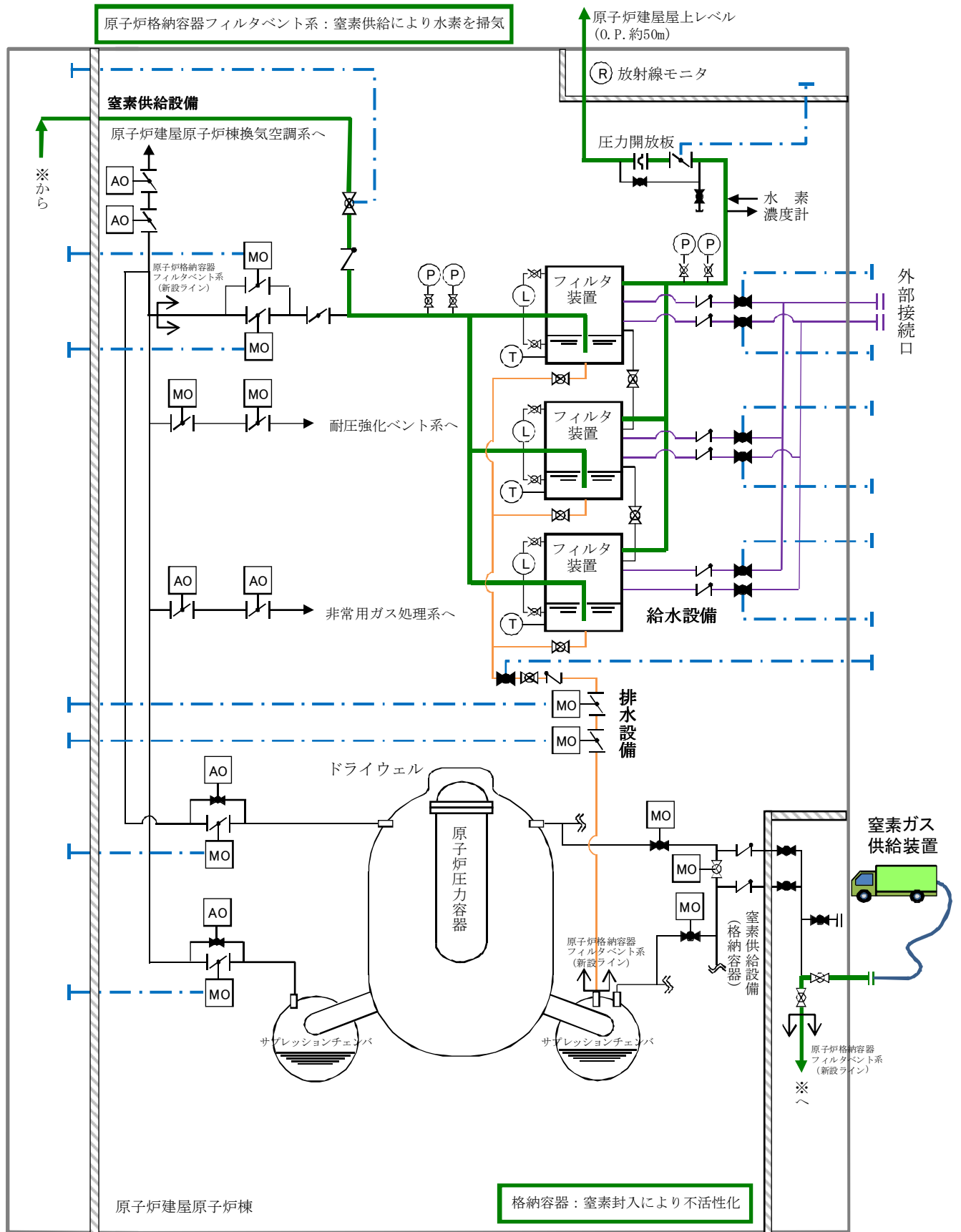
その結果、水素濃度は約 %となる。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

-
- 水の放射線分解に寄与する熱量は370kW（原子炉格納容器フィルタベント系設計条件）を想定する。
- 放射線吸収割合は とする。
- 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は220m³/h[normal]であるが、保守的に窒素供給量は110m³/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.37 \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = \text{} / (\text{} + 110) \times 100 = \text{} \%$$



原子炉建屋

第 13-3 図 ベント停止後の系統概要図

(2) 可搬型窒素ガス供給装置の容量設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置の容量は、下記のうち供給量が多くなる①を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に除熱機能が復旧し、格納容器内の除熱を開始する前に窒素供給を開始し、除熱中の格納容器内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持
- ② ベント停止後の原子炉格納容器フィルタベント系の水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、系統内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持

可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様を第 13-1 表に示す。

第 13-1 表 可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様

供給容量	約 220 m ³ /h[normal]
純度	99.0vol%以上
供給圧力	427kPa[gage] (可搬型窒素ガス供給装置出口にて)

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給圧力、窒素供給容量の設定根拠を以下に示す。

a. 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給圧力

格納容器の圧力は原子炉格納容器フィルタベント系を使用した後、速やかに降下し、長時間経過した後は kPa[gage] 程度となる。

可搬型窒素ガス供給装置は、窒素供給によって格納容器の最高使用圧力 427kPa [gage] (1Pd) 以上に加圧されることがないように、窒素の供給圧力を 427kPa [gage] に設定している。

b. 可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量

ベント開始後に格納容器内で発生する水素は、サブプレッションチェンバに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。

このため、水素発生量は、サブプレッションチェンバへの放射性物質の移行量が大

きい事象である「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))」時における, ベント開始後, ドライウェル圧力が 427kPa[gage]まで低下した時点(事故発生約 79 時間後)の水の放射線分解による発生を想定する。

「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))」時における, 事故発生後約 79 時間経過時点の水素発生量を第 13-4 図に示す。



第 13-4 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))」時における水素発生量及び酸素発生量

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は, 「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))」時における水素発生量及び酸素発生量に対して, 格納容器内の水素濃度を可燃限界(4%)未満に維持できるように, 110 m³/h[normal]以上と設定している。

窒素供給量は(式 2)及び以下の式を用いて算出する。

$$\text{窒素供給容量} = (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) / 0.04 \quad (\text{式 5})$$

$$\text{酸素発生量} = (\text{水素発生量}) / 2 \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \quad (\text{式 6})$$

水素発生量の計算には以下の条件及び MAAP 解析結果を適用する。

- ・除熱機能の復旧により格納容器内は冷却されており，水は非沸騰状態となっていることを想定し水素発生量の G 値は とする。
- ・放射線吸収割合は炉心部は ，サプレッションチェンバは とする。
- ・放射線分解に寄与する発熱量は，MAAP 解析結果より炉心部では約 [MW]，サプレッションチェンバでは約 [MW] とする。

$$\begin{aligned} \text{炉心部水素発生量} &= \text{} \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{サプレッションチェンバ水素発生量} &= \text{} \times 10^6 \times \text{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \times \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{合計水素発生量} &= \text{} + \text{} \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{酸素発生量} &= \text{} / 2 \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素供給容量} &= (\text{} - \text{} \times 0.04 - \text{} \times 0.04) / 0.04 \\ &= \text{} \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

【指摘事項：200-1】

- ・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。

1. 回答

原子炉格納容器フィルタベント系は、ベントを実施する際には、ベントガスが流れる主ラインと他系統（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）を弁により隔離し経路を構成する。

主ラインから他系統と隔離する最初の弁までの配管は、水素が滞留しない設計としている。

主ラインから他系統と隔離する最初の弁までの系統の位置関係（エレベーション）及び水素滞留について別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 14 主ラインから他系統と隔離する最初の弁までの系統の位置関係（エレベーション）及び水素滞留

別紙 14 主ラインから他系統と隔離する最初の弁までの系統の位置関係（エレベーション）及び水素滞留

ベントを実施する際には、最初にフィルタ装置側隔離弁（外側隔離弁）、次に格納容器側隔離弁（内側隔離弁）を開操作することにより行う。また、主ラインは、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弁により隔離し経路を構成する。

これらの系統について、主ラインと他系統を隔離する最初の弁における水素滞留について以下に示す。

a. 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。

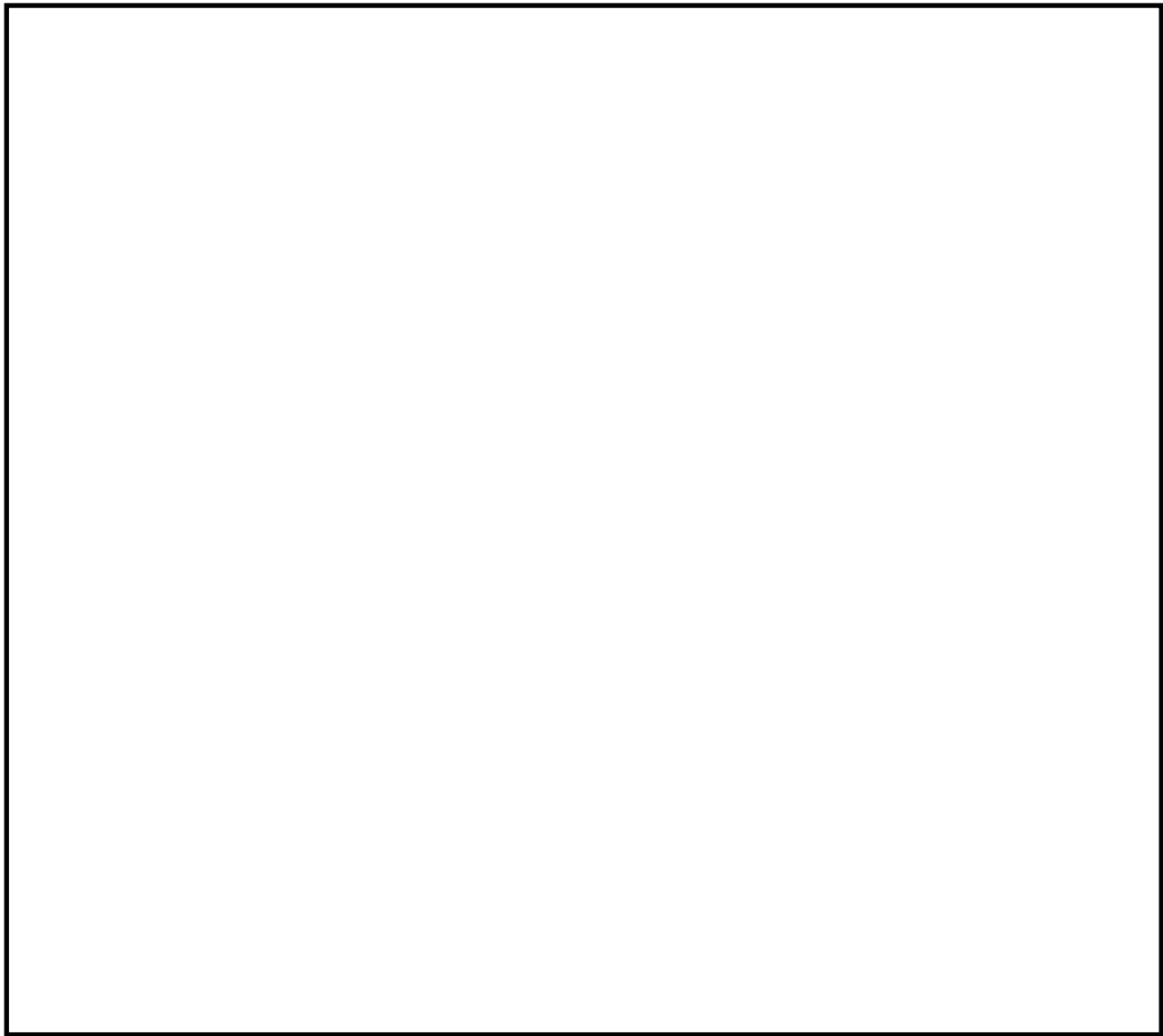
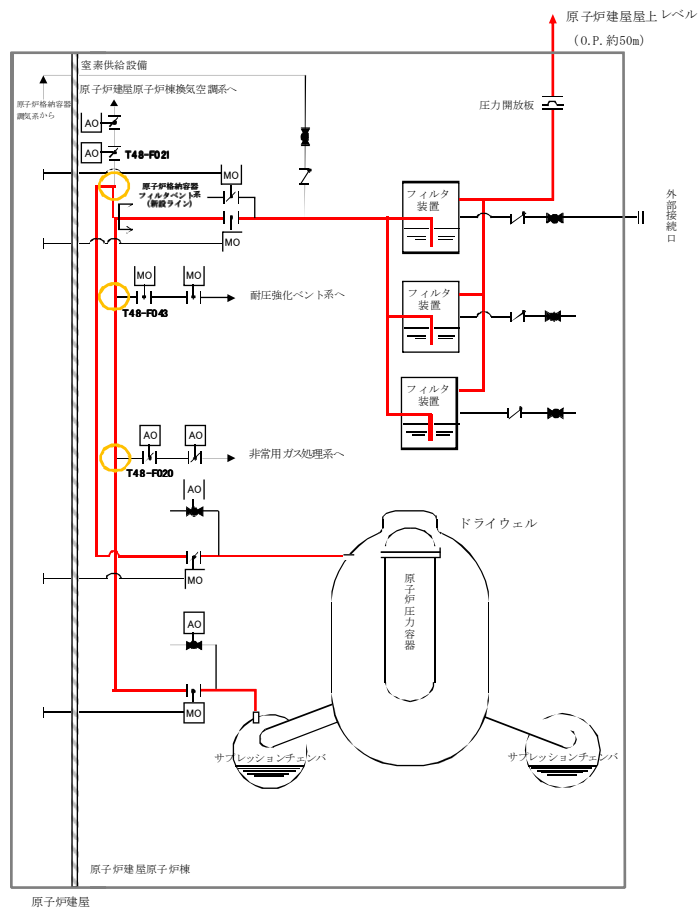
主ラインから最初の弁（T48-F021）までの分岐配管は、水平取出しであり、また、長さが短いことから水素が滞留することはない。

b. 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配管を設置することにより、ベント時に水素を主ラインに連続して排出する。

以上から、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。

主ラインと他系統を隔離する最初の弁までの配管ルート鳥瞰図を第 14-1 図に示す。



第 14-1 図 主ラインと他系統を隔離する最初の弁までの配管ルート鳥瞰図

【指摘事項：133-26】

・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。

1. 回答

原子炉格納容器フィルタベント系の主ラインは、フィルタ装置の上流で分岐し、並列に設置する3台のフィルタ装置へ接続する。各フィルタ装置周りの配管はできるだけ配管の圧力損失の差を小さくすることにより、各フィルタ装置におけるガス流量が同等になるように配管のルートを設計している。

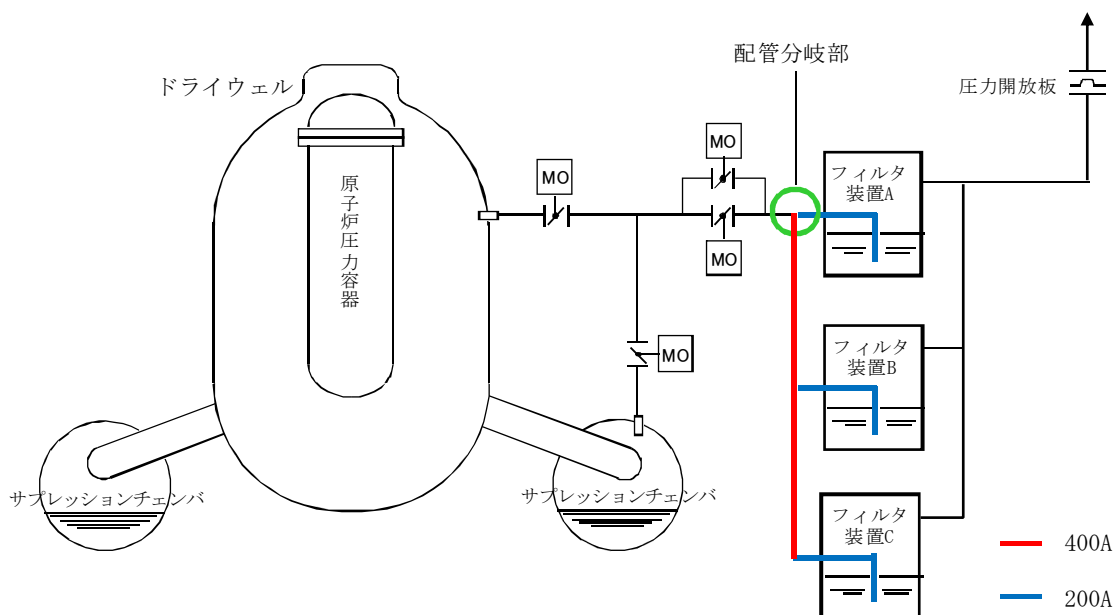
配管分岐部から各フィルタ装置までの配管構成の違いによる圧力損失について別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 15 各フィルタ装置までの圧力損失

別紙15 各フィルタ装置までの圧力損失

フィルタ装置入口側の配管構成を第 15-1 図に、また、配管分岐部から各フィルタ装置までの配管の圧力損失及びフィルタ装置入口ガス流量を第 15-1 表に示す。



第 15-1 図 フィルタ装置入口側の配管構成

第 15-1 表 圧力損失及びフィルタ装置入口ガス流量

	配管口径	配管長 (m)	曲げ 箇所数	圧力損失 (kPa)	フィルタ 装置入口 ガス流量 (m ³ /s)	フィルタ 装置入口 ガス流速 (m/s)	流量比 (%)*
フィルタ 装置 A	400A						
	200A						
フィルタ 装置 B	400A						
	200A						
フィルタ 装置 C	400A						
	200A						

※：フィルタ装置 A の流量を 100%としたときの値。

以上より、フィルタ装置入口ガス流量比で %程度の違いであり、フィルタ装置の除去性能に対する影響は小さいと考えられる。

【指摘事項：133-25】

- ・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。

1. 回答

ベント実施時には、蒸気凝縮によりフィルタ装置の水位が上昇するが、凝縮量が最大となる場合を想定してもフィルタ装置水位が上限水位を超えないように初期水位を設定していることから、運転初期においても排水は不要である。

フィルタ装置の最大水量について別紙にまとめた。

2. 資料

別紙 16 フィルタ装置の最大水量

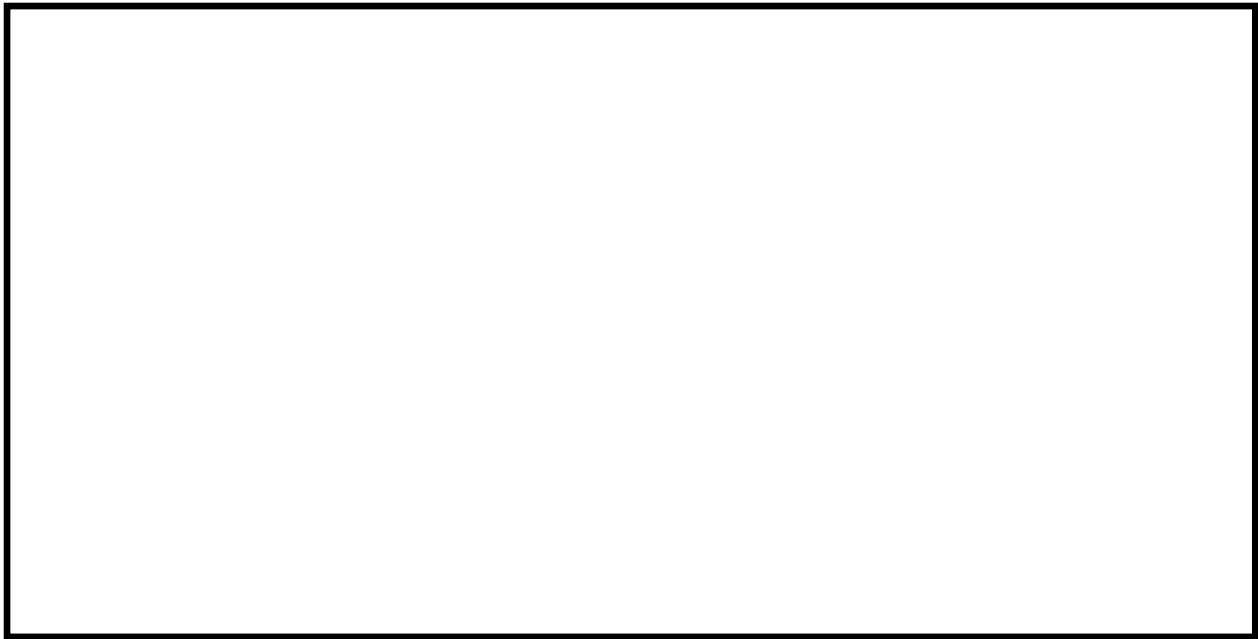
別紙16 フィルタ装置の最大水量

ベント時には、ベントガス中に含まれる蒸気の凝縮によりスクラバ溶液が増加する。凝縮量が最大となるのは、2Pdベント時であり、その凝縮量を考慮しても許容最大水量*を超えないように初期水量を設定する必要がある。これらを考慮し初期水量を約□tとし最大水量を評価する。以下にその妥当性を示す。

※: 金属繊維フィルタ下端位置から約□mmの空間を確保する水量(約□t)。

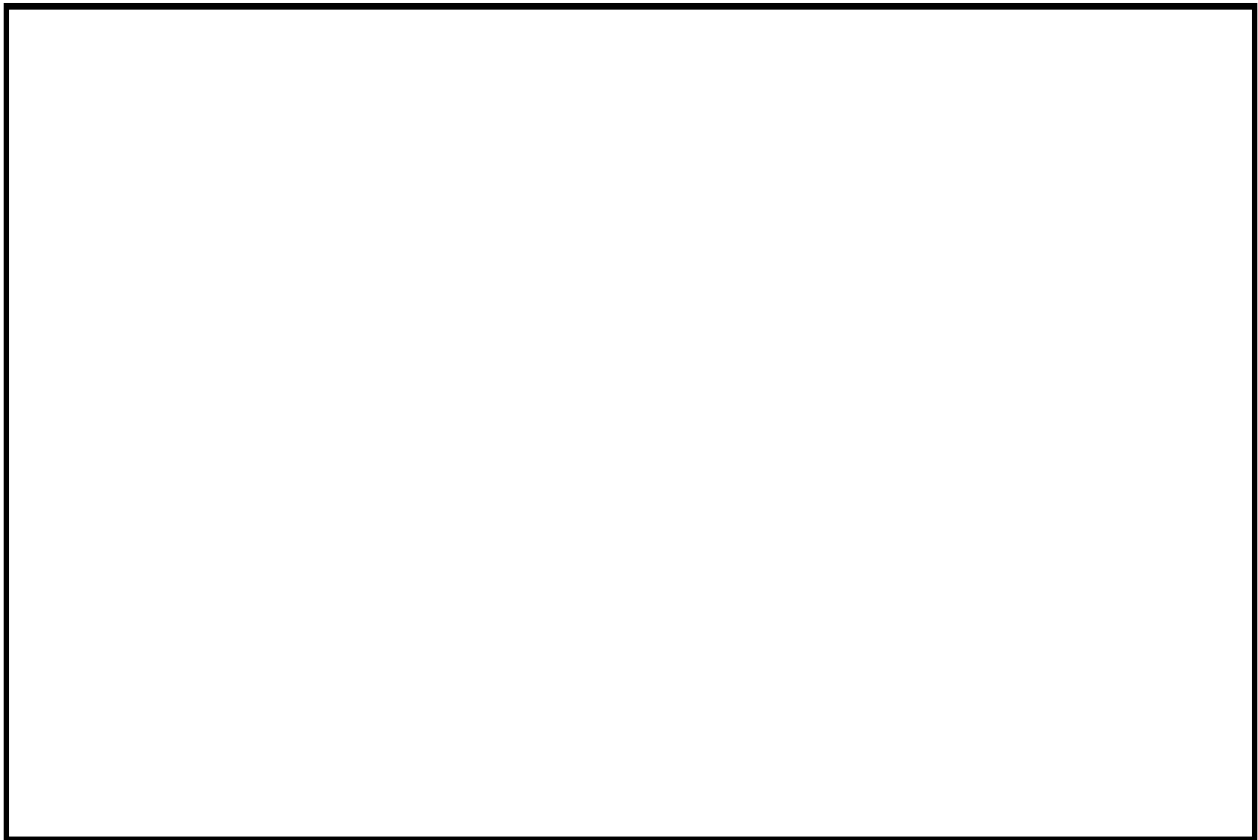
ベントガス中の蒸気凝縮によるスクラバ溶液の増加量は、約□tとなる。内訳は以下のとおり。

--



以上より、凝縮量が最大となる2Pdベント時を考慮してもフィルタ装置の保有水量が許容最大水量を超えないことから、ベント実施時の排水は不要である。

フィルタ装置水位の概略図を第16-1図に示す。



第16-1図 フィルタ装置水位の概略

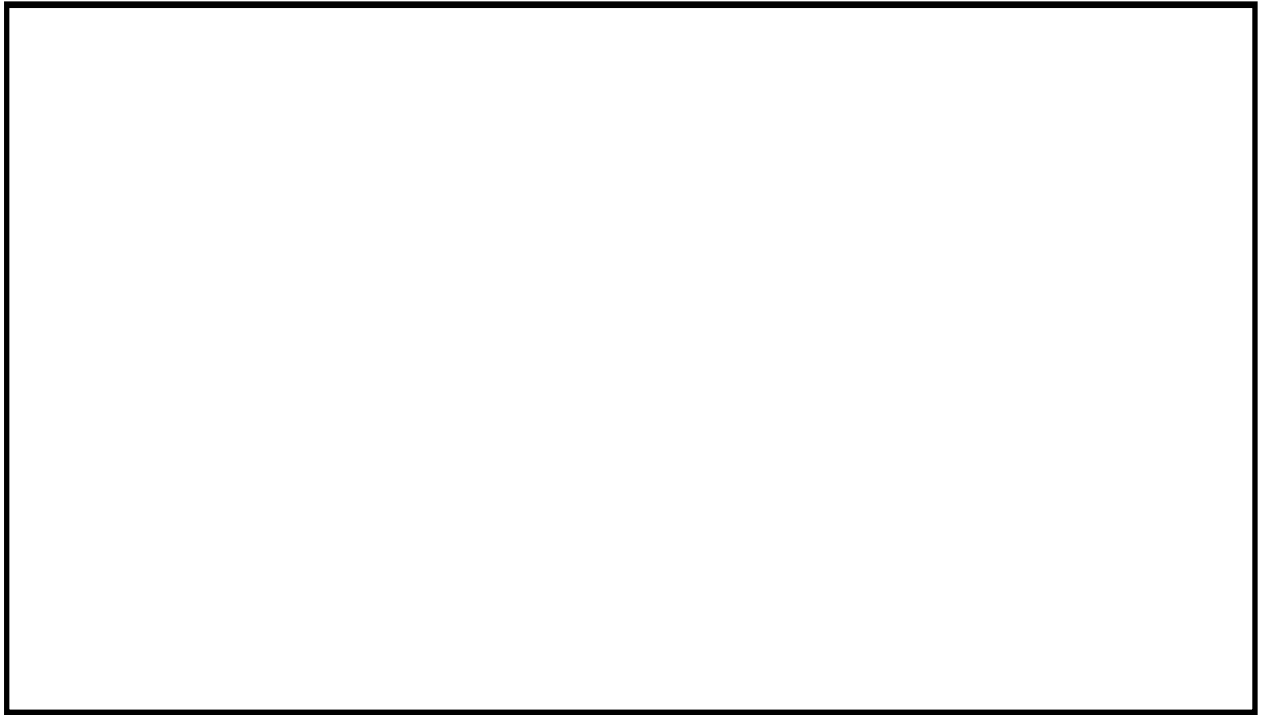
(参考1) 最大水量計算の保守性

(1) 上限水位設定の保守性



(2) 水量計算の保守性





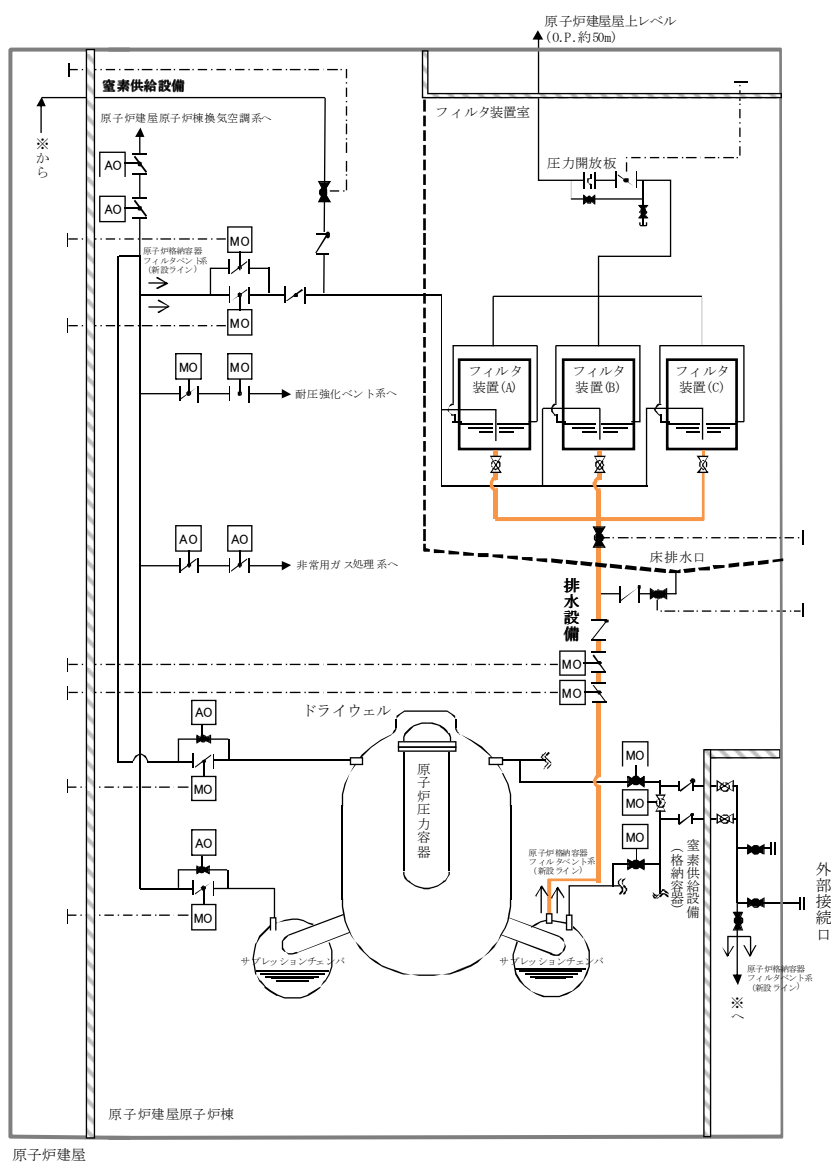
第1表 原子炉格納容器フィルタベント系の圧力低下に伴う凝縮量の変化

第1表より，保守的に求めた最大水位 mm に対し，現実的に求めた最大水位は mm であり，上限水位に対し余裕がある。

(参考2) 排水設備

排水設備は、ベント終了後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送できるよう弁及び配管等で構成する。フィルタ装置からの排水は、排水設備に設置する弁の操作により行い、格納容器圧力が約 \square kPa [gage]* 以下の場合にポンプを用いることなく、高低差によってサプレッションチェンバへ排水可能な設計とする。第1図に排水設備の概要を示す。

※：格納容器圧力、フィルタ装置圧力及びフィルタ装置からサプレッションチェンバまでの水頭差から算出。



第1図 排水設備の概要