

東海第二発電所
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
(格納容器圧力逃がし装置)について
審査会合における指摘事項の回答

平成29年8月29日

日本原子力発電株式会社

1. 審査会合(2017年7月27日)での指摘事項
2. 指摘事項の回答

1. 審査会合(2017年7月27日)での指摘事項 (1/2)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
41	2017/7/27	50_1.7_FCVS		格納容器圧力逃がし装置隔離弁の遠隔人力操作機構について、現場の環境条件を踏まえた耐環境性を整理して提示すること。
42	2017/7/27	50_1.7_FCVS		サプレッション・プールのベントラインや真空破壊弁の高さ、サプレッション・プール水位計の計測範囲を整理して提示すること。
43	2017/7/27	50_1.7_FCVS		格納容器圧力逃がし装置に接続する系統について、耐圧強化ベント系へ接続されている非常用ガス処理系の出口弁がAO弁でフェイルオープンとなっていることから、電源喪失時等の隔離作業の成立性を整理して提示すること。
45	2017/7/27	50_1.7_FCVS		代替格納容器スプレイを連続運転にした場合の影響について、有効性評価の解析結果への影響や被ばく評価におけるDF(除去係数)への影響を整理して提示すること。
46	2017/7/27	50_1.7_FCVS		可燃性ガスの爆発防止対策に係る酸素濃度監視設備(格納容器酸素濃度(SA))について、起動の着手基準や手順との関係を踏まえて格納容器ベント手順全体の成立性を整理して提示すること。
47	2017/7/27	50_1.7_FCVS		MCCI時のエアロゾルの評価について、ペDESTAL内の水にDFを期待しているか整理して提示すること。

1. 審査会合(2017年7月27日)での指摘事項 (2/2)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
48	2017/7/27	50_1.7_FCVS		格納容器圧力逃がし装置におけるベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを整理して提示すること。
49	2017/7/27	50_1.7_FCVS		ラジオリシスによるスクラビング水のpHの影響について整理して提示すること。また、スクラビング水のpHの管理値における考え方を整理して提示すること。
50	2017/7/27	50_1.7_FCVS		ベント準備・実施のタイムチャートを整理して提示すること。
51	2017/7/27	50_1.7_FCVS		格納容器圧力逃がし装置第二隔離弁の遠隔人力操作作業室における環境条件(作業環境も含む)を整理して提示すること。
52	2017/7/27	50_1.7_FCVS		ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響に関して、放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較において敦賀2号炉の風洞実験結果を参考としていることについて、考え方を整理して提示すること。

2. 指摘事項の回答(No.41)

(1) 指摘事項

格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構については、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置入口配管付近に敷設されることから、以下の指摘を受けた。

- 格納容器圧力逃がし装置隔離弁の遠隔人力操作機構について、現場の環境条件を踏まえた耐環境性を整理して提示すること。

(2) 回答

遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設されることから高線量、高温雰囲気による機能への影響の可能性があるため、これらの耐性を確認した。

- フィルタ装置入口配管表面における積算線量は、有効性評価で確認している19時間ベントで19kGy/7日と評価している。これに対し、配管と同エリアにある機器の設計上の積算線量は36kGy/7日と保守的に設定している。遠隔人力操作機構を構成する部品のうち、フレキシブルシャフトの被覆(シリコンゴム)及び摺動部に使用される潤滑油は、長期的には放射線による劣化が考えられる。

ただし、フレキシブルシャフトの被覆は、据付時等の製品保護用であり、劣化(硬化)しても機能への影響はない。

また、潤滑油については、隔離弁の操作時間のような短期間で劣化(粘度増加)することはなく機能への影響はない。

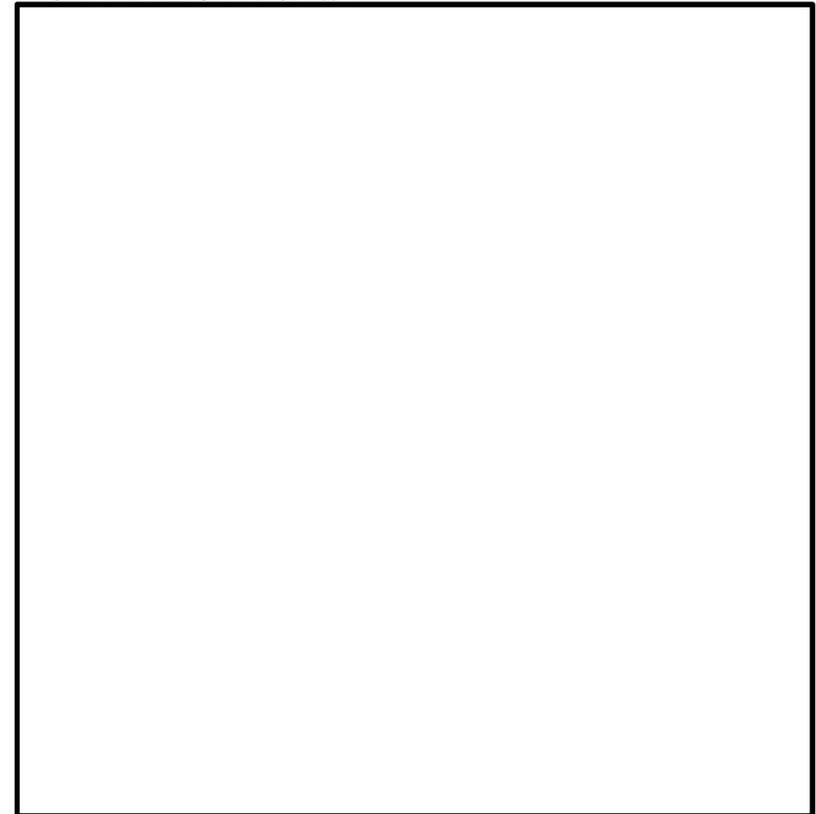
- ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を170℃程度(別紙30)と評価しているが、周囲の温度が60℃程度になるように保温を施工する設計としている。

フレキシブルシャフト被覆(シリコンゴム)の耐熱温度は200℃以上であり、また、遠隔人力操作機構を構成するフレキシブルシャフトの被覆以外の部品については金属材料であり、温度上昇が機能に影響することはない。

(3) 記載箇所

SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙33

原子炉建屋原子炉棟5階



遠隔人力操作機構の配置



遠隔人力操作機構
(フレキシブルシャフト)の構造

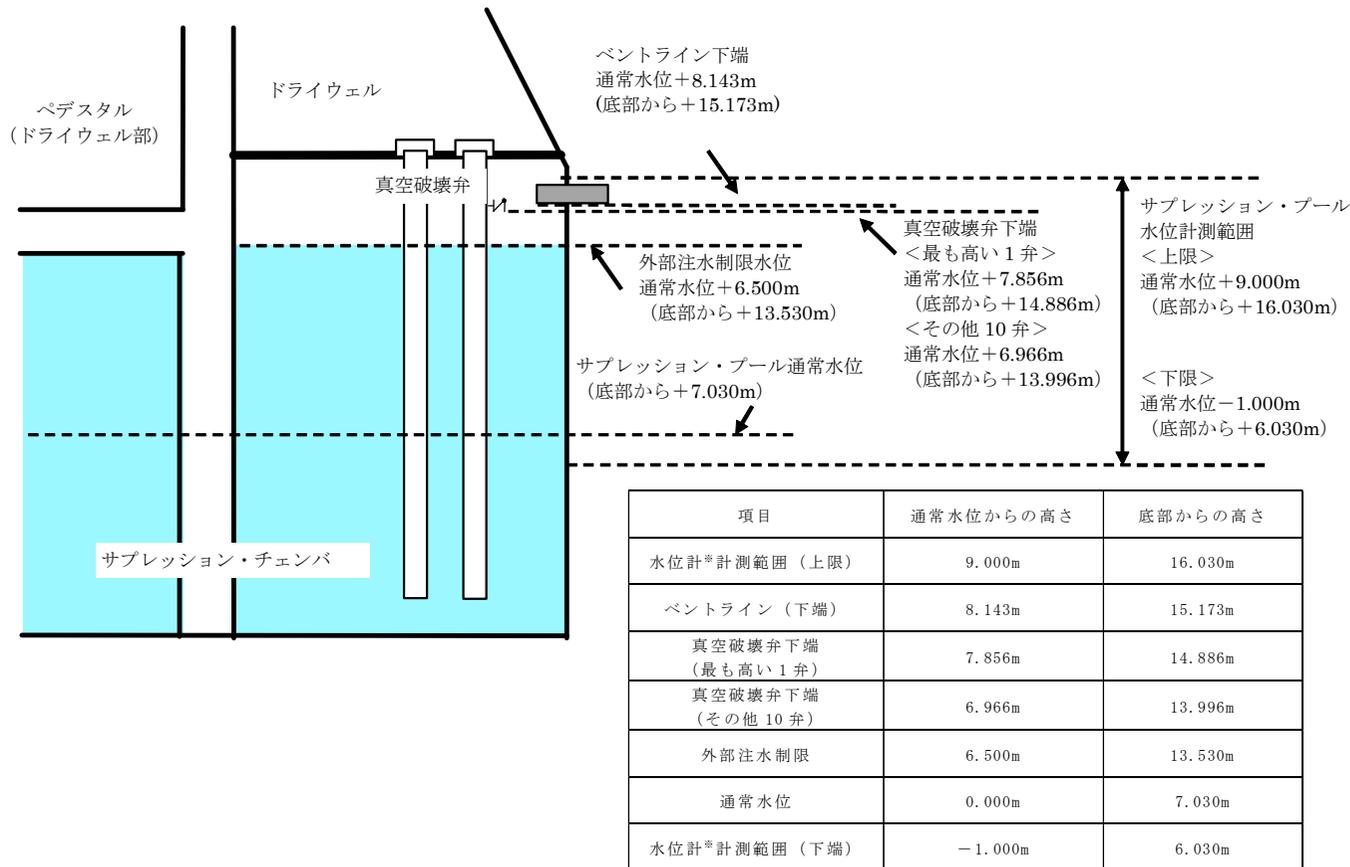
2. 指摘事項の回答(No.42)

(1) 指摘事項

- ・サプレッション・プールのベントラインや真空破壊弁の高さ、サプレッション・プール水位計の計測範囲を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・サプレッション・チェンバ側のベントライン、真空破壊弁高さ、サプレッション・プール水位計計測範囲を整理した。



※重大事故等対処設備として設置するもの

(3) 記載箇所

SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙22

2. 指摘事項の回答(No.43) (1/3)

(1) 指摘事項

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁については、中央制御室から操作可能であるが、駆動源喪失時には現場において操作が必要である。このため、以下の指摘を受けた。

- 格納容器圧力逃がし装置に接続する系統について、耐圧強化ベント系へ接続されている非常用ガス処理系の出口弁がAO弁でフェイルオープンとなっていることから、電源喪失時等の隔離作業の成立性を整理して提示すること。

(2) 回答

- 以下のことから、電源喪失時等の隔離作業は可能である。
- 耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の線量率及び室温は高くない。

(線量率:約7.3mSv/h※、室温は通常時と同等で夏季でも約30℃程度)

※:「中小LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」における耐圧強化ベントにおいて、作業場所、非常用ガス処理系フィルタ、耐圧強化ベント系配管等に存在する放射性物質による線量評価結果

- 手動操作が必要な4個の弁の操作時間は、各々約10分/個

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁は、信頼性、作業性向上のため、手動操作用ハンドルにて弁の操作が可能なアクチュエータに取り替える。

3) 記載箇所

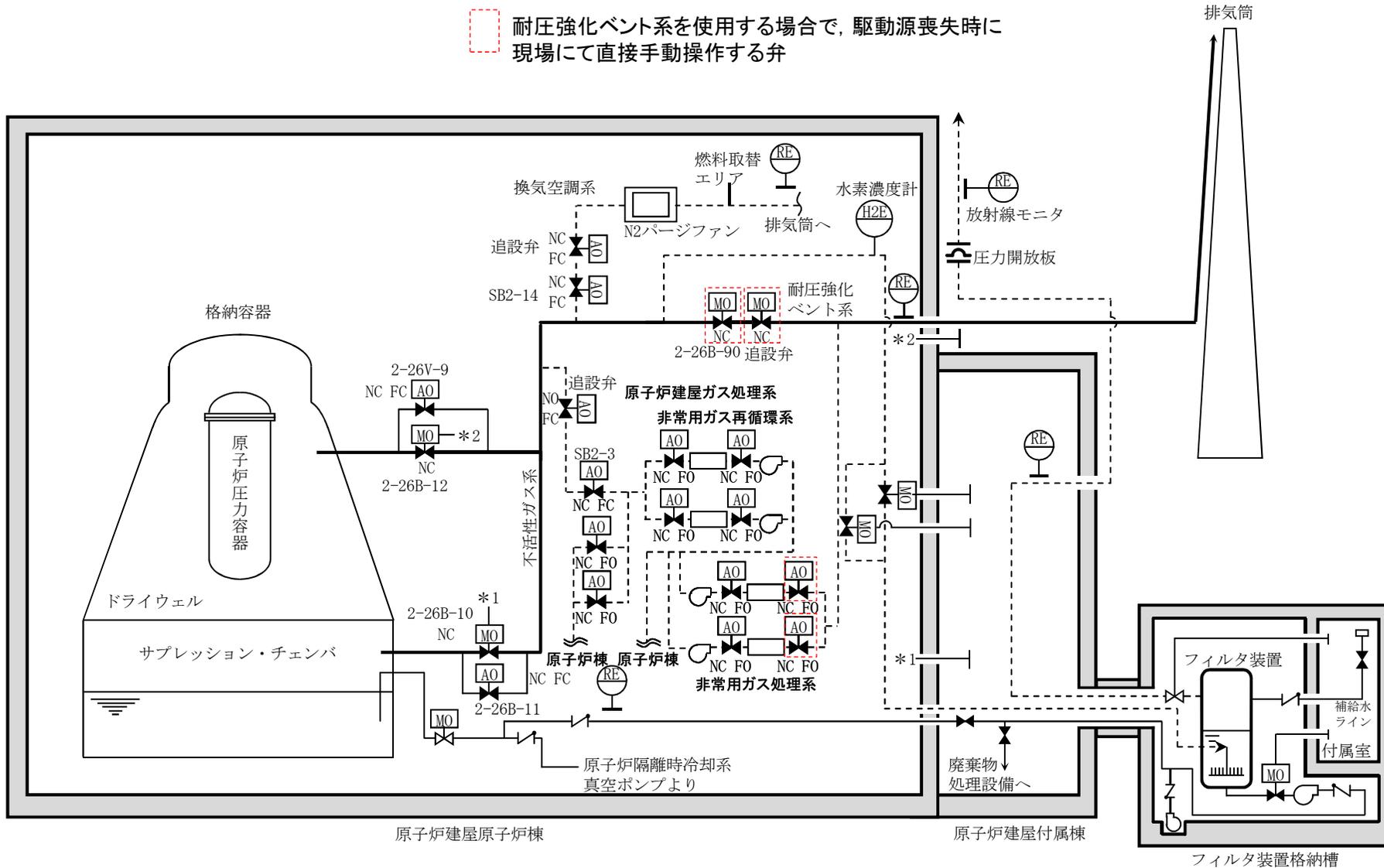
SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙33



耐圧強化ベント系隔離弁等の配置

2. 指摘事項の回答(No.43) (2/3)

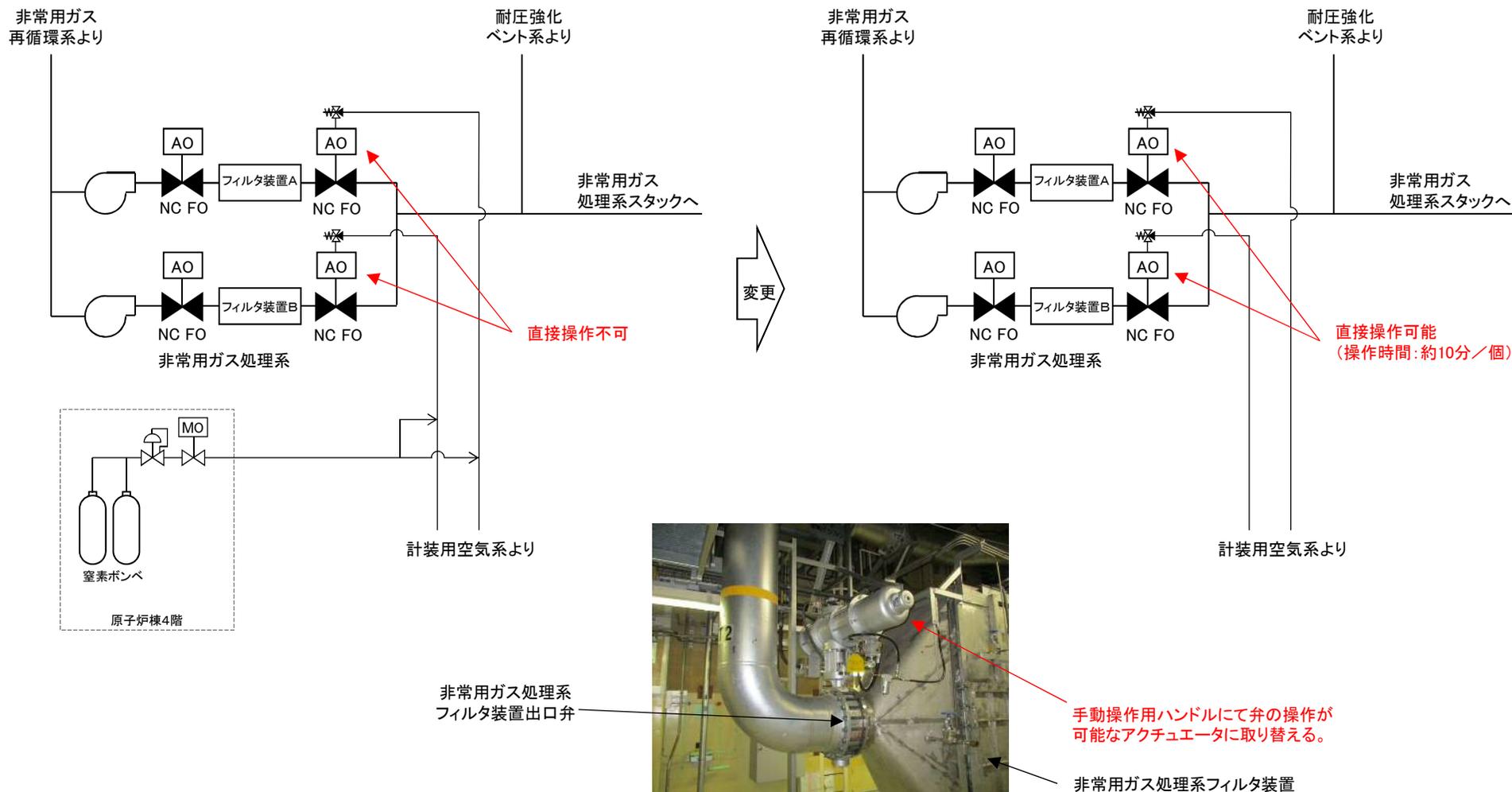
耐圧強化ベント系を使用する場合で、駆動源喪失時に現場にて直接手動操作する弁



耐圧強化ベント系の系統概略図

2. 指摘事項の回答(No.43) (3/3)

非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁アクチュエータ取替えについて



2. 指摘事項の回答(No.45)



(1) 指摘事項

代替格納容器スプレイを連続運転にした場合の影響について、有効性評価の解析結果への影響や被ばく評価におけるDF(除去係数)への影響を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・有効性評価における代替格納容器格納容器スプレイを、可能な限り連続スプレイとした場合に考えられる有効性評価解析との相違点を下表のとおり整理し、それぞれの項目に対して影響を評価した。
- ・評価の結果、有効性評価で実施している解析に与える影響がないことを確認した。

相違点	項目	評価
スプレイ流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
スプレイ停止期間の減少	ベント開始時間が早くなることによる被ばく影響の増大	影響評価①
格納容器圧力が高い領域で推移	格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

(3) 記載箇所

SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙49

2. 指摘事項の回答 (No. 46) (1/3)



(1) 指摘事項

- 可燃性ガスの爆発防止対策に係る酸素濃度監視設備(格納容器酸素濃度(SA))について、起動の着手基準や手順との関係を踏まえて、格納容器ベント手順全体の成立性を整理して提示すること。

(2) 回答

- 格納容器内水素濃度(SA)及び酸素濃度(SA)の監視(以下「濃度監視」という。)設備の起動着手基準は、炉心損傷を判断した場合*1である。

*1 格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は、格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に、原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

- 起動着手判断後の操作概要及びタイムチャートは、以下のとおり。

➤ 濃度監視設備(サンプリング装置)の電源確保及び暖気状態*2を確認。

*2 暖気は、通常時から外部電源系にて受電されており暖気状態。交流電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急用MCCを受電後、自動的に暖気開始。

➤ 暖気完了後、濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素及び酸素濃度の測定を開始。

【技術的能力】



*1: 通常時から緊急用MCCは外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。

第1.9-7図 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート

2. 指摘事項の回答(No. 46) (2/3)



- 格納容器ベント手順全体の成立性は、有効性評価のタイムチャートに操作の内容及び時間・タイミング等を整理し、成立することを確認した。
- 濃度監視についても、電源確保後の暖気時間(最長30分)を考慮しても、測定・監視が成立することを確認した。

【重大事故等対策の有効性評価】

霧囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用しない場合)																								
操作項目	実施場所・必要要員数			操作の内容	経過時間(分)										備考									
	責任者	機長	1人		中央監視 運転操作指揮	10	20	30	40	50	60	70	80	90		100	110	120	130	140	150			
状況判断	2人 A,B	-	-	●原子炉システム確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●L.O.C.A発生の確認 ●原子炉水位異常低下(レベル1)設定点到達の確認 ●炉心損傷確認	10分																			
早期の電源回復不能の確認	[1]人 A	-	-	●高圧炉心スプレイスターター発電機の手動起動操作(失敗)	1分																			
	[1]人 B	-	-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	2分																			
電源確保後対応	-	-	2人 A,B	●電源回復操作																				確認上考慮しない
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	[1]人 B	-	-	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線の受電操作	4分																			
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイスpray冷却系(常設)及び低圧代替注水系統(常設)の稼働操作	[1]人 B	-	-	●原子炉注水及び格納容器スプレイスprayに必要な負荷の電機回線操作	4分																			
	[1]人 A	-	-	●原子炉冷却材浄化系統送込の稼働操作	2分																			
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイスpray冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水操作	[1]人 A	-	-	●常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイスpray冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水操作	6分																			判断上では、事故発生12時間までの時間範囲で注水量を把握し、12時間以降においては12時間以上の範囲で注水量調整を実施する
常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系統(常設)による格納容器下部水位調整操作	[1]人 A	-	-	●非常用母線からの負荷切替操作 ●常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系統(常設)による格納容器下部水位調整操作	4分																			判断上考慮しない
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	[1]人 A	-	-	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作																				事故発生時は外部電源で即時監視可能であり、交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用電源を確保し、緊急時の自動停止機能は確保される
カプレッション・プールの制御装置による緊急注入操作	[1]人 A	-	-	●カプレッション・プール制御装置による緊急注入操作																				判断上考慮しない
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備	[1]人 B	-	-	●非常用母線の受電準備																				判断上考慮しない
	-	2人 C,D	-	●非常用母線の受電準備																				判断上考慮しない
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備	[1]人 B	-	-	●常設代替高圧電源装置3台起動 ●非常用母線の受電																				判断上考慮しない
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	[1]人 B	-	-	●原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作																				判断上考慮しない
ほう水注入系の起動操作	[1]人 B	-	-	●ほう水注入系起動操作 ●ほう水注入系の注入状態監視																				判断上考慮しない

第3.1.3-3図 「霧囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用しない場合)(1/2)

2. 指摘事項の回答(No. 46) (3/3)



				経過時間(時間)										備考			
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48		
操作項目	実施場所・必要員数 【】は他作業後移動してきた要員			操作の内容													
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)														
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	約3.9時間 格納容器圧力465kPa[gage]到達 減量調整後(崩壊熱相当)、適宜状態監視 約16時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m到達 約19時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m到達 約42.6時間 代替淡水貯槽残量 1000m ³ 到達											解析上では、事象発生12時間までは20時間隔で注水量を監視し、12時間以降については12時間以上の間隔で注水量を監視する。		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	間欠スプレイにより格納容器圧力を400kPaから465kPaの間に維持											解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレイ流量を調整することにより変動幅を抑制し、許容範囲内に維持することとする。		
格納容器圧力過し装置による格納容器除熱準備	【1人】 A	-	-	●格納容器ベント準備(系統構成)											5分		
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●現場移動(第一号) ●格納容器ベント準備(系統構成)											125分		
	1人 副班長	【3人】 C, D, E	-	●緊急時対策所への避難											35分		第一号機作業完了後緊急時対策所に避難する
	-	-	3人 (班長)	●現場移動(第二号)											45分		
中央制御室待避室の準備	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作											20分		
				●可燃物の設置											15分		
				●データ表示確認(神護堂)の起動操作											15分		
				●非常電話の設置											8分		
格納容器圧力過し装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンク4回)	【1人】 A	-	-	●代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ停止操作											3分		
	-	-	-	●格納容器圧力過し装置による格納容器ベント操作											2分		
	-	-	-	●ベント状態監視											格納容器ベント実施後、適宜状態監視		
	-	-	【3人】 (班長)	●格納容器フィルタベント系第二号の現場準備場所の正圧化											10分		
	-	-	-	●現場手動による格納容器ベント操作											30分		サブプレッション・プール水位が通常水位+5.5mに到達時に神護堂の注水操作を行う。
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作											適宜実施		
				●緊急用海水系の起動操作											20分		解析上考慮しない ストロキングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却水の供給を再開する
				●代替燃料プール冷却系起動操作											15分		解析上考慮しない 20時間までに実施する
可燃型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可燃型)による原子炉注水準備	-	-	10人 C~I	●可燃型代替注水大型ポンプ準備、ホース敷設等											170分		アタセメント覆知照済済の中心部により燃料貯蔵量が多い場合は40%に減量し、モニタリングを確認しながら作業を行う。
可燃型代替注水大型ポンプによる水源供給操作	-	-	【8人】 C~I	●可燃型代替注水大型ポンプ準備、ホース敷設等											220分		本機前までには十分な貯水がある。
タンクローリーによる燃料供給操作	-	-	【2人】 C, D	●ポンプ選定及び水源供給操作											適宜実施		
	-	-	2人 (班長)	●可燃型代替注水大型ポンプからのタンクローリーへの供給											90分		タンクローリー残量に応じて燃料供給タンクから供給
	2人 A, B	3人 C, D, E	12人 C~I 及び班長5人												適宜実施		

第3.1.3-3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用しない場合)(2/2)

(3) 記載箇所

- 技術的能力1.9 水素濃度による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
第1.9-7図 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視タイムチャート
- 東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価
第3.1.3-3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用しない場合)(1/2)(2/2)

2. 指摘事項の回答(No.47)

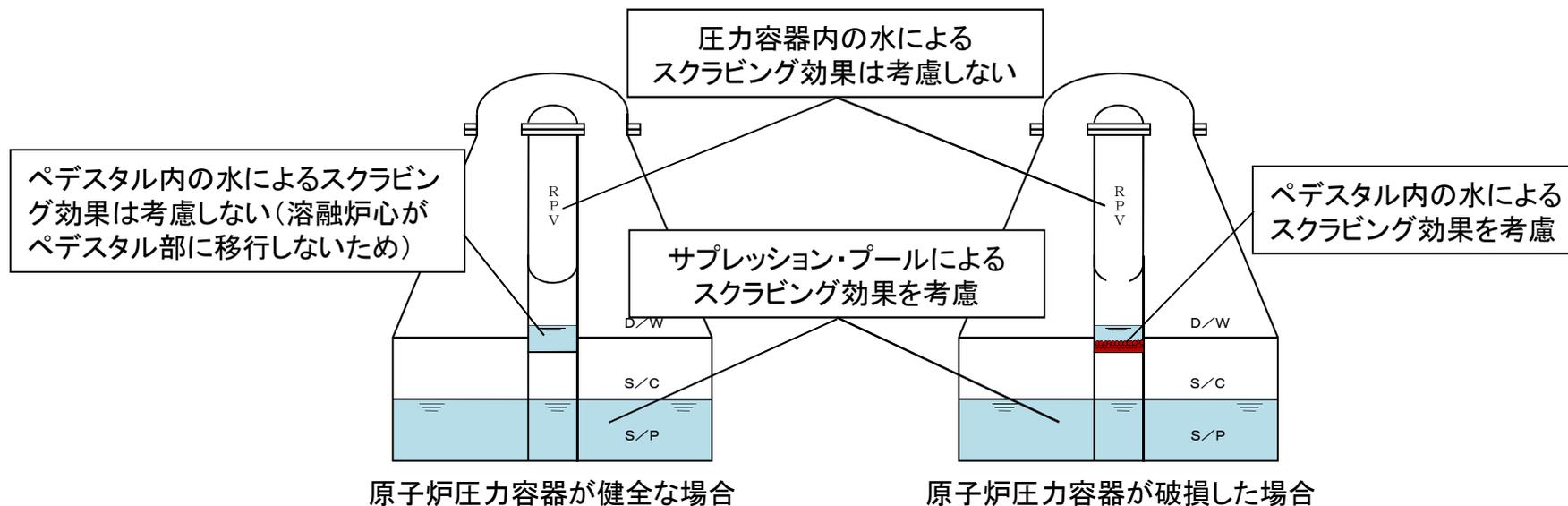
(1) 指摘事項

- ・MCCI時のエアロゾルの評価について、ペDESTAL内の水にDFを期待しているか整理して提示すること。

(2) 回答

- ・MAAP評価において、ペDESTAL内の水によるスクラビング効果を考慮している。
ペDESTAL内の水によるスクラビング効果は、サプレッション・プールでのスクラビング効果と同様にSUPRAコードを用いて圧力・プール水深等のパラメータを基に評価する(別紙17補足2参照)

【MAAP評価におけるスクラビング効果の扱い】



(3) 記載箇所

SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙36

2. 指摘事項の回答(No.48) (1/2)

(1) 指摘事項

フィルタ容器内スクラビング水位について、ベンチュリノズル上端を下限水位としていることについて、以下の指摘を受けた。

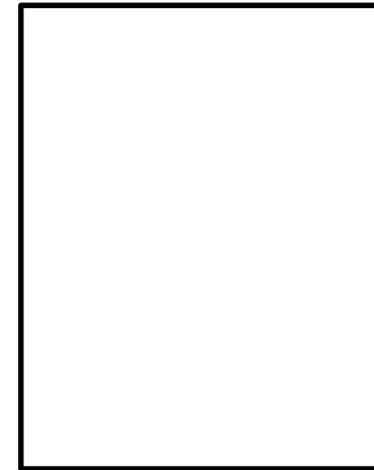
- 格納容器圧力逃がし装置におけるベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを整理して提示すること。

(2) 回答

ベンチュリスクラバは、図1のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。

①エアロゾル

- ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径である。
- JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を図2,3に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1000以上を十分に確保できている。



- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴)
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

図1 ベンチュリスクラバにおける除去原理

○ :スクラビング水位がベンチュリノズル上端での試験
DFは金属フィルタを含めた数値

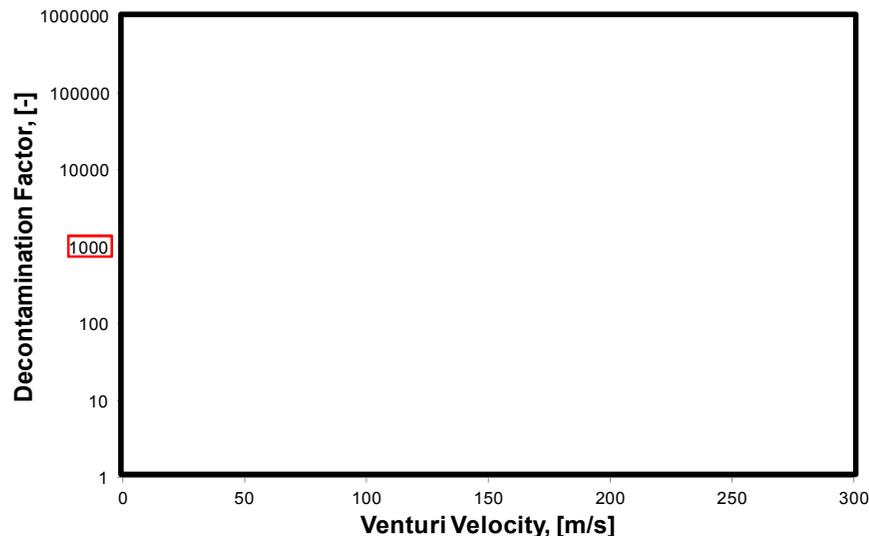


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDFの関係
(補足説明資料50-11 第3.3.2-1図)

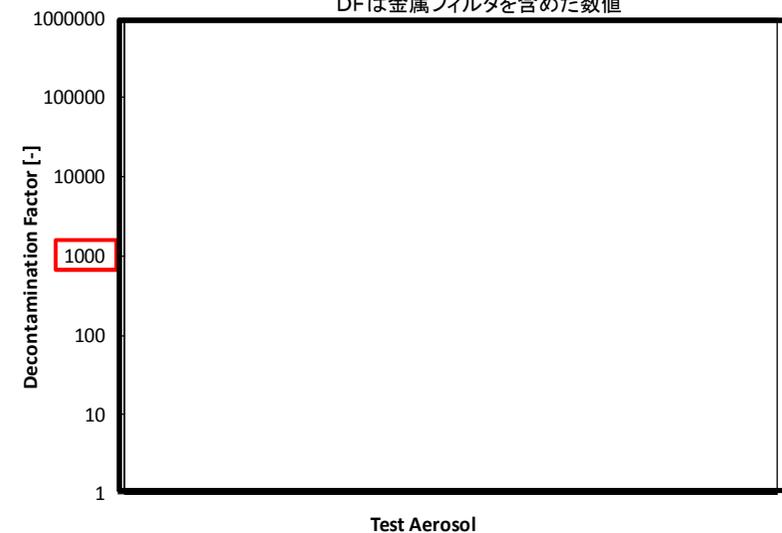


図3 エアロゾルの粒径とエアロゾルDFの関係
(補足説明資料50-11 第3.3.2-3図)

2. 指摘事項の回答(No.48) (2/2)

(2) 回答(続き)

② 無機よう素

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータである。
- JAVA試験による無機よう素のDFの結果を図4に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験では、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF100以上を確保できている。

したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時(通常時)のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端(1,325mm)を十分に上回る2,530mmとし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位1,500mm以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする(図5)。

スクラビング水のpHについては、待機時にpH13以上 であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

3) 記載箇所

SA設備 (原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙12

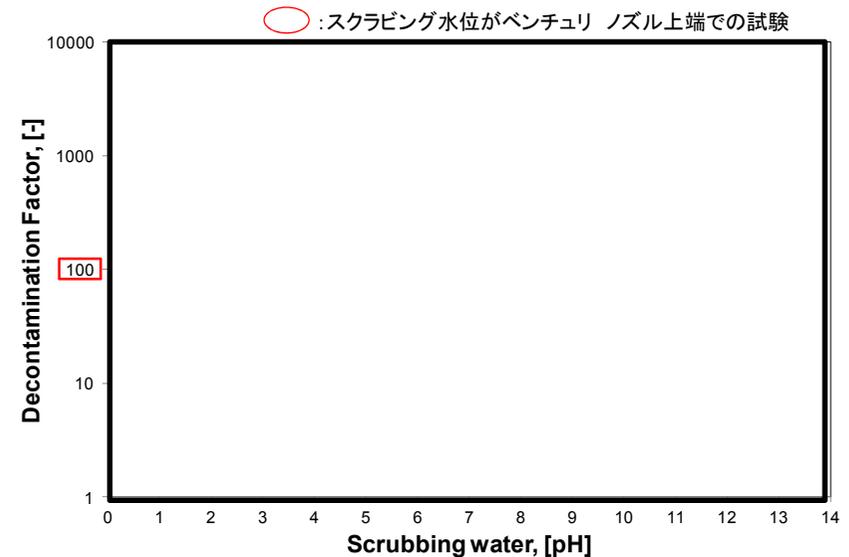


図4 スクラビング水のpHと無機よう素DFの関係
(補足説明資料50-11 第3.3.3-1図)



図5 フィルタ装置のスクラビング水位

2. 指摘事項の回答(No.49)

(1) 指摘事項

サプレッション・プール内に捕獲したエアロゾルにより、サプレッション・プール水の溶存窒素の放射線照射によって硝酸が生成されることにより、フィルタ装置内のスクラビング水の塩基の消費量を評価していることについて、以下の指摘を受けた。

- ラジオリシスによるスクラビング水のpHの影響について整理して提示すること。
また、スクラビング水のpHの管理値における考え方を整理して提示すること。

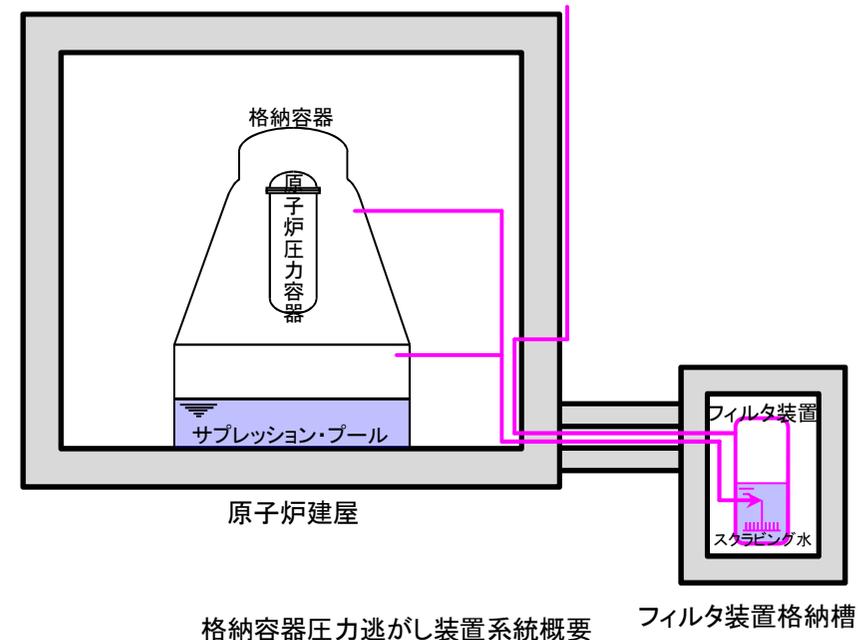
(2) 回答

格納容器内に放出された放射性よう素を全てエアロゾル(Csl)とし、サプレッション・プール内に全てのエアロゾルが移行するものとして、硝酸の発生量を評価した上で、発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し、スクラビング水の塩基と反応するものとして評価している。このため、ラジオリシスによるスクラビング水のpHの影響は保守的に評価されている。

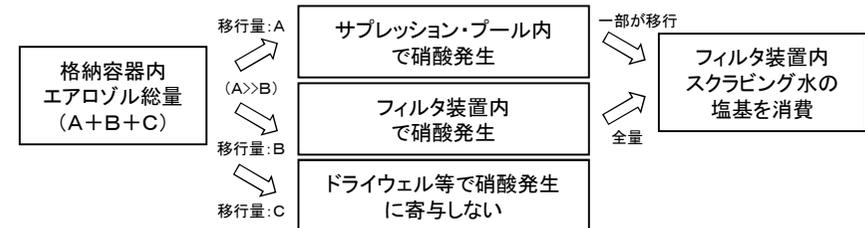
スクラビング水のpHは、系統待機時(通常時)でpH 13以上 を管理値とし、ベント時の塩基の消費量を保守的に評価しても、スクラビング水のアルカリ性が十分維持できる(ベント後でpH12.7;別紙41)ことを確認している。

(3) 記載箇所

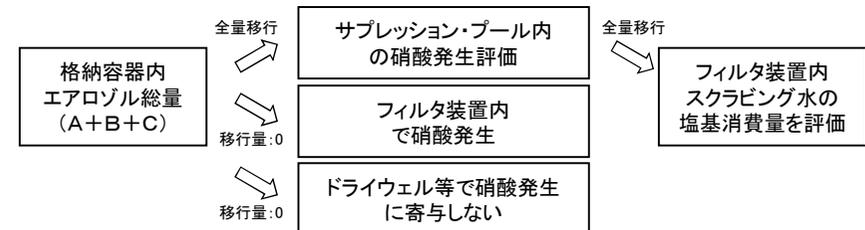
SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙41



【実際のスクラビング水の塩基の消費】



【評価フロー】



2. 指摘事項の回答(No.50) (1/2)



(1) 指摘事項

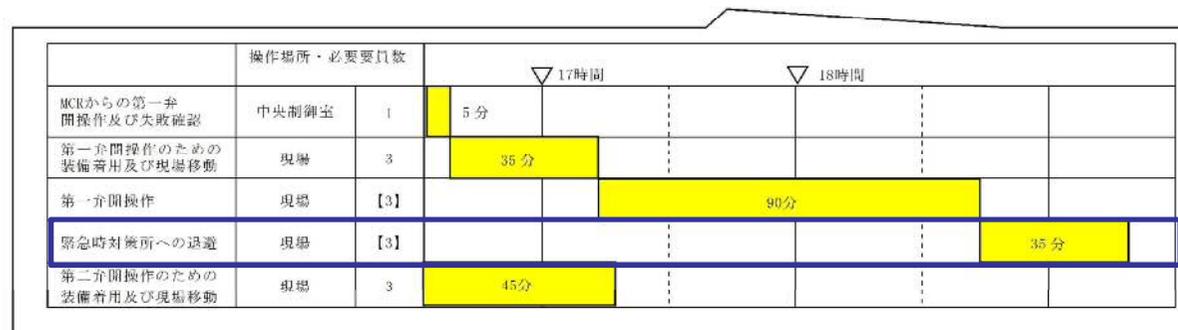
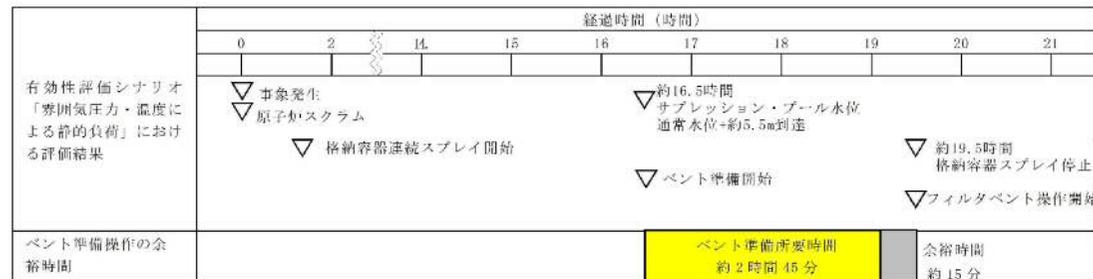
操作完了後の要員退避の考え方について、以下の指摘を受けた。

- ・ベント準備・実施のタイムチャートを整理して提示すること。

(2) 回答

- ・要員は作業完了後、緊急時対策所へ退避又は帰還する。
- ・ベント準備操作において、ベント実施基準到達までに緊急時対策所への退避が完了することを示した。
- ・有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)」のタイムチャートに緊急時対策所への退避又は帰還を含む一連の操作を整理した。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】



2. 指摘事項の回答(No.50) (2/2)



				経過時間 (時間)										備考		
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48	
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は始作業後移動してきた要員			格納容器圧力 465kPa [gauge] 到達											備考	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)	約 3.9 時間												
格納容器圧力過がし装置による格納容器除熱準備	【1人】 A	-	-	格納容器圧力過がし装置による格納容器除熱準備											格納容器圧力過がし装置による格納容器除熱準備	
中央制御室待避室の準備	【1人】 B	-	-	中央制御室待避室の準備											中央制御室待避室の準備	
格納容器圧力過がし装置による格納容器除熱準備 (サブプレッジョン・プールの準備)	【1人】 A	-	-	格納容器圧力過がし装置による格納容器除熱準備 (サブプレッジョン・プールの準備)											格納容器圧力過がし装置による格納容器除熱準備 (サブプレッジョン・プールの準備)	
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 A	-	-	使用済燃料プールの冷却操作											使用済燃料プールの冷却操作	
可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器注水 (可搬型)	-	-	10人 e~i	可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器注水 (可搬型)											可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器注水 (可搬型)	
可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	-	-	【8人】 e~i 【2人】 c,d	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作											可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	
タンクローリーによる燃料輸送操作	-	-	2人 (相乗)	タンクローリーによる燃料輸送操作											タンクローリーによる燃料輸送操作	

(3) 記載箇所

- SA設備 50条(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)
- 東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価

第3.1.3-3図「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用しない場合)(1/2)

2. 指摘事項の回答(No.51) (1/2)

(1) 指摘事項

ベントの際に操作員が滞在する第二弁操作室について、被ばく低減のため、遮蔽及び気密化を図っていることについて、以下の指摘を受けた。

- 格納容器圧力逃がし装置第二隔離弁の遠隔人力操作作業室における環境条件(作業環境も含む)を整理して提示すること。

(2) 回答

- 重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。
 - 第二弁操作室内は、空気ポンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計
 - 第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく低減のため、40cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保
 - さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、120cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計
 - この対策により、第二弁操作室にベント開始から3時間滞在した場合の被ばく量は、W/Wベントの場合で約25mSv、D/Wベントの場合で約40mSvと評価(別紙17)
 - ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間後で夏季:約37℃(外気温+2℃)、冬季:約20℃(外気温+10℃)と評価
- 第二弁の作業環境を考慮して現場に必要な資機材は系統待機時(通常時)から予め操作室付近に常備しておき、重大事故等時に操作員が移動する際の負荷を軽減

3) 記載箇所

SA設備(原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備)別紙48



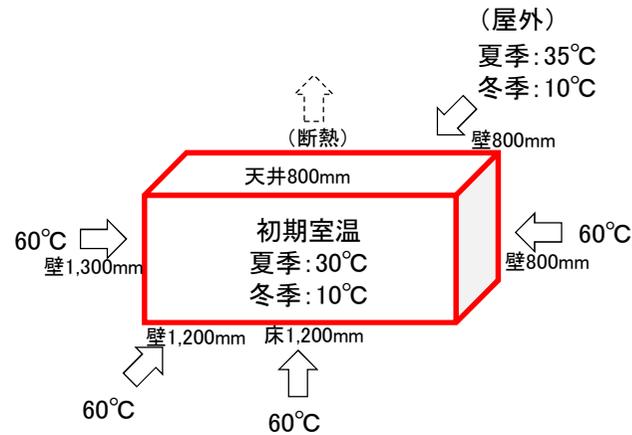
第二弁操作室配置

第二弁操作室の常備品と操作員携行品

現場常備品	操作員携行品
<ul style="list-style-type: none"> ・汎用電動工具(電動ドライバ) ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・電離箱サーベイメータ ・通信設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・照明 ・防護具(全面マスク他)

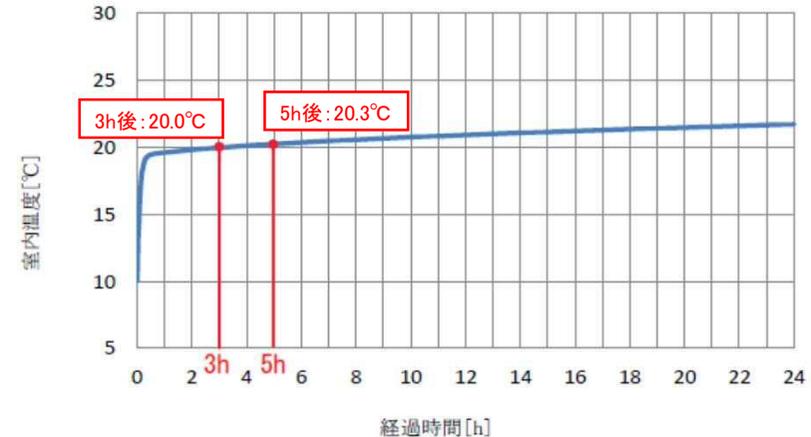
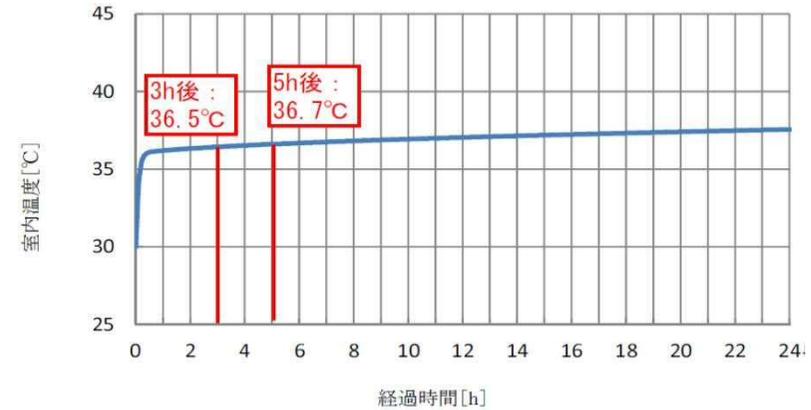
4
+

2. 指摘事項の回答(No.51) (2/2)



- 初期室温は夏季: 30°C, 冬季: 10°Cとし, 外気温は夏季: 35°C, 冬季: 10°Cとする。
- 評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を60°Cとする。
(保温材の効果により60°Cとなる)
- 隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は, 保守的に断熱とする。

第二弁操作室の室温上昇評価モデル



第二弁操作室の室温上昇評価結果

室温は, 格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で60°Cと保守的に設定しても3時間後で夏季: 約37°C (外気温+2°C), 冬季: 約20°C (外気温+10°C)と評価。

2. 指摘事項の回答(No.52)



(1) 指摘事項

ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について、ベント放出位置(地上57m)から放出を想定した場合の被ばく評価において、放出位置が同等(地上58m)の敦賀発電所2号機の風洞実験結果を用いた評価結果を示していたが、敦賀発電所の風洞実験結果を東海第二発電所の被ばく評価に適用していることについて以下の指摘を受けた。
 ○ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響に関して、放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較において敦賀2号機の風洞実験結果を参考としていることについて、考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

敦賀発電所の風洞実験結果は、敦賀発電所周辺の複雑地形の影響を反映した結果となっているため、東海第二発電所周辺の地形が模擬できる緊急時環境影響評価システム(AREDES)を使用した線量評価に見直した。

AREDESを用い、ベント放出位置(地上57m)からの放出を想定した評価を行った結果、非居住区域境界外の実効線量は約0.07mSvであり、判断基準(5mSv)に対して十分余裕のある値となった(表1参照)。

また、AREDESによる評価結果と気象指針に示される基本拡散式に基づく評価結果を比較し、AREDESの妥当性の確認を行い、評価結果(相対濃度)が同等の値であることを確認した(表2参照)。なお、AREDESは、トレーサー拡散実験や他のシミュレーションとの比較検証も行われており、妥当性が確認されている。

(3) 記載箇所

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)について
 別紙40

表1 AREDESによる被ばく評価

項目	評価条件及び結果
放出高さ(m)	57m
風向風速データ	地上10m :3.1m/s 地上81m :5.1m/s 地上140m :5.4m/s
大気安定度	D型
相対線量	約 3.1×10^{-19} (Gy/Bq)
相対濃度	約 8.4×10^{-6} (s/m ³)
実効線量	約0.07(mSv)

表2 AREDESと気象指針による相対濃度評価の比較

項目	AREDES	気象指針
放出高さ(m)	140m	115m※
風向風速データ	地上10m :3.1m/s 地上81m :5.1m/s 地上140m :5.4m/s	地上140m:5.4m/s
大気安定度	D型	D型
相対濃度(s/m ³)	約 1.8×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}

※風洞実験結果に基づく放出源有効高さ