

東海第二発電所
重大事故等対策
審査会合における指摘事項の回答

平成29年9月21日
日本原子力発電株式会社

1. 審査会合での指摘事項
2. 指摘事項の回答

1. 審査会合での指摘事項(有効性評価に係る指摘事項)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
57	2017/8/10	炉心	LOCA時注水機能喪失	格納容器圧力の推移について、事象発生24時間前後の挙動について、その理由を整理して提示すること。
56	2017/8/10	炉心	津波浸水による全注水機能喪失	本事故シーケンスと長期TBにおいて、事故対応として相違がある部分については、その理由を整理して提示すること。
75	2017/8/29	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、連続運転時の流量調整の頻度を整理し、並行操作がある場合の成立性を整理して提示すること。また、当該実手順と解析条件の関係を整理して提示すること。
70	2017/8/29	CV		運転員の並行操作に関して、原子炉注水操作(流量調整)等が遅れた場合のプラント挙動に与える影響について、サプレッション・プール水位の上昇量やフィルタベントタイミングへの影響等の観点から整理して提示すること。
69	2017/8/29	58_1.15_計装		原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段の一つのパラメータである原子炉注水流量に関して、崩壊熱相当の注水ができていること(炉内へ確実に注水できていること)の確認方法を整理して提示すること。
76	2017/8/29	50_1.7_FCVS		ペDESTAL内の水によるスクラビング効果について、DFの値や、当該効果に期待しない場合のCs-137放出量評価への影響を整理して提示すること。
59	2017/8/22	CV	過圧・過温破損	Cs-137放出量評価について、評価条件として原子炉建屋のブローアウトパネルが閉状態を期待していることを踏まえ、SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能を整理し、その機能を維持できることを整理して提示すること。
71	2017/8/29	CV	MCCI	コリウムシールドに対する侵食量の不確かさについて、コリウムシールドの侵食が進行した時の厚みと物性値の温度依存性に係る不確かさの重ね合わせの考え方を整理して資料を提示すること。

1. 審査会合での指摘事項(重大事故等対処設備に係る指摘事項(1/4))



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
5	2017/4/13	46_1.3_減圧		逃し安全弁における逃し弁機能をSA設備に位置付けないことについて、46条適合性を踏まえ、考え方を説明すること。
17	2017/5/18	46_1.3_減圧		自動減圧として新たに追加した「過渡時自動減圧機能」について、考慮すべき共通要因(火災など)によって「自動減圧機能」と同時に安全機能が喪失しないことを整理した資料を提示すること。
18	2017/5/18	46_1.3_減圧		過渡時自動減圧機能の非信頼度について、検出器を含めたシステム全体の非信頼度ではなく、論理回路の非信頼度を整理した資料を提示すること。
72	2017/8/29	51_1.8_CV下部注水		デブリ検知に用いる格納容器下部水位計及び水温計について、SA環境条件を整理して提示すること。また、RPVからの落下物に対して、これらの計器が同時に機能喪失しないことを整理して提示すること。
39	2017/7/27	炉心		代替燃料プール冷却系の最高使用温度(80℃)の設定の考え方を整理して提示すること。
14条-2※	2017/7/13			常設代替高圧電源装置から緊急用メタクラへの遮断器が1つであることについて故障リスクや運用をふまえて説明すること。
61	2017/8/22	CV		緊急用メタクラ, 常用メタクラ, 母線の位置関係について説明すること。

※:第486回 審査会合 14条 全交流動力電源喪失対策設備における指摘

1. 審査会合での指摘事項(重大事故等対処設備に係る指摘事項(2/4))



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
74	2017/8/29	50_1.7_FCVS		サプレッションプール水位計の代替パラメータについて、ベント判断基準及びサプレッションプールを水源として水位が確保されていることの判断基準の観点から整理して提示すること。また、サプレッションプールを水源として使用するポンプの停止基準の考え方を整理して提示すること。
31	2017/6/29	43他_1.0_共通		(設備の説明時に)TP+11m盤へ新たに接続口を追設することに関し、設置許可基準43条の共通要因故障に対する適合性の観点から考え方を示すこと、また、原子炉建屋までの注水ラインの延長に伴い現状の可搬型代替注水大型ポンプで必要流量が確保されることおよび他の設備(西側接続口)への悪影響防止の考え方を説明すること。

1. 審査会合での指摘事項(重大事故等対処設備に係る指摘事項(3/4))



○格納容器圧力逃がし装置, 中央制御室, 緊急時対策所, 通信連絡設備に係る指摘事項(1/2)

番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
73	2017/8/29	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おける現場の環境条件を踏まえた耐環境性評価について, 評価方法を整理して提示すること。
78	2017/9/5	59_1.16_原子炉制御室		中央制御室の待避室について, 運転員等の収容人数の考え方及び退避中の作業項目を踏まえ, 待避室内のレイアウトを示し, 待避室の寸法の妥当性を整理して提示すること。その際, 待避室周辺の設置物等も示した上で, 寸法の制約になっているものがある場合には, その条件についても整理して提示すること。
77	2017/9/5	59_1.16_原子炉制御室		原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートについて, 新設する階段の設計内容を整理した上で, 事象が発生した際に着用する防護服や資機材の持ち運び等を考慮してもアクセスルートとして成立することを整理して提示すること。
80	2017/9/5	59_1.16_原子炉制御室		中央制御室のチェンジングエリアの設置前の段階で, 現場から運転員等が中央制御室に入室する必要がある場合について, 中央制御室への汚染の持ち込み防止の観点からどのような対応を行うのか整理して提示すること。
79	2017/9/5	59_1.16_原子炉制御室		中央制御室の居住性に係る被ばく評価における運転員の勤務体系を踏まえた評価条件について, 実態上の勤務体系を踏まえた評価値を整理して提示すること。
81	2017/9/5	59_1.16_原子炉制御室		許可基準規則第8条(内部火災)の対応として設置する中央制御室排気・排煙設備が, 重大事故等時の中央制御室換気系の満たすべき機能に影響を及ぼさないことを整理して提示すること。
82	2017/9/5	61_1.18_緊急時対策所		緊急時対策所における必要要員数の収容の考え方について, 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対応内容を整理した上で, 必要要員数を整理して提示すること。また, 緊急時対策所内に配備する電離箱サーベイメータ(作業現場等の放射線量の測定に使用)の配備数の妥当性を整理して提示すること。

1. 審査会合での指摘事項(重大事故等対処設備に係る指摘事項(4/4))



○格納容器圧力逃がし装置, 中央制御室, 緊急時対策所, 通信連絡設備に係る指摘事項(2/2)

番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
83	2017/9/5	61_1.18_緊急時対策所		緊急時対策所の加圧に係る操作・完了時間を整理して提示すること。
84	2017/9/5	62_1.19_通信連絡		フィルタベントの実施に係る第二弁操作室と中央制御室及び緊急時対策所との連絡手段について, 作業の時系列も踏まえて整理して提示すること。

1. 審査会合での指摘事項(技術的能力に係る指摘事項)



番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
33	2017/6/29	43他_1.0_共通		参集要員に期待する時間に関して、召集からの時間及びその時点における参集要員数を重大事故等時及び大規模損壊の発生時について整理し説明すること。
54	2017/8/10	43他_1.0_共通		事故シーケンスグループ「津波浸水による注水機能喪失」では、敷地に津波が到達した時点を事象発生の起点としているが、実態として、津波が到達するまでは、時間遅れがあると考えられるため、その間の対応について整理して提示すること。
44	2017/7/27	50_1.7_FCVS		大気へ放出される放射性物質の総量の低減を目的として、原子炉建屋水素濃度2vol%到達をベント実施基準としていることについて、当該2vol%の設定にあたっての評価が保守的な評価となっていることから、格納容器からの異常漏えいを判断するにあたっての適切な判断基準を整理して提示すること。

2. 指摘事項の回答(有効性評価)

2. 指摘事項の回答(No.57)

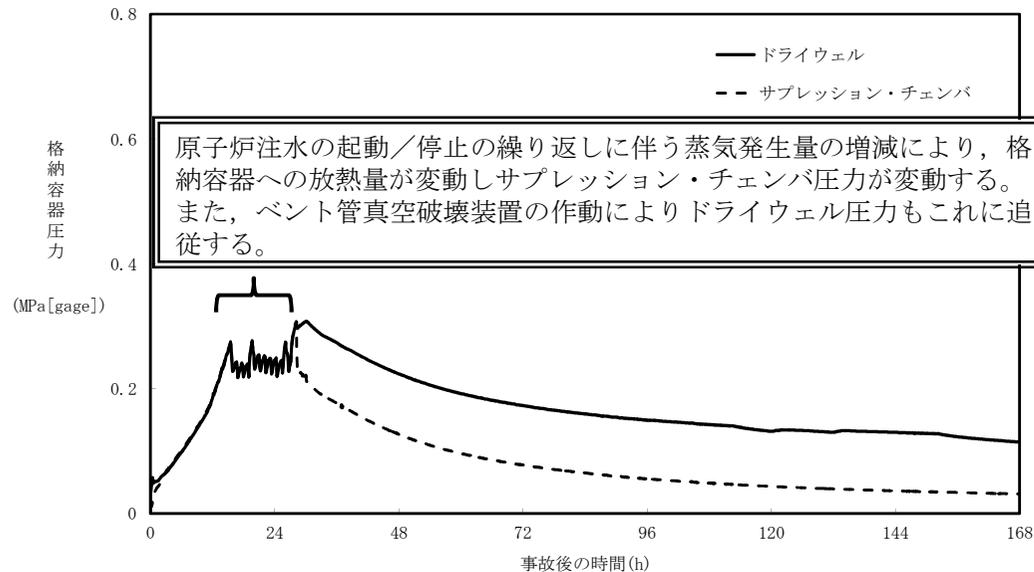
(1) 指摘事項

LOCA時注水機能喪失における格納容器スプレイ実施中の格納容器圧力の解析挙動について、以下の指摘を受けた。

- ・格納容器圧力の推移について、事象発生24時間前後の挙動について、その理由を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・原子炉注水の起動／停止の繰り返しに伴う蒸気発生量の増減により、格納容器への放熱量が変動し、サブプレッション・チェンバ圧力が変動する。また、ベント管真空破壊装置の作動によりドライウェル圧力もこれに追従する。



(3) 記載箇所

有効性評価 2.6 LOCA時注水機能喪失 第2.6-16図 格納容器圧力の推移（その他のグラフも同様）

2. 指摘事項の回答(No.56)



(1) 指摘事項

津波浸水による注水機能喪失の事故対応(フローチャート)について、以下の指摘を受けた。

- ・本事故シーケンスと長期TBにおいて、事故対応として相違がある部分については、その理由を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・敷地に遡上する津波の影響により、有効性評価において期待しないが他に取りうる手段の一部に相違がある。

事故対応	相違理由
可搬型代替低圧電源車による受電操作	高所以外の可搬型設備を用いた事故対応には期待しないこととしている
代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	
消火系による原子炉注水及び格納容器冷却	消火系が設置されているタービン建屋への浸水による機能喪失の可能性を考慮し期待しない

(3) 記載箇所

添付資料2.8.7 全交流動力電源喪失(長期TB)との事故対応の相違点について

2. 指摘事項の回答(No.75)(1/2)



(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、連続運転時の流量調整の頻度を整理し、並行操作がある場合の成立性を整理して提示すること。また、当該実手順と解析条件の関係を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・実手順と解析条件の関係は下表のとおり。

項目	圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用方法	流量制御範囲	目的
非常時運転手順書 (技術的能力)	圧力制御範囲において、可能な限り高い圧力に維持するよう流量を調整	130m ³ /h ～102m ³ /h	作業員及びスプレイ弁に対する負荷軽減の観点並びに格納容器圧力を高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベント※1の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から設定
有効性評価	流量を130m ³ /hとし、圧力制御範囲において、間欠運転を実施	130m ³ /h一定	スプレイ効果を小さくし、サブプレッション・プール水位の上昇による格納容器ベントを早くする観点※2から、スプレイ流量範囲のうち最大流量である130m ³ /hを設定

※1: 格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブプレッションプール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。

※2: 400kPa[gage]近傍の低い圧力範囲においては、高い圧力範囲に対して相対的にスプレイ効果が小さくなり、圧力を降下させるためにより多くのスプレイ流量が必要となる。このため、流量を少なくして高い圧力範囲に維持するよりも、130m³/hで間欠運転した方が、総スプレイ量は多くなる。

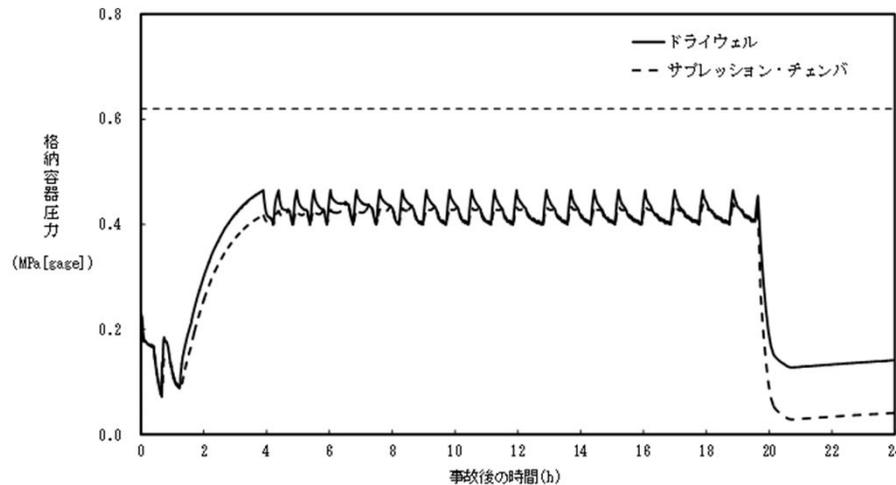
(次頁へ続く)

2. 指摘事項の回答(No.75) (2/2)

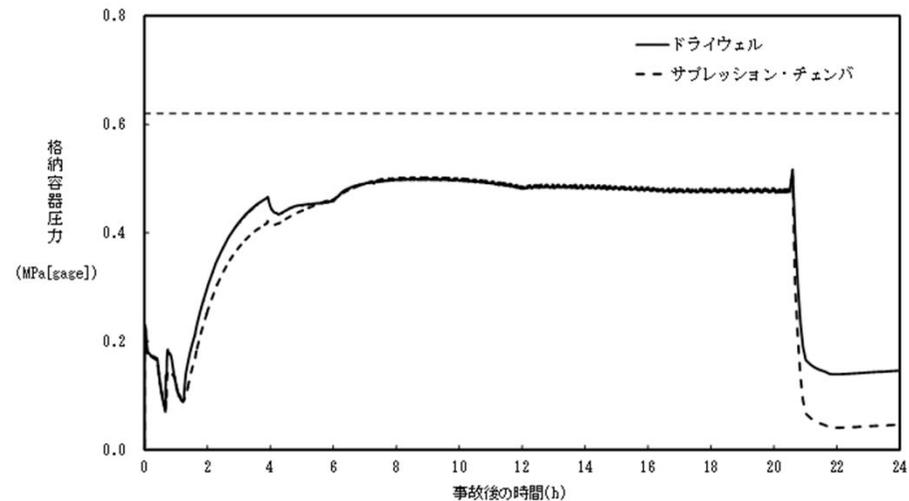


(2) 回答

- ・連続運転を模擬して102m³/h一定とした場合の解析結果では、流量調整操作を実施することなく格納容器圧力を制御することができる。
- ・実手順のスプレイ流量範囲(130m³/h~102m³/h)で可能な限り連続的なスプレイを実施することを考えると、流量調整の頻度は有効性評価解析(130m³/hで間欠運転)と比較して減少することになる。
- ・上記のとおり、並行操作の頻度を極力下げることとするが、他の操作と並行操作になる場合でも優先度の高い操作を優先して実施することで操作の成立性を確認している(指摘事項の回答No.70参照)。



有効性評価解析における格納容器圧力の推移
(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))



感度解析における格納容器圧力の推移
(代替格納容器スプレイ流量を102m³/h一定とした場合)

(3) 記載箇所

- ・有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)添付資料3.1.2.1 別紙1,2
- ・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.70) (1/2)



(1) 指摘事項

運転員の並行操作に関して、原子炉注水操作(流量調整)等が遅れた場合のプラント挙動に与える影響について、サプレッション・プール水位の上昇量やフィルタベントタイミングへの影響等の観点から整理して示すこと。

(2) 回答

- ・並行操作が発生した場合に優先しない操作については、優先する操作を実施後に速やかに実施するが、その場合に操作開始が10分程度遅れることで、サプレッション・プール(以下「S/P」)水位上昇に影響を与える可能性あり。
- ・操作開始が10分程度遅れた場合のベント時間への影響は以下のとおり。

遅延する操作	操作が10分遅れた場合の影響※	ベント時間への影響
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 【崩壊熱相当の注水量調整】	調整による変化幅は、崩壊熱の変化が幅が大きい事象初期においても十数m ³ /h程度であり、10分遅れた場合のS/Pへの流入量は数m ³ 程度	・S/P水位が通常水位+6.5mに到達する時間が早くなるが、130m ³ /hのスプレイに換算しても1分未満相当であり、ベント時間に与える影響は小さい
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 【格納容器圧力400kPa[gage]到達時の停止操作】	スプレイ流量は最大130m ³ /hであり、10分遅れた場合のS/Pへの流入量は30m ³ 未満	<ul style="list-style-type: none"> ・スプレイ流量を調整し可能な限り連続運転とすることから並行操作が生じる可能性は低い ・S/P水位が通常水位+6.5mに到達する時間が早くなるが、130m³/hのスプレイに換算しても15分未満相当であり、ベント時間に与える影響は小さい ・スプレイ停止操作の遅延によって圧力の低下幅が大きくなり、スプレイ再開基準(465kPa[gage])到達が遅れることから、ベント時間に与える影響はさらに小さくなる
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による熔融炉心への注水操作 【格納容器下部水位2.75m到達時の停止操作】	崩壊熱相当の注水量は最大50m ³ /h程度であり、10分遅れた場合のS/Pへの注入量は10m ³ 未満	<ul style="list-style-type: none"> ・注水流量を調整し可能な限り連続運転とすることで、並行操作の頻度低減を図る ・S/P水位が通常水位+6.5mに到達する時間が早くなるが、130m³/hのスプレイに換算しても5分未満相当であり、ベント時間に与える影響は小さい

※ 優先する操作5分、優先しない操作5分として10分間の遅れを評価

(3) 記載箇所

有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 3.1.2 添付資料3.1.2.1

2. 指摘事項の回答(No.70) (2/2)



【参考】

並行操作の整理 (2017/8./29回答)

優先度	操作内容	備考
最高	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による 溶融炉心への注水操作 【格納容器下部水位2.25m到達時の注水操作】	デブリ露出防止の観点 で優先度最高
高	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 【格納容器圧力465kPa[gage]到達時のスプレイ開始操作】	限界圧力到達防止 の観点で優先度高
優先しない	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 【崩壊熱相当の注水量調整】	プラント挙動に与え る影響が軽微
	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 【格納容器圧力400kPa[gage]到達時のスプレイ停止操作】	
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による 溶融炉心への注水操作 【格納容器下部水位2.75m到達時の停止操作】	
	その他の操作	

2. 指摘事項の回答(No.69)



(1) 指摘事項

原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段の一つのパラメータである原子炉注水流量に関して、崩壊熱相当の注水ができていること(炉内へ確実に注水できていること)の確認方法を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・流量計指示が正常な状況で崩壊熱相当の注水が失敗している場合には、注水配管の破断による漏えいが考えられる。その場合、有意な変化を示すと考えられるパラメータについて以下に示す。

漏えい箇所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none">・原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水システムからの漏えいを判断可能な場合がある・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって、漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none">・原子炉へ注入する冷却水がドライウェルからベント管を通じてサブプレッション・プールに移行することで、サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって、漏えいを判断可能な場合がある

- ・格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、上記の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能。
- ・注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱相当の注水を継続し、最終的には原子炉圧力容器表面温度(下鏡部)が300℃に到達した時点で注水不可を判断する(No.63で回答済)。

(3) 記載箇所

有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 3.1.2 添付資料3.1.2.2

2. 指摘事項の回答(No.76)



(1) 指摘事項

ペDESTAL内の水によるスクラビング効果について、DFの値や、当該効果に期待しない場合のCs-137放出量評価への影響を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・高揮発性核種であるCs-137は、炉心損傷に伴い大部分が炉心から放出されるため、ペDESTALに移行したデブリ内に含まれるCs-137は少なく、Cs-137放出量への影響はほとんどない。(下表参照)

原子炉圧力容器から格納容器へのCs-137の放出割合※	ペDESTALに移行したデブリ内に含まれるCs-137の割合
約0.73	約0.03

※原子炉圧力容器から格納容器への放出経路は以下のとおり。

- ・原子炉圧力容器から逃がし安全弁(自動減圧機能)を介したサブプレッション・プールへの放出
- ・原子炉圧力容器の破損箇所から格納容器気相部への放出

- ・なお、ペDESTAL内の水によるスクラビング効果はDF10~20程度であるが、ペDESTAL部に移行したデブリからのCs-137放出は、デブリがペDESTALのコンクリート部を侵食した際に発生するガスに随伴して生じるものであり、東海第二発電所ではコリウムシールドの設置によりコンクリート部の侵食は生じないため、ペDESTAL部に移行したデブリ内に含まれるCs-137の放出は考慮していない。

(3) 記載箇所

有効性評価 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 添付資料3.2.5

2. 指摘事項の回答(No.59)

(1) 指摘事項

Cs-137放出量評価について、評価条件として原子炉建屋のブローアウトパネルが閉状態を期待していることを踏まえ、SA環境下でのブローアウトパネルに期待している機能を整理し、その機能を維持できることを整理して提示すること。

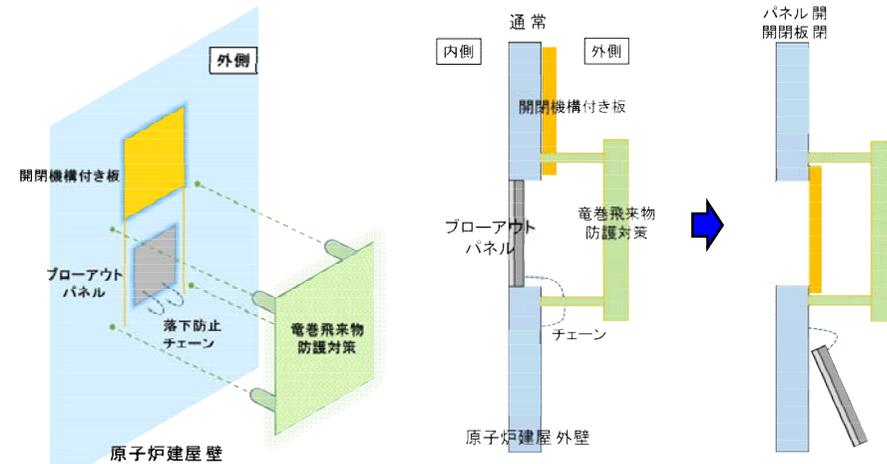
(2) 回答

・SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能は下表のとおり。

	閉じ込め機能	開放機能
該当条文	第五十九条 原子炉制御室 (中央制御室の居住性評価)	—
概要	原子炉建屋ガス処理系起動時の原子炉建屋 屋内負圧達成に必要な機能	IS-LOCA時はブローアウトパネルの開閉状態 によらず破断箇所の現場隔離操作可能

・SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能を維持するため、以下の設計方針とする。

	閉じ込め機能	開放機能
設計方針	<p>・閉維持または再閉止等の対策※ によって、原子炉建屋ガス処理系 運転時に原子炉建屋内の負圧を達成 すること (IS-LOCA等の閉じ込め機能に期待 していない事象を除く)</p>	—



対策イメージ

(3) 記載箇所

有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 3.1.2 添付資料3.1.2.4

2. 指摘事項の回答(No.71)



(1) 指摘事項

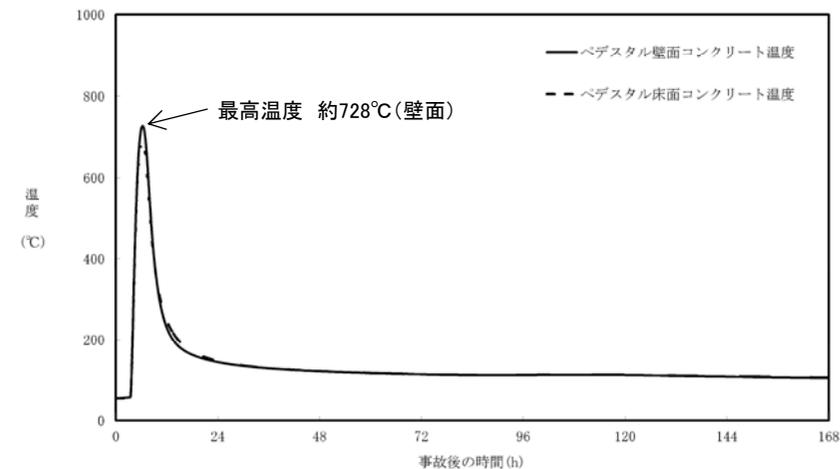
コリウムシールドに対する侵食量の不確かさについて、コリウムシールドの侵食が進行した時の厚みと物性値の温度依存性に係る不確かさの重ね合わせについて考え方を整理して資料を提示すること。

(2) 回答

- ・有効性評価のベースケース解析においては、コリウムシールドが侵食されないことを評価しているが、金属酸化物との共晶反応によるジルコニア侵食の知見より、重大事故時にコリウムシールドが侵食される可能性は否定できない。また、MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルではコリウムシールドの伝熱物性として固定値を設定していることから、物性値の温度依存性に関して不確かさがある。このため、コリウムシールドの侵食と伝熱物性の温度依存性に係る不確かさの重ね合わせを考慮する。
- ・上記を踏まえた感度解析により影響を評価した結果、ペDESTALのコンクリートの温度最高値は約728°Cであり、コンクリートの侵食開始温度である約1,230°Cを下回ることから、ベースケース解析と同様に侵食が生じないことを確認した。

<主要解析条件>

項目	解析条件		設定の考え方
	ベースケース	感度解析	
コリウムシールド厚さ	<input type="text" value=""/>	11 cm (侵食有り)	コリウムシールドの設計値に対して、CIT実験に基づく侵食量を考慮した値
コリウムシールド熱伝導率	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	コンクリートへの伝熱量を大きくする観点より、常温での伝熱物性値を設定
コリウムシールド比熱	<input type="text" value=""/>	<input type="text" value=""/>	



ペDESTALコンクリート温度

(3) 記載箇所

有効性評価 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 添付資料3.5.1

2. 指摘事項の回答(重大事故等対処設備)

2. 指摘事項の回答(No.5)(1/4)



(1) 指摘事項

逃がし安全弁における逃がし弁機能をSA設備に位置付けないことについて、46条適合性を踏まえ、考え方を説明すること。

(2) 回 答

46条の適合性について、以下のとおり整理

- ▶ 高圧注水機能喪失時においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)7個を手動開とすることで、炉心損傷防止が可能
(有効性評価 2. 1 高圧・低圧注水機能喪失に記載)
- ▶ さらに、減圧に使用する弁を2個とした場合においても、炉心損傷防止が可能であることを確認
(有効性評価 添付資料1. 9. 1に記載)
- ▶ 格納容器雰囲気直接加熱においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動開とすることで、格納容器破損防止が可能であることを確認
(有効性評価 3. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に記載)

以上から、46条の要求事項である原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧は、逃がし安全弁2個を用いることで対応可能であり、逃がし安全弁(自動減圧機能)7個は十分に余裕を持った設計であると考えが、更なる安全性向上対策として、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を対象に逃がし安全弁(自動減圧機能)とは異なる経路で駆動用窒素を供給し、電磁弁を使用することなく開操作が可能な、代替逃がし安全弁駆動装置(重大事故等対処設備)を設置する。

(3) 記載箇所

- ・重大事故等対処設備について 46条(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

2. 指摘事項の回答(No.5) (2/4)

○重大事故等時に期待する逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁及び窒素供給系統 有効性評価の代表事故シーケンス	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)	逃がし安全弁(自動減圧機能なし)
	高圧窒素ガス供給系(非常用)	代替逃がし安全弁駆動装置
高圧注水機能喪失時における低圧注水	7個(2個)※	2個
格納容器雰囲気直接加熱の防止	2個	2個

※()内は評価上の最小必要数

○逃がし安全弁の機能別配置図



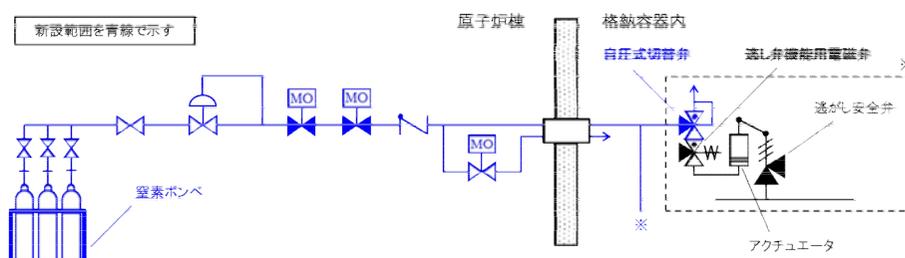
- : 主蒸気逃がし安全弁
(逃がし弁機能)
- ⊕ : 主蒸気逃がし安全弁
(逃がし弁機能+自動減圧機能)
- ◎ : 主蒸気逃がし安全弁
(逃がし弁機能+代替逃がし安全弁駆動装置)

2. 指摘事項の回答(No.5) (3/4)

○代替逃がし安全弁駆動装置の設計方針について

- 代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系(非常用)から独立した系統とし、窒素ポンプ、自圧式切換弁、配管・弁類により構成する。
- 逃がし安全弁の開動作は、電磁弁の動作を必要としない設計とする。
- 操作対象弁は、自動減圧機能を有していない逃がし安全弁として4弁(2弁/1系統)設置する。

○代替逃がし安全弁駆動装置概略図



○逃がし安全弁への窒素供給概要

[逃がし安全弁閉状態] 図①

電磁弁は無励磁、自圧式切換弁はバネ圧により排気側が開状態のため、アクチュエータに窒素は供給されず、逃がし安全弁本体は閉となる。

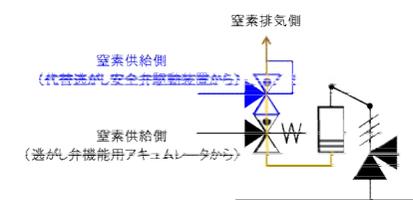
[逃がし安全弁開状態(アキュムレータからの窒素供給)] 図②

電磁弁が励磁することで、窒素供給側が開、排気側が閉となり、アキュムレータからアクチュエータに窒素が供給され、逃がし安全弁本体が開となる。

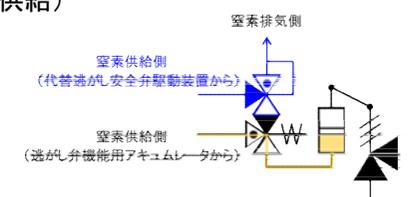
[逃がし安全弁開状態(代替逃がし安全弁駆動装置からの窒素供給)] 図③

代替逃がし安全弁からの窒素供給により、自圧式切換弁の弁体が押し上げられ、排気側が閉状態となる。電磁弁は無励磁で排気側が開のため、アクチュエータに窒素が供給され、逃がし安全弁が開となる。

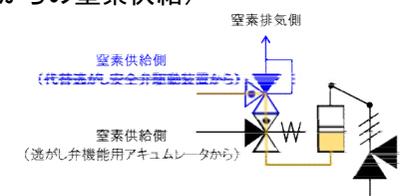
図① 逃がし安全弁閉状態



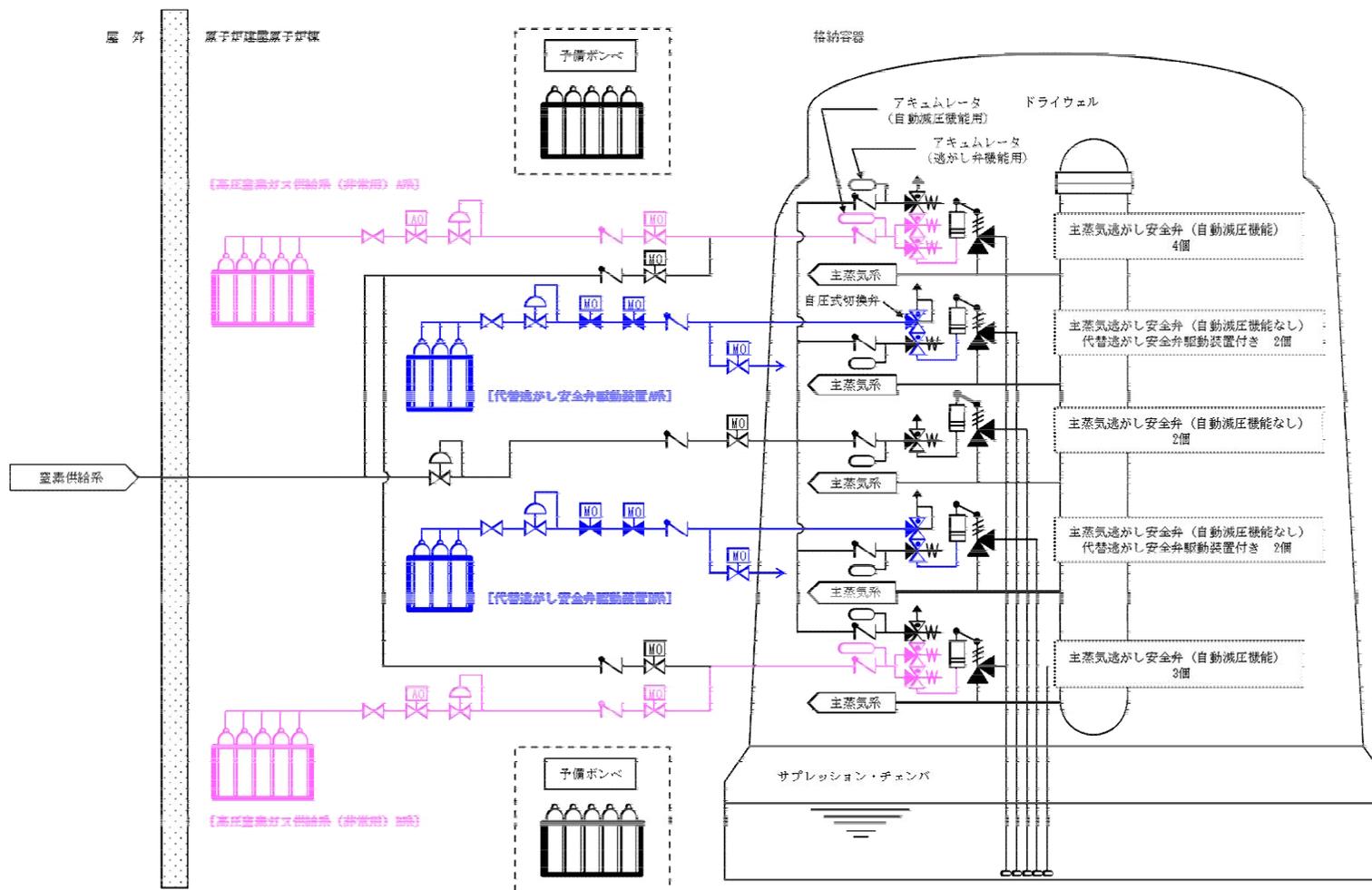
図② 逃がし安全弁開状態(アキュムレータからの窒素供給)



図③ 逃がし安全弁開状態(代替逃がし安全弁駆動装置からの窒素供給)



2. 指摘事項の回答(No.5) (4/4)



逃がし安全弁窒素供給系 系統図

2. 指摘事項の回答(No.17)(1/2)

(1) 指摘事項

自動減圧として新たに追加した「過渡時自動減圧機能」について、考慮すべき共通要因(火災など)によって「自動減圧機能」と同時に安全機能が喪失しないことを整理した資料を提示すること。

(2) 回答

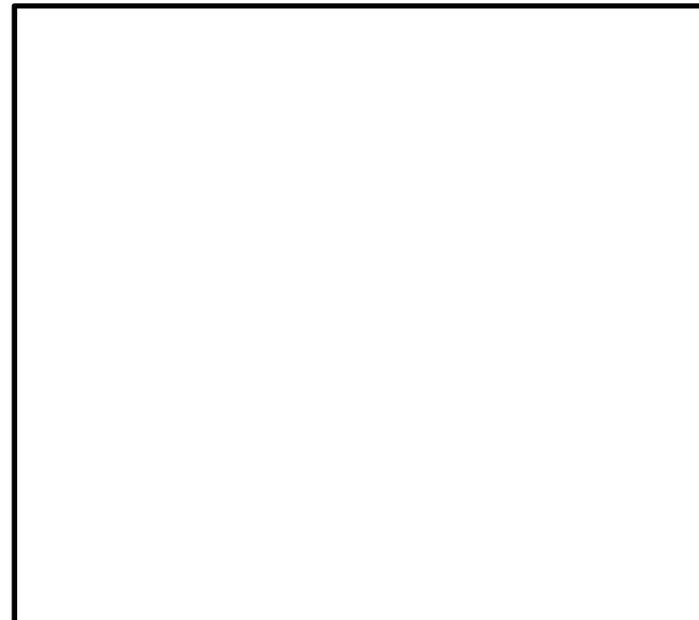
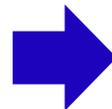
- 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに、位置的分散を図り、火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
なお、確実に位置的分散するため、過渡時自動減圧機能と自動減圧機能は別々の制御盤に分ける設計とする。
- 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、耐震性を有した設計とし、地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、溢水源のない中央制御室に設置し、溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。

【自動減圧機能と過渡時自動減圧機能制御盤配置図】

変更前



変更後

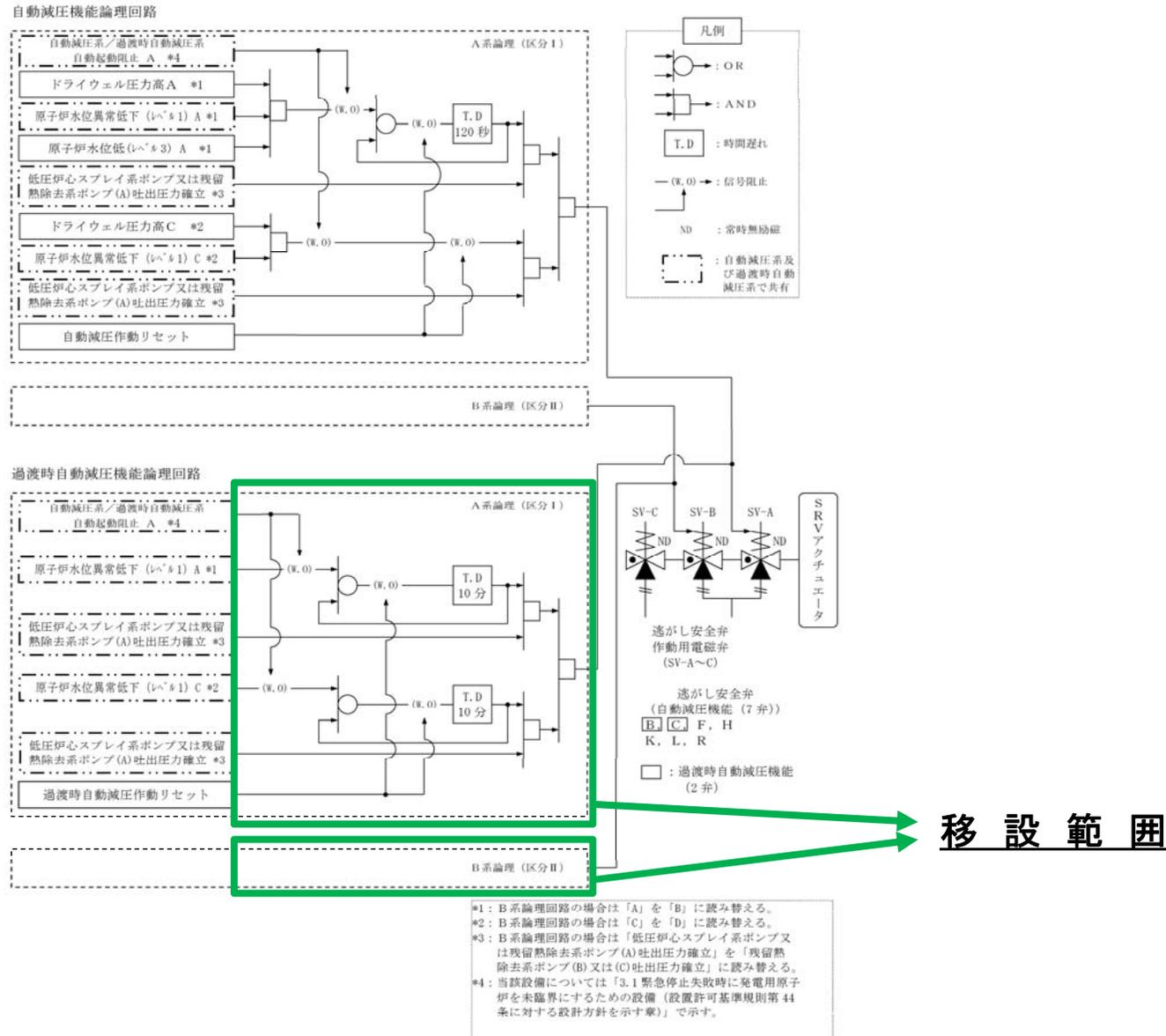


- 過渡時自動減圧機能
A系とB系の論理回路
を移設

(3) 記載箇所

46条補足説明資料 46-11 過渡時自動減圧機能について 4.共通要因故障による影響防止対策

【過渡時自動減圧機能説明図】



2. 指摘事項の回答(No.18)(1/2)



(1) 指摘事項

過渡時自動減圧機能の非信頼度について、検出器を含めたシステム全体の非信頼度ではなく、論理回路の非信頼度を整理した資料を提示すること。

(2) 回答

- 過渡時自動減圧回路は、検出器及び設定器を自動減圧回路と共用している。共用部を含めない過渡時自動減圧回路の非信頼度を第1表に示す。

第1表 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲又は共通原因	非信頼度(1/d)	
	共用部を含めた範囲	共用部を含めない範囲 (新設範囲)
①原子炉水位異常低下(レベル1)論理回路(A1)	<input type="text"/>	<input type="text"/> ※1
②ポンプ吐出圧力確立論理回路(A1)	<input type="text"/>	<input type="text"/> ※2
③過渡時自動減圧論理回路(A1) (①, ②論理回路を含む)	<input type="text"/>	<input type="text"/> ※3
④過渡時自動減圧論理回路(A) (A1(③), A2論理回路を含む)	<input type="text"/>	<input type="text"/> ※3
⑤過渡時自動減圧回路 (A(④), B論理回路を含む)	<input type="text"/>	<input type="text"/> ※3
⑥検出器共通原因故障	<input type="text"/>	<input type="text"/> ※1
過渡時自動減圧機能の非信頼度(①~⑥)	<input type="text"/> / 炉年※4	<input type="text"/> / 炉年※4

第2表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率(不動作率(/h))※1
検出器(水位)	1.4×10^{-8}
検出器(圧力)	2.9×10^{-9}
設定器	2.3×10^{-9}
リレー	1.5×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}

- 回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月)(国内一般故障率21カ年データ)時間故障率」に記載の値を参照した。
- 故障確率Pは $P=1/2 \lambda T$ で評価した。
- (λ :故障率, T:健全性確認間隔)
- 健全性確認間隔は8760hとした。

※1: 検出器等の共用部の故障を考慮しないため

※2: ポンプ吐出圧力は2要素(A系: LPCI-A, LPCS B系: LPCI-B, C)のため共用部の故障の寄与が小さいため

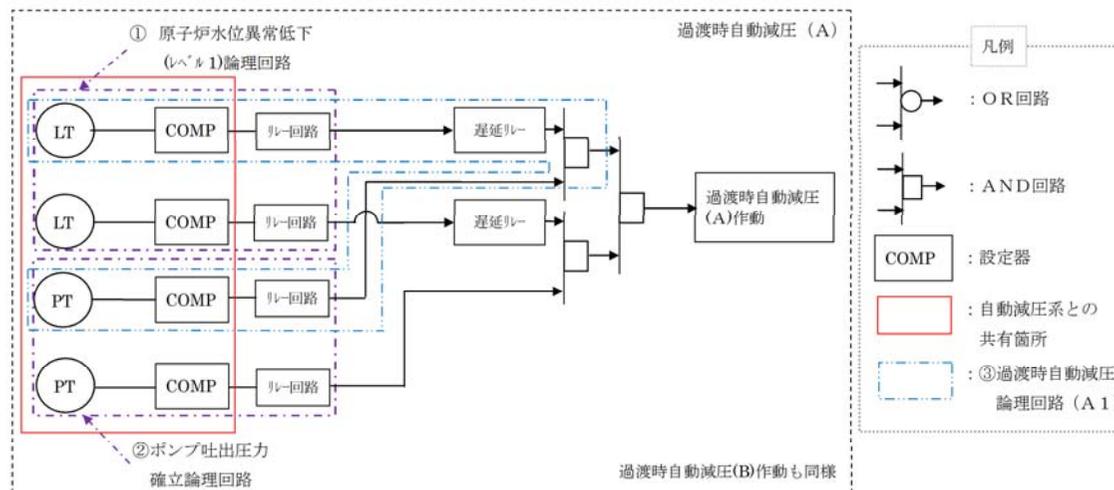
※3: ①論理回路の共用部の非信頼度低下の寄与

※4: 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧機能論理回路に期待する状況(高圧注水・減圧機能喪失)の発生頻度(2.0×10^{-8} /炉年)を乗じ、過渡時自動減圧機能の不動作の発生頻度を算出

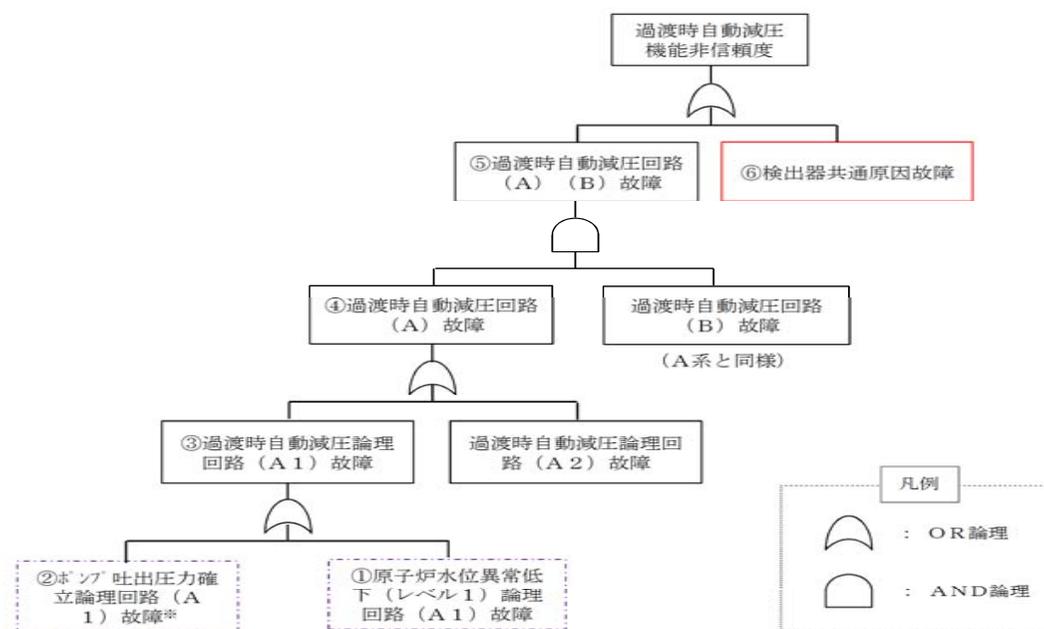
(3) 記載箇所

46条補足説明資料 46-12過渡時自動減圧機能に関する健全性について 過渡時自動減圧機能の信頼性評価(参考資料)

2. 指摘事項の回答(No.18) (2/2)



第1図 非信頼度評価モデル



※ : ポンプ吐出圧力は2要素 (LPCI-A, LPCS)

第2図 非信頼度評価フォールトツリー

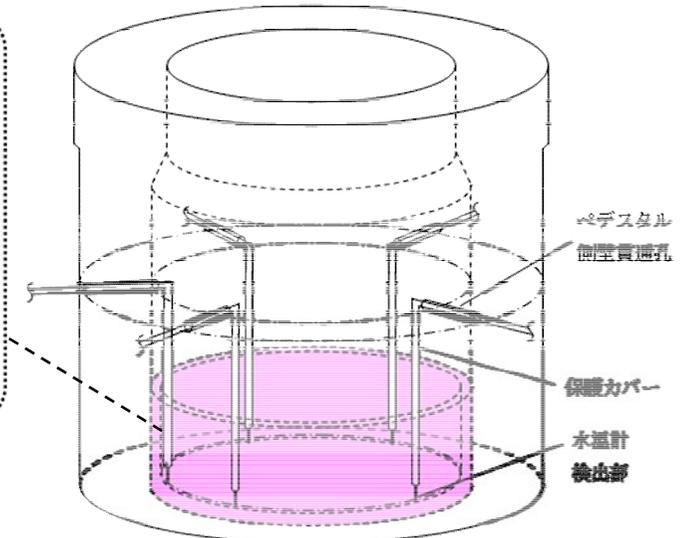
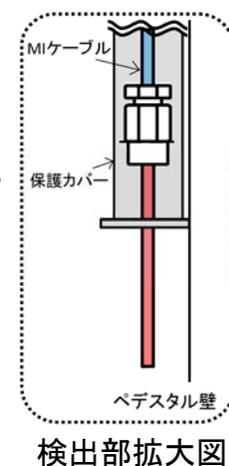
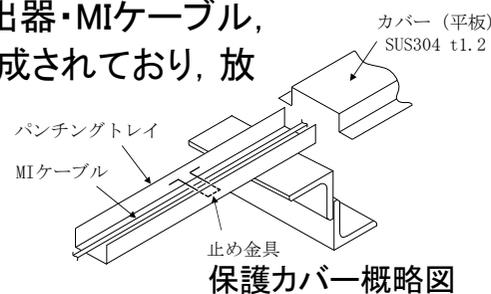
2. 指摘事項の回答(No.72)

(1) 指摘事項

デブリ検知に用いる格納容器下部水位計及び水温計について、SA環境条件を整理して提示すること。また、RPVからの落下物に対して、これらの計器が同時に機能喪失しないことを整理して提示すること。

(2) 回答

- ペDESTAL内のSA環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果の最大値は約212°C－約1秒間、0.465kPa[gage]であり、これを包絡するペDESTAL内環境条件200°C(ピーク温度215°C－1分間)、0.62MPa[gage]を設定している。
- また、ペDESTAL内はRPV破損後のデブリの落下に配慮した設計とする。
 - 各計器のMIケーブルは、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。
 - RPVからデブリが大量に落下した場合は、デブリはペDESTAL内の構造物に付着せずに、ペDESTAL下部のプールに落下すると考えられる。仮に、RPVから少量のデブリが落下した場合に僅かなデブリが構造物に付着したとしても、プールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため、輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられる。ただし、各計器の検出部及びMIケーブルに対して金属製の保護カバーを設置(デブリ検知用水温計検出部を除く)することで、RPV破損後のペDESTAL内計器の健全性に配慮した設計とする。
- なお、ペDESTAL内の検出器・MIケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。



(3) 記載箇所

有効性評価 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
添付資料3.2.3 別添3

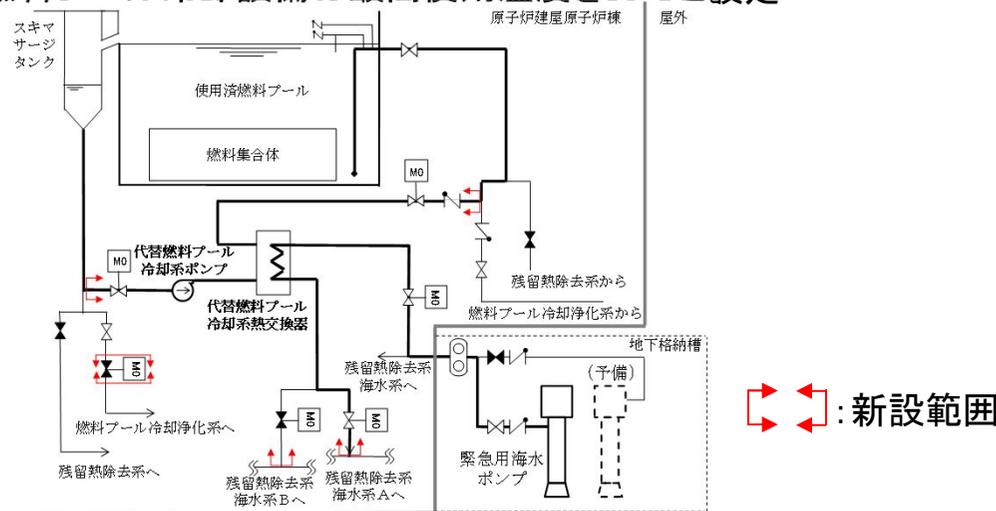
2. 指摘事項の回答(No.39)

(1) 指摘事項

代替燃料プール冷却系の最高使用温度(80℃)の設定の考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

- 代替燃料プール冷却設備は、燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合に、使用済燃料プールの冷却を行うための常設重大事故等対処設備
- 代替燃料プール冷却設備の最高使用温度は以下の事項を考慮して設定
 - ① 常設設備として設置する緊急用海水系による海水供給可能時間
 - ・ 保守的に、有効性評価「全交流動力電源喪失」で考慮している全交流動力電源が24時間使用できないと想定したとしても、使用済燃料プール温度は約78℃(初期温度が40℃)
 - ・ 一方、全交流動力電源喪失時における代替燃料プール冷却系の起動操作は、緊急用海水系起動操作も含めて交流電源復旧後35分
 - ② 基準地震動Ss機能維持の常設設備として設置するためのエリアと機器選定
- 上記を考慮して、代替燃料プール冷却設備の最高使用温度を80℃と設定



【代替燃料プール冷却設備 系統構成】

(3) 記載箇所

SA設備 54条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 補足説明資料 54-6容量設定根拠

2. 指摘事項の回答(14条-2)

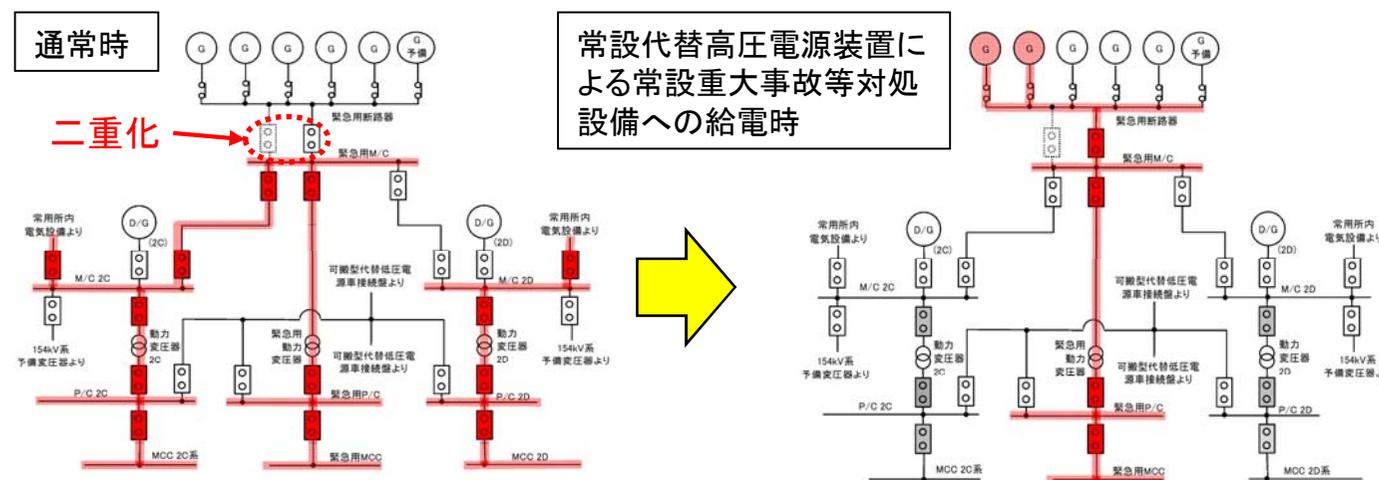
(1) 指摘事項

常設代替高圧電源装置から緊急用メタクラへの遮断器が1つであることについて故障リスクや運用をふまえて説明すること。

(2) 回答

- 東海第二発電所では津波による重大事故等を考慮し、当該重大事故等に対し常設重大事故等対処設備による対応が可能な設計を採用
- 新設する常設重大事故等対処設備の電源は、代替所内電気系(常設代替高圧電源装置、緊急用M/C、緊急用P/C及び緊急用MCC等)により確保する設計
- 一方、代替所内電気系の信頼性を検討した結果、常設代替高圧電源装置と緊急用M/Cを結ぶ受電遮断器の閉失敗が代替所内電気系の非信頼度に支配的な故障であることを確認(寄与度約55%)
- 上記を踏まえ、当該受電遮断器を二重化し代替所内電気系及び常設重大事故等対処設備の信頼性を向上

【緊急用電源系構成】



- 受電遮断器2重化による悪影響
常設代替高圧電源装置～緊急用M/Cの受電遮断器は通常時開状態であり、投入は手動操作とする。また、通常時に誤投入があった場合でも負荷の増加はないため、2重化による悪影響はない。
- 緊急用電源系と非常用電源系との独立性
M/C 2C(2D)～緊急用M/C間には遮断器を2台設置し、外部電源喪失時に遮断器が開放することで、非常用電源系との独立性を確保
- 非常用電源系への給電方法
M/C 2C及びM/C 2Dへ、それぞれ独立した給電ルートを確認

(3) 記載箇所

重大事故等対処設備について 第57条 電源設備 3.14.2.5(5) 悪影響の防止

2. 指摘事項の回答(No.61)(1/5)



(1) 指摘事項

緊急用メタクラ, 常用メタクラ, 母線の位置関係について説明すること。

(2) 回 答

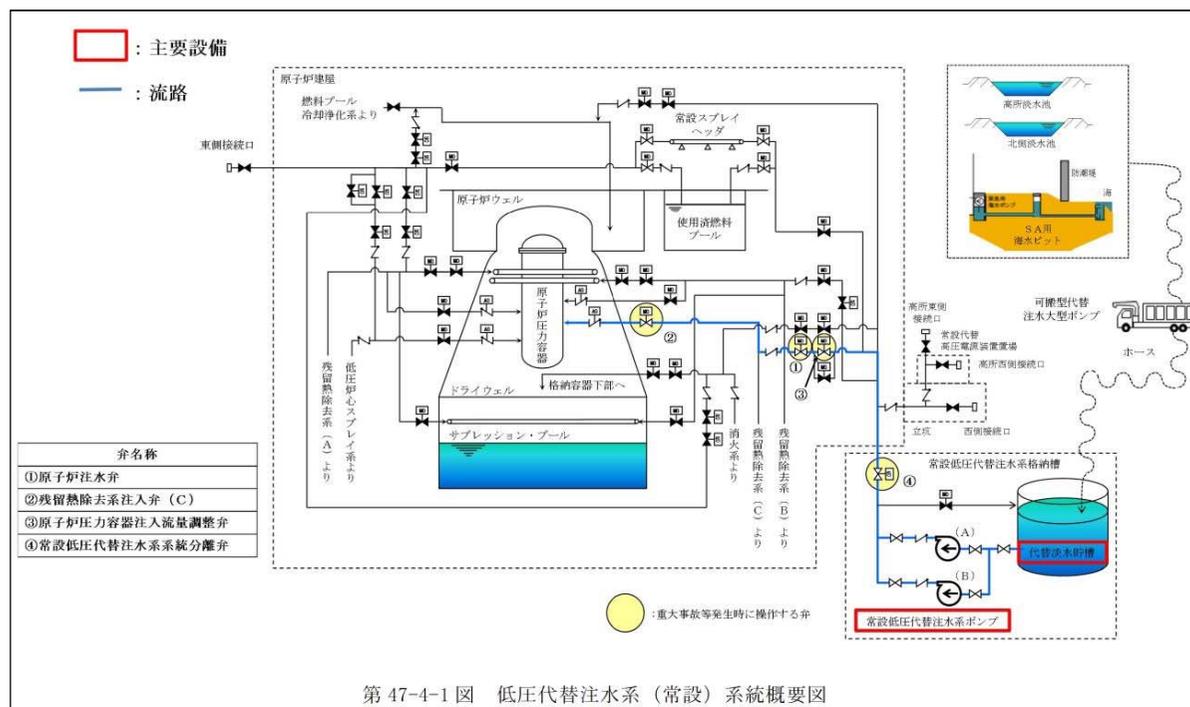
・緊急用M/C等については, 以下の要求事項を考慮し, 設計基準事故対処設備と位置的分散を考慮した配置とする。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則の解釈
(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備) 第四十七条 発電用原子炉施設には, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため, 発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。	第47条(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備) 1 (1) 重大事故防止設備 c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備に対して, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図ること。
(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 第四十八条 発電用原子炉施設には, 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため, 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。	第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 1 b) 重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備に対して, 多重性又は多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図ること。
(原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 第四十九条 発電用原子炉施設には, 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。	第49条(原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 1 b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は, 設計基準事故対処設備に対して, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図ること。

2. 指摘事項の回答(No.61)(2/5)

(2) 回 答

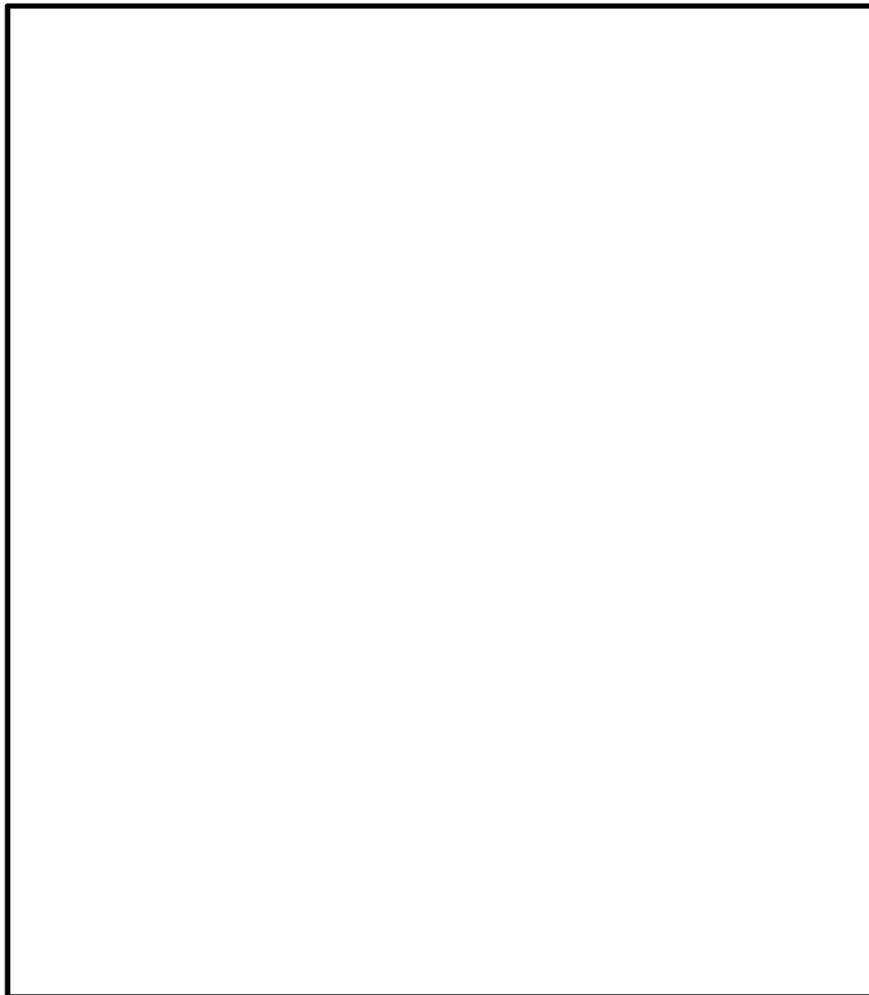
- 重大事故等対処設備の電源盤は設計基準事故対処設備の電源盤とは位置的に分散した区画に設置
- 重大事故等対処設備の電路の位置的分散は以下のとおり。
 - ・ 設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれないようにするため、原則重大事故等対処設備専用の電線管にて分離する
 - ・ 設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれないようにするため、ケーブルトレイ間は、水平0.9m、鉛直1.5m分離する (Regulatory Guide 1.189)
 - ・ 火災区画等を跨ぐ場合、貫通部の防火処理等を実施
- 低压代替注水系の主要なポンプ、電動弁、計装設備の電源から負荷までの電路のうち、ポンプについて電源設備から負荷までの電路の位置的分散の例を示す。(補足情報を、抜粋資料に追記)。



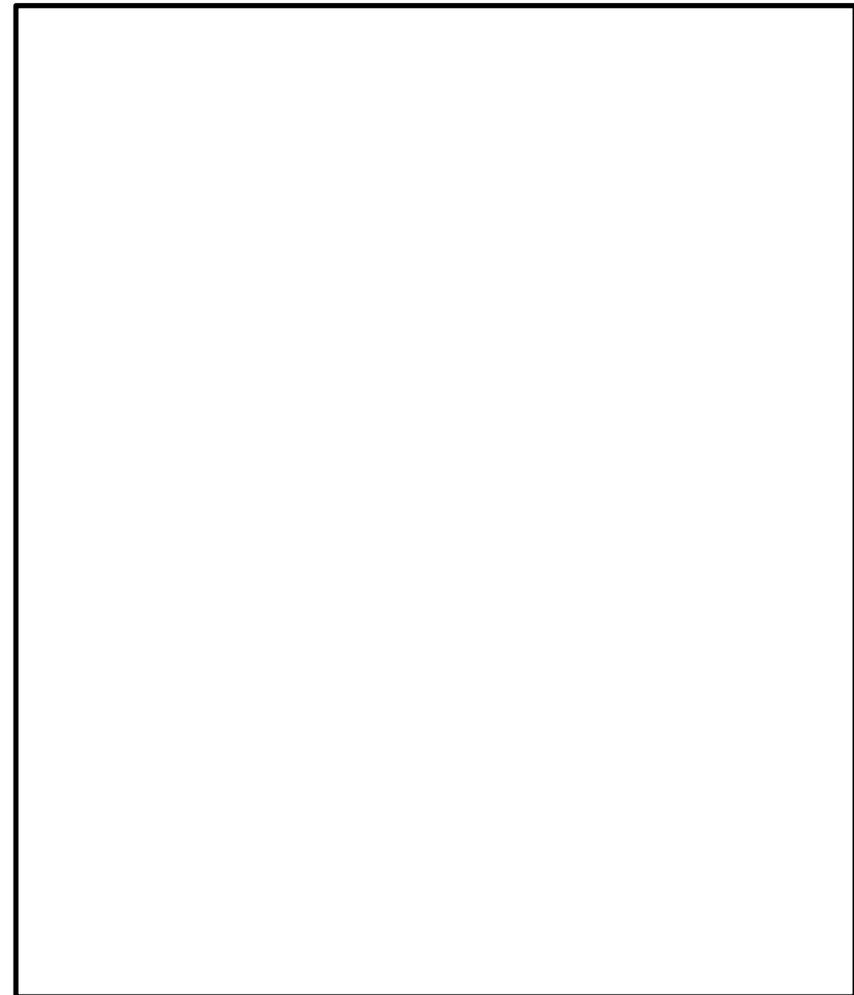
2. 指摘事項の回答(No.61)(3/5)

(2) 回 答

- ・常設低圧代替注水系のポンプと設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの位置的分散の例を示す。

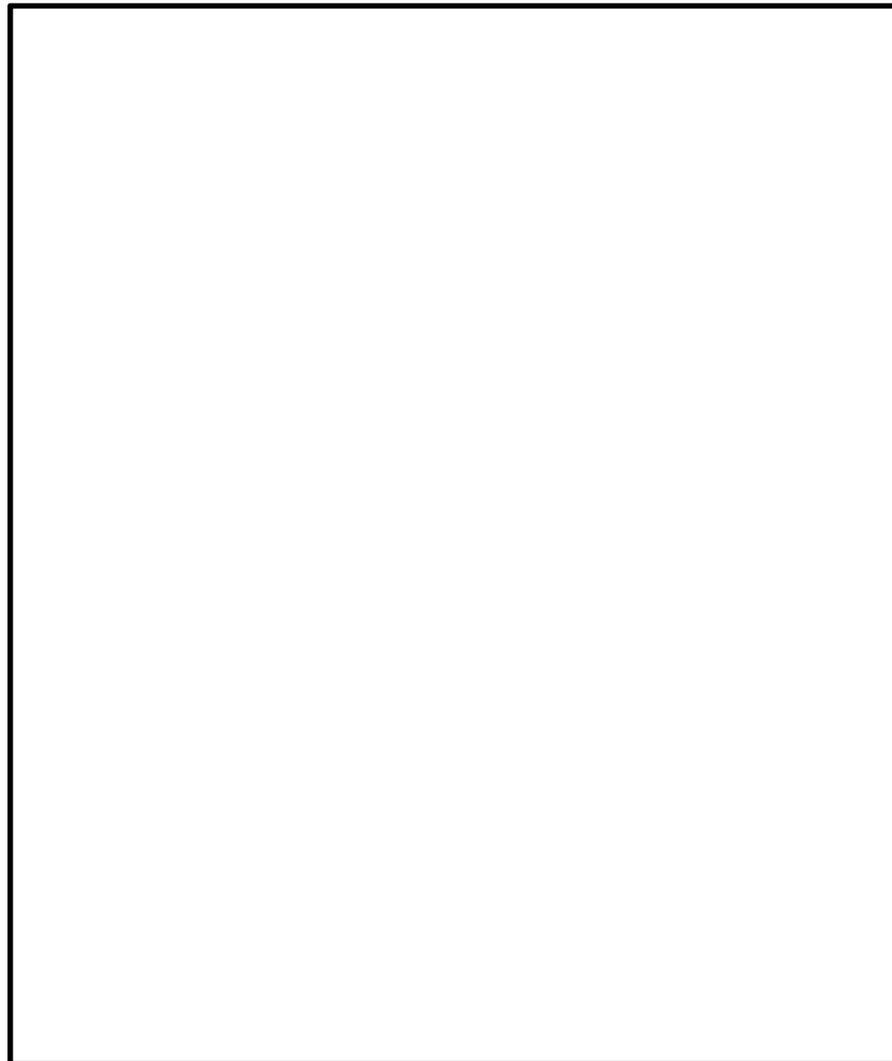


ケーブル配線図(原子炉建屋地下2階)

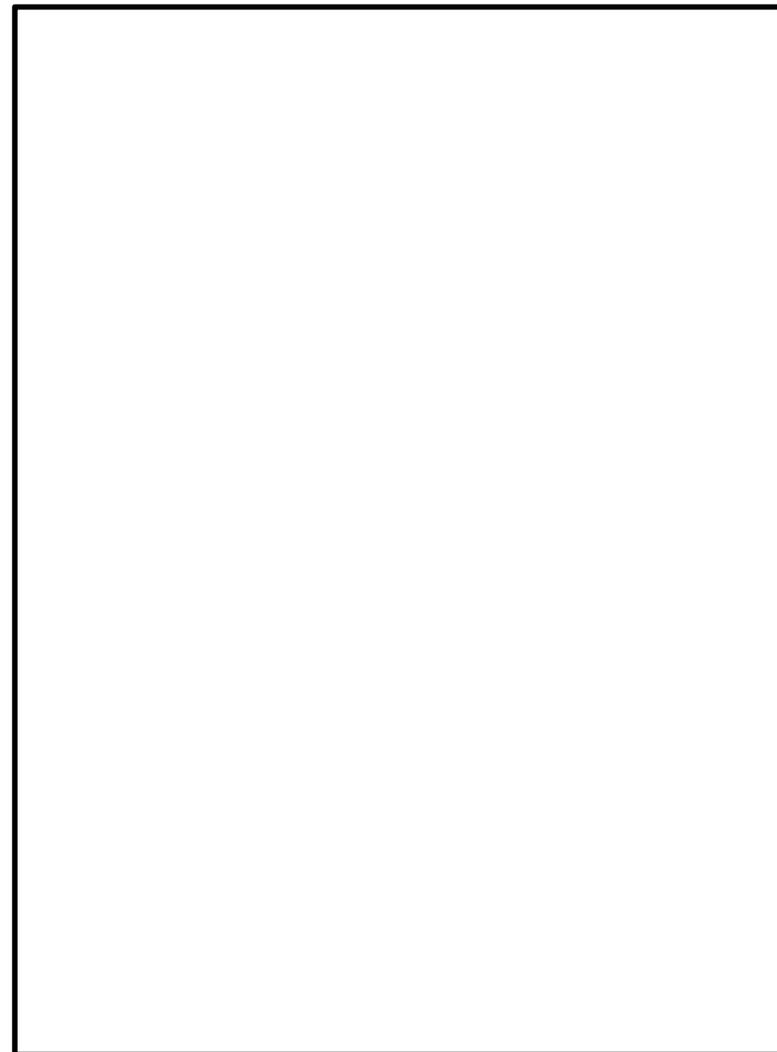


ケーブル配線図(原子炉建屋地下1階)

(2) 回 答



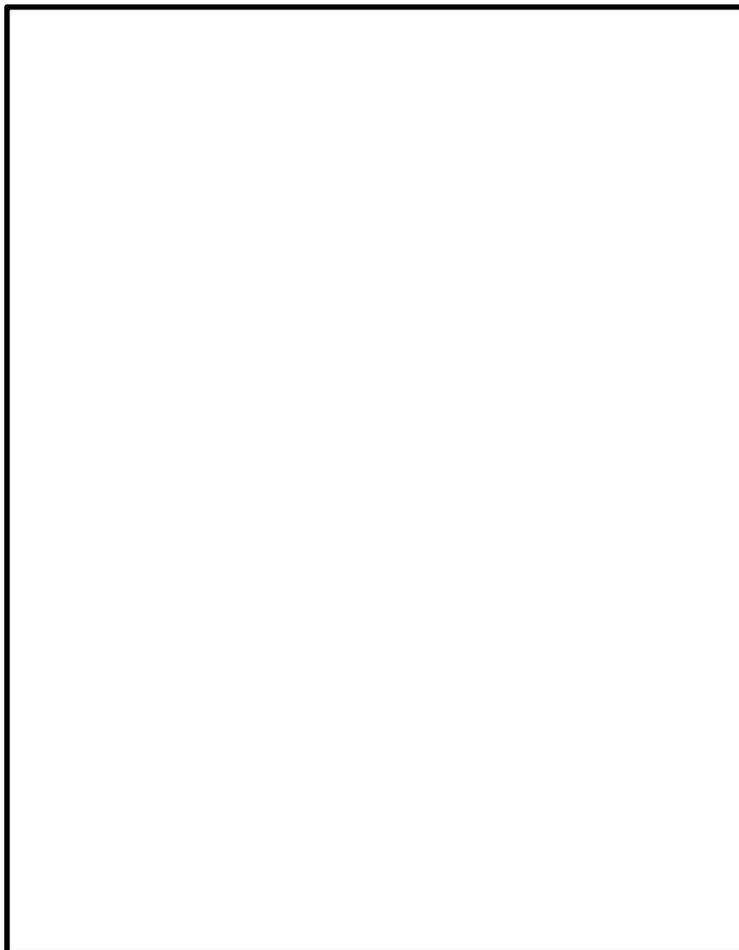
ケーブル配線図(原子炉建屋1階)



ケーブル配線図(原子炉建屋2階)

2. 指摘事項の回答(No.61)(5/5)

(2) 回答



ケーブル配線図(常設代替高圧電源装置置場)

(3) 記載箇所

重大事故等対処設備 第57条 電源設備 補足説明資料 57-9

2. 指摘事項の回答(No.74)



(1) 指摘事項

サプレッションプール水位計の代替パラメータについて、ベント判断基準及びサプレッションプールを水源として水位が確保されていることの判断基準の観点から整理して提示すること。また、サプレッションプールを水源として使用するポンプの停止基準の考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

サプレッション・プール水位不明時の代替パラメータによる推定方法及び操作の判断基準は下記の通り。

分類	代替パラメータ※1	代替パラメータによる推定方法
		ベント判断基準, ポンプ停止基準
原子炉格納容器内の水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量から注水量を算出し, サプレッション・プール水位を推定する。 ②外部水源である代替淡水貯槽水位の変化量から, サプレッション・プール水位を推定する。 <ベント判断基準> 上記①又は②の推定方法により, ベント判断基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m(ベントライン下端から-1.64m)の到達確認をもって, ベントを実施する。
水源の確保	①高圧代替注水系系統流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①高圧代替注水系などの流量から, ポンプが正常に動作していることを把握することにより, サプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 ②常設高圧代替注水系ポンプなどの吐出圧力から, ポンプが正常に動作していることを把握することにより, サプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> ECCS系の配管破断などによりサプレッション・プール水が流出し, ポンプの必要NPSHが得られず, 吐出圧力の異常(圧力低下, ハンチングなど)が確認された場合に, ポンプを停止する。

※1: 代替パラメータの番号は, 使用するパラメータの優先順位を示す。

(3) 記載箇所

- ・重大事故等対処設備58条(計装設備) 第3.15-7表 代替パラメータによる主要パラメータの推定
- ・技術的能力1.15(事故時の計装に関する手順等) 第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

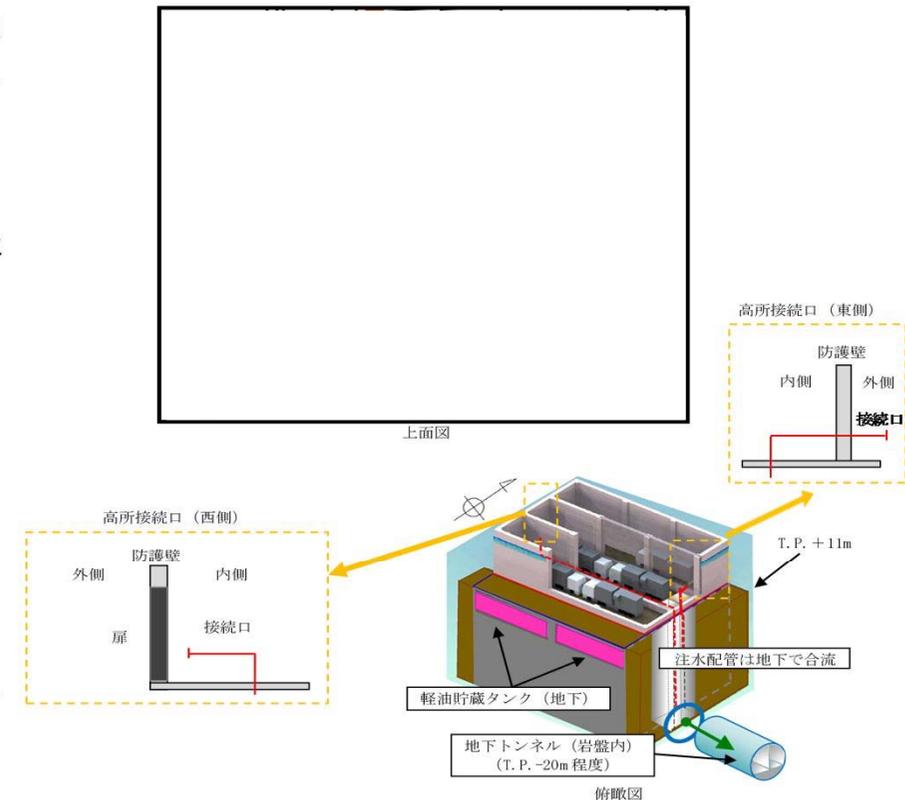
2. 指摘事項の回答(No.31)(1/3)

(1) 指摘事項

- TP+11m盤へ新たに接続口を追設することに関し、設置許可基準43条の共通要因故障に対する適合性の観点から考え方を示すこと、また、原子炉建屋までの注水ラインの延長に伴い現状の可搬型代替注水大型ポンプで必要流量が確保されることおよび他の設備(西側接続口)への悪影響防止の考え方を説明すること。

(2) 回答

- 高所接続口は、設置許可基準43条第3項第3号(異なる複数の接続箇所確保について)に対する基準適合のため、常設代替高圧電源装置置場の異なる壁面の隣接しない位置に複数個所に設置することにより、共通要因によって接続することが出来なくなることを防止する設計とする。
- 高所接続口に要求される注水先の組み合わせケース(表1)について、可搬型代替注水大型ポンプで必要流量が確保できることを確認した。
- 高所接続口からの配管は、原子炉建屋近傍の西側接続口からの配管に合流するため、適所に逆止弁を設けてそれぞれの接続口からの注水に対して悪影響がない設計とする(図1)。
- なお、高所接続口は、有効性評価の「2.8津波浸水による注水機能喪失」において24時間の全交流電源喪失を重畳させた事象に対して早期に必要な注水用の接続口を設置しており、電力は24時間後に常設代替高圧電源装置からの受電を想定している。このため、電力の接続口は、原子炉建屋西側及び東側の接続口に位置的分散し配置している。



有効性評価 添付資料2.8.2より

(3) 記載箇所

- 重大事故等対策の有効性評価 2.8津波浸水による注水機能喪失
添付資料2.8.2 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準適合のための基本方針及び施設の防護方針について
- SA設備 47条(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備) 補足説明資料 47-6容量設定根拠
- SA設備 49条(原子炉格納容器内の冷却等のための設備) 補足説明資料 49-6容量設定根拠
- SA設備 54条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 補足説明資料 54-6容量設定根拠

2. 指摘事項の回答(No.31) (2/3)



表1 有効性評価における事象進展ごとの可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせ
全交流動力電源喪失(24時間継続)時の可搬型代替注水大型ポンプ(高所接続口)を使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	ペDESTAL (ドライウエル部)	格納容器頂部	使用済燃料 プール	備考
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≦110m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施)
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可(解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施) ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	16m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

▶ 最も容量が大きいケースとして圧損評価を実施。

対象事象:津波による注水機能喪失

SA設備 47条(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備) 補足説明資料 47-6容量設定根拠より

圧損評価の結果、以下のとおり圧損の合計97mは、可搬型代替注水大型ポンプの全揚程(約140m)を下回っていることから、必要流量が確保できる。

注水先 (RPV) 圧力	約 46.1m
静水頭	約 11.1m
ホース圧損	約 7.5m
配管及び弁類圧損	約 31.4m
合計	約 96.1m ≒97m

注水先 (PCV) 圧力	約 31.8m
静水頭	約 -4.3m
ホース圧損	約 7.5m
配管及び弁類圧損	約 61.1m
合計	約 96.1m ≒97m

注水先 (SFP) 圧力	約 0.0m
静水頭	約 22.4m
ホース圧損	約 7.5m
配管及び弁類圧損	約 66.2m
合計	約 96.1m ≒97m

- ・圧損評価は、高所接続口のうち配管敷設が長い高所西側接続口及び可搬型代替注水大型ポンプ用のホース敷設が長いケースで実施。
- ・必要流量になるように流量調整弁の開度(圧損)を調整する。同時注水のケースであるため、3箇所の注水先とも同じ圧損になる。

SA設備 補足説明資料47-6, 49-6, 54-6より

2. 指摘事項の回答(No.31) (3/3)

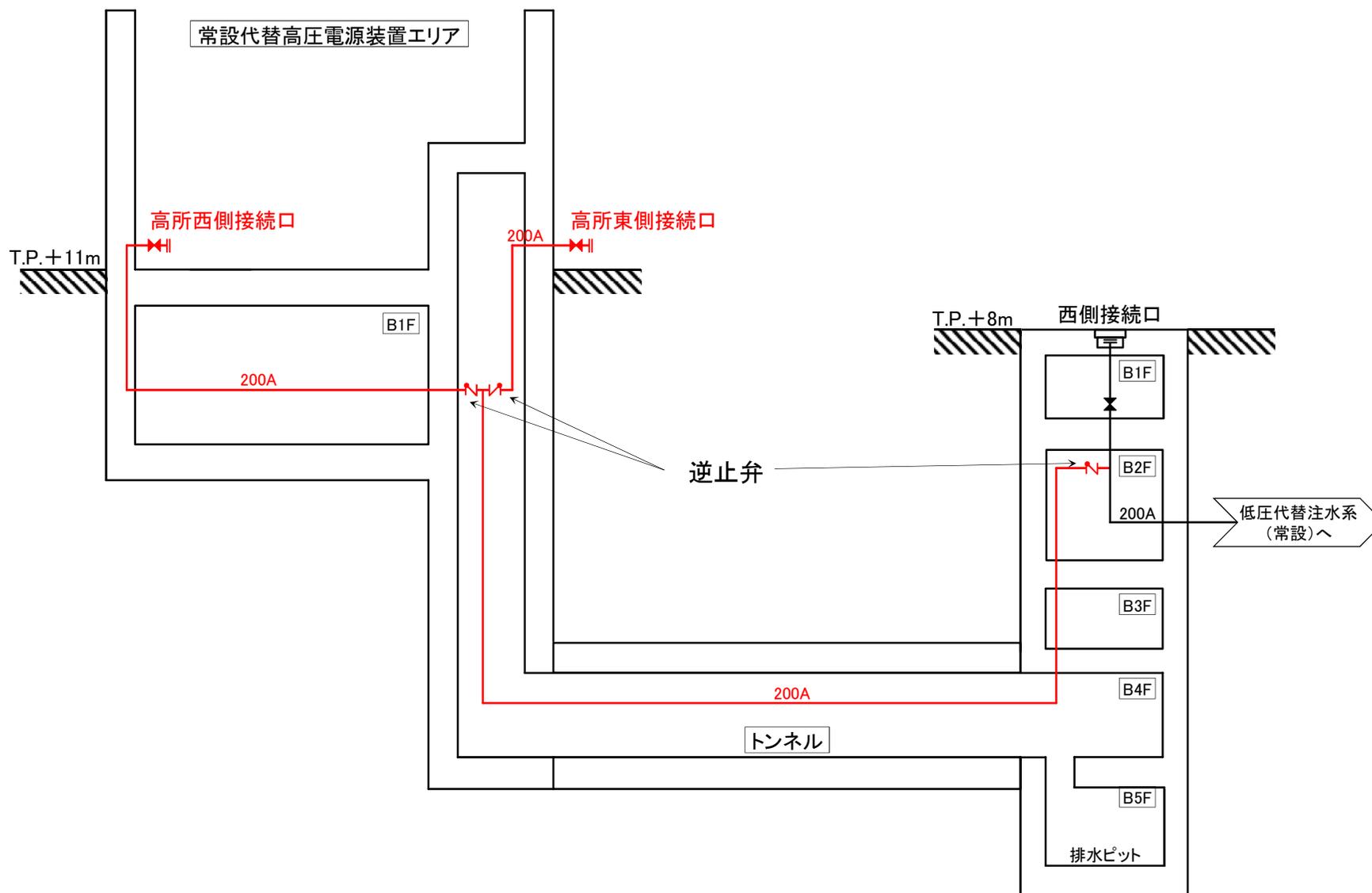


図1 低圧代替注水系(可搬型) 高所接続口から西側接続口までの系統図

2. 指摘事項の回答(重大事故等対処設備)

- 格納容器圧力逃がし装置, 中央制御室, 緊急時対策所,
通信連絡設備に係る指摘事項

2. 指摘事項の回答(No.73)(1/3)

(1)指摘事項

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



図1 遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造

(2)回答

遠隔人力操作機構フレキシブルシャフト(図1)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。

①耐放射線性について

- 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。
- 積算線量の評価条件を表1に示す。
- 評価の結果、フィルタ装置入口配管からの直接ガンマ線の7日間の積算線量は19kGyであり、設計値の36kGyを超えないことを確認した。なお、配管内に浮遊した放射性物質(希ガスを含む)からの直接ガンマ線は、評価結果の約19kGyと比較して1桁程度小さく影響は小さい。
- 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。
- 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。

表1 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	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)」	代替循環冷却系を使用しない場合
放出量条件	事象発生から19時間ベント(D/Wベント)	サブプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数に期待しないD/Wベントを選定
線源条件	総放出量の10%の放射性物質(希ガスを除く)が均一に付着	別紙30参照
配管条件	配管外径 : 609.6mm 配管板厚 : 9.5mm	配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は100mと設定
評価位置	配管表面から25cm地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。(配管から25cm以上離して敷設する設計)
直接ガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コード

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より

2. 指摘事項の回答(No.73)(2/3)

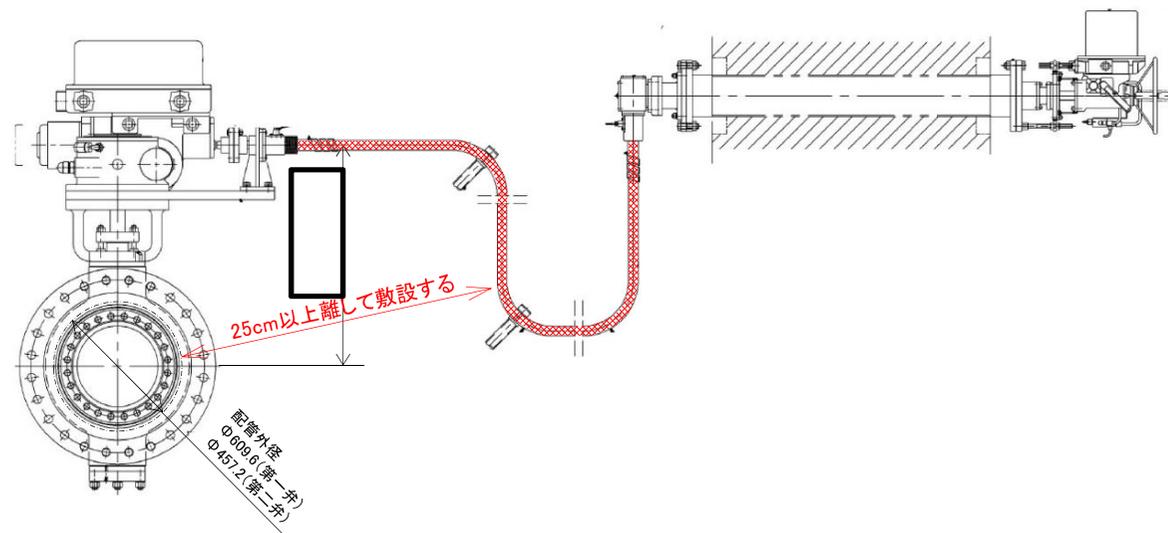


図2 遠隔人力操作機構の模式図

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48より

(2)回答(つづき)

②耐熱性について

- ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を170°C程度(別紙30)と評価しているが、周囲の温度が60°C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°C以上であり、仮に劣化があっても既述のとおり機能に影響はない。
- 潤滑油についても170°C程度での劣化は考え難いが、仮に劣化があった場合でも、摺動抵抗が増えて弁の操作力が増加するものの、直ちに機能に影響することはない。
- 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、潤滑油以外の部品については金属材料であり、170°C程度の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) 補足説明資料11別紙33



図3 フレキシブルシャフトの敷設位置

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48より

- 弁設置位置
- □ 遠隔人力操作位置
- フレキシブルシャフト

2. 指摘事項の回答(No.78)(1/4)

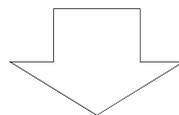
(1) 指摘事項

中央制御室の待避室について、運転員等の収容人数の考え方及び退避中の作業項目を踏まえ、待避室内のレイアウトを示し、待避室の寸法の妥当性を整理して提示すること。その際、待避室周辺の設置物等も示した上で、寸法の制約になっているものがある場合には、その条件についても整理して提示すること。

(2) 回答

a. 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

- ① 待避する要員数は、待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保
 - 格納容器スプレイ停止，原子炉注水流量の調整，格納容器ベント操作をSA操作盤において，指揮者（発電長）1名，操作者（運転員A）1名で実施
 - 待避室の正圧化操作を操作者（運転員B）1名で実施
 - したがって，待避前に必要な要員数3名を確保
- ② 待避中に必要な運転操作はなく，データ表示装置によるプラントパラメータの監視及び衛星電話又は携行型有線通話装置による通信連絡を行うこととしており，①に必要な要員数に包含される。
- ③ 原子炉施設保安規定に定める中央制御室に必要な最低要員数は3名



以上により、待避室の収容要員数を指揮者（発電長）1名，操作者（運転員A，B）2名の計3名と設定

2. 指摘事項の回答(No.78)(2/4)



b. 中央制御室待避室内の寸法設定の考え方

(a) 必要面積の検討

中央制御室待避室に待避する要員数及び待避室に持ち込む資器材を考慮して、中央制御室待避室の必要面積を検討。待避室内で行う作業はデータ表示装置によるプラントパラメータの監視、衛星電話又は携行型有線通話装置による通信連絡のみであることから、待避室に必要な面積は以下のとおり。

- 要員3名が椅子に座った姿勢で待機するために十分なスペース(1名当たり 500mm×1200mm)
 - 可搬型設備(データ表示装置, 衛星電話, 可搬型照明)の設置スペース(500mm×1200mm)
- ⇒ 中央制御室待避室に必要な面積は2000mm×1200mmと設定

(b) 待避室内の居住性向上の検討

待避室内の居住性向上のため、以下を考慮

- 外部との通信連絡手段の確保, 十分な照度の確保 ⇒ 可搬型設備の配備(計画済)
- 天井高を高く設定 ⇒ 2650mmを確保(計画済)
- 鉛ガラスの窓を設置

(c) 待避室内の面積拡大の検討

さらなる居住性向上のため、待避室内の面積拡大を検討

- 必要面積の2倍を目途 (⇒c.)

c. 中央制御室待避室周辺の制約

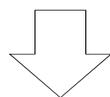
中央制御室待避室近傍のエリアに設置する盤は、中央制御室内に設置することが必要なものに限定する。一部既設盤(原子炉再循環ポンプ振動監視装置盤※)を中央制御室待避室近傍のエリアから移設(中央制御室内他エリア, 又は中央制御室外)し、左図のような配置とすることで中央制御室退避室に必要なスペースの確保が可能となる。

※保修員による原子炉再循環ポンプの振動診断に用いており、運転員による再循環ポンプ振動の監視は別盤にて行っていることから、中央制御室外への移設も可能である。

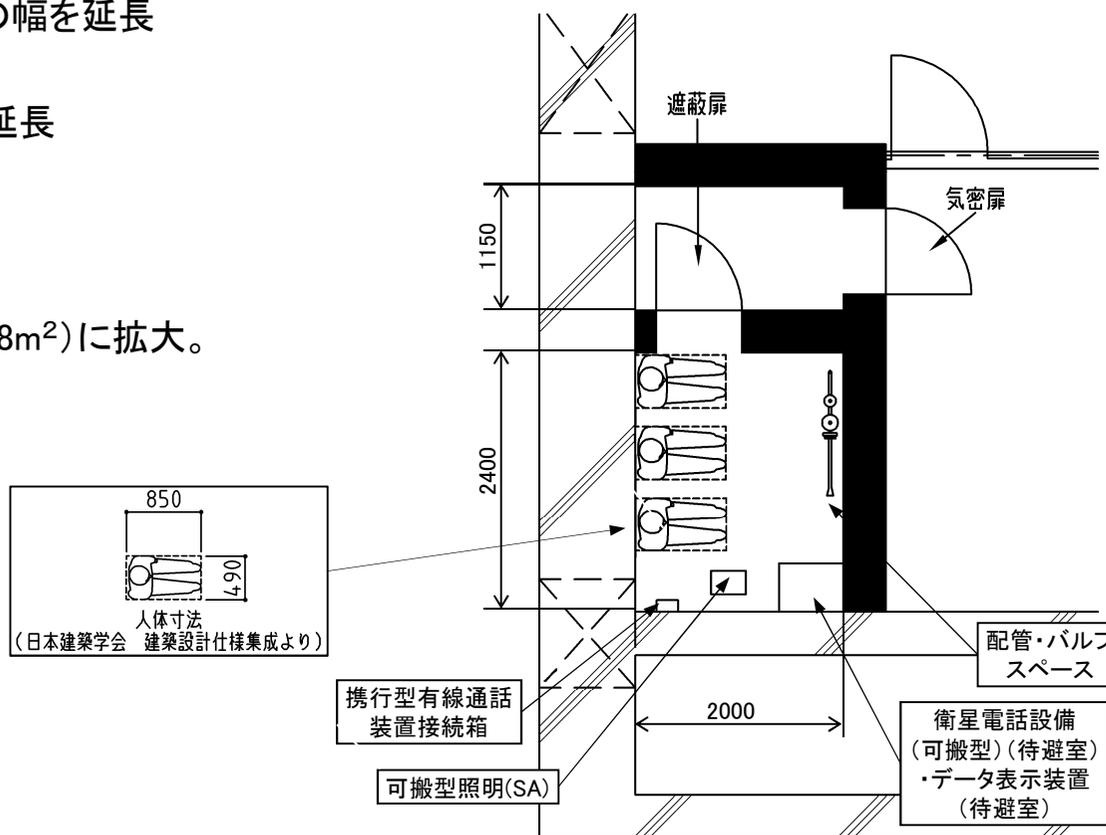
2. 指摘事項の回答(No.78)(4/4)

d. 待避室拡大の検討

- ① c. に示す検討の結果, 待避室の幅を延長
(1200mm→2000mm)
- ② 前室を縮小し, 待避室の長さを延長
(2000mm→2400mm)



待避室の室内面積を2倍(2.4m²→4.8m²)に拡大。
十分な広さを確保。



第2図 中央制御室待避室レイアウト図

(3) 記載箇所

- ・補足説明資料59-9 3.6 中央制御室待避室の内部寸法について
- ・補足説明資料59-9 第2.4-6図 空気ポンベ配置図

2. 指摘事項の回答(No.77)(1/4)



(1) 指摘事項

原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートについて、新設する階段の設計内容を整理した上で、事象が発生した際に着用する防護服や資機材の持ち運び等を考慮してもアクセスルートとして成立することを整理して提示すること。

(2) 回 答

- ・原子炉建屋付属棟内の新設ルートの概要を次ページ以降のアクセスルート概要図及びアクセスルートの設定図に示す。
- ・新設する階段については防護具を着用した状態で通行可能な通路幅として約60cm以上の幅及び約70°以下の傾斜を確保する。防護具を着用した状態で通行可能であることは類似の階段にて確認しており、また運転員が携行する資機材についてはバックパックに入れ携行することで、携行時の負担を軽減する。通行状況を「類似の階段による通行のイメージ」図に示す。

(3) 記載箇所

技術的能力 添付資料1.16.5 チェンジングエリアについて 3. チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート
重大事故等対処設備 補足説明資料59-9 3.3 チェンジングエリアについて
(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

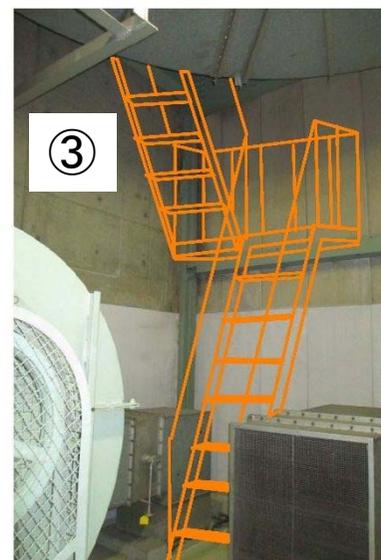
新設ルートの概要



各新設階段のイメージ

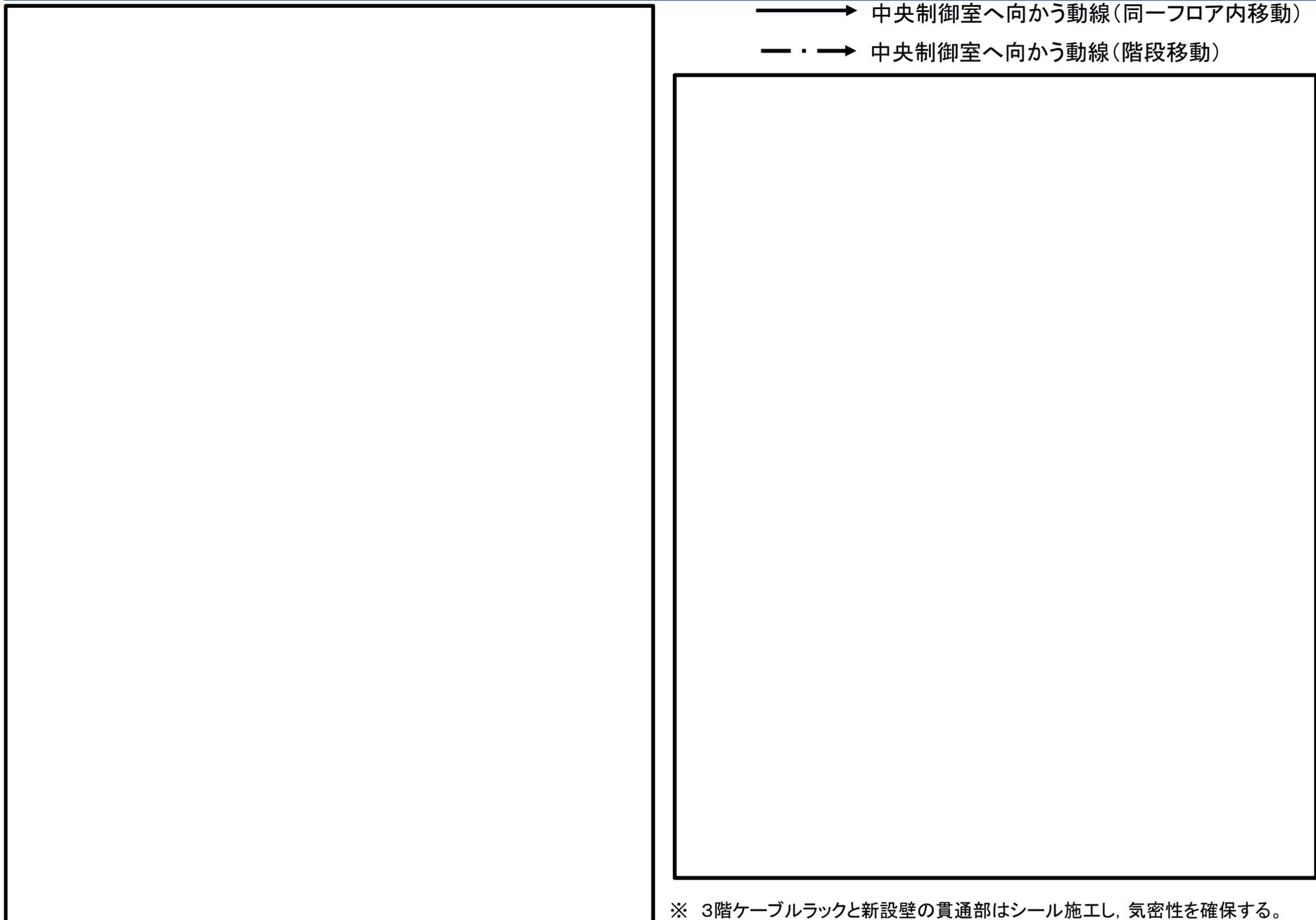


既設の梯子は撤去



中央制御室への
気密扉

2. 指摘事項の回答(No.77)(3/4)アクセスルートの設定図



※ 3階ケーブルラックと新設壁の貫通部はシール施工し、気密性を確保する。

2. 指摘事項の回答(No.77)(4/4)類似の階段による通行のイメージ



運転員が着用を想定する主な放射線防護具のケースは以下のとおり。

①原則着用する放射線防護具

- ・全面マスク
- ・タイベック
- ・ゴム手袋（二重）
- ・綿手袋
- ・靴下

②内部溢水を想定した放射線防護具

- ・全面マスク
- ・タイベック
- ・ゴム手袋（二重）
- ・綿手袋
- ・靴下
- ・アノラック（上）
- ・胴長靴

③IS-LOCA対応を想定した放射線防護具

- ・自給式呼吸用保護具
- ・タイベック
- ・ゴム手袋（二重）
- ・綿手袋
- ・靴下
- ・アノラック（上）
- ・胴長靴



傾斜約70°

幅約60cm

嵩張りと動きの制約の観点からもっとも厳しい③IS-LOCAを想定した防護具を着用した。

持参する資機材として現場作業時に必要な以下を収容したバックの携行を想定した。

- ・携行型有線通話装置
- ・電離箱サーベイメータ
- ・安全带
- ・ランタン

2. 指摘事項の回答(No.80)



(1) 指摘事項

中央制御室のチェンジングエリアの設置前の段階で、現場から運転員等が中央制御室に入室する必要がある場合について、中央制御室への汚染の持ち込み防止の観点からどのような対応を行うのか整理して提示すること。

(2) 回答

・夜間、休日は、参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能性があるため、チェンジングエリアの初期運用の開始※1まで事象発生から3時間程度※2要する場合が考えられる。その場合において、チェンジングエリアの初期運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

※1：サーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2：2時間(参集時間)+1時間(サーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアの設営)

- 運転員等は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染(クリーンウエスによる拭取り)を行った上で、中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は、チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアを設営後、運転員等の再検査を実施し、必要に応じ除染(クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗)を行う。また、中央制御室内の環境測定を行う。
- なお、仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

(3) 記載箇所

技術的能力 第1.16-6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

技術的能力 添付資料1.16.5 チェンジングエリアについて 4.チェンジングエリアの設営

11.チェンジングエリアの設置前の汚染の持込防止について

重大事故等対処設備補足説明資料59-9 3.3チェンジングエリアについて

(4)チェンジングエリアの設営

(11)チェンジングエリアの設置前の汚染の持込防止について

2. 指摘事項の回答(No.79)



(1) 指摘事項

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における運転員の勤務体系を踏まえた評価条件について、実態上の勤務体系を踏まえた評価値を整理して提示すること。

(2) 回答

- 重大事故等発生時の勤務スケジュールを踏まえ、サイクル毎の被ばく評価を行った。また、被ばくの影響が大きくなる、事故直後と格納容器ベント時に最も滞在時間が長くなる2ケースを想定し評価を行った。
 - ▶Case1: 事故直後(換気系停止時)に滞在時間が最長のケース(本評価)
 - ▶Case2: 格納容器ベント時に滞在時間が最長のケース(参考)
- なお、事故直後に勤務しているA班の被ばく線量が大きくなることから被ばくの平準化のため2日目以降はA班の代わりに日勤のE班が交代勤務に入るものとし、第1表のとおり直交替を設定した。
- その結果、最も被ばく線量が大きくなる班の被ばく線量はCase1のA班の58mSvとなった(2ケースとも、原子炉建屋ガス処理系復旧までの被ばくが支配的)。

第1表 勤務スケジュール

日数	1	2	3	4	5	6	7
1直 8:00~21:45	A	E	B	B	C	C	D
2直 21:30~8:15	C	D	D	E	E	B	B
日勤勤務 8:30~17:00	E	A	A	A	A	-	-

Case1: 事故直後(換気系停止時)に滞在時間が最長のケース(本評価)

(単位:mSv)

イベント	▽炉心損傷発生	▽格納容器ベント
経過時間(h)	0	19
時刻	8:00	21:30
	3:00	8:00
1直	A班	
2直	C班	
		E班

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約58							約58
B班			約11	約8.7		約5.2	約2.4	約28
C班	約33				約7.1	約5.8		約46
D班		約13	約9.5				約4.9	約28
E班		約23		約7.6	約6.2			約37

Case2: 格納容器ベント時に滞在時間が最長のケース(参考)

(単位:mSv)

イベント	▽炉心損傷発生	▽格納容器ベント
経過時間(h)	0	18
時刻	14:00	21:30
		8:00
1直	A班	
2直	C班	
		E班

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約57							約57
B班			約12	約9.2		約5.4	約4.6	約32
C班	約20				約7.4	約6.1		約34
D班		約14	約10				約7.3	約32
E班		約38		約8.0	約6.6			約52

(3) 記載箇所

重大事故等対処設備補足説明資料59-10 原子炉制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価について

2. 指摘事項の回答(No.81)(1/2)



(1) 指摘事項

許可基準規則第8条(内部火災)の対応として設置する中央制御室排気・排煙設備が、重大事故等時の中央制御室換気系の満たすべき機能に影響を及ぼさないことを整理して提示すること。

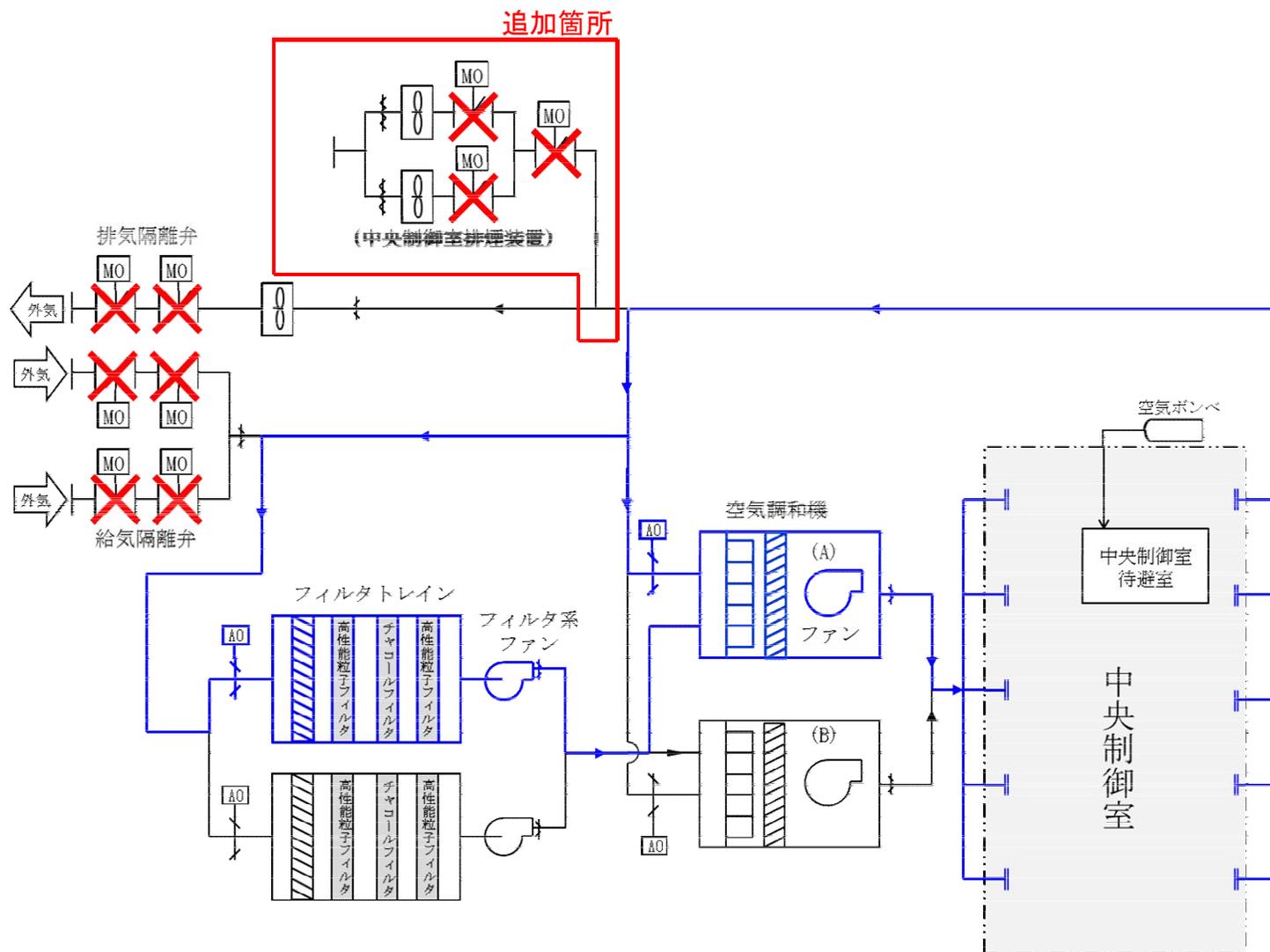
(2) 回答

- ・中央制御室排煙装置を反映した中央制御室換気系の系統概要図を第1図に示す。第1図は、事故時の運転モードである閉回路循環方式を示している。
- ・系統概要図に示すとおり、中央制御室排煙装置には多重化された隔離弁を設けることとし、中央制御室換気系が閉回路循環運転中に系統内空気の流出又は外気の流入を遮断する設計とする。これにより、中央制御室排煙装置が中央制御室換気系の機能に悪影響を与えることを防止する。
- ・また、当該隔離弁は全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(3) 記載箇所

- ・補足説明資料59-9 2.4.3 (3) 中央制御室換気系
 - 第2.4-2図 中央制御室換気系の概略図
 - 第2.4-7図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図
 - 第2.5-1図 重大事故等時に運転員がとどまるために必要な換気設備
 - 第3.1-1図 格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要
 - 第3.4-1図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概要図
- ・補足説明資料59-4 第59-4-1図 中央制御室換気系 系統概要図
 - 第59-4-2図 中央制御室待避室空気ポンプユニット 系統概要図
- ・補足説明資料59-5 第59-5-2図 中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

2. 指摘事項の回答(No.81) (2/2)



第1図 中央制御室換気系系統概要図(閉回路循環方式)

2. 指摘事項の回答(No.82) (1/3)



(1) 指摘事項

緊急時対策所における必要要員数の収容の考え方について、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対応内容を整理した上で、必要要員数を整理して提示すること。また、緊急時対策所内に配備する電離箱サーベイメータ(作業現場等の放射線量の測定に使用)の配備数の妥当性を整理して提示すること。

(2) 回答-①

原子炉格納容器の破損等重大事故等に対して、プルーム通過後に放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置を行うための必要な要員数について、下表のとおり整理した。

なお、下表以外の計画外作業が発生した場合には、災害対策本部交代要員(23名)を活用することで対応する。

対応班	対応	対応内容及び必要な要員	人数		合計
			緊対所	待避室	
運転員 (当直運転員)	運転状態の監視	プルームの通過に伴い、3名が中央制御室の待避室へ、4名が緊急時対策所に退避する。	4名	3名	24名
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの弁操作に関する現場対応として、弁操作室(付属棟3階)に待避する。	—	3名	
庶務班要員	放水砲による放射性物資の拡散抑制対応	・可搬型代替注水大型ポンプ車(放水用)のポンプ操作・監視(2名) ・放水砲設備の操作、管理(2名)	4名	—	
	燃料の給油	ポンプ車、電源車等の可搬型設備への燃料給油(タンクローリーの運転操作)	2名	—	
保修班要員	水源確保・注水	ハイドロポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作、水源確保	2名	—	
	電源供給・確保	電源車の運転操作・監視	2名	—	
放射線管理班 要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリングの実施	4名	—	
合計			18名	6名	

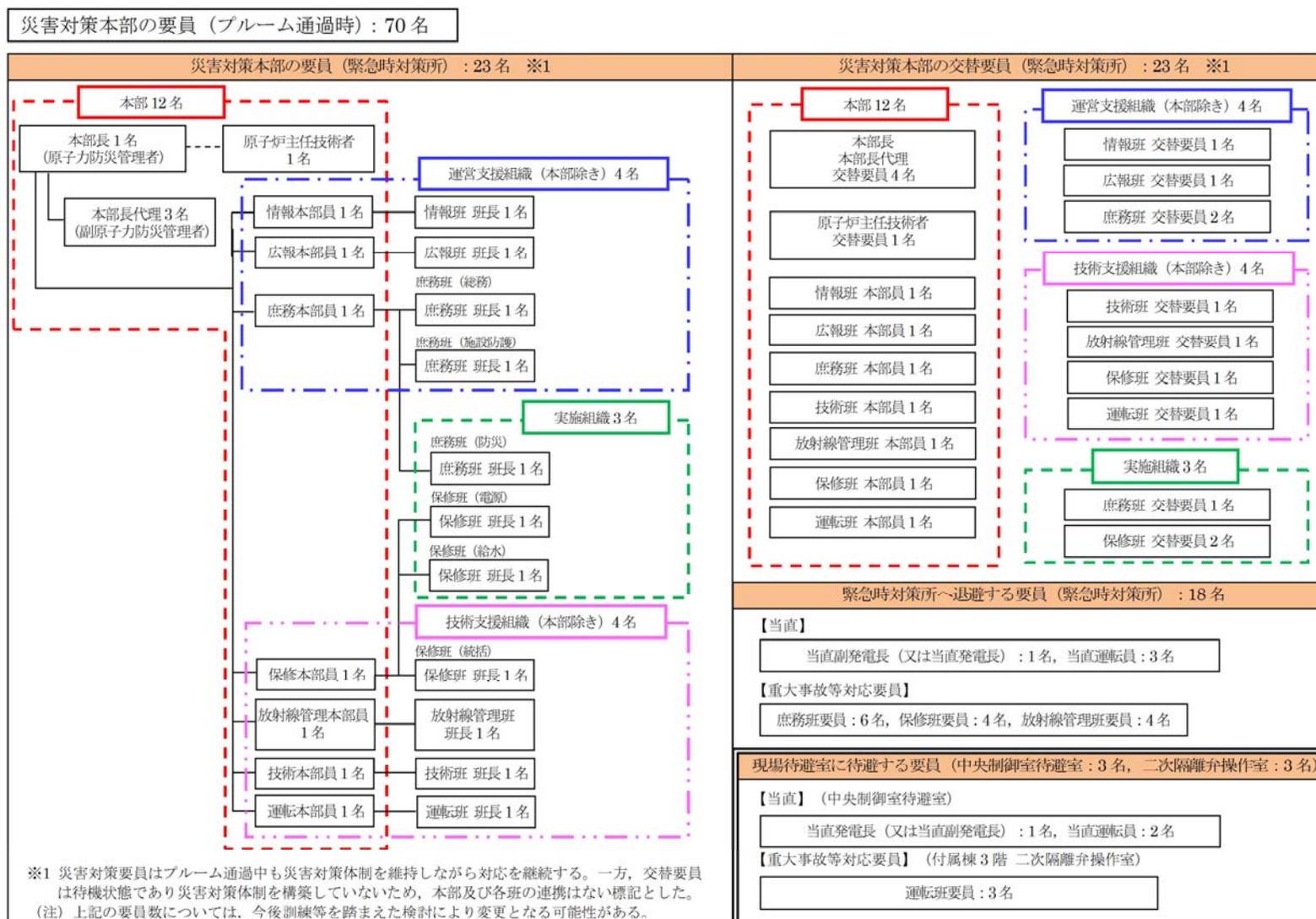
(3) 資料記載反映箇所

- ・技術的能力添付1.0.10(体制)
- ・重大事故等対処設備 61条 補足説明資料(61-9) 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

2. 指摘事項の回答(No.82) (2/3)



* 回答-① 《補足》 プルーム通過に伴い発電所内(緊急時対策所他)にとどまる要員
(技術的能力1.0.10(体制)より抜粋)



2. 指摘事項の回答(No.82) (3/3)

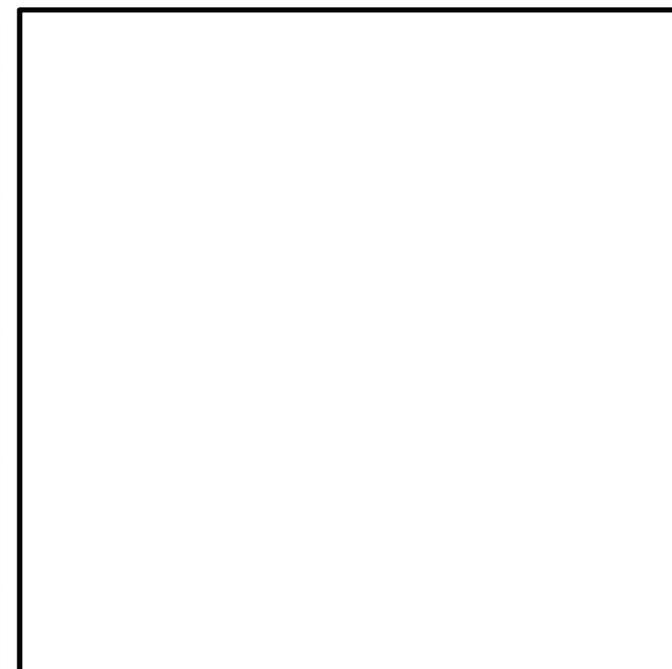


(2) 回答-②

- ・電離箱サーベイメータは、屋外作業現場等の放射線測定を行い、要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは、線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使用できるよう、大気への放射性物質の拡散を抑制するための作業用として1台(①)及び格納容器ベントの実施により屋外の線量が上昇した状況下において原子炉建屋等近傍で行う作業用として2台(②, ③)並びに緊急時対策所内の環境測定用として1台(④)の計4台を配備するとともに、さらに、故障点検時のバックアップ用の1台を配備する。
- ・なお、各要員の着用する電子式個人線量計の発する音により、要員周辺の線量率の上昇を把握することで、過剰な被ばくを防止することも可能である。

電離箱サーベイメータを使用する作業と配備数

作業	備考	配備数(台)
①放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	・原子炉建屋近傍で行う作業 ・作業場所(放水砲設置場所)は1ヶ所のため、1台で対応可能	1
②格納容器圧力逃がし装置スクラビング水補給作業	・格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍作業(格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定) ・作業場所は1ヶ所のため1台で対応可能	1
③可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給作業、タンクローリによる燃料補給操作	・原子炉建屋近傍を通過する作業 ・水源補給作業開始後に燃料補給操作を行うため 1台で対応可能	1
④緊急時対策所(チェンジングエリアを含む)の環境測定	・緊急時対策所内の環境測定(居住性確保) ・緊急時対策所内を携行して使用するため、1台で対応可能	1
合計	—	4 (予備1)



(3) 記載箇所

①～③の作業場所等

- ・重大事故等対処設備 61条 補足説明資料(61-9) 5.2 配備資機材等の数量等について
- ・技術的能力 添付資料1.18.4(7) 放射線管理用資機材

2. 指摘事項の回答(No.83) (1/3)



(1) 指摘事項

緊急時対策所の加圧に係る操作・完了時間を整理して提示すること。

(2) 回答

・緊急時対策所の加圧に係る一連の操作完了まで技術的能力で想定している時間は約5分であり、その内訳は以下のとおりである。

- ① 災害対策本部長の加圧指示に基づき、非常用換気設備操作盤の前までに移動するまでの時間を1分。
- ② キースイッチの切り替え操作を行い、緊急時対策所加圧設備の空気ボンベにより本部室内がボンベ加圧されるまでの時間を2分。

なお、本部室内が隣接区画との正圧(+20Pa)に達するまでの時間は1分未満であり、実質、キースイッチの切替操作に係る時間に含まれる。

- ③ 隣接区画の差圧が正圧(約20Pa)であることを緊急時対策所差圧計により確認する時間を2分。

実際には指示後の移動時間を含めても3分未満で加圧が達成される。

手順の項目	実施箇所・必要要員	経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
		加圧指示				加圧設備運転(約5分)						
緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順	庶務班 A	1	非常用換気設備操作盤へ移動									
			キースイッチ切り替え操作(加圧開始)									
			圧力確認									

緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順タイムチャート

(3) 記載箇所

技術的能力 添付資料1.18.2.1(3)b緊急時対策所加圧設備への切替手順

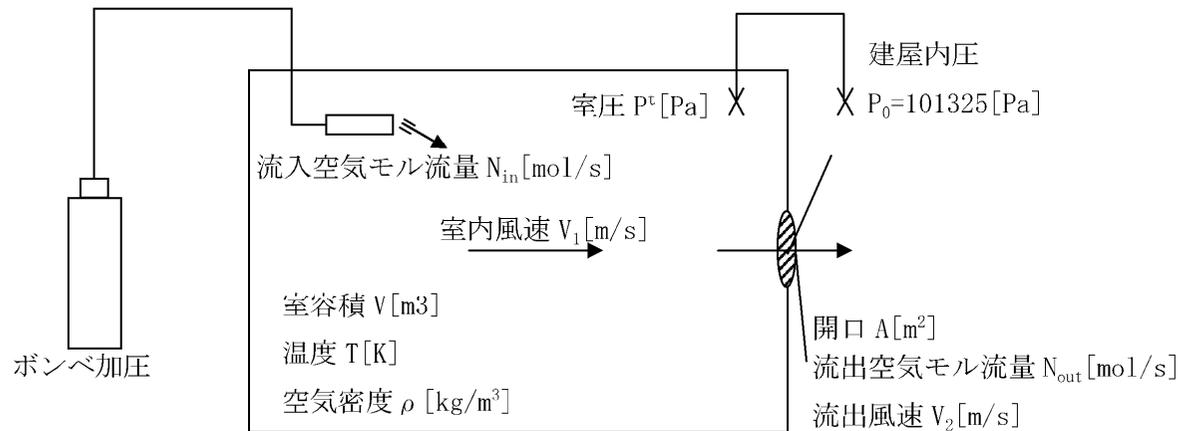
2. 指摘事項の回答(No.83) (2/3)

a. 室圧確立時間の評価条件

- ・加圧空気供給系を起動してから、室内外の必要差圧+20Paを確立するまでの時間を評価する。

b. 室圧確立時間評価モデル

- ・室圧確立の評価モデルを第1図に示す。
- ・ポンベ加圧により供給した空気が N_{in} [mol/s]のモル流量にて供給され、リーク面積 A [m²]の開口から N_{out} [mol/s]のモル流量にて流出し、空気の流入量と流出量のモル数差により室圧 P_t が変化するモデルを考える。



第1図 東海第二発電所災害対策本部 室圧確立時間評価モデル

【本評価の諸条件】

・給気空気温度	: 20 °C
・空気密度	: 1.204786 kg/m ³
・空気のモル質量	: 28.966 g/mol
・加圧空気量	: 160 m ³ /h
・気体定数	: 8.3144621 J/K/mol
・対象室容積	: 約2994 m ³
・目標差圧	: 20 Pa
・リーク量	: 120 m ³ /h

- ・開口面積
目標差圧+20 Paより保守的となる運転差圧+30 Paにおけるリーク量120 m³/hより算出

$$Q = A \times V_2 = A \times \sqrt{\frac{2(P^t - P_0)}{\rho}}$$

$$A = Q / \sqrt{\frac{2 \times \Delta P}{\rho}} = 0.005785 [\text{m}^2]$$

2. 指摘事項の回答(No.83) (3/3)



c. 室圧確立時間評価式

- ・災害対策本部の室圧確立評価における基礎式を以下に示す。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\frac{PV}{RT} \right) = \frac{RT}{V} (N_{in} - N_{out})$$

- ・上記基礎式を展開し、単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算出式を導く。

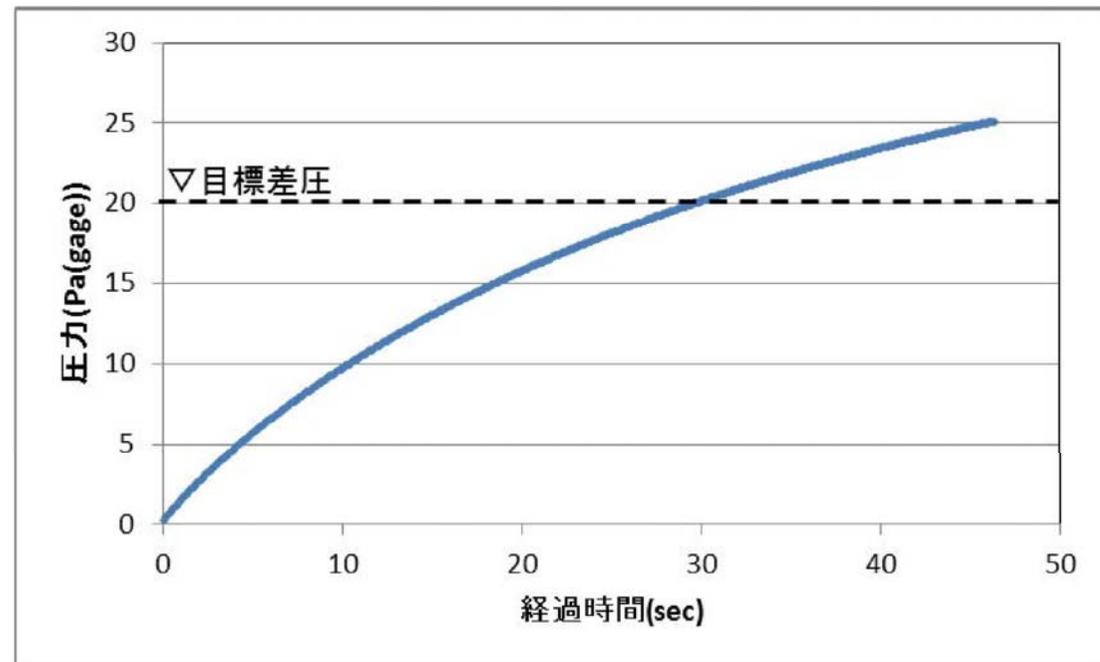
$$P^{t+\Delta t} = P^t + \Delta t \times \frac{RT}{V} \times \left(N_{in} - A \times \frac{\rho}{m} \times \sqrt{\frac{2(P^t - P_0)}{\rho}} \right) \dots \textcircled{1}$$

d. 評価結果

- ・①式を用いて時間tにおける室圧 P^t より微小時間 Δt 後の室圧 $P^{t+\Delta t}$ を繰り返し計算することで、室圧Pの経過時間を求める。室圧+20Paの確立時間を評価した結果を第2図に示す。

・評価結果

室圧+20Pa確立までの時間は約30秒



第2図 東海第二発電所災害対策本部 室圧確立時間評価結果

2. 指摘事項の回答(No.84)(1/2)

(1) 指摘事項

フィルタベントの実施に係る第二弁操作室と中央制御室及び緊急時対策所との連絡手段について、作業の時系列も踏まえて整理して提示すること。

(2) 回答

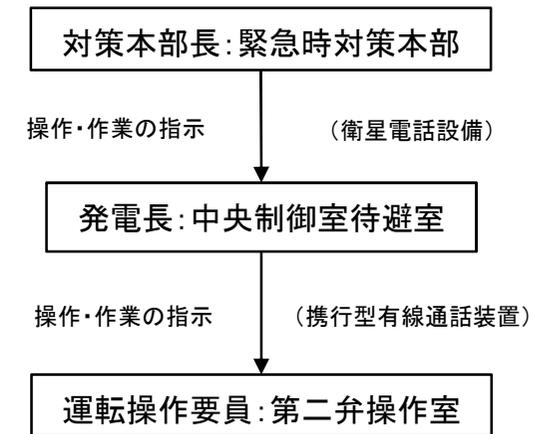
- フィルタベントの実施に係る第二弁操作時の実施体制は右図のとおり。
- 連絡手段は以下のとおり、携行型有線通話装置を用いて中央制御室待避室と第二弁操作室間の操作等の指示、衛星電話設備を用いて緊急時対策所と中央制御室待避室間で対応操作の状況の中継する。

中央制御室待避室 ⇔ 第二弁操作室 …携行型有線通話装置
緊急対策所 ⇔ 中央制御室待避室…衛星電話設備

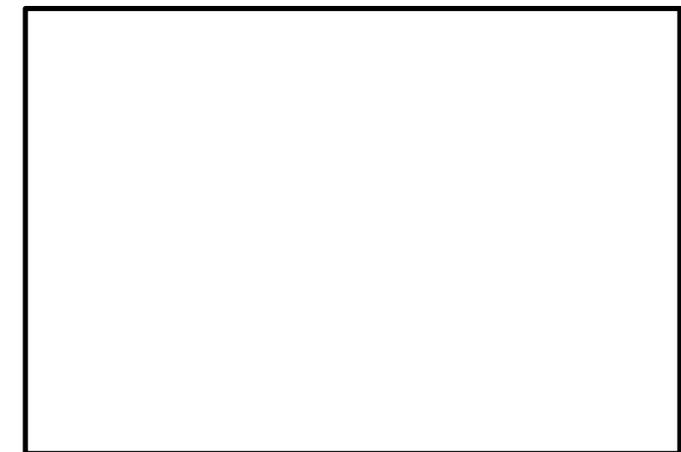
- 作業の時系列はタイムチャートのとおり、中央制御室から中央制御室待避室への移行は、第二弁操作前に準備を行い使用機器は待機状態とすることで、切れ目なく対応可能である。

(3) 記載箇所

SA設備 62条(通信連絡を行うために必要な設備)
重大事故等対策の有効性評価 雰囲気圧力・温度による静的負荷
(格納容器過圧・過温破損)



【実施体制】



【原子炉建屋3階 配置図】

2. 指摘事項の回答(No.84) (2/2)



(続き)

				経過時間 (時間)																備考	
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48	52	56	60			
操作項目	実施箇所・必要員数 【】は操作後に移動してきた要員			<p>約 3.9 時間 格納容器圧力 465kPa[gauge]到達</p> <p>約 16 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達</p> <p>約 19 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達</p> <p>約 42.5 時間 代替洗水貯槽残量 1000m³到達</p>																	
	責任者	発電員	1人																		中央監視 運転操作指揮
	種別	副発電員	1人																		運転操作指揮補助
	運転連絡者	実務対策要員	2人																		実務対策本番連絡 緊急時外部連絡
	運転員 (中央監視室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)	操作の内容																	
実設格納容器本番ポンプを用いた代替格納容器スプレイ高圧系 (実設) による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●実設格納容器本番ポンプを用いた代替格納容器スプレイ高圧系 (実設) による格納容器の冷却操作	開次スプレイにより格納容器圧力を 400kPa から 465kPa の間に維持																
格納容器圧力過し装置による格納容器冷却準備	【1人】 A	-	-	●格納容器ベント準備 (装置構成)	5 分																
	-	【2人】 A, B	-	●緊急手動 (第一号)	125 分																格納上考慮しない
	1人 副発電員	【3人】 C, D, E	-	●格納容器ベント準備 (装置構成)	35 分																第一号操作完了後緊急時対策所に連絡する
	-	-	3人 (班員)	●緊急時対策所への帰還	45 分																
中央制御室送電室の準備	【1人】 B	-	-	●中央制御室送電室内の正圧化準備操作	20 分																
				●可燃物等の設置	15 分																
				●データ表示装置 (送電室) の起動操作	15 分																
				●断電電話の設置	5 分																
格納容器圧力過し装置による格納容器ベント操作 (サブプレッション・ポンプ利用)	【1人】 B	-	-	●代替格納容器スプレイ高圧系 (実設) 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																
	-	-	【1人】 (班員)	●格納容器アイスキベント系第二号の現場操作場所の正圧化	10 分																
	-	-	-	●緊急手動による格納容器ベント操作	30 分																
	-	-	-	●格納容器マルチベント系第二号の現場操作場所への帰還	180 分																
【1人】 B	-	-	●緊急時対策所への帰還	45 分																	
【1人】 B	-	-	●中央制御室送電室内の正圧化操作	5 分																	
【1人】 B	-	-	●中央制御室送電室内への帰還	300 分																	
使用済燃料プールの空母操作	【1人】 B	-	-	●実設格納容器本番ポンプによる代替燃料プール日本水 (11 水ライオン) を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施																格納上考慮しない。スクラップによる本装置手回しによる使用済燃料プール内残水の移動までには格納上考慮しない。格納上考慮しない。格納上考慮しない。
	-	-	-	●代替燃料プール冷却系起動操作	15 分																
可搬型代替注水大型ポンプによる本原給操作	-	-	【10人】 A~I	●アナサスホートの確認、可搬型代替注水大型ポンプの移動、ホース敷設等	220 分																本原給まで714.5分を要する
	-	-	【1人】 C	●ポンプ起動及び本原給確認操作	適宜実施																
タンクローリによる燃料給操作	-	-	2人 (班員)	●可燃型設備用燃料タンクからタンクローリへの補給	90 分																タンクローリ残量に応じて、燃料補給ポンプからの補給
	-	-	-	●可搬型代替注水大型ポンプへの給油	適宜実施																
	【2人】 A, B	【3人】 C, D, E	【12人】 A~I 及び班員 3人																		

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)

2. 指摘事項の回答(技術的能力)

2. 指摘事項の回答(No.33)(1/2)



(1) 指摘事項

- ・ 参集要員に期待する時間に関して、招集からの時間及びその時点における参集要員数を、重大事故等時及び大規模損壊の発生時について整理し、説明すること。

(2) 回答

表1 重大事故時の各事故シナリオにおける参集要員に求める主な対応と参集時間

事故シナリオ		参集要員に求められる操作			
		～2時間後	2時間後 ～ 5時間後	5時間後 ～ 8時間後	8時間後～
炉心損傷防止	・全交流電源喪失 (長期TB, TBD, TBU) ・津波浸水による注水機能喪失	0人	0人	4人	6人
	・全交流電源喪失(TBP)	0人	4人	4人	6人
	・格納容器ベントを実施する事故 シーケンスグループ (TQUV, TW(残留熱除去系が 故障した場合), LOCA)	0人	0人	2人	5人
格納容器破損防止	・格納容器ベントを実施する格納容器破損モード (静的負荷…代替循環冷却系を使用しない場合)	0人	0人	0人	3人
	・上記以外の格納容器破損モード (DCH, FCI, MCCI, 水素燃焼)	0人	0人	0人	2人
	・想定事故1 (冷却機能・注水機能喪失) ・想定事故2 (プール水の小規模な喪失)	0人	0人	3人	3人
参集する要員数※4		128人	208人	232人	255人

※1 原子炉/プール注水操作に伴う可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給

※3 格納容器窒素供給操作に伴う可搬型窒素供給装置への燃料補給

※4 全所員(約260名)に対して参集可能と評価される人数

※2 水源補給操作に伴う可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給

2. 指摘事項の回答(No.33)(2/2)



(2) 回答(続き)

【重大事故等発生時】

- 2時間以内に参集可能な要員数は保守的に評価しても約30名であり、前頁の事故対応に必要な要員は確保可能

【評価条件】

- ・参集速度は徒歩4km/h(参集訓練実績より保守的に設定)
 - ・初動対応要員39名は保守的に2時間以内に参集可能な居住地域から選定
 - ・残りの所員数約220名(平成28年7月現在)のうち、71名の招集要員を無作為に選定
 - ・2時間以内に参集する拘束当番者 : 71×90 (2時間以内の居住地域の要員数) / $220 \div 30$ 名
- また、招集要員(71名)の参集性を向上させるため以下の運用を行う。
 - ・他操作との流動性が少ない招集要員(運転対応要員等)については、対象となる要員の居住地域に応じて、あらかじめ発電所の近隣に待機
 - ・居住地域を考慮した拘束当番者の選定(必要に応じて発電所の近隣に待機)

【大規模損壊発生時】

- 大規模損壊発生時には、可搬型代替注水大型ポンプによる注水及び放水、並びに可搬型代替低圧電源車による給電に係る作業において、招集要員に期待する場合があるが、各活動が1.0.10で想定している初動要員及び招集要員の体制で対応可能であることを確認している。
- なお、大規模損壊発生時に想定される具体的な対応については、別冊Ⅱ、Ⅲにて説明する。

(3) 記載箇所

- 「技術的能力 1.0 重大事故等対策における共通事項 添付資料1.0.10 東海第二発電所重大事故等発生時の体制について」別紙6 発電所構外からの災害対策要員の参集について

2. 指摘事項の回答(No.54)(1/2)

(1) 指摘事項

- 事故シーケンスグループ「津波浸水による注水機能喪失」では、敷地に津波が到達した時点¹を事象発生²の起点としているが、実態として、津波が到達するまでは時間遅れがあると考えられるため、その間の対応について整理して提示すること。

(2) 回答

- 津波発生時、東海第二発電所が含まれる「茨城県」区域(図1)に対して、気象庁から津波に関する警報・注意報が発表された場合、以下のとおり、警報・注意報の種類に応じて対応する。(表1)



図1 気象庁が定める津波予報区

表1 津波警報・注意報の発表基準と対応

種類	発表基準	発表される津波の高さ		発表時の対応
		数値での発表 (津波の高さ予想の区分)	巨大地震の場合の発表	
大津波 警報	予想される津波高さが高いところで 3mを超える場合。	10m超 (10m<予想高さ)	巨大	<ul style="list-style-type: none"> 発電所構内避難指示 原子炉停止操作開始 警戒事態を発令し、災害対策本部要員を非常招集
		10m (5m<予想高さ≤10m)		
		5m (3m<予想高さ≤5m)		
津波警報	予想される津波高さが高いところで 1mを超え、3m以下の場合。	3m (1m<予想高さ≤3m)	高い	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の運転継続に支障がある場合*1 は原子炉手動停止
津波 注意報	予想される高さが高いところで0.2m 以上、1m以下の場合であって、津波 による災害のおそれがある場合。	1m (0.2m<予想高さ≤1m)	(表記しない)	

*1 津波に関する情報収集並びに津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の監視を行い、引き波により取水ピット水位が循環水ポンプの取水可能下限水位(T.P.-1.59m:設計値)まで低下した場合等

2. 指摘事項の回答(No.54) (2/2)

(2) 回答(続き)

- 大津波警報発表後、約3分で大津波警報発表情報を認知し、警戒事態を発令(非常招集)する。
- 警戒事態発令後、発電所構内に常駐する災害対策要員のうち、運転班員は中央制御室、他の要員は緊急時対策所に向かう。(図2)
- 災害対策要員の参集場所までの移動時間は、最長経路でも約15分で到着できる。敷地に遡上する津波が到達(地震発生36分後)するまでの間は、重大事故等対応に備えた対応準備を行う。(図3)
- 重大事故等対応準備として、災害対策要員はプラント状況の把握、津波情報の収集・把握、必要装備の装着・携行品(資機材等)の準備や対応手順の確認を行う。

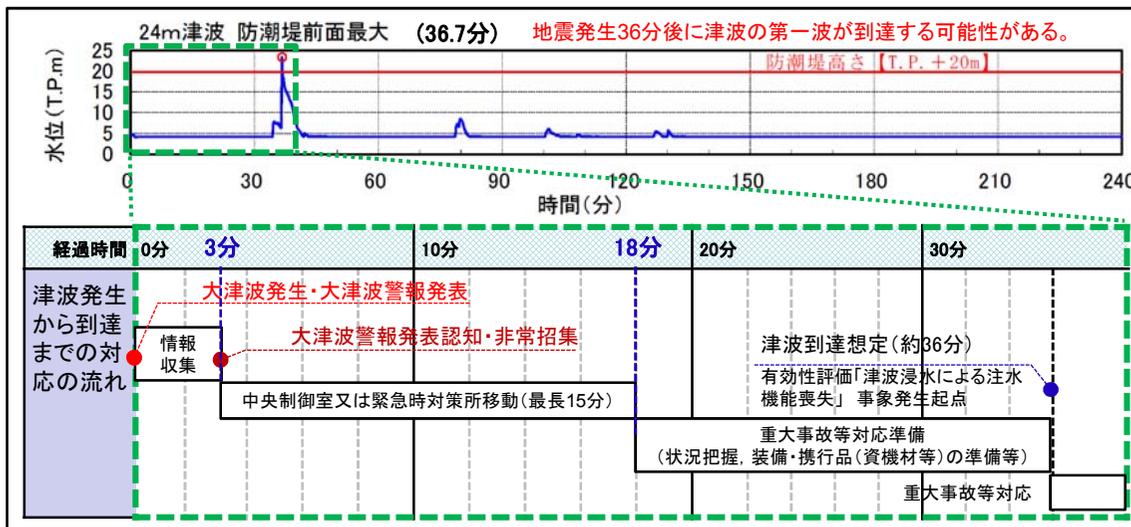


図3 津波発生から到達までの対応の流れ

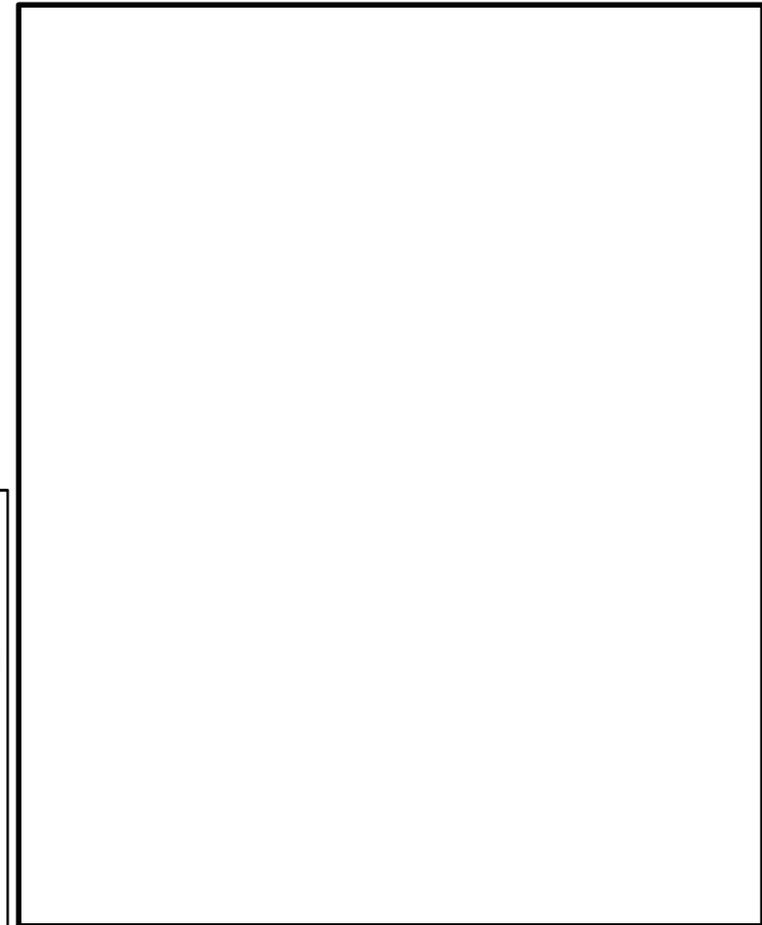


図2 要員の移動経路

(3) 記載箇所

- 「技術的能力 1.0 重大事故等対策における共通事項 添付資料1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について」

2. 指摘事項の回答(No.44)



(1) 指摘事項

- ・大気へ放出される放射性物質の総量の低減を目的として、原子炉建屋水素濃度2vol%到達をベント実施基準としていることについて、当該2vol%の設定にあたっての評価が保守的な評価となっていることから、格納容器からの異常漏えいを判断するにあたっての適切な判断基準を整理して提示すること。

(2) 回答

- ・格納容器からの異常な漏えいを検知した場合の対応について、以下のとおりベント実施判断基準の見直しを実施した。
- ・放射線モニタ類から総合的に異常な漏えいを判断することによって、異常な漏えいの検知が可能であると考えられる。
- ・また、異常漏えい時の建屋水素爆発防止のためのベント実施判断基準として「建屋水素濃度2vol%到達」を設定する。

<変更前>

目的	判断基準
大気へ放出される放射性物質の総量の低減(異常な漏えいの検知)	原子炉建屋水素濃度2vol%到達

<変更後>

目的	判断基準
大気へ放出される放射性物質の総量の低減(異常な漏えいの検知)	可搬型モニタリング・ポスト 指示値の急激な上昇
	原子炉建屋内の放射線モニタ 指示値の急激な上昇
原子炉建屋の水素爆発防止	原子炉建屋水素濃度2vol%到達



可搬型モニタリング・ポスト設置場所

(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)

技術的能力2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応