

東海第二発電所  
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9月13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



番号	指摘日時	分類	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。
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。

## 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。
- 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。

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 付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第10表に示す。
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

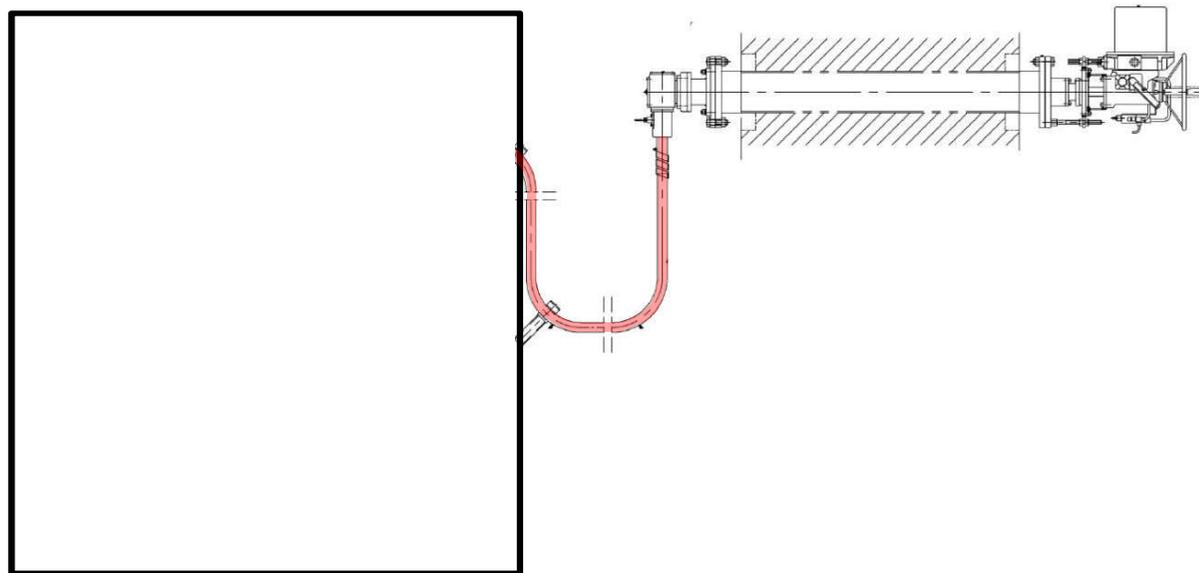


図2 遠隔人力操作機構の模式図

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℃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) 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.74)



### (1) 指摘事項

サブレー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ブレー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、サブレー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

サブレーション・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低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ②代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量から注水量を算出し、サブレーション・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、サブレーション・プール水位を推定する。  <b>&lt;ベント判断基準&gt;</b> 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ブレーション・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、サブレーション・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、サブレーション・プール水位が確保されていることを推定する。  <b>&lt;ポンプ停止基準&gt;</b> ECCS系の配管破断などによりサブレーション・プール水位が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、ポンプ吐出圧力の異常(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