

別紙 5. ケーブル接続部の評価について

1. ケーブル接続部の評価

(1) ケーブル接続部（端子台）

1) 端子台接続（原子炉格納容器内）の評価

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気での機能要求のある端子台接続（原子炉格納容器内）の評価は、IEEE Std. 323-2003「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 323-2003」という）、IEEE Std. 382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」（以下、「IEEE Std. 382-1996」という）及び IEEE Std. 572-1985「IEEE Standard for Qualification of Class 1E Connection Assemblies for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 572-1985」という）をもとに、原子炉格納容器内で38年間使用した実機端子台を供試体に、長期健全性試験により評価する。【別紙5.添付-1)参照】

また、重大事故等時雰囲気における健全性の評価は、重大事故等時条件が長期健全性試験条件に包絡されることを確認する。

端子台接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順を図1.1に示す。

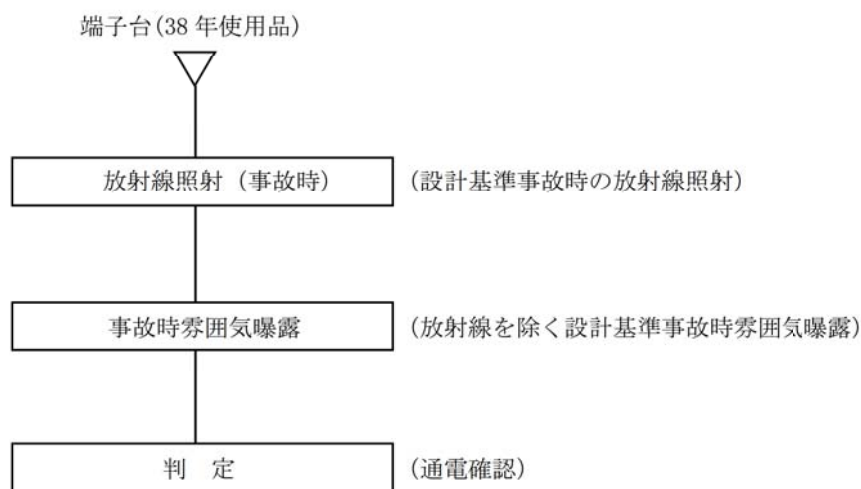


図 1.1 端子台接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

b. 試験条件

試験条件は、端子台接続（原子炉格納容器内）の設計基準事故時を想定した条件を包絡している。

また、試験条件は、端子台接続（原子炉格納容器内）の重大事故等時を想定した条件を包絡している。

端子台接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件を表 1.1 に示す。

表 1.1 端子台接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量：800 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値約 260 kGy ^{*1} を包絡する。 また、東海第二で想定される重大事故等時の最大積算値約 640 kGy ^{*2} を包絡する。
事故時 雰囲気曝露	最高温度：172 ℃ 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：約 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171 ℃ ^{*1} 、最高圧力 0.31 MPa ^{*1} 及び重大事故等時の最高温度 123 ℃ ^{*2} 、最高圧力 0.31 MPa ^{*2} を包絡する。【別紙 5. 添付-2) 参照】

*1：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*2：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値

炉心損傷防止対策の有効性評価において、原子炉停止時冷却系の使用を想定した条件の中で温度条件の一番高い事故プロファイル

*1, *2 は【別紙 5. 添付-3) 参照】

c. 評価結果

端子台接続（原子炉格納容器内）は、38 年間の運転期間、設計基準事故時を想定した長期健全性試験の結果、38 年時点において絶縁を維持できることを確認した。

また、重大事故等時条件は、長期健全性試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できることを確認した。

端子台接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果を表 1.2 に示す。

表 1.2 端子台接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準	判定
通電確認	蒸気曝露試験中に模擬負荷（電動駆動）を使用して開閉操作を行う。	開閉操作ができること。	良

2) 現状保全

端子台接続（原子炉格納容器内）の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、端子台の取替を行うこととしている。

3) 総合評価

端子台接続（原子炉格納容器内）の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁低下は把握可能である。

原子炉格納容器内に設置している事故時動作要求のある端子台接続については、今停止期間中に取替を行う計画としており、長期健全性試験で確認のとれている 38 年間を加えると、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価する。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、現状の保全に点検手法としては適切であると判断する。

4) 高経年化への対応

端子台接続（原子炉格納容器内）の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

なお、事故時動作要求のある端子台接続（原子炉格納容器内）は、今停止期間中に全数の取替を行う計画としている。

端子台接続（原子炉格納容器内）は、評価期間の 38 年を迎える前に取替えることで絶縁を維持できると評価する。

(2) ケーブル接続部（電動弁コネクタ）

1) 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の評価

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気での機能要求のある電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の評価は、IEEE Std. 382-1980 をもとに、実機同等品を供試体に長期健全性試験により評価する。

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順を図 2.1 に示す。

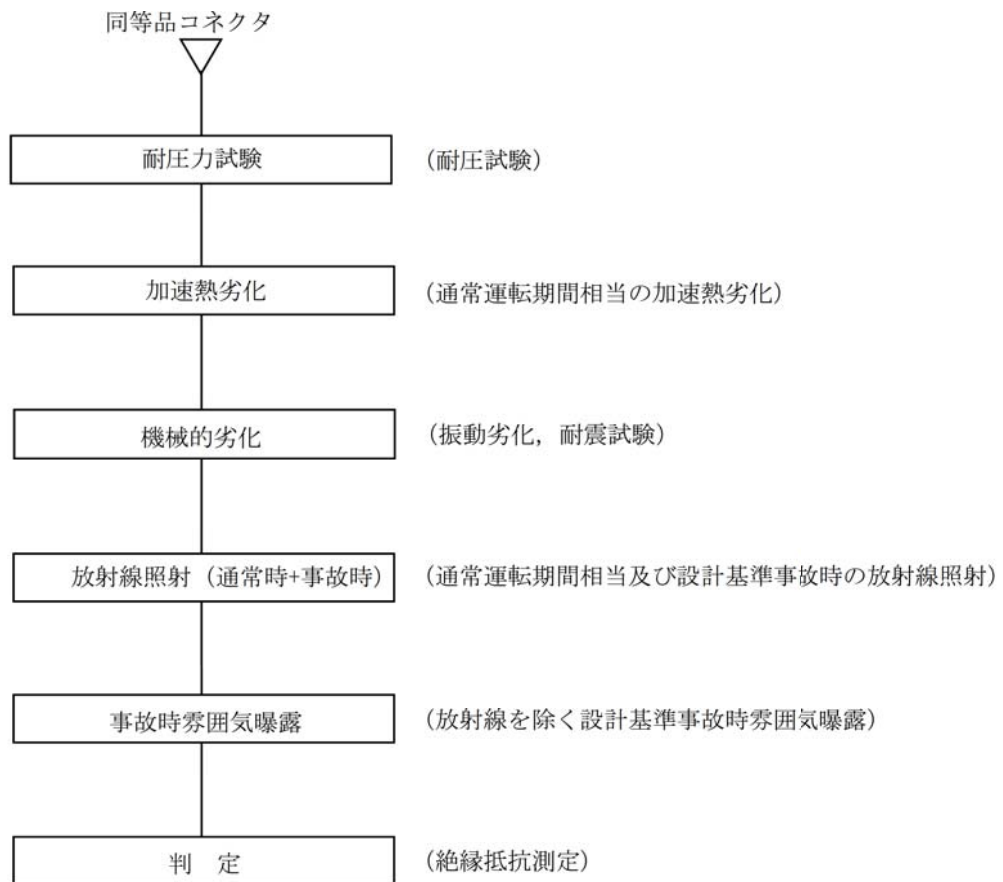


図 2.1 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

b. 試験条件

試験条件は、電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の45年間の通常運転期間及び設計基準事故時を想定した使用条件を包絡している。

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件を表2.1に示す。

表2.1 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件

	試験条件	説明
耐圧力試験	0.8 MPa, 60 分間	IEEE Std. 382-1980 に基づく。
加速熱劣化	138 °C×300 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °C*1 では、45 年間の通常運転期間に相当する。 【別紙 5. 添付-4】 参照】
機械的劣化	振動劣化 3 軸方向に 0.75 G, 5 Hz~200 Hz ~5 Hz を 2 オクターブ/分の掃引速 度で 90 分間加振	IEEE Std. 382-1980 に基づく。
	耐震試験 (OBE 試験) 3 軸方向に 2 Hz~35 Hz を 1 オク ターブ/分の掃引速度で 1 往復加振	IEEE Std. 382-1980 に基づく。
	(シングルフリーケンシー試験) 3 軸方向に 2 Hz~32 Hz の間で 1/3 オクターブ毎に各 15 秒間加振	
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 2.04×10^2 kGy	東海第二で想定される線量 約 281 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量約 21 kGy*1 に設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy*2 を加えた線量) を包絡する。
事故時 雰囲気曝露	最高温度 : 179 °C 最高圧力 : 0.31 MPa 曝露時間 : 約 30 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温 度 171 °C*2, 最高圧力 0.31 MPa*2 を包絡す る。【別紙 5. 添付-2】 参照】

*1 : 通常運転時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

通常運転時線量 約 21 [kGy]=0.04 [Gy/h]×24 [h]×365.25 [d]×60 [y]

*2 : 設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*1, *2 は【別紙 5. 添付-3】参照】

c. 評価結果

長期健全性試験の結果、45年間の通常運転期間及び設計基準事故時において電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の絶縁を維持できることを確認した。

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）は、運転開始18年目に設置しており、長期健全性試験で確認のとれている45年間を加えると、電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）は、運転開始後60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁を維持できる。

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果を表2.2に示す。

表2.2 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	環境試験終了後、蒸気及び圧力が除かれた状態にて、DC 500 V 絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	0.25 MΩ以上(制御) 0.6 MΩ以上(動力)	良

*：判定基準はメーカー基準値に基づく

2) 現状保全

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、電動弁コネクタの取替を行うこととしている。

3) 総合評価

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能である。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると判断する。

4) 高経年化への対応

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）絶縁部の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

(3) ケーブル接続部（同軸コネクタ）

1) 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の評価

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気で機能要求のある同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の評価は、IEEE Std. 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 323-1974」という）をもとに、実機同等品を供試体に長期健全性試験により評価する。

また、重大事故等時雰囲気における健全性の評価は、重大事故等時条件が長期健全性試験条件に包絡されることを確認する。

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順を図 3.1 に示す。

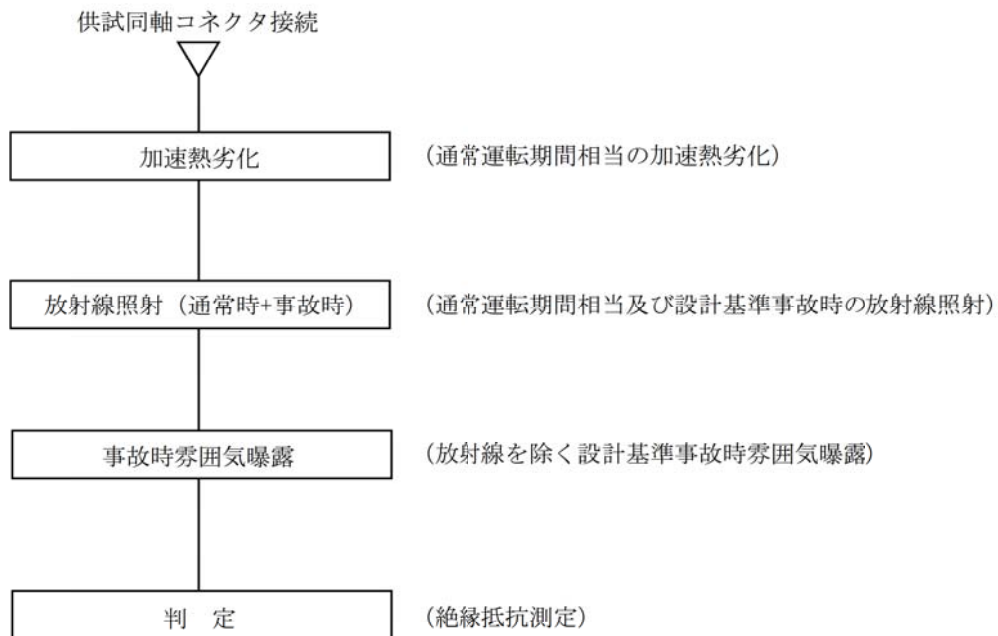


図 3.1 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

b. 試験条件

試験条件は、同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の60年間の通常運転期間及び設計基準事故時を想定した条件を包絡する。

また、試験条件は、同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の重大事故等時を想定した条件を包絡している。

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件を表3.1に示す。

表3.1 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	148.8℃×241時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度60℃ ^{*1} では、60年間以上の通常運転期間に相当する。 【別紙5.添付-4)参照】
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：290 kGy	東海第二で想定される照射線量約64 kGy（60年間の通常運転期間約38 kGy ^{*2} に設計基準事故時線量26 kGy ^{*3} を加えた線量）を包絡する。 また、東海第二で想定される照射線量約64 kGy（60年間の通常運転期間約38 kGy ^{*2} に重大事故等時線量26 kGy ^{*4} を加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171℃ 最高圧力：0.38 MPa 曝露時間：約100日間	東海第二で想定される設計基準事故時の最高温度171℃ ^{*3} 、最高圧力0.31 MPa ^{*3} を包絡する。 また、重大事故等時の最高温度約115℃ ^{*4} 、最高圧力0.20 MPa ^{*4} を包絡する。 【別紙5.添付-2)参照】

*1：通常運転時における原子炉格納容器内同軸コネクタ設置箇所環境温度実測値の最大値に余裕を加えた値

*2：通常運転時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

通常運転時線量 約38 [kGy] = 0.072 [Gy/h] × 24 [h] × 365.25 [d] × 60 [y]

*3：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*4：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値

*1～*4は【別紙5.添付-3)参照】

c. 評価結果

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）は運転開始後60年間の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気において絶縁を維持できると評価する。

また、重大事故等時条件は、長期健全性試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できることを確認した。

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果を表3.2に示す。

表 3.2 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	環境試験終了後、絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	$1 \times 10^{10} \Omega$ 以上	良

*：判定基準はメーカー基準値に基づく

2) 現状保全

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、同軸コネクタの取替を行うこととしている。

3) 総合評価

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能である。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断する。

4) 高経年化への対応

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はないと考える。

今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

(4) ケーブル接続部（スプライス接続）

1) スプライス接続（原子炉格納容器内）の評価

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気での機能要求のあるスプライス接続（原子炉格納容器内）の評価は、IEEE Std. 323-1974 をもとに、実機同等品を供試体に、長期健全性試験により評価する。

また、重大事故等時雰囲気における健全性の評価は、重大事故等時条件が長期健全性試験条件に包絡されることを確認する。

スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順を図 4.1 に示す。

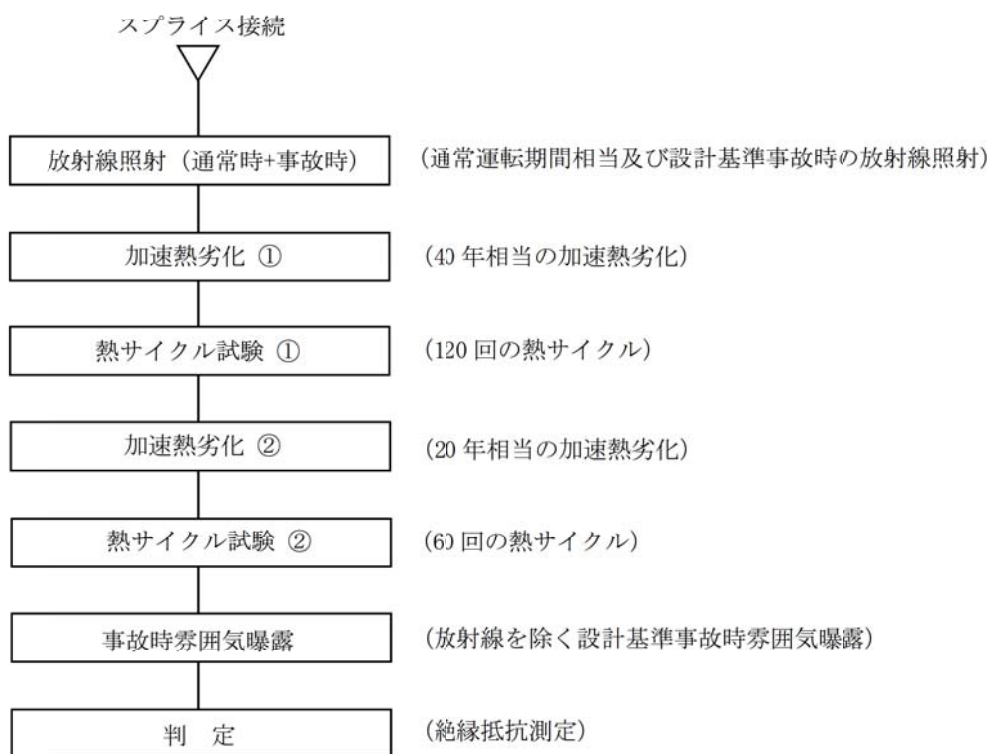


図 4.1 スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

b. 試験条件

試験条件は、スプライス接続（原子炉格納容器内）の60年間の通常運転期間における使用条件及び設計基準事故時条件を想定した条件を包絡している。

また、試験条件は、スプライス接続（原子炉格納容器内）の重大事故等時の放射線、最高圧力を除いて包絡している。

スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件を表4.1に示す。

表4.1 スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：522.8 kGy	東海第二で想定される線量 約281 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約21 kGy ^{*1} に設計基準事故時の最大積算値約260 kGy ^{*2} を加えた線量) を包絡する。 なお、重大事故等時の集積線量640 kGy ^{*3} を包絡していないが、スプライス接続の絶縁材である架橋ポリオレフィンと同等の絶縁材であるCVケーブル（架橋ポリエチレン）の長期健全性試験にて、重大事故等時の放射線量を上回る値にて健全性が確認されていることから、スプライス接続においても健全性は維持できると評価する。【別紙5.添付-5)参照】
加速熱劣化	① 115℃×283日 ② 115℃×136.8日	原子炉格納容器内の周囲最高温度65.6℃ ^{*1} では、60年間の通常運転期間を包絡する。 【別紙5.添付-4)参照】
熱サイクル試験	① 10℃⇔66℃/120サイクル ② 10℃⇔66℃/60サイクル	東海第二の60年間の起動停止回数を包絡する。【別紙5.添付-6)参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171℃ 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：13日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度171℃ ^{*2} 、最高圧力0.31 MPa ^{*2} 及び重大事故等時の最高温度約135℃ ^{*4} を包絡する。 【別紙5.添付-2)参照】

*1：通常運転時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

通常運転時線量 約21 [kGy]=0.04 [Gy/h]×24 [h]×365.25 [d]×60 [y]

*2：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*3：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値

*4：重大事故等時におけるスプライス接続部（電気ペネトレーション電線部）の環境条件解析値

*1～*4は【別紙5.添付-3)参照】

c. 評価結果

長期健全性試験の結果、スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁部は60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁を維持できると評価する。

重大事故等時条件は、設計基準事故時曝露試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できることを確認した。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における放射線量については、放射線照射試験条件に包絡されていないが、スプライス接続の絶縁材である架橋ポリオレフィンと同等の絶縁材であるCVケーブル（架橋ポリエチレン）の長期健全性試験にて、重大事故等時の放射線量を上回る値にて健全性が確認されていることから、スプライス接続においても健全性は維持できると評価する。

また、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、スプライス接続（原子炉格納容器内）を用いている箇所は電気ペネトレーションの電気ボックス内であり、直接蒸気圧力が加わる箇所ではないことから、スプライス接続（原子炉格納容器内）の健全性は維持できると評価する。

スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果を表4.2に示す。

表4.2 スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	耐電圧試験後にDC 500 V絶縁抵抗計による絶縁抵抗を行う。	絶縁抵抗値 $1 \times 10^4 \Omega$ 以上	良

*：判定基準はメーカー基準値に基づく

2) 現状保全

スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、スプライス接続（原子炉格納容器内）の取替を行うこととしている。

3) 総合評価

スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能である。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、現状の保全に点検手法として適切であると判断する。

4) 高経年化への対応

スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

2. 添付資料

- 1) 長期健全性試験の供試体に用いた端子台（原子炉格納容器内）の仕様，設置環境等について
- 2) ケーブル接続部の長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について
- 3) 設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気で機能要求のあるケーブル接続部の環境条件について
- 4) ケーブル接続部の長期健全性試験における評価期間について
- 5) スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁物に対する放射線の影響について
- 6) スプライス接続（原子炉格納容器内）の熱サイクル試験について

タイトル	長期健全性試験の供試体に用いた端子台（原子炉格納容器内）の仕様，設置環境等について
説明	<p>長期健全性試験の供試体に用いた端子台（原子炉格納容器内）の仕様，設置環境等は下記のとおり。</p> <p>【供試体の仕様】</p> <p>供試体：端子台（原子炉格納容器内） 型式：TA60(3P) 動力用 TA20A(10P)制御用 材質：ジアレルフタレート 使用年数：38年(B22-F013 実機取出し品)</p> <p>【供試体の設置場所実環境】</p> <p>供試体設置場所の実環境は，「原子炉格納容器内の安全機能を有するケーブルの布設環境等の調査」にて，B22-F016のフレキシブル電線管部（端子台設置箇所が一番近い箇所）で測定した通常運転時における温度は52.4℃，放射線線量率は0.0129 Gy/hであり，評価対象機器E12-F009のフレキシブル電線管部（端子台設置箇所が一番近い箇所）の温度51.0℃，放射線線量率0.0029 Gy/hを上回っている。</p> <p>【長期停止期間中の環境状態について】</p> <p>供試体の使用年数は38年であるが，その間に震災による長期停止期間の約6年が含まれている。</p> <p>約6年間は通常運転時に比べ環境状態は緩やかとなるが，60年運転までの最長20年を考慮しても使用年数内に包含される。</p>

タイトル	ケーブル接続部の長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について																																													
説明	<p>健全性評価試験における事故時雰囲気曝露試験条件と事故時条件の比較した結果を示す。</p> <p>① 端子台接続（原子炉格納容器内）</p> <table border="1" data-bbox="453 640 1334 1111"> <thead> <tr> <th colspan="4">端子台</th> </tr> <tr> <th>原子炉格納容器内</th> <th>条件</th> <th>93.3 °C換算時間</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">事故時雰囲気曝露試験条件</td> <td rowspan="6">[]</td> <td>3,045 時間</td> <td rowspan="2">6,205 時間 (0.7 年)</td> </tr> <tr> <td>3,160 時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計基準事故時条件*1</td> <td>956 時間</td> <td rowspan="3">3,995 時間 (0.5 年)</td> </tr> <tr> <td>479 時間</td> </tr> <tr> <td>184 時間</td> </tr> <tr> <td>2,376 時間</td> <td></td> </tr> <tr> <td>重大事故等時条件*2</td> <td>1,987 時間</td> <td>1,987 時間 (0.3 年)</td> </tr> </tbody> </table> <p>活性化エネルギー: [] [cal/mol] (ジアレルフタレート/EPRI NP-1558 A Review of Equipment Aging Theory And Technology)</p> <p>*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値</p> <p>*2: 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値</p> <p>② 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）</p> <table border="1" data-bbox="448 1417 1329 1861"> <thead> <tr> <th colspan="4">電動弁コネクタ</th> </tr> <tr> <th>原子炉格納容器内</th> <th>条件</th> <th>108 °C換算時間</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">事故時雰囲気曝露試験条件</td> <td rowspan="10">[]</td> <td>289 時間</td> <td rowspan="5">1,718 時間 (0.1 年)</td> </tr> <tr> <td>433 時間</td> </tr> <tr> <td>222 時間</td> </tr> <tr> <td>78 時間</td> </tr> <tr> <td>696 時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">設計基準事故時条件*1</td> <td>269 時間</td> <td rowspan="2">404 時間 (0.1 年)</td> </tr> <tr> <td>135 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>活性化エネルギー: [] [cal/mol] (ジアレルフタレート/EPRI NP-1558 A Review of Equipment Aging Theory And Technology)</p> <p>*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値</p>			端子台				原子炉格納容器内	条件	93.3 °C換算時間	合計	事故時雰囲気曝露試験条件	[]	3,045 時間	6,205 時間 (0.7 年)	3,160 時間	設計基準事故時条件*1	956 時間	3,995 時間 (0.5 年)	479 時間	184 時間	2,376 時間		重大事故等時条件*2	1,987 時間	1,987 時間 (0.3 年)	電動弁コネクタ				原子炉格納容器内	条件	108 °C換算時間	合計	事故時雰囲気曝露試験条件	[]	289 時間	1,718 時間 (0.1 年)	433 時間	222 時間	78 時間	696 時間	設計基準事故時条件*1	269 時間	404 時間 (0.1 年)	135 時間
端子台																																														
原子炉格納容器内	条件	93.3 °C換算時間	合計																																											
事故時雰囲気曝露試験条件	[]	3,045 時間	6,205 時間 (0.7 年)																																											
		3,160 時間																																												
設計基準事故時条件*1		956 時間	3,995 時間 (0.5 年)																																											
		479 時間																																												
		184 時間																																												
2,376 時間																																														
重大事故等時条件*2	1,987 時間	1,987 時間 (0.3 年)																																												
電動弁コネクタ																																														
原子炉格納容器内	条件	108 °C換算時間	合計																																											
事故時雰囲気曝露試験条件	[]	289 時間	1,718 時間 (0.1 年)																																											
		433 時間																																												
		222 時間																																												
		78 時間																																												
		696 時間																																												
設計基準事故時条件*1		269 時間	404 時間 (0.1 年)																																											
		135 時間																																												

説 明

③ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）			
原子炉格納容器内	条件	93.3℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		1,315 時間	4,534 時間 (0.5 年)
		634 時間	
		209 時間	
		2,376 時間	
設計基準 事故時条件*1		877 時間	877 時間 (0.1 年)
重大 事故等時条件*2		14 時間	14 時間 (0.1 年)

活性化エネルギー： [cal/mol]

(エチレンプロピレンゴム/メーカー提示値)

*1：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*2：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値

④ スプライス接続（原子炉格納容器内）

スプライス接続			
原子炉格納容器内	条件	93.3℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		12,214 時間	17,871 時間 (2.0 年)
		5,657 時間	
設計基準 事故時条件*1		4,072 時間	8,495 時間 (1.0 年)
		1,717 時間	
		330 時間	
		2,376 時間	
重大 事故等時条件*2		11,347 時間	11,347 時間 (1.3 年)

活性化エネルギー： [cal/mol]

(架橋ポリオレフィン/メーカー提示値)

*1：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*2：重大事故等時におけるスプライス接続部（電気ペネトレーション
電線部）の環境条件解析値

以 上

タイトル	設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気で機能要求のあるケーブル接続部の環境条件について																												
説明	<p>設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気で機能要求のあるケーブル接続部の環境条件は下記のとおり。</p> <p>① 端子台接続（原子炉格納容器内）</p> <table border="1" data-bbox="448 853 1291 1149"> <thead> <tr> <th></th> <th>通常運転時*1</th> <th>設計基準事故時*2</th> <th>重大事故等時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>周囲温度</td> <td>65.6 °C (最高)</td> <td>171 °C (最高)</td> <td>123 °C*3 (最高)</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>0.0138 MPa</td> <td>0.31 MPa</td> <td>0.31 MPa*3</td> </tr> <tr> <td>放射線</td> <td>0.04 Gy/h (最大)</td> <td>260 kGy (最大積算値)</td> <td>640 kGy*4 (最大積算値)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：通常運転時における原子炉格納容器内の環境条件設計値 *2：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値 *3：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境温度解析値 炉心損傷防止対策の有効性評価において、原子炉停止時冷却系の使用を想定した条件の中で温度条件の一番高い事故プロファイル *4：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値</p> <p>② 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）</p> <table border="1" data-bbox="448 1559 1163 1848"> <thead> <tr> <th></th> <th>通常運転時*1</th> <th>設計基準事故時*2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>周囲温度</td> <td>65.6 °C (最高)</td> <td>171 °C (最高)</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>0.0138 MPa</td> <td>0.31 MPa</td> </tr> <tr> <td>放射線</td> <td>0.04 Gy/h (最大)</td> <td>260 kGy (最大積算値)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：通常運転時における原子炉格納容器内の環境条件設計値 *2：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値</p>		通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時	周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)	123 °C*3 (最高)	最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.31 MPa*3	放射線	0.04 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy*4 (最大積算値)		通常運転時*1	設計基準事故時*2	周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)	最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	放射線	0.04 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)
	通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時																										
周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)	123 °C*3 (最高)																										
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.31 MPa*3																										
放射線	0.04 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy*4 (最大積算値)																										
	通常運転時*1	設計基準事故時*2																											
周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)																											
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa																											
放射線	0.04 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)																											

説 明

③ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時 ^{*7}
周囲温度	60 °C ^{*1} (最高)	171 °C ^{*3} (最高)	115 °C ^{*5} (最高)
最高圧力	0. 0138 MPa ^{*2}	0. 31 MPa ^{*3}	0. 20 MPa ^{*5}
放射線	0. 072 Gy/h ^{*2} (最大)	26 kGy ^{*4} (最大積算値)	26 kGy ^{*6} (最大積算値)

- *1：通常運転時における原子炉格納容器内同軸コネクタ設置箇所（ペDESTAL）環境温度実測値の最大値（約 56 °C）に余裕を加えた値
- *2：通常運転時における原子炉格納容器内（ペDESTAL）の環境条件設計値
- *3：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値
- *4：設計基準事故時における原子炉格納容器内同軸コネクタ設置箇所（ペDESTAL）の設計値（13 kGy/h）を基に、設計基準事故時における要求機能である未臨界達成確認に要する時間（概ね 1 時間）に余裕を加えた時間（2 時間）における積算値
- *5：重大事故等時（原子炉停止機能喪失事象）における原子炉格納容器内の環境条件
- *6：重大事故等時（原子炉停止機能喪失事象）における原子炉格納容器内同軸コネクタ設置箇所（ペDESTAL）の放射線量は設計基準事故時の放射線量を超える範囲にないが、保守的に設計基準事故時における設計値（13 kGy/h）を基に、原子炉停止機能喪失事象時に未臨界達成確認に要する時間（概ね 1 時間）に余裕を加えた時間（2 時間）における積算値とした
- *7：重大事故等時条件のうち、当該同軸コネクタ（中性子束計測器）の要求機能である未臨界達成確認までに、最も厳しい環境条件となる原子炉停止機能喪失事象を想定

説 明

④ スプライス接続（原子炉格納容器内）

	通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時
周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)	135 °C*3 (最高)
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa*4
放射線	0.04 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy*4 (最大積算値)

*1：通常運転時における原子炉格納容器内（電気ペネトレーション設置場所）の環境条件設計値

*2：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*3：重大事故等時におけるスプライス接続部（電気ペネトレーション電線部）の環境条件解析値

*4：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値

以 上

タイトル	ケーブル接続部の長期健全性試験における評価期間について
説明	<p>各種ケーブル接続部の加速熱劣化における実環境年数の算定は、ケーブル接続部の有機材料の活性化エネルギーを用いてアレニウスの式により算出している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ <p>t1 : 実環境年数 t2 : 加速時間 T1 : 実環境温度 T2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー</p> </div> <p>① 端子台接続（原子炉格納容器内） 端子台接続（原子炉格納容器内）は、38年間使用した実機品を用いた蒸気曝露試験を行い38年の健全性があることを確認。</p> <p>② 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内） t1 : 実環境年数 : 45年（394,603時間） t2 : 加速時間 : 300時間 T1 : 実環境温度 : 338.6 [K]（=65.6℃） T2 : 加速温度 : 411 [K]（=138℃） R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー : [cal/mol] （エチレンプロピレンゴム/メーカ提示値）</p>

説 明	<p>③ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）</p> <p>t1：実環境年数：86年(755,074時間)</p> <p>t2：加速時間：241時間</p> <p>T1：実環境温度：333[K] (=60℃)</p> <p>T2：加速温度：421.8[K] (=148.8℃)</p> <p>R：気体定数：1.987 [cal/mol・K]</p> <p>E：活性化エネルギー：<input type="text"/> [cal/mol] (エチレンプロピレンゴム/メーカー提示値)</p> <p>④ スプライス接続（原子炉格納容器内）</p> <p>t1：実環境年数：100年以上(2,943,132時間)</p> <p>t2：加速時間：10,075.2時間</p> <p>T1：実環境温度：338.6[K] (=65.6℃)</p> <p>T2：加速温度：388[K] (=115℃)</p> <p>R：気体定数：1.987 [cal/mol・K]</p> <p>E：活性化エネルギー：<input type="text"/> [cal/mol] (架橋ポリオレフィン/メーカー提示値)</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>
-----	---

<p>タイトル</p>	<p>スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁物に対する放射線の影響について</p>
<p>説明</p>	<p>スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験における放射線照射条件（522.8 kGy）は、重大事故等時条件（640 kGy）を包絡していない。</p> <p>スプライス接続の絶縁体である架橋ポリオレフィン[*]は、エンジニアリングプラスチックの分類上、架橋ポリエチレンと同系列のものであり、同等[*]の絶縁材として評価することが可能である。</p> <p>架橋ポリエチレンについては、CV ケーブルの健全性評価試験にて絶縁体厚さが 0.8 mm の供試ケーブルに 760 kGy を照射して健全性が確認されていることから、絶縁体厚さ 1.9 mm のスプライス接続も同様に健全性は維持できると評価する。</p> <p>[*]:ポリオレフィン[*]は水素(H)と炭素(C)のみから構成される 高分子化合物の総称で、代表的なものに PE(ポリエチレン)や、PP(ポリプロピレン)などがある</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

タイトル	スプライス接続（原子炉格納容器内）の熱サイクル試験について
説明	<p>スプライス接続（原子炉格納容器内）の熱サイクル試験回数は、40年相当で120回（3回／年）想定している。</p> <p>東海第二の40年運転までの実績にもとづく過渡回数は65回であり、試験回数の120回に包絡される。</p> <p>60年運転を想定した場合の推定過渡回数は110回であり、試験回数の120回に包絡される。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

別紙 6. 電動弁用駆動部の評価について

1. 電動弁用駆動部の技術評価

(1) 電動弁用駆動部の評価

1) 電動弁モータ（原子炉格納容器内）の評価

a. 評価手順

東海第二の原子炉格納容器内において使用されている，設計基準事故時雰囲気での機能要求がある電動弁モータは，IEEE Std. 382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety Related Functions for Nuclear Power Plants」（以下，「IEEE Std. 382-1996」という）をもとに東海第二で使用している電動弁交流モータと同等の新品モータを供試体に長期健全性試験により評価する。【別紙 6. 添付-1) 参照】

また，重大事故等時雰囲気における健全性の評価は，重大事故等時条件が長期健全性試験条件に包絡されることを確認する。

電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器内）を図 1.1 に示す。

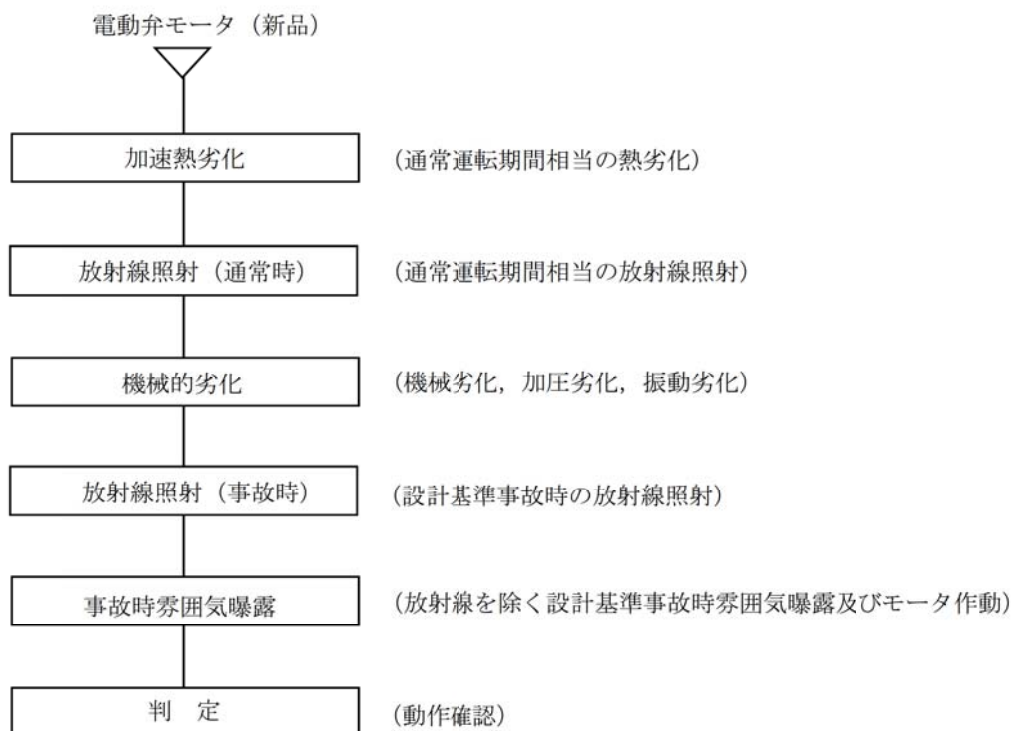


図 1.1 電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器内）

b. 試験条件

試験条件は、電動弁モータ（原子炉格納容器内）の60年間の通常運転期間及び設計基準事故時を想定した条件を包絡している。

また、試験条件は、電動弁モータ（原子炉格納容器内）の重大事故等時を想定した条件も包絡している。

電動弁モータの長期健全性試験条件（原子炉格納容器内）を表1.1に示す。

表 1.1 電動弁モータの長期健全性試験条件（原子炉格納容器内）

	試験条件	説明
加速熱劣化	105 ℃×1,740 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 ℃ ^{*1} では、60年間の通常運転期間に相当する。 【別紙 6. 添付-2) 参照】
放射線照射 (通常時)	放射線照射線量：22 kGy	東海第二で想定される60年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy ^{*1} を包絡する。
機械的劣化	機械劣化：弁開閉往復動作相当回数 3,000 回	東海第二の60年間の動作回数 約 800 回を包絡する。IEEE Std. 382-1996 に基づく。 【別紙 6. 添付-3) 参照】
	加圧劣化：0.48 MPa 3分以上を65回	東海第二の通常運転時の最高圧力 0.0138 MPa ^{*1} ，60年間の加圧回数 39 回を包絡する。 【別紙 6. 添付-3) 参照】
	振動劣化：0.75 G，3軸方向 各 135 分	IEEE Std. 382-1996 に基づく。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量：800 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy ^{*2} 及び重大事故等時の最大積算値 6.40×10^2 kGy ^{*3} を包絡する。
事故時雰囲気 曝露	最高温度：172 ℃ 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：約 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171 ℃ ^{*2} ，最高圧力 0.31 MPa ^{*2} 及び重大事故等時の最高温度 123 ℃ ^{*3} ，最高圧力 0.31 MPa ^{*3} を包絡する。【別紙 6. 添付-4) 参照】

*1：通常運転時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

通常運転時線量 約 21 [kGy] = 0.04 [Gy/h] × 24 [h] × 365.25 [d] × 60 [y]

*2：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*3：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値

*1～*3 は【別紙 6. 添付-5) 参照】

c. 評価結果

長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時において電動弁モータ（原子炉格納容器内）の絶縁を維持できることを確認した。

また、重大事故等時条件は長期健全性試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できることを確認した。

電動弁モータの長期健全性試験結果（原子炉格納容器内）を表1.2に示す。

表 1.2 電動弁モータの長期健全性試験結果（原子炉格納容器内）

試験手順	判定基準	結果
電動弁事故時雰囲気曝露試験終了後、電動弁駆動モータの動作確認を行う。	正常に動作すること。	良

2) 電動弁モータ（原子炉格納容器外）の評価

① 原子炉格納容器外/原子炉建屋

a. 評価手順

東海第二の原子炉格納容器外の原子炉建屋において使用されている設計基準事故時雰囲気での機能要求がある電動弁交流モータ及び電動弁直流モータは、IEEE Std. 382-1996 をもとに東海第二で 38 年間使用した電動弁交流モータを用いた長期健全性試験により評価する。【別紙 6. 添付-1) 参照】

また、重大事故等時雰囲気における健全性の評価は、重大事故等時条件が長期健全性試験条件に包絡されることを確認する。

電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器外/原子炉建屋）を図 2.1 に示す。

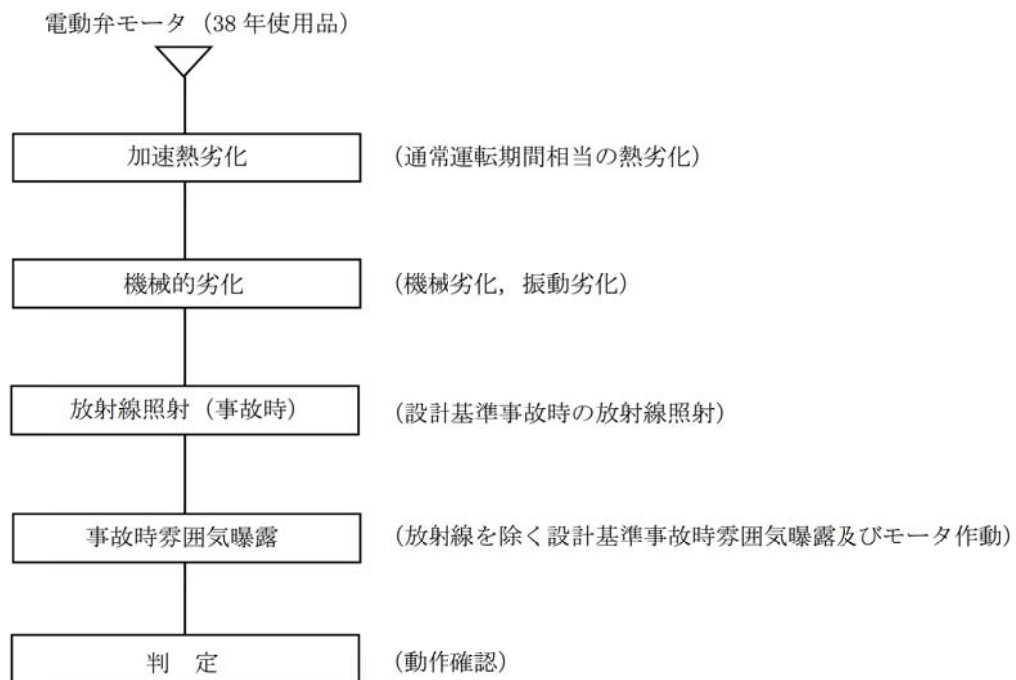


図 2.1 電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器外/原子炉建屋）

b. 試験条件

試験条件は、電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）の60年間の通常運転期間及び設計基準事故時を想定した条件を包絡する。

また、試験条件は電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）の重大事故等時を想定した条件も包絡している。

電動弁モータの長期健全性試験条件（原子炉格納容器外/原子炉建屋）を表2.1に示す。

表 2.1 電動弁モータの長期健全性試験条件（原子炉格納容器外/原子炉建屋）

	試験条件	説明
加速熱劣化	105 °C×385 時間	原子炉建屋内の周囲最高温度 40.0 °C ^{*1} では、60 年以上の運転期間に相当する。 【別紙 6. 添付-6) 参照】
機械的劣化	機械劣化：弁開閉往復動作相当回数 1,100 回 振動劣化：0.75 G, 3 軸方向 各 50 分	東海第二の 60 年間の動作回数 約 800 回を包絡する。【別紙 6. 添付-3) 参照】 IEEE Std. 382-1996 に基づく。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量：1,700 Gy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 1.7×10^3 Gy ^{*2} を包絡する。 重大事故等時の放射線 100×10^3 Gy ^{*3} に対しては、同等の原子炉格納容器外仕様のモータを用いた放射線照射試験にて、重大事故等時の放射線量を上回る 1.0×10^6 Gy にて健全性が維持できることを確認している。
事故時雰囲気 曝露	最高温度：105 °C 最高圧力：0.02 MPa 曝露時間：約 7 日間	東海第二で想定される設計基準事故時の最高温度 100 °C ^{*2} 、最高圧力 0.001744 MPa ^{*2} 及び重大事故等時の最高温度 100 °C ^{*3} 、最高圧力 0.0069 MPa ^{*3} を包絡する。【別紙 6. 添付-7) 参照】

*1：通常運転時における原子炉格納容器外（原子炉建屋）の環境条件設計値

*2：設計基準事故時における原子炉格納容器外（原子炉建屋）の環境条件設計値

*3：重大事故等時における原子炉格納容器外（原子炉建屋）の環境条件解析値

*1～*3 は【別紙 6. 添付-5) 参照】

c. 評価結果

長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時において電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）の絶縁を維持できることを確認した。

また、重大事故等時条件は、設計基準事故時曝露試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できることを確認した。

東海第二で想定される重大事故等時における放射線の影響による電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）の絶縁低下に対しては、同等の原子炉格納容器外仕様のモータを用いた放射線照射試験にて重大事故等時線量を上回る 1.0×10^6 Gyにて健全性が維持されていることから、絶縁低下に至る可能性は小さいと考える。

また、電動弁モータ（原子炉格納容器外）の電磁ブレーキコイル及び口出線に用いられている絶縁材（ポリアミドイミド及びシリコンゴム）は、電動弁モータ（原子炉格納容器内）の固定子コイル及び口出線材料と同じであり、原子炉格納容器内の長期健全性試験にて、原子炉格納容器外の重大事故等時線量を上回る線量にて健全性が維持できることが確認されていることから絶縁低下に至る可能性は小さいと考える。

電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）の長期健全性試験結果を表 2.2 に示す。【別紙 6. 添付-8) 参照】

表 2.2 電動弁モータの長期健全性試験結果（原子炉格納容器外/原子炉建屋）

試験手順	判定基準	結果
電動弁事故時雰囲気曝露試験終了後、電動弁駆動モータの動作確認を行う。	正常に動作すること。	良

② 原子炉格納容器外/主蒸気トンネル室

a. 評価手順

東海第二の原子炉格納容器外の主蒸気トンネル室において使用されている設計基準事故時雰囲気で機能要求がある電動弁交流モータは、IEEE Std. 382-1996 をもとに東海第二で使用している電動弁交流モータ（原子炉格納容器内）と同等の新品モータを供試体に長期健全性試験により評価する。【別紙 6. 添付-1) 参照】

また、重大事故等時雰囲気における健全性の評価は、重大事故等時条件が長期健全性試験条件に包絡されることを確認する。

電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器内）を図 2.2 に示す。

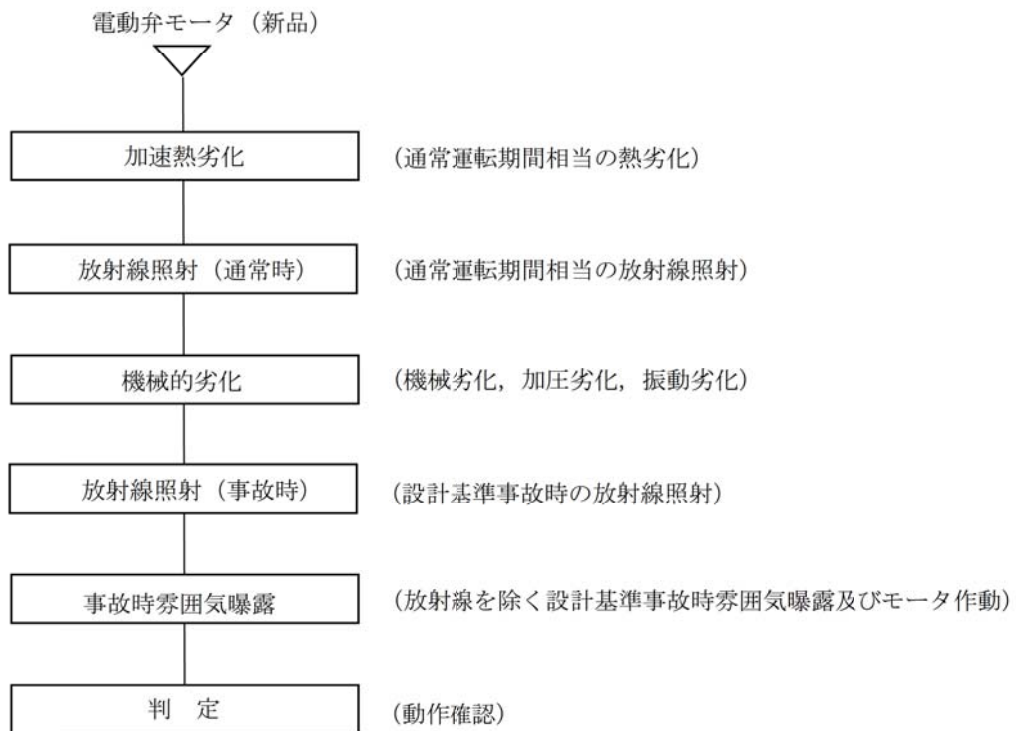


図 2.2 電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器内）

b. 試験条件

試験条件は、電動弁モータ（原子炉格納容器外/主蒸気トンネル室）の50年間の通常運転期間及び設計基準事故時を想定した条件を包絡する。

また、試験条件は電動弁モータ（原子炉格納容器外/主蒸気トンネル室）の重大事故等時を想定した条件も包絡している。

電動弁モータの長期健全性試験条件（原子炉格納容器内）を表2.3に示す。

表 2.3 電動弁モータの長期健全性試験条件（原子炉格納容器内）

	試験条件	説明
加速熱劣化	105 ℃×1,740 時間	主蒸気トンネル室の周囲最高温度 60.0 ℃ ^{*1} では、60年以上の通常運転期間に相当する。 【別紙 6. 添付-6) 参照】
放射線照射 (通常時)	放射線照射線量：22 kGy	東海第二で想定される50年間の通常運転期間相当の線量 約 22 kGy ^{*1} を包絡する。
機械的劣化	機械劣化：弁開閉往復動作相当回数 3,000 回	東海第二の60年間の動作回数 約 800 回を包絡する。IEEE Std. 382-1996 に基づく。 【別紙 6. 添付-3) 参照】
	加圧劣化：0.48 MPa 3分以上を65回	東海第二の通常運転時の最高圧力 大気圧 ^{*1} 、60年間の加圧回数 39 回を包絡する。 【別紙 6. 添付-3) 参照】
	振動劣化：0.75 G、3軸方向 各 135 分	IEEE Std. 382-1996 に基づく。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量：800 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 450 Gy ^{*2} 及び重大事故等時の最大積算値 100 kGy ^{*3} を包絡する。
事故時雰囲気 曝露	最高温度：172 ℃ 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：約 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171 ℃ ^{*2} 、最高圧力 0.001744 MPa ^{*2} 及び重大事故等時の最高温度 171 ℃ ^{*3} 、最高圧力 0.0069 MPa ^{*3} を包絡する。【別紙 6. 添付-7) 参照】

*1：通常運転時における原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の環境条件設計値

通常運転時線量 約 22 [kGy]=0.05 [Gy/h]×24 [h]×365.25 [d]×50 [y]

*2：設計基準事故時における原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の環境条件設計値

*3：重大事故等時における原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の環境条件解析値

*1～*3 は【別紙 6. 添付-5) 参照】

c. 評価結果

長期健全性試験の結果、50年間の通常運転期間、設計基準事故時において電動弁モータ（原子炉格納容器外/主蒸気トンネル室）の絶縁を維持できることを確認した。

また、重大事故等時条件は、設計基準事故時曝露試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できることを確認した。

電動弁モータ（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果を表2.4に示す。

表 2.4 電動弁モータの長期健全性試験結果（原子炉格納容器内）

試験手順	判定基準	結果
電動弁事故時雰囲気曝露試験終了後、電動弁駆動モータの動作確認を行う。	正常に動作すること。	良

(2) 現状保全

電動弁モータ（原子炉格納容器内）、電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）及び電動弁モータ（原子炉格納容器外/主蒸気トンネル室）の固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁低下に対しては、点検時に絶縁測定及び機器の動作試験を実施し、有意な絶縁の低下がないことを確認している。

また、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、モータの補修又は取替を行うこととしている。【別紙6. 添付-9) 参照】

(3) 総合評価

電動弁モータ（原子炉格納容器内）及び電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）は、長期健全性試験結果から判断して、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの有意な絶縁低下の可能性は低い。

電動弁モータ（原子炉格納容器外/主蒸気トンネル室）については、長期健全性試験結果から判断して、50年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの有意な絶縁低下の可能性は低い。

主蒸気トンネル室に設置している事故時動作要求のある電動弁モータについては、今停止期間中に原子炉格納容器内仕様の電動弁モータへ取替を行う計画としており、長期健全性試験で確認のとれている50年間を加えると、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価する。

絶縁低下は点検時における絶縁抵抗測定、動作試験で把握可能と考えられる。今後、絶縁抵抗測定、動作試験を実施することにより、異常の有無を把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると考えられる。

(4) 高経年化への対応

固定子コイル，回転子コイル，口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁低下に対しては，高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないと考える。今後も点検時に絶縁抵抗測定，動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに，必要に応じて補修又は取替を行うこととする。

なお，主蒸気トンネル室に設置している事故時動作要求のある電動弁モータについては，今停止期間中に原子炉格納容器内仕様の電動弁モータへ取替を行う計画としている。

2. 添付資料

- 1) 長期健全性試験の供試体に用いた電動弁モータの仕様，設置環境等について
- 2) 電動弁モータ（原子炉格納容器内）の長期健全性試験における評価期間について
- 3) 電動弁モータの機械的劣化試験の弁開閉往復動作回数と加圧回数について
- 4) 電動弁モータ（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について
- 5) 設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気で機能要求のある電動弁の環境条件について
- 6) 電動弁モータ（原子炉格納容器外）の長期健全性試験における評価期間について
- 7) 電動弁モータ（原子炉格納容器外）の長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について
- 8) 電動弁モータ（原子炉格納容器外）の絶縁物に対する放射線の影響について
- 9) 電動弁モータの取替実績について

タイトル	長期健全性試験の供試体に用いた電動弁モータの仕様，設置環境等について
説明	<p>長期健全性試験の供試体に用いた電動弁モータの仕様，設置環境等は下記のとおり。</p> <p>東海第二に設置されている電動弁モータと供試体モータの構造，絶縁材料等は同じものである。</p> <p>【電動弁モータ（原子炉格納容器内）】 モータサイズ：#150 ブレーキ付（7.8 kW） 絶縁種別：H種 使用年数：新品 製造者：<input type="text"/></p> <p>【電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）】 モータサイズ：#5（0.28 kW） 絶縁種別：B種 使用年数：38年（E12-F073B 実機取出し品） 製造者：<input type="text"/></p> <p>【供試体（E12-F073B）の設置場所実環境】 評価対象機器（E12-F008）の設置場所（原子炉建屋2階）付近の通常運転時における放射線線量率は5×10^{-6} Gy/h以下であり，供試体（E12-F073B）の設置場所（残留熱除去系熱交換器室）付近の放射線線量率測定結果と同等である。</p> <p>環境温度については，供試体，評価対象機器とも原子炉建屋空調により温度コントロールされているエリアに設置されていることから，設計温度の40℃以下となっていると考える。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

タイトル	電動弁モータ（原子炉格納容器内）の長期健全性試験における評価期間について
説明	<p>電動弁モータの固定子コイル、口出線及び電磁ブレーキコイルの加速熱劣化における実環境年数の算定は、固定子コイル、口出線及び電磁ブレーキコイルの絶縁材の活性化エネルギー値を用いてアレニウスの式により算出している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ <p>t1 : 実環境年数 t2 : 加速時間 T1 : 実環境温度 T2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー</p> </div> <p>① 電動弁モータ（固定子コイル／電磁ブレーキコイル）</p> <p>t1 : 実環境年数 : 60 年 (527, 147 時間) t2 : 加速時間 : 1,740 時間 T1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T2 : 加速温度 : 378 [K] (=105 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: <input style="width: 80px;" type="text"/> [cal/mol] (ポリアミドイミド/メーカー提示値)</p> <p>② 電動弁モータ（口出線）</p> <p>t1 : 実環境年数 : 100 年以上 (10, 194, 721 時間) t2 : 加速時間 : 1,740 時間 T1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T2 : 加速温度 : 378 [K] (=105 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: <input style="width: 80px;" type="text"/> [cal/mol] (シリコンゴム/メーカー提示値)</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

タイトル	<p>電動弁モータの機械的劣化試験の弁開閉往復動作回数と加圧回数について</p>
説明	<p>【弁開閉往復動作回数】 電動弁モータの機械劣化の動作回数は、プラント運転期間中のサーベランス（1回/月 60年×12ヶ月＝720ヶ月）と定期点検による電動弁駆動部の開閉1回（運開から60年までの定検回数35回想定）の約800回は、電動弁モータ（原子炉格納容器内）の開閉往復動作回数3,000回、電動弁モータ（原子炉格納容器外）の開閉往復動作回数1,100回に包絡される。</p> <p>【加圧劣化回数】 電動弁モータ（原子炉格納容器内）の機械的劣化試験の加圧劣化の回数は、運開からの加圧回数29回に60年運転までの想定回数10回の合計39回は、加圧劣化試験の回数65回に包絡される。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

タイトル	電動弁モータ（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について																							
説明	<p>長期健全性評価における事故時雰囲気曝露試験条件と設計基準事故条件及び重大事故等時条件の比較した結果を示す。</p> <p>【原子炉格納容器内】</p> <p>① 固定子コイル/ブレーキコイル</p> <table border="1" data-bbox="469 875 1315 1312"> <thead> <tr> <th></th> <th>条件</th> <th>93.3℃換算時間</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">事故時雰囲気曝露試験条件</td> <td rowspan="2"></td> <td>70,157 時間</td> <td rowspan="2">81,153 時間 (9.2 年)</td> </tr> <tr> <td>10,996 時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計基準事故時条件*1</td> <td rowspan="3"></td> <td>21,290 時間</td> <td rowspan="3">31,671 時間 (3.7 年)</td> </tr> <tr> <td>7,362 時間</td> </tr> <tr> <td>643 時間</td> </tr> <tr> <td>重大事故等時条件</td> <td></td> <td>2,376 時間</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>7,512 時間</td> <td>7,512 時間 (0.9 年)</td> </tr> </tbody> </table> <p>活性化エネルギー: <input type="text"/> [cal/mol] (ポリアミドイミド/メーカー提示値)</p>		条件	93.3℃換算時間	合計	事故時雰囲気曝露試験条件		70,157 時間	81,153 時間 (9.2 年)	10,996 時間	設計基準事故時条件*1		21,290 時間	31,671 時間 (3.7 年)	7,362 時間	643 時間	重大事故等時条件		2,376 時間				7,512 時間	7,512 時間 (0.9 年)
	条件	93.3℃換算時間	合計																					
事故時雰囲気曝露試験条件		70,157 時間	81,153 時間 (9.2 年)																					
		10,996 時間																						
設計基準事故時条件*1		21,290 時間	31,671 時間 (3.7 年)																					
		7,362 時間																						
		643 時間																						
重大事故等時条件		2,376 時間																						
		7,512 時間	7,512 時間 (0.9 年)																					

説 明

② 口出線

	条件	93.3 °C換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		7,307,160 時間	7,373,879 時間 (10)年以上)
		69,719 時間	
設計基準 事故時条件*1		2,111,927 時間	2,539,476 時間 (10)年以上)
		421,077 時間	
		4,096 時間	
重大 事故等時条件		2,376 時間	53,878 時間 (5.2年)
	53,878 時間		

活性化エネルギー: [cal/mol]

(シリコーンゴム/メーカー提示値)

*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*2: 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境温度解析値

炉心損傷防止対策の有効性評価において、原子炉停止時冷却系の使用を想定した条件の中で温度条件の一番高い事故プロファイル事故プロファイルは、【別紙 6. 添付-5)参照】

以 上

タイトル	設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気での機能要求のある電動弁の環境条件について																
説明	<p>設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気での機能要求のある電動弁の環境条件は以下のとおり。</p> <p>【原子炉格納容器内】</p> <table border="1" data-bbox="440 636 1295 853"> <thead> <tr> <th></th> <th>通常運転時*1</th> <th>設計基準事故時*2</th> <th>重大事故等時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>周囲温度</td> <td>65.6 ℃ (最高)</td> <td>171 ℃ (最高)</td> <td>123 ℃*3 (最高)</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>0.0138 MPa</td> <td>0.31 MPa</td> <td>0.31 MPa*3</td> </tr> <tr> <td>放射線</td> <td>0.04 Gy/h (最大)</td> <td>260 kGy (最大積算値)</td> <td>640 kGy*4 (最大積算値)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：通常運転時における原子炉格納容器内の環境条件設計値 *2：設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値 *3：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境温度解析値 炉心損傷防止対策の有効性評価において、原子炉停止時冷却系の使用を想定した条件の中で温度条件の一番高い事故プロファイル</p> <div data-bbox="445 1115 1259 1912" style="border: 1px solid black; height: 356px; width: 510px; margin: 10px 0;"></div> <p>*4：重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値</p>		通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時	周囲温度	65.6 ℃ (最高)	171 ℃ (最高)	123 ℃*3 (最高)	最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.31 MPa*3	放射線	0.04 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy*4 (最大積算値)
	通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時														
周囲温度	65.6 ℃ (最高)	171 ℃ (最高)	123 ℃*3 (最高)														
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.31 MPa*3														
放射線	0.04 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy*4 (最大積算値)														

説 明

【原子炉建屋】

	通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時*3
周囲温度	40 °C (最高)	100 °C (最高)	100 °C (最高)
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa
放射線	0.00001 Gy/h (最大)	1,700 Gy (最大積算値)	100 kGy (最大積算値)

*1：通常運転時における原子炉格納容器外（原子炉建屋）の環境条件設計値

*2：設計基準事故時における原子炉格納容器外（原子炉建屋）の環境条件設計値

*3：重大事故等時における原子炉格納容器外（原子炉建屋）の環境条件解析値

【原子炉建屋（主蒸気トンネル室）】

	通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時*3
周囲温度	60 °C (最高)	171 °C (最高)	171 °C (最高)
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa
放射線	0.05 Gy/h (最大)	450 Gy (最大積算値)	100 kGy (最大積算値)

*1：通常運転時における原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の環境条件設計値

*2：設計基準事故時における原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の環境条件設計値

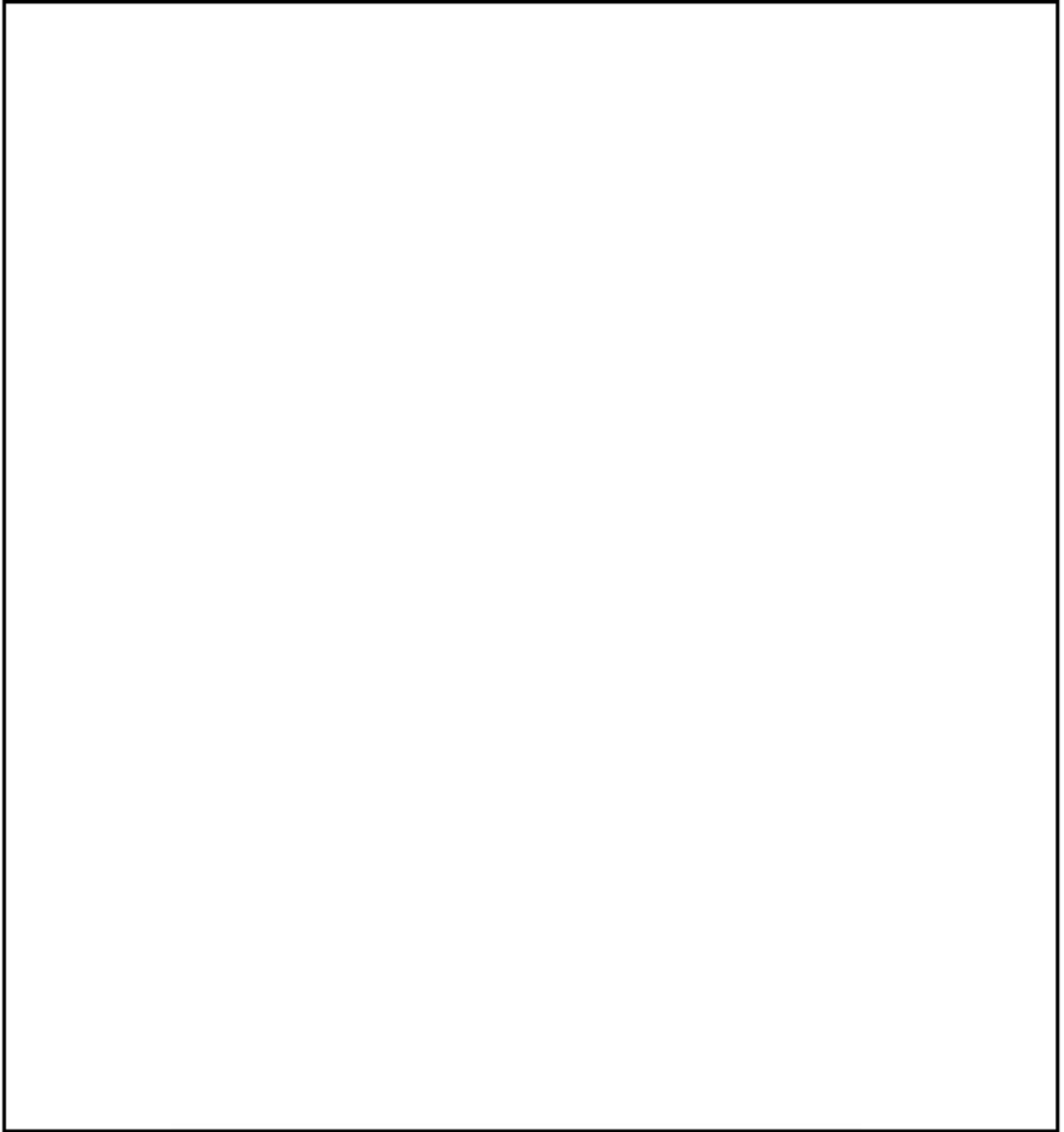
*3：重大事故等時における原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の環境条件解析値

以 上

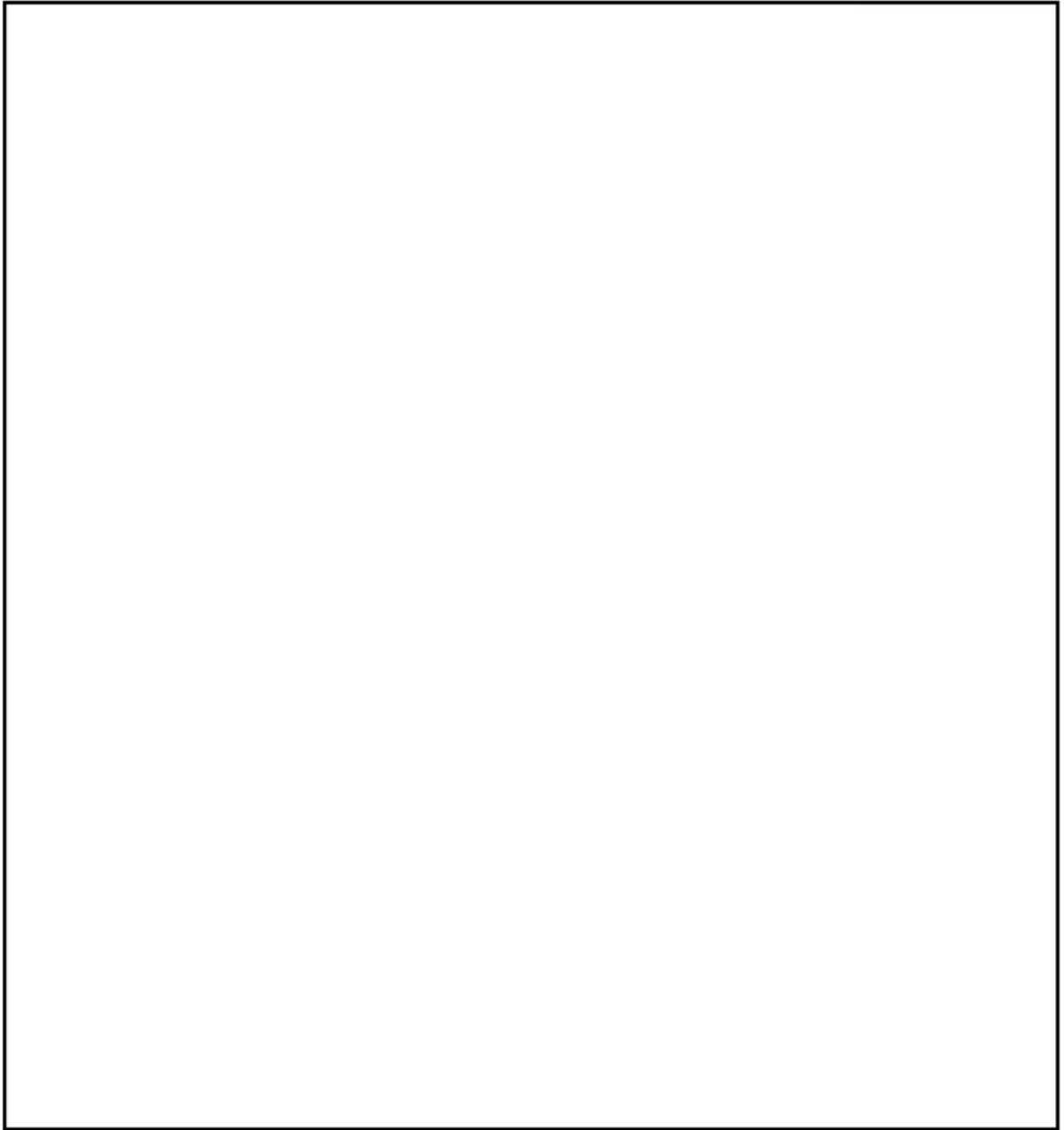


電動弁配置図 R/B 地下 2F (EL. - 4.00 m)

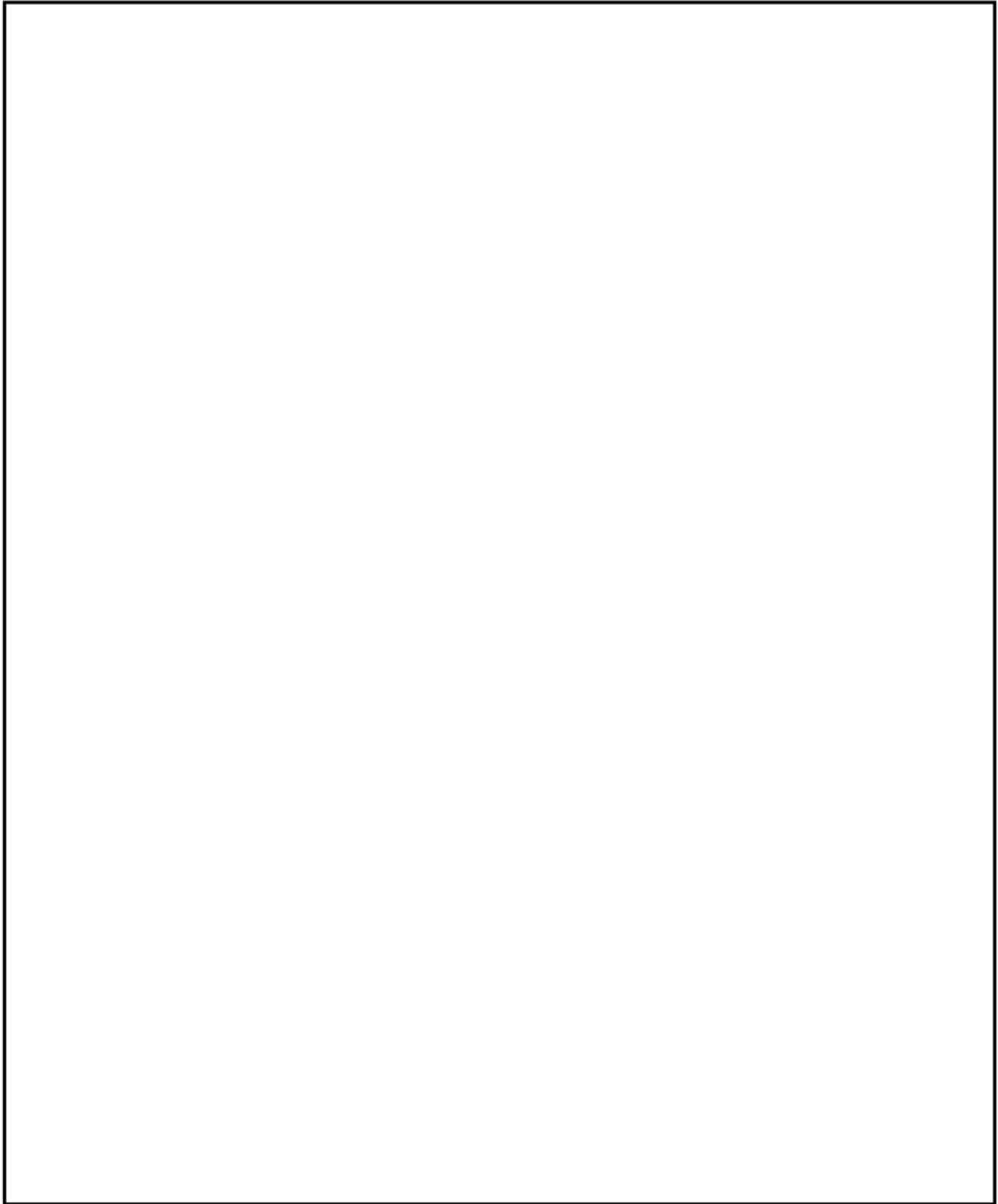
● : 設計基準事故時動作要求のある電動弁



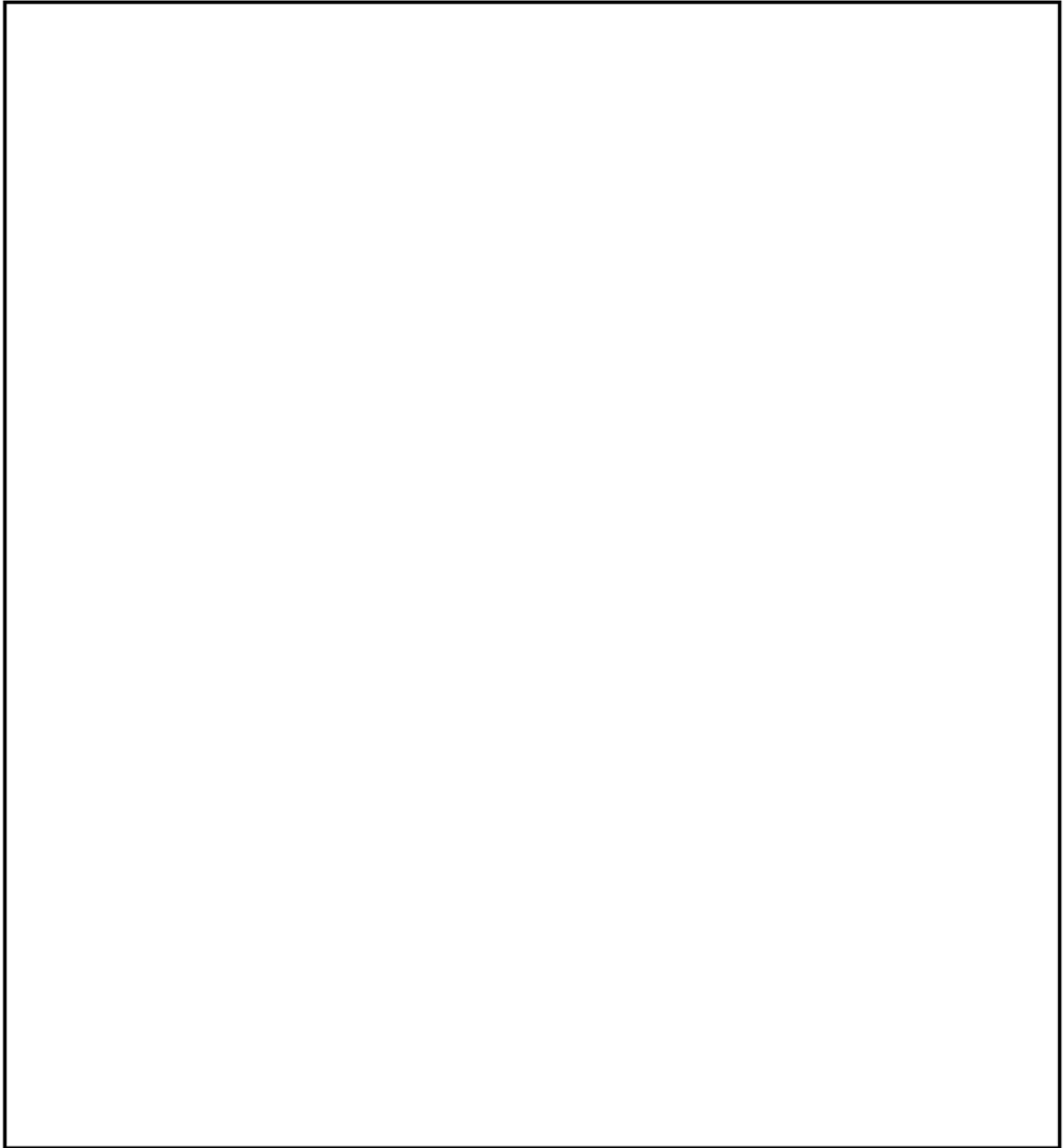
電動弁配置図 R/B 地下 1F (EL. 2.00 m)



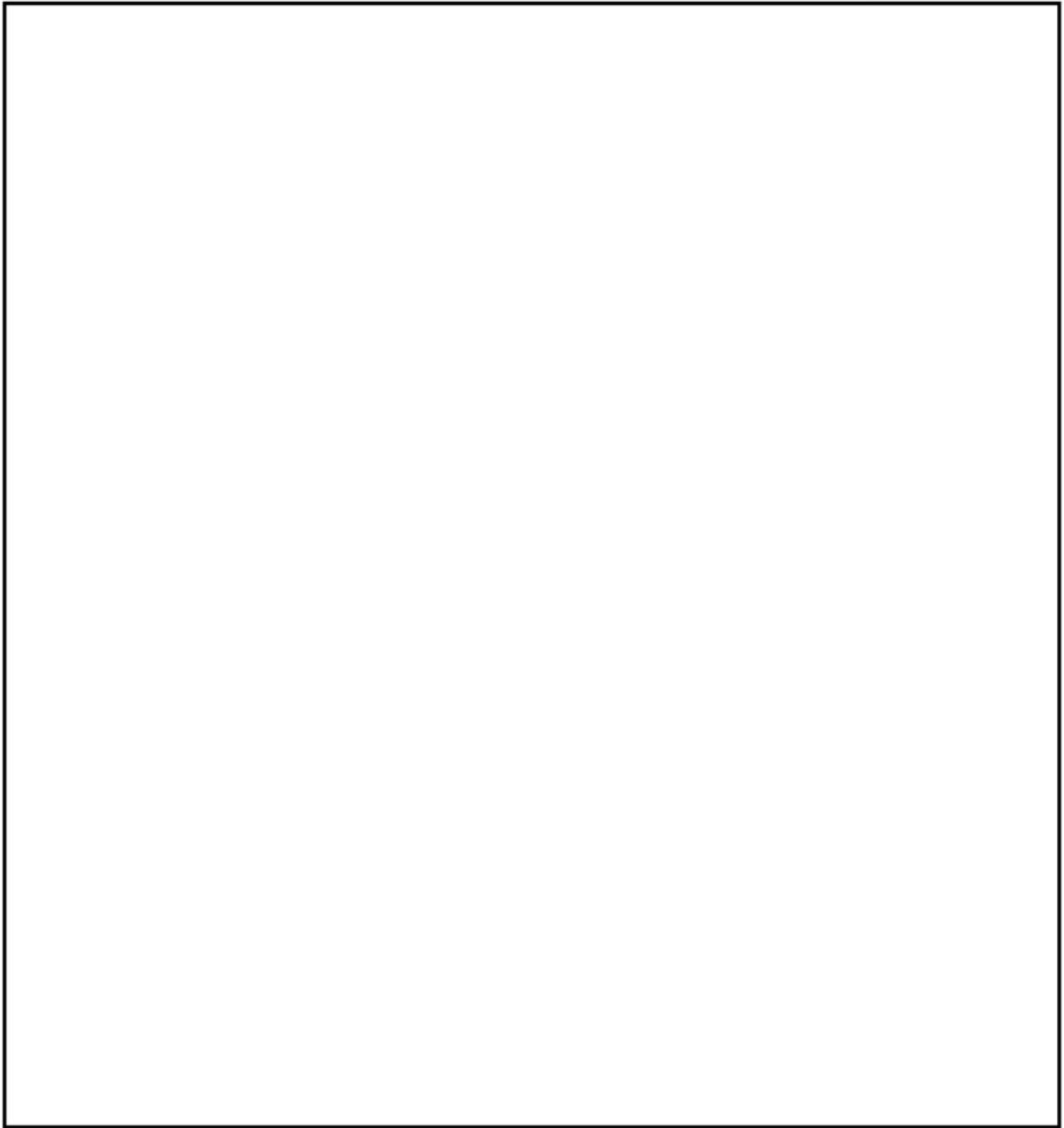
電動弁配置図 R/B 1F (EL. 8.20 m)



電動弁配置図 R/B 2F (EL. 14.00 m)



電動弁配置図 R/B 3F (EL. 20. 30 m)



電動弁配置図 R/B 4F (EL. 29.00 m)

タイトル	電動弁モータ（原子炉格納容器外）の長期健全性試験における評価期間について
説明	<p>電動弁モータの固定子コイル，口出線及び電磁ブレーキコイルの加速熱劣化における実環境年数の算定は，固定子コイル，口出線及び電磁ブレーキコイルの絶縁材の活性化エネルギー値を用いてアレニウスの式により算出している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ <p>t1：実環境年数 t2：加速時間 T1：実環境温度 T2：加速温度 R：気体定数 E：活性化エネルギー</p> </div> <p>① 電動弁モータ（原子炉建屋 固定子コイル）</p> <p>t1：実環境年数 ： 100 年以上（5,451,912 時間） t2：加速時間 ： 385 時間 T1：実環境温度 ： 313 [K]（=40 °C） T2：加速温度 ： 378 [K]（=105 °C） R：気体定数 ： 1.987 [cal/mol・K] E：活性化エネルギー：<input style="width: 80px;" type="text"/> [cal/mol] （ポリエステル/メーカー提示値）</p> <p>② 電動弁モータ（原子炉建屋 口出線）</p> <p>t1：実環境年数 ： 100 年以上（2.04×10⁹ 時間） t2：加速時間 ： 385 時間 T1：実環境温度 ： 313 [K]（=40 °C） T2：加速温度 ： 378 [K]（=105 °C） R：気体定数 ： 1.987 [cal/mol・K] E：活性化エネルギー：<input style="width: 80px;" type="text"/> [cal/mol] （シリコンゴム/メーカー提示値）</p>

<p>説 明</p>	<p>③ 電動弁モータ（原子炉建屋 電磁ブレーキコイル）</p> <p>t1：実環境年数：100年以上（10,325,913時間）</p> <p>t2：加速時間：385時間</p> <p>T1：実環境温度：313 [K]（=40℃）</p> <p>T2：加速温度：378 [K]（=105℃）</p> <p>R：気体定数：1.987 [cal/mol・K]</p> <p>E：活性化エネルギー：<input type="text"/> [cal/mol]</p> <p>（ポリアミドイミド/メーカー提示値）</p> <p>④ 電動弁モータ（主蒸気トンネル室 固定子コイル/電磁ブレーキコイル）</p> <p>t1：実環境年数：100年以上（1,325,182時間）</p> <p>t2：加速時間：1,740時間</p> <p>T1：実環境温度：333 [K]（=60.0℃）</p> <p>T2：加速温度：378 [K]（=105℃）</p> <p>R：気体定数：1.987 [cal/mol・K]</p> <p>E：活性化エネルギー：<input type="text"/> [cal/mol]</p> <p>（ポリアミドイミド/メーカー提示値）</p> <p>⑤ 電動弁モータ（主蒸気トンネル室 口出線）</p> <p>t1：実環境年数：100年以上（41,330,689時間）</p> <p>t2：加速時間：1,740時間</p> <p>T1：実環境温度：333 [K]（=60.0℃）</p> <p>T2：加速温度：378 [K]（=105℃）</p> <p>R：気体定数：1.987 [cal/mol・K]</p> <p>E：活性化エネルギー：<input type="text"/> [cal/mol]</p> <p>（シリコーンゴム/メーカー提示値）</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>
------------	--

タイトル	電動弁モータ（原子炉格納容器外）の長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について																																		
説明	<p>長期健全性評価における事故時雰囲気曝露試験条件と設計基準事故条件及び重大事故等時条件の比較した結果を示す。</p> <p>【原子炉建屋】</p> <p>① 固定子コイル</p> <table border="1" data-bbox="451 728 1331 1131"> <thead> <tr> <th></th> <th>条件</th> <th>65.6 °C換算時間</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>事故時雰囲気曝露試験条件</td> <td rowspan="4"></td> <td>35,585 時間</td> <td>35,585 時間 (4.0 年)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計基準事故時条件*1</td> <td>686 時間</td> <td rowspan="3">3,080 時間 (0.4 年)</td> </tr> <tr> <td>6 時間</td> </tr> <tr> <td>2,388 時間</td> </tr> <tr> <td>重大事故等時条件*2</td> <td></td> <td></td> <td>温度、時間とも事故時雰囲気曝露試験条件に包絡</td> </tr> </tbody> </table> <p>活性化エネルギー: <input type="text"/> [cal/mol] (ポリエステル/メーカー提示値)</p> <p>② 電磁ブレーキコイル</p> <table border="1" data-bbox="451 1319 1331 1727"> <thead> <tr> <th></th> <th>条件</th> <th>65.6 °C換算時間</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>事故時雰囲気曝露試験条件</td> <td rowspan="4"></td> <td>50,270 時間</td> <td>50,270 時間 (5.7 年)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計基準事故時条件*1</td> <td>931 時間</td> <td rowspan="3">3,325 時間 (0.4 年)</td> </tr> <tr> <td>6 時間</td> </tr> <tr> <td>2,388 時間</td> </tr> <tr> <td>重大事故等時条件*2</td> <td></td> <td></td> <td>温度、時間とも事故時雰囲気曝露試験条件に包絡</td> </tr> </tbody> </table> <p>活性化エネルギー: <input type="text"/> [cal/mol] (ポリアミドイミド/メーカー提示値)</p>		条件	65.6 °C換算時間	合計	事故時雰囲気曝露試験条件		35,585 時間	35,585 時間 (4.0 年)	設計基準事故時条件*1	686 時間	3,080 時間 (0.4 年)	6 時間	2,388 時間	重大事故等時条件*2			温度、時間とも事故時雰囲気曝露試験条件に包絡		条件	65.6 °C換算時間	合計	事故時雰囲気曝露試験条件		50,270 時間	50,270 時間 (5.7 年)	設計基準事故時条件*1	931 時間	3,325 時間 (0.4 年)	6 時間	2,388 時間	重大事故等時条件*2			温度、時間とも事故時雰囲気曝露試験条件に包絡
	条件	65.6 °C換算時間	合計																																
事故時雰囲気曝露試験条件		35,585 時間	35,585 時間 (4.0 年)																																
設計基準事故時条件*1		686 時間	3,080 時間 (0.4 年)																																
		6 時間																																	
		2,388 時間																																	
重大事故等時条件*2			温度、時間とも事故時雰囲気曝露試験条件に包絡																																
	条件	65.6 °C換算時間	合計																																
事故時雰囲気曝露試験条件		50,270 時間	50,270 時間 (5.7 年)																																
設計基準事故時条件*1		931 時間	3,325 時間 (0.4 年)																																
		6 時間																																	
		2,388 時間																																	
重大事故等時条件*2			温度、時間とも事故時雰囲気曝露試験条件に包絡																																

説明

③ 口出線

	条件	65.6 °C換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		984,317 時間	984,317 時間 (100 年以上)
設計基準 事故時条件*1		12,940 時間	15,334 時間 (1.8 年)
		6 時間	
		2,388 時間	
重大 事故等時条件*2			温度、時間とも 事故時雰囲気 曝露試験条件 に包絡

活性化エネルギー: [cal/mol]

(シリコーンゴム/メーカ提示値)

*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器外 (RHR 系統) の環境
条件設計値*2: 重大事故等時における原子炉格納容器外 (原子炉建屋) の環境
条件解析値

【主蒸気トンネル室】

① 固定子コイル/電磁ブレーキコイル

	条件	65.6 °C換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		4,429,163 時間	5,123,416 時間 (100 年以上)
		694,253 時間	
設計基準 事故時条件*1		448,004 時間	451,183 時間 (52 年)
		785 時間	
	2,394 時間		
重大 事故等時条件*2	448,004 時間	448,327 時間 (52 年)	
	157 時間		
	166 時間		

活性化エネルギー: [cal/mol]

(ポリアミドイミド/メーカ提示値)

説 明

② 口出線

	条件	65.6 °C換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		3,960,000,000 時間	3,997,750,168 時間 (100年以上)
		37,750,168 時間	
設計基準 事故時条件*1		381,000,000 時間	381,013,178 時間 (100年以上)
		10,784 時間	
		2,394 時間	
重大 事故等時条件*2		381,000,000 時間	381,002,323 時間 (100年以上)
		2,157 時間	
		166 時間	

活性化エネルギー: [cal/mol]

(シリコンゴム/メーカー提示値)

*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器外 (主蒸気トンネル室) の環境条件設計値

*2: 重大事故等時における原子炉格納容器外 (主蒸気トンネル室) の環境条件解析値

以 上

タイトル	電動弁モータ（原子炉格納容器外）の絶縁物に対する放射線の影響について														
説明	<p>電動弁モータ（原子炉格納容器外/原子炉建屋）の長期健全性評価試験時における放射線照射量（1,700 Gy）が重大事故等時の放射線条件（100×10^3 Gy）を包絡していないが、同等の原子炉格納容器外仕様のモータを用いた放射線照射試験にて重大事故等時線量を上回る 1.0×10^6 Gy にて健全性が維持されていることから、絶縁低下に至る可能性は小さいと考える。</p> <p>電動弁モータ（原子炉格納容器外）の電磁ブレーキコイル及び口出線に用いられている絶縁材は、電動弁モータ（原子炉格納容器内）の長期健全性試験により原子炉格納容器外の重大事故時線量を上回る線量にて健全性が維持できることが確認されていることから絶縁低下に至る可能性は小さいと考える。</p> <table border="1" data-bbox="424 1218 1347 1451"> <thead> <tr> <th></th> <th>固定子コイル</th> <th>電磁ブレーキ</th> <th>口出線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内</td> <td>ポリアミドイミド シリコンワニス</td> <td>ポリアミドイミド シリコンワニス</td> <td>シリコーンゴム</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋</td> <td>ポリエステル, ポリエステルワニス</td> <td>ポリアミドイミド ポリエステルワニス</td> <td>シリコーンゴム</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>				固定子コイル	電磁ブレーキ	口出線	原子炉格納容器内	ポリアミドイミド シリコンワニス	ポリアミドイミド シリコンワニス	シリコーンゴム	原子炉建屋	ポリエステル, ポリエステルワニス	ポリアミドイミド ポリエステルワニス	シリコーンゴム
	固定子コイル	電磁ブレーキ	口出線												
原子炉格納容器内	ポリアミドイミド シリコンワニス	ポリアミドイミド シリコンワニス	シリコーンゴム												
原子炉建屋	ポリエステル, ポリエステルワニス	ポリアミドイミド ポリエステルワニス	シリコーンゴム												

タイトル	電動弁モータの取替実績について																					
説明	<p>事故時動作要求のある電動弁モータの取替実績は以下のとおり。</p> <p>[取替電動弁]</p> <table border="1" data-bbox="421 786 1350 1151"> <thead> <tr> <th>取替電動弁</th> <th>実施年</th> <th>実施理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E12-F042A (RHR 注入弁)</td> <td>2001 年(第 18 回)</td> <td>弁側更新に合わせて駆動部を更新</td> </tr> <tr> <td>E12-F042B (RHR 注入弁)</td> <td>2001 年(第 18 回)</td> <td>弁側更新に合わせて駆動部を更新</td> </tr> <tr> <td>E12-F042C (RHR 注入弁)</td> <td>2001 年(第 18 回)</td> <td>弁側更新に合わせて駆動部を更新</td> </tr> <tr> <td>E21-F005 (LPCS 注入弁)</td> <td>2001 年(第 18 回)</td> <td>弁側更新に合わせて駆動部を更新</td> </tr> <tr> <td>E22-F004 (HPCS 注入弁)</td> <td>2001 年(第 18 回)</td> <td>弁側更新に合わせて駆動部を更新</td> </tr> <tr> <td>G33-F004 (CUW 外側隔離弁)</td> <td>1987 年(第 8 回)</td> <td>弁側更新に合わせて駆動部を更新</td> </tr> </tbody> </table>	取替電動弁	実施年	実施理由	E12-F042A (RHR 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新	E12-F042B (RHR 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新	E12-F042C (RHR 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新	E21-F005 (LPCS 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新	E22-F004 (HPCS 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新	G33-F004 (CUW 外側隔離弁)	1987 年(第 8 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新
取替電動弁	実施年	実施理由																				
E12-F042A (RHR 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新																				
E12-F042B (RHR 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新																				
E12-F042C (RHR 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新																				
E21-F005 (LPCS 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新																				
E22-F004 (HPCS 注入弁)	2001 年(第 18 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新																				
G33-F004 (CUW 外側隔離弁)	1987 年(第 8 回)	弁側更新に合わせて駆動部を更新																				

別紙 7. 計測制御設備の評価について

1. 設計基準事故又は重大事故等時の環境条件下で機能要求のある計測装置のうち定期取替品の取替周期の妥当性について

(1) 事故時環境下で機能要求のある計測装置について

東海第二で使用している主な計測装置の事故時環境下における機能要求分類を表1に示す。

表1(1/4) 主な計測装置の事故時環境下における機能要求分類

計測対象	検出部型式	主な計測装置名称	重要度	設置場所	事故時環境下において機能要求のある機器		備考
					設計基準事故時	重大事故等時	
圧力	ダイヤフラム式	RHR ポンプ吐出圧力	MS-1, 重	R/B B1F	○	○	
		LPCS ポンプ吐出圧力	MS-1, 重	R/B B1F	○	○	
		原子炉圧力	MS-1	R/B 3F	○	—	
		格納容器圧力	MS-1	R/B 3F	○	—	
		主蒸気管圧力	MS-1	T/B 1F	—	—	
		主復水器真空度	MS-1	T/B 1F	—	—	
		原子炉圧力	MS-2, 重	R/B 3F	○	○	
		格納容器圧力	MS-2	R/B 1F R/B 3F	○	—	(S/C) (D/W)
		原子炉圧力	重	R/B 3F	—	○	
		格納容器圧力	重	R/B 1F R/B 4F	—	○	(S/C) (D/W)
		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	重	R/B B1F	—	○	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	重	R/B B2F	—	○		
	ベローズ式	D/G 機関冷却水入口圧力	MS-1	D/G 室	—	—	
		D/G 機関潤滑油入口圧力	MS-1	D/G 室	—	—	
シールドピストン式	CV 急速閉検出用圧力	MS-1	T/B 1F ヒーター ルーム	—	—		

表 1(2/4) 主な計測装置の事故時環境下における機能要求分類

計測対象	検出部型式	主な計測装置名称	重要度	設置場所	事故時環境下において機能要求のある機器		備考
					設計基準 事故時	重大事故 等時	
温度	熱電対式	主蒸気管トンネル温度	MS-1	R/B 2F 主蒸気管 トンネル室	○	—	
		FCS 入口ガス温度	MS-1	R/B 3F	○	—	
		原子炉圧力容器温度	重	PCV 内	—	○	
		格納容器内温度	重	PCV 内	—	○	
		使用済燃料プール温度	重	R/B 6F	—	○	
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	重	R/B B2F RHR 熱交室	—	○	
	測温抵抗 体式	サプレッション・プール水温度	MS-2	S/P 内	○	—	
		サプレッション・プール水温度	重	S/P 内	—	○	
		使用済燃料プール温度	重	R/B 6F	—	○	
		格納容器下部水温	重	ペDESTAL	—	○	
流量	ダイヤフ ラム式	RCIC 系統流量	MS-1, 重	R/B B2F RCIC ポン プ室	○	○	
		主蒸気管流量	MS-1	R/B 2F	○	—	
		FCS 入口ガス流量	MS-1	R/B 3F	○	—	
		RHR 系統流量	MS-2, 重	R/B B1F	○	○	
		LPCS 系統流量	MS-2, 重	R/B B1F	○	○	
		HPCS 系統流量	MS-2, 重	R/B B1F	○	○	
		低压代替注水系原子炉注水流量	重	R/B 2F R/B 3F	—	○	
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量	重	R/B B1F R/B 3F	—	○	
		低压代替注水系格納容器下部注水流量	重	R/B 3F	—	○	

表 1(3/4) 主な計測装置の事故時環境下における機能要求分類

計測対象	検出部型式	主な計測装置名称	重要度	設置場所	事故時環境下において機能要求のある機器		備考
					設計基準 事故時	重大事故 等時	
水位	ダイヤフラム式	原子炉水位	MS-1, 重	R/B 3F	○	○	
		原子炉水位	MS-1	R/B 3F	○	—	
		サプレッション・プール水位	MS-1	R/B B2F RHR-C ポンプ室, LPCS ポンプ室	○	—	
		原子炉水位	MS-2, 重	R/B 2F	○	○	
		原子炉水位	MS-2	R/B 3F	○	—	
		サプレッション・プール水位	MS-2	R/B B2F RHR-C ポンプ室, LPCS ポンプ室	○	—	
		代替淡水貯槽水位	重	常設低圧代替注水系格納槽	—	—	
	フロート式	スクラム排出容器水位	MS-1	R/B 3F	—	—	
		D/G デイタンク液位	MS-2	D/G 室	—	—	
	ガイドパルス式	使用済燃料プール水位	重	R/B 6F	—	○	
	電極式	格納容器下部水位	重	ペDESTAL	—	○	
	電波式	取水ピット水位	設	屋外	—	—	
		西側淡水貯水設備水位	重	常設代替高圧電源装置置場	—	—	
	圧力式	潮位	設	屋外	—	—	
中性子束	核分裂電離箱式	SRNM	MS-1, 重	原子炉内, R/B 3F	○	○	
		LPRM	MS-1, 重	原子炉内	○	○	

表 1(4/4) 主な計測装置の事故時環境下における機能要求分類

計測対象	検出部型式	主な計測装置名称	重要度	設置場所	事故時環境下において機能要求のある機器		備考
					設計基準 事故時	重大事故 等時	
放射線	イオンチェンバ式	主蒸気管放射線	MS-1	R/B 2F 主蒸気管 トンネル室	—	—	
		格納容器雰囲気放射線	MS-2, 重	R/B 3F, R/B B1F サンドクッ ションエリ ア	○	○	
		使用済燃料プールエ リア放射線	重	R/B 6F	—	○	
	半導体式	原子炉建屋換気系放 射線	MS-1	R/B 6F	—	—	
振動	倒立振子式	地震加速度	MS-1	R/B B2F R/B 2F	—	—	
濃度	熱伝導式	格納容器内水素濃度	MS-2	R/B 3F R/B 4F	—	—	
		格納容器内水素濃度	重	R/B 2F R/B 3F	—	○	
		原子炉建屋水素濃度	重	R/B B1F R/B 2F	—	○	
	触媒式	原子炉建屋水素濃度	重	R/B 6F	—	○	
	磁気式	格納容器内酸素濃度	MS-2	R/B 3F R/B 4F	—	—	
		格納容器内酸素濃度	重	R/B 2F R/B 3F	—	○	
位置	リミット スイッチ 式	MSV 位置	MS-1	T/B 1F ヒーター ルーム	—	—	
回転 速度	電磁ピッ クアップ 式	RCIC タービン回転 速度	MS-1	R/B B2F RCIC ポン プ室	○	—	

(2) 定期取替品の取替周期の妥当性について

設計基準事故又は重大事故等時に機能要求がある計測装置のうち定期取替品の取替周期と、その期間内において事故時環境下で健全性が維持できることの根拠を以下に示す。

1) 伝送器（ダイヤフラム式）

伝送器に適用される環境条件を表2に示す。

表2 伝送器に適用される環境条件

DBA：設計基準事故時
SA：重大事故等時

計測装置名称	温度条件			放射線条件		
	通常時 [°C]	DBA	SA	通常時 [Gy/h]	DBA	SA
RHR ポンプ吐出圧力	40.0	※1	※5	1.0×10^{-5}	1.7kGy	12kGy
LPCS ポンプ吐出圧力	40.0	※1	※5	1.0×10^{-5}	1.7kGy	1.7kGy
原子炉圧力	40.0	※1	※4	1.0×10^{-5}	1.7kGy	12kGy
格納容器圧力	40.0	※1	※4	1.0×10^{-5}	1.7kGy	12kGy
常設高压代替注水系 ポンプ吐出圧力	40.0	—	※4	1.0×10^{-5}	—	12kGy
代替循環冷却系ポン プ吐出圧力	40.0	—	※4	1.0×10^{-5}	—	12kGy
RCIC 系統流量	40.0 (65.6)*1	※3	※5	1.5×10^{-4} (2.00×10^{-3})*1	19Gy	1.7kGy
主蒸気管流量	40.0	※1	—	1.0×10^{-5}	1.7kGy	—
FCS 入口ガス流量	40.0	※1	—	1.0×10^{-5}	1.7kGy	—
RHR 系統流量	40.0	※1	※5	1.0×10^{-5}	1.7kGy	12kGy
LPCS 系統流量	40.0	※1	※5	1.0×10^{-5}	1.7kGy	1.7kGy
HPCS 系統流量	40.0	※1	※5	1.0×10^{-5}	1.7kGy	1.7kGy
低压代替注水系原子 炉注水流量	40.0	—	※4	1.0×10^{-5}	—	12kGy
低压代替注水系格納 容器スプレイ流量	40.0	—	※4	1.0×10^{-5}	—	12kGy
低压代替注水系格納 容器下部注水流量	40.0	—	※4	1.0×10^{-5}	—	12kGy
原子炉水位	40.0	※1	※4	1.0×10^{-5}	1.7kGy	12kGy
サプレッション・プ ール水位	40.0 (65.6)*1	※1 ※2	—	1.5×10^{-4} (3.0×10^{-4})*1	0.45kGy	—
設計基準事故時 包絡条件	40.0 (65.6)*1	※1	—	1.5×10^{-4} (2.00×10^{-3})*1	1.7kGy	—
設計基準事故時 及び重大事故等時 包絡条件	40.0 (65.6)*1	※1	—	1.5×10^{-4} (2.00×10^{-3})*1	—	12kGy

※1：100°C×6時間，65.6°C×2,394時間（～100日）

※2：100°C×6時間，65.6°C×6時間，48.9°C×2,388時間（～100日）

※3：100°C×6時間，65.6°C×6時間

※4：100°C×2時間，65.6°C×166時間

※5：65.6°C×168時間

*1：系統運転中の設計値

① 設計基準事故時のみ機能要求のある伝送器の取替周期について

表 2 に示した設計基準事故時包絡条件を基に、設計基準事故時に機能要求のある伝送器の取替周期及び根拠を表 3 に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 4 に、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表 5 に示す。

表 3 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
20 年以内	電気計装品の経年劣化評価委託「差圧伝送器・圧力伝送器の耐環境試験報告書 (H29)」 <加速熱劣化> ・95 °C×4,800 時間のエージング →アレニウス換算 (<input type="text"/> eV*1, 平常時 40 °C, 定期試験時 65.6 °C) で 20 年以上相当*2 と評価 <放射線照射> ・積算線量 1,917.8 Gy (10.3 Gy/h×186.2 h) →想定される設計基準事故時積算線量 1.7 kGy を包絡*3

*1 : 伝送器構成部品のうち有機物の活性化エネルギー最小値

O リング (気密材) / 難燃エチンプロピレンゴム (出典 EPRI NP-1558 「A Review of Equipment Aging Theory and Technology」エチレンプロピレン材の活性化エネルギー平均値)

*2 : 65.6 °C 環境となる期間を 40 時間/年として算出

(定期試験 2 時間×12 回, プラント停止時運転約 12 時間×1 回を包絡)

・95 °C×4,500 時間は, 40 °C (8,720 時間/年) ×89 年に相当

・95 °C×300 時間は, 65.6 °C (40 時間/年) ×95 年に相当

*3 : 伝送器設置場所における 20 年間の通常時積算線量は, 約 26.5 Gy と極めて小さく, 通常時の劣化は熱劣化が支配的であり, 通常時の放射線の寄与は無視できると判断する

表 4 事故時雰囲気曝露試験の包絡性

	条件 (温度×時間)	65°C換算*4	合計
事故時雰囲気曝露試験		5,459 時間	5,459 時間
設計基準事故包絡条件*5		121 時間	2,655 時間
		2,534 時間	

*4 : 活性化エネルギー eV (kcal/mol) での換算値

*5 : 表 2 に示す設計基準事故時の温度条件を全て包絡する条件

表5 事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果

試験項目	試験内容	判定基準	結果
入出力試験	0～100%校正	<ul style="list-style-type: none"> 計器スパンの±10 %^{*6} 計器調整範囲内であること^{*7} 	良

*6：(財)原子力工学試験センターが実施した電気計装機器信頼性実証試験に基づく

*7：判定基準はメーカー基準値に基づく

以上の通り、事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、実機の設計基準事故包絡条件を包絡し、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

② 設計基準事故時及び重大事故等時に機能要求のある伝送器の取替周期について

表2に示した設計基準事故時及び重大事故等時包絡条件を基に、設計基準事故時及び重大事故等時に機能要求のある伝送器の取替周期及び根拠を表6に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表7に、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表8に示す。

表6 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
①伝送器 9年以内	重大事故時における計測制御設備の耐環境試験(H28・他社研) <加速熱劣化> ・95℃×198時間のエージング
②0リング 3.5年以内	① 伝送器本体(0リングを除く) →アレニウス換算 (□ eV ^{*1} , 平常時40℃, 定期試験時65.6℃) で9年以上相当 ^{*2} と評価 ② 0リング(気密材・消耗品) →アレニウス換算 (□ eV ^{*1} , 平常時40℃, 定期試験時65.6℃) で3.5年以上相当 ^{*2} と評価 <放射線照射> ・積算線量12kGy(14.0Gy/h×857.15h) →想定される事故時積算線量12kGy(設計基準事故時積算線量1.7kGy, 重大事故等時積算線量12kGy)を包絡 ^{*3}

*1：伝送器構成部品のうち有機物の活性化エネルギー

① 電子回路構成部品/IC(メーカー提示値)

② 0リング(気密材) / 難燃エチレンプロピレンゴム(出典EPRI NP-1558「A Review of Equipment Aging Theory and Technology」エチレンプロピレン材の活性化エネルギー平均値)

*2 : 65.6 °C環境となる期間を 40 時間/年として算出

(定期試験 2 時間×12 回, プラント停止時運転約 12 時間×1 回を包絡)

① 伝送器本体 (電子回路構成部品)

- ・ 95 °C×180 時間は, 40 °C (8,720 時間/年) ×9.1 年に相当
- ・ 95 °C×18 時間は, 65.6 °C (40 時間/年) ×9.1 年に相当

② O リング (気密材)

- ・ 95 °C×180 時間は, 40 °C (8,720 時間/年) ×3.5 年に相当
- ・ 95 °C×18 時間は, 65.6 °C (40 時間/年) ×5.7 年に相当

*3 : 伝送器設置場所における 9 年間の通常時積算線量は, 約 12 Gy と極めて小さく, 通常時の劣化は熱劣化が支配的であり, 通常時の放射線の寄与は無視できると判断する

表 7 事故時雰囲気曝露試験の包絡性

	条件 (温度×時間)	65°C換算*4	合計
事故時雰囲気曝露試験		3,362 時間	3,362 時間
設計基準事故包絡条件*5		121 時間	2,655 時間
		2,534 時間	
重大事故等時包絡条件*6		41 時間	217 時間
		176 時間	

*4 : 活性化エネルギー eV (kcal/mol) での換算値

*5 : 表 2 に示す設計基準事故時の温度条件を全て包絡する条件

*6 : 表 2 に示す重大事故等時の温度条件を全て包絡する条件

表 8 事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果

試験項目	試験内容	判定基準	結果
入出力試験	0~100%校正	・計器スパンの±10 %*7	良

*7 : (財)原子力工学試験センターが実施した電気計装機器信頼性実証試験に基づく

以上の通り, 事故時雰囲気曝露試験の試験条件は, 実機の設計基準事故及び重大事故等時包絡条件を包絡し, 事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから, 事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

2) 温度検出器

(主蒸気管トンネル温度：熱電対式)

温度検出器（主蒸気管トンネル温度）の取替周期及び根拠を表 9 に、事故時雰囲気暴露試験の包絡性を表 10 に、事故時雰囲気暴露試験後の健全性確認試験結果を表 11 に示す。

表 9 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
25 年以内	電気計装品の経年劣化評価のうち計装品健全性評価委託 (H29) <加速熱劣化> ・150 °C×1,756 時間のエージング →アレニウス換算 (<input type="text"/> eV*1, 60 °C*2) で 25 年以上相当と評価 <放射線照射> ・積算線量 14.4 kGy (7.94 Gy/h×1,756h 及び 657 Gy/h×0.754 h) →主蒸気管トンネル室で想定される積算線量 11.70 kGy (25 年間の通常運転時積算線量 11.25 kGy に設計基準事故時積算線量 0.45 kGy を加えた線量) を包絡

*1：温度検出器構成部品のうち有機物の活性化エネルギー最小値

シーラ材／エポキシ樹脂（出典 EPRI NP-1558 「A Review of Equipment Aging Theory and Technology」エポキシ材の活性化エネルギー平均値）

*2：原子炉建屋 2 階 主蒸気管トンネル室の設計値

表 10 事故時雰囲気暴露試験の包絡性

	条件 (温度×時間)	65°C換算*3	合計
事故時雰囲気暴露試験		1,798 時間	8,570 時間
		1,272 時間	
		5,500 時間	
設計基準事故包絡条件		1,151 時間	3,754 時間
		80 時間	
		2,523 時間	

*3：活性化エネルギー eV (kcal/mol) での換算値

表 11 事故時雰囲気暴露試験後の健全性確認試験結果

試験項目	判定基準	結果
絶縁抵抗測定	5 MΩ 以上*4	良
熱起電力測定	±0.5 °C 又は測定温度の ±0.4%*5	良

*4：判定基準は JEM 1021-1976 に基づく

*5：判定基準は JIS C1602-1981 に基づく

以上の通り、事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、実機的设计基準事故包絡条件を包絡し、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

3) 温度検出器

(原子炉压力容器温度、格納容器内温度：熱電対式)

(サプレッション・プール水温度、格納容器下部水温：測温抵抗体式)

温度検出器（原子炉压力容器温度、格納容器内温度、サプレッション・プール水温度、格納容器下部水温）の取替周期及び根拠を表 12 に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 13 に、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表 14-1 及び表 14-2 に示す。

表 12 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
15 年以内	<p>高経年化技術評価委託のうち新規制基準設備他技術評価 (H29)</p> <p><加速熱劣化></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 105 °C × 1,448 時間のエージング → アレニウス換算 (□ kcal/mol*1, 65.6 °C*2) で 17.2 年相当と評価 <p><放射線照射></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 積算線量 1.0 MGy (9.238 kGy/h × 108.25 h) → 原子炉格納容器内で想定される積算線量約 2.7 × 10² kGy (15 年間の通常運転時積算線量 5.3 kGy に設計基準事故時積算線量 2.6 × 10² kGy を加えた線量) を包絡 原子炉格納容器内で想定される積算線量約 646 kGy (15 年間の通常運転時積算線量 5.3 kGy に重大事故等時積算線量 640 kGy を加えた線量) を包絡

*1：温度検出器構成部品のうち有機物の活性化エネルギー最小値

補償導線接続部熱収縮チューブ/架橋ポリオレフィン（メーカー提示値）

*2：原子炉格納容器内の設計値

（温度検出器の有機物を含む範囲が施工されるエリアの設計値）

表 13 事故時雰囲気曝露試験の包絡性

	条件 (温度×時間)	65 °C換算*3	合計
事故時 雰囲気 曝露試験		307, 531 時間	71, 262, 716 時間
		70, 955, 185 時間	
設計 基準事故 包絡条件		128, 252 時間	267, 608 時間
		54, 067 時間	
		10, 388 時間	
		74, 901 時間	
重大 事故等時 包絡条件		258, 297 時間	57, 986, 447 時間
		57, 728, 150 時間	

*3 : 活性化エネルギー \square kcal/mol での換算値

表 14-1 事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果 (熱電対式)

試験項目	判定基準	結果
絶縁抵抗測定	5 M Ω 以上*4	良
熱起電力測定	± 1 °C 又は \pm 測定温度の絶対値 $\times 0.0075$ *5	良

*4 : 判定基準は JEM 1021-1996 に基づく

*5 : 判定基準は JIS C1602-2015 に基づく

表 14-2 事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果 (測温抵抗体式)

試験項目	判定基準	結果
絶縁抵抗測定	5 M Ω 以上*6	良
特性試験	$\pm (0.3$ °C + 測定温度の絶対値 $\times 0.005)$ *7	良

*6 : 判定基準は JEM 1021-1996 に基づく

*7 : 判定基準は JIS C1604-2013 に基づく

以上の通り、事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、実機の設計基準事故及び重大事故等時包絡条件を包絡し、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

4) 前置増幅器

(SRNM)

前置増幅器 (SRNM) の取替周期及び根拠を表 15 に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 16 に、事故時雰囲気曝露試験中の健全性確認試験結果を表 17 に示す。

表 15 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
14 年以内	電気計装品の経年劣化評価のうち計装品健全性評価委託 (H29) <加速熱劣化> ・ 100 °C×1,104 時間のエージング →アレニウス換算 (□ eV ^{*1} , 40 °C ^{*2}) で 14.8 年相当と評価 <放射線照射> ・ 積算線量 2.4 kGy (1.24 kGy/h) →想定される事故時積算線量 1.7 kGy (設計基準事故時積算線量 1.7kGy, 重大事故等時積算線量 1.7 kGy) を包絡 ^{*3}

*1：前置増幅器構成部品のうち有機物の活性化エネルギー最小値

電子部品／コンデンサ（メーカー提示値）

*2：原子炉建屋 3 階の設計値

*3：前置増幅器設置場所における 14 年間の通常時積算線量は、約 1.3 Gy と極めて小さく、通常時の劣化は熱劣化が支配的であり、通常時の放射線の寄与は無視できると判断する

表 16 事故時雰囲気曝露試験の包絡性

	条件 (温度×時間)	65 °C換算 ^{*4}	合計
事故時雰囲気曝露試験		166 時間	800 時間
		634 時間	
設計基準事故包絡条件		79 時間	86 時間
		7 時間	
重大事故等時包絡条件 ^{*5}		27 時間	38 時間
		11 時間	

*4：活性化エネルギー □ eV (□ kcal/mol) での換算値

*5：設計基準事故時と同一時間機能要求された場合を算出

表 17 事故時雰囲気暴露試験中の健全性確認試験結果

試験項目	試験内容	判定基準*6	結果
入出力試験	入出力データ連続監視 ・カウントモードゲイン (ゲイン=出力/入力×1,000)	800~1,200	良

*6：判定基準はメーカ基準値に基づく

以上の通り、事故時雰囲気暴露試験の試験条件は、実機の設計基準事故及び重大事故等時包絡条件を包絡し、事故時雰囲気暴露試験中の健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

5) 水素濃度検出器

(原子炉建屋水素濃度：熱伝導式)

水素濃度検出器（原子炉建屋水素濃度）の取替周期及び根拠を表 18 に、事故時雰囲気暴露試験の包絡性を表 19 に、事故時雰囲気暴露試験後の健全性確認試験結果を表 20 に示す。

表 18 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
11 年以内	水素濃度計の事故時耐環境試験について (H27・他社研) <加速熱劣化> ・ 100 °C×380 時間のニージング ・ 102.2 °C×160 時間の蒸気暴露試験 →アレニウス換算 (<input type="text"/> eV*1, 40 °C*2) で 11.5 年相当と評価 <放射線照射> ・ 積算線量 2.38 kGy (1 Gy/h×380 h 及び 526 Gy/h×3.8 h) →想定される重大事故等時積算線量 1.7 kGy を包絡*3

*1：水素濃度検出器構成部品のうち有機物の活性化エネルギー最小値

0 リング（シール材）／ネオプレンゴム（出典 EPRI NP-1558 「A Review of Equipment Aging Theory and Technology」ネオプレン材の活性化エネルギー）

*2：原子炉建屋地下 1 階，2 階の設計値

*3：水素濃度検出器設置場所における 11 年間の通常時積算線量は、約 1 Gy と極めて小さく、通常時の劣化は熱劣化が支配的であり、通常時の放射線の寄与は無視できると判断する

表 19 事故時雰囲気曝露試験の包絡性

	条件 (温度×時間)	65.6 °C換算*4	合計
事故時雰囲気曝露試験		熱劣化期間に振り分け	—
		366 時間	366 時間
重大事故等時包絡条件		32 時間	198 時間
		166 時間	

*4：活性化エネルギー eV (kcal/mol) での換算値

表 20 事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果

試験項目	試験内容	判定基準*5	結果
入出力試験	ガス校正	計器スパンの±5 %	良

*5：判定基準はメーカー基準値に基づく

以上の通り、事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、実機の重大事故等時包絡条件を包絡し、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

6) 回転速度検出器

(RCIC タービン回転速度)

回転速度検出器 (RCIC タービン回転速度) の取替周期及び根拠を表 21 に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 22 に、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表 23 に示す。

表 21 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
40 年以内	電気計装品の経年劣化評価のうち計装品健全性評価委託 (H29) <加速熱劣化> ・ 107 °C×1,200 時間のエージング →アレニウス換算 (□ eV*1, 平常時 40 °C*2, 定期試験時 65.6 °C*2) で 40 年以上相当*3 と評価 <放射線照射> ・ 積算線量 100 Gy (3.2 Gy/h) →原子炉建屋地下 2 階 RCIC ポンプ室で想定される積算線量 72 Gy (40 年間の通常運転時積算線量 53 Gy に設計基準事故時積算線 量 19 Gy を加えた線量) を包絡

*1 : 回転速度検出器構成部品のうち有機物の活性化エネルギー最小値
 シール材/エポキシ樹脂 (メーカー提示値)

*2 : 原子炉建屋地下 2 階 RCIC ポンプ室の設計値

*3 : 65.6 °C環境となる期間を 40 時間/年として算出
 (定期試験 2 時間×12 回, プラント起動時運転 7 時間×1 回を包絡)
 ・ 107 °C×1,120 時間は, 40 °C (8,720 時間/年) ×83 年に相当
 ・ 107 °C×80 時間は, 65.6 °C (40 時間/年) ×80 年に相当

表 22 事故時雰囲気曝露試験の包絡性

	条件 (温度×時間)
事故時雰囲気 曝露試験	100 °C×6 時間
	65.6 °C×6 時間
設計基準事故 包絡条件	100 °C×6 時間
	65.6 °C×6 時間

表 23 事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果

試験項目	試験内容	判定基準*4	結果
入出力試験	実動作確認	出力電圧 1.5 V 以上	良

*4 : 判定基準はメーカー基準値に基づく

以上の通り、事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、実機的设计基準事故包絡条件を包絡し、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

7) 水素濃度検出器、酸素濃度検出器

(格納容器内水素濃度 (重大事故等時用) : 熱伝導式)

(格納容器内酸素濃度 (重大事故等時用) : 磁気式)

重大事故等時に機能要求のある水素濃度検出器 (格納容器内水素濃度) 及び酸素濃度検出器 (格納容器内酸素濃度) の取替周期及び根拠を表 24 に、健全性確認試験結果を表 25-1 及び表 25-2 に示す。

表 24 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
<input type="checkbox"/> 年以内	<p>型式認証試験結果</p> <p><熱負荷></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<input type="checkbox"/>℃×<input type="checkbox"/>日間の運転が可能 ・<input type="checkbox"/>℃×<input type="checkbox"/>日間の運転が可能 <p>→水素濃度検出器及び酸素濃度検出器に想定される重大事故等時最高温度 65.6℃*1×7日間を包絡</p> <p><放射線照射></p> <ul style="list-style-type: none"> ・積算線量<input type="checkbox"/>kGy <p>→想定される重大事故等時積算線量 20 kGy を包絡</p> <hr/> <p>メーカー推奨取替周期</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<input type="checkbox"/>年 <p>→上記の型式認証試験で確認された機器仕様に対し、実機の水素濃度検出器及び酸素濃度検出器は、穏和な環境条件 (通常時最高温度 40℃*2, <input type="checkbox"/>年間の積算線量 0.0009 kGy*2) で使用するため、熱・放射線による劣化は考慮不要であり、メーカー推奨の取替周期に基づき取替を行うことで、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。</p>

*1 : 計測装置を断熱材で囲い、断熱材内部を空調設備で冷却することにより重大事故等時においても計測装置の周囲温度は 65.6℃以下に抑えられる

*2 : 原子炉建屋 2 階及び 3 階の設計値

表 25-1 健全性確認試験結果（水素濃度検出器）

試験項目	試験内容	判定基準*3	結果
入出力試験	ガス校正	計器スパンの±1.5 %	良

*3：判定基準はメーカー基準値に基づく

表 25-2 健全性確認試験結果（酸素濃度検出器）

試験項目	試験内容	判定基準*4	結果
入出力試験	ガス校正	計器スパンの±4 %	良

*4：判定基準はメーカー基準値に基づく

以上の通り、型式認証試験結果は、実機の重大事故等時環境条件を包絡し、健全性確認試験結果も判定基準を満足していることから、事故時環境下で健全性を維持できると判断する。

別紙 8. 電気・計装設備の評価（共通項目）について

タイトル	長期健全性評価結果にて得られた設備の評価期間の対応管理について																													
説明	<p>長期健全性評価結果にて評価期間が 60 年未満となった設備については、得られた評価期間に至る前に取替を実施する。</p> <p>取替の対応については、保全プログラムシステム内の点検計画等への反映・登録を行い管理していく。</p> <p>[原子炉格納容器内ケーブル]</p> <table border="1" data-bbox="419 732 1347 1323"> <thead> <tr> <th data-bbox="419 732 722 768">対象設備</th> <th data-bbox="722 732 874 768">評価期間</th> <th data-bbox="874 732 1347 768">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="419 768 722 898">難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル 難燃 CPN-SLA ケーブル 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル</td> <td data-bbox="722 768 874 898">28 年</td> <td data-bbox="874 768 1347 898">原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="419 898 722 1014">難燃 CPN ケーブル</td> <td data-bbox="722 898 874 1014">14 年 ～27 年*</td> <td data-bbox="874 898 1347 1014">原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアの一部で環境温度 65.6℃を上回るエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="419 1014 722 1111">難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル</td> <td data-bbox="722 1014 874 1111">15 年</td> <td data-bbox="874 1014 1347 1111">原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="419 1111 722 1211">難燃 CPN-SLA ケーブル 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル</td> <td data-bbox="722 1111 874 1211">30 年</td> <td data-bbox="874 1111 1347 1211">原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="419 1211 722 1323">難燃 CPN ケーブル</td> <td data-bbox="722 1211 874 1323">3～14 年*</td> <td data-bbox="874 1211 1347 1323">原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアの一部で環境温度 65.6℃を上回るエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="419 1339 1347 1464">*：原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアの一部で環境温度 65.6℃を超過しているケーブルについて、それぞれの環境温度に応じた評価期間にて管理を行う。</p> <p data-bbox="419 1529 616 1563">[同軸ケーブル]</p> <table border="1" data-bbox="419 1563 1347 1823"> <thead> <tr> <th data-bbox="419 1563 722 1599">対象設備</th> <th data-bbox="722 1563 874 1599">評価期間</th> <th data-bbox="874 1563 1347 1599">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="419 1599 722 1711">難燃一重同軸ケーブル（絶縁体が架橋ポリエチレン）</td> <td data-bbox="722 1599 874 1711">30 年</td> <td data-bbox="874 1599 1347 1711">原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="419 1711 722 1823">難燃六重同軸ケーブル</td> <td data-bbox="722 1711 874 1823">30 年</td> <td data-bbox="874 1711 1347 1823">原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。</td> </tr> </tbody> </table>			対象設備	評価期間	備考	難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル 難燃 CPN-SLA ケーブル 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル	28 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。	難燃 CPN ケーブル	14 年 ～27 年*	原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアの一部で環境温度 65.6℃を上回るエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。	難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル	15 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。	難燃 CPN-SLA ケーブル 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル	30 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。	難燃 CPN ケーブル	3～14 年*	原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアの一部で環境温度 65.6℃を上回るエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。	対象設備	評価期間	備考	難燃一重同軸ケーブル（絶縁体が架橋ポリエチレン）	30 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。	難燃六重同軸ケーブル	30 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。
対象設備	評価期間	備考																												
難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル 難燃 CPN-SLA ケーブル 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル	28 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。																												
難燃 CPN ケーブル	14 年 ～27 年*	原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアの一部で環境温度 65.6℃を上回るエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。																												
難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル	15 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。																												
難燃 CPN-SLA ケーブル 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル	30 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。																												
難燃 CPN ケーブル	3～14 年*	原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアの一部で環境温度 65.6℃を上回るエリアに敷設されている重大事故等時に要求のあるケーブル。																												
対象設備	評価期間	備考																												
難燃一重同軸ケーブル（絶縁体が架橋ポリエチレン）	30 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。																												
難燃六重同軸ケーブル	30 年	原子炉格納容器内環境温度 65.6℃のエリアに敷設されている設計基準事故時に要求のあるケーブル。																												

説 明	[ケーブル接続部]		
	対象設備	評価期間	備考
	端子台接続	38年	原子炉格納容器内環境温度 65.6 ℃のエリアに設置されている設計基準事故時及び重大事故等時に要求のある端子台。
	電動弁コネクタ	45年	原子炉格納容器内環境温度 65.6 ℃のエリアに設置されている設計基準事故時に要求のある電動弁コネクタ。
	[電動弁駆動部]		
対象設備	評価期間	備考	
電動弁モータ	50年	主蒸気トンネル室内環境温度 60 ℃のエリアに設置されている設計基準事故時及び重大事故等時に要求のある電動弁モータ。	
	以 上		

タイトル	電気・計装設備の EQ 管理に対する対応について
説明	<p>電気・計装設備の EQ 管理の対応として、原子炉格納容器内外の環境状態のデータ拡充を行い、機器類の健全性評価の精度向上を図っていく。</p> <p>原子炉格納容器外の環境状態把握にあたっては、ケーブルの防火対策の一環としてケーブルトレイ内に設置する光ファイバー温度計のデータを活用していく。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

タイトル	電気設備評価代表機器の製造メーカ，型式等について		
説明	電気設備評価代表機器の製造メーカ，型式等は以下のとおり。		
	評価設備	代表機器	型式
高圧ポンプモータ		残留熱除去海水系ポンプモータ	全閉型三相誘導電動機
		高圧炉心スプレイ系ポンプモータ	開放型三相誘導電動機
低圧ポンプモータ		ほう酸水注入系ポンプモータ	全閉型三相誘導電動機
		非常用ディーゼル発電機冷却系海水ポンプモータ	全閉型三相誘導電動機
		原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器保持ポンプモータ	水浸型三相誘導電動機
電気ペネトレーション		低圧用ペネトレーション	モジュール型
		高圧用ペネトレーション	モジュール型
電動弁用駆動部		残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(内側)	SB-4D/#200
		残留熱除去系注入弁	SB-4D/#200
		残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(外側)	SB-4D/#200
高圧ケーブル		高圧難燃 CV ケーブル	架橋ポリエチレン絶縁難燃性特殊耐熱ビニルシース
低圧ケーブル		CV ケーブル	架橋ポリエチレン絶縁ビニルシース
		難燃 CV ケーブル	難燃架橋ポリエチレン絶縁難燃性特殊耐熱ビニルシース
		KGB ケーブル	シリコーンゴム絶縁ガラス編組
		難燃 PN ケーブル	難燃エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロブレンゴムシース
		難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)	架橋ポリエチレン絶縁難燃架橋ポリエチレンシース
		難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリオレフィン)	架橋ポリオレフィン絶縁難燃架橋ポリオレフィンシース
		難燃六重同軸ケーブル	架橋発泡ポリエチレン絶縁難燃架橋ポリエチレンシース
		難燃三重同軸ケーブル	架橋発泡ポリオレフィン絶縁難燃架橋ポリオレフィンシース
ケーブル接続部		端子台接続	PCV 内用
		電動弁コネクタ接続	PCV 内用
		同軸コネクタ接続(中性子束計測用)	PCV 内用
		スプライス接続	PCV 内用

タイトル	電気設備評価対象機器の保全項目，判定基準及び点検頻度について
説明	<p>主な電気設備の保全項目，判定基準及び点検頻度については，添付「電気設備の保全項目，判定基準及び点検頻度」のとおり。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

電気設備の保全項目，判定基準及び点検頻度

評価書	代表機器名称	部位	保全項目	判定基準	点検頻度	備考		
高圧ポンプモータ	残留熱除去海水系 ポンプモータ	固定子コイル 口出線・接続部品	絶縁抵抗測定		IC			
	高圧炉心スプレイス ポンプモータ		直流吸取試験					
低圧ポンプモータ	ほう酸水注入系 ポンプモータ	固定子コイル 口出線・接続部品	交流電流試験		IC		HPCS:65M RHR-S:52M	
			誘電正接試験					
	非常用ディーゼル発電機冷 却系海水ポンプモータ		部分放電試験		4C		接続機器の 点検周期に 合せて実施	絶縁抵抗の判定 基準は接続機器 による
			原子炉冷却材浄化系ろ過脱 塩器保持ポンプモータ					
電気ペネトレーション	低圧用ベネトレーション	シール部，電線部	絶縁抵抗測定，機器の動作 試験	分解:10AM 簡易:4C 開閉:1C	点検頻度に記載 の周期は代表機 器			
電動弁駆動部	残留熱除去系シャットダウ ンライン隔離弁(内側)	固定子コイル 口出線・接続部品 電磁ブレーキコイル	絶縁抵抗測定		分解:156M 簡易:6C 開閉:1C			
	残留熱除去系注入弁							
	残留熱除去系シャットダウ ンライン隔離弁(外側)							
高圧ケーブル	高圧難燃 CV ケーブル	絶縁体	絶縁抵抗測定 漏れ電流試験 正極指数試験 三相不平衡率試験		HPCS:65M RHR-S:52M			

電気設備の保全項目、判定基準及び点検頻度

評価書	代表機器名称	部位	保全項目	判定基準	点検頻度	備考
低圧ケーブル	CV ケーブル	絶縁体	絶縁抵抗測定, 機器の動作試験		接続機器の点検周期に合わせて実施	絶縁抵抗の判定値は接続機器による
	難燃 CV ケーブル					
	KGB ケーブル					
	難燃 PN ケーブル					
ケーブル接続部	端子台接続	絶縁部	絶縁抵抗測定, 機器の動作試験		接続機器の点検周期に合わせて実施	絶縁抵抗の判定値は接続機器による
	電動弁コネクタ					
	同軸コネクタ(中性子束計測用)					
	スプライイス接続					
高圧閉鎖配電盤	非常用 M/C	主回路導体支持碼子	絶縁抵抗測定		遮断器:52M 盤:4C	
		主回路断路部 真空遮断器の断路部 絶縁フレーム・絶縁支柱				
動力用変圧器	非常用動力用変圧器 (2C, 2D)	計器用変圧器コイル	絶縁抵抗測定		3C	
		変圧器コイル 冷却ファンモータ固定子コイル及びび口出線・接続部品	絶縁抵抗測定			
低圧閉鎖配電盤	非常用 P/C	気中遮断器絶縁支持板 主回路導体絶縁支持板 主回路断路部	絶縁抵抗測定		遮断器:52M 盤:4C	
		計器用変圧器コイル				
コンロローセントタ	計測用 P/C 480 V 非常用 MCC	支持碼子	絶縁抵抗測定		9C	
		変圧器コイル 制御用変圧器コイル 計器用変圧器コイル 水平母線・垂直母線サポータ 断路部取付台				

タイトル	電気ペネトレーション及び電動弁用駆動部において実施した長期健全性試験と各 IEEE の試験項目に係る規定への準拠の有無について
説明	<p>電気ペネトレーション及び電動弁用駆動部において実施した長期健全性試験と各 IEEE の試験項目に係る規定への準拠の有無については、添付「電気ペネトレーションにおける IEEE Std. 317-1976 の要求事項と長期健全性試験の実施有無」及び「電動弁用駆動部における IEEE Std. 382-1996 の要求事項と長期健全性試験の実施有無」のとおり。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

電気ペネトレーションにおける IEEE Std. 317-1976 の要求事項と長期健全性試験の実施有無(1/3)

別紙 8. 添付-5)-2

No.	IEEE Std. 317-1976		長期健全性試験 実施有無 (○：有，×：無)	IEEE の試験項目に対して、 長期健全性試験で実施していない理由等
	試験項目	試験内容の概要		
1	6. 4. 1～6. 4. 5 初期特性試験 (リーク試験、耐圧力試験、 導通試験、絶縁耐電圧試験、 絶縁抵抗試験)	<ul style="list-style-type: none"> 製造試験に合格していること。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、製品製造後の初期特性に対する検証と考えられる。なお、供試品は、初期特性試験により製造試験に合格している。
2	6. 4. 6 部分放電試験	<ul style="list-style-type: none"> 導体は、部分放電（コロナ）試験を行うこと。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、絶縁内部の劣化に対する検証と考えられる。高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、気密性に関する長期健全性試験が必要であり、本試験は不要であるが、長期健全性試験の判定時に行う試験（耐電圧試験）にて確認可能であると考ええる。
3	6. 4. 7 定格連続電流試験	<ul style="list-style-type: none"> 定格電流の通電を行い最高温度について測定・記録を行うこと。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、定格電流の通電による熱に対する検証と考えられる。
4	6. 4. 8 劣化試験	<ul style="list-style-type: none"> 輸送及び保管を模擬する試験は、温度および湿度を含む最も厳しい環境条件に曝すものとする。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、輸送及び保管中の温度や振動に対する検証と考えられる。
	(1) 輸送保管時模擬試験			
	(2) 現地溶接模擬試験	<ul style="list-style-type: none"> 溶着方法が溶接である場合、電気ペネトレーションの部品が損傷なしに溶接できることを実証するための試験を行うこと。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、溶接による据付けに対する検証と考えられる。溶接による据付け後に行う試験であり、本試験は不要であるが、長期健全性試験の判定時に行う試験（耐電圧試験、気密試験）にて確認可能であると考ええる。 なお、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、構造上製作時に溶接しているため、現地溶接模擬試験は行わない。

電気ペーパーセッションにおける IEEE Std. 317-1976 の要求事項と長期健全性試験の実施有無(2/3)

別紙 8. 添付-5)-3

No.	IEEE Std. 317-1976		長期健全性試験 実施有無 (○：有，×：無)	IEEE の試験項目に対して、 長期健全性試験で実施していない理由等
	試験項目	試験内容の概要		
4	(3) 熱サイクル試験	<ul style="list-style-type: none"> 運転サイクルを模擬し、温度変化が 55 °C 以上で 120 サイクル行うこと。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 劣化の影響が出るように熱サイクル試験の間に放射線照射を実施している。 熱サイクル試験 (60 サイクル) →放射線照射試験→熱サイクル試験 (60 サイクル) →熱劣化試験の順番にて実施している。
	(4) 熱劣化試験	<ul style="list-style-type: none"> 通常の使用条件の劣化を模擬し、熱劣化処理を受けるものとする。 	○	<ul style="list-style-type: none"> No. 4 6. 4. 8 (3)に記載した理由により、順序が異なる。
	(5) 放射線照射試験	<ul style="list-style-type: none"> 通常使用環境の設置寿命期間中を模擬した放射線を照射するものとする。 上記試験中に想定される最大の事故環境累積放射線量を実施することができる。 	○	<ul style="list-style-type: none"> No. 4 6. 4. 8 (3)に記載した理由により、順序が異なる。
	—	<ul style="list-style-type: none"> 試験後、リーク試験及び電気試験 (耐電圧試験、絶縁抵抗試験、導通試験) に合格するものとする。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、No. 4 6. 4. 8(1)～(5)の試験後の検証と考えられる。 長期健全性試験の判定時に行う試験 (耐電圧試験、気密試験) にて確認可能であると考える。
5	6. 4. 9 過負荷電流試験	<ul style="list-style-type: none"> 定格連続電流通電時に、定格短時間過負荷電流を継続時間通電できるものとする。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、大電流の通電による熱に対する検証と考えられる。 実際の電源系統では、過負荷・短絡電流の保護回路により、定格短時間過負荷電流は影響の少ない時間で遮断されるため、許容温度及び熱劣化に対して影響はないと考えられる。 熱に対する影響は、電流の継続時間が非常に短く、シール部やケーブルの許容温度及び絶縁体の熱劣化に対して影響はないと考えられる。
6	6. 4. 10 短絡電流試験	<ul style="list-style-type: none"> 定格連続電流通電時に、定格短絡電流を通電できるものとする。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、大電流の通電による熱に対する検証と考えられる。 実際の電源系統では、過負荷・短絡電流の保護回路により、短絡電流は瞬時に遮断されるため、許容温度及び熱劣化に対して影響はないと考えられる。 熱に対する影響は、電流の継続時間が非常に短く、シール部やケーブルの許容温度及び絶縁体の熱劣化に対して影響はないと考えられる。

電気ペネトレーションにおける IEEE Std. 317-1976 の要求事項と長期健全性試験の実施有無(3/3)

別紙 8. 添付-5)-4

No.	IEEE Std. 317-1976		長期健全性試験 実施有無 (○：有，×：無)	IEEE の試験項目に対して、 長期健全性試験で実施していない理由等
	試験項目	試験内容の概要		
7	6. 4. 11 耐震試験	<ul style="list-style-type: none"> 設計使用条件に格度を加えた条件の入力振動スペクトルで IEEE Std. 344-1975 に準じて耐震試験を行うこと。 試験後、リーク試験及び電気試験（耐電圧試験、絶縁抵抗試験、導通試験）に合格するものとする。 定格電流の通電を行い最高温度について測定・記録を行うこと。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 試験後のリーク試験及び電気試験（耐電圧試験、絶縁抵抗試験、導通試験）は、耐震試験後の健全性を確認する試験であり、リーク試験及び電気試験（耐電圧試験）については、No. 9 6. 4. 13 冷却材喪失模擬試験後に実施している。
8	6. 4. 12 定格連続電流試験	<ul style="list-style-type: none"> 定格電流の通電を行い最高温度について測定・記録を行うこと。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、定格電流の通電による熱に対する検証と考えられる。 核計装用モジュール型電気ペネトレーションは、通電による温度上昇が僅かであるため環境の温度を、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、環境の温度に通電時の温度上昇も考慮し評価を行っている。
9	6. 4. 13 冷却材喪失模擬試験	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準最大想定事故事象の環境条件（圧力、温度、湿度、放射線照射、化学薬品噴霧）に対する健全性を実証すること。 試験中、導体に定格電圧を連続的に印加するものとする。 試験後、リーク試験及び電気試験（耐電圧試験、導通試験）に合格するものとする。 	○	<ul style="list-style-type: none"> IEEE Std. 317-1976 では、具体的な温度・圧力の記載はないため、IEEE Std. 323-1976 に準拠した試験を行い、冷却材喪失模擬試験後にリーク試験及び電気試験（耐電圧試験）を実施した。
10	6. 4. 14 定格短絡電流の最大持続時間試験	<ul style="list-style-type: none"> 定格短絡電流の保護装置が動作するまでの最大時間、定格短絡電流が通電できることを確認すること。 試験後、リーク試験に合格するものとする。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、大電流の通電による熱に対する検証と考えられる。 実際の電源系統では、過負荷・短絡電流の保護回路により、短絡電流は瞬時に遮断されるため、許容温度及び熱劣化に対して影響はないと考えられる。 熱に対する影響は、電流の継続時間が非常に短く、シールド部やケーブルの許容温度及び絶縁体の熱劣化に対して影響はないと考えられる。

電動弁用駆動部における IEEE Std. 382-1996 の要求事項と長期健全性試験の実施有無(1/3)

別紙 8. 添付-5)-5

No.	IEEE Std. 382-1996		長期健全性試験 実施有無 (○：有，×：無)	IEEE の試験項目に対して、 長期健全性試験で実施していない理由等								
	試験項目	試験内容の概要										
1	6.3.2 a) 初期機能試験	<ul style="list-style-type: none"> 初期データについて採取を行うこと。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、製品製造後の初期機能に対する検証と考えられる。なお、供試品は、初期機能試験により初期データの採取を行っている。 								
2	6.3.2 b) 通常熱劣化試験	<ul style="list-style-type: none"> 280 F (138 °C) まで加熱し、次の表から選択した時間、温度を維持して、通常熱劣化機構を行う。 <table border="1" data-bbox="598 1182 767 1619"> <thead> <tr> <th>104 F(40 °C)での 認定寿命(年)</th> <th>280 F(138 °C)での 加速劣化時間(時間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>300</td> </tr> </tbody> </table> <p>この表は、予想される通常使用時の周囲温度が 104 F (40 °C) の場合に適用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> 他の周囲温度については、アレニウスの法則に基づき行う。 	104 F(40 °C)での 認定寿命(年)	280 F(138 °C)での 加速劣化時間(時間)	10	100	20	150	40	300	○	<ul style="list-style-type: none"> 熱劣化試験の温度と時間は、アレニウスの法則に基づき実施している。
104 F(40 °C)での 認定寿命(年)	280 F(138 °C)での 加速劣化時間(時間)											
10	100											
20	150											
40	300											
3	6.3.2 c) 通常加圧サイクル試験	<ul style="list-style-type: none"> 65 psig (448 kPag) の外部加圧に 15 回曝すものとする。 加圧サイクル毎に 65 psig (448 kPag) を最低 3 分間保持するものとする。 格納容器外用の場合、加圧サイクル試験は不要である。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 長期健全性試験の圧力及び回数について以下の条件にて実施した。 圧力：平成 14 年度実施の電力共同研究「電動弁駆動装置の BWR 格納容器環境への適合性に関する研究」の試験条件設定の考えに従い 0.48 MPa とした。 回数：FCV 全体漏えい率試験回数 1 回/年×60 年+裕度 5 回 = 65 回とした。 長期健全性試験では No.3 通常加圧サイクル試験の前に No.4 6.3.2 d) 通常放射線劣化試験を実施している。シール材は有機物であることから、放射線による劣化が考えられる。したがって、通常放射線劣化試験を行い、シール材が劣化した状態の後に通常加圧サイクル試験を行うことにより厳しい条件で実施していると考ええる。 								

電動弁用駆動部における IEEE Std. 382-1996 の要求事項と長期健全性試験の実施有無 (2/3)

別紙 8. 添付-5)-6

No.	IEEE Std. 382-1996		長期健全性試験 実施有無 (○：有，×：無)	IEEE の試験項目に対して、 長期健全性試験で実施していない理由等
	試験項目	試験内容の概要		
4	6.3.2 d) 通常放射線劣化試験	<ul style="list-style-type: none"> 負荷を掛けた状態で、2,000 サイクル (通常放射線照射の前後に各 1000 サイクル) の運転を行うこと。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 長期健全性試験の開閉運転について、IEEE Std. 382-1996 の 40 年のサイクルを 60 年のサイクルとし以下の条件にて実施した。 原子炉格納容器外： 2,000 サイクル÷40 年×残り 22 年=1,100 サイクル 原子炉格納容器内： 2,000 サイクル÷40 年×60 年=3,000 サイクル 長期健全性試験では No. 3 6.3.2 c) 通常加圧サイクル試験の前に No. 4 6.3.2 d) 通常放射線劣化試験を実施している。シール材は有機物であることから、放射線による劣化が考えられる。 したがって、通常放射線劣化試験を行い、シール材が劣化した状態の後に通常加圧サイクル試験を行うことにより厳しい条件で実施していると考ええる。
5	6.3.2 d) 通常放射線劣化試験	<ul style="list-style-type: none"> 設置寿命中に予想される線量に曝すものとすること。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器外用は、No. 8 6.3.2 g) 設計基準事象放射線曝露試験において、通常時の放射線分についても含まれる放射線で行っている。
6	6.3.2 e) 振動劣化試験	<ul style="list-style-type: none"> 0.75 G または両振幅で 0.025 を超えない低周波数で必要な加速度に駆動部を曝し、その周波数を 2 オクターブ/分の速度で、5 Hz から 100 Hz へ、100 Hz から 5 Hz へ掃引させ正弦運動を印加するものとすること。 各直交軸に沿って 90 分の振動を印加するものとすること。 15 分毎に模擬負荷を掛けた状態で運転を行うこと。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 長期健全性試験の試験時間について、IEEE Std. 382-1996 の 40 年を 60 年とし以下の条件にて実施した。 原子炉格納容器外： 90 分÷40 年×残り 22 年=49.5 分÷50 分 原子炉格納容器内： 90 分÷40 年×60 年=135 分
7	6.3.2 f) 地震模擬試験	<ul style="list-style-type: none"> 単周波数試験及び多周波数試験の両方の実施を推奨する。 	×	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は、地震振動中及び振動後の運転における検証と考えられる。 JEAG 4623-2008 (原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針) では、地震模擬試験について要求がないため実施していない。

電動弁用駆動部における IEEE Std. 382-1996 の要求事項と長期健全性試験の実施有無(3/3) 別紙 8, 添付-5)-7

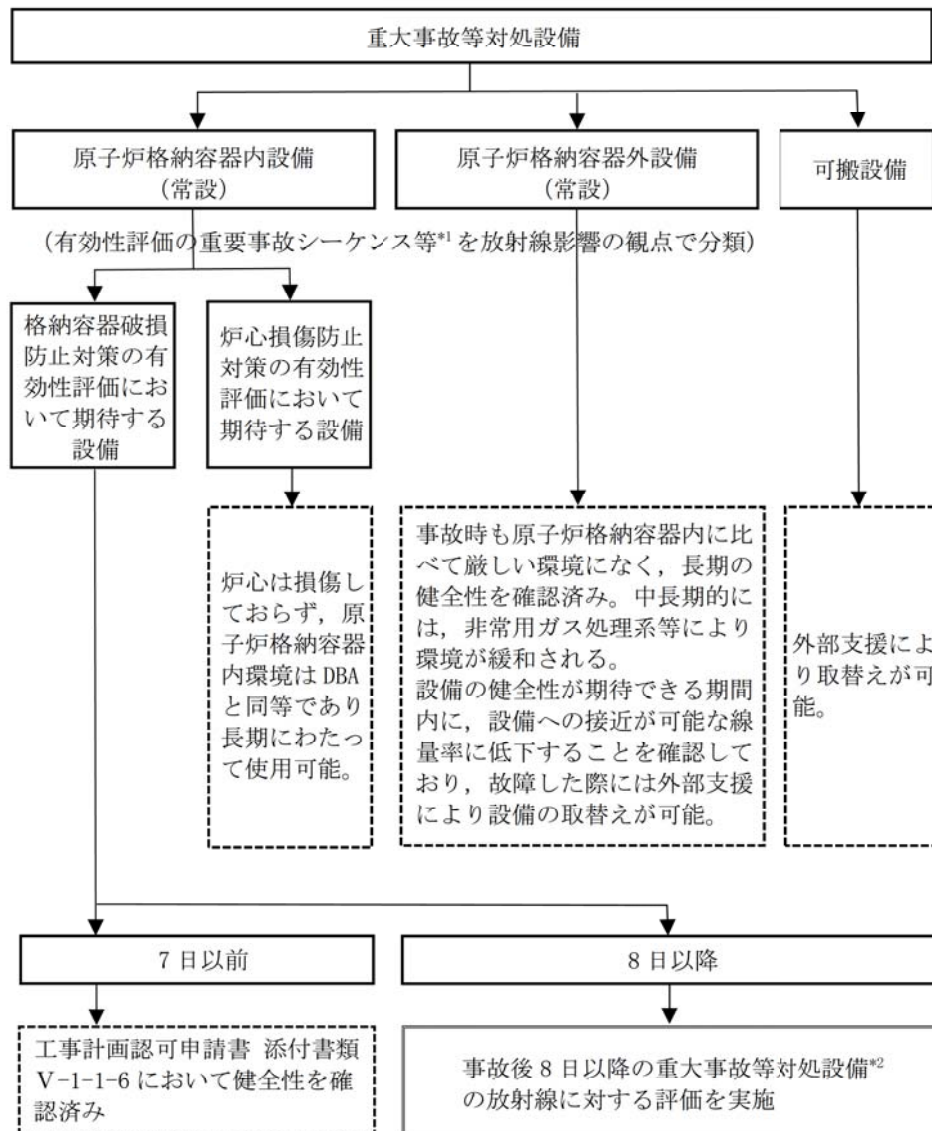
No.	IEEE Std. 382-1996		長期健全性試験 実施有無 (○:有, ×:無)	IEEE の試験項目に対して, 長期健全性試験で実施していない理由等
	試験項目	試験内容の概要		
8	6.3.2 g) 設計基準事象放射線曝露試験	<ul style="list-style-type: none"> 駆動部を, 設計基準事象中及び設計基準事象以降, 安全関連機能を果たす必要がなくなる時までに駆動部が受けると思われる線量に曝すものとする。 	○	—
9	6.3.2 h) 設計基準事象環境試験	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事象環境の温度, 圧力, 湿度, またはスプレール環境において運転させることとする。 駆動部を定格負荷条件で運転させることとする。 	○	<ul style="list-style-type: none"> 本試験は, 設計基準事象環境での運転における検証と考えられる。 絶縁特性の試験としては, 電動機単体での運転で確認可能であり, 電動機単体で定格電流以下の運転を確認している。
10	6.3.2 i) 機能試験	<ul style="list-style-type: none"> 運転データについて採取を行う。 	○	—

タイトル	重大事故等対処設備の劣化状況評価における耐環境試験条件（放射線条件）の妥当性及び事故後 8 日以降の放射線に対する評価について
説明	<p>1. 重大事故等対処設備の劣化状況評価における耐環境試験条件（放射線条件）の妥当性</p> <p>重大事故等対処設備の耐環境試験条件（放射線条件）は、7 日間の積算線量であり、工事計画にて設定している条件である。</p> <p>重大事故等発生から 8 日以降の考え方については、「工事計画に係る補足説明資料 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書のうち補足-40-14【重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の放射線に対する評価について】」に示すとおり、外部支援により長期的な監視機能の維持は可能と考えられる。</p> <p>以上より、重大事故等対処設備の耐環境試験条件（放射線条件）に 7 日間の積算線量を用いることは妥当である。</p>

説 明

2. 重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の放射線に対する評価対象設備の選定について

東海第二発電所の重大事故等対処設備の放射線による影響は、「工事計画に係る補足説明資料 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書のうち補足-40-14【重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の放射線に対する評価について】」にて、下記のフローに基づき、評価対象設備の選定を実施している。



*1：炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス。なお、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の想定事故では、原子炉格納容器内設備には期待しない。運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の重要事故シーケンスでは、炉心は損傷しておらず、原子炉格納容器内環境は DBA と同等であり、原子炉格納容器内設備は長期にわたって使用可能である。

*2：有効性評価の評価事故シーケンスにおいて長期安定状態維持（代替循環冷却系統等）及びその状態の監視に必要としている設備

説 明	<p>3. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定結果</p> <p>前項の評価対象設備の選定フローに基づき、事故後 8 日以降の放射線に対する評価を実施する設備として、以下の設備を選定した。</p> <p>① 格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）</p> <p>② 格納容器下部水位</p> <p>4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価</p> <p>① 格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）</p> <p>格納容器内温度検出器の設置場所は、局所的に温度が上昇する場所ではないことから、検出器の健全性維持が可能であると共に、合計 8 個の検出器を分散配置していることから、原子炉格納容器全体の雰囲気温度を計測することが可能である。</p> <p>格納容器内温度検出器（原子炉格納容器内 電気ペネトレーションまでの信号ケーブル含む）は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり（少なくとも 18 日程度）耐放射線性を有している。</p> <p>格納容器内温度が機能喪失した場合には、代替パラメータである格納容器圧力（ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力）による推定が可能である。</p> <p>格納容器圧力については、伝送器の設置場所が原子炉建屋内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上健全性維持が期待できる。事故後 100 日後の原子炉建屋内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。</p> <p>② 格納容器下部水位</p> <p>格納容器下部水位検出器（原子炉格納容器内 電気ペネトレーションまでの信号ケーブル含む）は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり（少なくとも 18 日程度）耐放射線性を有している。</p> <p>格納容器下部水位が機能喪失した場合には、代替パラメータである低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位による推定が可能である。</p>
-----	---

説 明

低圧代替注水系格納容器下部注水流量については、伝送器の設置場所が原子炉建屋内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上健全性維持が期待できる。

事故後 100 日後の原子炉建屋内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。

また、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位については、伝送器の設置場所がそれぞれ常設低圧代替注水系格納槽及び常設代替高圧電源装置置場内であり、線量率は原子炉建屋内よりも低いことから、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の場合と同様に外部支援により伝送器の取替えが可能であり、代替手段により監視機能を維持可能である。

以上より、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても、原子炉格納容器内の計器は中長期にわたり耐放射線性を有しており、機能喪失したとしても原子炉格納容器外の計器による推定が可能である。

また、原子炉格納容器外の計器については、少なくとも事故後 100 日以上健全性維持が期待され、仮に機能喪失したとしても事故後 100 日時点では外部支援による設備の取替えが可能であることから、長期的な監視機能の維持は可能であると考えられる。図 1 に、長期的な監視機能維持の概念図を示す。

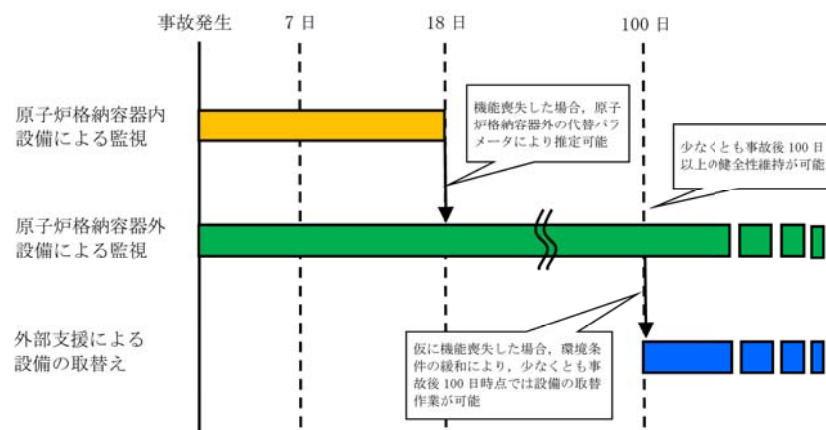


図 1 長期的な監視機能維持の概念図

説 明	<p>5. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価の算出根拠</p> <p>格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）及び格納容器下部水位の耐放射線性の日数については、以下に示すとおりである。</p> <p>○格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）、格納容器下部水位 各検出器（原子炉格納容器内 電気ペネトレーションまでの信号ケーブル含む）の機能を期待できる日数としては、18 日程度と算出している。</p> <p>▼算出根拠</p> <p>(①1,000 kGy－②7 kGy－③640 kGy)÷④31.2 kGy/日＋7 日＝18 日</p> <p>① 耐環境試験により健全性を確認した積算線量：1,000 kGy ② 通常運転中の 20 年間の積算線量（設計値）：7 kGy ③ 重大事故等発生から 7 日間の積算線量：640 kGy（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の積算線量） ④ 7 日時点の線量率から算出した 1 日当たりの線量率（解析値）： 31.2 kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の 1 日当たりの線量率）*1</p> <p>*1：8 日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。</p> <p>本内容については、「工事計画に係る補足説明資料 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書のうち補足-40-14【重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の放射線に対する評価について】」に示すとおり。</p>
-----	--

説 明

6. 信号電路の事故後 8 日以降の放射線に対する評価

格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）及び格納容器下部水位について、図 2 に概略構成図を示す。

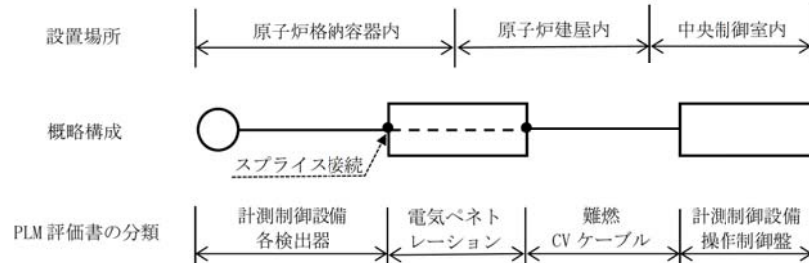


図 2 概略構成図

信号電路にあるスプライス接続、電気ペネトレーション及び難燃 CV ケーブルについては、以下のとおり評価している。

○格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）、格納容器下部水位の信号電路にあるスプライス接続

機能を期待できる日数としては、10 日程度と算出している。

▼算出根拠

$$(\textcircled{1}760 \text{ kGy} - \textcircled{2}7 \text{ kGy} - \textcircled{3}640 \text{ kGy}) \div \textcircled{4}31.2 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = 10 \text{ 日}$$

- ① スプライス接続の絶縁材料と同等の CV ケーブルの健全性試験により健全性を確認した積算線量：760 kGy
- ② 通常運転中の 20 年間の積算線量（設計値）：7 kGy
- ③ 重大事故等発生から 7 日間の積算線量：640 kGy（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の積算線量）
- ④ 7 日時点の線量率から算出した 1 日当たりの線量率（解析値）：
31.2 kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の 1 日当たりの線量率）*1

*1：8 日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。

説 明	<p>○格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）、格納容器下部水位の信号電路にある電気ペネトレーション 機能を期待できる日数としては、11 日程度と算出している。</p> <p>▼算出根拠 $(①800 \text{ kGy} - ②7 \text{ kGy} - ③640 \text{ kGy}) \div ④31.2 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = 11 \text{ 日}$</p> <p>① 耐環境試験により健全性を確認した積算線量：800 kGy ② 通常運転中の 20 年間の積算線量（設計値）：7 kGy ③ 重大事故等発生から 7 日間の積算線量：640 kGy（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の積算線量） ④ 7 日時点の線量率から算出した 1 日当たりの線量率（解析値）： 31.2 kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の 1 日当たりの線量率）*1</p> <p>*1：8 日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。</p> <p>○格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度）、格納容器下部水位の信号電路にある難燃 CV ケーブル 機能を期待できる日数としては、226 日程度と算出している。</p> <p>▼算出根拠 $(①500 \text{ kGy} - ②1.75 \text{ Gy} - ③15 \text{ kGy}) \div ④2.2 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = 226 \text{ 日}$</p> <p>① 耐環境試験により健全性を確認した積算線量：500 kGy ② 通常運転中の 20 年間の積算線量（設計値）：1.75 Gy ③ 重大事故等発生から 7 日間の積算線量：15 kGy（ケーブル敷設ルート原子炉建屋 3 階～2 階における積算線量） ④ 7 日間の積算線量から単純計算した 1 日当たりの線量率（計算値）：2.2 kGy/日*1</p> <p>*1：8 日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>
-----	--

タイトル	複合体を形成することでのケーブル通電機能及び絶縁機能への影響とケーブルの経年劣化を考慮した評価について
説明	<p>複合体を形成することでのケーブル通電機能及び絶縁機能への影響については、東海第二発電所原子炉設置変更許可申請及び東海第二発電所工事計画認可申請の中で確認している。</p> <p>1. 設計段階での確認</p> <p>(1) 原子炉設置変更許可（資料-1 参照）</p> <p>1) 本文</p> <p>原子炉設置変更許可申請書本文「ロ 発電用原子炉施設の一般構造」の不燃性材料又は難燃性材料の使用の中で、ケーブル取り替え以外の措置によって、非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保することを確認した上で使用する設計とすることが示されている。</p> <p>2) 添付書類八</p> <p>原子炉設置変更許可申請書添付書類八「変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書」の1.5.1.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用の複合体を形成する設計の中で、複合体は、複合体内部への熱の蓄積への影響を考慮しても非難燃ケーブルの通電機能や絶縁機能が損なわれないことを確認することが示されている。</p> <p>3) 補足説明資料</p> <p>補足説明資料「東海第二発電所 火災による損傷の防止」の別添資料-4「東海第二発電所 非難燃ケーブルの対応について」の中で、複合体の形成による通電機能及び絶縁機能への影響の確認方法が示されている。</p> <p>(2) 工事計画認可（資料-2 参照）</p> <p>1) 本文</p> <p>工事計画本文「1. 火災防護設備の基本設計方針」の不燃性材料又は難燃性材料の使用の代替措置（複合体）を施す設計の中で、複合体を構成する防火シートには、ケーブルに悪影響を及ぼさないため、電氣的機能の実証試験等でケーブルに影響を与えないことを確認したシートを使用する設計とすることが示されている。</p>

<p>説明</p>	<p>2) 添付書類</p> <p>添付書類 V-1-1-7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」の補足説明資料 5-26「複合体による影響の確認」の中で、複合体施工後の電氣的機能に影響のないことを以下のとおり確認されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通電機能：複合体施工時の電流低減率を確認した。 その際、ケーブル絶縁体許容周囲温度である 40℃となるように設定していることから、熱の影響による絶縁機能への影響はない。 ・絶縁機能：複合体自体の悪影響による施工による絶縁機能への影響の無いことを確認した。 <p>原子炉設置変更許可と工事計画認可の整合性については、「V-1-1-1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書にて確認された。(資料-3 参照)</p> <p>以上より、複合体を形成してもケーブル通電機能は複合体のない状態と同等となるように電流低減率を設計段階で配慮していることから、通電機能への影響はない。また、電流低減率設定にあたり、ケーブル絶縁体許容周囲温度 40℃となるように設定していることから、熱の影響による絶縁機能への影響はない。<u>設置変更許可及び工事計画では、火災防護の観点で複合体の検討をしていることから、電流低減率を守って周囲温度を 40℃以下とすることは、全ての複合体に適用される。</u></p> <p>2. 複合体施工段階での確認</p> <p>複合体施工前に工事計画認可の中で確認された電流低減率がケーブルの設計裕度内にあることを確認する。</p> <p>3. 経年劣化を考慮した評価</p> <p>ケーブルの絶縁低下に対する劣化評価は、東海第二のケーブルの周囲温度（設計温度 40℃）にて評価を行っている。</p> <p>設置変更許可と工事計画の中で複合体を施工しても周囲温度が設計温度以内に収まることを確認していることから、ケーブルの経年劣化を考慮しても電氣的機能への影響は以下のとおり問題とはならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通電機能：設計段階で電流低減率を考慮しており、想定される劣化事象がないため、高経年化対策上問題とならない。 ・絶縁機能：ケーブルの周囲温度は、40℃以下となるように電流低減率を考慮しているため、経年劣化評価の中で行ったケーブルの長期健全性試験（周囲温度 40℃に設定）に影響はない。 <p style="text-align: right;">以上</p>
-----------	---

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(C) 火災による損傷の防止

素に対する換気及び漏えい検出対策，電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。

なお，放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は，水素や酸素の濃度が高い状態で滞留及び蓄積することを防止する設計とする。

(c-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

安全機能を有する構築物，系統及び機器のうち，主要な構造材，ケーブル，チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ，保温材及び建屋内装材は，不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。また，不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は，不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計，又は，当該構築物，系統及び機器の機能を確保するために必要な不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合には，当該構築物，系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物，系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち，安全機能を有する機器に使用するケーブルは，実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

なお，安全機能を有する機器に使用するケーブルのうち，実証試験により延焼性が確認できない非難燃ケーブルについては，難燃ケーブルに取り替えて使用する。

ただし，ケーブル取り替え以外の措置によって，非難燃

ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保することを確認した上で使用する設計、又は当該ケーブルの火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

また、建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とする。

(c-2-3) 自然現象による火災の発生防止

東海第二発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を抽出した。

これらの自然現象のうち、火災を発生させるおそれのある落雷及び地震について、これらの現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備の設置及び接地網の敷設を行う設計とする。

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「設置許可基準規則」第四条に示す要求を満足するよう、「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」に従い耐震設計を行う設計とする。

別紙 1

別添 5

添 付 書 類 八

変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

等以上の難燃性能を確保できる代替措置（複合体）を施す設計とする。

(a) ケーブルの取り替えに伴う課題が回避される範囲

(b) 難燃ケーブルと比較した場合に、火災リスクに有意な差がない範囲

a. 複合体を形成する設計

複合体は、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保する設計とし、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した上で使用する。

このため、複合体外部及び複合体内部の火災を想定した設計とする。

また、複合体は、防火シートが与える化学的影響、複合体内部への熱の蓄積及び重量増加による耐震性への影響を考慮しても非難燃ケーブルの通電機能や絶縁機能及びケーブルトレイの耐震性低下により、ケーブル保持機能が損なわれないことを確認するとともに、施工後において、複

合体の難燃性能を維持する上で、防火シートのずれ、隙間及び傷の範囲を考慮する設計とし、これらを実証試験により確認して使用する設計とする。使用する防火シートは耐寒性、耐水性、耐薬品性などの耐性に問題がないことを確認する。

(a) 複合体外部の火災を想定した場合の設計

複合体は、外部の火災に対して、不燃材の防火シートにより外部からの火炎を遮断し、直接ケーブルに火炎が当たり燃焼することを防止することにより、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能が確保できる設計とする。

このため、複合体は、火炎を遮断するため、非難燃ケーブルが露出しないように非難燃ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆い、その状態を維持するため結束ベルトで固定する設計とする。

実証試験では、この設計の妥当性を確認するため、防火シートが遮

別添 4

東海第二発電所

非難燃ケーブルの対応について

複合体による影響の確認方法

1. 目的

複合体はケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったものであるため、防火シートがケーブル及びケーブルトレイの機能に与える影響が軽微でありケーブル及びケーブルトレイの設計範囲内であることを確認する。

2. ケーブル及びケーブルトレイの保有する機能への影響

複合体は、ケーブルトレイに敷設されたケーブルに防火シート等を施工したものであり、ケーブル及びケーブルトレイが保有する機能に影響を及ぼす可能性がある。

防火シート等を施工することにより上記機能を阻害する要因となるものを抽出し、ケーブル及びケーブルトレイが保有する機能への影響要因と影響確認の方法を以下に示す。

(1) ケーブルへの影響要因と影響確認方法

a. 通電機能

ケーブルの通電機能は絶縁体の許容温度の範囲内で機器等の使用電流が通電できることである。

ケーブルの機能を阻害する要因としては、導体抵抗の増加、導体の断線、放熱性の低下が考えられるが、機器の使用電流は、電流による導体内の発生熱量とケーブル表面から外部に伝達される熱量が平衡に達しているとき、絶縁体温度がその許容温度となる電流値以内とすることから、複合体の形成により熱的条件が変化し、放熱性が低下した場合、使

用電流による発熱により絶縁体が許容温度に達し、通電機能に影響を与える可能性がある。詳細については添付資料 1-13 別紙 1 に示す。

通電機能への影響度合いについて、防火シートの施工前後の電流値を測定する電流低減率試験に基づき確認する。

b. 絶縁機能

ケーブルの絶縁機能は所定の絶縁抵抗及び耐電圧特性を有することであり、導体を覆う絶縁材にて確保される。したがって、ケーブルシース表面に防火シートを施工したとしても絶縁機能に影響を与えるものではないが、防火シートがケーブルに直接接触することによる絶縁性能の低下を考慮し、防火シートの施工後の絶縁機能について絶縁抵抗試験及び耐電圧試験により確認する。

c. シースによる保護機能

シースによる保護機能は、通電機能及び絶縁機能を維持するためケーブル形状を保ち、外的要因から保護することである。

防火シートは、ケーブルに巻付けを行う製品であり、シースに影響を与えるものではない。

ただし、防火シートがケーブルに直接接触することで、化学的にシースを侵食する可能性も考えられることから、念のため、防火シートに使用される材質の性状を pH 試験により確認する。

(2) ケーブルトレイへの影響要因と影響確認方法

a. ケーブル保持機能

ケーブル保持機能は敷設されるケーブルを支持することである。防火

4. ケーブルに与える影響の評価

4.1 通電機能

4.1.1 電流低減率試験

4.1.1.1 目的

複合体の形成による放熱性の低下によりケーブルの通電機能に問題のないことを確認する。

4.1.1.2 試験内容

(1) 供試体

IEEE848-1996 に準じた供試体とする。

a. ケーブル

多層敷設ケーブル

(架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル 外径:17.5mm)

b. ケーブルトレイ

複合体形成前後のラダートレイ

供試体の詳細は添付資料 1-13 別紙 2 に示す。

(2) 試験方法

IEEE848-1996 に準じた試験方法による。試験方法の詳細を添付資料 1-13 別紙 2 に示す。

電流低減率は、ケーブル選定時に使用する設計基準であり、電力ケーブルが敷設してあることで熱影響を受けるラダートレイの防火シート有無による測定電流との比較にて算出する。

なお、実機ではケーブルトレイに多層敷設された全てのケーブルが通電されることはないが、IEEE848-1996 では全てのケーブルに通電するた

8 条-別添 4-添付 1-13-5

め、保守的な試験条件である。

(3) 判定基準

防火シートの施工前後の電流低減率が設計の範囲内であることを確認する。また、設計裕度は確保され、機器等に影響がないことを確認する。

4.2 絶縁機能

4.2.1 絶縁抵抗試験

4.2.1.1 目的

防火シートの施工によりケーブルの絶縁特性に影響がないことを確認する。

4.2.1.2 試験内容

(1) 供試体

防火シート施工後のケーブル

- ・防火シート(プロテコ®シート-P2・eco)
- ・ケーブル

ケーブル 種類	絶縁材/ シース材	芯数-サイズ	外径(mm)
低圧電力 ケーブル	架橋ポリエチレン/ ビニル	3C-5.5mm ²	14.5

(2) 試験方法

「JIS C 3005 ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」の絶縁抵抗に準拠し、供試体の一部を水中に1時間以上浸した状態で規定電圧（直流：100V以上）を1分間印加し、絶縁抵抗を測定する。

(3) 判定基準

2500M Ω ・km以上であること。（「JIS C 3605 600V ポリエチレンケーブル」）

8条-別添4-添付1-13-7

4.2.2 耐電圧試験

4.2.2.1 目的

防火シートの施工によって耐電圧特性に影響がないことを確認する。

4.2.2.2 試験内容

(1) 供試体

防火シート施工後のケーブル

- ・防火シート(プロテコ®シート-P2・eco)
- ・ケーブル

ケーブル 種類	絶縁材/ シース材	芯数-サイズ	外径 (mm)
低圧電力 ケーブル	架橋ポリエチレン/ ビニル	3C-5.5mm ²	14.5

(2) 試験方法

「JIS C 3605 600V ポリエチレンケーブル」の耐電圧試験に準拠し、供試体の一部を水中に1時間以上浸した状態で規定電圧 AC1, 500V を印加し、1分間耐えることを確認する。

(3) 判定基準

防火シートの施工前後で1分間の規定電圧印加に耐えること。

電流低減率測定試験について

1. 供試体

IEEE848-1996 に準じてラダートレイに敷設したケーブル（架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル）を供試体とする。供試体の仕様を第1表に示す。

第1表 供試体の仕様

試験供試体		備考
試験規格	IEEE848-1996	
ケーブル仕様	外径 17.5mm	
トレイ形状	幅 600mm, 高さ 120mm, 長さ 3,660mm	ラダertype
ケーブル配列	32本×3段	全96本
防火シート	無	
	有	

2. 試験方法

IEEE848-1996 に準じて試験を実施し、防火シートの施工前後におけるケーブルの電流低減率を求める。

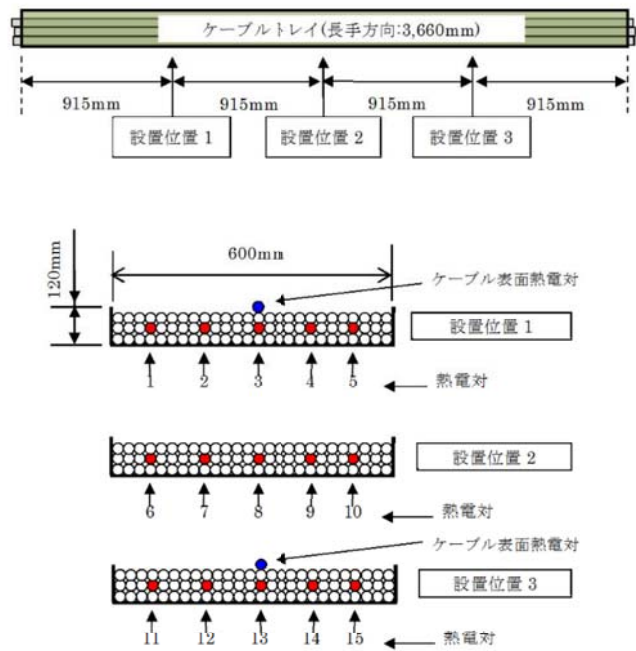
2.1 ケーブル敷設方法

- (1) ケーブルを、ケーブルトレイに均等に3段に敷設する。全てのケーブル（96本）に電流を流すため、各ケーブルの端部をそれぞれ接続し、1本の直列回路になるようにする。

8条-別添4-添付1-13-12

(2) ケーブルの導体温度を測定するため、導体に直接熱電対を取付けて固定する。

熱電対は第 1 図に示すように、ケーブル中央（設置位置 2）及び中央から 915mm 離れた位置（設置位置 1,3）に設置する。また、熱電対は、トレイに布設している 2 段目のケーブルの設置位置 1～3 に対して 5 箇所ずつ、合計 15 箇所の導体温度を確認できるように設置する。試験中の雰囲気温度は、トレイの側面から 300mm 離れた位置に設置した 3 つの熱電対を用いて確認し、表面温度は、最上段のケーブル表面に 2 箇所（設置位置 1,3）の熱電対を設置する。



第 1 図 熱電対設置位置

8 条一別添 4一添付 1-13-13

2.2 測定条件

ケーブルを敷設したケーブルトレイを第2図のように枕木の上に設置し通電試験を行う。通電試験は、防火シートの施工前後で行う。ケーブルに電流を通電し、設置位置2の熱電対温度が $90^{\circ}\text{C} \pm 1^{\circ}\text{C}$ 、設置位置1, 3の熱電対温度の平均温度が設置位置2の平均温度の $\pm 4^{\circ}\text{C}$ になるように電流を調整し、導体温度が安定した後、ケーブルへの通電は3時間継続して行い、その間の温度測定を行う。



第2図 ケーブルトレイ設置方法

2.3 温度補正及び低減率計算

以下の計算式で温度補正後の電流値および防火シート施工前後の電流低減率を計算する。

(1) 温度補正後の電流値

$$I' = I \sqrt{\frac{(T_c - T_a)(\alpha + T_c)}{(T_c - T_a)(\alpha + T_c)}}$$

- I : 温度安定後の試験電流 (A)
- T_c : 温度安定後設置位置2の最大導体温度 (°C)
- T_a : 試験後の周囲温度 (°C)
- I' : 基準温度での電流 (補正值) (A)
- T_c : 基準導体温度; 90 (°C)
- T_a : 基準周囲温度; 40 (°C)
- α : 234.5 (°C)

8条-別添4-添付1-13-14

(2) 防火シートの施工による電流低減率

$$ADF = \frac{(I_o - I_f)}{I_o} 100$$

ADF : 電流低減率 (%)

I_o : 防火シート施工前の電流値 (A)

I_f : 防火シート施工後の電流値 (A)

100 : パーセント換算

3. 判定基準

防火シートの施工前後の電流低減率が設計の範囲内であることを確認する。また、設計裕度は確保され、機器等に影響がないことを確認する。

3 火災防護設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格
(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」による。</p> <p>第1章 共通項目</p>	<p>用語の定義は「発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則」、「発電用原子炉及びその附属施設に関する規則」及びこれらとの整合並びに「発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成25年6月19日原子力規制委員会）による。</p> <p>第1章 共通項目</p> <p>火災防護設備の共通項目である「1. 地震等, 2. 自然現象(2.2 津波による損傷の防止を除く)」、5. 設備に対する要求, 6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、「原子炉発電所の火災防護指針」(日本電気協会「JEA G4607」)に準じ、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を組み合わせで対応する。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわれないよう、火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区域に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>発電用原子炉施設は、火災によりその安全性を損なわれないよう、適切な火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。火災防護上重要な機器等は、上記構築物、系統及び機器のうち原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器とする。</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な以下の機能を確保するための構築物、系統及び機器とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉冷却材圧力バウナダリ機能 ② 過剰反応度の印加防止機能 ③ 炉心形状の維持機能 ④ 原子炉の緊急停止機能 ⑤ 未臨界維持機能 ⑥ 原子炉冷却材圧力バウナダリの過圧防止機能 ⑦ 原子炉停止後の除熱機能 ⑧ 炉心冷却機能 ⑨ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ⑩ 安全上特に重要な関連機能

NT2 審① II R9

変更前	変更後
<p>(3) 安全機能を有するケーブルは、実用上可能な限り「IEEE Standard for Type Test of Class I Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」(IEEE Std 383-1974)又は電気学会技術報告II部第139号(昭和57年11月)の垂直トレイ燃焼試験に合格した難燃性ケーブルを使用する。また、必要に応じ延焼防止塗料を使用する。</p> <p>(4) 建屋内における変圧器は乾式とし、遮断器は実用上可能な限りオイルレスとする。</p> <p>(5) 安全機能を有する動力盤及び制御盤は、不燃性である鋼製の筐体、塩化ビニル等難燃性の配線ダクト及びケーブルコンduit等実用上可能な限り難燃性の電線を使用する。</p> <p>(6) 換気設備のファンは、チャコールフィルタを除き難燃性のガラス繊維を使用する。</p> <p>(7) 保温材は、不燃性の金属保温並びに難燃性のロックウール、グラスウール等を使用する。</p> <p>(8) 建屋内表材は、実用上可能な限り不燃性材料及び難燃性材料を使用する。</p>	<p>災に原因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、筐体の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料又はコンクリートの不燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>ただし、配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるため、金属で覆われた試験部に設置し直後大表に鋼製されることのない設計とする。</p> <p>金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器本体内部に設置する電気配線は、耐火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料でない材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、原則、平成12年建設省告示第1400号に定められたもの又は建築基準法で不燃性材料として認められたものを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建屋の内装材は、建築基準法で不燃性材料として認められたものを使用する設計とする。</p> <p>ただし、管理区域の床に塗布されている耐放射線性のコーティング剤は、不燃性材料であるコンクリート表面に塗布すること、難燃性が確認された塗料であること、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと、原子炉格納容器内を含む建屋内に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性又は難燃性の材料を使用し、その周辺における可燃物を管理することから、難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>また、中央制御室の床面は、防炎性能を有するカーペットを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性(UL垂直燃焼試験)及び耐延焼性(IEEE 383(光ファイバケーブルの場合はIEEE 1202)垂直トレイ燃焼試験)を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p> <p>ただし、実証試験により耐延焼性能が確認できない放射線モニタケーブル及び重大事故等対処施設である通信設備の機器本体に使用する専用ケーブルは、難燃ケーブルと同等級以上の性能を有する設計とするか、代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該ケーブルの火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>(a) 代替措置(複合体)を施す設計</p> <p>複合体を構成する防火シートには、複合体の難燃性能を確保し形状を維持するため、不燃性、難燃性、耐火性及び遮煙性を確認する実証試験等でそれらの性能を有することを確認し、またケーブル及びケーブルトレイに悪影響を及ぼさないため、電気的機能、非腐食性及び重量増加の実証試験</p>

	<p>等でケーブル及びケーブルトレイに影響を与えないことを確認したシートを使用する設計とする。</p> <p>上記性能を有する防火シートを用いて形成する複合体は、イに示す複合体外部の火災を想定した場合に必要な設計を行った上で、ロに示す複合体内部の火災を想定した場合に必要な設計を加えることで、燃焼ケーブルを使用した場合と同等以上の燃焼性能を確保する設計とする。</p> <p>イ、複合体外部の火災を想定した場合の設計</p> <p>複合体は、複合体外部の火災に対して、燃焼の3要素（熱（火災）、酸素量、可燃物）のうち熱（火災）を遮断するため、以下の(イ)～(ロ)に示すとおり非燃焼ケーブルの露出を防止することに より、燃焼ケーブルを使用した場合と同等以上の燃焼性能が確保できる設計とする。また、複合体は、耐燃性能を確認する実証試験にて自己消火し燃え止まること、及び延焼による損傷長が燃焼ケーブルよりも短くなることを確認する。</p> <p>(イ) 非燃焼ケーブル及びケーブルトレイを、防火シートに重ね代を設けながら覆う。防火シート間重ね代は、ハに示す複合体の耐燃性能を確認する実証試験によって自己消火し燃え止まること、延焼による損傷長が燃焼ケーブルよりも短くなることを確認した重ね代を確保する。さらに、基準地震動S₁による外力（地震）が加わっても重ね代を確保するため、この重ね代に外力（地震）に対する防火シートの被覆性の実証試験で確認されるずれの大きさに裕度を確保した値を加えた重ね代とする。</p> <p>防火シート重ね部の重ね回数、ケーブル及びケーブルトレイの機能が損なわれないように、熱の蓄積による影響として、複合体形成後の電流値が設計基準におけるトレイ形状での電流値と比較し、通電機能が損なわれない電流低減率を含み、かつケーブルトレイの重量増加の影響として、ケーブルトレイの重量余裕以内である重ね回数とする。</p> <p>(ロ) 防火シートで覆った状態を維持するため、防火シートは、結束ベルトで固定する。防火シートは、外力（地震）に対する防火シートの被覆性が実証試験で外れないことを確認した結束ベルトによりシート重ね部を固定することに加えて、非燃焼ケーブルが露出しないことを確認した間隔にて固定する。</p> <p>(ハ) 施工後、複合体の燃焼性能を維持する上で、防火シートのすき、隙間及び接の範囲を考慮し、これらの範囲を外力（地震）に対する防火シートの被覆性を実証試験により確認した防火シートをケーブル表面に重ねておいておき、間に巻き付ける。</p> <p>(ニ) 防火シートの隙間が拡大することを抑えるため、外力（地震）に対する防火シートの被覆性の実証試験で外れないことを確認したファイアストップパにより防火シート重ね部を押え付ける。</p> <p>ロ、複合体内部の火災を想定した場合の設計</p> <p>複合体内部の火災を想定した場合の設計</p> <p>複合体は、短絡又は地絡に起因する過電流により複合体内部の非燃焼ケーブルが発火した火災に対して、酸素量を抑制するために以下の(イ)に示す複合体内部を閉鎖空間とする措置を講じるとともに、複合体外部への延焼を抑制するために以下の(ロ)に示す複合体外部への火災の噴出を防止する措置を講じることにより、燃焼ケーブルを使用した場合と同等以上の燃焼性能が確保できる設計とする。</p> <p>また、複合体は、複合体内部ケーブルの耐燃性能を確認する実証試験によって過電流が継続しな</p>
--	---

補足説明資料 5-26
複合体による影響の確認

1. 目的

本資料は、火災防護に関する説明書 別添 1 の 6 項にて示した複合体の影響の詳細を示すために、補足資料として添付するものである。

2. 内容

複合体を形成することによる影響の確認結果の詳細を次頁以降に示す。

補-5-26-2

3. 防火シートによるケーブルへの影響

複合体はケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったものであるため、防火シートがケーブルの機能に与える影響が軽微でありケーブルの設計範囲内であることを確認する。

3.1 通電機能

ケーブルの通電機能は絶縁体の許容温度の範囲内で機器等への電流が通電できることである。そのため、通電機能への影響は、防火シートの施工前後の電流値を測定する電流低減率試験に基づき確認する。

3.1.1 電流低減率試験

(1) 目的

防火シートで複合体を形成することによる放熱性の低下が、ケーブルの通電機能に対し影響がないことを確認する。

(2) 供試体

IEE 848-1996 に準じてラダートレイに敷設したケーブル（架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル）を供試体とする。供試体の仕様を第1表に示す。また、敷設するケーブルは、ケーブルトレイに均等に3段に敷設する。全てのケーブル（96本）に電流を流すため、各ケーブルの端部をそれぞれ接続し、1本の直列回路になるようにする。

(3) 試験方法

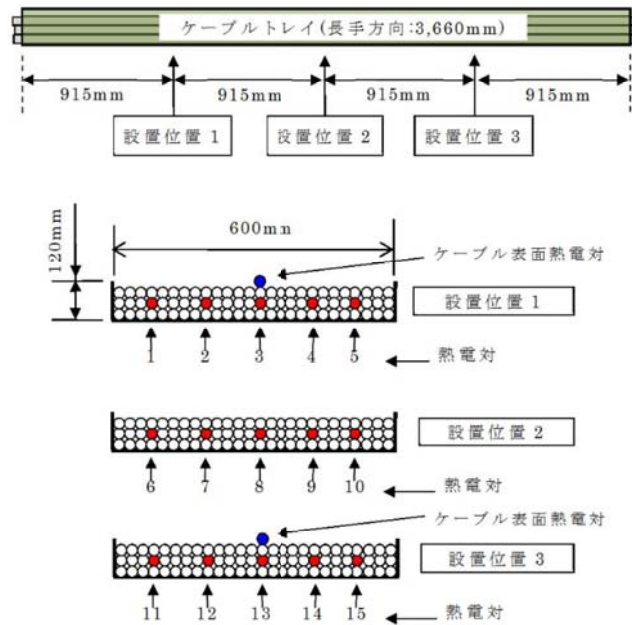
IEE 848-1996 に準じて試験を実施し、防火シートの施工前後におけるケーブルの電流低減率を求める。ケーブルに電流を通電し、第1図に示す設置位置2の熱電対の温度が $90\text{ }^{\circ}\text{C} \pm 1\text{ }^{\circ}\text{C}$ 、設置位置1、3の熱電対温度の平均温度が設置位置2の温度 $\pm 4\text{ }^{\circ}\text{C}$ になるように電流を調整し、導体温度が安定した3時間の温度を測定する。

(4) 試験結果

試験結果のまとめを第2表に示す。また、試験結果の詳細を第3表に示す。

第 1 表 供試体の仕様

試験供試体		備考
試験規格	I E E E 8 4 8 - 1996	
ケーブル仕様	外径 17.5 mm	
トレイ形状	幅 600 mm, 高さ 120 mm, 長さ 3660 mm	ラダータイプ
ケーブル配列	32 本 × 3 段	全 96 本
防火シート	無	
	有	



第 1 図 熱電対設置位置

補-5-26-4

第2表 試験結果のまとめ

項目	防火シートなし	防火シート有り
通電電流 (A)	26.97	23.34
基準周囲温度(補正温度)(℃)	40.00	40.00
導体温度(℃)	90.00	90.00
電流低減率(%)	基準	約 14

注 : 通電電流は基準周囲温度に補正後の値を示す。

第3表 試験結果の詳細

測定項目	防火シートなし		防火シート有り	
	測定値	温度補正	測定値	温度補正
通電電流平均値(A)	32.73	26.97	28.68	23.34
周囲温度平均値(℃)	18.13	40.00	16.42	40.00
導体(6~10)最大温度(℃)	92.31	90.00	92.51	90.00
導体(6~10)平均温度(℃)	89.77		89.99	
導体(1~5)平均温度(℃)	87.96		86.00	
導体(11~15)平均温度(℃)	87.30		85.84	
ケーブル表面平均温度(℃)	71.34		71.86	
電流低減率(%)		基準		13.46

注 : 通電電流は基準周囲温度に補正後の値を示す。

補-5-26-5

(5) 評価

東海第二発電所では使用ケーブル選定時に以下の項目について設計裕度を持たせている。

- ① ケーブル敷設低減率：ケーブルトレイ又は電線管等のケーブル量による蓄熱を考慮した許容電流の低減率設定
- ② 負荷となる機器の出力設定（電圧及び力率含む）
- ③ ケーブル選定時の設計電流と実際の許容電流の設計裕度

火災防護対象機器の中で上記①，②を考慮して保守的に設定しているケーブル設計電流に対し，機器の定格電流が大きく設計裕度が最も小さくなる機器を選定し確認した。設計裕度の確認結果を第4表に示す。

第4表 ケーブルの設計裕度

ケーブル種類	ケーブル材料 (絶縁材/シース材)	ケーブル 設計電流 (A)	定格電流 (A)	設計裕度 (%)
低圧電力 ケーブル	架橋ポリエチレン /ビニル	97	72	約34

その結果，ケーブルの設計裕度約34%に対し，防火シートによる電流低減率は約14%であり，設計裕度の方が大きく，ケーブルの設計範囲内であり防火シートによる通電機能に影響はない。

3.2 絶縁機能

3.2.1 絶縁抵抗試験

(1) 目的

防火シートの施工によりケーブルの絶縁特性に影響がないことを確認する。

(2) 試験結果

試験結果を第5表にまとめる。

第5表 絶縁抵抗試験結果

No	相	判定基準	測定値 (MΩ)	判定結果
1	R	2500 MΩ 以上	8.98×10^6	良
	S		1.02×10^7	良
	T		8.86×10^6	良
2	R		9.61×10^6	良
	S		1.06×10^7	良
	T		7.68×10^6	良

(3) 評価

防火シートの施工によるケーブルの絶縁特性に影響はない。

3.2.2 耐電圧試験

(1) 目的

防火シートの施工によって耐電圧特性に影響がないことを確認する。

(2) 試験結果

試験結果を第6表にまとめる。

第6表 耐電圧試験結果

No	相	判定基準	判定結果
1	R	絶縁破壊がないこと	良
	S		良
	T		良
2	R		良
	S		良
	T		良

(3) 評価

防火シートの施工によるケーブルの耐電圧に影響はない。

補-5-26-7

V-1-1-1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

NT2 補② V-1-1-1 R3

設置変更許可申請書（本文）	設置変更許可申請書（添付書類A）様式事項	工事の計画 設計事項	整合性	備考
<p>また、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、又は、</p> <p>当該燃焼物、系統及び機器の構造を確保するために必要となる(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③に規定する難燃性材料又は難燃性材料の使用が技術上の理由により、当該燃焼物、系統及び機器における火災に起因して他の火災の発生を招き起こす虞がある場合において、当該燃焼物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p>	<p>不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するもの(以下「代替材料」という。)を使用する設計とする。</p> <p>燃焼物、系統及び機器の構造を確保するために必要となる(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③に規定する難燃性材料又は難燃性材料の使用が技術上の理由により、当該燃焼物、系統及び機器における火災に起因して他の火災の発生を招き起こす虞がある場合において、当該燃焼物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p>	<p>不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>火災防止上重要な機器等及び重大事故等対応機器、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの(以下「代替材料」という。)を使用する設計、若しくは、当該燃焼物、系統及び機器の構造を確保するために必要となる(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③に規定する難燃性材料又は難燃性材料の使用が技術上の理由により、当該燃焼物、系統及び機器における火災に起因して他の火災の発生を招き起こす虞がある場合において、当該燃焼物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p><中略></p>	<p>工事の計画の(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③は、設置変更許可申請書(本文)の(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③と同義であり整合している。</p>	
<p>1-5.1.2.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>(3) 燃焼ケープルの使用</p> <p>安全機能を有する燃焼ケープルに使用されるケープルは、英語試験により自己消火性(UL垂直燃焼試験)及び強度性(IEEE383(光ファイバケーブル)の規格はIEEE1202)、垂直トレイ燃焼試験)を備えた燃焼ケープルを使用する設計とする。</p>	<p>ただし、安全機能を有する機器を使用するケープルには、自己消火性を確保するUL垂直燃焼試験は適用するが、強度性を確保するIEEE383、垂直トレイ燃焼試験の要求を満足しない明確なケープルがある。</p> <p>したがって、非燃焼ケープルについては、原則、燃焼ケープルに取り替えて使用する設計とする。</p>	<p>(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③ただし、英語試験により耐燃性能が確認できない燃焼ケープル及び自己消火性等対応機器である通信設備機器の燃焼本体に使用するケープルは、燃焼ケープルと同等以上の性能を有する燃焼ケープルとするが、燃焼ケープルの構造が技術上の理由により、当該燃焼ケープルの火災に起因して他の火災の発生を招き起こす虞がある場合において、当該燃焼ケープルの火災に起因して他の火災の発生を招き起こす虞があることを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>ただし、原則、燃焼ケープル以外の非燃焼ケープルについては、(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③ケープルの規格にない燃焼ケープルの構造が技術上の理由により、当該燃焼ケープルと同等以上の性能を有する燃焼ケープルを使用する設計、又は(3)(1)u.(c)(e-2-2)-④燃焼ケープルの構造が技術上の理由により、当該燃焼ケープルと同等以上の性能を有する燃焼ケープルを使用する設計、又は(3)(1)u.(c)(e-2-2)-⑤燃焼ケープルの構造が技術上の理由により、当該燃焼ケープルと同等以上の性能を有する燃焼ケープルを使用する設計とする。</p>	<p>工事の計画の(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③は、設置変更許可申請書(本文)の(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③を具体的に記載しており整合している。</p>	
<p>(3)(1)u.(c)(e-2-2)-③ただし、ケープルの構造が技術上の理由により、当該燃焼ケープルと同等以上の性能を有する燃焼ケープルを使用する設計、又は(3)(1)u.(c)(e-2-2)-④燃焼ケープルの構造が技術上の理由により、当該燃焼ケープルと同等以上の性能を有する燃焼ケープルを使用する設計、又は(3)(1)u.(c)(e-2-2)-⑤燃焼ケープルの構造が技術上の理由により、当該燃焼ケープルと同等以上の性能を有する燃焼ケープルを使用する設計とする。</p>	<p>燃焼ケープルに取替えて使用する設計とする。</p>	<p>燃焼ケープルに取替えて使用する設計とする。</p>	<p>工事の計画の(3)(1)u.(c)(e-2-2)-④は、設置変更許可申請書(本文)の(3)(1)u.(c)(e-2-2)-④を具体的に記載しており整合している。</p>	

タイトル	ケーブルトレイを構成する複合体の評価について
説明	<p>複合体（防火シート及び結束ベルト）の主材料は、無機物のアルミノ硼珪酸ガラスであり、劣化事象は想定されない。</p> <div data-bbox="539 517 1337 896" data-label="Image"> </div> <p>ケーブルトレイ（防火シート巻）構造図</p> <p>なお、耐久性の確認として、下記の試験を実施し、異常の無いことを確認している。</p> <p>[耐久性試験]</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 熱・放射線劣化試験（40年相当） 外観（割れ、膨れ、変色）、酸素指数測定 ② 耐寒性試験 外観（割れ、膨れ、変色） ③ 耐水性試験 外観（割れ、膨れ、変色） ④ 耐薬品性試験（酸、アルカリ） 外観（割れ、膨れ、変色） ⑤ 耐油試験 外観（割れ、膨れ、変色） ⑥ 耐塩水試験 外観（割れ、膨れ、変色） <p style="text-align: right;">以上</p>