

東海第二発電所 劣化状況評価
(電気・計装設備の絶縁低下)

補足説明資料

平成30年6月5日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち，枠囲みの範囲は，営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
(1) 評価対象	4
(2) 評価手法	4
4. 代表機器の技術評価	7
(1) 低圧ケーブル（難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロプレンゴム シース）の評価	7
1)-1 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）	7
1)-2 ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）	10
1)-3 電気学会推奨案をもとにした健全性評価（重大事故等時）	13
2) 現状保全	17
3) 総合評価	17
4) 高経年化への対応	17
(2) 電気ペネトレーションの評価	18
1) 核計装用電気ペネトレーションの健全性評価	18
2) 現状保全	21
3) 総合評価	21
4) 高経年化への対応	21
5. 代表機器以外の技術評価	22
6. まとめ	33
(1) 審査基準適合性	33
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	36
7. 添付資料	36
別紙 1. 高圧ポンプモータの評価について	68
別紙 2. 高圧ケーブルの評価について	85
別紙 3. 低圧ケーブルの評価について	94
別紙 4. 同軸ケーブルの評価について	110
別紙 5. ケーブル接続部の評価について	141
別紙 6. 電動弁用駆動部の評価について	165
別紙 7. 計測制御設備の評価について	196
別紙 8. 電気・計装設備の評価（共通項目）について	213

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 114 条（発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の基準）の規定に基づく、劣化状況評価の補足として電気・計装設備の絶縁低下の評価結果を説明するものである。

2. 基本方針

電気・計装設備の絶縁低下に対する評価の基本方針は、対象部位において絶縁低下の発生の可能性について評価し、その可能性が将来にわたって発生することが否定できない場合は、その発生及び進展を前提としても今後 60 年時点までの期間において実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準に適合することを確認することである。

電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項を表 1 に整理する。

表 1 (1/3) 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項

審査基準，ガイド	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。 ○環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。
実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド	運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。 ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。 運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。 ①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。

表 1 (2/3) 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
実用発電用原子炉施設における高経年化対策 審査ガイド	(1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド 3. 1 ⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。 ⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。 ⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。 ⑮大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。 (2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。

表 1 (3/3) 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ③運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から 60 年間 3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を継続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。

3. 評価対象と評価手法

(1) 評価対象

電気・計装設備の絶縁を維持するために、種々の部位にゴム、プラスチック等の高分子材料が使用されている。

これら材料は、環境的（熱・放射線等）、電氣的及び機械的な要因による劣化の進展により、絶縁が低下し、電気・計装設備の機能が維持できなくなる可能性がある。

絶縁低下は、通電部位と大地間、あるいは通電部位と他の通電部位間の電氣的独立性（絶縁性）を確保するため介在させている高分子材料が、環境的（熱・放射線等）、電氣的及び機械的な要因で劣化するため、電気抵抗が低下し、絶縁性を確保できなくなる現象である。

電気・計装設備の絶縁低下に対する評価は、絶縁低下の可能性のある全ての機器を評価対象機器として抽出し、各機器の絶縁低下に影響を及ぼす部位を評価対象部位として健全性について評価する。

電気・計装設備の絶縁低下が想定される機器は多数存在するため、劣化状況評価の補足説明資料では、評価対象となる機器の中から代表機器を選定して評価の詳細について説明する。

抽出した機器を「表2 東海第二発電所 評価対象機器（電気・計装設備）」に示す。

代表機器は、設備の重要度及び絶縁低下への影響が大きいと考えられる環境条件が著しく悪化する環境において機能要求のある機器の中から、電気・計装設備の動作に共通して必要となる電力・信号伝達機能を有した「低圧ケーブル（難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロプレンゴムシースケーブル）」及び「低圧用電気ペネトレーション」を代表に選定する。

(2) 評価手法

評価対象機器（電気・計装設備）の評価にあたっては、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）、IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std.317-1976」という）、IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std.383-1974」という）、電気学会技術報告 第Ⅱ-139号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」及び「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）」（以下、「ACAガイド」という）等をもとに実施した長期健全性試験の結果及び各機器の点検実績等から健全性について評価する。

なお、代表以外の機器に対する評価は「5. 代表機器以外の技術評価」に示す。

表 2 (1/2) 東海第二発電所 評価対象機器 (電気・計装設備)

機器・設備	評価対象機器	評価対象部位	環境条件が著しく悪化する環境 においても機能要求のある機器	
			設計基準事故時*1	重大事故等時*2
ポンプモータ	高圧ポンプモータ	固定子コイル, ロ出線・接続部品	○	○
	低圧ポンプモータ	固定子コイル, ロ出線・接続部品		
容器	低圧用電気ペネトレーション	シール部, 電線	○	○
弁	電動弁用駆動部	固定子コイル他	○	○
ケーブル	高圧ケーブル	絶縁体	○	○
	低圧ケーブル	絶縁体	○	○
	同軸ケーブル	絶縁体	○	○
	ケーブル接続部	絶縁物	○	○
電源設備	高圧閉鎖配電盤	主回路導体支持碍子他		
	動力用変圧器	変圧器コイル他		
	低圧閉鎖配電盤	気中遮断器絶縁支持板他		
	コントロールセンタ	変圧器コイル他		
	ディーゼル発電設備	固定子コイル他		
	MG セット	固定子コイル他		
	無停電電源装置	変圧器コイル		
	直流電源設備	変圧器コイル		
	計測用分電盤	主回路導体支持板		
	計測用変圧器	変圧器コイル		
計測制御設備	計測装置	固定子コイル, ロ出線・接続部品		○
タービン設備	制御装置及び保安装置	固定子コイル, ロ出線・接続部品		
	非常用系タービン設備	固定子コイル, ロ出線・接続部品		

表 2 (2/2) 東海第二発電所 評価対象機器（電気・計装設備）

機器・設備	評価対象設備	評価対象部位	環境条件が著しく悪化する環境 においても機能要求のある機器	
			設計基準事故時*1	重大事故等時*2
空調設備	ファン	固定子コイル，口出線・接続部品		
	空調機	固定子コイル，口出線・接続部品		
	冷凍機	固定子コイル，口出線・接続部品		
機械設備	ディーゼル機関付属設備	固定子コイル，口出線・接続部品		
	可燃性ガス濃度制御系 再結合装置	固定子コイル，口出線・接続部品		
	燃料取替機	ブレーキ電磁コイル		
		固定子コイル，口出線・接続部品		
	燃料取扱クレーン	固定子コイル，口出線・接続部品他		
	制御用圧縮空気系設備	固定子コイル，口出線・接続部品		
	廃棄物処理設備	加熱ヒータ		

*1：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第十二
条（安全施設）第3項の要求を踏まえ選定

*2：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第四十
三条（重大事故等対処設備）の要求を踏まえ選定（常設設備）

4. 代表機器の技術評価

(1) 低圧ケーブル（難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロprenゴムシース）の評価

1)-1 電気学会推奨案^{*1}による健全性評価（設計基準事故時）

a. 評価手順

「東海第二発電所」（以下、「東海第二」という）において使用されている，設計基準事故時雰囲気中で機能要求がある難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロprenゴムシースケーブルには，4種類のケーブルがある。

- ①「難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロprenゴムシース電力ケーブル」（以下，「難燃 PN ケーブル」という）
- ②「難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロprenゴムシース制御ケーブル」（以下，「難燃 CPN ケーブル」という）
- ③「静電遮蔽付難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロprenゴムシース計測ケーブル」（以下，「難燃 CPN-SLA ケーブル」という）
- ④「静電遮蔽付難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロprenゴムシース TX 補償導線」（以下，「難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル」という）

設計基準事故時雰囲気における健全性の評価は電気学会推奨案に基づく長期健全性試験により評価する。

供試ケーブルは，東海第二で使用しているケーブルと同等の4種類の難燃 PN ケーブルの中から代表して難燃 CPN ケーブルを用いた。【添付-1) 参照】

難燃 PN ケーブルの長期健全性試験手順を図 1.1 に示す。

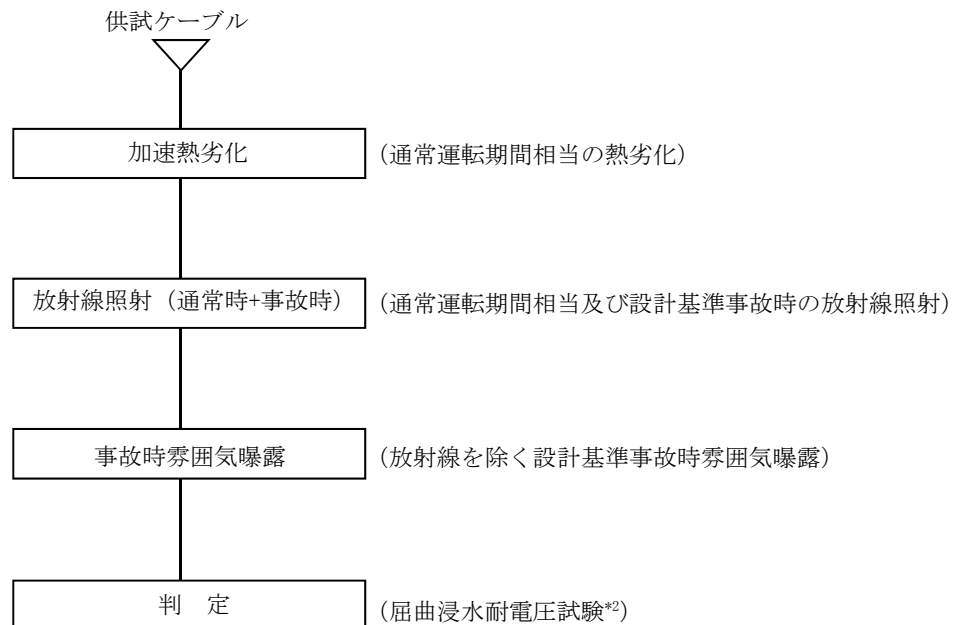


図 1.1 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験手順

*1：電気学会技術報告 第Ⅱ－139号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」の略称。IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹にした、ケーブルの加速劣化方法を含む試験条件、試験手順並びに判定方法が述べられている。

*2：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおり

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。

b. 試験条件

試験条件は、実機環境条件に基づいて難燃 PN ケーブルの 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。

難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件を表 1.1 に示す。

表 1.1 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×532 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 ℃*1 では、難燃 PN ケーブルは 60 年の通常運転期間を包絡する。【添付-2) 参照】
放射線照射 (通常時＋事故時)	放射線照射線量：1,010 kGy	東海第二で想定される線量 約 392 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 132 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：171 ℃ 最高圧力：0.428 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 を包絡する。 【添付-3) 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

原子炉格納容器内 EL. 26.4 m の一部エリアを除いた、原子炉格納容器内の環境温度実測値平均温度が 65.4 ℃であったため、周囲最高温度は保守的に設計最高温度の 65.6 ℃を設定、原子炉格納容器内の通常運転時における原子炉格納容器内の実測放射線量率が 0.12 Gy/h であったため、保守的に設計放射線量率の 0.25 Gy/h を設定 【添付-4) 参照】
通常運転時線量 約 132 [kGy] = 0.25 [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

c. 評価結果

電気学会推奨案による 60 年間の運転期間及び設計基準事故時を想定した長期健全性試験の結果、難燃 PN ケーブルは 60 年時点において絶縁を維持できることを確認した。

なお、原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアに敷設されている一部の難燃 CPN ケーブルについては、「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実施について（平成 19 年 10 月 30 日付け、平成 19・07・30 原院第 5 号）」に基づいて実施した布設環境等の調査の結果、設計温度を上回る値が確認されたため、難燃 PN ケーブルの長期健全性試験結果をもとに環境調査結果で得られた温度を用いて評価した結果、14 年から 60 年間絶縁を維持できることを確認した。【添付-5) 参照】

難燃 PN ケーブルの長期健全性試験結果及び長期健全性評価結果を表 1.2 及び表 1.3 に示す。

表 1.2 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（10.5 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

表 1.3 原子炉格納容器に敷設の難燃 PN ケーブルの長期健全性評価結果

敷設エリア	対象ケーブル	環境温度	評価結果
原子炉格納容器全域	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	65.6 °C	60 年
原子炉格納容器内 EL. 26.4 m 一部エリア	難燃 CPN ケーブル	66.3 °C から 76.5 °C	14 年から 60 年

1)-2 ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気で機能要求がある難燃 PN ケーブルの健全性の評価は、「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 JNES-SS レポート（JNES-SS-0903）」（以下、「ACA 研究報告書」という）の試験結果をもとに、時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開して評価する。

供試ケーブルは、東海第二で使用している難燃 PN ケーブルと同等で絶縁体厚さが同じ難燃 CPN ケーブルを用いた。

ACA ガイドに基づく試験手順を図 1.2 に示す。

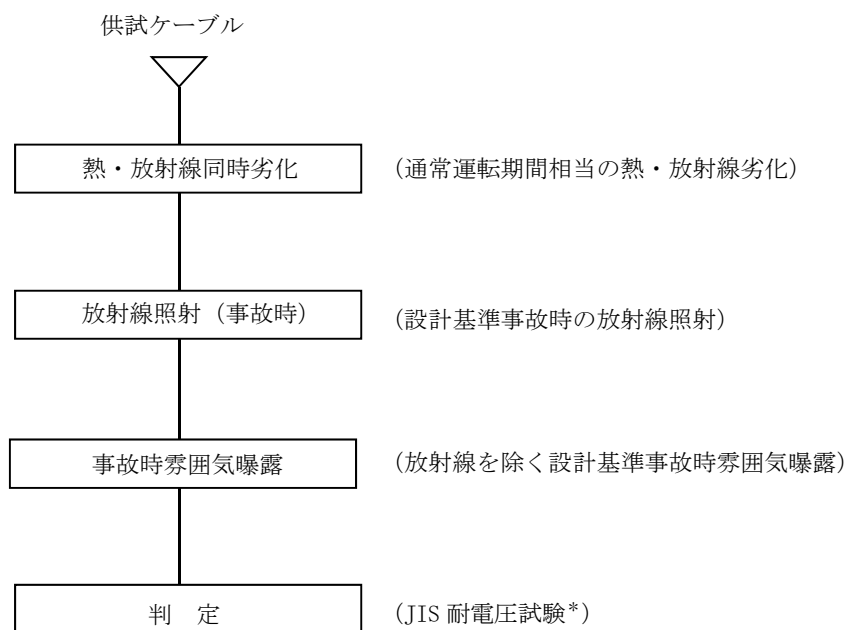


図 1.2 難燃 PN ケーブルの ACA ガイドに基づく試験手順

*：JIS 耐電圧試験（日本工業規格(JIS C 3005-2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」）の試験手順は以下のとおり

- ① あらかじめ設置された清水中に電線を 1 時間以上浸した状態で、単心の場合は導体と清水の間に、多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数 50 Hz または 60 Hz の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え、規定時間これに耐えるかどうかを調べる。

b. 試験条件

試験条件は、実機環境条件に基づいて難燃 PN ケーブルの 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。

難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件を表 1.4 に示す。

表 1.4 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件 (ACA ガイド)

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 °C－94.7 Gy/h－6,990 時間	ACA 研究報告書の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて、原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °C ^{*1} で評価した結果、28 年間の通常運転期間相当の試験条件となる。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 500 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} を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C 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 °C ^{*2} 、最高圧力 0.31 MPa ^{*2} を包絡する。

*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

原子炉格納容器内 EL. 26.4 m の一部エリアを除いた、原子炉格納容器内の環境温度実測値平均温度が 65.4 °C であったため、周囲最高温度は保守的に設計最高温度 65.6 °C に設定【添付-4) 参照】

*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

c. 評価結果

ACA 研究報告書の試験結果をもとに、時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年時点において絶縁を維持できることを確認した。

なお、原子炉格納容器内 EL. 26.4 m エリアに敷設されている一部の難燃 CPN ケーブルについては、「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実施について (平成 19 年 10 月 30 日付け、平成 19・07・30 原院第 5 号)」に基づいて実施した敷設環境等の調査の結果、設計温度を上回る値が確認されたため、難燃 PN ケーブルの長期健全性試験結果をもとに環境調査結果で得られた温度を用いて評価した結果、17 年から 27 年間絶縁を維持できることを確認した。【添付-5) 参照】

難燃 PN ケーブルの長期健全性試験結果及び長期健全性評価結果を表 1.5 及び表 1.6 に示す。

表 1.5 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験結果 (ACA ガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V*－1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

*：JIS C 3621 「600 V EPゴム絶縁ケーブル」

表 1.6 原子炉格納容器に敷設の難燃 PN ケーブルの長期健全性評価結果

敷設エリア	対象ケーブル	環境温度	評価結果
原子炉格納容器全域	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	65.6 °C	28 年
原子炉格納容器内 EL. 26.4 m 一部エリア	難燃 CPN ケーブル	66.3 °Cから 76.5 °C	17 年から 27 年

1)-3 電気学会推奨案をもとにした健全性評価（重大事故等時）

a. 評価手順

重大事故等時雰囲気での機能要求がある難燃 PN ケーブルの健全性の評価は、電気学会推奨案*¹をもとに長期健全性試験により評価する。

東海第二において、重大事故等時雰囲気での機能要求のある難燃性 PN ケーブルには、難燃 PN ケーブル、難燃 CPN ケーブル、難燃 CPN-SLA ケーブル及び難燃 PN-PSLATX-GR ケーブルがある。

供試ケーブルは、東海第二で使用しているケーブルと同等の難燃 CPN ケーブル、難燃 CPN-SLA ケーブル及び難燃 PN-PSLATX-GR ケーブルを用いた。

難燃 PN ケーブルは、難燃 CPN ケーブルと同構造のため難燃 CPN ケーブルに含めて評価する。

耐電圧試験については、難燃 PN-PSLATX-GR ケーブルは、電気学会推奨案の屈曲浸水耐電圧試験、難燃 CPN ケーブル及び難燃 CPN-SLA ケーブルは、JIS 耐電圧試験にて実施した。【添付-6) 参照】

難燃 PN ケーブルの長期健全性試験手順を図 1.3 に示す。

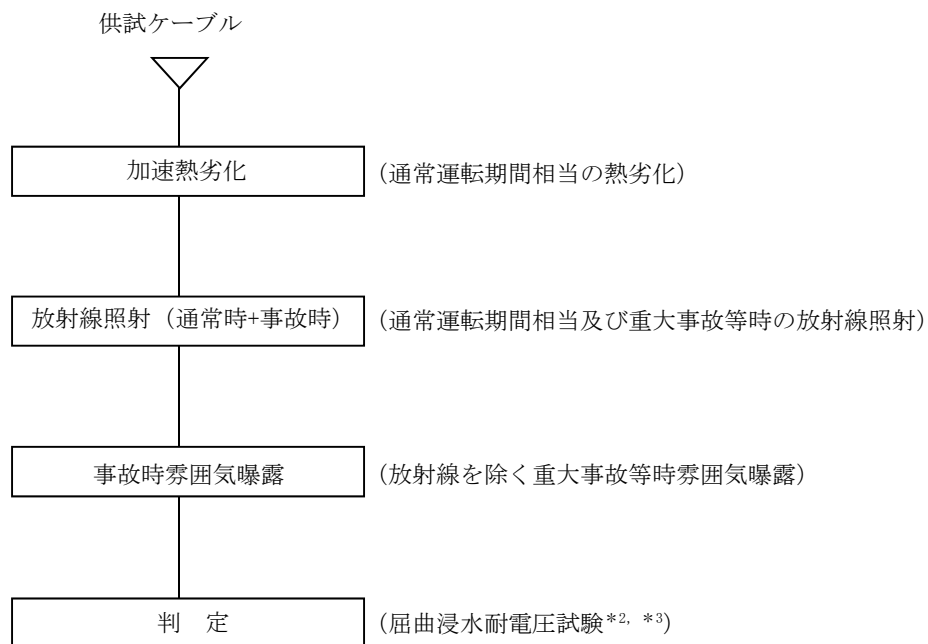


図 1.3 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験手順

*1：電気学会技術報告 第Ⅱ-139 号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」の略称。IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹にした、ケーブルの加速劣化方法を含む試験条件、試験手順並びに判定方法が述べられている。

*2：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおり

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。

*3：JIS 耐電圧試験（日本工業規格(JIS C 3005-2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線 試験方法」）の試験手順は以下のとおり

- ① あらかじめ設置された清水中に電線を 1 時間以上浸した状態で、単心の場合は導体と清水の間に、多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数 50 Hz または 60 Hz の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え、規定時間これに耐えるかどうかを調べる。

b. 試験条件

試験条件は、実機環境条件に基づいて、難燃 CPN ケーブルは 15 年、難燃 CPN-SLA ケーブル及び難燃 PN-PSLATX-GR ケーブルは 30 年の通常運転期間及び重大事故等時を想定した条件を包絡している。

難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件を表 1.7 に示す。

表 1.7 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	【難燃 CPN ケーブル】 121 °C × 126 時間 【難燃 CPN-SLA ケーブル】 【難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル】 121 °C × 251 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °C ^{*1} では、制御用難燃 PN ケーブルは 15 年、制御用以外の難燃 PN ケーブルは 30 年の通常運転期間を包絡する。【添付-7) 参照】
放射線照射 (通常時＋事故時)	【難燃 CPN ケーブル】 放射線照射線量：988 kGy 【難燃 CPN-SLA ケーブル】 【難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル】 放射線照射線量：1,175 kGy	東海第二で想定される線量 約 673 kGy (15 年間の通常運転期間相当の線量 約 33 kGy^{*1} に重大事故等時の最大積算値 640 kGy^{*2} を加えた線量) を包絡する。 東海第二で想定される線量約 706 kGy (30 年間の通常運転期間相当の線量 約 66 kGy^{*1} に重大事故等時の最大積算値 640 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：235 °C 最高圧力：0.62 MPa 曝露時間：7 日間	東海第二における重大事故等時の最高温度 235 °C ^{*2} 、最高圧力 0.62 MPa ^{*2} を包絡する。【添付-8) 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

原子炉格納容器内EL. 26.4 mの一部エリアを除いた，原子炉格納容器内の環境温度実測値平均温度65.4℃であったため，周囲最高温度は保守的に設計最高温度65.6℃に設定，原子炉格納容器内の通常運転時における実測放射線量率が0.12 Gy/hであったため，原子炉格納容器内の放射線量率は保守的に設計放射線量率の0.25 Gy/hに設定

【添付-4) 参照】

通常運転時線量 約 33 [kGy] = 0.25 [Gy/h] × 24 [h] × 365.25 [d] × 15 [y]

通常運転時線量 約 66 [kGy] = 0.25 [Gy/h] × 24 [h] × 365.25 [d] × 30 [y]

*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

c. 評価結果

電気学会推奨案による15年及び30年間の運転期間及び重大事故等を想定した長期健全性試験の結果，難燃CPNケーブルは15年，難燃CPN-SLAケーブル及び難燃PN-PSLATX-GRケーブルは30年時点において絶縁を維持できることを確認した。

なお，原子炉格納容器内EL. 26.4 mのエリアに敷設されている一部の難燃CPNケーブルについては，「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実施について（平成19年10月30日付け，平成19・07・30原院第5号）」に基づいて実施した敷設環境等の調査の結果，設計温度を上回る値が確認されたため，難燃PNケーブルの長期健全性試験結果をもとに環境調査結果で得られた温度を用いて評価した結果，3年から14年間絶縁を維持できることを確認した。【添付-5) 参照】

難燃PNケーブルの長期健全性試験結果及び長期健全性評価結果を表1.8及び表1.9に示す。

表 1.8 難燃PNケーブルの長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

対象ケーブル	項目	試験手順	判定基準	結果
難燃PN-PSLATX-GRケーブル	屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径（7.8 mm）の約40倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③ ②の状態，公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2 kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良
難燃CPNケーブル 難燃CPN-SLAケーブル	JIS耐電圧試験	① ケーブル両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置した後，AC 2,000 V*/1分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

*：JIS C 3401 「制御用ケーブル」の耐電圧値にて実施（メーカー基準）

表 1.9 原子炉格納容器に敷設の難燃 PN ケーブルの長期健全性評価結果

敷設エリア	対象ケーブル	環境温度	評価結果
原子炉格納容器全域	難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル	65.6 °C	15 年
	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 EL. 26.4 m 一部エリア	難燃 CPN ケーブル	66.3 °C から 76.5 °C	3 年から 14 年

2) 現状保全

難燃 PN ケーブルの絶縁低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの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には、ケーブルの取替を行うこととしている。

3) 総合評価

電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）、ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）及び電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）結果から、原子炉格納容器全域に敷設されている設計基準事故時雰囲気で機能要求のある難燃 PN ケーブル、難燃 CPN ケーブル、難燃 CPN-SLA ケーブル及び難燃 PN-PSLATX-GR ケーブルは、ACA ガイドに基づいて得られた評価期間の 28 年、重大事故等時雰囲気において機能要求のある難燃 PN ケーブル及び難燃 CPN ケーブルは、電気学会推奨案に基づいて得られた評価期間の 15 年、健全性は維持できると評価する。

原子炉格納容器内 EL. 26.4 m の一部エリアに敷設されている難燃 CPN ケーブルは、原子炉格納容器内のケーブル布設環境調査により、設計温度を上回る値が確認されたため、難燃 PN ケーブルの長期健全性試験結果をもとに環境調査結果で得られた温度を用いて評価した結果、3 年から 14 年間、健全性は維持できると評価する。

健全性評価結果から判断して、評価期間内に絶縁体の有意な絶縁低下が発生する可能性は小さい。絶縁低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。

今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考える。

4) 高経年化への対応

絶縁体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は追加すべき項目はないと考える。

また、東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内通常運転時の設計温度を超えた箇所が確認されたため、評価結果に対する確認を行い影響がないことを確認した。機器の取替周期の設定にあたっては、震災発生後の設計温度超過を考慮し、設計温度における評価年数に超過期間における評価年数を含めて設定する。【添付-9) 参照】

今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統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、評価期間を迎える前に長期健全性試験にて確認された同等のケーブルに取替を行うこととする。

(2) 電気ペネトレーションの評価

1) 核計装用電気ペネトレーションの健全性評価

a. 評価手順

設計基準事故時に機能要求のある，核計装用，制御用，計測用，制御棒位置指示用及び低圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの設置されている環境条件及び構造は同じであることから，接続機器の原子炉保護上の重要度が高い核計装用モジュール型電気ペネトレーションを代表に IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 317-1976 の規格をもとに東海第二に設置されている国産モジュール型電気ペネトレーションと同等の供試体を用いた長期健全性試験により評価する。

核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順を図 2.1 に示す。

重大事故等時雰囲気における健全性の評価は，電気ペネトレーションの設置されている環境条件及び構造は同じであることから，核計装用モジュール型電気ペネトレーションを代表に健全性評価に対して一番厳しくなる重大事故等時条件をもとに評価部位であるシール部及び電線部の温度を解析により求め，設計基準事故時雰囲気による長期健全性試験条件に包絡されることを確認する。【添付-10) 参照】【添付-11) 参照】

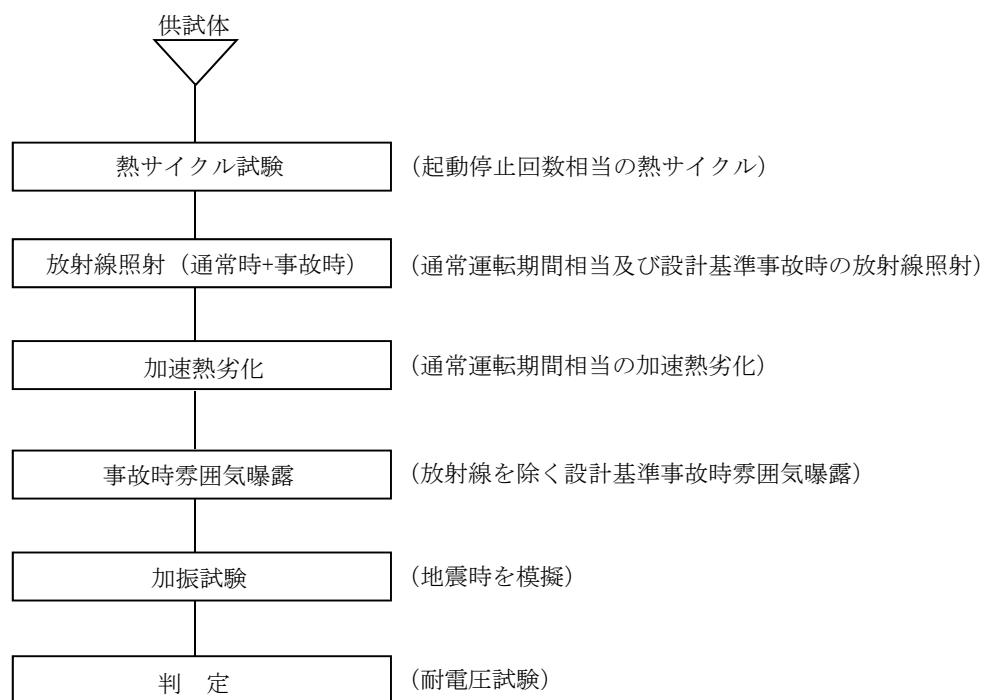


図 2.1 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

b. 試験条件

試験条件は、核計装用モジュール型電気ペネトレーションの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、核計装用モジュール型電気ペネトレーションの重大事故等時を想定した最高圧力、最大加振値を除いて包絡している。

核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験条件を表2.1に示す。

表2.1 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

	試験条件	説明
熱サイクル試験	10℃⇔66℃/120サイクル	東海第二の60年間の起動停止回数を包絡する。 【添付-12)参照】
放射線照射 (通常時＋事故時)	放射線照射線量 800 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。 また、東海第二で想定される線量 約 661 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy ^{*1} に重大事故等時の最大積算値 640 kGy ^{*3} を加えた線量)を包絡する。
加速熱劣化	121℃×7日間	東海第二に設置されている電気ペネトレーションの通常運転時におけるシール部及び電線部の解析温度 40℃ ^{*4} に対して60年間の通常運転期間を包絡する。【添付-13)参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171℃ 最高圧力：0.43 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℃ ^{*5} を包絡する。【添付-14)参照】 なお、重大事故等時の最高圧力 0.62 MPa ^{*3} は、同等のモジュール型電気ペネトレーションを用いた特性確認試験にて最高圧力を上回る圧力にて健全性を確認している。
加振試験	1.36 G	東海第二で想定される電気ペネトレーションの最大応答加速度 9.69 G に対しては、同等のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験にて、最大応答加速度を上回る加速度 20 G にて健全性を確認している。

*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:通常運転時における電気ペネトレーションシール部、電線部の温度解析値

*5:重大事故等時における電気ペネトレーション電線部の温度解析値

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核計装用モジュール型電気ペネトレーションの絶縁を維持できることを確認した。

重大事故等時における健全性は、重大事故等時条件をもとに評価部位であるシール部及び電線部の温度を解析により求め、設計基準事故時雰囲気曝露試験の条件に包絡していることを確認した。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、設計基準事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、東海第二で使用しているモジュール型電気ペネトレーションと同じものを用いた健全性試験において、重大事故等時条件を上回る圧力（0.79 MPa）にて気密に対する健全性が確認されていることから重大事故等時においても絶縁は維持できると評価する。【添付-15)参照】

また、東海第二で想定される最大応答加速度 9.69 G については、加振試験条件に包絡されていないが、東海第二で使用しているモジュール型電気ペネトレーションと同じものを用いた加振試験において、東海第二の最大応答加速度を上回る加速度 20 G にて健全性が確認されていることから、重大事故等時においても絶縁は維持できると評価する。【添付-16)参照】

核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験結果を表 2.2 に示す。

表 2.2 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験結果

試験内容	判定基準*	結果
耐電圧 AC 720 V を 4 秒間印加	絶縁破壊しないこと	良

*:判定基準は IEEE Std. 317-1976 に基づく

核計装用モジュール型電気ペネトレーションは、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は維持できると評価する。

2) 現状保全

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線部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。

さらに、定期検査時の原子炉格納容器漏えい率検査により、気密性が確保されていることを確認しており、有意な湿気の浸入がないことを確認している。

また、核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線部に有意な絶縁低下が認められた場合は、補修等を行うこととしている。【添付-17)参照】

3) 総合評価

健全性評価結果から判断して、評価期間内に核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線部の絶縁低下が発生する可能性は低く、さらに、絶縁低下は機器点検時に実施する絶縁抵抗測定、機器の動作試験及び原子炉格納容器漏えい率検査により把握は可能と考える。今後も点検時に絶縁抵抗測定を行うことで、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適切であると考ええる。

4) 高経年化への対応

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線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に追加すべき項目はない。

また、東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内通常運転時の設計温度を超えた箇所が確認されたため、評価結果に対する確認を行い影響がないことを確認した。機器の取替周期の設定にあたっては、震災発生後の設計温度超過を考慮し、設計温度における評価年数に超過期間における評価年数を含めて設定する。【添付-9)参照】

今後も点検時に絶縁抵抗測定、機器の動作試験及び原子炉格納容器漏えい率検査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、必要に応じて補修等を行うこととする。

5. 代表機器以外の技術評価

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
高圧ポンプモータ	・残留熱除去系海水系ポンプモータ ・高圧炉心スプレイ系ポンプモータ ・低圧炉心スプレイ系ポンプモータ ・残留熱除去系ポンプモータ ・緊急用海水ポンプモータ	固定子コイル 口出線・接続 部品	長期健全性試験の結果、固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物は、60 年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験（直流吸収試験、交流電流試験、誘電正接試験及び部分放電試験）を実施し、有意な絶縁の変化が認められた場合は、洗浄、乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニス注入）又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施。	固定子コイル及び口出線・接続部品の有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、絶縁診断試験、目視確認及び清掃を実施することで、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適切であると判断。	固定子コイル及び口出線・接続部品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、絶縁診断試験、目視確認及び清掃を実施していくとともに、必要に応じて洗浄、乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施する。
低圧ポンプモータ	・ほう酸水注入系ポンプモータ ・非常用ディーゼル発電機冷却系海水ポンプモータ ・原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器保持ポンプモータ ・ほう酸水注入系潤滑油ポンプモータ ・原子炉冷却材浄化系循環ポンプモータ ・常設低圧代替注水系ポンプモータ ・代替燃料プール冷却系ポンプモータ ・代替循環冷却系ポンプモータ ・格納容器圧力逃がし装置移送ポンプモータ	固定子コイル 口出線・接続 部品	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下要因としては、機械的、熱的、電氣的及び環境的要因により経年的に劣化が進行し、絶縁低下を起こす可能性があり、これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響及ぼす要因は熱的劣化であり、長期間の使用を考慮すると固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下の可能性は否定できない。	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下に対しては、点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施し、熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認。 また、これらの点検で有意な絶縁低下による異常が確認された場合は、洗浄・乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）又は、固定子コイル及び口出線・接続部品又はモータの取替を実施。	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の有無の確認は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	固定子コイル及び口出線・接続部品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。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施していくとともに、必要に応じて洗浄、乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施する。
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）駆動部	固定子コイル 口出線・接続 部品 電磁ブレーキ コイル	新品の電動弁モータを供試体に、長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、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を維持できると評価。	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、点検時に絶縁抵抗測定及び動作試験を実施し、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実施。	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小さく、また、現状保全にて絶縁低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、動作試験を実施することで、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判断。	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。 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実施する。
	・残留熱除去系注入弁駆動部		新品の電動弁モータを供試体に、長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、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絶縁を維持できると評価。			
	・残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（外側）駆動部	固定子コイル 回転子コイル 口出線・接続 部品 電磁ブレーキ コイル	38 年間使用した実機モータを供試体に、22 年の劣化付与を行い、60 年を想定した長期健全性試験を実施した結果、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物は、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を維持できると評価。			
高圧ケーブル	・高圧難燃 CV ケーブル	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60 年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、電動機用ケーブルについては点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験、その他負荷用ケーブルについては絶縁抵抗測定を行い許容範囲に収まっていることの確認を行うとともに、系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の有意な絶縁低下の可能性は低く、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することで、絶縁低下は把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると判断。	絶縁体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。 今後も点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統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、必要に応じて取替を実施する。
低圧ケーブル	・CV ケーブル	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60 年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 絶縁抵抗測定及び系統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、点検手法としては適切であると判断。	絶縁体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。 今後も点検時の絶縁抵抗測定及び系統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、必要に応じて取替を実施する。
	・難燃 CV ケーブル		また、ACA ガイドに従った評価を実施し、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。			

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応			
低圧ケーブル	・ KGB ケーブル（原子炉格納容器内）	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60 年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。 また、ACA ガイドに従った評価を実施し、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	絶縁体の絶縁低下に対して、点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 絶縁抵抗測定及び系統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、点検手法としては適切であると判断。	絶縁体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。 今後も点検時の絶縁抵抗測定及び系統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、必要に応じて取替を実施する。			
同軸ケーブル	・ 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、ACA ガイドに従った評価を実施し、30 年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施	絶縁体の急激な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統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、点検手法としては適切であると判断。	絶縁体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。 今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。			
	・ 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、41 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を維持できると評価。 また、ACA ガイドに従った評価を実機相当品（架橋ポリエチレンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル）により実施し、30 年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。			絶縁体の絶縁低下に対しては、今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行う。 なお、難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）については、追加保全項目として、健全性評価から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。			
	・ 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、37 年間実機環境下で使用した実機同等品による ACA ガイドに従った長期健全性試験で、23 年間の健全性が確認できていることから運転開始後 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を維持できると評価。			絶縁体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。 今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。			
	・ 難燃三重同軸ケーブル		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60 年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、37 年間実機環境下で使用した実機相当品（架橋ポリオレフィンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル）による ACA ガイドに従った長期健全性試験で、23 年間の健全性が確認できていることから運転開始後 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を維持できると評価。						
	・ 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、ACA ガイドに従った評価を実施し、60 年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。						
	・ 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器外）								
	・ 難燃二重同軸ケーブル								

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・端子台接続（原子炉格納容器内）	絶縁部	端子台接続（原子炉格納容器内）は、38 年間使用した端子台に設計基準事故時を想定した長期健全性試験を実施した結果、38 年時点において絶縁を維持できると評価。 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と評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	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。 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、点検手法としては適切であると判断。	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、必要に応じて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。
	・電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）		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絶縁を維持できると評価。 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と評価。			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。
	・同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）		長期健全性試験の結果、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			
	・スプライス接続（原子炉格納容器内）		長期健全性試験の結果、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			
	・端子台接続（原子炉格納容器外）		端子台接続（原子炉格納容器外）は、12 年間使用した端子台に 48 年分の劣化付与を行い、設計基準事故時を想定した長期健全性試験を実施した結果、60 年時点において絶縁を維持できると評価。			
	・電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器外）		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絶縁を維持できると評価。			
	・同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（放射線計測用）（原子炉格納容器外）		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絶縁を維持できると評価。			

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）	絶縁部	長期健全性試験の結果、6 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	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。 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、点検手法としては適切であると判断。	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、追加保全項目として、長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を行うことを継続していくこととする。
	・同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）		長期健全性試験の結果、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。			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。
	・同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）					
	・スプライス接続（原子炉格納容器外）					

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
電源設備	・非常用 M/C ・常設代替高圧電源装置遮断器盤 ・緊急用 M/C ・緊急時対策所用 M/C	主回路導体支持碍子 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	主回路導体支持碍子，主回路断路部及び真空遮断器の断路部・絶縁フレーム・絶縁支柱の絶縁低下要因としては，通電による熱的劣化，絶縁物内空隙での放電による電氣的劣化及び絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	主回路導体支持碍子，主回路断路部及び真空遮断器の断路部・絶縁フレーム・絶縁支柱の絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，補修又は取替を実施。	主回路導体支持碍子，主回路断路部及び真空遮断器の断路部・絶縁フレーム・絶縁支柱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。 点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，点検手法として適切であると判断。	主回路導体支持碍子，主回路断路部及び真空遮断器の断路部・絶縁フレーム・絶縁支柱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。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施し，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実施する。
		計器用変圧器 コイル	計器用変圧器コイルの絶縁低下要因としては，コイルの通電電流による熱的劣化，絶縁物内空隙での放電による電氣的劣化及び絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	計器用変圧器コイルの絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，補修又は取替を実施。	計器用変圧器コイル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。 点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	計器用変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
	・非常用動力変圧器（2C, 2D） ・非常用動力用変圧器（HPCS） ・緊急用動力変圧器 ・緊急時対策所用動力変圧器	変圧器コイル	変圧器コイルの絶縁低下要因としては，コイルの通電電流による熱的劣化，絶縁物内空隙での放電による電氣的劣化及び絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	変圧器コイルの絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，補修又は取替を実施。	変圧器コイル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。 点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
		固定子コイル 口出線・接続 部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
	・非常用 P/C，計測用 P/C ・緊急用 P/C ・緊急時対策所用 P/C ・125 V 直流 P/C ・計測用 P/C	気中遮断器絶縁支持板(非常用 P/C) 主回路導体絶縁支持板(非常用 P/C) 主回路断路部(非常用 P/C) 支持碍子(計測用 P/C)	気中遮断器絶縁支持板，主回路導体絶縁支持板，主回路断路部及び支持碍子の絶縁低下要因としては，通電による熱的劣化，絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	気中遮断器絶縁支持板，主回路導体絶縁支持板，主回路断路部及び支持碍子の絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，補修又は取替を実施。	気中遮断器絶縁支持板，主回路導体絶縁支持板，主回路断路部及び支持碍子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。 点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	気中遮断器絶縁支持板，主回路導体絶縁支持板，主回路断路部及び支持碍子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。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
		計器用変圧器 コイル(非常用 P/C)	計器用変圧器コイルの絶縁低下要因としては，コイルの通電電流による熱的劣化，絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	計器用変圧器コイルの絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，補修又は取替を実施。	計器用変圧器コイル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。 点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	計器用変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
電源設備	・480 V 非常用 MCC ・緊急用 MCC ・緊急時対策所用 MCC ・125 V 直流 MCC ・緊急用直流 125 V MCC	変圧器コイル， 制御用変圧器コイル 計器用変圧器コイル	変圧器コイル，制御用変圧器コイル及び計器用変圧器コイルの絶縁低下要因としては，コイルの通電電流による熱的劣化，絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	変圧器コイル，制御用変圧器コイル及び計器用変圧器コイルの絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，補修又は取替を実施。	変圧器コイル，制御用変圧器コイル及び計器用変圧器コイル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。点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	変圧器コイル，制御用変圧器コイル及び計器用変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
		水平母線・垂直母線サポート 断路器取付台	水平母線・垂直母線サポート及び断路器取付台の絶縁低下要因としては，通電による熱的劣化，絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	水平母線・垂直母線サポート及び断路器取付台の絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，補修又は取替を実施。	水平母線・垂直母線サポート及び断路器取付台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。点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	水平母線・垂直母線サポート及び断路器取付台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。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
	・非常用ディーゼル発電設備 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ・常設代替高圧電源装置 ・緊急時対策所用発電設備	固定子コイル 口出線・接続部品	高圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
		計器用変圧器コイル	高圧閉鎖配電盤の評価と同様。	同左	同左	同左
		回転子コイル	回転子コイルの絶縁低下要因としては，運転時の振動によるコイル絶縁部の緩み等による機械的劣化，コイルの通電電流による絶縁物の熱的劣化及び絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は環境的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	回転子コイルの絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無，絶縁物，コイルの緩みの有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，環境的劣化による有意な絶縁低下がないことを確認し，点検で有意な絶縁低下による異常が確認された場合は，洗浄，乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）又は回転子コイルの取替を実施。	回転子コイルの絶縁低下の可能性は否定できないが，絶縁低下は点検時における目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定にて把握可能。点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	回転子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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
		可飽和変流器コイル 整流器用変圧器コイル リアクトルコイル	可飽和変流器コイル，整流器用変圧器コイル及びリアクトルコイルの絶縁低下要因としては，コイルの通電電流による絶縁物の熱的劣化，絶縁物内空隙での放電による電氣的劣化及び絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが，これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから，長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	可飽和変流器コイル，整流器用変圧器コイル及びリアクトルコイルの絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し，点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は，洗浄，乾燥及び絶縁補修又は取替を実施。	可飽和変流器コイル，整流器用変圧器コイル及びリアクトルコイル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。点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると判断。	可飽和変流器コイル，整流器用変圧器コイル及びリアクトル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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認，清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
電源設備	・原子炉保護系 MG セット	駆動モータの固定子コイル 口出線・接続部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
		発電機電機子コイル 発電機界磁コイル 励磁機電機子コイル 励磁機界磁コイル 励磁機口出線・接続部品	発電機電機子コイル、発電機界磁コイル、励磁機電機子コイル、励磁機界磁コイル及び発電機、励磁機の口出線・接続部品の絶縁低下要因としては、機械的、熱的、電気的及び環境的要因により経年的に劣化が進行し、絶縁低下を起こす可能性があるが、これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから、長期間の使用を考慮すると発電機電機子コイル、発電機界磁コイル、励磁機電機子コイル、励磁機界磁コイル及び発電機、励磁機の口出線・接続部品における絶縁低下の可能性は否定できない。	発電機電機子コイル、発電機界磁コイル、励磁機電機子コイル、励磁機界磁コイル及び発電機、励磁機の口出線・接続部品の絶縁低下に対しては、点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を行い、熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し、点検で有意な絶縁低下による異常が確認された場合は、洗浄・乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）又は発電機、励磁機コイル及び口出線・接続部品の取替を実施。	発電機電機子コイル、発電機界磁コイル、励磁機電機子コイル、励磁機界磁コイル及び発電機、励磁機の口出線・接続部品における絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁低下の把握は可能。 点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の有無の確認は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	発電機電機子コイル、発電機界磁コイル、励磁機電機子コイル、励磁機界磁コイル及び発電機、励磁機の口出線・接続部品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。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定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、必要に応じて洗浄・乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）又は発電機、励磁機コイル及び口出線・接続部品を取替を実施する。
		計器用変圧器コイル	計器用変圧器コイルの絶縁低下要因としては、コイルの通電電流による熱的劣化、絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが、これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから、長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	計器用変圧器コイルの絶縁低下に対しては、点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を行い、熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し、点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は、補修又は取替を実施。	計器用変圧器コイル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。 点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の有無の確認は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	計器用変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
	・バイタル電源用無停電電源装置 ・緊急用無停電電源装置 ・非常用無停電電源装置 ・緊急時対策所用無停電電源装置	変圧器コイル	変圧器コイルの絶縁低下要因としては、コイルの通電電流による熱的劣化、絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが、これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから、長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	変圧器コイルの絶縁低下に対しては、点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を行い、熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し、点検で有意な絶縁の低下が確認された場合は、補修又は取替を実施。	変圧器コイル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。 点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の有無の確認は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
	・125 V 充電器盤 2A ・125 V 充電器盤 2B ・125 V 充電器盤 予備 ・125 V 充電器盤 HPCS ・緊急用 125 V 充電器盤 ・緊急時対策所用充電器盤 ・±24 V 充電器盤 2A, 2B ・緊急時対策所用直流 24 V 充電器盤	変圧器コイル	変圧器コイルの絶縁低下要因としては、コイルの通電電流による熱的劣化、絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが、これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから、長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	変圧器コイルの絶縁低下に対しては、点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を行い、熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し、点検で有意な絶縁の低下が認められた場合は、補修又は取替を実施。	変圧器コイル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。 点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の有無の確認は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
電源設備	・交流計測用分電盤 A 系, B 系 ・交流計測用分電盤 HPCS 系 ・直流分電盤 ・バイタル分電盤 ・中性子モニタ用分電盤 ・緊急用計装交流主母線盤 ・緊急用直流分電盤 ・緊急用無停電計装分電盤 ・非常用無停電計装分電盤 ・緊急時対策所用分電盤 ・緊急時対策所用直流分電盤	主回路導体支持板	主回路導体支持板の絶縁低下要因としては、通電による熱的劣化、絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが、これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから、長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	主回路導体支持板の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を行い、熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し、点検で有意な絶縁の低下が認められた場合は、補修又は取替を実施。	主回路導体支持板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。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の有無の確認は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	主回路導体支持板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。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。
	・計測用変圧器 ・原子炉保護系 MG セットバイパス変圧器 ・緊急用計測用変圧器	変圧器コイル	変圧器コイルの絶縁低下要因としては、コイルの通電電流による熱的劣化、絶縁物表面に埃が付着・吸湿して沿面絶縁を低下させる環境的劣化があるが、これまでの点検実績から最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は熱的劣化であることから、長期間の使用を考慮すると絶縁低下が起こる可能性は否定できない。	変圧器コイルの絶縁低下に対しては、点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を行い、熱的劣化による有意な絶縁低下のないことを確認し、点検で有意な絶縁の低下が認められた場合は、補修又は取替を実施。	変圧器コイル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。 点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の有無の確認は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	変圧器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追加すべき項目はない。 今後も点検時に目視確認、清掃及び絶縁抵抗測定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実施する。

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
計測制御設備	・格納容器内水素濃度計測装置サンプルポンプモータ ・格納容器内酸素濃度計測装置サンプルポンプモータ ・濃度計測装置サンプルポンプモータ	固定子コイル 口出線・接続 部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
タービン設備	・タービン高圧制御油ポンプモータ	固定子コイル 口出線・接続 部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
	・原子炉隔離時冷却系真空ポンプモータ ・原子炉隔離時冷却系復水ポンプモータ ・常設高圧代替注水系真空ポンプモータ ・常設高圧代替注水系復水ポンプモータ					
空調設備	・非常用ガス再循環系排風機モータ ・緊急時対策所非常用送風機モータ ・中央制御室排気ファンモータ ・ディーゼル室換気系ルーフベントファンモータ ・非常用ガス処理系排風機モータ ・中央制御室ブースターファンモータ	固定子コイル 口出線・接続 部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
	・残留熱除去系ポンプ室空調機モータ ・中央制御室エアハンドリングユニットファンモータ ・高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機モータ ・低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機モータ					
	・中央制御室チラーユニット冷水ポンプモータ					

評価対象設備	評価対象機器		部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
機械設備	・非常用ディーゼル機関（2C，2D 号機）燃料油系燃料移送ポンプモータ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関燃料油系燃料移送ポンプモータ ・常設代替高圧電源装置（ディーゼル機関燃料油系燃料移送ポンプモータ ・緊急時対策所用発電機ディーゼル機関燃料油系給油ポンプモータ		固定子コイル口出線・接続部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
	・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワモータ		固定子コイル口出線・接続部品				
	・可燃性ガス濃度制御系再結合装置電動弁駆動部		固定子コイル口出線・接続部品	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（外側）駆動部の評価と同様。	同左	同左	同左
	・可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器		加熱器エレメント	加熱器エレメントは、配管の腐食やシール部の劣化により外気中の湿分がヒータ内部に浸入することでヒータの絶縁低下を発生させる可能性は否定できない。	加熱器エレメントの絶縁低下に対しては、ヒータの外観点検及び絶縁抵抗測定を行い、外観上の異常及び絶縁に変化のないことを確認しており、有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	健全性評価及び現状保全の結果から判断して、加熱器エレメントの絶縁低下が発生する可能性は小さい。また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能と考えられる。今後も、外観点検及び絶縁抵抗測定を実施することで、異常の検知は可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断する。	加熱器エレメント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。今後も外観点検及び絶縁抵抗測定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、必要に応じて取替等の適切な対応をとることとする。
	燃料取替機	・主ホイスト用ブレーキ ・マスト旋回用ブレーキ ・ブリッジ走行用ブレーキ ・トロリ横行用ブレーキ	電磁コイル	電磁コイル、回転子コイル、固定子コイル及び口出線・接続部品については、機械的、熱的及び電氣的要因及び環境的要因により経年的に劣化が進行し、外表面、内部等から絶縁低下が発生する可能性があり、最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は環境的劣化であるが、環境的要因は清掃を実施することにより健全性の維持は可能。点検時に目視点検、清掃及び絶縁抵抗測定を実施し、これまでの点検結果において、有意な絶縁低下は確認されておらず、今後も急激な絶縁低下が起こる可能性は小さいと考えられるが、絶縁が変化する可能性は否定できない。	電磁コイル、回転子コイル、固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下に対しては、点検時に目視点検、清掃及び絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁低下がないことを確認。点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、洗浄・乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）または、固定子コイル及び口出線・接続部品もしくはモータの取替を実施。	電磁コイル、回転子コイル、固定子コイル及び口出線・接続部品の急激な絶縁低下の可能性は小さく、点検時における目視点検、清掃及び絶縁抵抗測定にて把握可能。目視点検、清掃及び絶縁抵抗測定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。	電磁コイル、回転子コイル、固定子コイル及び口出線・接続部品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追加すべき項目はない。
		・主ホイスト用、ブリッジ走行用、トロリ横行用	回転子コイル 固定子コイル口出線・接続部品				
		・マスト旋回用	固定子コイル口出線・接続部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左

評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
機械設備	- 原子炉建屋 6 階天井走行クレーンモータ - DC 建屋天井クレーンモータ	回転子コイル 固定子コイル 口出線・接続 部品	回転子コイル，固定子コイル及び口出線・接続部品については，機械的，熱的，電氣的及び環境的要因により経年的に劣化が進行し，外表面，内部等から絶縁低下を起こす可能性があり，最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は環境的劣化要因であるが，環境的要因は清掃を実施することにより健全性の維持は可能。 点検時に目視点検，清掃及び絶縁抵抗測定を実施し，これまでの点検結果において有意な絶縁低下は確認されておらず，今後も有意な絶縁低下が発生する可能性は小さいと考えられるが，絶縁が変化する可能性は否定できない。	回転子コイル，固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下に対しては，点検時に目視点検，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，有意な絶縁低下がないことを確認。 点検で有意な絶縁低下が確認された場合には，洗浄・乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）または，固定子コイル及び口出線・接続部品もしくはモータの取替を実施。	回転子コイル，固定子コイル及び口出線・接続部品の有意な絶縁低下が発生する可能性は小さく，また現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 目視点検，清掃及び絶縁抵抗測定により異常の有無の確認は可能であり，現状の保全は点検手法として適切であると考えられる。	モータ及び速度検出器の回転子コイル，固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下に対しては，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
	DC 建屋天井クレーン速度検出器					
	- 原子炉建屋 6 階天井走行クレーン（主巻 125 ton）ブレーキ - 原子炉建屋 6 階天井走行クレーン（補巻 5 ton）ブレーキ - 原子炉建屋 6 階天井走行クレーン（補巻 1 ton）ブレーキ - 原子炉建屋 6 階天井走行クレーンブレーキ（走行用，横行用） - DC 建屋天井クレーンブレーキ（巻上げ，走行用，横行用）	電磁コイル	ブレーキ電磁コイルについては，長期間の使用を想定した設計となっており，動作時間が短いことから，機械的，熱的及び電氣的要因による劣化は発生し難く，また，構造的に埃等の異物が混入し難くなっており環境的劣化の可能性も小さいが，振動等による機械的劣化，通電電流による熱的劣化，絶縁物中のボイド等での放電等による電氣的劣化及び埃等の異物・吸湿による環境的劣化が生じる可能性は否定できない。	ブレーキ電磁コイルの絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視点検，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，有意な絶縁低下がないことを確認。 点検で有意な絶縁低下が認められた場合は，取替を実施。	ブレーキ電磁コイルの有意な絶縁低下が発生する可能性は小さい。絶縁低下は点検時における絶縁抵抗測定にて把握可能。 目視点検，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は把握可能であり，現状の保全は点検方法としては適切であると判断。	ブレーキ電磁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追加すべき項目はない。
	- 原子炉建屋 6 階天井走行クレーン計器用変圧器 - DC 建屋天井クレーン計器用変圧器	変圧器コイル	計器用変圧器については，長期間の使用を想定した設計となっており，動作時間が短いことから，機械的，熱的及び電氣的要因による劣化は発生し難く，また，構造的に埃等の異物が混入し難くなっており環境的劣化の可能性も小さいが，振動等による機械的劣化，通電電流による熱的劣化，絶縁物中のボイド等での放電等による電氣的劣化及び埃等の異物・吸湿による環境的劣化が生じる可能性は否定できない。	計器用変圧器の絶縁低下に対しては，点検時に絶縁物の変色有無や塵埃付着の有無等の目視点検，清掃及び絶縁抵抗測定を行い，有意な絶縁低下がないことを確認。 点検で有意な絶縁低下が認められた場合は，取替を実施。	計器用変圧器の有意な絶縁低下が発生する可能性は小さい。絶縁低下は点検時における絶縁抵抗測定にて把握可能。 目視点検，清掃及び絶縁抵抗測定を実施することで，異常の有無の確認は把握可能であり，現状の保全は点検方法としては適切であると判断。	計器用変圧器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。
機械設備	制御用空気圧縮機モータ	固定子コイル 口出線・接続 部品	低圧ポンプモータの評価と同様。	同左	同左	同左
	蒸発固化体乾燥機	加熱ヒータ	加熱ヒータについては，機械的，熱的及び電氣的要因及び環境的要因により経年的に劣化が進行し，外表面，内部等から絶縁低下が発生する可能性があり，最も絶縁低下に影響を及ぼす要因は環境的劣化であるが，環境的要因は清掃を実施することにより健全性の維持は可能。 当該機器は現在長期停止中であり，運転を再開する前に，外観点検，絶縁抵抗測定及び機器の動作確認を実施することとしている。 これらのことから，今後も急激な絶縁低下が起こる可能性は小さいと考えられるが，絶縁が変化する可能性は否定できない。	加熱ヒータは，運転開始後の累計運転時間が約 60 時間と短く，設備停止時は 100 ℃未満の温度で保管している。 また，当該機器は現在長期停止中であり，運転を再開する前に外観点検，絶縁抵抗測定及び機器の動作確認を行うこととしている。	加熱ヒータの急激な絶縁低下の可能性は低い。絶縁低下は，点検時における外観点検，絶縁抵抗測定及び試運転にて把握可能と考えられ，これまでに絶縁低下による異常は発生していない。 外観点検，絶縁抵抗測定及び試運転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。	加熱ヒータ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追加すべき項目はない。

6. まとめ

(1) 審査基準適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、全ての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項との対比を表3に示す。

表3 (1/3) 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項との対比

審査基準，ガイド	要求事項	技術評価結果
	○点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。	「4. (1) 1)-1 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）」，「4. (1) 1)-2 ACAガイドによる健全性評価（設計基準事故時）」，「4. (1) 1)-3 電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）」，「4. (2) 1) 核計装用電気ペネトレーションの健全性評価」及び「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、健全性評価結果に応じ絶縁抵抗測定等の現状保全を継続することで、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないことを確認した。
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。	「4. (1) 1)-1 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）」，「4. (1) 1)-2 ACAガイドによる健全性評価（設計基準事故時）」，「4. (1) 1)-3 電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）」，「4. (2) 1) 核計装用電気ペネトレーションの健全性評価」及び「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備については、IEEE Std. 323やACAガイド等に準じた環境認定試験による健全性評価を考慮した上で、延長しようとする期間において、有意な絶縁低下が生じないことを確認した。
実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド	運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。 ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。 運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。 ①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。	電気・計装設備の絶縁低下に関して、特別点検によって確認する事項はない。 「4. (1) 4) 高経年化への対応」，「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に、長期健全性評価結果から得られた評価期間を迎える前に長期健全性試験にて確認された同等のケーブル及び同軸コネクタ接続について取替を行うことを記載した。

表 3 (2/3) 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	(1) 高経年化技術評価の審査	
	⑫健全性の評価 実施ガイド 3.1 ⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。	「4. (1) 1)-1 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）」, 「4. (1) 1)-2 ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）」, 「4. (1) 1)-3 電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）」, 「4. (2) 1) 核計装用電気ペネトレーションの健全性評価」及び「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、各電気・計装設備に応じた健全性評価を実施した。
	⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。	「4. (1) 2) 現状保全」, 「4. (2) 2) 現状保全」及び「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、現状保全の評価結果から、現状の保全策が妥当であることを確認した。
	⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。	現状保全の評価結果から、追加する新たな保全策はなかった。
	⑮大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。	震災時のプラント停止操作時における原子炉格納容器内の温度上昇が原子炉格納容器内設置機器の高経年化評価に影響しないことを確認し、「4. (1) 4) 高経年化への対応」及び「4. (2) 4) 高経年化への対応」に記載した。
	(2) 長期保守管理方針の審査	
	①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	「4. (1) 4) 高経年化への対応」及び「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に、長期健全性評価結果から得られた評価期間を迎える前に長期健全性試験にて確認された同等のケーブルに取替を行うことを記載した。

表 3 (3/3) 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ③運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から 60 年間 3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を継続的にを行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的にを行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたものの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。	電気・計装設備の絶縁低下に関して、特別点検によって確認する事項はない。 「4. (1) 4) 高経年化への対応」, 「4. (2) 4) 高経年化への対応」及び「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、高経年化技術評価の結果、抽出された追加保全策はなかった。 「4. (1) 4) 高経年化への対応」, 「4. (2) 4) 高経年化への対応」及び「5. 代表機器以外の技術評価」に示すとおり、高経年化技術評価の結果、抽出された追加保全策はなかった。

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

保守管理に関する方針を以下のとおり定め、運転期間延長認可申請書の添付資料三「保守管理に関する方針」にて記載するとともに、当該方針を長期保守管理方針として「東海第二発電所原子炉施設保安規定」に定め、確実に実施していく。

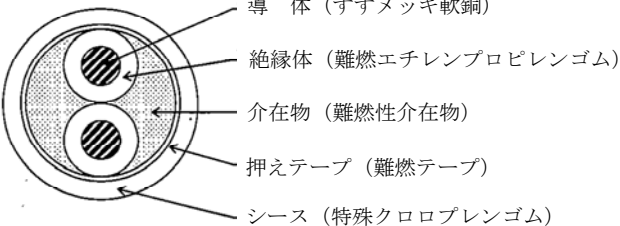
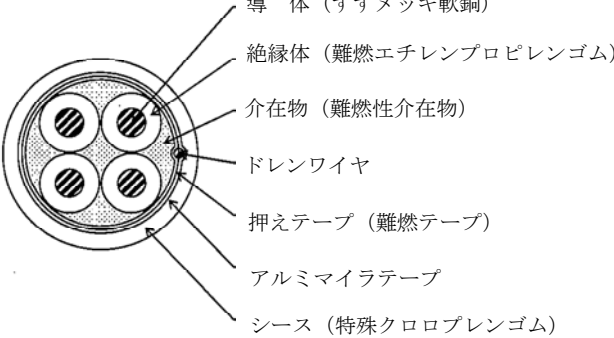
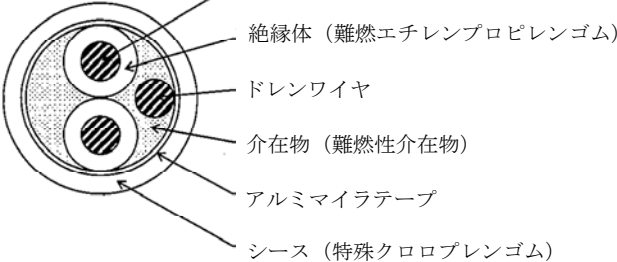
表 4 電気・計装設備の保守管理に関する方針

No.	保守管理に関する方針	実施時期 ^{*1}
1	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月）」及び「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049（原子力安全基盤機構）」に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。	長期
2	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE Std. 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。	長期

*1：実施時期については、平成30年11月28日からの5年間を「短期」、平成30年11月28日からの10年間を「中長期」、平成30年11月28日からの20年間を「長期」とする。

7. 添付資料

- 1) 難燃 PN ケーブルの種別及び構造について
- 2) 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
- 3) 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件の事故時条件（設計基準事故時）の包絡性について
- 4) 原子炉格納容器内の難燃 PN ケーブルの環境条件について
- 5) 原子炉格納容器内の設計温度を超過したエリアに敷設されているケーブルの評価について
- 6) 電気学会推奨案をもとにした長期健全性試験の判定方法について
- 7) 難燃 PN ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
- 8) 難燃 PN ケーブルの重大事故等時の長期健全性試験条件について
- 9) 震災時のプラント停止操作時における原子炉格納容器内温度上昇に伴う設置機器の評価年数について
- 10) 電気ペネトレーションの温度解析評価について
- 11) 電気ペネトレーション温度解析の妥当性について
- 12) 電気ペネトレーションの熱サイクル試験について
- 13) 低圧用電気ペネトレーションの長期健全性試験における評価期間について
- 14) 低圧用電気ペネトレーションの長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について
- 15) 電気ペネトレーションの重大事故等時における耐圧評価について
- 16) 電気ペネトレーションの加振評価について
- 17) 電気ペネトレーションの取替実績について

タイトル	難燃 PN ケーブルの種別及び構造について
説明	難燃 PN ケーブルの種別及び構造は以下のとおり。 【難燃 PN ケーブル】 難燃性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電力ケーブル 【難燃 CPN ケーブル】* 難燃性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制御ケーブル  導 体 (すずメッキ軟銅) 絶縁体 (難燃エチレンプロピレンゴム) 介在物 (難燃性介在物) 押えテープ (難燃テープ) シース (特殊クロロブレンゴム) *: 難燃 PN ケーブルと難燃 CPN ケーブルは、ほぼ同一構造であり、絶縁体厚さが薄いケーブルが絶縁体厚さの厚いケーブルの劣化進行を包絡すると ACA 研究で報告されていることを考慮し難燃 CPN ケーブルを供試体とした。 【難燃 CPN-SLA ケーブル】 静電遮蔽付難燃性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計測ケーブル  導 体 (すずメッキ軟銅) 絶縁体 (難燃エチレンプロピレンゴム) 介在物 (難燃性介在物) ドレンワイヤ 押えテープ (難燃テープ) アルミマイラテープ シース (特殊クロロブレンゴム) 【難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル】 静電遮蔽付難燃性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 TX 補償導線  導 体 (銅-コンスタンタン) 絶縁体 (難燃エチレンプロピレンゴム) ドレンワイヤ 介在物 (難燃性介在物) アルミマイラテープ シース (特殊クロロブレンゴム)

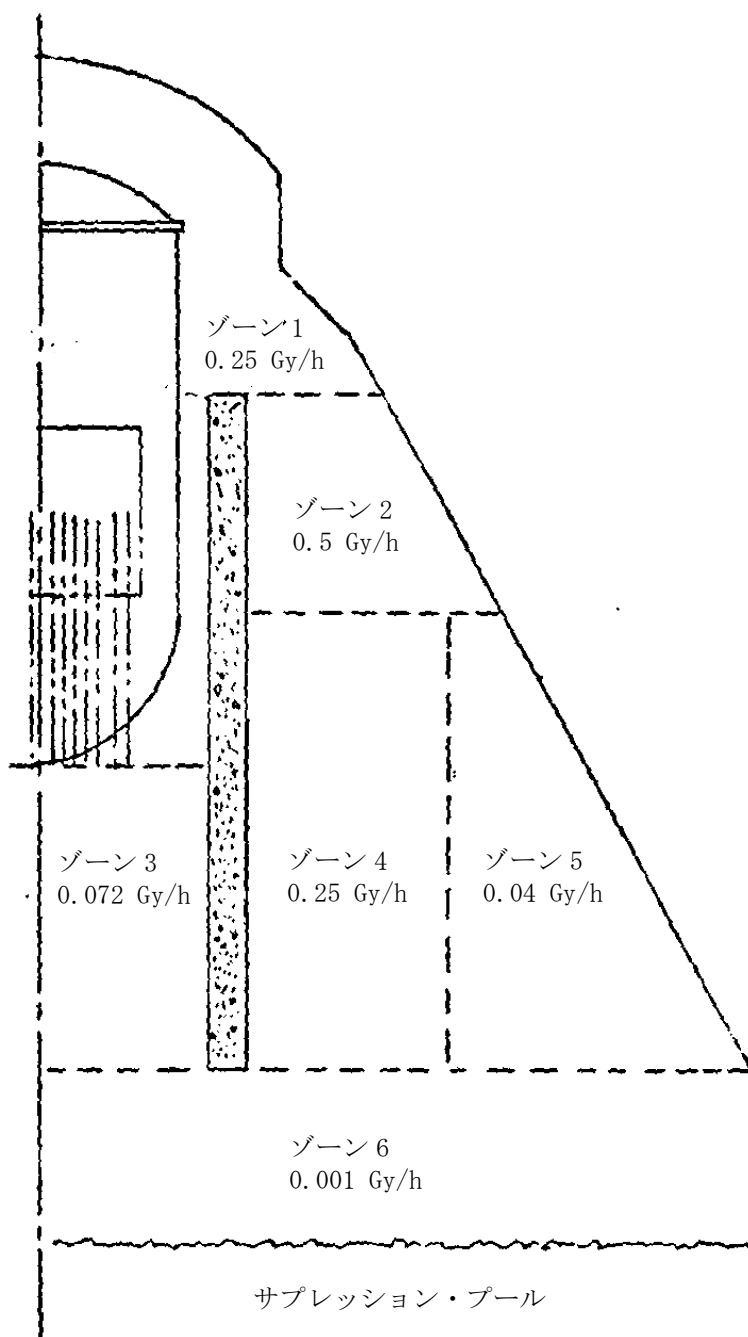
タイトル	難燃 PN ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
説明	難燃 PN ケーブルの加速熱劣化における実環境年数の算定は、ケーブルの絶縁材の活性化エネルギーを用いてアレニウスの式により算出している。難燃 PN ケーブルは 60 年の運転を想定した期間を包絡している。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー ① 難燃 PN ケーブル (MM-CPN) t_1 : 実環境年数 : 66.6 年 (584,108 時間) t_2 : 加速時間 : 532 時間 T_1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (難燃エチレンプロピレングム/メーカ提示値)

タイトル	難燃 PN ケーブルの長期健全性試験条件の事故時条件（設計基準事故時）の包絡性について																						
説 明	長期健全性試験における事故時雰囲気曝露試験条件と設計基準事故時条件の比較した結果を示す。 事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、設計基準事故時条件を包絡している。 <table><tr><th colspan="4">難燃 PN ケーブル</th></tr><tr><th>原子炉格納容器内</th><th>条件</th><th>93.3℃換算時間*2</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="5">事故時雰囲気曝露試験条件</td><td rowspan="10"></td><td>9,180 時間</td><td rowspan="5">31,422 時間 (3.5 年)</td></tr><tr><td>9,180 時間</td></tr><tr><td>3,599 時間</td></tr><tr><td>1,911 時間</td></tr><tr><td>7,552 時間</td></tr><tr><td rowspan="4">設計基準事故時条件*1</td><td>9,446 時間</td><td rowspan="4">15,885 時間 (1.9 年)</td></tr><tr><td>3,600 時間</td></tr><tr><td>463 時間</td></tr><tr><td>2,376 時間</td></tr></table> 活性化エネルギー： [cal/mol] (難燃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:換算時間の端数処理については、記載した値の下で 保守的に事故時雰囲気曝露試験は切り捨て、事故時条件は切り上げ（以下、事故時条件の包絡性については同様）	難燃 PN ケーブル				原子炉格納容器内	条件	93.3℃換算時間*2	合計	事故時雰囲気曝露試験条件		9,180 時間	31,422 時間 (3.5 年)	9,180 時間	3,599 時間	1,911 時間	7,552 時間	設計基準事故時条件*1	9,446 時間	15,885 時間 (1.9 年)	3,600 時間	463 時間	2,376 時間
難燃 PN ケーブル																							
原子炉格納容器内	条件	93.3℃換算時間*2	合計																				
事故時雰囲気曝露試験条件		9,180 時間	31,422 時間 (3.5 年)																				
		9,180 時間																					
		3,599 時間																					
		1,911 時間																					
		7,552 時間																					
設計基準事故時条件*1		9,446 時間	15,885 時間 (1.9 年)																				
		3,600 時間																					
		463 時間																					
		2,376 時間																					

タイトル	原子炉格納容器内の難燃 PN ケーブルの環境条件について																
説 明	原子炉格納容器内の難燃 PN ケーブルの環境条件は以下のとおり。 【通常運転時周囲温度】 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依頼を受けて測定した 100 箇所の中から、原子炉格納容器内の運転時における設計温度（最高温度：65.6℃）を上回る箇所を除き、その中から平均温度の一番高い箇所は、原子炉格納容器内 EL. 26.4 m（No. 62/65.42℃）であった。 原子炉格納容器内の運転時における設計温度との差が約 0.2℃であったため、保守的に設計温度の 65.6℃に設定した。 【通常運転時放射線量率】 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依頼を受けて測定した 100 箇所の中で平均線量率の一番高かった箇所は、原子炉格納容器内 EL. 26.4 m（No. 73/0.1267 Gy/h）であった。 原子炉格納容器内のケーブルが敷設されているエリアの設計最大線量率は 0.5 Gy/h（ゾーン 2）となるが、実測値に対して保守的過ぎるため、ケーブルの敷設量の多い原子炉格納容器 2, 3 階の設計最大線量率である 0.25 Gy/h（ゾーン 4）を原子炉格納容器内の線量率に設定した。 <table><tr><td></td><td>通常運転時</td><td>設計基準事故時*1</td><td>重大事故等時*2</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>65.6℃（最高）</td><td>171℃（最高）</td><td>235℃（最高）</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>0.0138 MPa</td><td>0.31 MPa</td><td>0.62 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.250 Gy/h （最大）</td><td>2.6×10² kGy （最大積算値）</td><td>640 kGy （最大積算値）</td></tr></table> *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		通常運転時	設計基準事故時*1	重大事故等時*2	周囲温度	65.6℃（最高）	171℃（最高）	235℃（最高）	最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa	放射線	0.250 Gy/h （最大）	2.6×10 ² kGy （最大積算値）	640 kGy （最大積算値）
	通常運転時	設計基準事故時*1	重大事故等時*2														
周囲温度	65.6℃（最高）	171℃（最高）	235℃（最高）														
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa														
放射線	0.250 Gy/h （最大）	2.6×10 ² kGy （最大積算値）	640 kGy （最大積算値）														

以 上

原子炉格納容器内エリア運転時線量率



出典:BWR EQUIPMENT ENVIROMENTAL INTERFACE DATA

タイトル	原子炉格納容器内の設計温度を超過したエリアに敷設されている ケーブルの評価について																																																																																																															
説 明	原子炉格納容器内の設計温度を超過したエリア（EL. 26.4 m）に敷設さ れているケーブルの評価結果を下記に示す。 DBA：設計基準事故時 SA：重大事故等時 <table><tr><th rowspan="3">ケーブル 番号</th><th rowspan="3">ケーブル 種類</th><th rowspan="3">接続 負荷</th><th rowspan="3">重要度</th><th rowspan="3">測定 温度 [℃]^{*1}</th><th colspan="3">評価年数^{*2}</th></tr><tr><th colspan="2">DBA</th><th>SA</th></tr><tr><th>電気学会 推奨案</th><th>ACA ガイド</th><th>電気学会 推奨案</th></tr><tr><td>C21069M-S1</td><td rowspan="23">難燃 CPN</td><td rowspan="3">B22-F013H</td><td rowspan="3">MS-1, 重</td><td rowspan="3">69.5</td><td rowspan="3">37.8 年</td><td rowspan="3">24.0 年</td><td rowspan="3">8.9 年</td></tr><tr><td>C21066M-S1</td></tr><tr><td>C21072M-S2</td></tr><tr><td>C21070H-S1</td><td rowspan="3">B22-F013K</td><td rowspan="3">MS-1, 重</td><td rowspan="3">76.5</td><td rowspan="3">14.1 年</td><td rowspan="3">17.3 年</td><td rowspan="3">3.3 年</td></tr><tr><td>C21067E-S1</td></tr><tr><td>C21073E-S2</td></tr><tr><td>C21069H-S1</td><td rowspan="3">B22-F013F</td><td rowspan="3">MS-1, 重</td><td rowspan="3">69.6</td><td rowspan="3">37.2 年</td><td rowspan="3">23.9 年</td><td rowspan="3">8.8 年</td></tr><tr><td>C21066K-S1</td></tr><tr><td>C21072K-S2</td></tr><tr><td>C21074L-S1</td><td>B22-F013R</td><td>MS-1, 重</td><td>66.3</td><td>60.1 年</td><td>27.9 年</td><td>14.2 年</td></tr><tr><td>C21068F-S1</td><td>B22-F013A</td><td>MS-1</td><td>72.2</td><td>25.7 年</td><td>21.1 年</td><td>—</td></tr><tr><td>C21072H-S2</td><td>B22-F013C</td><td rowspan="2">MS-1, 重</td><td rowspan="3">72.8</td><td rowspan="3">23.6 年</td><td rowspan="3">20.6 年</td><td rowspan="3">5.6 年</td></tr><tr><td>C21073J-S2</td><td>B22-F013C</td></tr><tr><td>C21403C-S2</td><td>E12-F041B</td><td>MS-1, 重</td></tr><tr><td>C21404C-S2</td><td>E12-F041C</td><td>MS-1, 重</td><td rowspan="3">69.4</td><td rowspan="3">38.3 年</td><td rowspan="3">24.1 年</td><td>9.0 年</td></tr><tr><td>C21355C-S1</td><td>E12-F050A</td><td>MS-1, 重</td><td rowspan="2">—</td></tr><tr><td>C21070H-S1</td><td>B22-F013K</td><td>MS-1, 重</td></tr><tr><td>C21068M-S1</td><td>B22-F013D</td><td>MS-1</td><td rowspan="6">68.5</td><td rowspan="6">43.6 年</td><td rowspan="6">25.1 年</td><td rowspan="4">10.3 年</td></tr><tr><td>C21072F-S2</td><td rowspan="3">B22-F013B</td><td colspan="5" rowspan="3">MS-1, 重</td></tr><tr><td>C21068H-S1</td></tr><tr><td>C21072M-S2</td></tr><tr><td>C21069K-S1</td><td>B22-F013G</td><td>MS-1</td><td rowspan="2">—</td></tr><tr><td>C21068M-S1</td><td>B22-F013D</td><td>MS-1</td></tr></table> *1:通常運転期間中(2010 年 3 月 30 日～2011 年 3 月 11 日)の平均温度 *2:各長期健全性試験条件より算出した評価年数 ケーブル毎に算出した評価期間をケーブルの取替周期に設定する。 以 上							ケーブル 番号	ケーブル 種類	接続 負荷	重要度	測定 温度 [℃] ^{*1}	評価年数 ^{*2}			DBA		SA	電気学会 推奨案	ACA ガイド	電気学会 推奨案	C21069M-S1	難燃 CPN	B22-F013H	MS-1, 重	69.5	37.8 年	24.0 年	8.9 年	C21066M-S1	C21072M-S2	C21070H-S1	B22-F013K	MS-1, 重	76.5	14.1 年	17.3 年	3.3 年	C21067E-S1	C21073E-S2	C21069H-S1	B22-F013F	MS-1, 重	69.6	37.2 年	23.9 年	8.8 年	C21066K-S1	C21072K-S2	C21074L-S1	B22-F013R	MS-1, 重	66.3	60.1 年	27.9 年	14.2 年	C21068F-S1	B22-F013A	MS-1	72.2	25.7 年	21.1 年	—	C21072H-S2	B22-F013C	MS-1, 重	72.8	23.6 年	20.6 年	5.6 年	C21073J-S2	B22-F013C	C21403C-S2	E12-F041B	MS-1, 重	C21404C-S2	E12-F041C	MS-1, 重	69.4	38.3 年	24.1 年	9.0 年	C21355C-S1	E12-F050A	MS-1, 重	—	C21070H-S1	B22-F013K	MS-1, 重	C21068M-S1	B22-F013D	MS-1	68.5	43.6 年	25.1 年	10.3 年	C21072F-S2	B22-F013B	MS-1, 重					C21068H-S1	C21072M-S2	C21069K-S1	B22-F013G	MS-1	—	C21068M-S1	B22-F013D	MS-1
ケーブル 番号	ケーブル 種類	接続 負荷	重要度	測定 温度 [℃] ^{*1}	評価年数 ^{*2}																																																																																																											
					DBA		SA																																																																																																									
					電気学会 推奨案	ACA ガイド	電気学会 推奨案																																																																																																									
C21069M-S1	難燃 CPN	B22-F013H	MS-1, 重	69.5	37.8 年	24.0 年	8.9 年																																																																																																									
C21066M-S1																																																																																																																
C21072M-S2																																																																																																																
C21070H-S1		B22-F013K	MS-1, 重	76.5	14.1 年	17.3 年	3.3 年																																																																																																									
C21067E-S1																																																																																																																
C21073E-S2																																																																																																																
C21069H-S1		B22-F013F	MS-1, 重	69.6	37.2 年	23.9 年	8.8 年																																																																																																									
C21066K-S1																																																																																																																
C21072K-S2																																																																																																																
C21074L-S1		B22-F013R	MS-1, 重	66.3	60.1 年	27.9 年	14.2 年																																																																																																									
C21068F-S1		B22-F013A	MS-1	72.2	25.7 年	21.1 年	—																																																																																																									
C21072H-S2		B22-F013C	MS-1, 重	72.8	23.6 年	20.6 年	5.6 年																																																																																																									
C21073J-S2		B22-F013C																																																																																																														
C21403C-S2		E12-F041B	MS-1, 重																																																																																																													
C21404C-S2		E12-F041C	MS-1, 重	69.4	38.3 年	24.1 年	9.0 年																																																																																																									
C21355C-S1		E12-F050A	MS-1, 重				—																																																																																																									
C21070H-S1		B22-F013K	MS-1, 重																																																																																																													
C21068M-S1		B22-F013D	MS-1	68.5	43.6 年	25.1 年	10.3 年																																																																																																									
C21072F-S2		B22-F013B	MS-1, 重																																																																																																													
C21068H-S1																																																																																																																
C21072M-S2																																																																																																																
C21069K-S1		B22-F013G	MS-1				—																																																																																																									
C21068M-S1		B22-F013D	MS-1																																																																																																													

タイトル	電気学会推奨案をもとにした長期健全性試験の判定方法について
説明	電気学会推奨案は、事故発生後 100 日までの長期間を考慮した条件のもと、判定に屈曲浸水耐電圧試験法を用いている。 重大事故等時条件は、事故発生後 7 日までの期間を想定しており、設計基準事故時に比べ事故の想定期間が短いことから、重大事故等時雰囲気における長期健全性試験の判定に JIS 耐電圧試験法を用いた。 以 上

タイトル	難燃 PN ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
説明	難燃 PN ケーブルの加速熱劣化における実環境年数の算定は、ケーブルの絶縁材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。難燃 PN ケーブルは 15 年、30 年の運転を想定した期間を包絡している。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー ① 難燃 PN ケーブル（難燃 CPN-SLA, 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル） t_1 : 実環境年数 : 31.4 年 (275,585 時間) t_2 : 加速時間 : 251 時間 T_1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (難燃エチレンプロピレンゴム/メーカー提示値) ② 難燃 PN ケーブル（難燃 CPN ケーブル） t_1 : 実環境年数 : 15.7 年 (138,341 時間) t_2 : 加速時間 : 126 時間 T_1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (難燃エチレンプロピレンゴム/メーカー提示値)

タイトル	難燃 PN ケーブルの重大事故等時の長期健全性試験条件について						
説明	原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価で想定した重大事故等時条件を全て包絡する重大事故等時プロファイルをもとに長期健全性試験の事故時雰囲気曝露試験条件を設定した。 <table border="1" data-bbox="510 835 1252 1088"> <tr> <th colspan="2">難燃 CPN ケーブル</th></tr> <tr> <th>原子炉 格納容器内</th><th>条件</th></tr> <tr> <td>事故時雰囲気 曝露試験条件</td><td></td></tr> </table> <u>事故プロファイル</u>^{*2} *1: 重大事故等時格納容器気相部温度ピーク時 *2: 大 LOCA+循環冷却（早期注水ドライウエル） 以 上	難燃 CPN ケーブル		原子炉 格納容器内	条件	事故時雰囲気 曝露試験条件	
難燃 CPN ケーブル							
原子炉 格納容器内	条件						
事故時雰囲気 曝露試験条件							

タイトル	震災時のプラント停止操作時における原子炉格納容器内温度上昇に伴う設置機器の評価年数について
説明	東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内の一部ケーブル敷設箇所設計温度を超えた箇所が確認された。 原子炉格納容器内に設置されている設計基準事故時及び重大事故等時零囲気で機能要求のある機器について、評価機器設置エリアの超過期間、平均温度をもとに評価を行った。 機器の取替周期の設定にあたっては、超過期間における評価年数を設計温度の評価年数より引いた年数で設定する。 設計温度における評価年数：原子炉格納容器内の設計温度 65.6 °C（電気ペネトレーションは解析値 40 °C）における各機器の評価年数を算出 超過期間における評価年数：震災発生後の停止操作において、原子炉格納容器内の設計温度を超過した時間と温度をもとに算出

原子炉格納容器内設計温度超過期間中の評価年数

評価機器	評価エリア	超過時間 [時間]	超過期間中 の平均温度 [°C]	評価に用いた 活性化 エネルギー [kcal/mol]	超過期間 における 評価年数 [年]*4	設計温度 における 評価年数 [年]*4
難燃 PN ケーブル	PCV EL. 23.3 m～EL. 36.0 m*1	36	83.1		0.01	28.8
KGB ケーブル	PCV EL. 23.3 m～EL. 36.0 m*1	36	83.1		0.01	73.9
電動弁モータ	PCV EL. 23.7 m	32	73.8		0.02	60.1
端子台接続	PCV EL. 23.7 m	32	73.8		0.01	38.0*5
電動弁コネクタ接続	PCV EL. 23.3 m*2	32	73.8		0.01	45.04
電気ペネトレーション	PCV EL. 17.0 m*3, EL. 23.3 m*2	32	73.8		1.2*6	100 年以上*6
スプライン接続	PCV EL. 17.0 m*3, EL. 23.3 m*2	32	73.8		0.02	100 年以上
同軸コネクタ接続	PCV EL. 14.0 m*3～EL. 23.3 m*2	32	73.8		0.01	86.1
難燃一重同軸ケーブル	PCV EL. 14.0 m*3～EL. 23.3 m*2	32	73.8		0.02	41.9
難燃六重同軸ケーブル	PCV EL. 14.0 m*3～EL. 23.3 m*2	32	73.8		0.02	41.9

*1: 難燃 PN ケーブル及び KGB ケーブルは、ケーブルの布設環境等の調査結果から、超過期間における評価年数が一番長くなった EL. 36.0 m に敷設されているケーブルの温度、時間 (83.1 °C/36h) を代表とした

*2: EL. 23.3 m 付近に設置されている機器は、ケーブルの布設環境等の調査結果から、超過期間における評価年数が一番長くなった EL. 23.7 m に敷設されているケーブルの温度、時間 (73.8 °C/32h) を代表とした

*3: EL. 14.0 m, EL. 17.0 m エリア及びベデスタル内の温度は、停止操作時において原子炉格納容器内設計温度の超過は確認されなかった

*4: 難燃 PN ケーブル及び KGB ケーブルは、時間依存データの重ね合わせ手法にて算出し、それ以外の評価機器はアレニウス則にて算出した

*5: 実機使用の端子台接続の実使用年限を示す

*6: 電気ペネトレーションの評価年数の算出は、解析温度の 40 °C、その他評価機器は設計温度の 65.6 °C にて算出

タイトル	電気ペネトレーションの温度解析評価について
説明	原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価で想定した重大事故等時条件を全て包絡する重大事故等時プロファイルを用いて、評価部位であるシール部及び電線部の温度を解析により求め、設計基準事故時雰囲気曝露試験の条件に包絡していることを確認した。 以 上

重大事故等時条件に対する試験条件の設定について

【重大事故等時条件 1】 [大 LOCA+循環冷却(DW, SC) 及び大 LOCA+循環冷却(早期注水)]

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[℃]	

原子炉格納容器外は、時間の間℃

--	--

重大事故等時条件 1[0～168 時間]重大事故等時条件 1[0～0.4 時間拡大]

--	--

重大事故等時条件 1[0.4～1.0 時間拡大]重大事故等時条件 1[1～31 時間拡大]

--

重大事故等時条件 1[30～60 時間拡大]

【重大事故等時条件 2】〔大 LOCA+循環冷却(DW, SC)及び大 LOCA+ベント(DW, SC)〕

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[℃]	

原子炉格納容器外は、時間の間℃

--	--

重大事故等時条件 2[0～168 時間]重大事故等時条件 2[0～0.4 時間拡大]

--	--

重大事故等時条件 2[0.4～1.0 時間拡大]重大事故等時条件 2[1.0～31 時間拡大]

--	--

重大事故等時条件 2[90～110 時間拡大]重大事故等時条件 2[110～130 時間拡大]

【重大事故等時(原子炉格納容器内)＋主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件 1】

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[℃]	

原子炉格納容器外は, 時間から 時間は ℃, 時間から 時間は ℃

--

重大事故等時＋主蒸気管破断事故時条件 1[0～168 時間]

--

重大事故等時＋主蒸気管破断事故時条件 1[2～12 時間拡大]

【重大事故等時(原子炉格納容器内) + 主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外) 条件 2】

[大 LOCA + ベント]

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[°C]	

原子炉格納容器外は, 時間から 時間は °C, 時間から 時間は °C

--	--

重大事故等時 + 主蒸気管破断事故時条件 2[0~168 時間]重大事故等時 + 主蒸気管破断事故時条件 2[0~2 時間拡大]

--	--

重大事故等時 + 主蒸気管破断事故時条件 2[2~18 時間]拡大重大事故等時 + 主蒸気管破断事故時条件 2[20~90 時間]拡大

【重大事故等時(原子炉格納容器内)＋主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件 3】

[大 LOCA＋循環冷却 (DW, SC)]

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[℃]	

原子炉格納容器外は, 時間から 時間は ℃, 時間から 時間は ℃

重大事故等時＋主蒸気管破断事故時条件 3[0～168 時間]

重大事故等時＋主蒸気管破断事故時条件 3[0～2 時間]拡大

【重大事故等時(原子炉格納容器内)＋主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件 4】

[大 LOCA＋循環冷却（早期注水）]

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[℃]	

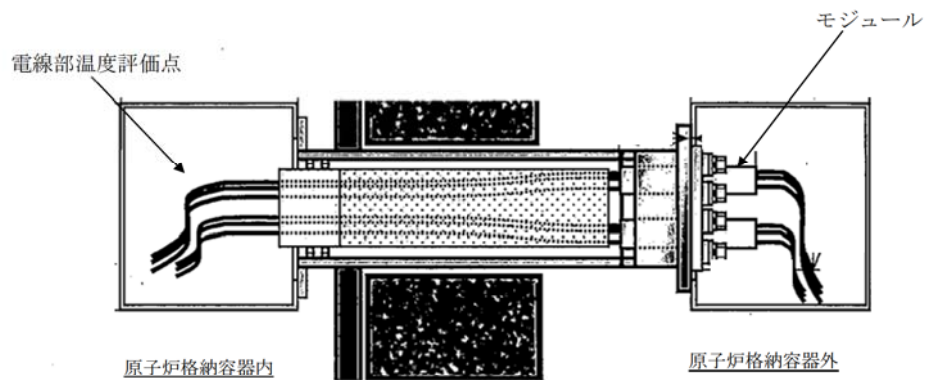
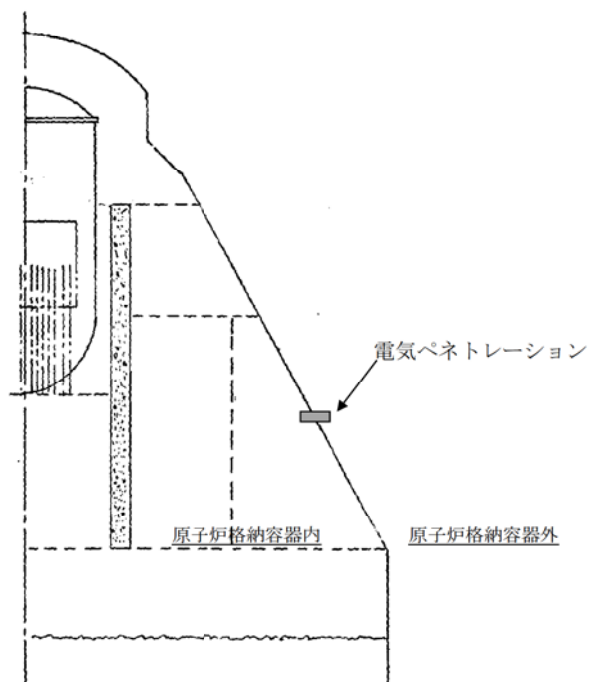
原子炉格納容器外は, 時間から 時間は ℃, 時間から 時間は ℃

重大事故等時＋主蒸気管破断事故時条件 4[0～168 時間]

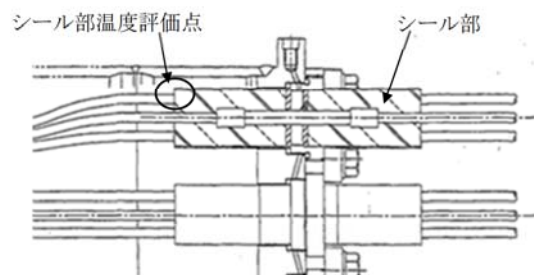
重大事故等時＋主蒸気管破断事故時条件 4[0～2 時間]拡大

電気ペネトレーションの温度解析部分について

電気ペネトレーション配置



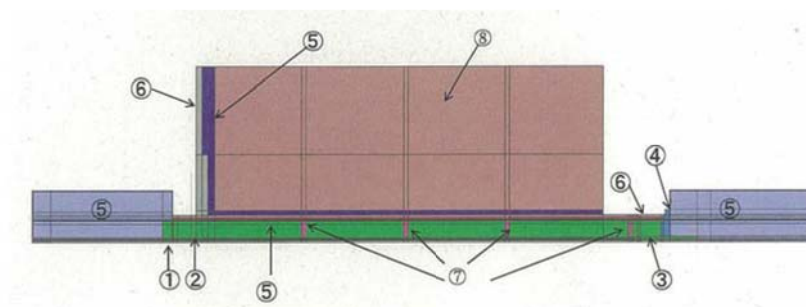
電気ペネトレーション構造



モジュール部拡大図

電気ペネトレーションの温度解析について

解析にあたっては、低圧用電気ペネトレーションの構造体の解析モデルを作成し、各部位の物理特性値を用いて、重大事故等時の解析入力条件に対する評価部位の温度を解析により算出し、評価部位の解析温度が設計基準事故時雰囲気蒸気曝露試験条件に包絡されることを確認する。



低圧用電気ペネトレーション解析モデル

解析に用いる物理特性値

番号	項目	熱伝導率 [W/mK] *1*2	比熱 *2 [J/kgK]	密度 *2 [kg/m ³]	表面放散熱抵抗 [°Ccm ² /W] *1
①	Cu	381	419	8930	—
②	PE *3				
③	エポキシ	0.5	1100	1850	—
④	SUS	16.5	519	7860	1300
⑤	空気	0.03	1011	1.3	—
⑥	鉄	48.5	480	7860	1300
⑦	ペークライト	0.2	1340	1400	—
⑧	コンクリート	1	840	2400	1000

*1: 日本電線工業会規格

*2: 理科年表

*3: メーカーデータ値

設計基準事故時雰囲気曝露試験条件の各時間帯において、各部位の解析時の最高温度が継続したものとして評価する。

重大事故等時条件は、設計基準事故時雰囲気曝露試験条件に包絡している。(包絡評価結果については、【添付-14】参照)

設計基準事故時雰囲気暴露試験条件と評価部位解析温度

時間[h]		0～3	3～6	6～10	10～168
設計基準事故時雰囲気暴露試験条件*1	電線部/シール部				
重大事故等時条件 1*2	電線部				
	シール部				
重大事故等時条件 2*3	電線部				
	シール部				
重大事故等時(原子炉格納容器内)＋主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件 1*4	電線部				
	シール部				
重大事故等時(原子炉格納容器内)＋主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件 2*5	電線部				
	シール部				
重大事故等時(原子炉格納容器内)＋主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件 3*6	電線部				
	シール部				
重大事故等時(原子炉格納容器内)＋主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件 4*7	電線部				
	シール部				

*1：設計基準事故時の蒸気暴露試験時の試験装置内測定温度

*2：重大事故等時（大 LOCA＋循環冷却(DW, SC) 及び大 LOCA＋循環冷却(早期注水)）における評価部位の解析温度（最高温度）

*3：重大事故等時（大 LOCA＋循環冷却(DW, SC) 及び大 LOCA＋ベント(DW, SC)）における評価部位の解析温度（最高温度）

*4：重大事故等時（RPV 破損 原子炉注水復旧なし他）＋主蒸気管破断事故時における評価部位の解析温度（最高温度）

*5：重大事故等時（大 LOCA＋ベント）＋主蒸気管破断事故時における評価部位の解析温度（最高温度）

*6：重大事故等時（大 LOCA＋循環冷却(DW, SC)）＋主蒸気管破断事故時における評価部位の解析温度（最高温度）

*7：重大事故等時（大 LOCA＋循環冷却(早期注水)）＋主蒸気管破断事故時における評価部位の解析温度（最高温度）

タイトル	電気ペネトレーション温度解析の妥当性について
説明	電気ペネトレーションの温度解析の妥当性については、実機のペネトレーションを使用した温度上昇試験結果と温度解析結果を比較することで、温度解析結果の妥当性について確認した。確認の結果、コンクリート内ペネトレーション部の温度に着目すると、ほぼ一致していることから温度解析モデルは妥当であると考える。 電気ペネトレーション温度上昇試験結果 出典：「電共研 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」昭和63年3月 電気ペネトレーション 温度解析結果

以 上

タイトル	電気ペネトレーションの熱サイクル試験について
説明	電気ペネトレーション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。 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。 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。 以 上

タイトル	低圧用電気ペネトレーションの長期健全性試験における評価期間について
説明	低圧用電気ペネトレーションのシール部及び電線部の加速熱劣化における実環境年数の算定は、シール部及び電線部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。 東海第二に設置されている低圧用電気ペネトレーションは 60 年の運転を想定した期間を包絡している。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー 【シール部】 t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (76, 124, 758 時間) t_2 : 加速時間 : 168 時間 T_1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40 °C^{*1}) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (エポキシ樹脂/メーカー提示値^{*2}) 【電線部】 t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (32, 230, 946 時間) t_2 : 加速時間 : 168 時間 T_1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40 °C^{*1}) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (架橋ポリエチレン/メーカー提示値) *1 : 原子炉格納容器内通常時設計最高温度 65.6 °C 時における各部位の温度解析値 *2 : 高圧ポンプモータの固定子絶縁システム (銅, マイカ, エポキシ樹脂) の活性化エネルギー値 以 上

タイトル	低圧用電気ペネトレーション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	長期健全性試験における設計基準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。 設計基準事故時雰囲気曝露試験条件は、設計基準事故時条件、重大事故等時条件 1, 2 及び重大事故等時(原子炉格納容器内)+主蒸気管破断事故時(原子炉格納容器外)条件を包絡している。

説明

【シール部】

	低圧用電気ペネトレーション			
	条件	93.3℃換算時間	合計	
設計基準事故時 雰囲気曝露試験条件		43,140 時間	77,862 時間 (8.8 年)	
		13,944 時間		
		5,666 時間		
		15,112 時間		
設計基準 事故時条件*3		39,021 時間	54,765 時間 (6.3 年)	
		12,548 時間		
		820 時間		
		2,376 時間		
重大事故等時 条件 1*4			温度、時間とも 設計基準事故時 雰囲気曝露試験 条件に包絡	
重大事故等時 条件 2*5			温度、時間とも 設計基準事故時 雰囲気曝露試験 条件に包絡	
重大事故等時(原子炉 格納容器内)+主蒸気 管破断事故時(原子炉 格納容器外)条件 1*6			温度、時間とも 設計基準事故時 雰囲気曝露試験 条件に包絡	
重大事故等時(原子炉 格納容器内)+主蒸気 管破断事故時(原子炉 格納容器外)条件 2*7			温度、時間とも 設計基準事故時 雰囲気曝露試験 条件に包絡	
重大事故等時(原子炉 格納容器内)+主蒸気 管破断事故時(原子炉 格納容器外)条件 3*8			温度、時間とも 設計基準事故時 雰囲気曝露試験 条件に包絡	
重大事故等時(原子炉 格納容器内)+主蒸気 管破断事故時(原子炉 格納容器外)条件 4*9			温度、時間とも 設計基準事故時 雰囲気曝露試験 条件に包絡	

活性化エネルギー:

[cal/mol] (エポキシ樹脂/メーカ提示値)

説 明	*1:設計基準事故時の蒸気曝露試験時の試験装置内測定温度 *2:曝露試験は 時間にて実施しているが、重大事故等時条件に合わせ 時間にて評価 *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（大 LOCA＋循環冷却(DW, SC)及び大 LOCA＋循環冷却（早期注水））における評価部位の解析温度（最高温度） *5:重大事故等時（大 LOCA＋循環冷却(DW, SC)及び大 LOCA＋ベント（DW, SC））における評価部位の解析温度（最高温度） *6:重大事故等時における評価部位の解析温度（最高温度） *7:重大事故等時（大 LOCA＋ベント）＋主蒸気管破断事故時における評価部位の解析温度（最高温度） *8:重大事故等時（大 LOCA＋循環冷却(DW, SC)）＋主蒸気管破断事故時における評価部位の解析温度（最高温度） *9:重大事故等時（大 LOCA＋循環冷却(早期注水)）＋主蒸気管破断事故時における評価部位の解析温度（最高温度） 以 上
------------	--

タイトル	電気ペネトレーションの重大事故等時における耐圧評価について																										
説 明	長期健全性試験において、重大事故等時における圧力 0.62 MPa に対する確認は行われていないが、過去に実施した「共同研究 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（S63/3）」にて、重大事故等時の圧力、温度(0.62 MPa/74.5 ℃)を上回る値にて低圧用電気ペネトレーションは、0.79 MPa（200 ℃）、高圧用電気ペネトレーションは 0.77 MPa（200 ℃）にて健全性が維持できることを確認している。 放射線に対しては、低圧モジュール型ペネトレーションのシール材はエポキシ樹脂であり、エポキシ樹脂の適用可能な放射線しきい値に対して集積線量は十分低いことから放射線による影響は小さいと判断する。 <table><tr><th rowspan="2">絶縁物</th><th colspan="3">放射線量</th><th rowspan="2">放射線線しきい値*3</th></tr><tr><th>通常 運転時*1</th><th>重大 事故等時*2</th><th>合計</th></tr><tr><td>エポキシ 樹脂</td><td>21 kGy</td><td>14 kGy</td><td>3.5×10⁴ Gy</td><td>2×10⁶ Gy</td></tr></table> 高圧モジュール型ペネトレーションのシール材はエチレンプロピレンゴムであり、エチレンプロピレンゴムの放射線劣化で物性値が半分となる線量に対して集積線量は十分低いことから放射線による影響は小さいと判断する。 <table><tr><th rowspan="2">絶縁物</th><th colspan="3">放射線量</th><th rowspan="2">半値線量*4</th></tr><tr><th>通常 運転時*1</th><th>重大 事故等時*2</th><th>合計</th></tr><tr><td>エチレン プロピレン ゴム</td><td>21 kGy</td><td>14 kGy</td><td>3.5×10⁴ Gy</td><td>2.3×10⁵ Gy</td></tr></table> *1:通常運転時における原子炉格納容器内の 60 年間の集積線量（設計値） *2:重大事故等時における電気ペネトレーションの集積線量（解析値） *3:EPRI 1003456「Aging Management Guideline for Commercial Nuclear Power Plants Electrical and Mechanical Penetrations」 *4:エチレンプロピレンゴムの放射線劣化で物性値が半分となる線量 以上のことから、放射線によるシール材の劣化は少なく、重大事故等時条件を上回る温度、圧力条件にて健全性が確認されていることから、重大事故等時においても健全性は維持できると判断する。	絶縁物	放射線量			放射線線しきい値*3	通常 運転時*1	重大 事故等時*2	合計	エポキシ 樹脂	21 kGy	14 kGy	3.5×10 ⁴ Gy	2×10 ⁶ Gy	絶縁物	放射線量			半値線量*4	通常 運転時*1	重大 事故等時*2	合計	エチレン プロピレン ゴム	21 kGy	14 kGy	3.5×10 ⁴ Gy	2.3×10 ⁵ Gy
絶縁物	放射線量			放射線線しきい値*3																							
	通常 運転時*1	重大 事故等時*2	合計																								
エポキシ 樹脂	21 kGy	14 kGy	3.5×10 ⁴ Gy	2×10 ⁶ Gy																							
絶縁物	放射線量			半値線量*4																							
	通常 運転時*1	重大 事故等時*2	合計																								
エチレン プロピレン ゴム	21 kGy	14 kGy	3.5×10 ⁴ Gy	2.3×10 ⁵ Gy																							
以 上																											

タイトル	電気ペネトレーションの加振評価について
説明	電気ペネトレーションの長期健全性試験条件の加振試験値 1.36 G は、新規制基準適合性評価において設定した基準地震動 9.69 G を包絡していないが、加振試験による健全性の評価は、過去に実施している電気ペネトレーションの「モジュール耐震試験（H24/10/25 日立電線㈱）」にて加振値 20 G にて健全性が確認されている。 本試験は、新製モジュールを用いており、60 年の温度、放射線による劣化を付与していないが、低圧モジュール型ペネトレーションのシール材のエポキシ樹脂、高圧モジュール型ペネトレーションのシール材のエチレンプロピレンゴムは、熱及び放射線による劣化は少なく、基準地震動を上回る加振値にて健全性が確認されていることから、基準地震動を上回る振動が加わっても健全性は維持できると判断する。（シール材の温度、放射線による劣化の詳細については【添付-15】を参照） なお、モジュールに入る外部ケーブルは可とう性があり、シール材を貫通している電線部分に大きな力は加わらないため、加振によってシール材にクラックが入る可能性は小さいと考える。 以 上

タイトル	電気ペネトレーションの取替実績について
説明	電気ペネトレーションの取替実績は以下のとおり。 〔高圧用電気ペネトレーション〕 ・対象ペネ：X-101D 高圧動力用 ・取替時期：1988 年（第 9 回定期検査） ・取替理由：原子炉格納容器外側ケーブル接続端子損傷対応 〔低圧用電気ペネトレーション〕 ・対象ペネ：X-104C 制御棒位置指示用 ・取替時期：2009 年（第 24 回定期検査） ・取替理由：保全計画に基づいた設備の機能維持 ・対象ペネ：X-102A, X-106B 制御用 X-105C, X-105D 低圧動力用 ・取替時期：2013 年（第 25 回定期検査） ・取替理由：保全計画に基づいた設備の機能維持 以 上

別紙 1. 高圧ポンプモータの評価について

1. 高圧ポンプモータの技術評価

(1) 高圧炉心スプレイ系ポンプモータの評価

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気で機能要求のある高圧ポンプモータの評価は、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。

絶縁物の放射線影響については、使用環境、設計基準事故時及び重大事故等雰囲気における放射線量は低いことから、絶縁低下に至る可能性は小さいため劣化付与は行っていない。【別紙 1. 添付-1) 参照】

高圧ポンプモータの長期健全性試験手順を図 1 に示す。



*：供試体は、東海第二で使用している「高圧炉心スプレイ系ポンプモータ」，「低圧炉心スプレイ系ポンプモータ」，「残留熱除去系ポンプモータ」と同等の高圧ポンプモータ

【別紙 1. 添付-2) 参照】

図 1 高圧ポンプモータの長期健全性試験手順

b. 試験条件

試験条件は、高圧ポンプモータの 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、高圧ポンプモータの重大事故等時を想定した条件も包絡している。

高圧ポンプモータの長期健全性試験条件を表 1 に示す。

表 1 高圧ポンプモータの長期健全性試験条件

	試験条件	説明
熱的劣化	155 ℃*1×24 日間	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の周囲最高温度 40.0 ℃*2 に定格出力時のコイル温度上昇 55 ℃（試験データ）を加えた 95 ℃に対して、60 年間の通常運転期間を包絡する。 口出線については、温度上昇限度はコイルの温度上昇限度よりも低いため、固定子コイルの評価に包含される。【別紙 1. 添付-3) 参照】
事故時雰囲気曝露	①試験温度：100 ℃ 試験環境：蒸気環境 試験時間：6 時間 ②試験温度：100 ℃ 試験環境：蒸気環境 試験時間：6 時間 ③試験温度：65 ℃ 試験環境：90 %湿度 試験時間：5 日間	東海第二の設計基準事故時及び重大事故等時の最高温度 100 ℃*3*4 を包絡する。【別紙 1. 添付-4) 参照】

*1：周囲温度 100 ℃に定格出力時のコイル温度上昇 55 ℃を加えた値

*2：通常運転時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの環境条件設計値

*3：設計基準事故時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの環境条件設計値

*4：重大事故等時における HPCS, LPCS, RHR ポンプ室の環境条件解析値

*2～*4 は【別紙 1. 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高圧ポンプモータ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。

高圧ポンプモータの長期健全性試験結果を表 2 に示す。

表 2 高圧ポンプモータの長期健全性試験結果

試験手順	判定基準*	結果	判定
事故時雰囲気曝露試験終了後、高圧ポンプモータの絶縁抵抗測定を行う。	絶縁抵抗値：10 MΩ 以上	①②の試験後：20 MΩ ③の試験後：60 MΩ	良

*：判定基準はメーカー判定（目安値）

(2) 現状保全

固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験（直流吸収試験，交流電流試験，誘電正接試験及び部分放電試験）を行い，絶縁に有意な変化がないこと及び固定子コイルの目視確認，清掃を実施し異常がないことを確認しており，これまでの点検結果から有意な劣化は見られていない。

また，これらの点検で有意な絶縁の変化が認められた場合は，洗浄，乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入），又は固定子コイル及び口出線・接続部品を取替えることとしている。

さらに，メーカー推奨の更新時期を参考に適切な更新時期を選定しており，高圧炉心スプレイ系ポンプモータは第 16 回定期検査時にコイルの巻替を，残留熱除去海水系ポンプモータ (A) (C) 号機は第 13 回定期検査時に，(B) (D) 号機については第 14 回定期検査時にモータの取替を実施している。【別紙 1. 添付-6) 参照】

(3) 総合評価

健全性評価結果から判断して，評価期間内に固定子コイル及び口出線・接続部品の有意な絶縁低下が発生する可能性は小さく，また，現状保全にて絶縁低下は把握可能と考えられる。

今後も，絶縁抵抗測定，絶縁診断試験，目視確認及び清掃を実施することで，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適切であると判断する。

(4) 高経年化への対応

固定子コイル及び口出線・接続部品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，絶縁診断試験，目視確認及び清掃を実施していくとともに，必要に応じて洗浄，乾燥及び絶縁補修（絶縁物にワニスを注入）又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施する。

2. 添付資料

- 1) 高圧ポンプモータの絶縁物に対する放射線の影響について
- 2) 高圧ポンプモータ長期健全性試験の供試体モータと評価対象高圧ポンプモータの仕様比較について
- 3) 高圧ポンプモータの長期健全性試験における評価期間について
- 4) 高圧ポンプモータ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高圧ポンプモータの環境条件について
- 6) 高圧ポンプモータ修繕，取替実績について

タイトル	高圧ポンプモータの絶縁物に対する放射線の影響について																																					
説明	高圧ポンプモータの長期健全性試験では、放射線劣化の付与は行っていないため、放射線に対する影響評価については、文献データを用いて評価を行った。エポキシ樹脂の適用可能な放射線しきい値に対して集積線量は十分低いことから放射線による影響は小さいと判断する。 <設計基準事故時> <table border="1"> <tr> <th rowspan="2">電動機名称</th><th rowspan="2">絶縁物</th><th colspan="3">放射線量</th><th rowspan="2">放射線しきい値*4</th></tr> <tr> <th>通常運転時*1</th><th>設計基準事故時*2</th><th>合計</th></tr> <tr> <td>HPCS, LPCS, RHR-A, B, C</td><td>エポキシ樹脂</td><td>80 Gy</td><td>450 Gy</td><td>5.3×10^2 Gy</td><td>2×10^6 Gy</td></tr> </table> <重大事故等時> <table border="1"> <tr> <th rowspan="2">電動機名称</th><th rowspan="2">絶縁物</th><th colspan="3">放射線量</th><th rowspan="2">放射線しきい値*4</th></tr> <tr> <th>通常運転時*1</th><th>重大事故等時*3</th><th>合計</th></tr> <tr> <td>HPCS, LPCS, RHR-B, C</td><td rowspan="2">エポキシ樹脂</td><td rowspan="2">80 Gy</td><td>100 kGy</td><td>101×10^3 Gy</td><td rowspan="2">2×10^6 Gy</td></tr> <tr> <td>RHR-A</td><td>100 kGy</td><td>101×10^3 Gy</td></tr> </table> *1:通常運転時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの 60 年間の集積線量（設計値） *2:設計基準事故時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの集積線量（設計値） *3:重大事故等時における HPCS, LPCS, RHR ポンプ室の集積線量（解析値） *4:EPRI 1003456「Aging Management Guideline for Commercial Nuclear Power Plants Electrical and Mechanical Penetrations」 以 上					電動機名称	絶縁物	放射線量			放射線しきい値*4	通常運転時*1	設計基準事故時*2	合計	HPCS, LPCS, RHR-A, B, C	エポキシ樹脂	80 Gy	450 Gy	5.3×10^2 Gy	2×10^6 Gy	電動機名称	絶縁物	放射線量			放射線しきい値*4	通常運転時*1	重大事故等時*3	合計	HPCS, LPCS, RHR-B, C	エポキシ樹脂	80 Gy	100 kGy	101×10^3 Gy	2×10^6 Gy	RHR-A	100 kGy	101×10^3 Gy
電動機名称	絶縁物	放射線量			放射線しきい値*4																																	
		通常運転時*1	設計基準事故時*2	合計																																		
HPCS, LPCS, RHR-A, B, C	エポキシ樹脂	80 Gy	450 Gy	5.3×10^2 Gy	2×10^6 Gy																																	
電動機名称	絶縁物	放射線量			放射線しきい値*4																																	
		通常運転時*1	重大事故等時*3	合計																																		
HPCS, LPCS, RHR-B, C	エポキシ樹脂	80 Gy	100 kGy	101×10^3 Gy	2×10^6 Gy																																	
RHR-A			100 kGy	101×10^3 Gy																																		

タイトル	高圧ポンプモータ長期健全性試験の供試体モータと評価対象高圧ポンプモータの仕様比較について
説明	高圧ポンプモータ長期健全性試験に使用した供試体モータと評価対象高圧ポンプモータの仕様について比較する。 供試体モータの仕様は、設計基準事故時雰囲気において動作要求のある評価対象高圧ポンプモータ（高圧炉心スプレイ系ポンプモータ、低圧炉心スプレイ系ポンプモータ、残留熱除去系ポンプモータ）と出力に違いがあるだけで、同仕様のものである。 以 上

高圧ポンプモーター試験機及び評価対象高圧ポンプモーター仕様比較

	供試体モーター	高圧炉心スプレイス ポンプモーター	低圧炉心スプレイス ポンプモーター	残留熱除去系ポンプモーター
出力	110 kW	2, 280 kW	1, 250 kW	680 kW
電圧	6, 600 V	6, 600 V	6, 600 V	6, 600 V
極数	4P	4P	6P	6P
絶縁階級	F 種	F 種	F 種	B 種 (A, C 号機) F 種 (B 号機)
絶縁材	エポキシ樹脂	マイカ, エポキシ樹脂	マイカ, エポキシ樹脂	マイカ, エポキシ樹脂
型式	立軸開放防滴カゴ形電動機	立軸開放防滴カゴ形電動機	立軸開放防滴カゴ形電動機	立軸開放防滴カゴ形電動機
軸受方式	上部：メタル (自己潤滑, 水冷却方式) 下部：ころがり軸受 (自己潤滑, 自己冷却方式)	上部：メタル (自己潤滑, 水冷却方式) 下部：メタル (自己潤滑, 水冷却方式)	上部：ころがり軸受 (自己潤滑, 自己冷却方式) 下部：ころがり軸受 (自己潤滑, 自己冷却方式)	上部：ころがり軸受 (自己潤滑, 自己冷却方式) 下部：ころがり軸受 (自己潤滑, 自己冷却方式)
製造者				

タイトル	高圧ポンプモータの長期健全性試験における評価期間について
説明	高圧ポンプモータの固定子コイル及び口出線の加速熱劣化における実環境年数の算定は、固定子コイルの絶縁材（エポキシ）及び口出線の絶縁材（ポリフレックス）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。 各種高圧ポンプモータは 60 年の運転を想定した期間を包絡している。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー 【固定子コイル】 t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (1,098,833 時間) t_2 : 加速時間 : 576 時間 T_1 : 実環境温度 : 368 [K] (=95 °C)*¹ T_2 : 加速温度 : 428 [K] (=155 °C)*² R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (エポキシ樹脂/メーカー提示値) *1: 周囲環境温度 40 °C に全負荷運転時の温度上昇 55 °C を加えた温度 *2: 全負荷運転時の固定子コイル最高温度 155 °C

説 明	【口出線】 t1 : 実環境年数 : 100 年以上 (31, 148, 612 時間) t2 : 加速時間 : 576 時間 T1 : 実環境温度 : 343 [K] (=70 °C)*¹ T2 : 加速温度 : 428 [K] (=155 °C)*² R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (耐熱性ポリフレックス/メーカー提示値) *1: 周囲環境温度 40 °C に口出線の温度上昇限度 30 °C を加えた温度 *2: 全負荷運転時の固定子コイル最高温度 155 °C 以 上
-----	---

タイトル	高圧ポンプモータ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	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時条件及び重大事故等時条件の比較した結果を示す。 事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、設計基準事故時条件及び重大事故等時条件を包絡している。 [固定子コイル] ① 高圧炉心スプレイ系ポンプモータ <table><tr><th></th><th>条件</th><th>48.9℃換算時間</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="3">事故時雰囲気 曝露試験条件</td><td rowspan="8"></td><td>27,742 時間</td><td rowspan="3">57,740 時間 (6.5 年)</td></tr><tr><td>27,742 時間</td></tr><tr><td>2,256 時間</td></tr><tr><td rowspan="3">設計基準 事故時条件*1</td><td>27,743 時間</td><td rowspan="3">30,257 時間 (3.5 年)</td></tr><tr><td>126 時間</td></tr><tr><td>2,388 時間</td></tr><tr><td rowspan="2">重大 事故等時条件*2</td><td>9,248 時間</td><td rowspan="2">12,712 時間 (1.5 年)</td></tr><tr><td>3,464 時間</td></tr></table> ② 低圧炉心スプレイ系ポンプモータ <table><tr><th></th><th>条件</th><th>48.9℃換算時間</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="3">事故時雰囲気 曝露試験条件</td><td rowspan="8"></td><td>27,742 時間</td><td rowspan="3">57,740 時間 (6.5 年)</td></tr><tr><td>27,742 時間</td></tr><tr><td>2,256 時間</td></tr><tr><td rowspan="3">設計基準 事故時条件*1</td><td>27,743 時間</td><td rowspan="3">30,257 時間 (3.5 年)</td></tr><tr><td>126 時間</td></tr><tr><td>2,388 時間</td></tr><tr><td rowspan="2">重大 事故等時条件*2</td><td>9,248 時間</td><td rowspan="2">12,712 時間 (1.5 年)</td></tr><tr><td>3,464 時間</td></tr></table>					条件	48.9℃換算時間	合計	事故時雰囲気 曝露試験条件		27,742 時間	57,740 時間 (6.5 年)	27,742 時間	2,256 時間	設計基準 事故時条件*1	27,743 時間	30,257 時間 (3.5 年)	126 時間	2,388 時間	重大 事故等時条件*2	9,248 時間	12,712 時間 (1.5 年)	3,464 時間		条件	48.9℃換算時間	合計	事故時雰囲気 曝露試験条件		27,742 時間	57,740 時間 (6.5 年)	27,742 時間	2,256 時間	設計基準 事故時条件*1	27,743 時間	30,257 時間 (3.5 年)	126 時間	2,388 時間	重大 事故等時条件*2	9,248 時間	12,712 時間 (1.5 年)	3,464 時間
	条件	48.9℃換算時間	合計																																							
事故時雰囲気 曝露試験条件		27,742 時間	57,740 時間 (6.5 年)																																							
		27,742 時間																																								
		2,256 時間																																								
設計基準 事故時条件*1		27,743 時間	30,257 時間 (3.5 年)																																							
		126 時間																																								
		2,388 時間																																								
重大 事故等時条件*2		9,248 時間	12,712 時間 (1.5 年)																																							
		3,464 時間																																								
	条件	48.9℃換算時間	合計																																							
事故時雰囲気 曝露試験条件		27,742 時間	57,740 時間 (6.5 年)																																							
		27,742 時間																																								
		2,256 時間																																								
設計基準 事故時条件*1		27,743 時間	30,257 時間 (3.5 年)																																							
		126 時間																																								
		2,388 時間																																								
重大 事故等時条件*2		9,248 時間	12,712 時間 (1.5 年)																																							
		3,464 時間																																								

説 明

③ 残留熱除去系ポンプモータ (A)

	条件	50℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		22,492 時間	46,813 時間 (5.3 年)
		22,492 時間	
		1,829 時間	
設計基準 事故時条件*1		22,493 時間	29,377 時間 (3.4 年)
		102 時間	
		4,670 時間	
		2,112 時間	
重大 事故等時条件*2		7,498 時間	10,307 時間 (1.2 年)
		2,809 時間	

④ 残留熱除去系ポンプモータ (B), (C)

	条件	50℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		22,492 時間	46,813 時間 (5.3 年)
		22,492 時間	
		1,829 時間	
設計基準 事故時条件*1		22,493 時間	29,377 時間 (3.4 年)
		102 時間	
		4,670 時間	
		2,112 時間	
重大 事故等時条件*2		7,498 時間	10,307 時間 (1.2 年)
		2,809 時間	

活性化エネルギー: [cal/mol] (エポキシ樹脂/メーカー提示値)

*1: 設計基準事故時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの環境条件設計値

*2: 重大事故等時における HPCS, LPCS, RHR ポンプ室の環境条件解析値

*3: 原子炉設置許可申請書の添付書類十内「冷却材喪失事故」の解析から、事故発生後 12 日目以後は、事象収束状態にあるため、その時点におけるポンプ室への主な熱源と成り得るサプレッション・チェンバ (ポンプ水源) の温度

説 明

[口出線]

① 高圧炉心スプレイ系ポンプモータ

	条件	48.9℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		18,075 時間	38,094 時間 (4.3 年)
		18,075 時間	
		1,944 時間	
設計基準 事故時条件*1		18,076 時間	20,572 時間 (2.4 年)
		108 時間	
		2,388 時間	
重大 事故等時条件*2		6,026 時間	8,995 時間 (1.1 年)
		2,969 時間	

② 低圧炉心スプレイ系ポンプモータ

	条件	48.9℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		18,075 時間	38,094 時間 (4.3 年)
		18,075 時間	
		1,944 時間	
設計基準 事故時条件*1		18,076 時間	20,572 時間 (2.4 年)
		108 時間	
		2,388 時間	
重大 事故等時条件*2		6,026 時間	8,995 時間 (1.1 年)
		2,969 時間	

説 明

③ 残留熱除去系ポンプモータ (A)

	条件	50℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		14,812 時間	31,217 時間 (3.5 年)
		14,812 時間	
		1,593 時間	
設計基準 事故時条件*1		14,813 時間	21,058 時間 (2.5 年)
		88 時間	
		4,045 時間	
		2,112 時間	
重大 事故等時条件*2		4,938 時間	7,371 時間 (0.9 年)
		2,433 時間	

④ 残留熱除去系ポンプモータ (B), (C)

	条件	50℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		14,812 時間	31,217 時間 (3.5 年)
		14,812 時間	
		1,593 時間	
設計基準 事故時条件*1		14,813 時間	21,058 時間 (2.5 年)
		88 時間	
		4,045 時間	
		2,112 時間	
重大 事故等時条件*2		4,938 時間	7,371 時間 (0.9 年)
		2,433 時間	

活性化エネルギー [cal/mol]

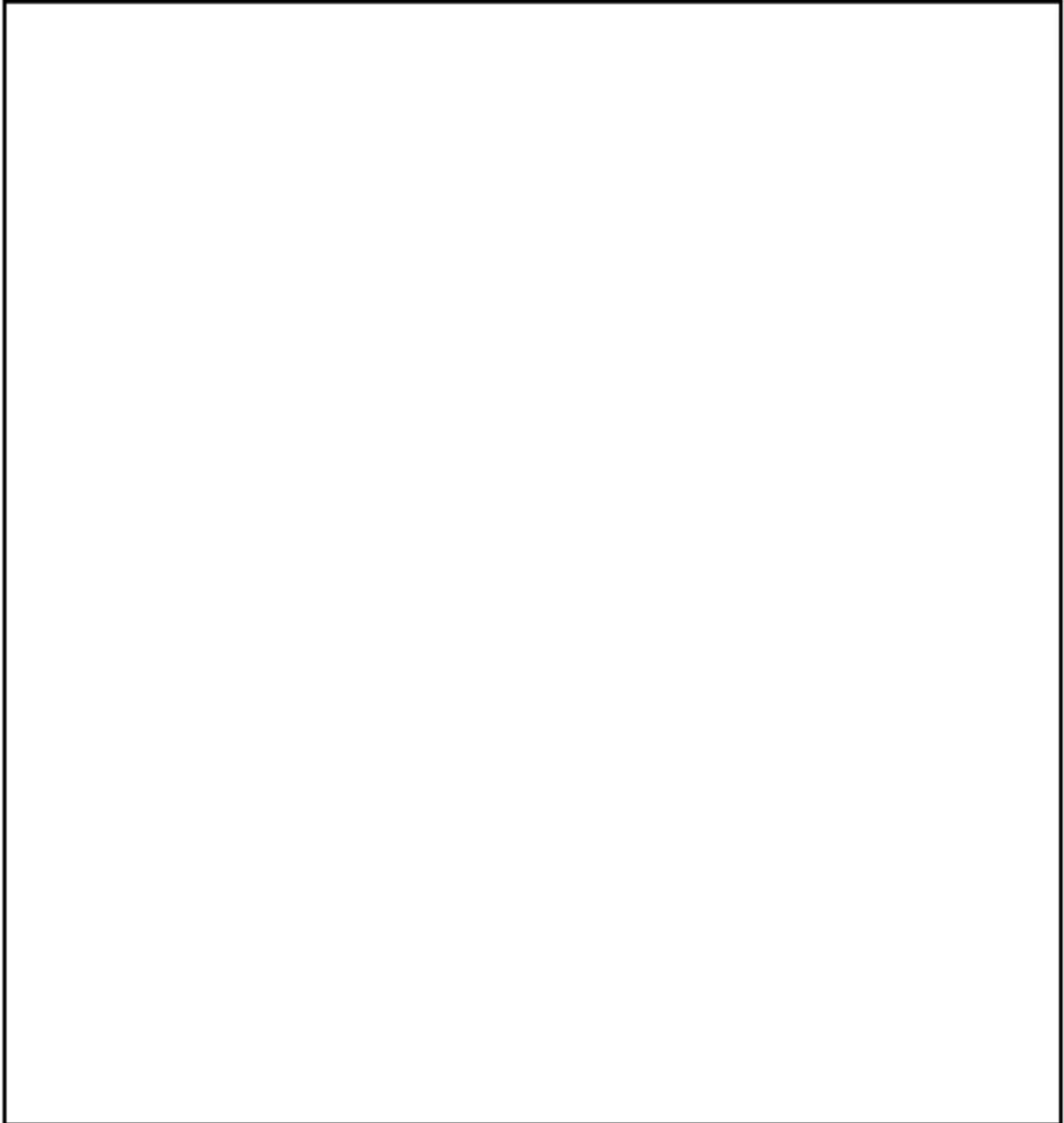
(耐熱性ポリフレックス/メーカー提示値)

*1:設計基準事故時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの環境条件
設計値

*2:重大事故等時における HPCS, LPCS, RHR ポンプ室の環境条件解析値

*3:原子炉設置許可申請書の添付書類十内「冷却材喪失事故」の解析か
ら、事故発生後 12 日目以後は、事象収束状態にあるため、その時点
におけるポンプ室への主な熱源と成り得るサプレッション・チェン
バ (ポンプ水源) の温度

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高圧ポンプモータの環境条件について																																																																
説 明	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高圧ポンプモータの環境条件は下記のとおり。 ① 高圧炉心スプレイ系ポンプモータ <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> ② 低圧炉心スプレイ系ポンプモータ <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> ③ 残留熱除去系ポンプモータ (A) <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> ④ 残留熱除去系ポンプモータ (B), (C) <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> *1:通常運転時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの環境条件設計値 *2:設計基準事故時における HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリアの環境条件設計値 *3:重大事故等時における HPCS, LPCS, RHR ポンプ室の環境条件解析値 以 上		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 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3	周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3	周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3	周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (最大積算値)																																																														



高圧ポンプモータ配置図（原子炉建屋地下 2 階）

タイトル	高圧ポンプモータ修繕，取替実績について
説明	評価対象の高圧ポンプモータ修繕，取替実績は以下のとおり。 ① 残留熱除去海水系ポンプモータ（4 台） 取替理由：予防保全のため 取替時期：第 13 回定期検査時（1993 年度） 2 台 第 14 回定期検査時（1995 年度） 2 台 取替内容：モーター一式取替 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプモータ（1 台） 取替理由：予防保全のため 取替時期：第 16 回定期検査時（1997 年度） 取替内容：固定子巻替 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプモータ（1 台） 取替理由：予防保全のため 取替時期：第 17 回定期検査時（1999 年度） 取替内容：固定子巻替 ④ 残留熱除去系ポンプモータ（3 台） 取替理由：予防保全のため 取替時期：第 18 回定期検査時（2000 年度） 1 台（B 号機） 取替内容：モーター一式取替 以 上

別紙 2. 高圧ケーブルの評価について

1. 高圧ケーブルの技術評価

(1) 高圧ケーブルの評価

1) 電気学会推奨案による健全性評価

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気内で機能要求のある高圧架橋ポリエチレン絶縁難燃性特殊耐熱ビニルシースケーブル（以下、「高圧難燃 CV ケーブル」という）の健全性の評価は、電気学会推奨案*1に基づく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。

高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験手順を図 1 に示す。

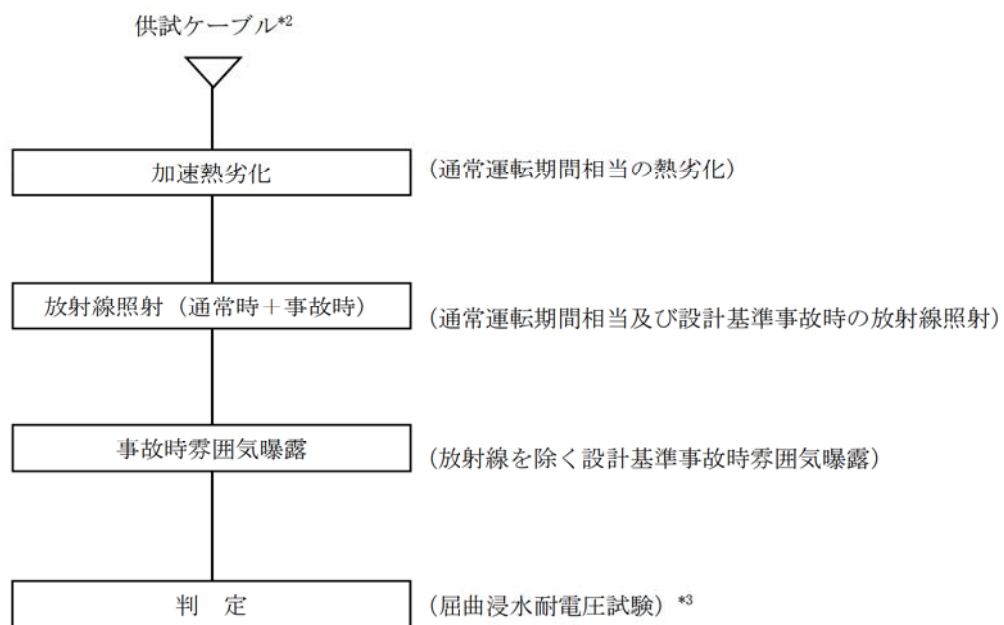


図 1 高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験手順

*1：電気学会技術報告 第Ⅱ-139号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」の略称。IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹にした、ケーブルの加速劣化方法を含む試験条件、試験手順並びに判定方法が述べられている。

*2：供試ケーブルは、東海第二で使用している高圧ケーブルと同等の高圧難燃 CV ケーブル。

*3：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおり

- ① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。
- ③ ②の状態では，公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。

b. 試験条件

試験条件は，高圧難燃 CV ケーブルの 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，高圧難燃 CV ケーブルの重大事故等時を想定した条件も包絡している。

高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験条件を表 1 に示す。

表 1 高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×168 時間	原子炉建屋の周囲最高温度 40.0 ℃*1 では，60 年間の通常運転期間を包絡する。 【別紙 2. 添付-1) 参照】
放射線照射	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される線量 約 0.53 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 0.080 kGy*1 に設計基準事故時の最大積算値 0.45 kGy*2 を加えた線量) を包絡する。 また，東海第二で想定される線量 約 101 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 0.080 kGy*1 に重大事故等時の最大積算値 100 kGy*3 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：0.427 MPa 曝露時間：25 時間	東海第二で想定される設計基準事故時の最高温度 100 ℃*2，最高圧力 0.001744 MPa*2 及び重大事故等時の最高温度 100 ℃*3，最高圧力 0.0069 MPa*3 を包絡する。 【別紙 2. 添付-2) 参照】

*1：通常運転時における原子炉建屋内の高圧難燃 CV ケーブル敷設箇所（HPCS，LPCS 及び RHR 機器エリア）の環境条件設計値

通常運転時線量 約 0.08 [kGy] = 0.00015 [Gy/h] × 24 [h] × 365.25 [d] × 60 [y]

*2：設計基準事故時における原子炉建屋内の高圧難燃 CV ケーブル敷設箇所（HPCS，LPCS 及び RHR 機器エリア）の環境条件設計値

*3：重大事故等時における HPCS，LPCS，RHR ポンプ室の環境条件解析値

*1～*3 は【別紙 2. 添付-3) 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、高圧難燃 CV ケーブル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。

高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験結果を表 2 に示す。

表 2 高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径(約 33.0 mm)の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

(2) 現状保全

絶縁体の絶縁低下に対して、電動機用ケーブルについては点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験、その他負荷用ケーブルについては絶縁抵抗測定を行い許容範囲に収まっていることの確認を行うとともに、傾向管理を行っている。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブル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には、ケーブルの取替を行うこととしている。

(3) 総合評価

健全性評価結果から判断して、評価期間内に絶縁体の有意な絶縁低下が発生する可能性は低く、また、絶縁低下は点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁低下は把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると考ええる。

(4) 高経年化への対応

絶縁体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。今後も点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統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、必要に応じて取替を行うこととする。

なお、東海第二に敷設されている高圧ケーブルについては、新規制基準の火災防護に係わる対応として、今停止期間中に非難燃ケーブルより高圧難燃 CV ケーブルへ全数引替えを行う計画としている。

2. 添付資料

- 1) 高圧ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
- 2) 高圧ケーブル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高圧ケーブルの環境条件について

タイトル	高圧ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
説明	高圧難燃 CV ケーブルの加速熱劣化における実環境年数の算定は、ケーブルの絶縁材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。高圧難燃 CV ケーブルは 60 年の運転を想定した期間を包絡している。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (32, 230, 946 時間) t_2 : 加速時間 : 168 時間 T_1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40 °C) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (架橋ポリエチレン/メーカー提示値) 以 上

タイトル	高圧ケーブル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	高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験における事故時雰囲気曝露試験条件と設計基準事故時条件及び重大事故等時条件の比較した結果を示す。 事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、設計基準事故時条件及び重大事故等時条件を包絡している。 a. 残留熱除去系ポンプ (A) <table><tr><th colspan="4">高圧難燃 CV ケーブル</th></tr><tr><th>原子炉建屋内</th><th>条件</th><th>50℃換算時間</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="2">事故時雰囲気曝露試験条件</td><td rowspan="9"></td><td>6, 113, 641 時間</td><td rowspan="2">6, 850, 849 時間 (100 年以上)</td></tr><tr><td>737, 208 時間</td></tr><tr><td rowspan="4">設計基準事故時条件*1</td><td>13, 068 時間</td><td rowspan="4">19, 140 時間 (2. 2 年)</td></tr><tr><td>85 時間</td></tr><tr><td>3, 875 時間</td></tr><tr><td>2, 112 時間</td></tr><tr><td rowspan="2">重大事故等時条件*2</td><td>4, 356 時間</td><td rowspan="2">6, 687 時間 (0. 8 年)</td></tr><tr><td>2, 331 時間</td></tr></table> b. 残留熱除去系ポンプ (B) (C) <table><tr><th colspan="4">高圧難燃 CV ケーブル</th></tr><tr><th>原子炉建屋内</th><th>条件</th><th>50℃換算時間</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="2">事故時雰囲気曝露試験条件</td><td rowspan="9"></td><td>6, 113, 641 時間</td><td rowspan="2">6, 850, 849 時間 (100 年以上)</td></tr><tr><td>737, 208 時間</td></tr><tr><td rowspan="4">設計基準事故時条件*1</td><td>13, 068 時間</td><td rowspan="4">19, 140 時間 (2. 2 年)</td></tr><tr><td>85 時間</td></tr><tr><td>3, 875 時間</td></tr><tr><td>2, 112 時間</td></tr><tr><td rowspan="2">重大事故等時条件*2</td><td>4, 356 時間</td><td rowspan="2">6, 687 時間 (0. 8 年)</td></tr><tr><td>2, 331 時間</td></tr></table>				高圧難燃 CV ケーブル				原子炉建屋内	条件	50℃換算時間	合計	事故時雰囲気曝露試験条件		6, 113, 641 時間	6, 850, 849 時間 (100 年以上)	737, 208 時間	設計基準事故時条件*1	13, 068 時間	19, 140 時間 (2. 2 年)	85 時間	3, 875 時間	2, 112 時間	重大事故等時条件*2	4, 356 時間	6, 687 時間 (0. 8 年)	2, 331 時間	高圧難燃 CV ケーブル				原子炉建屋内	条件	50℃換算時間	合計	事故時雰囲気曝露試験条件		6, 113, 641 時間	6, 850, 849 時間 (100 年以上)	737, 208 時間	設計基準事故時条件*1	13, 068 時間	19, 140 時間 (2. 2 年)	85 時間	3, 875 時間	2, 112 時間	重大事故等時条件*2	4, 356 時間	6, 687 時間 (0. 8 年)	2, 331 時間
高圧難燃 CV ケーブル																																																		
原子炉建屋内	条件	50℃換算時間	合計																																															
事故時雰囲気曝露試験条件		6, 113, 641 時間	6, 850, 849 時間 (100 年以上)																																															
		737, 208 時間																																																
設計基準事故時条件*1		13, 068 時間	19, 140 時間 (2. 2 年)																																															
		85 時間																																																
		3, 875 時間																																																
		2, 112 時間																																																
重大事故等時条件*2		4, 356 時間	6, 687 時間 (0. 8 年)																																															
		2, 331 時間																																																
高圧難燃 CV ケーブル																																																		
原子炉建屋内	条件	50℃換算時間	合計																																															
事故時雰囲気曝露試験条件		6, 113, 641 時間	6, 850, 849 時間 (100 年以上)																																															
		737, 208 時間																																																
設計基準事故時条件*1		13, 068 時間	19, 140 時間 (2. 2 年)																																															
		85 時間																																																
		3, 875 時間																																																
		2, 112 時間																																																
重大事故等時条件*2		4, 356 時間	6, 687 時間 (0. 8 年)																																															
		2, 331 時間																																																

説 明

c. 高圧炉心スプレイ系ポンプ

高圧難燃 CV ケーブル			
原子炉建屋内	条件	48.9℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		7,436,946 時間	8,333,724 時間 (100 年以上)
		896,778 時間	
15,897 時間		18,388 時間 (2.1 年)	
103 時間			
2,388 時間			
設計基準 事故時条件*1		5,299 時間	8,134 時間 (1.0 年)
		2,835 時間	
重大 事故等時条件*2			

d. 低圧炉心スプレイ系ポンプ

高圧難燃 CV ケーブル			
原子炉建屋内	条件	48.9℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		7,436,946 時間	8,333,724 時間 (100 年以上)
		896,778 時間	
15,897 時間		18,388 時間 (2.1 年)	
103 時間			
2,388 時間			
設計基準 事故時条件*1		5,299 時間	8,134 時間 (1.0 年)
		2,835 時間	
重大 事故等時条件*2			

活性化エネルギー: [cal/mol]

(架橋ポリエチレン/メーカ提示値)

*1: 設計基準事故時における原子炉建屋内の高圧難燃 CV ケーブル敷設箇所 (HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリア) の環境条件設計値

*2: 重大事故等時におけるポンプ室の環境条件解析値

*3: 原子炉設置許可申請書の添付書類十内「冷却材喪失事故」の解析から、事故発生後 12 日目以後は、事象収束状態にあるため、その時点におけるポンプ室への主な熱源と成り得るサブプレッション・チェンバ (ポンプ水源) の温度

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高圧ケーブルの環境条件について																																																																
説 明	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高圧ケーブルの敷設箇所の環境条件は下記のとおり。 ① 高圧炉心スプレイ系ポンプ室 <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃(最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ室 <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃(最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> ③ 残留熱除去系ポンプ(A)室 <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃(最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> ④ 残留熱除去系ポンプ(B), (C)室 <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>40 ℃ (最高)</td><td>100 ℃(最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>4.5×10² Gy (最大積算値)</td><td>100×10³ Gy (最大積算値)</td></tr></table> *1: 通常運転時における原子炉建屋内の高圧難燃 CV ケーブル敷設箇所 (HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリア) の環境条件設計値 *2: 設計基準事故時における原子炉建屋内の高圧難燃 CV ケーブル敷設箇所 (HPCS, LPCS 及び RHR 機器エリア) の環境条件設計値 *3: 重大事故等時における HPCS, LPCS, RHR ポンプ室の環境条件解析値		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 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3	周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3	周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3	周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (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*3																																																														
周囲温度	40 ℃ (最高)	100 ℃(最高)	100 ℃ (最高)																																																														
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																																														
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	4.5×10 ² Gy (最大積算値)	100×10 ³ Gy (最大積算値)																																																														

以 上

別紙 3. 低圧ケーブルの評価について

1. 低圧ケーブルの評価

(1) 低圧ケーブル（CV ケーブル，難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブル）の評価

1) ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）

a. 評価手順

東海第二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低圧ケーブルには，以下のケーブルがある。

- ①「架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル」（以下，「CV ケーブル」という）
- ②「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ケーブル」（以下，「難燃 CV ケーブル」という）
- ③「シリコンゴム絶縁ガラスシースケーブル」（以下，「KGB ケーブル」という）

設計基準事故時雰囲気における健全性の評価は，「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 JNES-SS レポート（JNES-SS-0903）」

（以下，「ACA 研究報告書」という）をもとに，CV ケーブル及び難燃 CV ケーブルは時間依存データの重ね合わせ手法，KGB ケーブル（原子炉格納容器内）は等価損傷線量データの重ね合わせ手法を用いて，東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開して評価する。

供試ケーブルは，東海第二で使用しているケーブルと同等の CV ケーブル，難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブルを用いた。

「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE -2013-2049）」（以下，「ACA ガイド」という）に基づく試験手順を図 1.1 に示す。

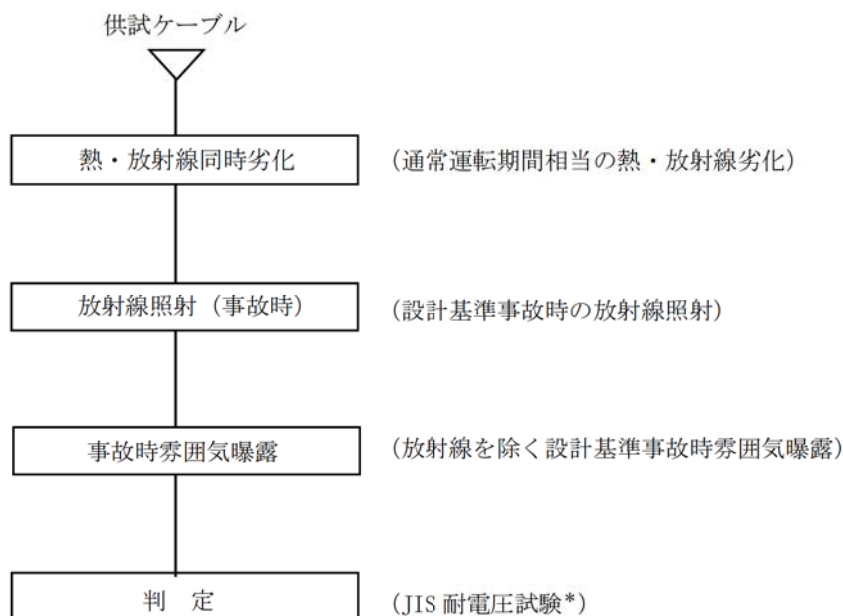


図 1.1 低圧ケーブルの ACA ガイドに基づく試験手順

*：JIS 耐電圧試験（日本工業規格(JIS C 3005-2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」）の試験手順は以下のとおり

- ① あらかじめ設置された清水中に電線を1時間以上浸した状態で、単心の場合は導体と清水の間に、多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数 50 Hz または 60 Hz の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え、規定時間これに耐えるかどうかを調べる。

b. 試験条件

試験条件は、実機環境条件に基づいて CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブルの 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。

CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブルの試験条件を表 1.1、表 1.2 及び表 1.3 に示す。

表 1.1 CV ケーブルの長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100℃－89.3 Gy/h－805 時間	ACA 研究報告書の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて、原子炉建屋の周囲最高温度 40℃*1 で評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量：260 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 7.0 kGy*2 を包絡する。
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 0.001744 MPa*2 を包絡する。

*1:通常運転時における CV ケーブル敷設箇所(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 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件設計値

*1, *2 は【別紙 3. 添付-1) 参照】

表 1.2 難燃 CV ケーブルの長期健全性試験条件 (ACA ガイド)

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 °C－99.3 Gy/h－2,500 時間	ACA 研究報告書の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて原子炉建屋の周囲最高温度 40 °C ^{*1} で評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 100 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy ^{*2} を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C 最高圧力 : 0.177 MPa 曝露時間 : 25 時間	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 0.001744 MPa ^{*2} を包絡する。

*1:通常運転時における難燃 CV ケーブル敷設箇所(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難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件設計値

*1, *2 は【別紙 3. 添付-1) 参照】

表 1.3 KGB ケーブル (原子炉格納容器内) の長期健全性試験条件 (ACA ガイド)

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 °C－99.7 Gy/h－6,241 時間	ACA 研究報告書の試験結果をもとに等価損傷線量データの重ね合わせ手法を用いて原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °C ^{*1} で評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 500 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 2.6×10^2 kGy ^{*2} を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C 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 °C ^{*2} , 最高圧力 0.31 MPa ^{*2} を包絡する。

*1:通常運転時における KGB ケーブル敷設箇所(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 KGB ケーブル敷設箇所(原子炉格納容器内)の環境条件設計値

*1, *2 は【別紙 3. 添付-1) 参照】

c. 評価結果

ACA 研究報告書の試験結果をもとに、CV ケーブル及び難燃 CV ケーブルは時間依存データの重ね合わせ手法、KGB ケーブル(原子炉格納容器内)は等価損傷線量データの重ね合わせ手法を用いて、東海第二の環境条件に展開し評価した結果、60 年時点において絶縁を維持できることを確認した。

CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブルの試験結果を表 1.4、表 1.5 及び表 1.6 に示す。

表 1.4 CV ケーブルの長期健全性試験結果 (ACA ガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験*	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

* : JIS C 3605 「600 V ポリエチレンケーブル」

表 1.5 難燃 CV ケーブルの長期健全性試験結果 (ACA ガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験*	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

* : JIS C 3605 「600 V ポリエチレンケーブル」

表 1.6 KGB ケーブル (原子炉格納容器内) の長期健全性試験結果 (ACA ガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験*	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

* : JIS C 3323 「600 V けい素ゴム絶縁電線」

2) 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時及び重大事故等時）

a. 評価手順

設計基準事故時雰囲気で機能要求のある CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブルの健全性の評価は、電気学会推奨案^{*1}に基づく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で機能要求のある CV ケーブル及び難燃 CV ケーブルの健全性の評価は、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。

供試ケーブルは、東海第二で使用しているケーブルと異なる製造メーカーの CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブルは東海第二で使用しているケーブルと同等のケーブルを用いた。

低圧ケーブルの長期健全性試験手順を図 2.1 に示す。

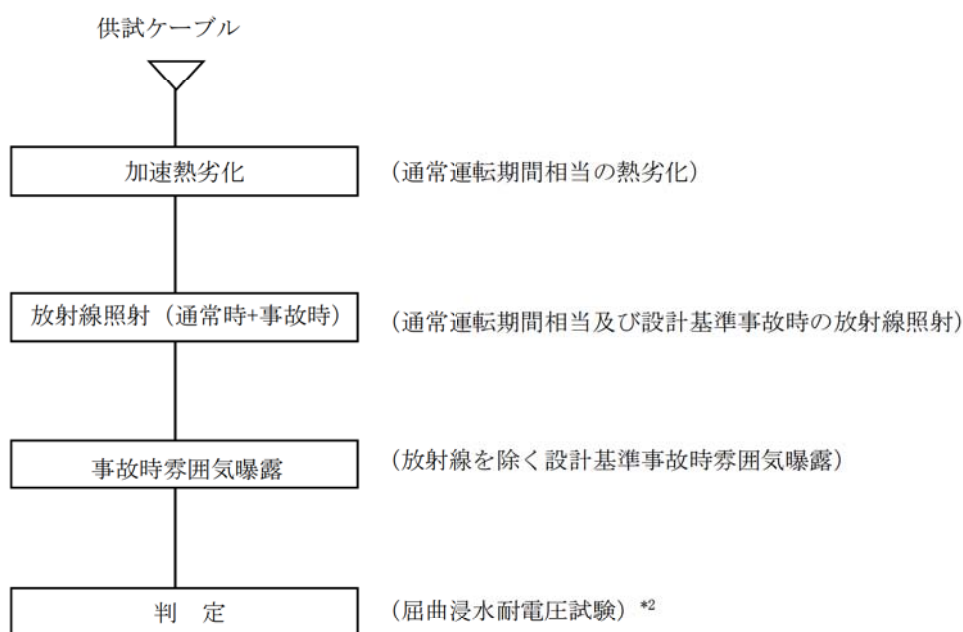


図 2.1 低圧ケーブルの長期健全性試験手順（電気学会推奨案）

^{*1}：電気学会技術報告 第Ⅱ－139 号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」の略称。 IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹にした、ケーブルの加速劣化方法を含む試験条件、試験手順並びに判定方法が述べられている。

^{*2}：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおり

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。

b. 試験条件

試験条件は、CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブル(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、CV ケーブル及び難燃 CV ケーブルの重大事故等時を想定した条件も包絡している。

CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブル(原子炉格納容器内)の長期健全性試験条件を表 2.1、表 2.2 及び表 2.3 に示す。

表 2.1 CV ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	135℃×149 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃* ¹ では、60 年間の通常運転期間を包絡する。【別紙 3. 添付-2) 参照】
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 760 kGy	東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy* ¹ に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy* ² を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量 約 101 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy* ¹ に重大事故等時の最大積算値約 100 kGy* ³ 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 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃* ² 、最高圧力 0.001744 MPa* ² 及び重大事故等時の最高温度 100 ℃* ³ 、最高圧力 0.0069 MPa* ³ を包絡する。 【別紙 3. 添付-3) 参照】

*1:通常運転時における CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件設計値

通常運転時線量 約 80 [Gy]=0.00015 [Gy/h]×24 [h]×365.25 [d]×60 [y]

*2:設計基準事故時における CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件設計値

*3:重大事故等時における CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件解析値

*1～*3 は【別紙 3. 添付-1) 参照】

表 2.2 難燃 CV ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×168 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 ℃* ¹ では、60 年間の通常運転期間を包絡する。【別紙 3. 添付-2) 参照】
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy* ¹ に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy* ² を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量約 101 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy* ¹ に重大事故等時の最大積算値 100 kGy* ³ 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：0.427 MPa 曝露時間：25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 ℃* ² 、最高圧力 0.001744 MPa* ² 及び重大事故等時の最高温度 100 ℃* ³ 、最高圧力 0.0069 MPa* ³ を包絡する。【別紙 3. 添付-3) 参照】

*1:通常運転時における難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件設計値

通常運転時線量 約 80 [Gy]=0.00015 [Gy/h]×24 [h]×365.25 [d]×60 [y]

*2:設計基準事故時における難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件設計値

*3:重大事故等時における難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件解析値

*1～*3 は【別紙 3. 添付-1) 参照】

表 2.3 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）の長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×168 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を包絡する。【別紙 3. 添付-2) 参照】
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：760 kGy	東海第二で想定される線量 約 530 kGy (約 60 年間の通常運転期間相当の線量 約 270 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：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 を包絡する。【別紙 3. 添付-3) 参照】

*1:通常運転時における KGB ケーブル敷設箇所（原子炉格納容器内）の環境条件設計値

通常運転時線量 約 270 [kGy]=0.5 [Gy/h]×24 [h]×365.25 [d]×60 [y]

*2:設計基準事故時における KGB ケーブル敷設箇所（原子炉格納容器内）の設計値

*1, *2 は【別紙 3. 添付-1) 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、CVケーブル、難燃CVケーブル及びKGBケーブル(原子炉格納容器内)は60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CVケーブル及び難燃CVケーブルは、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。

CVケーブル、難燃CVケーブル及びKGBケーブル(原子炉格納容器内)の長期健全性試験結果を表2.4、表2.5及び表2.6に示す。

表 2.4 CV ケーブルの長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（14.5 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 2.5 難燃 CV ケーブルの長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（14.0 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 2.6 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）の長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（14.0 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

(2) 現状保全

CV ケーブル、難燃 CV ケーブル及び KGB ケーブル(原子炉格納容器内)の絶縁低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの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には、ケーブルの取替を行うこととしている。

(3) 総合評価

健全性評価結果から判断して、評価期間内に絶縁体の有意な絶縁低下が発生する可能性は小さく、また、絶縁低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考え

る。

(4) 高経年化への対応

絶縁体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は、追加すべき項目はないと考える。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統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、必要に応じて取替を行うこととする

なお、原子炉格納容器外のうち、通常運転時における設計最高温度が 60℃となる主蒸気トンネル室内の設計基準事故時に動作要求の有る機器に接続されている CV ケーブルについては、今停止期間中に長期健全性試験にて健全性の確認されている KGB ケーブルに引替えを行う計画としている。

2. 添付資料

- 1) 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低圧ケーブルの環境条件について
- 2) 低圧ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
- 3) 低圧ケーブルの長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について

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低圧ケーブルの環境条件について																																										
説明	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低圧ケーブルの環境条件は以下のとおり。 ① CV ケーブルの使用条件 <table border="1"> <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*3</th></tr> <tr> <td>敷設場所</td><td colspan="3">原子炉建屋内</td></tr> <tr> <td>周囲温度</td><td>40.0 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr> <tr> <td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr> <tr> <td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>7.0 kGy (最大積算値)</td><td>100 kGy (最大積算値)</td></tr> </table> ② 難燃 CV ケーブルの使用条件 <table border="1"> <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*3</th></tr> <tr> <td>敷設場所</td><td colspan="3">原子炉建屋内</td></tr> <tr> <td>周囲温度</td><td>40.0 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td><td>100 ℃ (最高)</td></tr> <tr> <td>最高圧力</td><td>大気圧</td><td>0.001744 MPa</td><td>0.0069 MPa</td></tr> <tr> <td>放射線</td><td>0.00015 Gy/h (最大)</td><td>7.0 kGy (最大積算値)</td><td>100 kGy (最大積算値)</td></tr> </table> *1:通常運転時における CV ケーブル, 難燃 CV ケーブル敷設箇所(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 CV ケーブル, 難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件設計値 *3:重大事故等時における CV ケーブル, 難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件解析値				通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時*3	敷設場所	原子炉建屋内			周囲温度	40.0 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	7.0 kGy (最大積算値)	100 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*3	敷設場所	原子炉建屋内			周囲温度	40.0 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa	放射線	0.00015 Gy/h (最大)	7.0 kGy (最大積算値)	100 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*3																																								
敷設場所	原子炉建屋内																																										
周囲温度	40.0 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)																																								
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																								
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	7.0 kGy (最大積算値)	100 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*3																																								
敷設場所	原子炉建屋内																																										
周囲温度	40.0 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)																																								
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa																																								
放射線	0.00015 Gy/h (最大)	7.0 kGy (最大積算値)	100 kGy (最大積算値)																																								

説 明

③ KGB ケーブル（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時*1	設計基準事故時*2
敷設場所	原子炉格納容器内	
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	0.5 Gy/h (最大)	2.6×10^2 kGy (最大積算値)

*1:通常運転時における KGB ケーブル敷設箇所(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 KGB ケーブル敷設箇所(原子炉格納容器
内)の環境条件設計値

以 上

タイトル	低圧ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
説明	低圧ケーブルの加速熱劣化における実環境年数の算定は、ケーブルの絶縁材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。 低圧ケーブルは 60 年の運転を想定した期間を包絡している。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー ① CV ケーブル t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (23, 779, 000 時間) t_2 : 加速時間 : 149 時間 T_1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40 °C) T_2 : 加速温度 : 408 [K] (=135 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (架橋ポリエチレン/メーカー提示値) ② 難燃 CV ケーブル t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (10, 475, 461 時間) t_2 : 加速時間 : 168 時間 T_1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40 °C) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (難燃架橋ポリエチレン/メーカー提示値)

説 明	③ KGB ケーブル t1 : 実環境年数 : 100 年以上 (20, 327, 013 時間) t2 : 加速時間 : 168 時間 T1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (シリコンゴム/メーカ提示値) 以 上
-----	--

タイトル	低圧ケーブル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	長期健全性試験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。 事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、設計基準事故条件及び重大事故等時条件を包絡している。 ① CV ケーブル <table><tr><th colspan="4">CV ケーブル</th></tr><tr><th>原子炉建屋内</th><th>条件</th><th>65.6 ℃換算時間</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="2">事故時雰囲気 曝露試験条件</td><td rowspan="7"></td><td>80,075 時間</td><td rowspan="2">99,334 時間 (11.3 年)</td></tr><tr><td>19,259 時間</td></tr><tr><td>483 時間</td><td rowspan="3">2,877 時間 (0.4 年)</td></tr><tr><td>6 時間</td></tr><tr><td>2,388 時間</td></tr><tr><td rowspan="2">設計基準 事故時条件*1</td><td>161 時間</td><td rowspan="2">327 時間 (0.1 年)</td></tr><tr><td>166 時間</td></tr></table> 活性化エネルギー： [cal/mol] (架橋ポリエチレン/メーカ提示値) *1:設計基準事故時における CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋/RHR 系 統)の設計値 *2:重大事故等時における CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境 条件解析値	CV ケーブル				原子炉建屋内	条件	65.6 ℃換算時間	合計	事故時雰囲気 曝露試験条件		80,075 時間	99,334 時間 (11.3 年)	19,259 時間	483 時間	2,877 時間 (0.4 年)	6 時間	2,388 時間	設計基準 事故時条件*1	161 時間	327 時間 (0.1 年)	166 時間
CV ケーブル																						
原子炉建屋内	条件	65.6 ℃換算時間	合計																			
事故時雰囲気 曝露試験条件		80,075 時間	99,334 時間 (11.3 年)																			
		19,259 時間																				
483 時間		2,877 時間 (0.4 年)																				
6 時間																						
2,388 時間																						
設計基準 事故時条件*1		161 時間	327 時間 (0.1 年)																			
		166 時間																				

説 明

② 難燃 CV ケーブル

難燃 CV ケーブル			
原子炉建屋内	条件	65.6 ℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		131, 227 時間	157, 032 時間 (17.9 年)
		25, 805 時間	
585 時間		2, 979 時間 (0.4 年)	
6 時間			
2, 388 時間			
重大 事故等時条件*2		194 時間	361 時間 (0.1 年)
		166 時間	

活性化エネルギー: [cal/mol]

(難燃架橋ポリエチレン/メーカ提示値)

*1: 設計基準事故時における難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋/RHR 系統)の設計値

*2: 重大事故等時における難燃 CV ケーブル敷設箇所(原子炉建屋)の環境条件解析値

③ KGB ケーブル

KGB ケーブル			
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		2, 052, 793 時間	4, 713, 543 時間 (100 年以上)
		2, 052, 793 時間	
		421, 076 時間	
		120, 514 時間	
		66, 367 時間	
設計基準 事故時条件*1		2, 111, 927 時間	2, 539, 476 時間 (100 年以上)
		421, 077 時間	
		4, 096 時間	
		2, 376 時間	

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 KGB ケーブル敷設箇所(原子炉格納容器内)の設計値

別紙 4. 同軸ケーブルの評価について

1. 同軸ケーブルの評価

- (1) 同軸ケーブル（難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）、難燃六重同軸ケーブル、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）及び難燃三重同軸ケーブル）の評価

1)-1 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）

a. 評価手順

東海第二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「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の設計基準事故時雰囲気における健全性の評価は電気学会推奨案^{*1}に基づく長期健全性試験により評価する。

供試ケーブルは東海第二で使用している同軸ケーブルと同等の同軸ケーブルを用いた。【別紙 4. 添付-1）、別紙 4. 添付-2）参照】

同軸ケーブルの長期健全性試験手順を図 1.1 に示す。

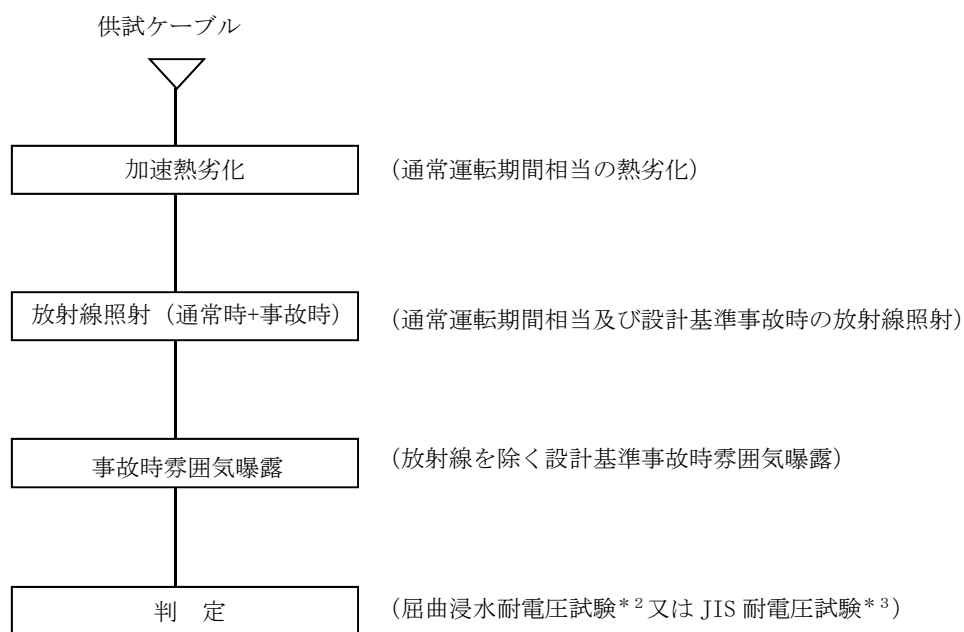


図 1.1 同軸ケーブルの長期健全性試験手順（電気学会推奨案）

*1：電気学会技術報告 第Ⅱ－139 号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」の略称。 IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹にした、ケーブルの加速劣化方法を含む試験条件、試験手順並びに判定方法が述べられている。

*2：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおり

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。

*3：難燃六重同軸ケーブルは JIS 耐電圧試験を実施

JIS 耐電圧試験（日本工業規格(JIS C 3005-2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」）の試験手順は以下のとおり

- ① あらかじめ設置された清水中に電線を 1 時間以上浸した状態で、単心の場合は導体と清水の間に、多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数 50 Hz または 60 Hz の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え、規定時間これに耐えるかどうかを調べる。

b. 試験条件

試験条件は、実機環境条件に基づいて「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」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、「難燃六重同軸ケーブル」の 41 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。

「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の長期健全性試験条件を表 1.1、表 1.2、表 1.3 及び表 1.4 に示す。

表 1.1 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）の

長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×270 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度（65.6 ℃）では、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）は 60 年間以上の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3）参照】
放射線照射 （通常時＋事故時）	放射線照射線量：1,010 kGy	東海第二で想定される照射線量約 5.3×10^2 kGy（60 年間の通常運転期間約 2.7×10^2 kGy に設計基準事故時線量 2.6×10^2 kGy を加えた線量）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 ℃ 最高圧力：0.428 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 ℃）、最高圧力（0.31 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）、別紙 4. 添付-5）参照】

表 1.2 難燃六重同軸ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×168 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度（65.6 ℃）では、難燃六重同軸ケーブルは 41 年間の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3）参照】
放射線照射 （通常時＋事故時）	放射線照射線量：760 kGy	東海第二で想定される照射線量約 5.3×10^2 kGy（60 年間の通常運転期間約 2.7×10^2 kGy に設計基準事故時線量 2.6×10^2 kGy を加えた線量）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 ℃ 最高圧力：0.686 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 ℃）、最高圧力（0.31 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）、別紙 4. 添付-5）参照】

表 1.3 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の
長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	110 ℃×2,472 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 ℃）では、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）は 60 年間以上の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3) 参照】
放射線照射 (通常時＋事故時)	放射線照射線量：260 kGy	東海第二で想定される照射線量約 1.8 kGy (60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に設計基準事故時線量 1.7 kGy を加えた線量) を包絡する。【別紙 4. 添付-4) 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：25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（100 ℃）、最高圧力（0.001744 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）、別紙 4. 添付-5) 参照】

表 1.4 難燃三重同軸ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	100 ℃×120 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 ℃）では、難燃三重同軸ケーブルは 60 年間以上の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3) 参照】
放射線照射 (通常時＋事故時)	放射線照射線量：2,000 kGy	東海第二で想定される照射線量約 1.8 kGy (60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に設計基準事故時線量 1.7 kGy を加えた線量) を包絡する。【別紙 4. 添付-4) 参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 ℃ 最高圧力：0.717 MPa 曝露時間：108 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（100 ℃）、最高圧力（0.001744 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）、別紙 4. 添付-5) 参照】

c. 評価結果

電気学会推奨案による60年間の運転期間及び設計基準事故時を想定した長期健全性試験の結果、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」は60年時点において、また、「難燃六重同軸ケーブル」は41年時点において絶縁機能を維持できることを確認した。

なお、「難燃六重同軸ケーブル」は、運転開始後21年に取替を実施しており、長期健全性評価で確認がとれている41年間を加えると、60年時点において絶縁を維持できると評価できる。

「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の長期健全性試験結果を表1.5、表1.6、表1.7及び表1.8に示す。

表 1.5 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）の
長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（6.15 mm）の約40倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2 kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.6 難燃六重同軸ケーブルの長期健全性試験結果（JIS 耐電圧試験）

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 5,000 V－1分間	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.7 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の
長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（3.02 mm）の約40倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2 kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.8 難燃三重同軸ケーブルの長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径（10.5 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態，公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

1)-2 ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）

a. 試験手順

設計基準事故時雰囲気で機能要求のある「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の設計基準事故時雰囲気における健全性の評価は、「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 JNES-SS レポート（JNES-SS-0903）」（以下、「ACA 研究報告書」という）に基づく試験結果をもとに、等価簡易損傷手法等を用いて東海第二の原子炉格納容器内外の環境条件に展開して評価する。

「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」の供試ケーブルは東海第二で使用しているケーブルと同等の難燃一重同軸ケーブル、「難燃六重同軸ケーブル」の供試ケーブルは類似する絶縁体である架橋ポリエチレンを有する難燃一重同軸ケーブル、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」の供試ケーブルは東海第二で使用しているケーブルと同等の難燃一重同軸ケーブル、及び「難燃三重同軸ケーブル」の供試ケーブルは類似する絶縁体である架橋ポリオレフィンを有する難燃一重同軸ケーブルを用いた。【別紙 4. 添付-1），別紙 4. 添付-2）参照】

「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE -2013-2049）」（以下、「ACA ガイド」という）に基づく試験手順を図 1.2 に示す。

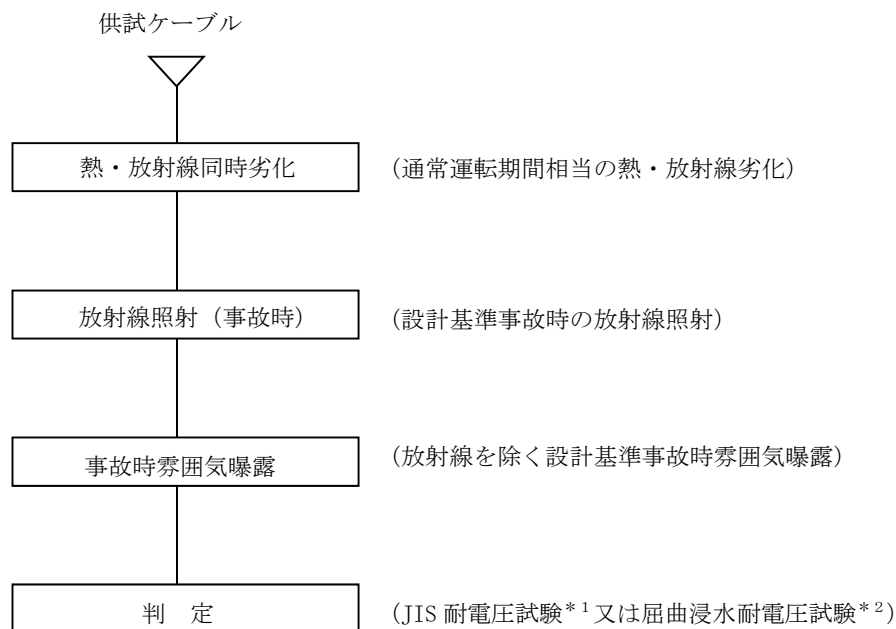


図 1.2 同軸ケーブルの ACA ガイドに基づく試験手順

*1：JIS 耐電圧試験（日本工業規格(JIS C 3005-2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」）の試験手順は以下のとおり

- ① あらかじめ設置された清水中に電線を1時間以上浸した状態で、単心の場合は導体と清水の間に、多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数 50 Hz または 60 Hz の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え、規定時間これに耐えるかどうかを調べる。

*2：「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の供試ケーブルである難燃一重同軸ケーブルは海外規格に基づいて製作されたものであるため、その規格に基づく屈曲浸水耐電圧試験を実施
屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおり

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。
- ③ ②の状態で、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。

b. 試験条件

試験条件は、実機環境条件に基づいて「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」及び「難燃六重同軸ケーブル」の30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、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」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。

「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の長期健全性試験条件を表 1.9、表 1.10、表 1.11 及び表 1.12 に示す。

表 1.9 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）の

長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 ℃－98.1 Gy/h－7,024 時間	原子炉格納容器内の敷設されている区域における設計値（最高温度 65.6 ℃，最大線量率 0.500 Gy/h）について等価簡易損傷手法により評価した結果，難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）は 30 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射（事故時）	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される事故時線量約 2.6×10^2 kGy を包絡する。 【別紙 4. 添付-4) 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：321 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（171 ℃），最高圧力（0.31 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4) 参照】

表 1.10 難燃一重同軸ケーブルの長期健全性試験条件（ACA ガイド）

（難燃六重同軸ケーブル相当品）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 ℃－98.1 Gy/h－7,024 時間	原子炉格納容器内の敷設されている区域における設計値（最高温度 65.6 ℃，最大線量率 0.500 Gy/h）について等価簡易損傷手法により評価した結果，難燃六重同軸ケーブルは 30 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射（事故時）	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される事故時線量約 2.6×10^2 kGy を包絡する。 【別紙 4. 添付-4) 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：321 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（171 ℃），最高圧力（0.31 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4) 参照】

表 1.11 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の

長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	110 ℃×2,472 時間 放射線照射なし*1	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 ℃）では、23 年間の運転期間に相当する。 本評価は ACA 研究評価内容を踏まえた上で、「型式試験」による健全性評価を実施した。 供試ケーブルは 37 年間実機環境下にて使用したものであり、長期健全性試験で確認がとれている 23 年間の通常運転期間を加えると、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）は 60 年間の運転期間に相当する。
放射線照射 （事故時）	放射線照射線量：260 kGy	東海第二で想定される事故時線量約 1.7 kGy を包絡する。 【別紙 4. 添付-4) 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：25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（100 ℃）、最高圧力（0.001744 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4) 参照】

*1：評価対象ケーブルが敷設されている原子炉格納容器外の通常運転時の周囲最高温度 40.0 ℃、放射線 1×10^{-5} Gy/h 環境では熱劣化が支配的であり、放射線の寄与は無視できることから、放射線照射試験を省略している

表 1.12 難燃一重同軸ケーブルの長期健全性試験条件（ACA ガイド）

（難燃三重同軸ケーブル相当品）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	110℃×2,472時間 放射線照射なし*1	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0℃）では、23年間の運転期間に相当する。 本評価はACA研究評価内容を踏まえた上で、「型式試験」による健全性評価を実施した。 供試ケーブルは評価対象ケーブルと同じ敷設箇所にて37年間実機環境下にて使用したものであり、長期健全性試験で確認がとれている23年間の通常運転期間を加えると、難燃三重同軸ケーブルは60年間の運転期間に相当する。
放射線照射 （事故時）	放射線照射線量：260 kGy	東海第二で想定される事故時線量約1.7 kGyを包絡する。 【別紙4.添付-4）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：25時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（100℃）、最高圧力（0.001744 MPa）を包絡する。 【別紙4.添付-4）参照】

*1：評価対象ケーブルが敷設されている原子炉格納容器外の通常運転時の周囲最高温度40.0℃、放射線 1×10^{-5} Gy/h環境では熱劣化が支配的であり、放射線の寄与は無視できることから、放射線照射試験を省略している

c. 評価結果

ACA研究報告書の試験結果をもとに、等価簡易損傷手法等を用いて東海第二の原子炉格納容器内外の環境条件に展開し評価した結果、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」及び「難燃六重同軸ケーブル」は30年時点において、また、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」は60年時点において絶縁を維持できることを確認した。

なお、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」は、運転開始後31年に取替を実施しており、長期健全性評価で確認がとれている30年間を加えると、60年時点において絶縁を維持できると評価できる。

また、「難燃六重同軸ケーブル」は、運転開始後21年に取替を実施しており、長期健全性評価で確認がとれている30年間を加えると、51年時点において絶縁を維持できると評価できる。

「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の長期健全性試験結果を表1.13、表1.14、表1.15及び表1.16に示す。

表 1.13 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）の
長期健全性試験結果（ACA ガイド）

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 7,000 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.14 難燃一重同軸ケーブルの長期健全性試験結果（ACA ガイド）
（難燃六重同軸ケーブル相当品）

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 7,000 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.15 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の
長期健全性試験結果（ACA ガイド）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料 外径（3.02 mm）の約 40 倍のマン ドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸 し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態で、公称絶縁体厚さに対 し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印 加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.16 難燃一重同軸ケーブルの長期健全性試験結果（ACA ガイド）
（難燃三重同軸ケーブル相当品）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料 外径（3.02 mm）の約 40 倍のマン ドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸 し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態で、公称絶縁体厚さに対 し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印 加する。	絶縁破壊しないこと。	良

1)-3 電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）

a. 評価手順

重大事故等時雰囲気で機能要求がある「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の重大事故等時雰囲気における健全性の評価は電気学会推奨案*¹に基づく長期健全性試験により評価する。

供試ケーブルは東海第二で使用している同軸ケーブルと同等の同軸ケーブルを用いた。【別紙 4. 添付-1）、別紙 4. 添付-2）参照】

同軸ケーブルの長期健全性試験手順を図 1.3 に示す。

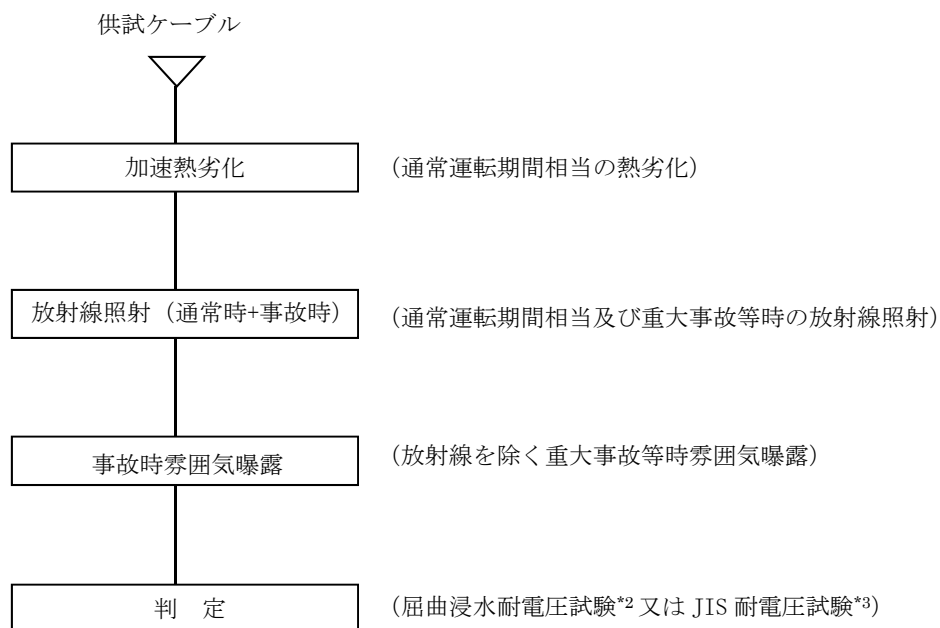


図 1.3 同軸ケーブルの長期健全性試験手順（電気学会推奨案）

*1：電気学会技術報告 第Ⅱ－139 号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」の略称。 IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹にした，ケーブルの加速劣化方法を含む試験条件，試験手順並びに判定方法が述べられている。

*2：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおり

- ① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。
- ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。
- ③ ②の状態，公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。

*3：難燃六重同軸ケーブルは JIS 耐電圧試験を実施

JIS 耐電圧試験（日本工業規格(JIS C 3005-2000)「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」）の試験手順は以下のとおり

- ① あらかじめ設置された清水中に電線を 1 時間以上浸した状態で，単心の場合は導体と清水の間に，多心の場合は導体相互間及び導体と清水の間に周波数 50 Hz または 60 Hz の正弦波に近い波形をもった規定の交流電圧を加え，規定時間これに耐えるかどうかを調べる。

b. 試験条件

試験条件は，実機環境条件に基づいて「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の 60 年間の通常運転期間及び重大事故等時を想定した条件を包絡している。また，「難燃六重同軸ケーブル」の 41 年間の通常運転期間及び重大事故等時を想定した条件を包絡している。

「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」，「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の長期健全性試験条件を表 1.17，表 1.18，表 1.19 及び表 1.20 に示す。

表 1.17 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）の
長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×270 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度（65.6 ℃）では，難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）は 60 年間以上の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3）参照】
放射線照射 （通常時＋事故時）	放射線照射線量：1,010 kGy	東海第二で想定される照射線量約 296 kGy（60 年間の通常運転期間約 2.7×10^2 kGy に重大事故等時線量 26 kGy を加えた線量）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 ℃ 最高圧力：0.428 MPa 曝露時間：13 日間	東海第二における重大事故等時の最高温度約 115 ℃，最高圧力 0.194 MPa を包絡する。 【別紙 4. 添付-4），別紙 4. 添付-5）参照】

表 1.18 難燃六重同軸ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×168 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度（65.6 ℃）では、難燃六重同軸ケーブルは 41 年間の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3）参照】
放射線照射 （通常時＋事故時）	放射線照射線量：760 kGy	東海第二で想定される照射線量約 296 kGy（60 年間の通常運転期間約 2.7×10^2 kGy に重大事故等時線量 26 kGy を加えた線量）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 ℃ 最高圧力：0.686 MPa 曝露時間：13 日間	東海第二における重大事故等時の最高温度約 115 ℃，最高圧力 0.194 MPa を包絡する。 【別紙 4. 添付-4），別紙 4. 添付-5）参照】

表 1.19 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の
長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	110 ℃×2,472 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 ℃）では、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）は 60 年間以上の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3）参照】
放射線照射 （通常時＋事故時）	放射線照射線量：260 kGy	東海第二で想定される照射線量約 101 kGy（60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に重大事故等時線量約 100 kGy を加えた線量）を包絡する。【別紙 4. 添付-4）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：25 時間	東海第二における重大事故等時の最高温度（100 ℃），最高圧力（0.0069 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4），別紙 4. 添付-5）参照】

表 1.20 難燃三重同軸ケーブルの長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	100 ℃×120 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 ℃）では、難燃三重同軸ケーブルは60年間以上の運転期間を包絡する。 【別紙 4. 添付-3) 参照】
放射線照射 (通常時＋事故時)	放射線照射線量：2,000 kGy	東海第二で想定される照射線量約 101 kGy (60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に重大事故等時線量約 100 kGy を加えた線量) を包絡する。【別紙 4. 添付-4) 参照】
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 ℃ 最高圧力：0.717 MPa 曝露時間：108 日間	東海第二における重大事故等時の最高温度（100 ℃）、最高圧力（0.0069 MPa）を包絡する。 【別紙 4. 添付-4）、別紙 4. 添付-5) 参照】

c. 評価結果

電気学会推奨案による 60 年間の運転期間及び重大事故等時を想定した長期健全性試験の結果、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」は 60 年時点において、また、「難燃六重同軸ケーブル」は 41 年時点において絶縁機能を維持できることを確認した。

なお、「難燃六重同軸ケーブル」は、運転開始後 21 年に取替を実施しており、長期健全性評価で確認がとれている 41 年間を加えると、60 年時点において絶縁を維持できると評価できる。

「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）」、「難燃六重同軸ケーブル」、「難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）」及び「難燃三重同軸ケーブル」の長期健全性試験結果を表 1.21、表 1.22、表 1.23 及び表 1.24 に示す。

表 1.21 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）の
長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径（6.15 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態，公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.22 難燃六重同軸ケーブルの長期健全性試験結果（JIS 耐電圧試験）

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 5,000 V－1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.23 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の
長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径（3.02 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態，公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 1.24 難燃三重同軸ケーブルの長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径（10.5 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態，公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

(2) 現状保全

同軸ケーブル（難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）、難燃六重同軸ケーブル、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）及び難燃三重同軸ケーブル）の絶縁低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの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には、ケーブルの取替を行うこととしている。

(3) 総合評価

電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）、ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）及び電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）結果から、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）及び難燃三重同軸ケーブルは運転開始後 60 年間の健全性を維持できると評価する。

また、難燃六重同軸ケーブルは ACA ガイドに基づいて得られた評価期間より、運転開始後 51 年間の健全性を維持できると評価する。

健全性評価結果から判断して、絶縁体の有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、絶縁低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。

今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考ええる。

(4) 高経年化への対応

絶縁体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は、追加すべき項目はないと考える。

今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統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、必要に応じて取替を行うこととする。

なお、難燃六重同軸ケーブルについては、追加保全項目として、健全性評価から得られた評価期間に至る前に取替を行うこととする。

2. 添付資料

- 1) 同軸ケーブルの構造について
- 2) 同軸ケーブルの代替評価について
- 3) 同軸ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
- 4) 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同軸ケーブルの環境条件について
- 5) 同軸ケーブルの長期健全性試験条件の事故時条件の包絡性について

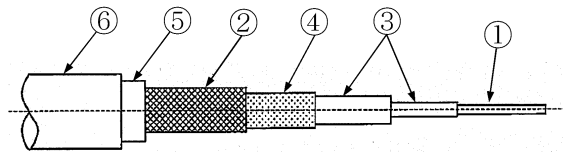
タイトル

同軸ケーブルの構造について

説 明

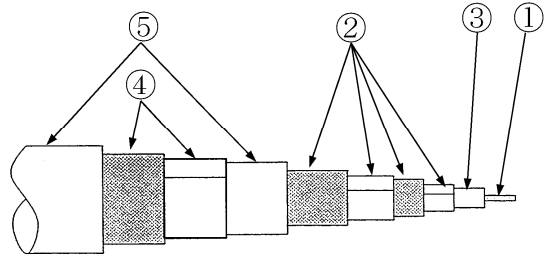
同軸ケーブルの構造は以下のとおり。

①難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）



	部位	材料
①	内部導体	すずメッキ軟銅より線
②	外部導体	すずメッキ軟銅線編組
③	絶縁体	架橋ポリエチレン
④	遮蔽体	カーボンブラック
⑤	セパレータ	難燃テープ
⑥	シース	難燃架橋ポリエチレン

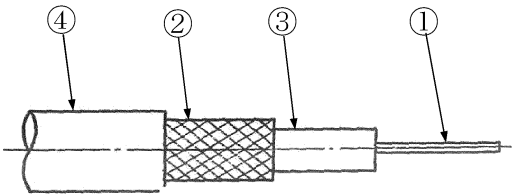
②難燃六重同軸ケーブル



	部位	材料
①	内部導体	すずメッキ軟銅より線
②	外部導体	アルミ箔貼付プラスチックテープ すずメッキ軟銅線編組
③	絶縁体	架橋発泡ポリエチレン
④	遮蔽体	アルミ箔貼付プラスチックテープ すずメッキ軟銅線編組
⑤	シース	難燃架橋ポリエチレン

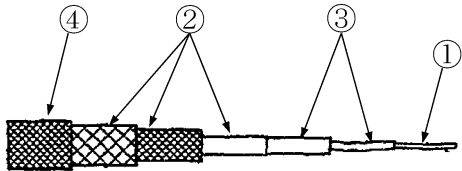
説 明

③難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）



	部位	材料
①	内部導体	すずメッキ軟銅より線
②	外部導体	軟銅線編組
③	絶縁体	架橋ポリオレフィン
④	シース	難燃架橋ポリオレフィン

④難燃三重同軸ケーブル



	部位	材料
①	内部導体	すずメッキ軟銅より線
②	外部導体	すずメッキ軟銅線編組
③	絶縁体	架橋発泡ポリオレフィン
④	シース	難燃架橋ポリオレフィン

以 上

タイトル	同軸ケーブルの代替評価について		
説 明	1. 電気学会推奨案による健全性評価（設計基準事故時）		
	評価対象ケーブル	代替評価ケーブル	評価
	難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリエチレン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
	難燃六重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋発泡ポリエチレン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
	難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリオレフィン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
	難燃三重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋発泡ポリオレフィン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	

説 明

2. 電気学会推奨案による健全性評価（重大事故等時）

評価対象ケーブル	代替評価ケーブル	評価
難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリエチレン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
難燃六重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋発泡ポリエチレン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリオレフィン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
難燃三重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋発泡ポリオレフィン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	

説 明

3. ACA ガイドによる健全性評価（設計基準事故時）

評価対象ケーブル	代替評価ケーブル	評価
難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリエチレン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
難燃六重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋発泡ポリエチレン (2) 製造メーカー； 	難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリエチレン (2) 製造メーカー； 	架橋発泡ポリエチレンは、電気特性を向上させるため架橋ポリエチレンに発泡剤を添加しているものであり、評価対象材料としての絶縁体材料は架橋ポリエチレンであり、代替ケーブルを用いた評価にて問題ないと判断する。
難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリオレフィン (2) 製造メーカー； 	(同等ケーブルにて評価)	
難燃三重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋発泡ポリオレフィン (2) 製造メーカー； 	難燃一重同軸ケーブル (1) 絶縁体種類； 架橋ポリオレフィン (2) 製造メーカー； 	架橋発泡ポリオレフィン、電気特性を向上させるため架橋ポリオレフィンに発泡剤を添加しているものであり、評価対象材料としての絶縁体材料は架橋ポリオレフィンであり、代替ケーブルを用いた評価にて問題ないと判断する。

以 上

タイトル	同軸ケーブルの長期健全性試験における評価期間について
説明	同軸ケーブルの加速熱劣化における実環境年数の算定は、ケーブルの絶縁材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。 ①難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）、③難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）及び④難燃三重同軸ケーブルの実環境年数は 60 年間の運転を想定した期間を包絡している。 また、②難燃六重同軸ケーブルの実環境年数は 41 年の運転を想定した期間を包絡している。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー ① 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン） t_1 : 実環境年数 : 67 年 (590,834 時間) t_2 : 加速時間 : 270 時間 T_1 : 実環境温度 : 339 [K] (=65.6 °C) T_2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C) R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K] E : 活性化エネルギー: [cal/mol] (架橋ポリエチレン/メーカー提示値)

説 明

② 難燃六重同軸ケーブル

t1 : 実環境年数 : 41 年 (367, 630 時間)

t2 : 加速時間 : 168 時間

T1 : 実環境温度 : 339 [K] (=65.6 °C)

T2 : 加速温度 : 394 [K] (=121 °C)

R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K]

E : 活性化エネルギー: [cal/mol]

(架橋発泡ポリエチレン/メーカー提示値)

③ 難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレフィン)

t1 : 実環境年数 : 100 年以上 (1.23×10^8 時間)

t2 : 加速時間 : 2, 472 時間

T1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40.0 °C)

T2 : 加速温度 : 383 [K] (=110 °C)

R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K]

E : 活性化エネルギー: [cal/mol]

(架橋ポリオレフィン/電共研使用値)

④ 難燃三重同軸ケーブル

t1 : 実環境年数 : 100 年以上 (1, 632, 330 時間)

t2 : 加速時間 : 120 時間

T1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40.0 °C)

T2 : 加速温度 : 373 [K] (=100 °C)

R : 気体定数 : 1.987 [cal/mol・K]

E : 活性化エネルギー: [cal/mol]

(架橋発泡ポリオレフィン/電共研使用値)

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同軸ケーブルの環境条件について																				
説 明	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同軸ケーブルの環境条件は以下のとおり。 ① 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）及び難燃六重同軸ケーブルの使用条件 <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時*3</td></tr><tr><td>敷設場所</td><td colspan="3">原子炉格納容器内</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>65.6 ℃ (最高)</td><td>171 ℃ (最高)</td><td>115 ℃*4 (最高)</td></tr><tr><td>最高圧力</td><td>0.0138 MPa</td><td>0.31 MPa</td><td>0.194 MPa*4</td></tr><tr><td>放射線</td><td>0.500 Gy/h (最大)</td><td>2.6×10² kGy (最大積算値)</td><td>26 kGy*5 (最大積算値)</td></tr></table> *1:通常運転時における敷設箇所(原子炉格納容器内)の設計値 *2:設計基準事故時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器内)の設計値 *3:重大事故等時条件のうち、当該同軸ケーブル（中性子束計測系）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 *4: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解析値 *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同軸ケーブル設置箇所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		通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時*3	敷設場所	原子炉格納容器内			周囲温度	65.6 ℃ (最高)	171 ℃ (最高)	115 ℃*4 (最高)	最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.194 MPa*4	放射線	0.500 Gy/h (最大)	2.6×10 ² kGy (最大積算値)	26 kGy*5 (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*3																		
敷設場所	原子炉格納容器内																				
周囲温度	65.6 ℃ (最高)	171 ℃ (最高)	115 ℃*4 (最高)																		
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.194 MPa*4																		
放射線	0.500 Gy/h (最大)	2.6×10 ² kGy (最大積算値)	26 kGy*5 (最大積算値)																		

説 明

② 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）及び難燃
三重同軸ケーブルの使用条件

	通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時*3
敷設場所	原子炉格納容器外		
周囲温度	40.0 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa
放射線	1×10^{-5} Gy/h (最大)	1.7 kGy (最大積算値)	100 kGy (最大積算値)

*1:通常運転時における敷設箇所(原子炉格納容器外)の設計値

*2:設計基準事故時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器外)の
設計値*3:重大事故等時条件のうち、当該同軸ケーブル（中性子束計測系）
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
なる主蒸気管破断事故（MSLBA）を想定

以 上

タイトル	同軸ケーブル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	長期健全性試験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。 事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、設計基準事故条件及び重大事故等時条件を包絡している。 ① 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン） <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉格納容器内</th><th>条件</th><th>93.3℃ 換算時間*1</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="5"></td><td>20,298 時間</td><td rowspan="5">61,730 時間 (7.0 年)</td></tr> <tr> <td>20,298 時間</td></tr> <tr> <td>7,237 時間</td></tr> <tr> <td>3,510 時間</td></tr> <tr> <td>10,387 時間</td></tr> <tr> <td rowspan="4">設計基準 事故時条件*2</td><td rowspan="4"></td><td>20,884 時間</td><td rowspan="4">31,136 時間 (3.6 年)</td></tr> <tr> <td>7,238 時間</td></tr> <tr> <td>638 時間</td></tr> <tr> <td>2,376 時間</td></tr> <tr> <td>重大 事故等時条件*3</td><td></td><td>34 時間</td><td>34 時間 (0.1 年)</td></tr> </tbody> </table> *1:活性化エネルギー [cal/mol]にて換算した値 (架橋ポリエチレン/メーカー提示値) *2:設計基準事故時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器内)の設計値 *3:重大事故等時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器内)の設計値であり、原子炉停止機能喪失事象時におけ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）とした。			原子炉格納容器内	条件	93.3℃ 換算時間*1	合計	事故時雰囲気 曝露試験条件		20,298 時間	61,730 時間 (7.0 年)	20,298 時間	7,237 時間	3,510 時間	10,387 時間	設計基準 事故時条件*2		20,884 時間	31,136 時間 (3.6 年)	7,238 時間	638 時間	2,376 時間	重大 事故等時条件*3		34 時間	34 時間 (0.1 年)
原子炉格納容器内	条件	93.3℃ 換算時間*1	合計																							
事故時雰囲気 曝露試験条件		20,298 時間	61,730 時間 (7.0 年)																							
		20,298 時間																								
		7,237 時間																								
		3,510 時間																								
		10,387 時間																								
設計基準 事故時条件*2		20,884 時間	31,136 時間 (3.6 年)																							
		7,238 時間																								
		638 時間																								
		2,376 時間																								
重大 事故等時条件*3		34 時間	34 時間 (0.1 年)																							

説 明

② 難燃六重同軸ケーブル

原子炉 格納容器内	条件	93.3℃ 換算時間*1	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		62,650 時間	73,247 時間 (8.3 年)
		10,597 時間	
20,884 時間		31,136 時間 (3.6 年)	
7,238 時間			
638 時間			
2,376 時間			
重大 事故等時条件*3		34 時間	34 時間 (0.1 年)

*1:活性化エネルギー [cal/mol] にて換算した値
(架橋ポリエチレン/メーカ提示値)

*2:設計基準事故時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器内)の設計値

*3:重大事故等時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器内)の設計値であり、原子炉停止機能喪失事象時におけ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)とした。

③ 難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリオレフィン)

原子炉 格納容器外	条件	65.6 ℃ 換算時間*1	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		435,534 時間	488,052 時間 (55.7 年)
		52,518 時間	
931 時間		937 時間 (0.1 年)	
6 時間			
重大 事故等時条件*3		311 時間	477 時間 (0.1 年)
		166 時間	

*1:活性化エネルギー [cal/mol] にて換算した値
(架橋ポリオレフィン/電共研使用値)

*2:設計基準事故時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器外)の設計値

*3:重大事故等時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器外)の設計値

説 明

④ 難燃三重同軸ケーブル

原子炉 格納容器外	条件	65.6 °C 換算時間*1	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		1,705,554 時間	2,663,862 時間 (100 年以上)
		452,830 時間	
		178,402 時間	
		177,250 時間	
		149,826 時間	
設計基準 事故時条件*2		931 時間	937 時間 (0.1 年)
		6 時間	
重大 事故等時条件*3		311 時間	477 時間 (0.1 年)
		166 時間	

*1: 活性化エネルギー [cal/mol] にて換算した値
(架橋ポリオレフィン/電共研使用値)

*2: 設計基準事故時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器外)の
設計値

*3: 重大事故等時におけるケーブル敷設箇所(原子炉格納容器外)の設
計値

以 上

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。

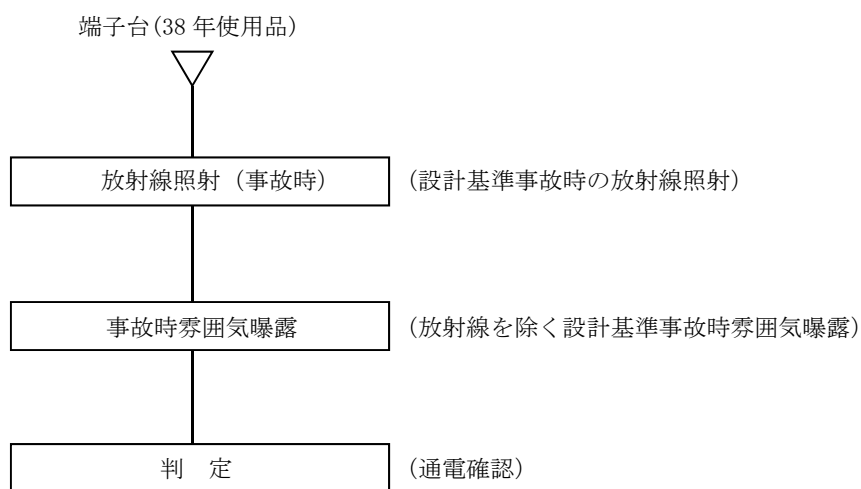


図 1.1 端子台接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

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。

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

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。

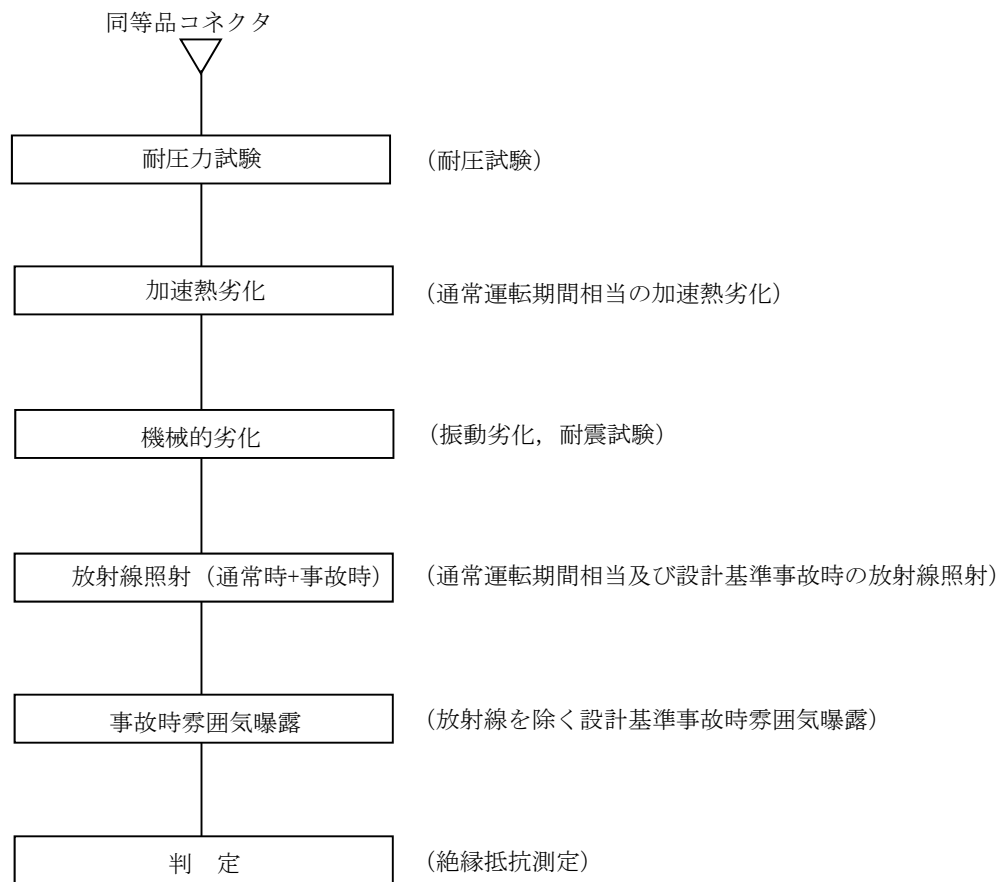


図 2.1 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

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。
	(シングルフリークエンシー試験) 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 ³ 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。

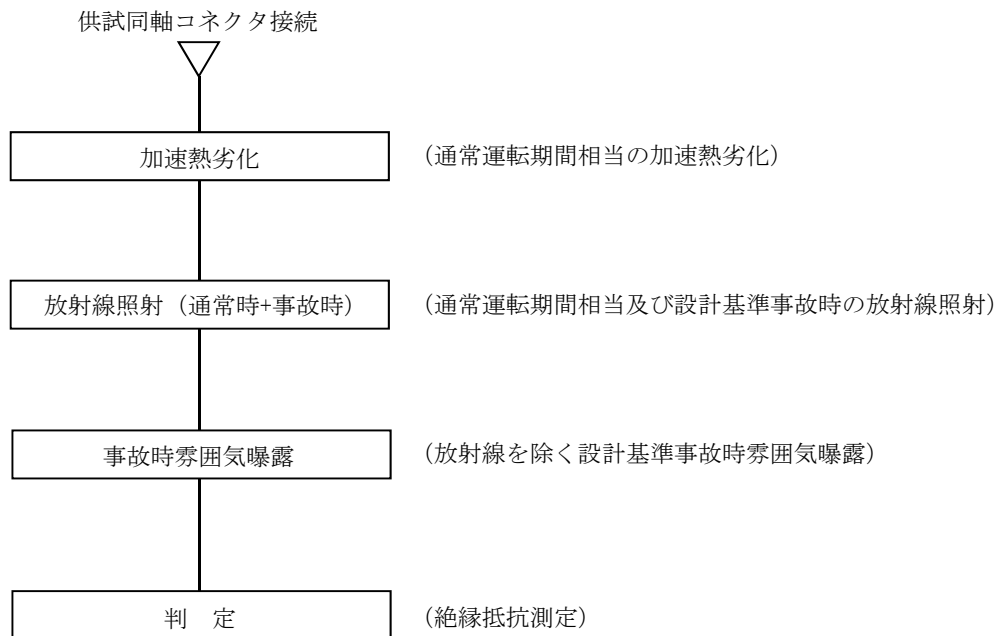


図 3.1 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

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0.194 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。

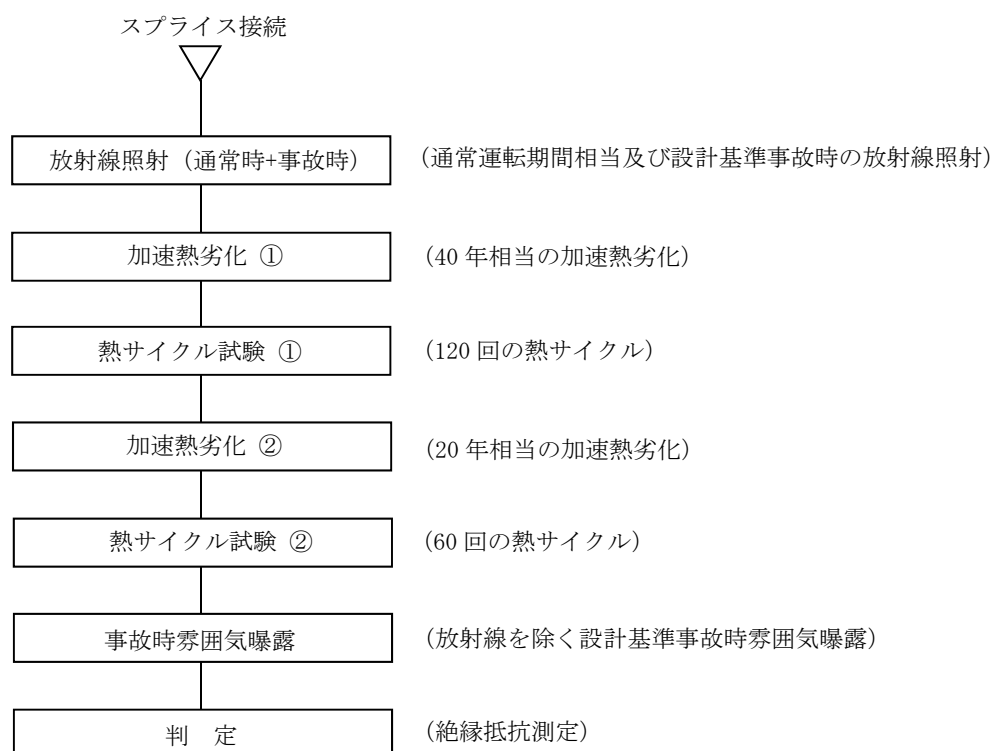


図 4.1 スプライス接続（原子炉格納容器内）の長期健全性試験手順

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 137 ℃ ^{*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

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	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。 【供試体の仕様】 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-F016 実機取出し品) 【供試体の設置場所実環境】 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（端子台設置個所に一番近い箇所）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 0.0129Gy/h であり，評価対象機器 E12-F009 のフレキシブル電線管部（端子台設置個所に一番近い箇所）の温度 51.0℃，放射線線量率 0.0029Gy/h を上回っている。 【長期停止期間中の環境状態について】 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。 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。

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	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。 ① 端子台接続（原子炉格納容器内） <table><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℃換算時間</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="2">事故時雰囲気 曝露試験条件</td><td rowspan="8"></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>956 時間</td><td rowspan="4">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></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></table> 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） *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 ② 電動弁コネクタ（原子炉格納容器内） <table><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℃換算時間</th><th>合計</th></tr><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></table> 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） *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			端子台				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		3,045 時間	6,205 時間 (0.7 年)	3,160 時間	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℃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℃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																																										
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℃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		13,592 時間	13,592 時間 (1.6 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	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。 ① 端子台（原子炉格納容器内） <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時</td></tr><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></table> *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 ② 電動弁コネクタ（原子炉格納容器内） <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td></tr><tr><td>周囲温度</td><td>65.6 ℃ (最高)</td><td>171 ℃ (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></table> *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		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	周囲温度	65.6 ℃ (最高)	171 ℃ (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 ℃ (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																											
周囲温度	65.6 ℃ (最高)	171 ℃ (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. 194 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（ペデスタル）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（ペデスタル）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（ペデスタル）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解析値

*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（ペデスタル）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)	137 °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	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。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー 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。 ② 電動弁コネクタ（原子炉格納容器内） t_1 : 実環境年数 : 45 年 (394, 603 時間) t_2 : 加速時間 : 300 時間 T_1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T_2 : 加速温度 : 411 [K] (=138 °C) 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)

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） t1：実環境年数：86年(755,074時間) t2：加速時間：241時間 T1：実環境温度：333 [K] (=60℃) T2：加速温度：421.8 [K] (=148.8℃) 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/メーカー提示値) ④ スプライス接続（原子炉格納容器内） t1：実環境年数：100年以上(2,943,132時間) t2：加速時間：10,075.2時間 T1：実環境温度：338.6 [K] (=65.6℃) T2：加速温度：388 [K] (=115℃) R：気体定数：1.987 [cal/mol・K] E：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) 以 上
-----	---

タイトル	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
説明	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。 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。 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。 [*]: 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 以 上

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	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。 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。 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。 以 上

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。

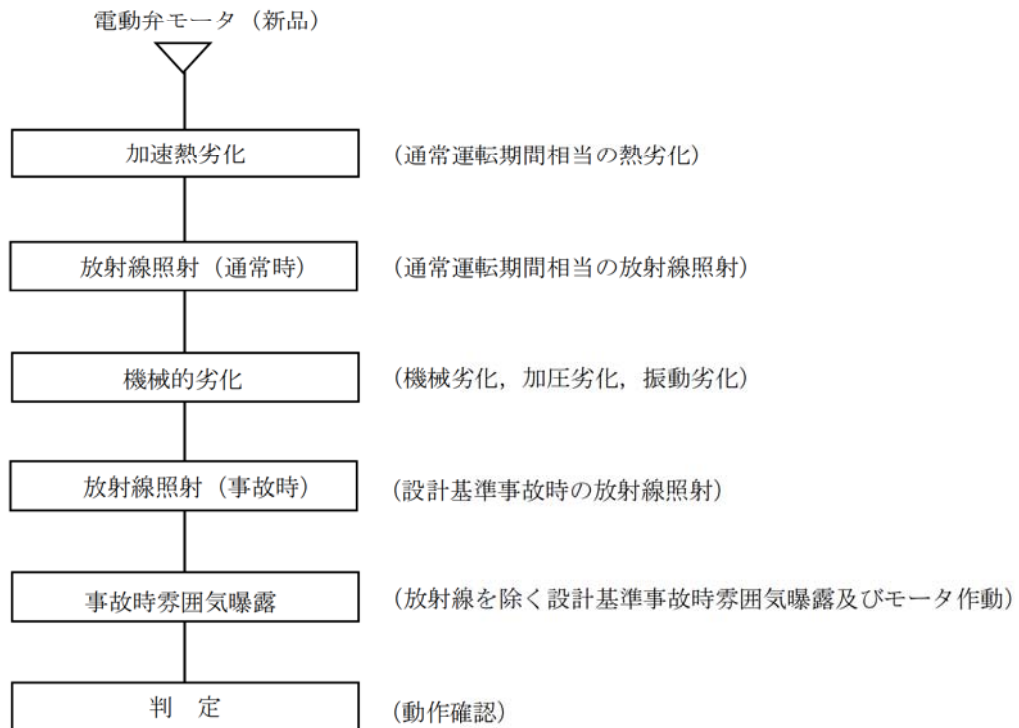


図 1.1 電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器内）

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。

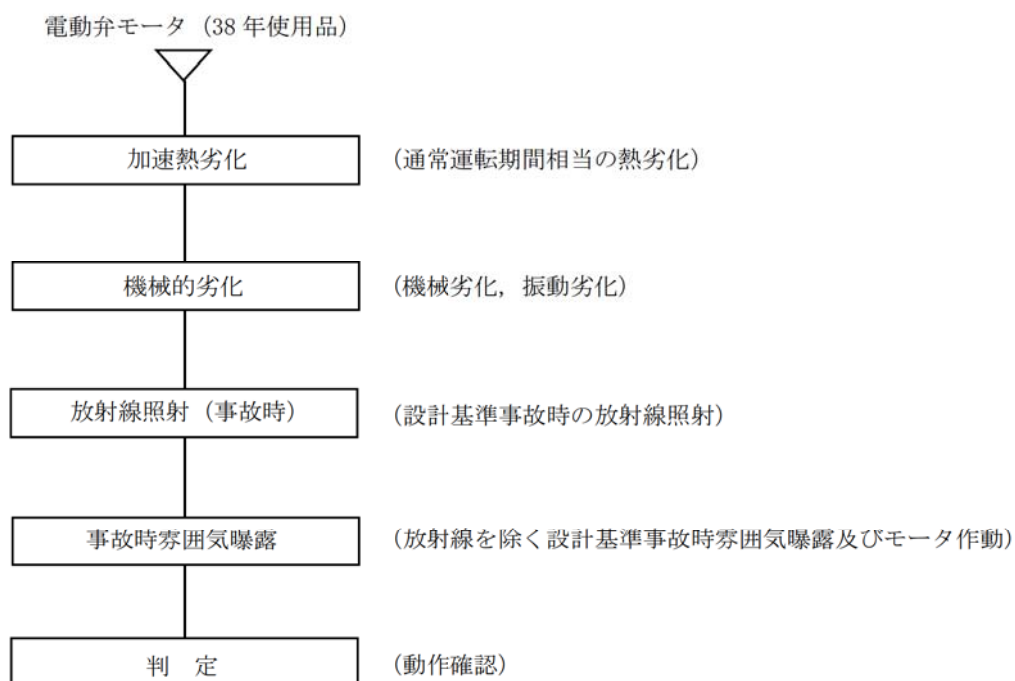


図 2. 1 電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器外/原子炉建屋）

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℃×385時間	原子炉建屋内の周囲最高温度 40.0℃ ^{*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℃ 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℃ ^{*2} 、最高圧力 0.001744 MPa ^{*2} 及び重大事故等時の最高温度 100℃ ^{*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ーンゴム）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。

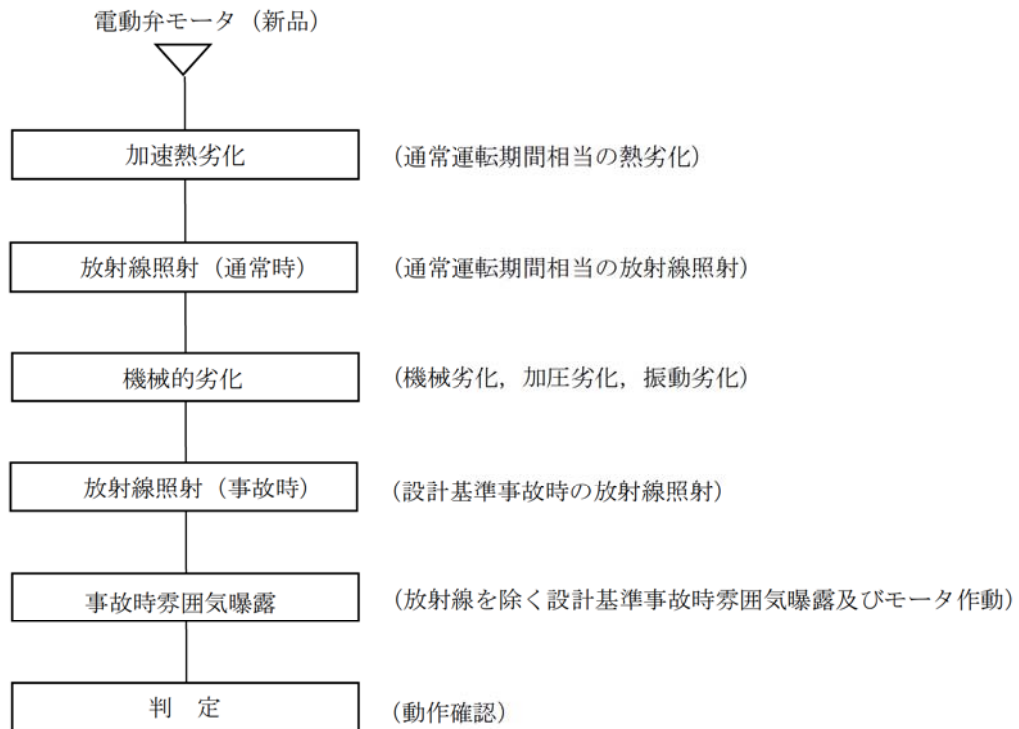


図 2.2 電動弁モータの長期健全性試験手順（原子炉格納容器内）

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。

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える。

(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の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	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。 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。 【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： 【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： 【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。 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。 以 上

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	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。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー ① 電動弁モータ（固定子コイル／電磁ブレーキコイル） t_1 : 実環境年数 : 60 年（527, 147 時間） t_2 : 加速時間 : 1, 740 時間 T_1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T_2 : 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: [cal/mol] （ポリアミドイミド/メーカー提示値） ② 電動弁モータ（口出線） t_1 : 実環境年数 : 100 年以上（10, 194, 721 時間） t_2 : 加速時間 : 1, 740 時間 T_1 : 実環境温度 : 338.6 [K] (=65.6 °C) T_2 : 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: [cal/mol] （シリコンゴム/メーカー提示値） 以 上

タイトル	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
説明	【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。 【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。 以 上

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	長期健全性試験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。 【原子炉格納容器内】 ① 固定子コイル／ブレイキコイル <table><tr><th></th><th>条件</th><th>93.3℃換算時間</th><th>合計</th></tr><tr><td rowspan="2">事故時雰囲気 曝露試験条件</td><td rowspan="7"></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>21,290 時間</td><td rowspan="4">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>2,376 時間</td></tr><tr><td>重大 事故等時条件</td><td>7,512 時間</td><td>7,512 時間 (0.9 年)</td></tr></table> 活性化エネルギー： [cal/mol] (ポリアミドイミド/メーカー提示値)		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	21,290 時間	31,671 時間 (3.7 年)	7,362 時間	643 時間	2,376 時間	重大 事故等時条件	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																
21,290 時間		31,671 時間 (3.7 年)																
7,362 時間																		
643 時間																		
2,376 時間																		
重大 事故等時条件		7,512 時間	7,512 時間 (0.9 年)															

説 明

② 口出線

	条件	93.3℃換算時間	合計
事故時雰囲気 曝露試験条件		7,307,160 時間	7,376,879 時間 (100 年以上)
		69,719 時間	
2,111,927 時間		2,539,476 時間 (100 年以上)	
421,077 時間			
4,096 時間			
2,376 時間			
設計基準 事故時条件*1		53,878 時間	53,878 時間 (6.2 年)

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機能要求のある電動弁の環境条件について																
説 明	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は以下のとおり。 【原子炉格納容器内】 <table><tr><td></td><td>通常運転時*1</td><td>設計基準事故時*2</td><td>重大事故等時</td></tr><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></table> *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		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 ℃ (最高)	100 ℃ (最高)	100 ℃ (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）】

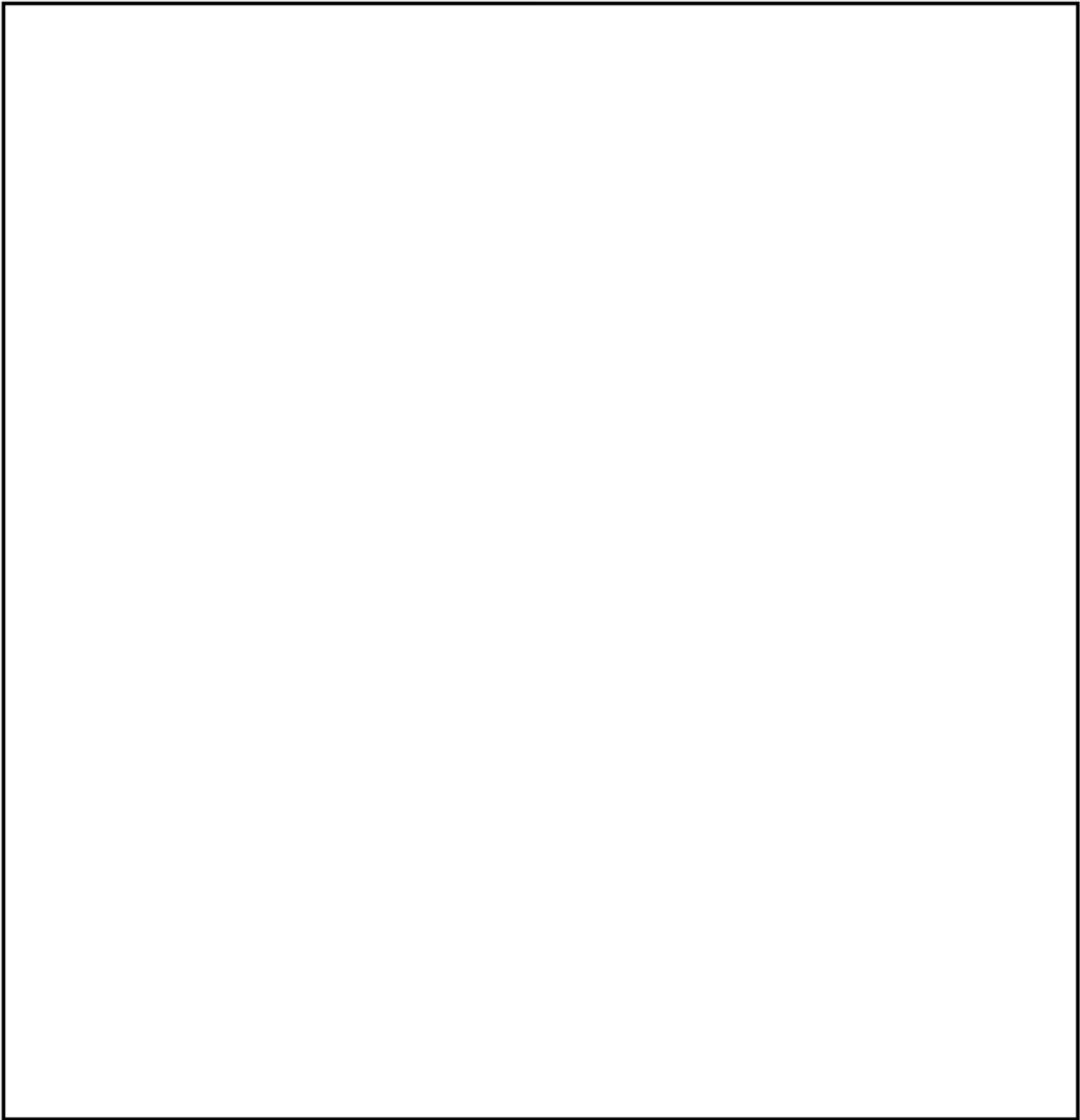
	通常運転時*1	設計基準事故時*2	重大事故等時*3
周囲温度	60 ℃ (最高)	171 ℃ (最高)	171 ℃ (最高)
最高圧力	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa
放射線	0.05 Gy/h (最大)	450 Gy (最大積算値)	100 kGy (最大積算値)

*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

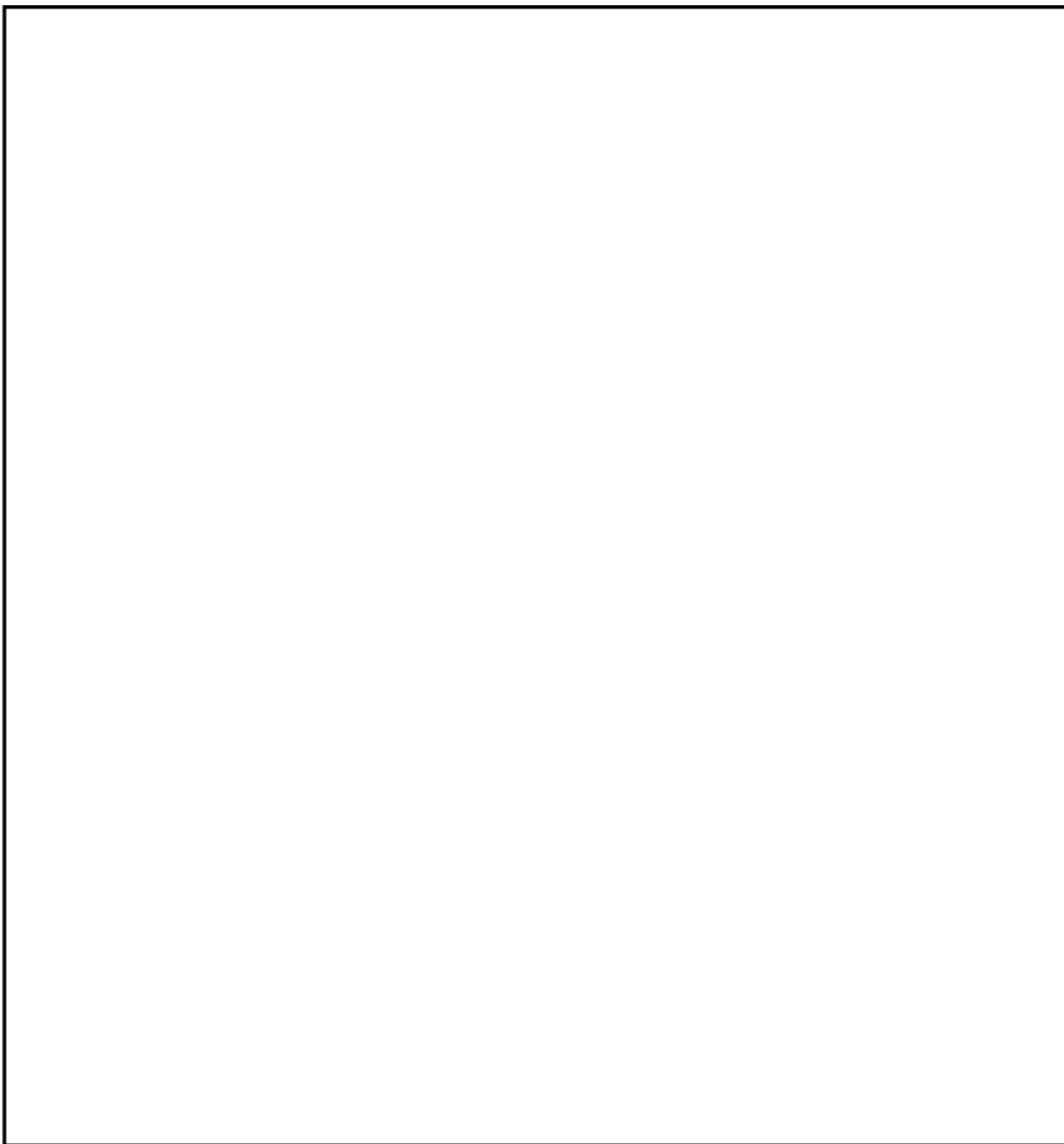
*3：重大事故等時における原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の環境条件解析値

以 上

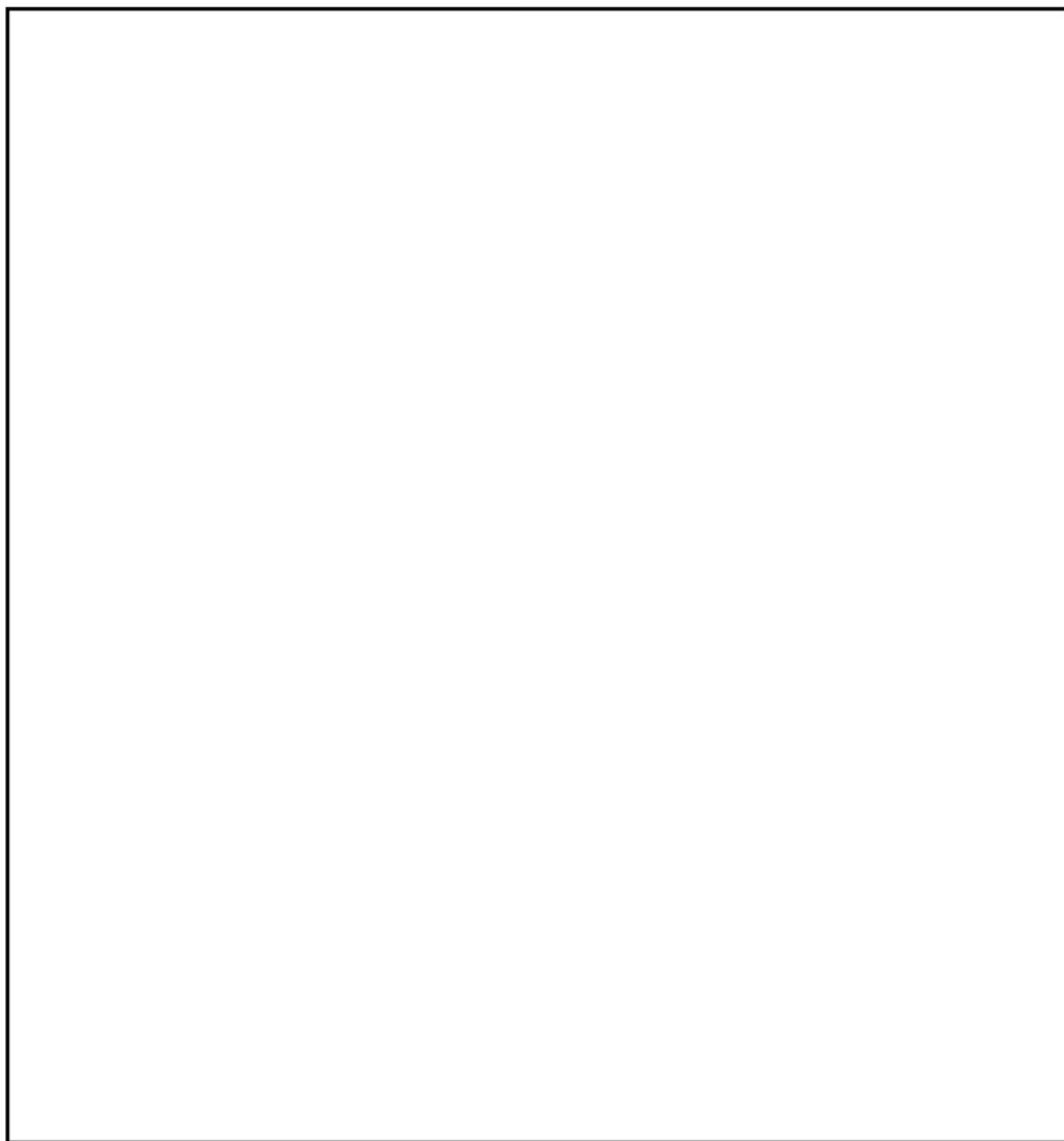


電動弁配置図 R/B 地下 2F (EL. - 4.00 m)

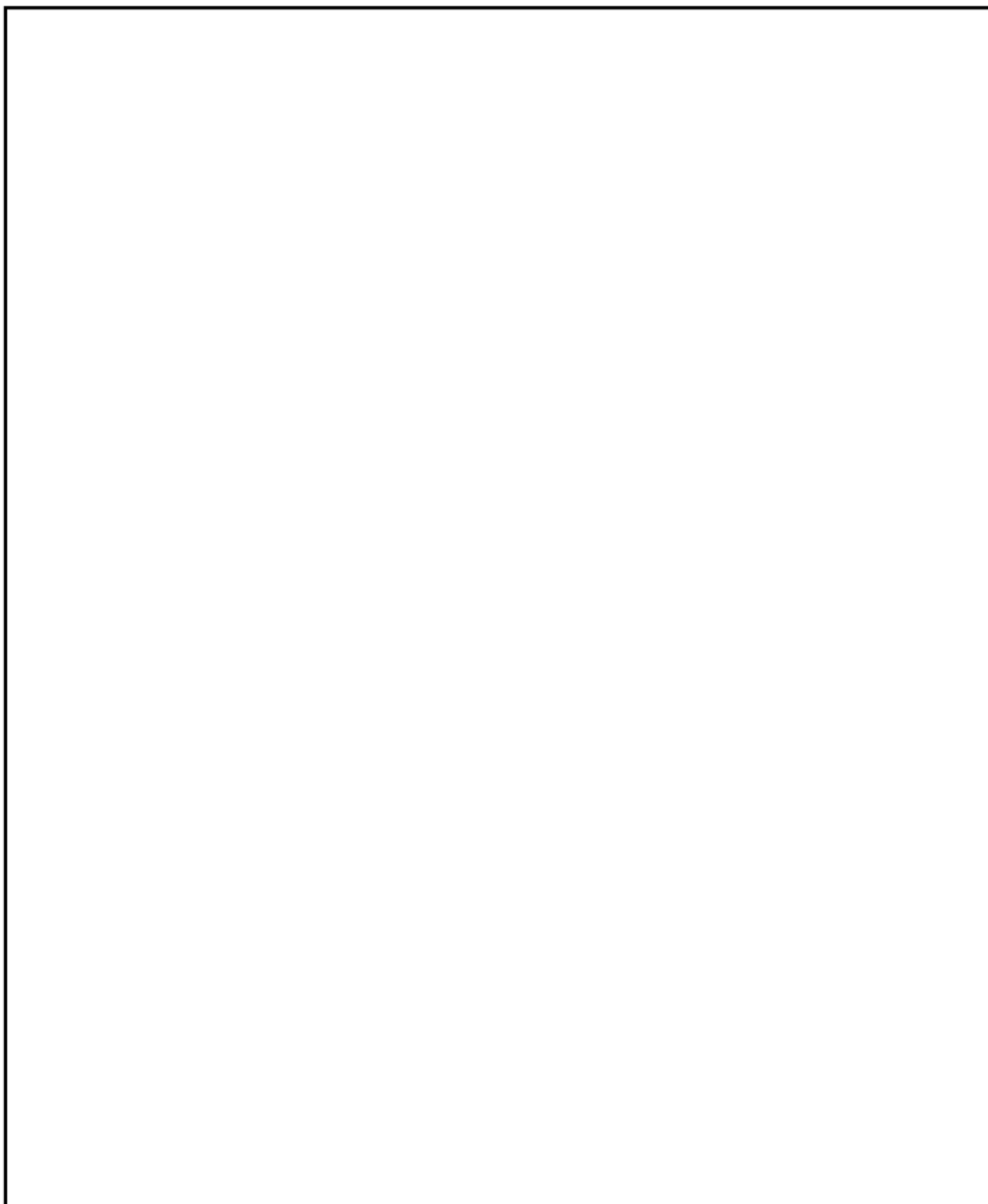
● : 設計基準事故時動作要求のある電動弁



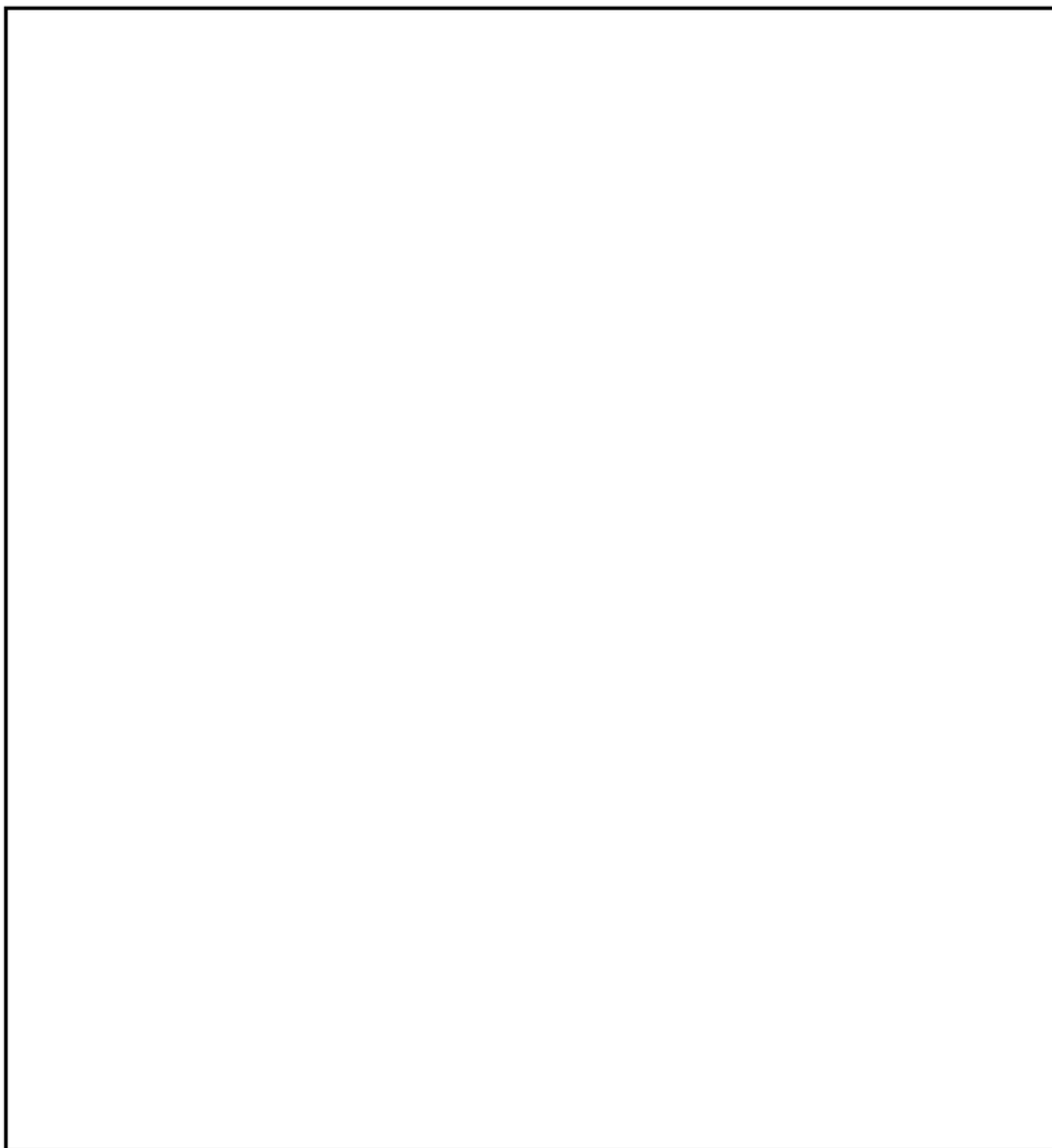
電動弁配置図 R/B 地下 1F (EL. 2.00 m)



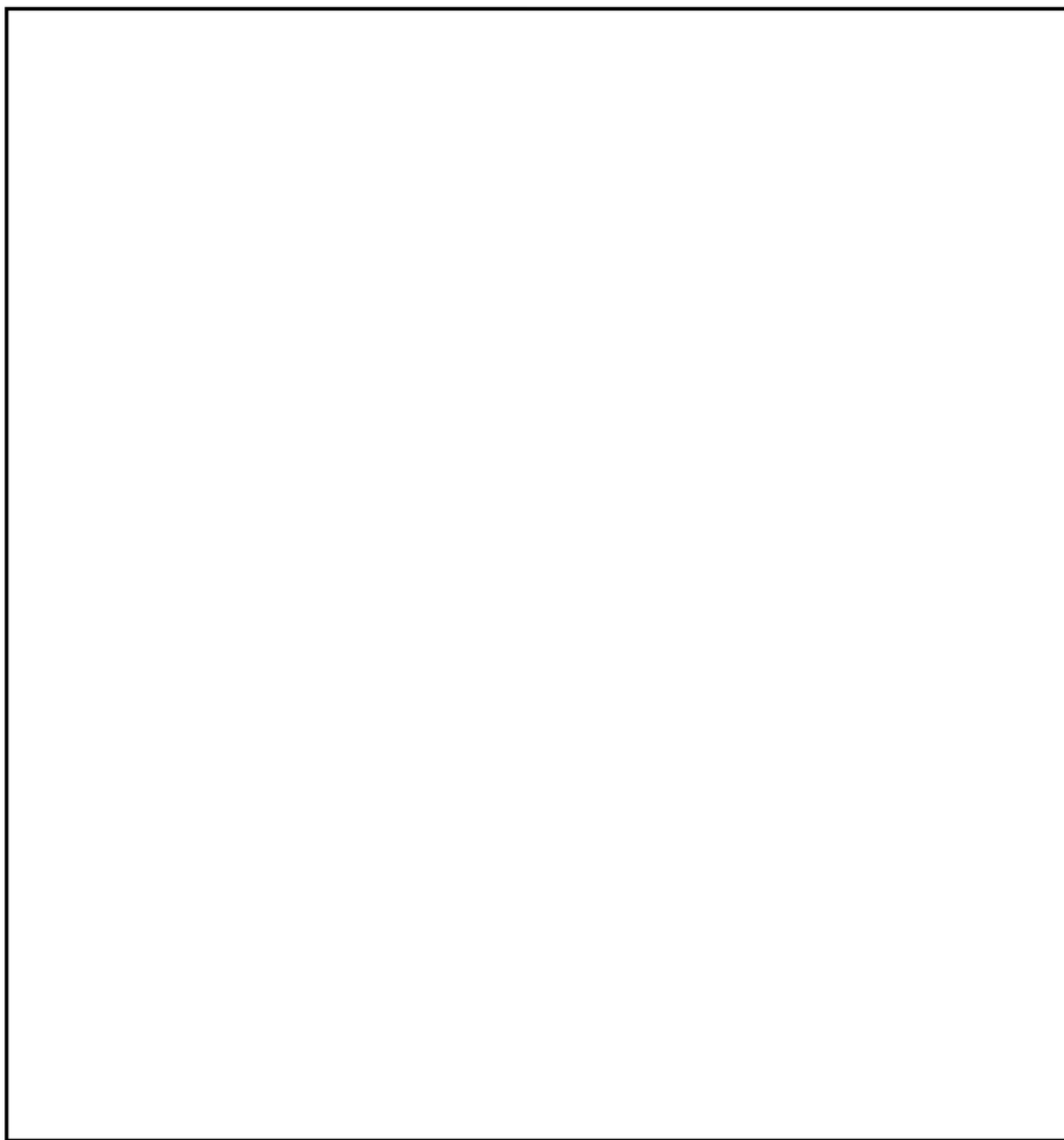
電動弁配置図 R/B 1F (EL. 8.20 m)



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	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。 $\ln t_2 - \ln t_1 = \frac{E}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1} \right)$ t_1 : 実環境年数 t_2 : 加速時間 T_1 : 実環境温度 T_2 : 加速温度 R : 気体定数 E : 活性化エネルギー ① 電動弁モータ（原子炉建屋 固定子コイル） t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (5, 451, 912 時間) t_2 : 加速時間 : 385 時間 T_1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40 °C) T_2 : 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: [cal/mol] (ポリエステル/メーカー提示値) ② 電動弁モータ（原子炉建屋 口出線） t_1 : 実環境年数 : 100 年以上 (2.04×10^9 時間) t_2 : 加速時間 : 385 時間 T_1 : 実環境温度 : 313 [K] (=40 °C) T_2 : 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: [cal/mol] (シリコンゴム/メーカー提示値)

説 明	③ 電動弁モータ（原子炉建屋 電磁ブレーキコイル） t1：実環境年数：100 年以上（10,325,913 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： [cal/mol] （ポリアミドイミド/メーカー提示値） 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） t1：実環境年数：100 年以上（1,325,182 時間） t2：加速時間：1,740 時間 T1：実環境温度：333 [K]（=60.0 °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： [cal/mol] （ポリアミドイミド/メーカー提示値） ⑤ 電動弁モータ（主蒸気トンネル室 口出線） t1：実環境年数：100 年以上（41,330,689 時間） t2：加速時間：1,740 時間 T1：実環境温度：333 [K]（=60.0 °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： [cal/mol] （シリコーンゴム/メーカー提示値） 以 上
-----	---

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	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。 【原子炉建屋】 ① 固定子コイル <table border="1"> <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> 活性化エネルギー: [cal/mol] (ポリエステル/メーカー提示値) ② 電磁ブレーキコイル <table border="1"> <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> 活性化エネルギー: [cal/mol] (ポリアミドイミド/メーカー提示値)		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/メーカー提示値)

*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/メーカー提示値)

説 明

② 口出線

	条件	65.6℃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	
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（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	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。 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。 <table><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><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></table> 以 上		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	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。 [取替電動弁] <table><tr><th>取替電動弁</th><th>実施年</th><th>実施理由</th></tr><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></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	○	○	
		低圧代替注水系原子炉注水流量	重	R/B 2F R/B 3F	—	○	
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	重	R/B B1F R/B 3F	—	○	
		低圧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）

伝送器について設置場所の環境条件に基づき、4つのグループに分類する。分類した結果を表2に、グループ毎の温度環境条件を表3に、放射線環境条件を表4に示す。

表2 計測装置の伝送器設置場所に基づくグループ分類

分類	設置場所	対象計測装置
グループ1	RHR-C ポンプ室	サプレッション・プール水位
グループ2	LPCS ポンプ室	サプレッション・プール水位
グループ3	RCIC ポンプ室	RCIC 系統流量
グループ4	R/B 一般エリア	RHR ポンプ吐出圧力, LPCS ポンプ吐出圧力, 原子炉圧力, 格納容器圧力, 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力, 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力, 主蒸気管流量, FCS 入口ガス流量, RHR 系統流量, LPCS 系統流量, HPCS 系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部注水流量, 原子炉水位

表3 温度環境条件

分類	温度環境条件			環境条件が最も厳しいグループ
	通常運転時 (温度)	設計基準事故時 (温度×時間)	重大事故等時 (温度×時間)	
グループ1	40.0 °C (65.6 °C)*1	100 °C×6 時間 65.6 °C×2,394 時間 (~100 日)	100 °C×2 時間 65.6 °C×166 時間	○
グループ2		100 °C×6 時間 65.6 °C×6 時間 48.9 °C×2,388 時間 (~100 日)		
グループ3		100 °C×6 時間 65.6 °C×6 時間	100 °C×2 時間*2 65.6 °C×10 時間*2	
グループ4	40.0 °C	100 °C×6 時間 65.6 °C×2,394 時間 (~100 日)	100 °C×2 時間 65.6 °C×166 時間	

*1：系統運転中の設計値

*2：重大事故等時における RCIC の機能要求時間 8 時間に対し、保守的に 12 時間として記載

表 4 放射線環境条件

分類	放射線環境条件			環境条件が最も厳しいグループ
	通常運転時 (最大)	設計基準事故時 (最大積算値)	重大事故等時 (最大積算値)	
グループ 1	1.5×10^{-4} Gy/h (3.0×10^{-4} Gy/h)*3	4.5×10^2 Gy	1.7×10^3 Gy	○
グループ 2				
グループ 3	1.5×10^{-4} Gy/h (2.00×10^{-3} Gy/h)*3	19 Gy	$< 1.7 \times 10^3$ Gy*4	
グループ 4	1.0×10^{-5} Gy/h	1.7×10^3 Gy	1.7×10^3 Gy	

*3：系統運転中の設計値

*4：重大事故等時における RCIC の機能要求時間は 8 時間であり，最大積算値は 168 時間当たりの積算線量 1.7×10^3 Gy を下回る

環境条件が最も厳しいグループ 1 の伝送器について，取替周期及び根拠を表 5 に，事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 6 に，事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表 7 に示す。

表 5 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> ・ $95^\circ\text{C} \times 4,800$ 時間のエージング →アレニウス換算 eV*5，平常時 40°C*6，定期試験時 65.6°C*6) で 20 年以上相当*7 と評価 <放射線照射> ・ 積算線量 $1,917.8$ Gy (10.3 Gy/h $\times 186.2$ h) →RHR-C ポンプ室で想定される積算線量 $1,726.5$ Gy (20 年間の通常運転時積算線量 26.5 Gy に重大事故等時積算線量 1.7 kGy を加えた線量) を包絡

*5：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)

*6：原子炉建屋地下 2 階 RHR-C ポンプ室の設計値

*7： 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 $\times 12$ 回，プラント停止時運転約 12 時間 $\times 1$ 回を包絡)

・ $95^\circ\text{C} \times 4,500$ 時間は， 40°C ($8,720$ 時間/年) $\times 89$ 年に相当

・ $95^\circ\text{C} \times 300$ 時間は， 65.6°C (40 時間/年) $\times 95$ 年に相当

表 6 事故時雰囲気曝露試験の包絡性

	条件（温度×時間）	65℃換算*8	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*9		121 時間	2,655 時間
		2,534 時間	
重大事故等時 包絡条件*9		41 時間	217 時間
		176 時間	

*8：活性化エネルギー eV (kcal/mol) での換算値

*9：表 3 に示す温度環境条件を全て包絡する条件

表 7 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 %*10 - 計器調整範囲内であること*11	良

*10：(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

*11：判定基準はメーカ基準値に基づく

以上の通り、事故時雰囲気曝露試験の試験条件は、実機的设计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 8 に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 9 に、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表 10 に示す。

表 8 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 (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 9 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		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 10 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	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。

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 11 に，事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 12 に，事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表 13-1 及び表 13-2 に示す。

表 11 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
15 年以内	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) <加速熱劣化> ・ 105 °C × 1,448 時間のエージング → アレニウス換算 ($\square \text{ kcal/mol}^{*1}$, 65.6 °C^{*2}) で 17.2 年相当と評価 <放射線照射> ・ 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 2.7×10^2 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 2.6×10^2 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 12 事故時雰囲気暴露試験の包絡性

	条件（温度×時間）	65℃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	
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 13-1 事故時雰囲気暴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 MΩ 以上 ^{*4}	良
熱起電力測定	±1℃又は±測定温度の絶対値×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 13-2 事故時雰囲気暴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 MΩ 以上 ^{*6}	良
特性試験	± (0.3℃+測定温度の絶対値×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 14 に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 15 に、事故時雰囲気曝露試験中の健全性確認試験結果を表 16 に示す。

表 14 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） →原子炉建屋 3 階で想定される積算線量約 1.7 kGy（14 年間の通常運転時積算線量 1.3 Gy に設計基準事故時積算線量又は重大事故等時積算線量 1.7 kGy を加えた線量）を包絡

*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

表 15 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		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 ^{*4}		27 時間	38 時間
		11 時間	

*3：活性化エネルギー eV（ kcal/mol）での換算値

*4：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 16 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*5	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

*5：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 17 に，事故時雰囲気暴露試験の包絡性を表 18 に，事故時雰囲気暴露試験後の健全性確認試験結果を表 19 に示す。

表 17 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 時間のエージング ・ 102.2 °C×160 時間の蒸気暴露試験 →アレニウス換算 (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) →原子炉建屋地下 1 階及び 2 階で想定される積算線量約 1.7 kGy (11 年間の通常運転時積算線量 0.96 Gy に重大事故等時積算線量 1.7 kGy を加えた線量) を包絡

*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

表 18 事故時雰囲気暴露試験の包絡性

	条件（温度×時間）	65.6℃換算*3	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
32 時間		198 時間	
166 時間			
重大事故等時 包絡条件			

*3：活性化エネルギー eV（ kcal/mol）での換算値

表 19 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	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±5 %	良

*4：判定基準はメーカー基準値に基づく

以上の通り、事故時雰囲気暴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、事故時雰囲気暴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 20 に、事故時雰囲気曝露試験の包絡性を表 21 に、事故時雰囲気曝露試験後の健全性確認試験結果を表 22 に示す。

表 20 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 21 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 22 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。

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 23 に，健全性確認試験結果を表 24-1 及び表 24-2 に示す。

表 23 取替周期及び根拠

取替周期	根拠
□年以内	型式認証試験結果 <熱負荷> ・□℃×□日間の運転が可能 ・□℃×□日間の運転が可能 →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 <放射線照射> ・積算線量□kGy 以上 →原子炉建屋 2 階及び 3 階で想定される重大事故等時積算線量 1.7 kGy を包絡
	メーカー推奨取替周期 ・□年 →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}，□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。

*1：計測装置を断熱材で囲う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 24-1 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 24-2 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	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。 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。 [原子炉格納容器内ケーブル] <table><tr><th>対象設備</th><th>評価期間</th><th>備考</th></tr><tr><td>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>28 年</td><td>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>難燃 CPN ケーブル</td><td>14 年 ～27 年*</td><td>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>難燃 PN ケーブル 難燃 CPN ケーブル</td><td>15 年</td><td>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>難燃 CPN-SLA ケーブル 難燃 PN-PSLATX-GR ケーブル</td><td>30 年</td><td>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>難燃 CPN ケーブル</td><td>3～14 年*</td><td>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></table> *：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。 [同軸ケーブル] <table><tr><th>対象設備</th><th>評価期間</th><th>備考</th></tr><tr><td>難燃一重同軸ケーブル（絶縁体が架橋ポリエチレン）</td><td>30 年</td><td>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>難燃六重同軸ケーブル</td><td>30 年</td><td>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></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	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。 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。 以 上

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グ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	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。 以 上

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		1C	HPCS:65M RHR-S:52M		
			直流吸収試験					
	交流電流試験							
	誘電正接試験							
	高圧炉心スプレイ系 ポンプモータ		部分放電試験					
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	絶縁抵抗測定		1C			
	非常用ディーゼル発電機冷 却系海水ポンプモータ							
	原子炉冷却材浄化系ろ過脱 塩器保持ポンプモータ							
電気弁ネトレーション	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		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	
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:104M 簡易:4C 開閉:1C	点検頻度に記載 の周期は代表機 器
	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			HPCS:65M RHR-S:52M		
			漏れ電流試験					
			正極指数試験					
			三相不平衡率試験					

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			
	電動弁コネクタ					
	同軸コネクタ (中性子束計測用)					
	スプライス接続					
高圧閉鎖配電盤	非常用 M/C	主回路導体支持碍子	絶縁抵抗測定			
		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			
		変圧器コイル 冷却ファンモータ固定子コイル及び口出線・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 計器用変圧器コイル	絶縁抵抗測定			
		支持碍子	絶縁抵抗測定			
コントロールセンタ	480 V 非常用 MCC	変圧器コイル 制御用変圧器コイル 計器用変圧器コイル	絶縁抵抗測定			
		水平母線・垂直母線サポート 断路部取付台				
					4C	

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	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。 以 上

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)	・製造試験に合格していること。	×	・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	・導体は，部分放電（コロナ）試験を行うこと。	×	・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	・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。	×	・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。
4	6. 4. 8 劣化試験 (1) 輸送保管時模擬試験	・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。	×	・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。 輸送及び保管中の温度はほぼ常温と考えられ，厳しい環境条件に曝されることはないため，劣化への影響は非常に小さいと考えられる。輸送中の振動に対しても梱包をしており劣化への影響は非常に小さいと考えられる。
	(2) 現地溶接模擬試験	・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。	×	・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 (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	・運転サイクルを模擬し，温度変化が 55 ℃以上で 120 サイクル行うこと。	○	・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	・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。	○	・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	・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。	○	・No. 4 6. 4. 8 (3)に記載した理由により，順序が異なる。
	—	・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。	×	・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える。
5	6. 4. 9 過負荷電流試験	・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。	×	・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	・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。	×	・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	- 設計使用条件に裕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。	○	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	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。	×	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	- 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。	○	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	- 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。	×	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	・ 初期データについて採取を行うこと。	×	・ 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	・ 280 ℉ (138 ℃) まで加熱し、次の表から選択した時間、温度を維持して、通常熱劣化模擬を行う。 <table border="1"><tr><td>104 ℉(40 ℃)での 認定寿命(年)</td><td>280 ℉(138 ℃)での 加速劣化時間(時間)</td></tr><tr><td>10</td><td>100</td></tr><tr><td>20</td><td>150</td></tr><tr><td>40</td><td>300</td></tr></table> この表は、予想される通常使用時の周囲温度が 104 ℉ (40 ℃) の場合に適用される。 ・ 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 ℉(40 ℃)での 認定寿命(年)	280 ℉(138 ℃)での 加速劣化時間(時間)	10	100	20	150	40	300	○	・ 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 ℉(40 ℃)での 認定寿命(年)	280 ℉(138 ℃)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	・ 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。	○	・ 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：PCV 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。								

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	・ 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。	○	- 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	・ 設置寿命中に予想される線量に曝すものとする。	○	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	・ 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。 ・ 各直交軸に沿って 90 分の振動を印加するものとする。 ・ 15 分毎に模擬負荷を掛けた状態で運転を行うこと。	○	- 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	・ 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。	×	- 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

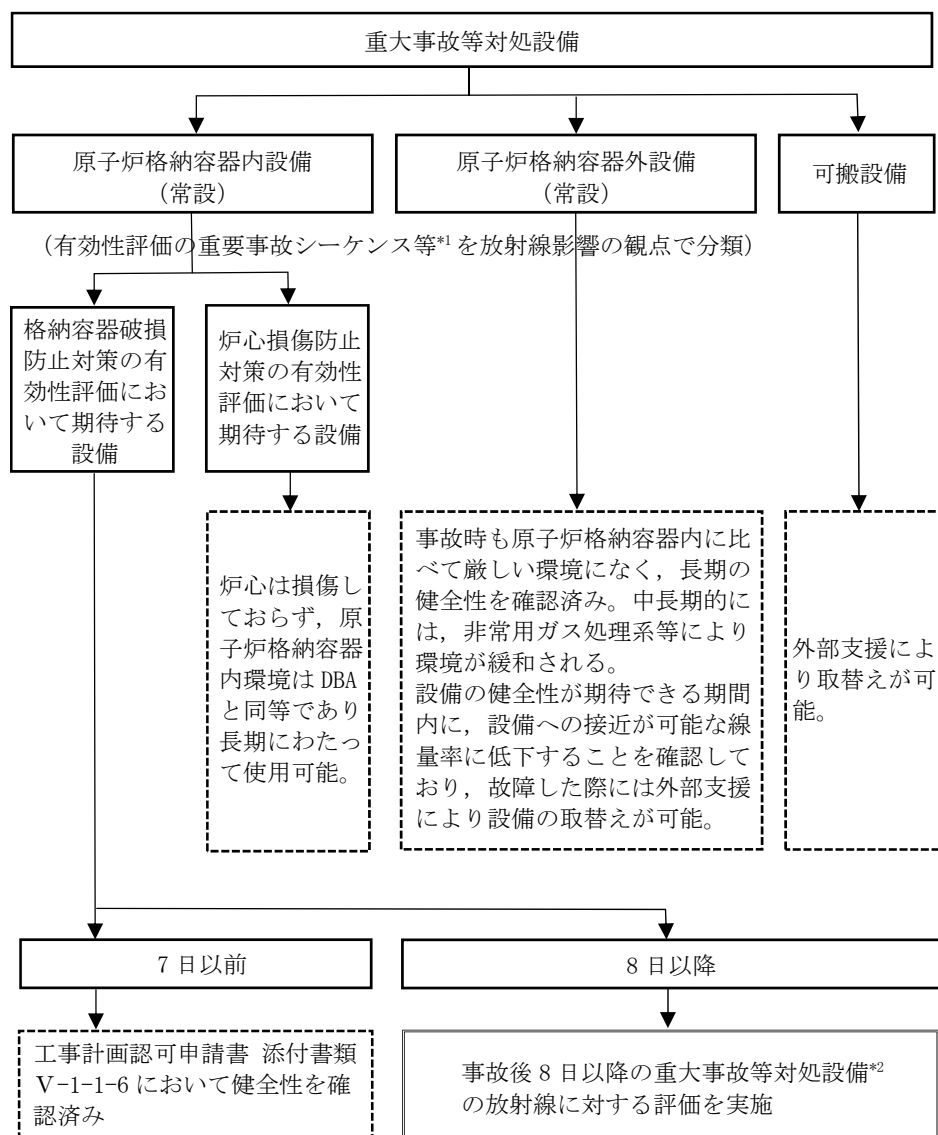
No.	IEEE Std. 382-1996		長期健全性試験 実施有無 (○：有，×：無)	IEEE の試験項目に対して， 長期健全性試験で実施していない理由等
	試験項目	試験内容の概要		
8	6.3.2 g) 設計基準事象放射線曝露試験	・ 駆動部を，設計基準事象中及び設計基準事象以降，安全関連機能を果たす必要がなくなる時までに駆動部が受けると予想される線量に曝すものとする。	○	—
9	6.3.2 h) 設計基準事象環境試験	・ 設計基準事象環境の温度，圧力，湿度，またはスプレー環境において運転させることとする。 ・ 駆動部を定格負荷条件で運転させることとする。	○	・ 本試験は，設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での運転を確認している。
10	6.3.2 i) 機能試験	・ 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	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 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。 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。 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。

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	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 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。 ① 格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度） ② 格納容器下部水位 4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価 ① 格納容器内温度（ドライウエル雰囲気温度） 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。 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。 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ブプレッション・チェンバ圧力）による推定が可能である。 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。 ② 格納容器下部水位 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。 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。
-----	--

説 明

低压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 of 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压代替注水系格納槽及び常設代替高压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、**低压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 of 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。

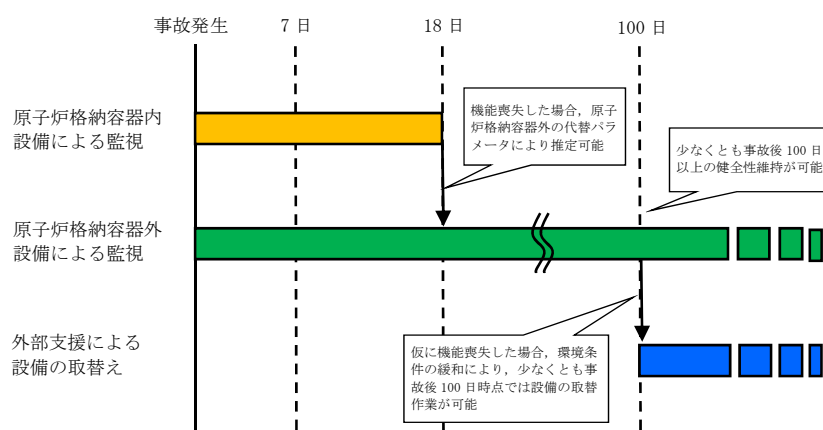


図 1 長期的な監視機能維持の概念図

説 明	5. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価の算出根拠 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。 ○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。 ▼算出根拠 $(\textcircled{1}1,000 \text{ kGy} - \textcircled{2}7 \text{ kGy} - \textcircled{3}640 \text{ kGy}) \div \textcircled{4}31.2 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = 18 \text{ 日}$ 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} *1：8 日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。 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。
-----	---

説 明

6. 信号回路の事故後 8 日以降の放射線に対する評価

格納容器内温度（ドライウェル雰囲気温度）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。

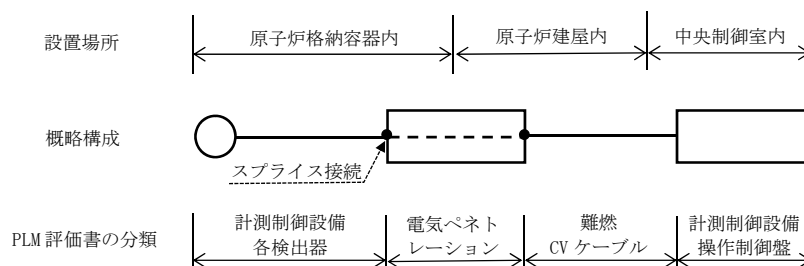


図 2 概略構成図

信号回路にある**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**（ドライウェル雰囲気温度）、**格納容器下部水位**の信号回路にある**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	○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。 ▼算出根拠 $(\text{①}800 \text{ kGy} - \text{②}7 \text{ kGy} - \text{③}640 \text{ kGy}) \div \text{④}31.2 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = 11 \text{ 日}$ 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} *1：8 日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。 ○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。 ▼算出根拠 $(\text{①}500 \text{ kGy} - \text{②}1.75 \text{ Gy} - \text{③}15 \text{ kGy}) \div \text{④}2.2 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = 226 \text{ 日}$ 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} *1：8 日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。 以 上
------------	---