

5. ケーブル接続部

[対象ケーブル接続部]

- ① 端子台接続
- ② 端子接続
- ③ 電動弁コネクタ接続
- ④ 同軸コネクタ接続（中性子計測用）
- ⑤ 同軸コネクタ接続（放射線計測用）
- ⑥ スプライス接続

目次

1. 対象機器及び代表機器の選定.....	5-1
1.1 グループ化の考え方及び結果.....	5-1
1.2 代表機器の選定.....	5-1
2. 代表機器の技術評価.....	5-3
2.1 構造, 材料及び使用条件.....	5-3
2.1.1 端子台接続 (原子炉格納容器内)	5-3
2.1.2 電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器内)	5-6
2.1.3 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)	5-9
2.1.4 スプライス接続 (原子炉格納容器内)	5-12
2.2 経年劣化事象の抽出.....	5-14
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	5-14
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	5-14
2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	5-16
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	5-22
3. 代表機器以外への展開.....	5-38
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象.....	5-38
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	5-52

1. 対象機器及び代表機器の選定

東海第二で使用している主要なケーブル接続部の主な仕様を表 1-1 に示す。

これらのケーブル接続部を種類の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

種類を分類基準とし、ケーブル接続部を表 1-1 に示すとおりグループ化する。

1.2 代表機器の選定

表 1-1 に分類されるグループ毎に、重要度及び設置場所等の観点から代表機器を選定する。

(1) 端子接続

このグループには、端子台接続及び端子接続が属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内の端子台接続を代表機器とする。

(2) 電動弁コネクタ接続

このグループには、電動弁コネクタ接続のみが属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内の電動弁コネクタ接続を代表機器とする。

(3) 同軸コネクタ接続

このグループには、同軸コネクタ接続（中性子束計測用）及び同軸コネクタ接続（放射線計測用）が属するが、重要度が高く、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内に設置されているもののうち、構成部品点数が多い同軸コネクタ接続（中性子束計測用）を代表機器とする。

(4) 直ジョイント接続

このグループには、スプライス接続のみが属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内のスプライス接続を代表機器とする。

表 1-1 ケーブル接続部のグループ化及び代表機器の選定

分類基準	種類	名称	絶縁体材料	用途	選定基準			選定理由
					重要度*1	設置場所 原子炉格納容器内 原子炉格納容器外	選定	
端子接続	端子台接続	端子接続	ジアリフタレート樹脂	動力, 制御, 計測	MS-1 重*2	○	◎	重要度 設置場所
			ポリカーボネイト			○		
			ポリフェニレンエーテル樹脂			○		
電動弁コネクタ接続	電動弁コネクタ接続	端子接続	ビニル	動力	MS-1 重*2	○	◎	重要度 設置場所
			ジアリフタレート樹脂			○		
同軸コネクタ接続	同軸コネクタ接続 (中性子束計測用)	同軸コネクタ接続 (中性子束計測用)	ポリエーテルエーテルケトン	計測	MS-1 重*2	○ (13) *3	◎	重要度 設置場所 構成部品点数
			架橋ポリスチレン			○ (10) *3		
			テフロン					
直ジョイント接続	直ジョイント接続	スプライン接続	架橋ポリオレフィン	動力, 制御, 計測	MS-1 重*2	○	◎	重要度 設置場所
						○		

*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち, 最上位の重要度クラスを示す
 *2: 重要度クラスとは別に重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す
 *3: ()内は構成部品点数を示す

2. 代表機器の技術評価

本章では、1章で代表機器とした以下のケーブル接続部について技術評価を実施する。

- ① 端子台接続（原子炉格納容器内）
- ② 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）
- ③ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）
- ④ スプライス接続（原子炉格納容器内）

2.1 構造，材料及び使用条件

2.1.1 端子台接続（原子炉格納容器内）

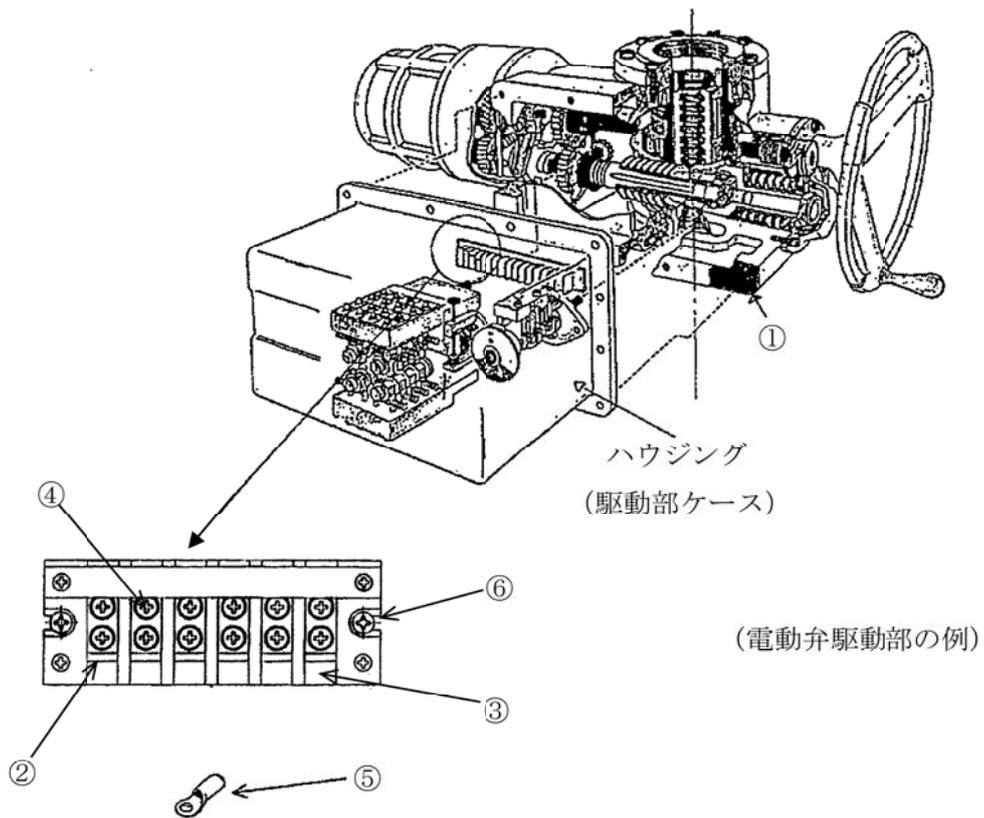
(1) 構造

東海第二の端子台接続（原子炉格納容器内）は、ケーブル接続部をもつ端子板と、それを保持する端子台絶縁部で構成され、このうち絶縁機能は、絶縁部にて保たれている。

東海第二の代表的な端子台接続（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-1 に示す。

(2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的な端子台接続（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料を表 2.1-1 に、使用条件を表 2.1-2 に示す。



No.	部位
①	ガスケット
②	端子板
③	端子台絶縁部
④	端子台ビス
⑤	接続端子
⑥	端子板ビス

図 2.1-1 端子台接続 (原子炉格納容器内) の構造図

表 2.1-1 端子台接続（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	ガスケット	(消耗品)
		端子板	銅合金（ニッケルメッキ）
		端子台絶縁部	ジアリルフタレート樹脂
		端子台ビス	ステンレス鋼
		接続端子	銅合金（すずメッキ）
		端子板ビス	ステンレス鋼

表 2.1-2 端子台接続（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
周囲温度	65.6 °C（最高）*1	171 °C（最高）*1	123 °C（最高）*2
最高圧力*1	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.31 MPa
放射線*1	0.040 Gy/h（最大）	2.6×10 ² kGy （最大積算値）	640 kGy （最大積算値）

*1：原子炉格納容器内における設計値

*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

2.1.2 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）

(1) 構造

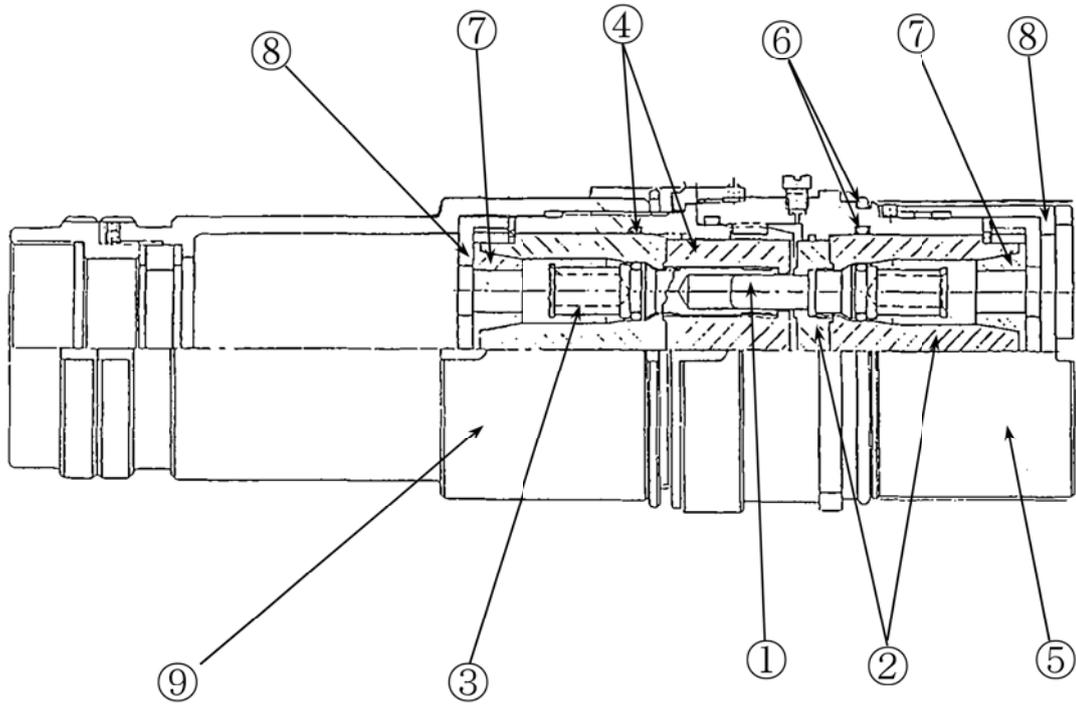
東海第二の電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）は、大別すると、オスコンタクト、オス絶縁部、メスコンタクト、メス絶縁部、レセプタクルシェル、Oリング、シーリングブッシュ、シーリングワッシャ及びプラグシェルで構成され、シーリングブッシュにより絶縁部への湿分等の浸入を防止している。

電動弁コネクタ接続の絶縁機能は、オス絶縁部及びメス絶縁部で保っている。

東海第二の代表的な電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-2 に示す。

(2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的な電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料を表 2.1-3 に、使用条件を表 2.1-4 に示す。



No.	部位
①	オスコンタクト
②	オス絶縁部
③	メスコンタクト
④	メス絶縁部
⑤	レセプタクルシェル
⑥	Oリング
⑦	シーリングブッシュ
⑧	シーリングワッシャ
⑨	プラグシェル

図 2.1-2 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の構造図

表 2.1-3 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	オスコンタクト	銅合金（金メッキ）
		オス絶縁部	ジアリルフタレート樹脂
		メスコンタクト	銅合金（金メッキ）
		メス絶縁部	ジアリルフタレート樹脂
		レセプタクルシェル	銅合金（ニッケルメッキ）
		Oリング	（消耗品）
		シーリングブッシュ	エチレンプロピレンゴム
		シーリングワッシャ	銅合金（ニッケルメッキ）
		プラグシェル	銅合金（ニッケルメッキ）

表 2.1-4 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時
設置場所	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*	0.040 Gy/h（最大）	2.6×10 ² kGy （最大積算値）

*：原子炉格納容器内における設計値

2.1.3 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）

(1) 構造

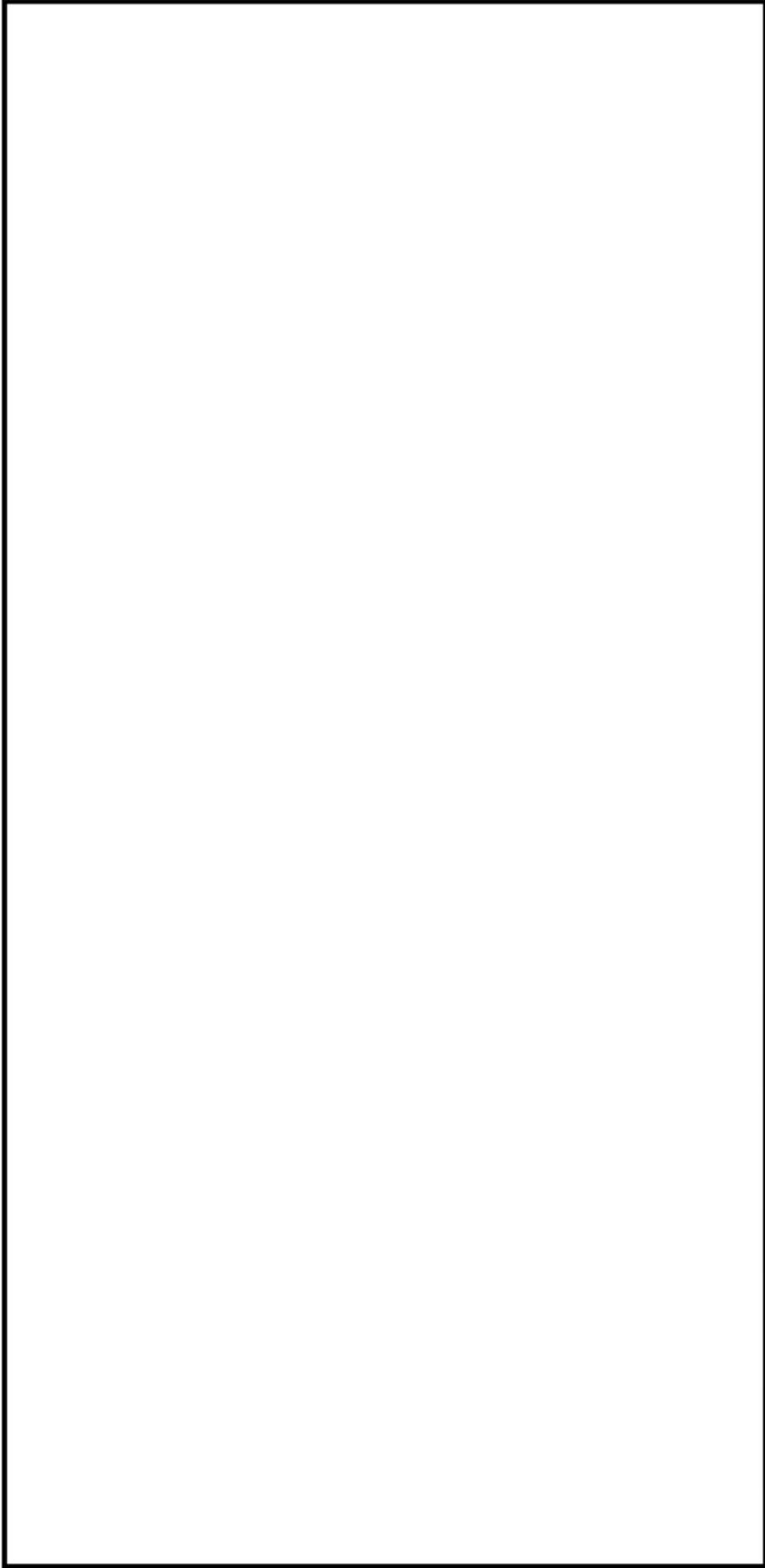
東海第二の同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）は、



東海第二の代表的な同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-3 に示す。

(2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的な同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料を表 2.1-5 に、使用条件を表 2.1-6 に示す。



No.	部 位	No.	部 位	No.	部 位
①		⑥		⑪	
②		⑦		⑫	
③		⑧		⑬	
④		⑨			
⑤		⑩			

図 2.1-3 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の構造図

表 2.1-5 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
電力・信号伝達機能の確保	信号伝達		

表 2.1-6 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
周囲温度	60 °C（最高）*1	171 °C（最高）*2	115 °C（最高）*2
最高圧力*2	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.194MPa
放射線	0.072 Gy/h*2 （最大）	26 kGy*3 （最大積算値）	26 kGy*4 （最大積算値）

*1：原子炉格納容器内での同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）周囲最高温度（約 56°C）に余裕を加えた温度として設定した

*2：原子炉格納容器内における設計値

*3：設計基準事故時において未臨界達成に要する時間に余裕を加えた時間（2 時間）の積算値

*4：重大事故等時において未臨界達成に要する時間に余裕を加えた時間（2 時間）の積算値

2.1.4 スプライス接続（原子炉格納容器内）

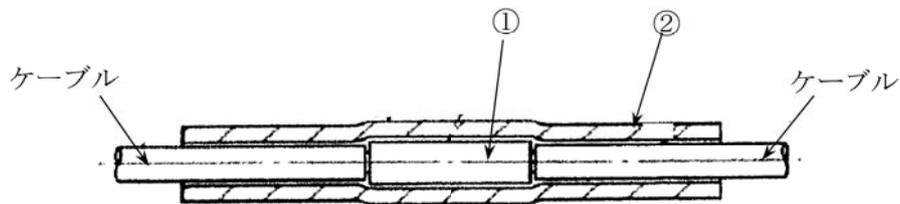
(1) 構造

東海第二のスプライス接続（原子炉格納容器内）は、ケーブル同士をスプライスで圧着接続し、その周囲を熱収縮チューブによりシール及び絶縁を行う構造となっている。

東海第二の代表的なスプライス接続（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-4 に示す。

(2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的なスプライス接続（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料を表 2.1-7 に、使用条件を表 2.1-8 に示す。



No.	部位
①	スプライス
②	熱収縮チューブ

図 2.1-4 スプライス接続（原子炉格納容器内）の構造図

表 2.1-7 スプライス接続（原子炉格納容器内）主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	スプライス	銅合金（すずメッキ）
		熱収縮チューブ	架橋ポリオレフィン

表 2.1-8 スプライス接続（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
周囲温度*	65.6 °C(最高)	171 °C(最高)	235 °C(最高)
最高圧力*	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa
放射線*	0.040 Gy/h (最大)	2.6×10^2 kGy (最大積算値)	640 kGy (最大積算値)

*：原子炉格納容器内における設計値

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機器の機能達成に必要な項目

ケーブル接続部の機能である通電機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

(1) 電力・信号伝達機能の維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

(1) 想定される経年劣化事象の抽出

ケーブル接続部について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（設置場所）及び現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 に示すとおり、想定される経年劣化事象を抽出した（表 2.2-1 で○又は△、▲）。

なお、消耗品及び定期取替品は以下のとおり評価対象外とする。

(2) 消耗品及び定期取替品の扱い

ガスケット、O リング は消耗品であり、設計時に長期使用せず取替を前提としていることから高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち下記①、②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

なお、下記①、②に該当する事象については、2.2.3 項に示すとおり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象として表 2.2-1 で△）

② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外として表 2.2-1 で▲）

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として以下の事象が抽出された(表 2.2-1 で○)。

- a. 絶縁部の絶縁特性低下 [端子台接続 (原子炉格納容器内)]
- b. 絶縁部の絶縁特性低下 [電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器内)]
- c. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)]
- d. 絶縁部の絶縁特性低下 [スプライス接続 (原子炉格納容器内)]

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

a. 端子板及び接続端子の腐食〔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）の端子板及び接続端子は、銅合金であるため腐食が想定されるが、金属表面はメッキが施されている。

端子台はガスケットでシールされたハウジング（駆動部ケース）に収納されているため、湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さく、点検時に目視確認を行い、その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

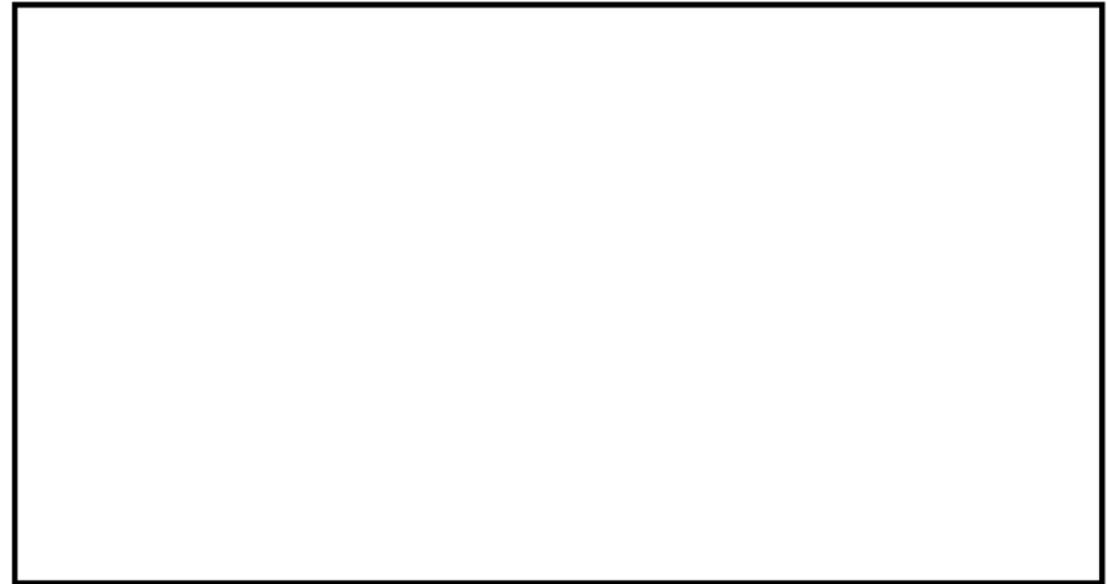
したがって、端子板及び接続端子の腐食は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

b. オスコンタクト、メスコンタクト、レセプタクルシェル、シーリングワッシャ及びプラグシェルの腐食〔電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）〕

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）のオスコンタクト、メスコンタクト、レセプタクルシェル、シーリングワッシャ及びプラグシェルは、銅合金であるため腐食が想定されるが、オスコンタクト及びメスコンタクトはOリング、シーリングワッシャ及びシーリングワッシャにより外気とシールされているため、湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さい。

また、外気に接触するレセプタクルシェル、プラグシェル及びシーリングワッシャの外表面にはメッキが施されており、腐食発生の可能性は小さく、点検時に目視確認を行い、その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって、オスコンタクト、メスコンタクト、レセプタクルシェル、シーリングワッシャ及びプラグシェルの腐食は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。



(2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外）

a. スプライスの腐食 [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）のスプライスは銅合金であり腐食が想定されるが、スプライスはメッキが施されており、熱収縮チューブにて全体を密閉していることから、湿分等の浸入による腐食が発生する可能性はない。

したがって、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考えにくいことから、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

表 2.2-1(1/4) 端子台接続（原子炉格納容器内）に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考		
					減肉	割れ		絶縁	導通	信号		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	心力腐食割れ	絶縁特性低下	導通不良	信号特性変化		
		ガスケット	◎	-									
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	端子板		銅合金（ニッケルメッキ）	△								
		端子台絶縁部		ジアリルフタレート樹脂					○				
		端子台ビス		ステンレス鋼									
		接続端子		銅合金（すずメッキ）	△								
		端子板ビス		ステンレス鋼									

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表 2.2-1(2/4) 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考		
					減肉	割れ		絶縁	導通	信号		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	絶縁特性低下	導通不良	特性変化		
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	オスコンタクト		銅合金（金メッキ）	△								
		オス絶縁部		ジアリルフタレート樹脂					○				
		メスコンタクト		銅合金（金メッキ）	△								
		メス絶縁部		ジアリルフタレート樹脂					○				
		レセプタクルシエル		銅合金（ニッケルメッキ）	△								
		0リング	◎	—									
		シーリングブッシュ		エチレンプロピレンゴム					○				
		シーリングワッシャ		銅合金（ニッケルメッキ）	△								
		プラグシエル		銅合金（ニッケルメッキ）	△								

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表 2.2-1(4/4) スプライス接続（原子炉格納容器内）に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考		
					減肉		割れ		絶縁	導通		信号	その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	心力腐食割れ	絶縁特性低下	導通不良		信号特性変化	
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	スプライス		銅合金（すずメッキ）	▲								
		熱収縮チューブ		架橋ポリオレフィン					○				

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

(1) 絶縁部の絶縁特性低下 [端子台接続 (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

端子台接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部は、有機物のジアリルフタレート樹脂であるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性がある。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-1 に示す。

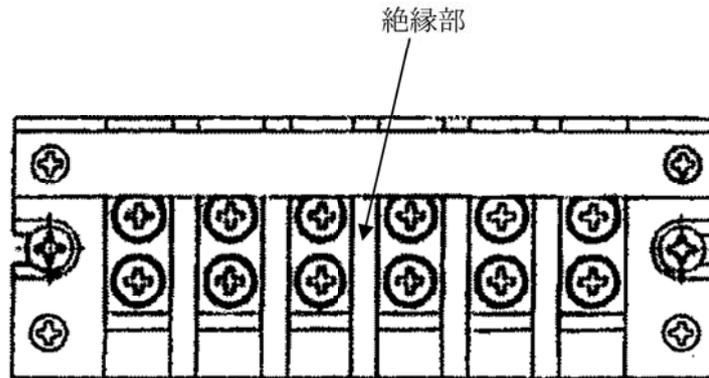


図 2.3-1 端子台接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

端子台接続（原子炉格納容器内）の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、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. 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）及び 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）に準拠して、38年間使用した実機端子台を供試体に、長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の端子台接続（原子炉格納容器内）の健全性を評価した。

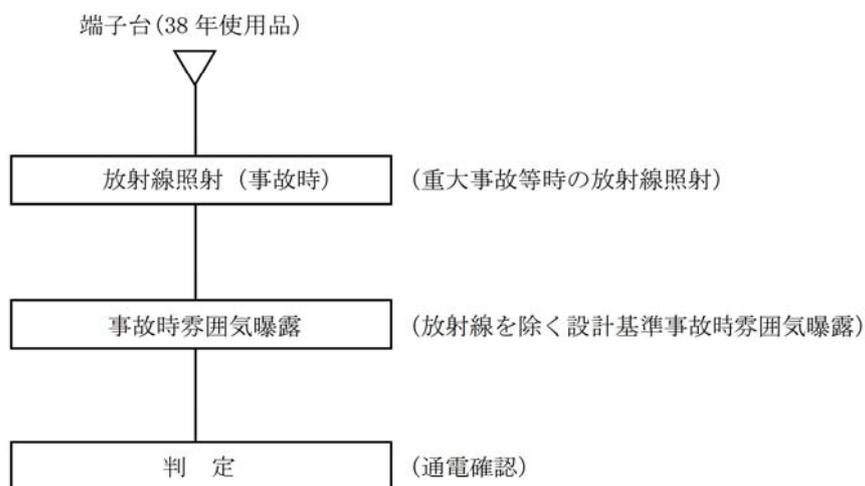


図 2.3-2 端子台接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験手順

図 2.3-2 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-1 に示すとおり、38年間使用した実機端子台に設計基準事故及び重大事故等時雰囲気を想定した使用条件を包絡し、表 2.3-2 に示すとおり、判定基準を満足している。

したがって、端子台接続（原子炉格納容器内）は 38 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性能を維持できると評価する。

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実施する計画としており、長期健全性試験で確認のとれている 38 年間を加えると、端子台接続（原子炉格納容器内）は運転開始後 60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

表 2.3-1 端子台接続（原子炉格納容器内）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 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 ℃，最高圧力 0.31 MPa 及び重大事故等時の最高温度 123 ℃，最高圧力 0.31 MPa を包絡する。

表 2.3-2 端子台接続（原子炉格納容器内）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）の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性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機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性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）の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性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。

c. 高経年化への対応

端子台接続（原子炉格納容器内）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。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特性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。

(2) 絶縁部の絶縁特性低下 [電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

電動弁コネクタ接続のオス絶縁部、メス絶縁部は、シーリングワッシャに支持されたシーリングブッシュにより密閉され、湿分等の浸入が阻止されている。

シーリングブッシュは有機物のエチレンプロピレンゴムであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁部へ湿分等が浸入することで絶縁部の絶縁特性低下を起こす可能性がある。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位及び密閉部位を図 2.3-3 に示す。

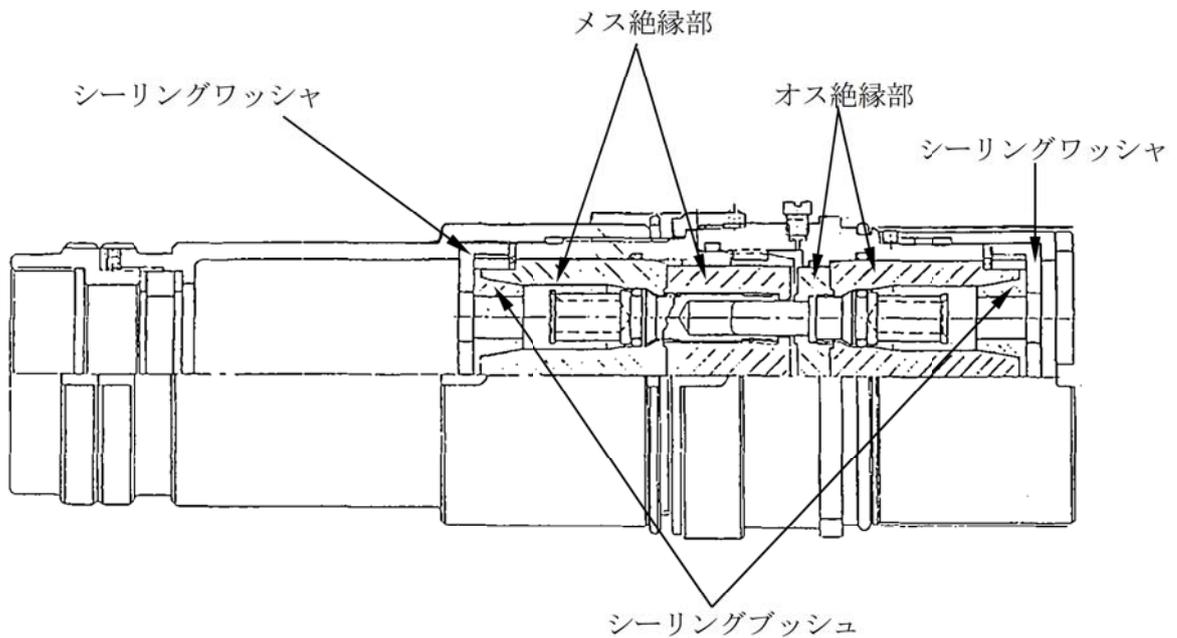


図 2.3-3 電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acuator」（以下、「IEEE Std.382-1980」という）に準拠して、実機相当品により長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の健全性を評価した。

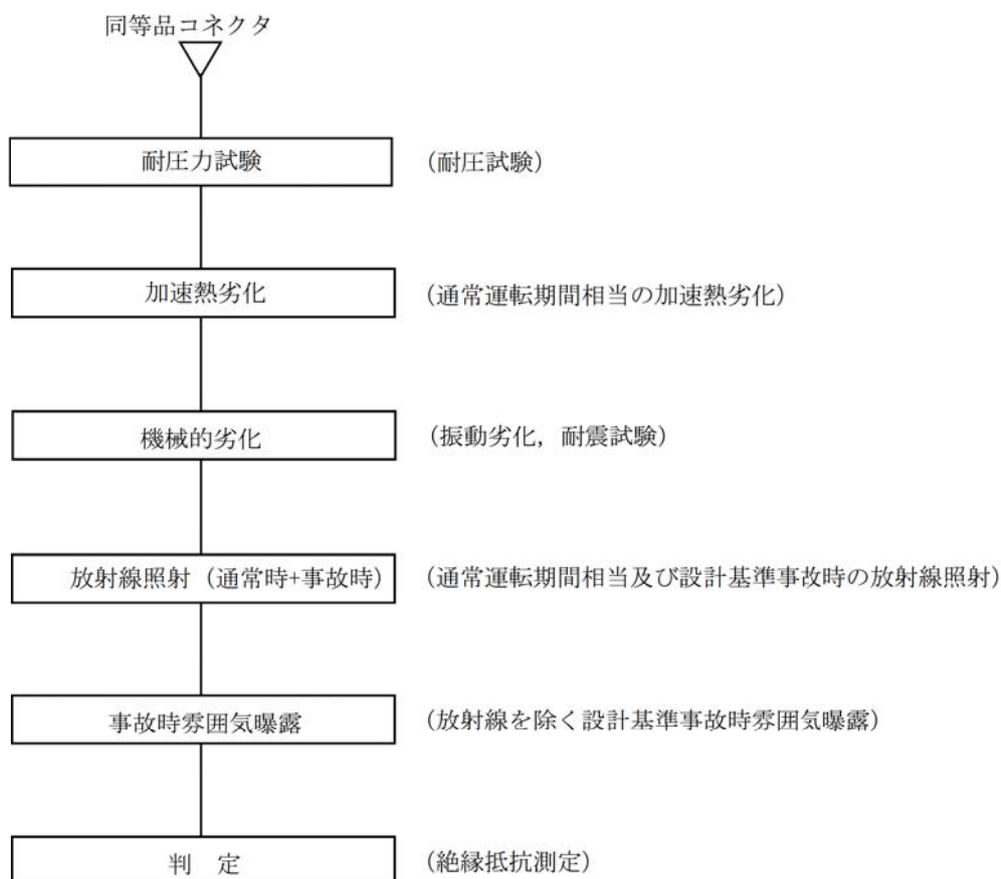


図 2.3-4 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験手順

図 2.3-4 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-3 に示すとおり、45 年間の通常運転期間及び設計基準事故を想定した使用条件を包絡し、表 2.3-4 に示すとおり、判定基準を満足している。

当該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、同等品による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性能を維持できると評価する。

表 2.3-3 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）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では、45 年間の通常運転期間に相当する。
機械的劣化	振動劣化 3 軸方向に 0.75 G, 5 Hz~200 Hz ~5Hz を 2 オクターブ/分の掃引速度で 90 分間加振 耐震試験 (OBE 試験) 3 軸方向に 2 Hz~35Hz を 1 オクターブ/分の掃引速度で 1 往復加振 (シングルフリーケンシー試験) 3 軸方向に 2 Hz~32Hz の間で 1/3 オクターブ毎に各 15 秒間加振	IEEE Std. 382-1980 に基づく。 IEEE Std. 382-1980 に基づく。
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 に設計基準事故時の最大積算値 2.6×10^2 kGy 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, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。

表 2.3-4 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）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 50V 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）絶縁部の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性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機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性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）絶縁部の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性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。

c. 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。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特性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) 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) の絶縁部は,



絶縁低下を生ずる可能性のある部位及び密閉部位を図 2.3-5 に示す。

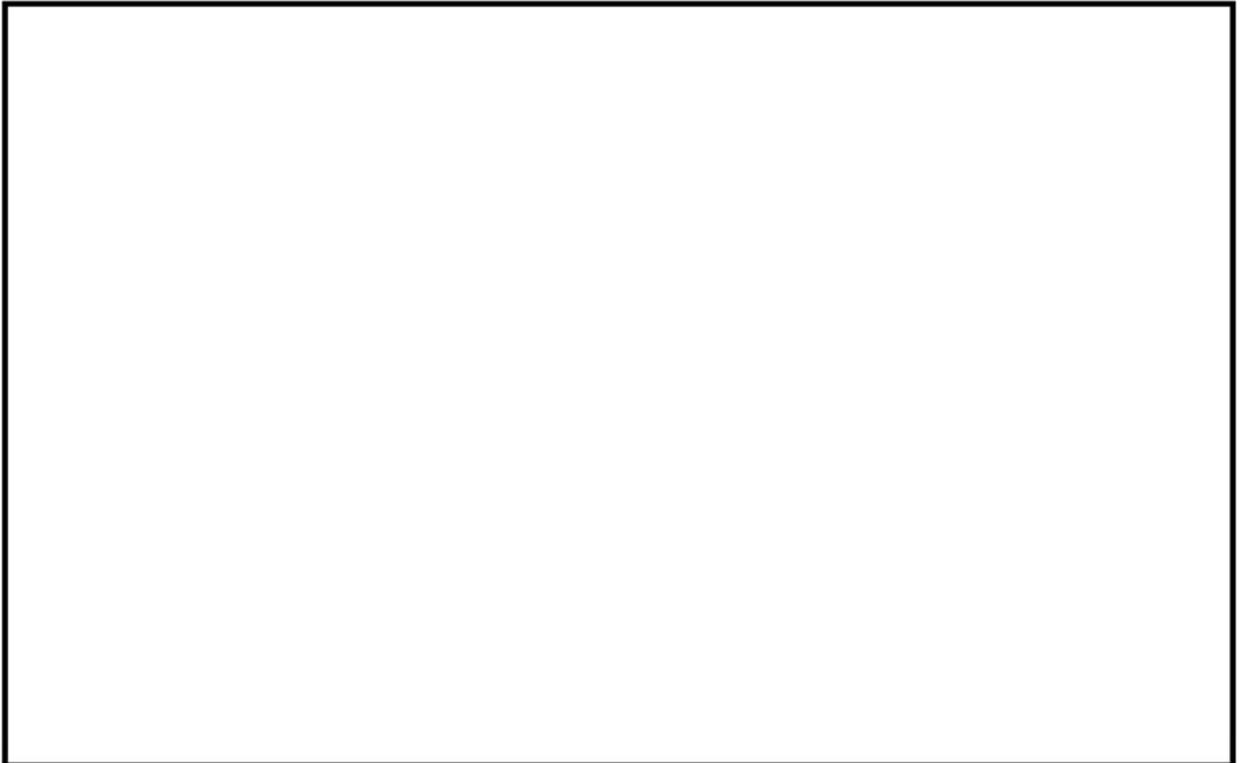


図 2.3-5 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) の絶縁部位及び密閉部位

b. 技術評価

① 健全性評価

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、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）に準拠して、実機同等品により長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の健全性を評価した。

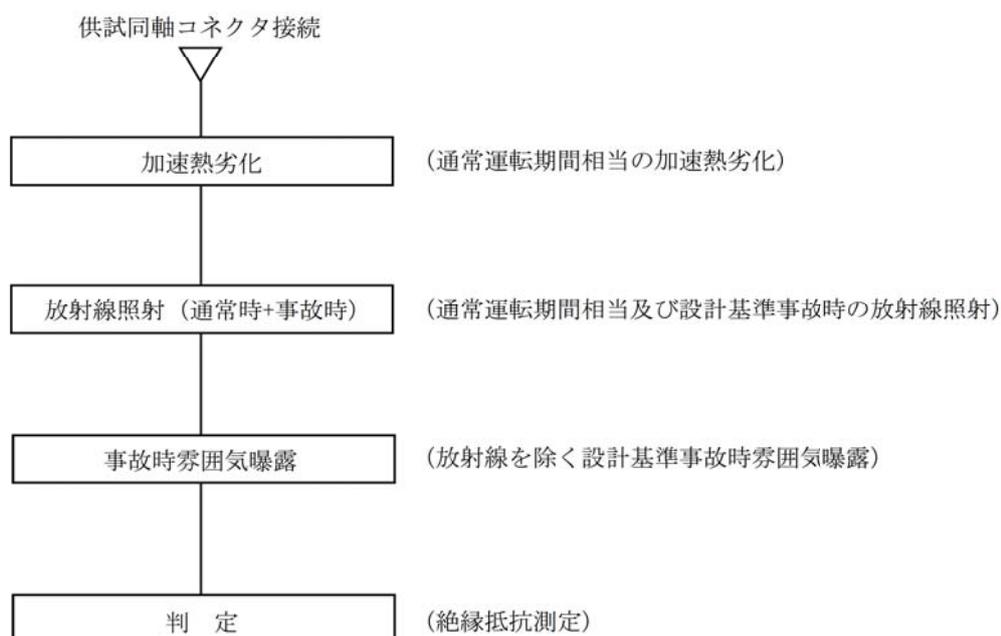


図 2.3-6 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）長期健全性試験手順

図 2.3-6 に示す長期健全性試験手順により試験を実施した。

本試験条件は、表 2.3-5 に示すとおり、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、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気等を想定した使用条件を包絡し、表 2.3-6 に示すとおり、判定基準を満足している。

したがって、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、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価する。

表 2.3-5 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	148.8 °C×241 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 60 °C では、60 年間以上の通常運転期間に相当する。
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に設計基準事故時線量26 kGy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 に重大事故等時線量26 kGyを加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C 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 °C，最高圧力 0.31 MPa を包絡する。 また、重大事故等時の最高温度 115 °C，最高圧力 0.194 MPa を包絡する。

表 2.3-6 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）の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性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機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性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）の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性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。

c. 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特性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) 絶縁部の絶縁特性低下 [スプライス接続 (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

スプライス接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部は、有機物の架橋ポリオレフィンであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性がある。

絶縁低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-7 に示す。

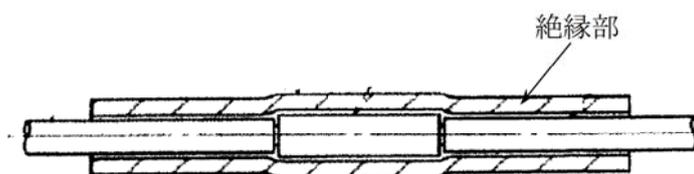


図 2.3-7 スプライス接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

スプライス接続 (原子炉格納容器内) の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323-1974 に準拠して、実機同等品により長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間のスプライス接続 (原子炉格納容器内) の健全性を評価した。

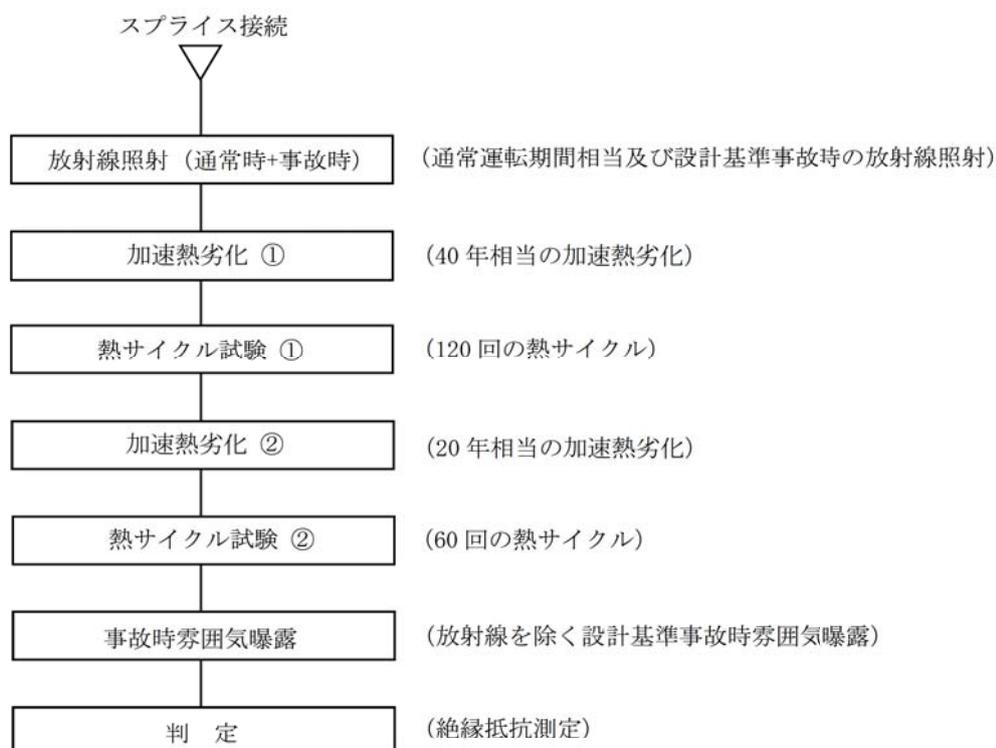


図 2.3-8 スプライス接続 (原子炉格納容器内) 長期健全性試験手順

図 2.3-8 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-7 に示すとおり、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、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気（熱及び放射線による使用条件）を包絡している。

本試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり絶縁抵抗測定試験の判定基準を満足しており、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、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

なお、東海第二で想定され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。

表 2.3-7 スプライス接続（原子炉格納容器内）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 に設計基準事故時の最大積算値約 260 kGy を加えた線量) を包絡する。 なお、重大事故等時の最大積算値約 640 kGy 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。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °C*1 では、60年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 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。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 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*1, 最高圧力 0.31 MPa 及び重大事故等時の最高温度約 135 °C*2 を包絡する。

*1:原子炉格納容器内における設計値

*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）の温度解析値

表 2.3-8 スプライス接続（原子炉格納容器内）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 1×10 ⁴ Ω 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）の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性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機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性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）の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性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。

c. 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。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特性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. 代表機器以外への展開

本章では、2章で実施した代表機器の技術評価について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

[対象ケーブル接続部]

- ① 端子台接続（原子炉格納容器外）
- ② 端子接続（原子炉格納容器外）
- ③ 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器外）
- ④ 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）
- ⑤ 同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）
- ⑥ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）
- ⑦ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）
- ⑧ スプライス接続（原子炉格納容器外）

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

a. 絶縁部の絶縁特性低下 [端子台接続（原子炉格納容器外）]

代表機器とは異なり、端子台接続（原子炉格納容器外）の絶縁部は、有機物のポリカーボネイト及びポリフェニレンエーテル樹脂であるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性がある。

図 3.1-1 に示す手順にて実施した端子台接続（原子炉格納容器外）の長期健全性試験では、表 3.1-1 に示すとおり、12年間使用した端子台に48年分の劣化付与を行い、60年を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づき健全性を評価した。

端子台接続（原子炉格納容器外）の通常運転時における放射線影響については、放射線量が低いことから、絶縁特性低下に与える影響は小さいと考える。

なお、重大事故等時における放射線の影響による絶縁部の絶縁特性低下に対しては、重大事故等時の線量がポリカーボネイト及びポリフェニレンエーテル樹脂と同等の有機材料の耐放射線性に対する損傷しきい値と比べて低いことから、放射線による劣化の影響は小さいと考える。

以上のことから、代表機器以外のポリカーボネイト及びポリフェニレンエーテル樹脂を用いた端子台は、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も絶縁性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施しており、今後もこの保全方法を継続し、絶縁特性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。

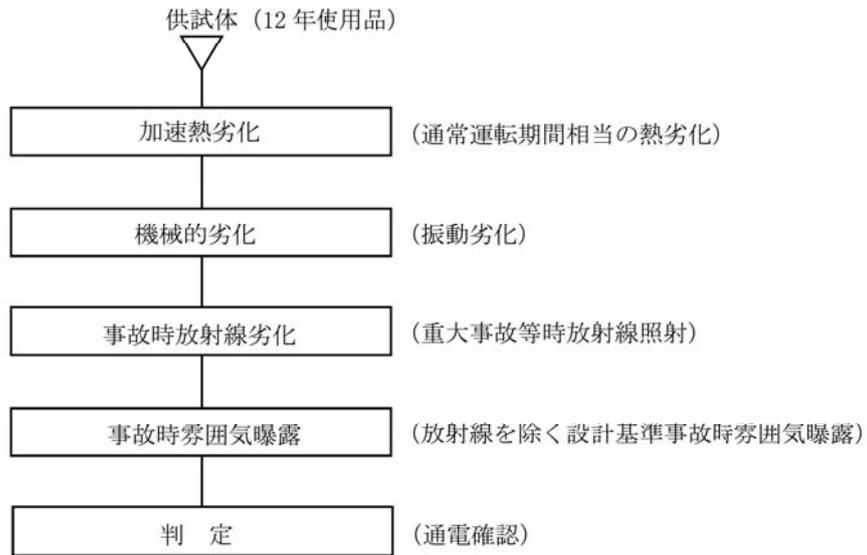


図 3.1-1 端子台接続（原子炉格納容器外）長期健全性試験手順

表 3.1-1 端子台接続（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	105 °C × 279 日	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0 °C では、48 年間の通常運転期間に相当する。使用期間 12 年の実機供試体に 48 年分の劣化付与を行っており、60 年の通常運転期間に相当する。
機械的劣化	振動劣化：0.75 G 5 Hz～100 Hz～5 Hz 2 オクターブ/分 3 軸方向, 各 135 分	IEEE Std. 382-1996 に基づく。
事故時放射線照射	放射線照射線量：1.7 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の線量 1.7 kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 105 °C 最高圧力 0.02 MPa 曝露時間 約 7 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 °C, 最高圧力 0.00174 MPa 及び重大事故等時の最高温度 100 °C, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

表 3.1-2 端子台接続（原子炉格納容器外）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

b. 絶縁部の絶縁特性低下 [電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器外)]

代表機器と同様、電動弁コネクタは、有機物のジアリルフタレート樹脂であるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性があるが、代表機器同様に図 3.1-2 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-3 に示すとおり 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等を想定した試験条件で行い、表 3.1-4 のとおり判定基準を満足している。

したがって、代表機器同様に、原子炉格納容器外に設置された電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器外) 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性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性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。

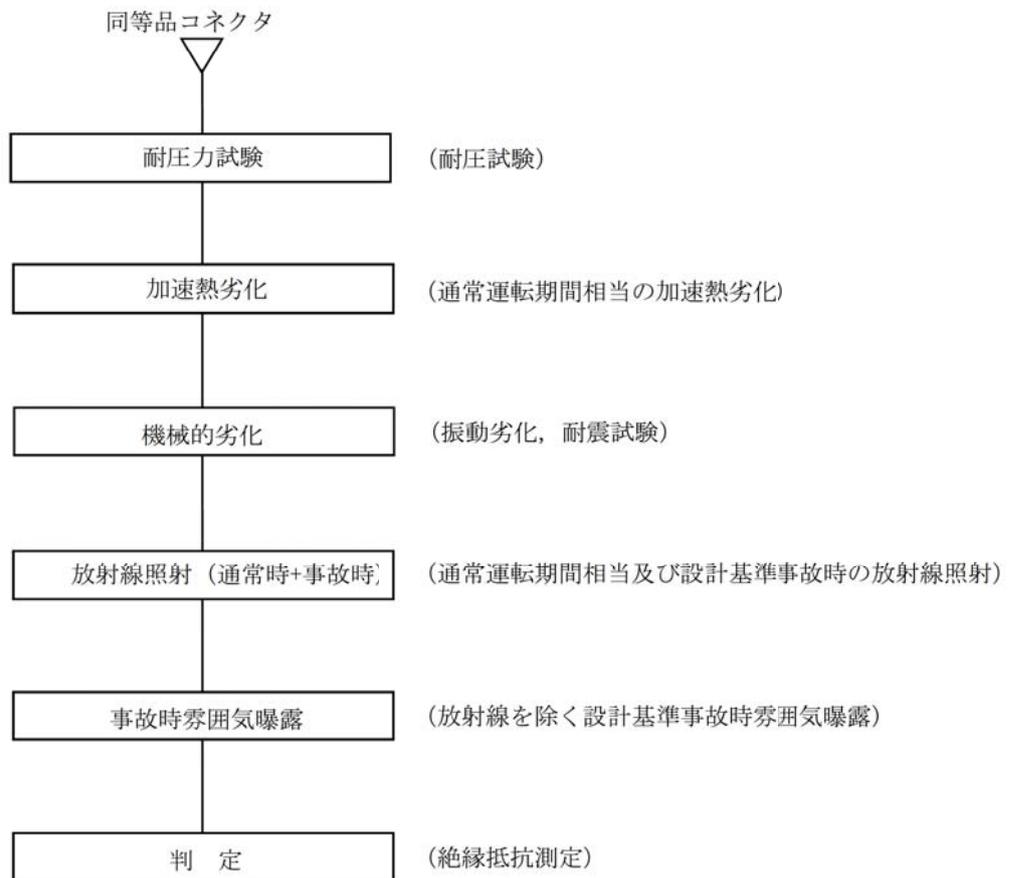


図 3.1-2 電動弁コネクタ (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-3 電動弁コネクタ（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
耐圧力試験	0.1 MPa, 10 分間	IEEE Std. 382-1980 に基づく。
加速熱劣化	138 °C×300 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0 °C では、60 年間の通常運転期間に相当する。
機械的劣化	<p>振動劣化 3 軸方向に 0.75 G, 5 Hz~200 Hz~5Hz を 2 オクターブ/分の掃引速度で 90 分間加振</p> <p>耐震試験 (OBE 試験) 3 軸方向に 2 Hz~35Hz を 1 オクターブ/分の掃引速度で 1 往復加振</p> <p>(シングルフリーケンシー試験) 3 軸方向に 2 Hz~32Hz の間で 1/3 オクターブ毎に各 15 秒間加振</p>	<p>IEEE Std. 382-1980 に基づく。</p> <p>IEEE Std. 382-1980 に基づく。</p>
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 1.0×10^3 kGy	<p>東海第二で想定される線量 約 530 Gy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値 450 Gy を加えた線量) を包絡する。</p> <p>また、東海第二で想定される線量約 57.6 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値約 57.5 kGy を加えた線量) を包絡する。</p>
事故時 雰囲気曝露	<p>最高温度 : 171 °C 最高圧力 : 0.1 MPa 曝露時間 : 約 31 日間</p>	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 °C, 最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 100 °C, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

表 3.1-4 電動弁コネクタ（原子炉格納容器外）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 50V 絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	<p>0.25 MΩ 以上(制御)</p> <p>0.6 MΩ 以上(動力)</p>	良

* : 判定基準はメーカー基準値に基づく

c. 絶縁部の絶縁特性低下 [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)]

代表機器とは異なり、起動領域中性子束計測装置前置増幅器 (以下、SRNM 前置増幅器という。) に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物のテフロンであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁低下を起こす可能性がある。

同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) は、SRNM 前置増幅器に設置されていることから、SRNM 前置増幅器の長期健全性試験結果を用いて評価した。SRNM 前置増幅器は図 3.1-3 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-5 に示すとおり 60 年間以上の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気想定した試験条件で行い、表 3.1-6 のとおり判定基準を満足している。

したがって、同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) 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性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性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。

事故時雰囲気内で機能要求がない同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) は、上記と同様の保全方法を継続していく。

供試 SRNM 前置増幅器 (同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) (絶縁体材料がテフロン) を含む)

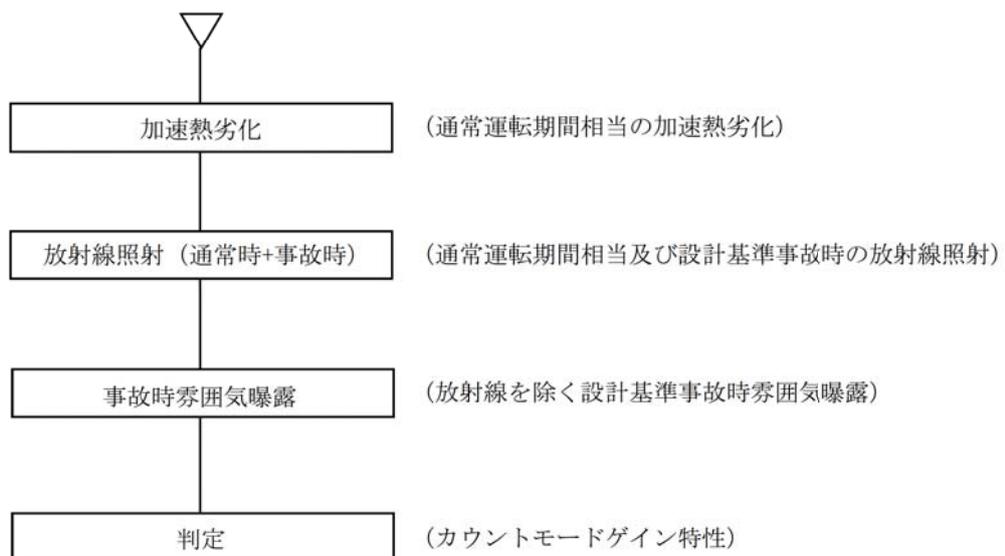


図 3.1-3 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) (絶縁体材料がテフロン) 長期健全性試験手順

表 3.1-5 SRNM 前置増幅器（同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）を含む）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	100 °C×1, 104時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度40.0 °Cでは, 60年間以上の通常運転期間に相当する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 2, 447.5Gy	東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約1.8 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに設計基準事故時の最大積算値1.7 kGyを加えた線量) を包絡する。 また, 東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約1.8 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに重大事故等時の最大積算値1.7 kGyを加えた線量) を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 110 °C 最高圧力 : 0.1151 MPa 曝露時間 : 約13日間	東海第二の原子炉格納容器外における設計基準事故時の最高温度100 °C, 最高圧力0.00174 MPaを包絡する。 また, 重大事故等時の最高温度100 °C, 最高圧力0.0069 MPaを包絡する。

表 3.1-6 SRNM 前置増幅器（同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）を含む）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
カウントモード ゲイン特性	前置増幅器にパルス信号を与え, その時のゲイン特性を評価する。	ゲイン特性 : 800~1200	良

* : 判定基準はメーカー基準値に基づく

d. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外)]

代表機器とは異なり、放射線計測器に設置される同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物の架橋ポリスチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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、図 3.1-4 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-7 に示すとおり 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雰囲気を想定した試験条件で行い、表 3.1-8 のとおり判定基準を満足している。

この同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) は今停止期間中に設置されるものであり、設置後 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雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

また、絶縁特性低下に対しては、従前設備と同様に点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験で把握可能であることから、従前設備と同様の保全項目を実施していくこととする。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性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、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。

これにより、運転を延長しようとする期間において、絶縁部の絶縁特性低下により機器の健全性に影響を与える可能性はないと評価する。

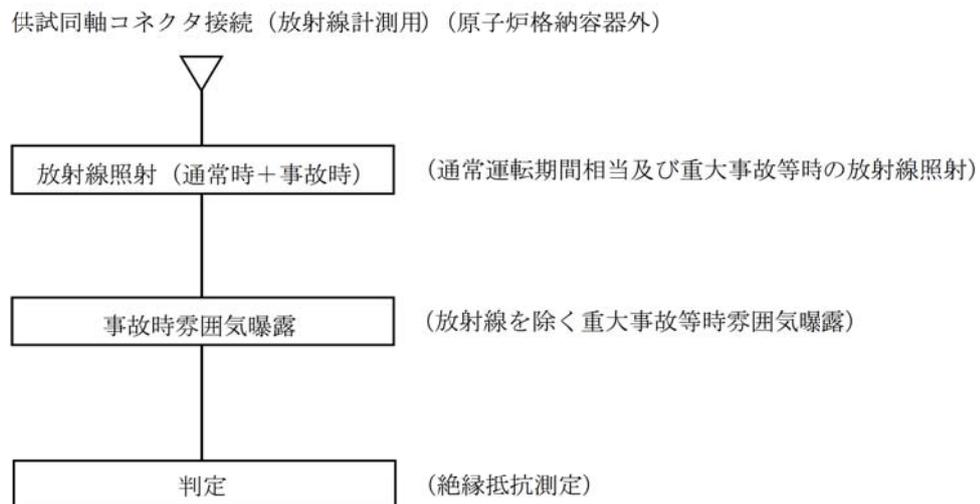


図 3.1-4 同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-7 同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）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：1,000 kGy	東海第二の原子炉格納容器内で想定される照射線量約530 kGy（60年間の通常運転期間約270 kGyに設計基準事故時線量260 kGyを加えた線量）を包絡する。また、東海第二の原子炉格納容器内で想定される照射線量約910 kGy（60年間の通常運転期間約270 kGyに重大事故等時線量640 kGyを加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露*	試験温度：220℃×5分以上 200℃×12時間 試験圧力：0.015 MPa以上 曝露時間：12時間以上	試験温度は、原子炉格納容器内の周囲最高温度65.6℃では、6年間の通常運転期間に相当する。
	試験温度：200℃×168時間 試験圧力：0.015 MPa以上 曝露時間：168時間	東海第二の原子炉格納容器内における設計基準事故時の最高温度171℃，原子炉格納容器外における最高圧力0.00174 MPa及び重大事故等時の最高温度200℃，原子炉格納容器外における最高圧力0.0069 MPaを包絡する。

*：本同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）は原子炉格納容器外に設置されているが、事故時雰囲気圧力条件を除き保守的に原子炉格納容器内条件を適用している

表 3.1-8 同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）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。	100 MΩ以上	良

*：判定基準はメーカー基準値に基づく

e. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)]

代表機器とは異なり，電気ペネトレーション端子箱に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) の絶縁部は，有機物の架橋ポリスチレンであるため，熱及び放射線による物性変化により，経年的に劣化が進行し，絶縁特性低下を起こす可能性があるが，図 3.1-5 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており，表 3.1-9 に示すとおり 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を想定した試験条件で行い，表 3.1-10 のとおり判定基準を満足している。

したがって，原子炉格納容器外に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) 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性能を維持できると評価する。

また，代表機器と同様に，点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も，この保全方法を継続することにより，絶縁特性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。

供試同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)

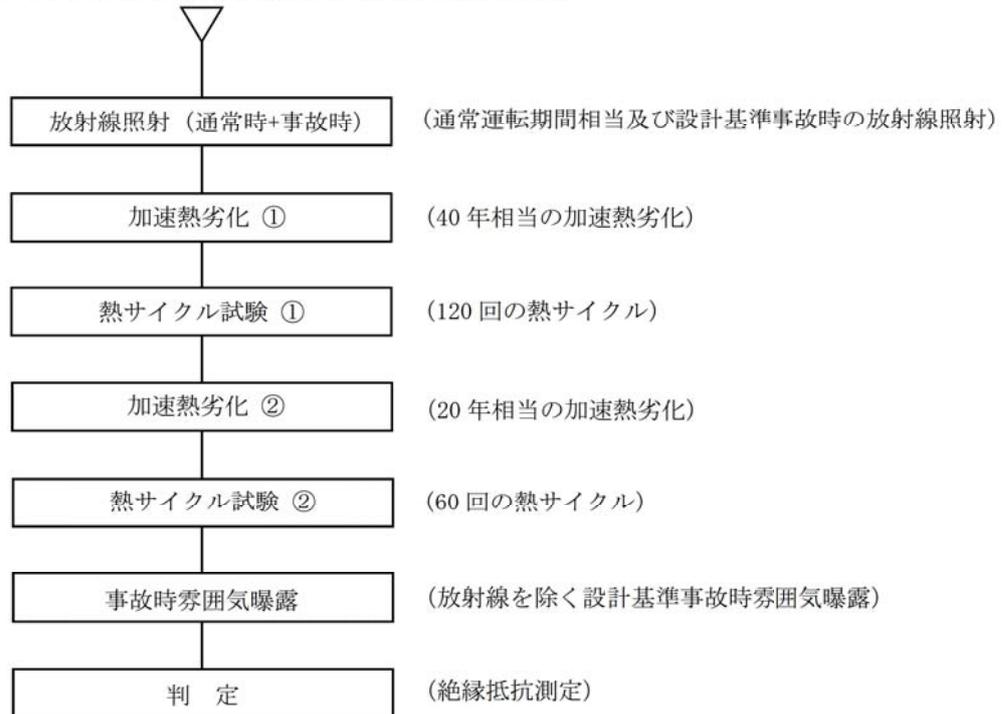


図 3.1-5 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) 長期健全性試験手順

表 3.1-9 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	東海第二の原子炉格納容器内で想定される線量 約47 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約21 kGyに設計基準事故時の最大積算値26 kGyを加えた線量) を包絡する。 また、東海第二の原子炉格納容器内で想定される線量 約47 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約21 kGyに重大事故等時の最大積算値26 kGyを加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °Cでは、60 年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 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。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：13 日間	東海第二の原子炉格納容器内における設計基準事故時の最高温度 171 °C，最高圧力 0.31 MPa 及び重大事故等時の最高温度 115 °C，最高圧力 0.194 MPa を包絡する。

表 3.1-10 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	耐電圧試験後に絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	導体-シールド間： 1×10 ⁸ Ω 以上	良
		シールド-対地間： 1×10 ⁴ Ω 以上	良

*：判定基準はメーカー基準値に基づく

f. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外)]

代表機器とは異なり、電気ペネトレーション端子箱に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物の架橋ポリスチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性があるが、代表機器同様に図 3.1-6 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-11 に示すとおり 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等を想定した試験条件で行い、表 3.1-12 のとおり判定基準を満足している。

したがって、原子炉格納容器外に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) 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性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性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。

供試同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外)

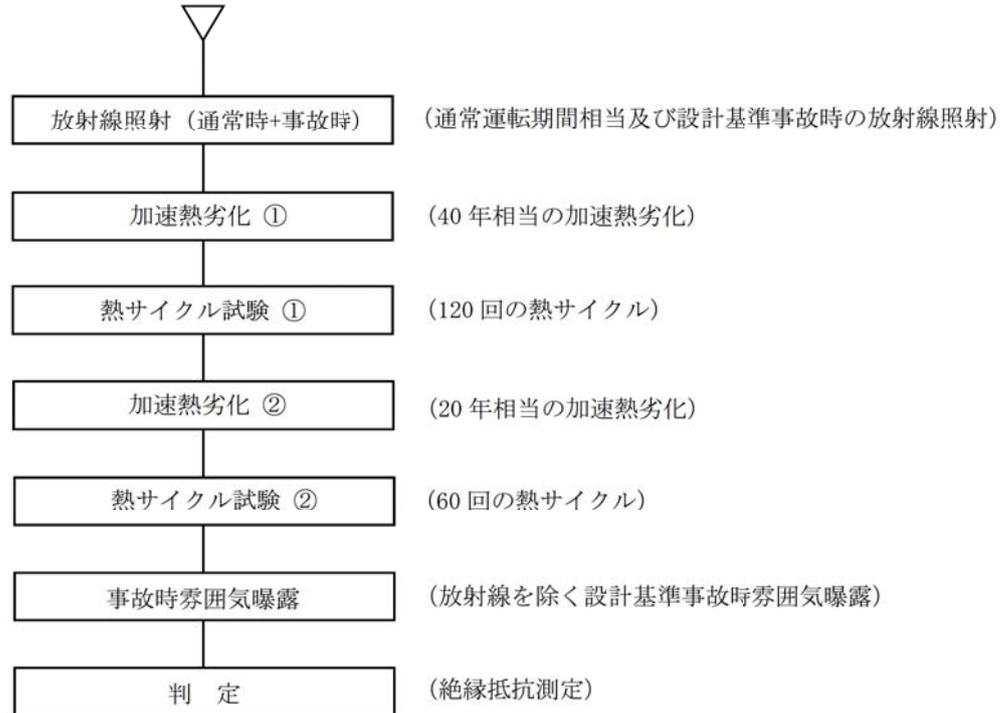


図 3.1-6 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-11 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）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	東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約1.8 kGy（60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに設計基準事故時の最大積算値1.7 kGyを加えた線量）を包絡する。 また、東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約101 kGy（60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに重大事故等時の最大積算値100 kGyを加えた線量）を包絡する。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0 °Cでは、60年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 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。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：13 日間	東海第二の原子炉格納容器外における設計基準事故時の最高温度100 °C，最高圧力0.00174 MPaを包絡する。 また、重大事故等時の最高温度100 °C，最高圧力0.0069 MPaを包絡する。

表 3.1-12 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）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	耐電圧試験後に絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	導体－シールド間： 1×10 ⁸ Ω 以上	良
		シールド－対地間： 1×10 ⁴ Ω 以上	良

*：判定基準はメーカー基準値に基づく

g. 絶縁部の絶縁特性低下 [スプライス接続 (原子炉格納容器外)]

代表機器と同様、スプライス接続 (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物の架橋ポリオレフィンであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性があるが、代表機器同様に図 3.1-7 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-13 に示すとおり 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等を想定した試験条件で行い、表 3.1-14 のとおり判定基準を満足している。

したがって、代表機器同様に、原子炉格納容器外に設置されたスプライス接続 (原子炉格納容器外) 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性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性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。

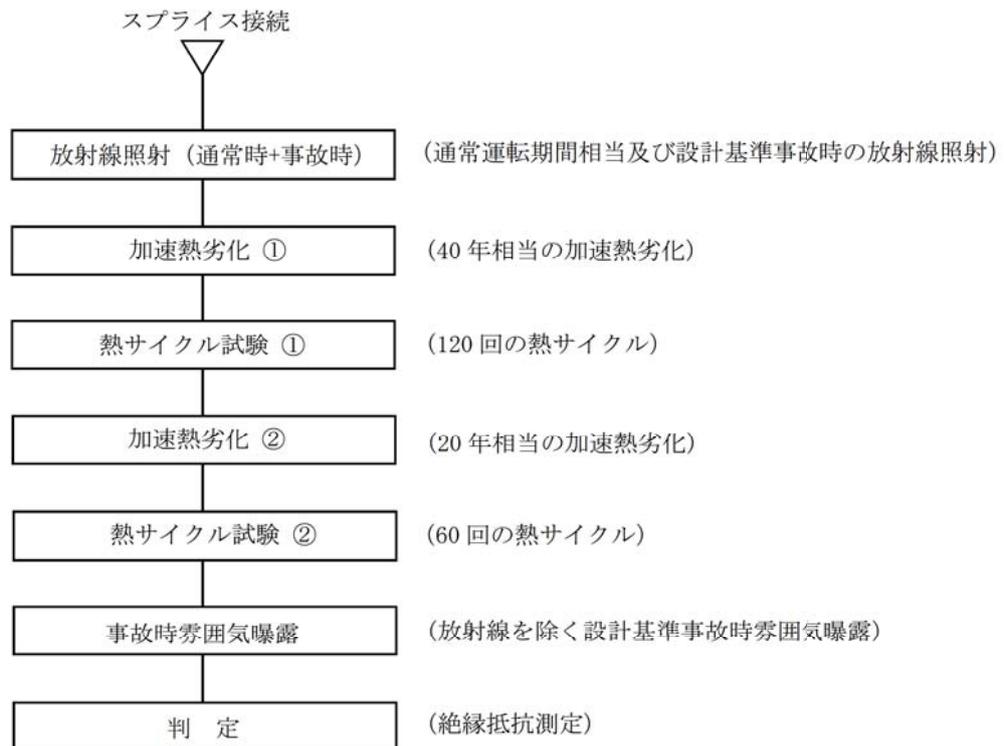


図 3.1-7 スプライス接続 (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-13 スプライス接続（原子炉格納容器外）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 1.8 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約 5.3 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 1.7 kGy 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101kGy (60年間の通常運転期間相当の線量約5.3 Gyに重大事故等時の最大積算値約100 kGy を加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0°C* では、60年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 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。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 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 100 °C*、最高圧力 0.001744 MPa*及び重大事故等時の最高温度約 100 °C*、最高圧力 0.0069 MPa*を包絡する。

*:原子炉格納容器外における設計値

表 3.1-14 スプライス接続（原子炉格納容器外）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 1×10 ⁴ Ω 以上	良

*:判定基準はメーカー基準値に基づく

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

a. 端子板，端子台ビス，接続端子及び端子板ビスの腐食〔端子台接続（原子炉格納容器外）〕

代表機器と同様，端子板，接続端子，端子台ビス及び端子板ビスは，銅合金及び鋼であるため腐食が想定されるが，金属表面はメッキが施されており，端子台はガスケットでシールされたハウジング（駆動部ケース）に収納されているため，湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さく，点検時に目視確認を行い，その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって，端子板，接続端子，端子台ビス及び端子板ビスの腐食は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

b. 絶縁テープの絶縁特性低下〔端子接続（原子炉格納容器外）〕

代表機器とは異なり，絶縁テープは有機物のビニルであるため，熱及び放射線による物性変化により経年的に劣化が進行し，絶縁特性低下を起こす可能性がある。

絶縁テープは，系統機器の点検にあわせ取替を行い，長期間使用しないことから，有意な劣化が発生する可能性は小さい。

また，点検時に絶縁抵抗測定を行い，これまで有意な絶縁特性低下は認められておらず，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，絶縁テープの絶縁特性低下は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

c. オスコンタクト，メスコンタクト，レセプタクルシェル，シーリングワッシャ及びプラグシェルの腐食〔電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器外）〕

代表機器と同様，オスコンタクト，メスコンタクト，レセプタクルシェル，シーリングワッシャ及びプラグシェルは，銅合金であるため腐食が想定されるが，オスコンタクト及びメスコンタクトはOリング，シーリングブッシュ及びシーリングワッシャにより外気とシールされているため，湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さい。

また，外気に接触するレセプタクルシェル，プラグシェル及びシーリングワッシャの外表面にはメッキが施されており，腐食発生の可能性は小さく，点検時に目視確認を行い，その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって，オスコンタクト，メスコンタクト，レセプタクルシェル，シーリングワッシャ及びプラグシェルの腐食は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

d. ボディ、ナット及びコンタクト等構成部品の腐食 [同軸コネクタ接続共通]

構成部品であるボディ、ナット及びコンタクト等は銅が使用されていることから、湿分等により腐食が想定されるが、メッキが施されており腐食の可能性は小さく、点検時に目視確認を行い、その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって、ボディ、ナット及びコンタクト等構成部品の腐食は高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

(2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外）

a. スプライスの腐食 [スプライス接続（原子炉格納容器外）]

代表機器と同様、スプライス接続（原子炉格納容器外）は銅合金であり腐食が想定されるが、スプライスはメッキが施されており、熱収縮チューブにて全体を密閉していることから、湿分等の浸入による腐食が発生する可能性はない。

したがって、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考えにくいことから、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

東海第二発電所
タービン設備の技術評価書

(運転を断続的に行うことを前提とした評価)

日本原子力発電株式会社

本評価書は、東海第二発電所（以下、「東海第二」という）で使用している安全上重要なタービン設備（重要度分類審査指針におけるクラス1及びクラス2のタービン設備）、高温・高圧の環境下にあるクラス3のタービン設備及び常設重大事故等対処設備に属するタービン設備について、運転を断続的に行うことを前提に高経年化に係わる技術評価についてまとめたものである。

評価対象機器の一覧を表1に、機能を表2に示す。

評価対象機器を型式、設置場所でグループ化し、それぞれのグループから重要度、運転状態、最高使用温度、最高使用圧力の観点から代表機器を選定し技術評価を行った後、代表以外の機器について評価を展開している。

本評価書は、評価対象のタービン設備を常用系タービン設備及び非常用系タービン設備に分けており、以下の2章で構成されている。

1. 常用系タービン設備
2. 非常用系タービン設備

なお、湿分分離器、湿分分離器ドレンタンクは「容器の技術評価書」、グラウンド蒸気蒸発器は「熱交換器の技術評価書」、主要配管（主蒸気リード管、クロスアラウンド管、クロスアラウンド管逃し弁出口管）は、「配管の技術評価書のタービン主蒸気系配管、抽気系配管」、蒸気式空気抽出器は「機械設備の技術評価書」にてそれぞれ評価するものとし、本評価書には含めていない。

また、文書中の単位の記載は、原則としてSI単位系に基づくものとする。（圧力の単位は特に注記がない限りゲージ圧力を示す）

表1 評価対象機器一覧

設備	機種	機器名称	仕様	重要度*1
常用系タービン設備	高压タービン	高压タービン	種類：非再熱式4車室6流排気形 出力：1,100,000 kW 回転速度：1,500 rpm	高*2
	低压タービン	低压タービン		高*2
	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	種類：単気筒衝動式復水タービン 出力：8,356 kW 回転速度：5,000 rpm	高*2
	主要弁	主塞止弁	型式：玉形弁 口径：650A	PS-2
		加減弁	型式：バランス形弁 口径：700A	高*2
		中間塞止加減弁	型式：複合弁 口径：1,050A	高*2
		タービンバイパス弁	型式：玉形弁 口径：450A	PS-2
	クロスアラウンド管逃し弁	型式：安全弁 口径：450A	高*2	
制御装置及び保安装置	主タービン電気油圧式制御装置	圧力：11.0 MPa	高*2	
非常用系タービン設備	原子炉隔離時冷却系タービン及び付属装置	原子炉隔離時冷却系タービン及び付属装置	種類：衝動螺旋流背圧式タービン 出力：541 kW 回転速度：4,500 rpm	MS-1 重*3
	常設高压代替注水系タービン及び付属装置	常設高压代替注水系タービン及び付属装置*4	種類：背圧式蒸気タービン 出力：620 kW 回転速度：5,514 rpm	重*3

*1：当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す

*2：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900 kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*4：新規に設置される機器

表2 評価対象機器の機能

機器名称	主な機能
主タービン (高圧タービン, 低圧タービン)	発電を行うため, 発電機を駆動する。
原子炉給水ポンプ駆動用 蒸気タービン	抽気蒸気によりタービンを回転し, 原子炉給水ポンプを駆動させる。
主塞止弁	タービントリップ時に, 高圧タービンへの蒸気供給を遮断する。
加減弁	高圧タービンへの蒸気流量を制御する。
中間塞止加減弁	低圧タービンへの蒸気流量を制御する。また, タービントリップ時に, 低圧タービンへの蒸気供給を遮断する。
タービンバイパス弁	タービントリップ時に, 主蒸気を直接主復水器に導く。 (容量約25%)
クロスアラウンド管逃し弁	クロスアラウンド管の異常昇圧を防止する。
主タービン電気油圧式制御装置	主タービン制御のため, 主要弁等へ制御油を供給する。
原子炉隔離時冷却系タービン 及び付属装置	原子炉水位が低下し原子炉が隔離された時に, 原子炉で発生する蒸気を用いて原子炉隔離時冷却系タービンを回転させ, ポンプを駆動する。
常設高圧代替注水系タービン 及び付属装置	原子炉隔離時冷却系の機能が喪失した場合に, 原子炉で発生する蒸気を用いて常設高圧代替注水系タービンを回転させ, ポンプを駆動する。

1. 常用系タービン設備

[対象機器]

- 1.1 高圧タービン
- 1.2 低圧タービン
- 1.3 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン
- 1.4 主要弁
- 1.5 制御装置及び保安装置

1.1 高圧タービン

[対象機器]

- ① 高圧タービン

目次

1. 対象機器.....	1. 1-1
2. 高圧タービンの技術評価.....	1. 1-2
2.1 構造,材料及び使用条件.....	1. 1-2
2.2 経年劣化事象の抽出.....	1. 1-5
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	1. 1-5
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	1. 1-5
2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	1. 1-6

1. 対象機器

東海第二で使用している高圧タービンの主な仕様を表 1-1 に示す。

表 1-1 高圧タービンの主な仕様

機器名称	仕様 (出力×回転速度)	重要度*1	使用条件		
			運転状態	運転圧力*2 (MPa)	運転温度*2 (°C)
高圧タービン	1,100,000 kW*3 ×1,500 rpm	高*4	連続	6.55	282

*1：当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す

*2：主塞止弁入口の蒸気条件を示す

*3：低圧タービンとの合計出力を示す

*4：最高使用温度が 95 °C を超え、又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある
原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器

2. 高圧タービンの技術評価

2.1 構造，材料及び使用条件

(1) 構造

東海第二の高圧タービンは8段複流式であり，蒸気はノズル室に接続されている4本の蒸気入口管より高圧タービンに流入し，各段を経て車室下半部にある排気口より排出される。

車室は炭素鋼鋳鋼であり，上，下半車室に分割され，ケーシングボルトにより締結されている。

ダイヤフラム（噴口，隔板）は，噴口がステンレス鋼，隔板が低合金鋼鋳鋼であり，車室内に嵌め込まれ，蒸気の通路部を形成している。

車室は軸受台下半部で支えられ，水平にスライドする構造となっている。

車軸は低合金鋼，翼はステンレス鋼であり，周方向は2個のジャーナル軸受，軸方向は1個のスラスト軸受により支えられている。

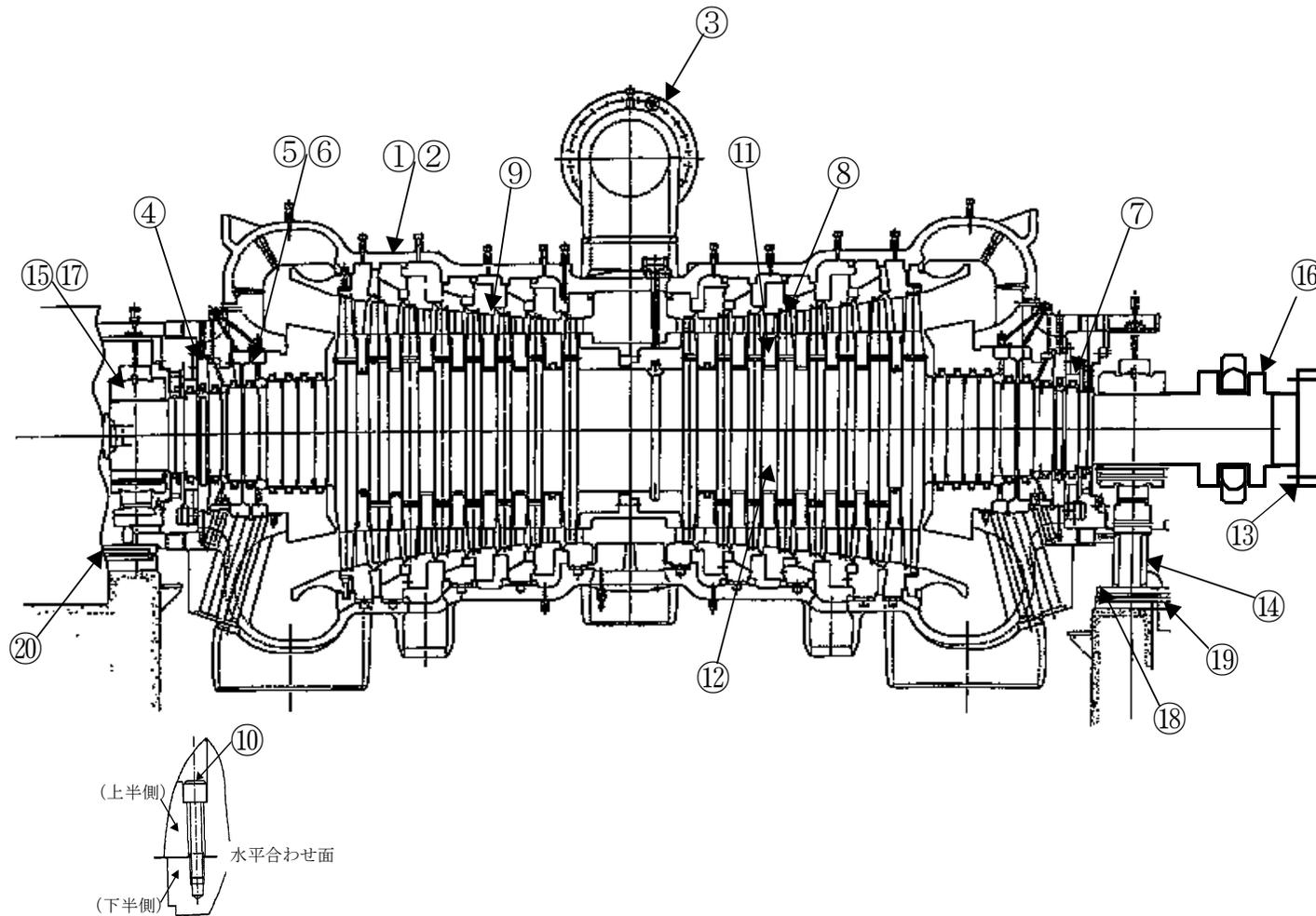
車室両端面の車軸貫通部には，スチームシールパッキン（パッキンケーシング，パッキンヘッド，ラビリンスパッキン）が設けられており，多数のシールストリップを装備したラビリンスパッキンにより蒸気漏えいを防止している。

車室，ダイヤフラム，スチームシールパッキン等はケーシングボルトを緩め，上半部を取り出すことにより点検手入れが可能である。

東海第二の高圧タービンの構造図を図 2.1-1 に示す。

(2) 材料及び使用条件

東海第二の高圧タービン主要部位の使用材料を表 2.1-1 に，使用条件を表 2.1-2 に示す。



No.	部位
①	車室
②	ケーシングボルト
③	ガスケット
④	パッキンケーシング
⑤	パッキンヘッド
⑥	ラビリンスパッキン
⑦	油切り
⑧	翼
⑨	噴口
⑩	隔板締付ボルト
⑪	隔板
⑫	車軸
⑬	カップリングボルト
⑭	軸受台
⑮	ジャーナル軸受
⑯	スラスト軸受
⑰	軸受ボルト
⑱	基礎ボルト
⑳	キー

< 隔板・隔板締付ボルト詳細図 >

図 2.1-1 高圧タービン構造図

表 2.1-1 高圧タービン主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	車室	炭素鋼鋳鋼
		ケーシングボルト	低合金鋼
		ガスケット	(消耗品)
	軸シール	パッキンケーシング	炭素鋼
		パッキンヘッド	低合金鋼鋳鋼
		ラビリンスパッキン	ステンレス鋼
		油切り	炭素鋼
タービン性能の確保	エネルギー変換	翼	ステンレス鋼
		噴口	ステンレス鋼
		隔板締付ボルト	低合金鋼
		隔板	低合金鋼鋳鋼
	エネルギー伝達	車軸	低合金鋼
		カップリングボルト	低合金鋼
	軸支持	軸受台	炭素鋼
		ジャーナル軸受	炭素鋼, ホワイトメタル
		スラスト軸受	炭素鋼, ホワイトメタル
		軸受ボルト	低合金鋼
機器の支持	支持	基礎ボルト	炭素鋼
		ベースプレート	炭素鋼
		キー	炭素鋼

表 2.1-2 高圧タービンの使用条件

運転圧力	主塞止弁入口 6.55 MPa～中間塞止加減弁入口 1.28 MPa
運転温度	主塞止弁入口 282 °C～中間塞止加減弁入口 195 °C
回転速度	1,500 rpm
内部流体	蒸気

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機器の機能達成に必要な項目

高圧タービンの機能である発電機駆動機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) バウンダリの維持
- (2) タービン性能の確保
- (3) 機器の支持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

(1) 想定される経年劣化事象の抽出

高圧タービンについて、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（内部流体の種類、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 に示すとおり、想定される経年劣化事象を抽出した（表 2.2-1 で○又は△、▲）。

なお、消耗品及び定期取替品は以下のとおり評価対象外とする。

(2) 消耗品及び定期取替品の扱い

ガスケットは消耗品であり、設計時に長期使用せず取替を前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち下記①、②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

なお、下記①、②に該当する事象については 2.2.3 項に示すとおり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象として表 2.2-1 で△）
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外として表 2.2-1 で▲）

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかった。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの(日常劣化管理事象)

a. 基礎ボルトの腐食（全面腐食）

基礎ボルトの健全性については、「機械設備の技術評価書」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めない。

b. ラビリンスパッキンの摩耗

ラビリンスパッキンは、車軸との接触による摩耗が想定されるが、車軸との間に隙間を設け接触を防止している。また、分解点検時に車軸との隙間測定を実施しており、有意な摩耗がないことを確認している。

したがって、ラビリンスパッキンの摩耗は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

c. ジャーナル軸受及びスラスト軸受の摩耗，はく離

ジャーナル軸受及びスラスト軸受は、ホワイトメタルを軸受に溶着しており、摩耗及びはく離が想定される。

摩耗については、車軸と軸受間に潤滑油が供給され軸受の摩耗を抑制している。また、分解点検時に目視点検及び隙間測定を行い、隙間が基準値に達した場合は補修又は取替を実施することにより軸受の機能を維持している。

はく離については、分解点検時に目視点検及び浸透探傷検査を実施し、必要に応じて補修又は取替を実施することにより軸受の機能を維持している。

したがって、ジャーナル軸受及びスラスト軸受の摩耗，はく離は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- d. 車室（内面），パッキンケーシング，パッキンヘッド，翼，噴口の腐食（流れ加速型腐食）

車室は炭素鋼鋳鋼，パッキンケーシングは炭素鋼，パッキンヘッドは低合金鋼鋳鋼，翼，噴口はステンレス鋼であり，内部流体が湿分を含んだ高速蒸気であるため，腐食（流れ加速型腐食）により減肉する可能性がある。

車室の内面，パッキンケーシング，パッキンヘッド，翼，噴口については，タービン開放点検時に目視点検を実施し，必要に応じて補修又は取替を実施することにより機能を維持している。

したがって，車室（内面），パッキンケーシング，パッキンヘッド，翼，噴口の腐食（流れ加速型腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- e. 隔板締付ボルト，隔板，車軸の腐食（流れ加速型腐食）

隔板締付ボルト，車軸は低合金鋼，隔板は低合金鋼鋳鋼であり，蒸気環境下で使用されることから腐食が想定されるが，目視点検において，有意な腐食がないことを確認している。

したがって，隔板締付ボルト，隔板，車軸の腐食（流れ加速型腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- f. 車室（外面）及び軸受台（外面）の腐食（全面腐食）

車室は炭素鋼鋳鋼，軸受台は炭素鋼であり外面からの腐食が想定される。

しかしながら，大気接触部は塗装により腐食を防止しており，塗膜が健全であれば腐食の可能性は小さく，目視点検において塗膜の状態を確認しており，はく離等が認められた場合は，必要に応じて補修を実施することにより機能を維持している。

したがって，車室（外面）及び軸受台（外面）の腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- g. ケーシングボルト，カップリングボルトの腐食（全面腐食）

ケーシングボルト，カップリングボルトは低合金鋼であり腐食が想定されるが，目視点検において有意な腐食がないことを確認している。

したがって，ケーシングボルト，カップリングボルトの腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

h. 翼，噴口，隔板締付ボルト，車軸の応力腐食割れ

翼，噴口はステンレス鋼，隔板締付ボルト，車軸は低合金鋼であり，蒸気環境下で使用されていることから，応力腐食割れが発生する可能性がある。

また，2011年に東海第二の低圧タービン(B)において，車軸の翼取付部位に応力腐食割れと考えられるき裂が認められた。

高圧タービンの翼，噴口，隔板締付ボルト，車軸の応力腐食割れについては，タービン開放点検時に目視点検，浸透探傷検査，磁粉探傷検査，超音波探傷検査を実施することにより，有意な欠陥がないことを確認している。

したがって，翼，噴口，隔板締付ボルト，車軸の応力腐食割れは，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

i. 車室の変形

車室は炭素鋼鋳鋼であり，製作時の熱処理段階において，変形防止について考慮されているが，その水平合わせ面については，変形が生じる可能性がある。

タービン開放点検時に車室水平合わせ面の目視点検及び隙間測定を実施しており，合わせ面に変形を起因としたエロージョンが確認された場合には，溶接補修を実施することにより機能を維持している。

したがって，車室の変形は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

j. 車軸の摩耗

車軸の軸受との摺動面は摩耗が想定されるが，潤滑油が供給され車軸と軸受間に油膜が形成されており，車軸の摩耗が発生する可能性は小さい。

なお，これまでの目視点検及び隙間測定結果において有意な摩耗は認められておらず，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，車軸の摩耗は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

k. キーの摩耗

キーは，上半車室を支持し，水平方向の位置を決めるためのものであり，車室の熱移動によりキーと車室の接触面の摩耗が想定されるが，車室の移動回数は2回／サイクル（プラントの起動・停止回数）と少なく，移動速度も緩やかであることから，摩耗が進行する可能性は小さい。

なお，これまでのキーの目視点検及び厚さ測定による点検結果からも有意な摩耗は確認されておらず，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，キーの摩耗は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

1. 油切り，軸受台（内面），軸受ボルト，ベースプレートの腐食（全面腐食）

油切り，軸受台，ベースプレートは炭素鋼，軸受ボルトは低合金鋼であり腐食が想定される。

しかしながら，油切り，軸受台の内面，軸受ボルトはオイルミスト環境下にあること，また，軸受台とベースプレートのスライド部については潤滑剤が塗布されており，腐食が発生する可能性は小さい。

なお，これまで油切り，軸受台（内面），軸受ボルト，ベースプレートは目視点検において有意な腐食は確認されておらず，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，油切り，軸受台（内面），軸受ボルト，ベースプレートの腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

m. 車室の疲労割れ

車室には，プラント起動・停止時の熱応力により疲労が蓄積され，疲労割れを起こす可能性があるが，プラント起動・停止の回数は2回／サイクルと少なく，起動・停止時には急激な温度変化を生じないように運転しており，熱応力による疲労蓄積は小さいことから疲労割れが発生する可能性は小さい。

なお，これまでの目視点検，浸透探傷検査において有意な欠陥は確認されておらず，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，車室の疲労割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

n. 翼の高サイクル疲労割れ

翼は，群翼振動数と回転周波数が共振することのないよう設計段階で考慮されている。高圧タービンのように翼長の非常に短い剛構造の翼については，車軸と翼の連成振動が発生する可能性は小さい。

なお，これまでの目視点検，浸透探傷検査で有意な欠陥は認められておらず，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，翼の高サイクル疲労割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

o. 噴口の高サイクル疲労割れ

国内他プラント（PWR）の低圧タービン最終段静翼（BWR では噴口に相当）溶接部及びその近傍において、高サイクル疲労によるき裂が生じた事例があったが、高圧タービン噴口の翼長は低圧タービンのものと比較して短いことから剛性が高く、高サイクル疲労割れの可能性は小さい。

なお、国内外のプラントで高圧タービン噴口の高サイクル疲労の事例はなく、これまでの目視点検、浸透探傷検査において有意な欠陥は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、噴口の高サイクル疲労割れは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

p. 車軸の高サイクル疲労割れ

車軸はタービン運転時に定常応力と変動応力が発生することとなり、高平均応力下において繰返し応力を受けると、応力集中部において高サイクル疲労割れが想定されるが、設計段階において高サイクル疲労割れが発生しないように考慮されている。

なお、これまでの車軸の目視点検、浸透探傷検査、磁粉探傷検査、超音波探傷検査の結果からも有意な欠陥は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、車軸の高サイクル疲労割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

q. 翼，車軸の腐食疲労割れ

翼，車軸の隙間部に腐食媒体の濃縮が発生し、これに繰返し応力が負荷される場合、腐食疲労割れが発生・進展することがあるが、当該機器はこうした腐食媒体が濃縮を起こすような乾湿交番域は存在しない。

なお、これまでの目視点検、浸透探傷検査、磁粉探傷検査、超音波探傷検査において有意な欠陥は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、翼，車軸の腐食疲労割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

(2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外）

a. 軸受台の摩耗

軸受台は、軸受台底面とベースプレートのスライド部に摩耗が想定されるが、当該部には、潤滑剤が塗布されており、軸受台の移動回数は2回／サイクル（プラントの起動・停止回数）と少なく、タービン起動時は温度を確認しながら昇温しているため、移動速度は緩やかであることから、摩耗が進行する可能性はない。

したがって、軸受台の摩耗は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

表 2.2-1 高圧タービンに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考	
					減肉		割れ		材質変化		その他		
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
バウンダリの維持	耐圧	車室		炭素鋼鋳鋼		△*1*2△*3	△				△*4	*1：流れ加速型腐食	
		ケーシングボルト		低合金鋼		△						*2：内面	
		ガスケット	◎	—								*3：外面	
	軸シール	パッキンケーシング			炭素鋼		△*1						*4：変形
		パッキンヘッド			低合金鋼鋳鋼		△*1						*5：高サイクル疲労割れ
		ラビリンスパッキン			ステンレス鋼	△							*6：はく離
		油切り			炭素鋼		△						*7：腐食疲労割れ
タービン性能の確保	エネルギー変換	翼		ステンレス鋼		△*1	△*5*7	△					
		噴口		ステンレス鋼		△*1	△*5	△					
		隔板締付ボルト			低合金鋼		△*1		△				
		隔板			低合金鋼鋳鋼		△*1						
	エネルギー伝達	車軸			低合金鋼	△	△*1	△*5*7	△				
		カップリングボルト			低合金鋼		△						
	軸支持	軸受台			炭素鋼	▲	△*2△*3						
		ジャーナル軸受			炭素鋼, ホワイトメタル	△						△*6	
		スラスト軸受			炭素鋼, ホワイトメタル	△						△*6	
		軸受ボルト			低合金鋼		△						
機器の支持	支持	基礎ボルト		炭素鋼		△							
		ベースプレート		炭素鋼		△							
		キー		炭素鋼	△								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）