

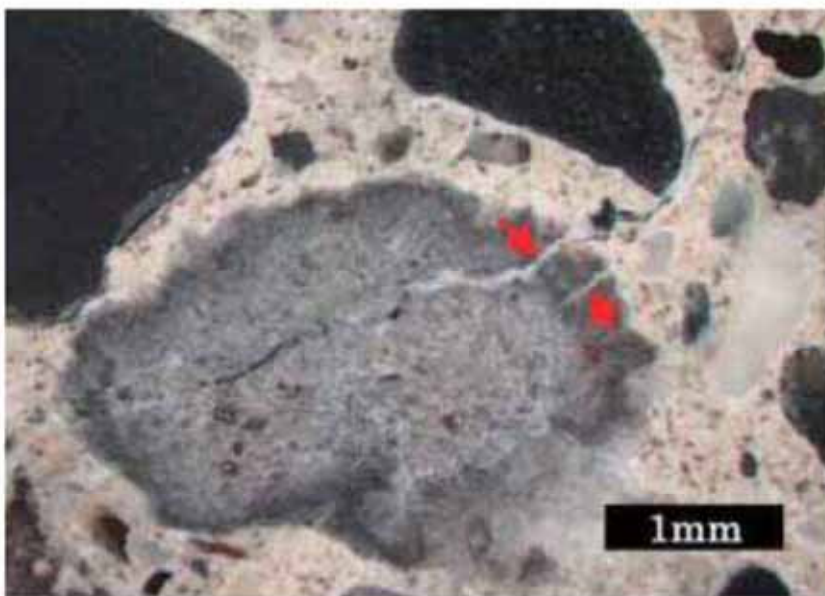
(補足説明資料 特別点検、劣化状況評価及び
保守管理に関する方針について)

補足説明資料 目次

1. 特別点検	
1. 1 コンクリート構造物	1- 70
2. 劣化状況評価	
2. 1 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	1- 72
2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について	1- 75
2. 3 6事象以外の劣化事象について	1- 91
2. 4 耐震・耐津波安全性評価	1- 95
2. 5 東海第二発電所の特有の評価	1-114
3. 保守管理に関する方針	1-119

1.1 特別点検 コンクリート構造物—アルカリ骨材反応の事例

実体顕微鏡観察結果は、アルカリ骨材反応の進行状況や発生を的確に観察、分類し、実構造物の状況やコアサンプル全体の目視観察等を踏まえ、コンクリートの健全性に影響を与えるような反応が生じているかという観点で「反応性なし」、「反応性あり」を判定



実体顕微鏡観察での膨張ひび割れの確認事例*1



実構造物における膨張ひび割れ(亀甲状)の事例*2

*1 : 株式会社太平洋コンサルタントHP (<http://www.taiheiyo-c.co.jp/business/business05/business0507/>)

*2 : アルカリ骨材反応による劣化を受けた道路橋の橋脚・橋台躯体に関する補修・補強ガイドライン(案)(平成20年3月 ASRIに関する対策検討委員会)

1.1 特別点検 コンクリート構造物－強度用コアサンプリング箇所



対象構造物	対象の部位	劣化要因							選定した点検箇所
		熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	機械振動	凍結融解	
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○	-	-	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	内壁及び床	○	○	○	-	○	-	-	中性化深さの点検箇所
	原子炉圧力容器ベDESTAL又はこれに準ずる部位	○	○	○	-	○	-	-	熱及び放射線照射の評価箇所
	一次遮蔽壁	○	○	○	-	○	-	-	中性化深さの点検箇所
	格納容器底部基礎マット	-	-	○	-	○	-	-	格納容器底部外基礎マットで代替評価
	格納容器底部外基礎マット	-	-	○	-	○	-	-	アルカリ骨材反応の点検箇所
	使用済み燃料プール	○	○	○	-	○	-	-	中性化深さの点検箇所
ダイヤフラムフロア	○	○	○	-	○	-	-	原子炉圧力容器ベDESTALで代替評価	
タービン建屋	外壁	○	○	○	○	○	-	-	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	内壁及び床	○	○	○	-	○	-	-	中性化深さの点検箇所
	基礎マット	-	-	○	-	○	-	-	アルカリ骨材反応の点検箇所
取水槽	海中帯	-	-	○	○	○	-	-	アルカリ骨材反応の点検箇所
	干満帯	-	-	○	○	○	-	-	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	気中帯	-	-	○	○	○	-	-	中性化深さの点検箇所
タービン架台	○	○	○	-	○	○	-	機械振動の評価箇所	
使用済燃料乾式貯蔵建屋	○	○	○	-	○	-	-	遮蔽能力の点検箇所	
排気筒基礎	-	-	○	○	○	-	-	アルカリ骨材反応の点検箇所	

○:影響有、-:影響無

: 主要な劣化要因

2.1 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下—評価対象(鉄骨構造物含む)



経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位

構造種別		コンクリート構造物							鉄骨構造物		機械設備(鉄骨部)		
経年劣化事象		強度低下							遮蔽能力低下	耐火能力低下	強度低下		強度低下
劣化要因		熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	凍結融解	機械振動	熱	火災などの熱	腐食	風などによる疲労	風などによる疲労
代表構造物	原子炉建屋 (非常用ディーゼル発電機海水系配管トレンチ、廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋含む)	原子炉圧力容器 ベDESTAL ○	原子炉圧力容器 ベDESTAL、 一次遮蔽壁 ○	○	○	△	▲	○	ガンマ線 遮蔽壁 ○	▲	△	▲	
	タービン建屋			外壁 (屋内面) ○	○	△	▲	タービン 発電機 架台 ○		▲	△	▲	
	取水口構造物			気中帯 ○	気中帯 干満帯 海中帯 ○	△	▲			▲			
	主排気筒												△
	非常用ガス処理系排気筒												△

○：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)

▲：(同上)

(日常劣化管理事象以外)

■：評価対象部位

2. 1 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－審査基準の要求事項(1/2)



構造物の経年劣化事象、劣化要因に対して審査基準の要求事項を下表に示す。

審査基準	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	(1) コンクリートの強度低下 ① 熱 ○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値(貫通部は90℃、その他の部位は65℃)を超えたことがある場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ② 放射線照射 ○評価対象部位の累積放射線照射量が、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ③ 中性化 ○評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ④ 塩分浸透 ○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ⑤ アルカリ骨材反応 ○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。

審査基準	要求事項
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>⑥ 機械振動 ○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>⑦ 凍結融解 ○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>(2) コンクリートの遮蔽能力低下</p> <p>① 熱 ○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88 °C又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177 °Cを超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置(変更)許可における遮蔽能力を下回らないこと。</p> <p>(3) 鉄骨の強度低下</p> <p>① 腐食 ○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>② 風などによる疲労 ○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について

1. 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項

審査基準	要求事項
实用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<ul style="list-style-type: none">○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。

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について

2. 低圧ケーブルの長期健全性評価試験結果

長期健全性評価試験の実施にあたっては、設計基準事故時は電気学会推奨案及びACAガイドにもとづき、重大事故等時は電気学会推奨案をもとに実施した。

(1) 電気学会推奨案による評価

1) CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時、重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	135℃×149時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	760 kGy	設計基準事故時 約7.1 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約7.0 kGy) 重大事故等時 約101 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約100 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171℃(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	設計基準事故時 0.001744 MPa(最高圧力) 重大事故等時 0.0069 MPa(最高圧力)	

2) 難燃CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時、重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121℃×168時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	設計基準事故時 約7.1 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約7.0 kGy) 重大事故等時 約101 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約100 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171℃(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	設計基準事故時 0.001744 MPa(最高圧力) 重大事故等時 0.0069 MPa(最高圧力)	

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について



3) KGBケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121℃×168時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	760 kGy	約530 kGy(通常時 約270 kGy 事故時260 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171℃(最高温度)	171℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

4) 難燃PNケーブル

	試験条件	東海第二における15年、30年間の通常運転時 及び重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121℃×126時間*1 121℃×251時間*2	電力用、制御用は15年間、計測用、温度計測用は30年間の通常運 転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	988 kGy*1 1,175 kGy*2	約673 kGy(通常時 約33 kGy 事故時640 kGy) 約706 kGy(通常時 約66 kGy 事故時640 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	235℃(最高温度)	235℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.62 MPa(最高圧力)	0.62 MPa(最高圧力)	

- *1: 電力用、制御用
- *2: 計測用、温度計測用

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について



(2) ACAガイドによる評価

1) CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-89.3 Gy/h-805 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(事故時)	260 kGy	約7.0 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	100 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.001744 MPa(最高圧力)	

2) 難燃CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-99.3 Gy/h-2,500 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	100 kGy	約7.0 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	100 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.177 MPa(最高圧力)	0.001744 MPa(最高圧力)	

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について



3) KGBケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-99.7 Gy/h-6,241 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

4) 難燃PNケーブル

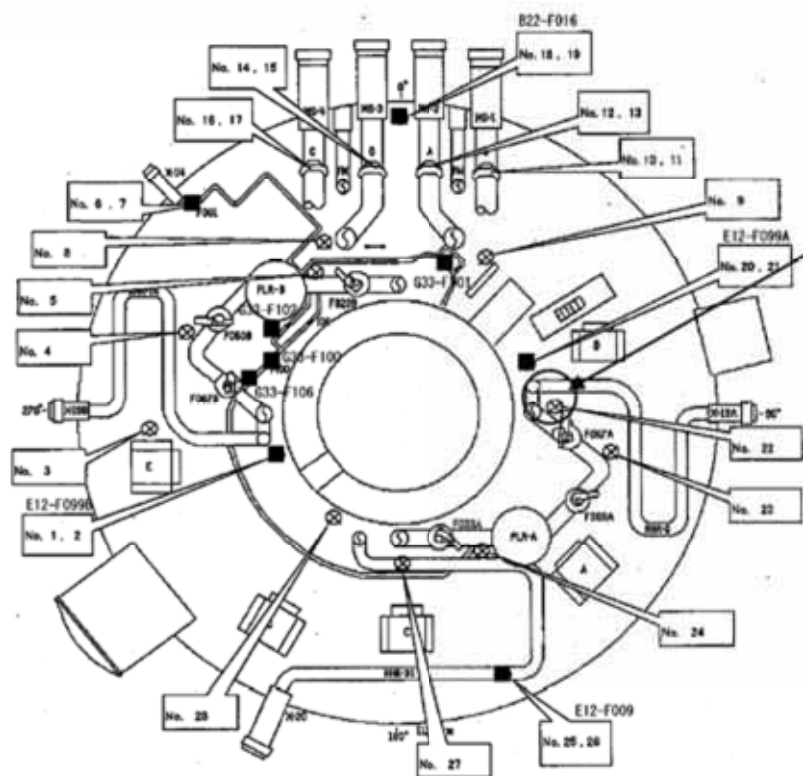
	試験条件	東海第二における28年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-94.7 Gy/h-6,990 時間	28年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について

3. 格納容器内環境測定

(1) 格納容器内環境測定状況

格納容器内設置の電気・計装設備の健全性評価にあたっては、「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)を受けて実施した格納容器内布設環境調査結果を用いている。



放射線量測定器

温度検出器

測定点(電線管)

格納容器内1階～6階(100箇所測定)

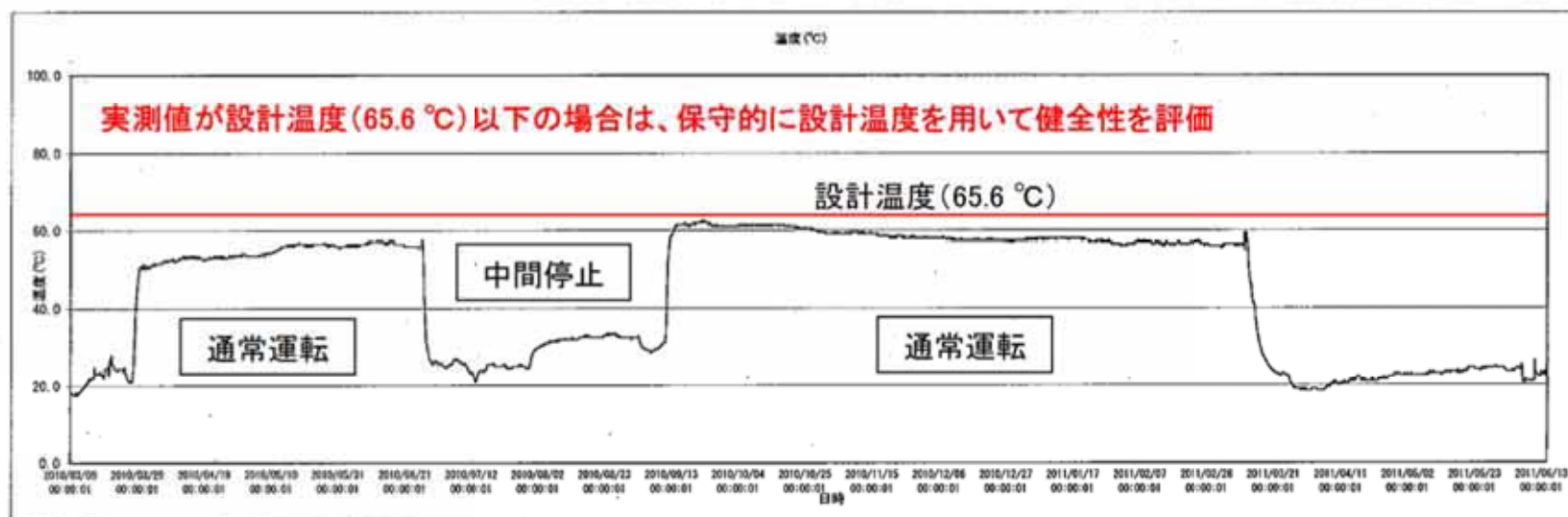
2.2 電気・計装設備の絶縁低下について



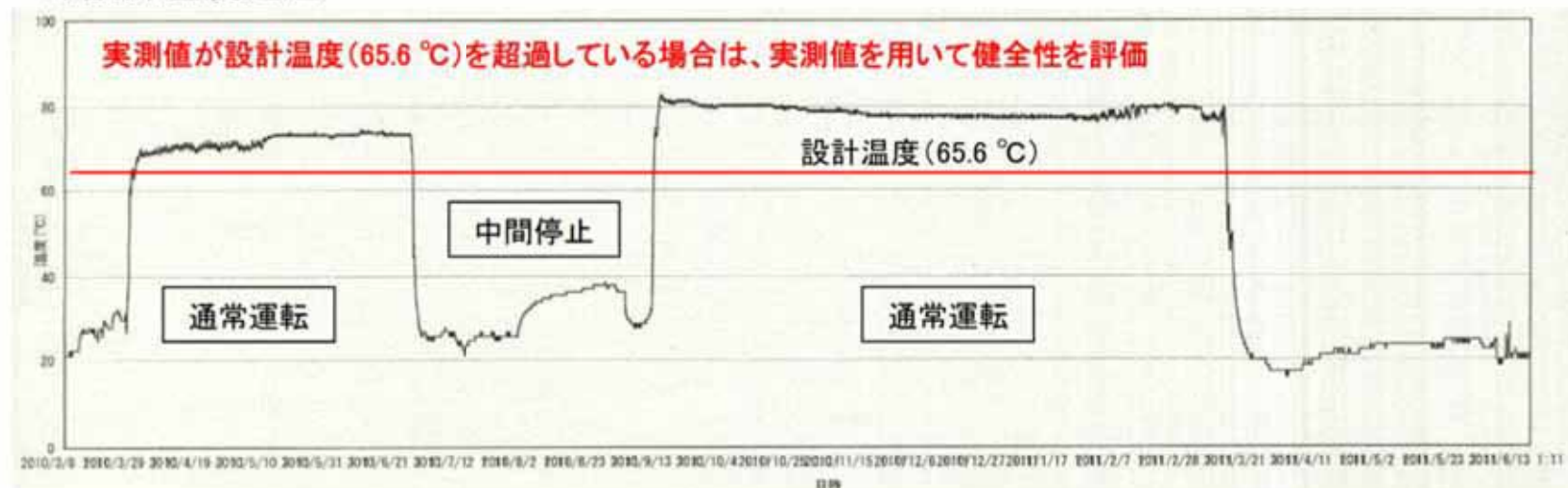
(2) 格納容器内通常運転時温度測定結果

1) 設計温度内

温度測定期間:平成22年3月30日から平成23年3月11日(中間停止期間中は除く)



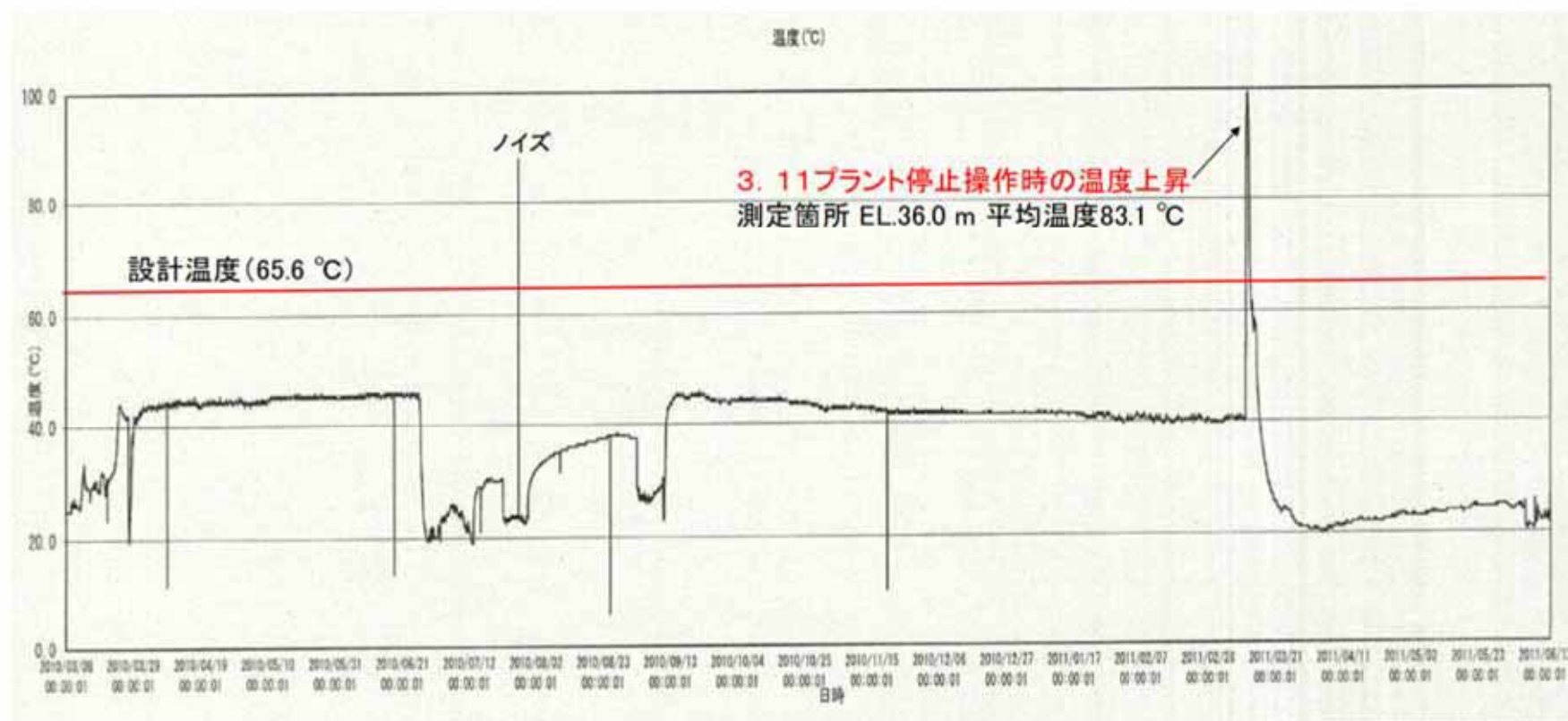
2) 設計温度超過



2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について

(3) 東北地方太平洋地震時の格納容器内温度測定結果

停止時に設計温度(65.6 °C)を超過している間の平均温度にて評価した結果、**超過時間は短時間**であり、**健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではなかった。**



停止操作時の格納容器内温度上昇(例)

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(1/7)



4. 健全性評価結果

電気・計装設備の長期健全性試験による評価結果は下記のとおり。

設計設備	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	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
電動弁用駆動部	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系注入弁駆動部 	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、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。		主蒸気トンネル室に設置している事故時動作要求のある電動弁モータについては、今停止期間中に原子炉格納容器内仕様の電動弁モータへ取替を行う計画としており、長期健全性試験で確認のとれている50年間を加えると、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価。	
	<ul style="list-style-type: none"> ・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。			

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(2/7)



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
電気ペネトレーション	<ul style="list-style-type: none"> ・核計装用電気ペネトレーション ・制御用電気ペネトレーション ・計測用電気ペネトレーション ・制御棒位置指示用電気ペネトレーション ・低圧動力用電気ペネトレーション ・高圧動力用電気ペネトレーション 	シール部 電線	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。	シール部及び電線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、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、補修等を実施。	シール部及び電線の絶縁特性低下の可能性は低く、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、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、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、必要に応じて補修を行うこととする。
高圧ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・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。

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(3/7)



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
同軸ケーブル	<p>・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)</p>	絶縁体	<p>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時等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。</p>	<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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年に取替えており、長期健全性試験で確認のとれている30年間を加えると、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。</p> <p>難燃六重同軸ケーブルは、運転開始後21年に取替えており、長期健全性試験で確認のとれている30年間を加えると、運転開始後51年時点において絶縁を維持できると評価。運転開始後51年を迎える前に難燃六重同軸ケーブルを取替えることで、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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>
	<p>・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)</p>		<p>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時等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。</p>			

: 60年を迎える前に取替が必要となる機器

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(4/7)



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
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)	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、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、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。			
	・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外)		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。			
	・難燃二重同軸ケーブル					

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(5/7)



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

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(6/7)



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	・スプライス接続(原子炉格納容器内)	絶縁部	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。	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。	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。
	・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。			

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(7/7)



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	<div style="border: 2px solid red; padding: 5px;"> ・同軸コネクタ接続(放射線計測用)(原子炉格納容器外) </div>	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。 同軸コネクタ接続(放射線計測用)(原子炉格納容器外)は、評価期間を迎える前に同軸コネクタを取替えることで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。	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。	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)							

: 60年を迎える前に取替が必要となる機器

2.2 電気・計装設備の絶縁低下について



5. 長期健全性試験方法等の出典先について

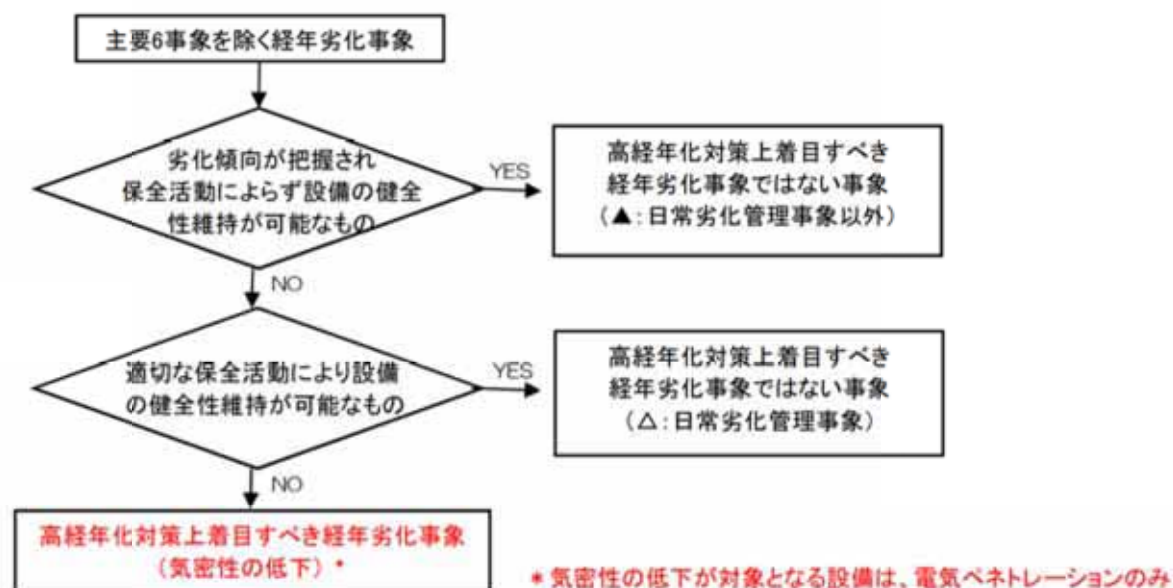
電気・計装設備の長期健全性試験の実施にあたり用いたガイド等は以下のとおり。

評価対象設備	ガイド名称
低圧ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・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) ・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)
高圧ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・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)
同軸ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・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) ・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)
ケーブル接続部	<p>【端子台接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-2003「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std. 572-1985「IEEE Standard for Qualification of Class 1E Connection Assemblies for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」 <p>【電動弁コネクタ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acuator」 <p>【同軸コネクタ、スプライス接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」
電動弁用駆動部	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」
電気ペネトレーション	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」
高圧ポンプモータ	<ul style="list-style-type: none"> ・長期健全性試験の実施内容等については、製造メーカーと協議の上決定

2.3 6事象以外の劣化事象について

1. 6事象以外の劣化事象

6事象以外の劣化事象抽出フローに従い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出を行った結果、**気密性の低下事象**が抽出された。



6事象以外の劣化事象抽出フロー

2. 6事象以外の劣化事象についての要求事項

審査基準	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	○劣化傾向監視等劣化管理がなされていない事象について、当該事象が発生又は進展している若しくはその可能性が認められる場合は、その発生及び進展を前提とした健全性評価を行い、その結果、技術基準規則に定める基準に適合すること。

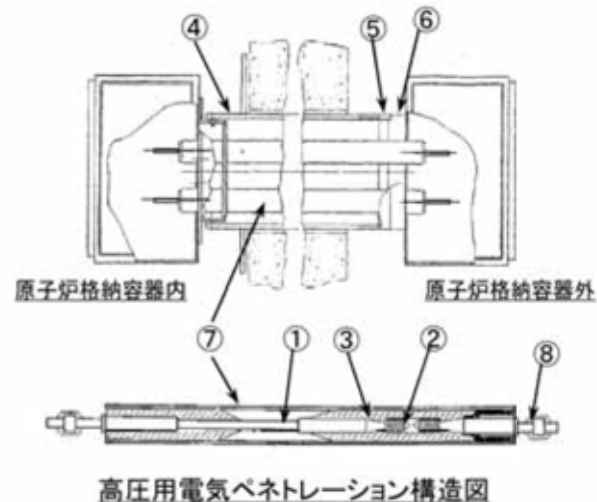
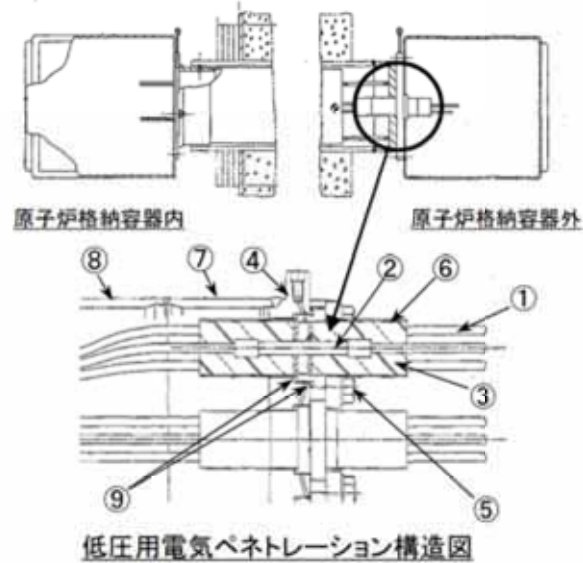
2. 3 6事象以外の劣化事象について－電気ペネトレーション－

3. 電気ペネトレーションの使用材料、使用条件

低圧、高圧用電気ペネトレーションの使用条件

	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 °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)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy (最大積算値)

*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



低圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料	No.	部位	材料
①	電線	銅、架橋ポリエチレン	⑥	モジュール	ステンレス鋼
②	接続部	銅	⑦	アダプタ	炭素鋼
③	シール部	エポキシ樹脂	⑧	スリーブ	炭素鋼
④	ヘッド	ステンレス鋼	⑨	Oリング	エチレンプロピレンゴム
⑤	取付ボルト	ステンレス鋼			

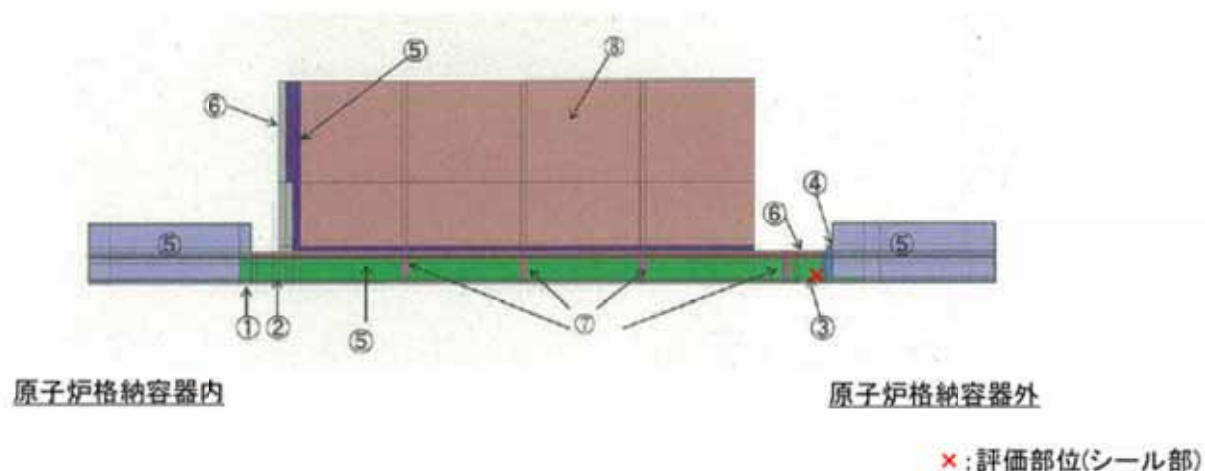
高圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料	No.	部位	材料
①	電線	銅、エチレンプロピレンゴム	⑤	アダプタ	炭素鋼
②	接続スリーブ	銅	⑥	ヘッド	ステンレス鋼
③	シール部	エチレンプロピレンゴム	⑦	パイプ	ステンレス鋼
④	スリーブ	炭素鋼	⑧	導体	銅

2.3 6事象以外の劣化事象について

4. 電気ペネトレーションの温度解析による健全性評価(重大事故等時)

温度解析は、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(熱伝導率、比熱、密度、表面放散熱抵抗)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する。



番号	項目	番号	項目	番号	項目	番号	項目
①	銅	③	エポキシ	⑤	空気	⑦	ベークライト
②	ポリエチレン	④	ステンレス	⑥	鉄	⑧	コンクリート

2.3 6事象以外の劣化事象について

5. 温度解析による健全性評価(重大事故等時)

a. 解析条件

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包絡する重大事故等時の解析入力条件は以下のとおり。

重大事故等時条件1

重大事故等時条件2

重大事故等時条件3

【重大事故等時条件1 解析入力条件】

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[°C]	
原子炉格納容器外の温度は <input type="text"/> ~ <input type="text"/> 時間の間 <input type="text"/> °C	

【重大事故等時条件2 解析入力条件】

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[°C]	
原子炉格納容器外の温度は <input type="text"/> ~ <input type="text"/> 時間の間 <input type="text"/> °C	

【重大事故等時条件3 解析入力条件】

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[°C]	
原子炉格納容器外の温度は <input type="text"/> 時間 ~ <input type="text"/> 時間は <input type="text"/> °C、 <input type="text"/> 時間から <input type="text"/> 時間は <input type="text"/> °C	

2.4 耐震・耐津波安全性評価－審査基準の要求事項



○耐震安全性評価

審査基準	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	<ul style="list-style-type: none"> ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。

○耐津波安全性評価

審査基準	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	<ul style="list-style-type: none"> ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価した結果、許容限界を下回ること。

2.4 耐震安全性評価－評価対象

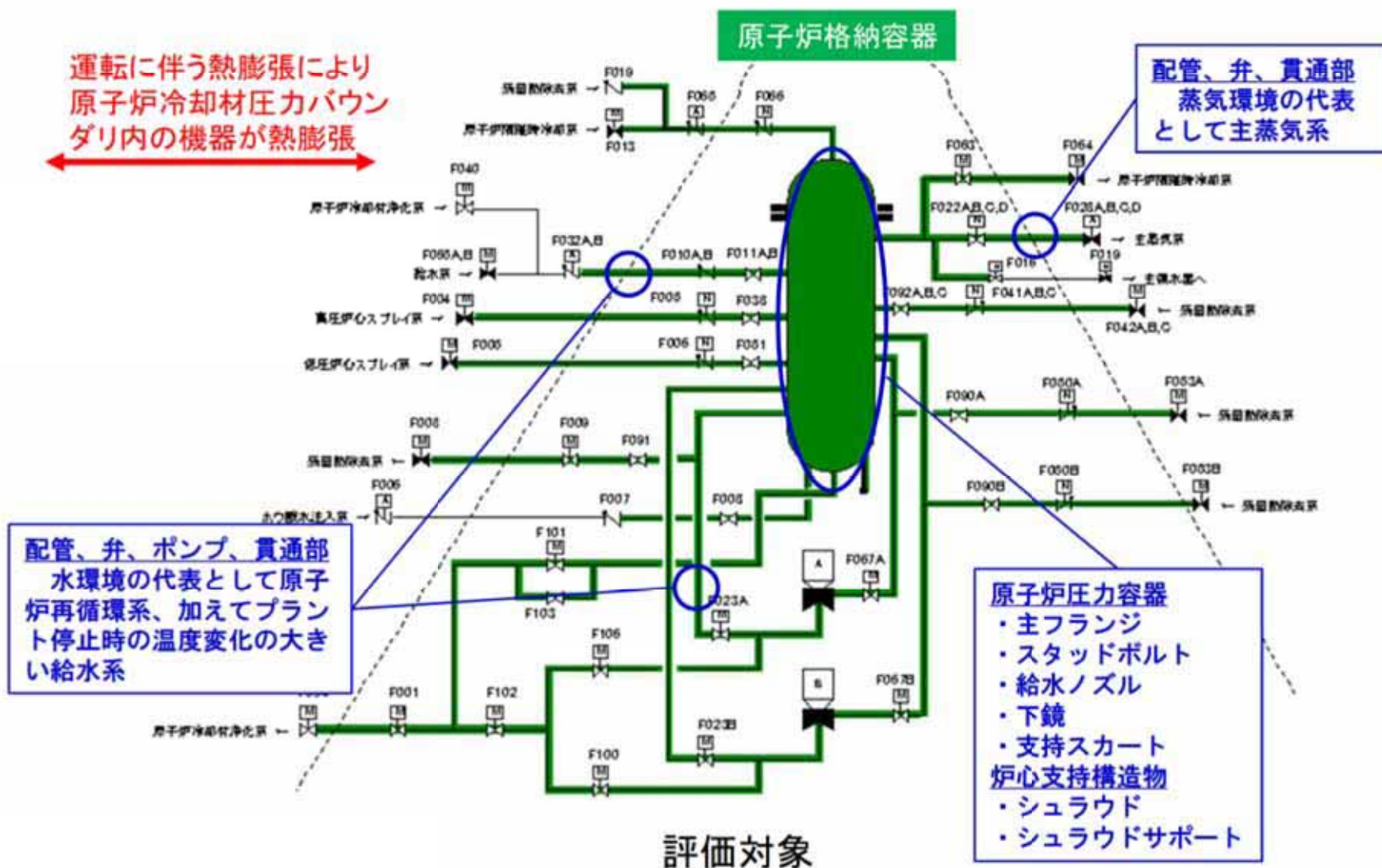
評価対象機器は、安全機能を有する機器より抽出※し、以下の種別に分類する。

機器・構造物	対象機器・構造物名称
ポンプ	原子炉再循環ポンプ、留熱除去系ポンプ 他
熱交換器	残留熱除去系熱交換器、給水加熱器 他
ポンプモータ	残留熱除去系ポンプ 他
容器	原子炉圧力容器、原子炉格納容器 他
配管	原子炉再循環系配管、給水配管 他
弁	主蒸気隔離弁、主蒸気逃し安全弁 他
炉内構造物	炉心シュラウド、ジェットポンプ 他
ケーブル	低圧CV ケーブル 他
タービン設備	主タービン、原子炉隔離時冷却系タービン 他
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	原子炉建屋、取水構造物 他
計測制御設備	原子炉圧力計測装置 他
空調設備	原子炉建屋ガス処理系 他
機械設備	制御棒、非常用ディーゼル機関 他
電源設備	主発電機、主変圧器 他

※：クラス1、2及び最高使用温度が95℃を超える、又は最高使用圧力が1,900kPa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（浸水防護施設を含む）、並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とする。

2. 4 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価(評価対象の抽出)

評価対象: 低サイクル疲労評価と同様に、原子炉冷却材圧力バウンダリ内機器について、代表機器を抽出(原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉再循環ポンプ、配管、弁)



2.4 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価(代表以外の機器の評価)



評価対象機器・部位について、**全て許容値1を下回ることを確認した。**

評価対象機器・部位		60年時点の疲労 累積係数	地震動による疲労累積 係数(基準地震動 S_S)	合計 (許容値:1以下)	
原子炉再循環ポンプ	ケーシング入口ノズルー配管との溶接部	0.0000	0.0033	0.0033	
容器	原子炉圧力容器	主フランジ	0.0177	0.0000	0.0177
		スタッドボルト	0.2526	0.0000	0.2526
		給水ノズル	0.6146*	0.0002	0.6148
		下鏡	0.4475*	0.0002	0.4477
		支持スカート	0.5691	0.0002	0.5693
	機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部	0.0071	0.0001	0.0072
		給水系配管貫通部	0.0064	0.0001	0.0065
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.1182*	0.1455	0.2637
		炭素鋼配管	原子炉系(蒸気部)配管	0.0853	0.6558
	炭素鋼配管	原子炉系(純水部)配管	0.5799*	0.0259	0.6058
弁	原子炉給水止め弁(弁箱)	0.5373*	0.0000	0.5373	
	原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)	0.0338*	0.0001	0.0339	
	原子炉給水逆止弁(弁箱)	0.8848*	0.0000	0.8848	
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)	0.0738*	0.0001	0.0739	
	主蒸気隔離弁(弁箱)	0.2278	0.0000	0.2278	
炉内構造物	炉心シュラウド	0.0351	0.0007	0.0358	
	シュラウドサポート	0.0647	0.0000	0.0647	

*:環境を考慮

2.4 耐震安全性評価－腐食(全面腐食)評価

○60年時点の腐食代(0.3mm)の設定について

東海第二発電所に隣接し、環境条件が同じである東海発電所のプラント建設当初から使用(34年使用)している基礎ボルトについて、以下3つの環境区分毎に調査した。

- ①屋外埋設部(屋外の基礎コンクリート埋設部)
- ②屋内埋設部(地面に接している最下階のコンクリート埋設部)
- ③屋内埋設部(最下階以外のコンクリート埋設部)

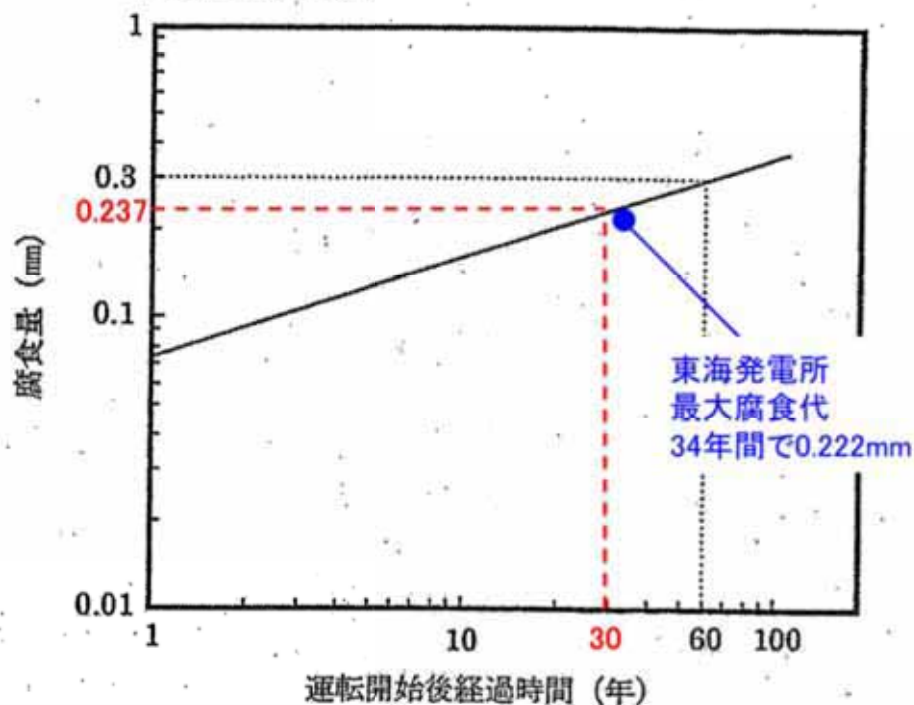
調査の結果、最も腐食代が大きい屋外設置機器で**最大0.222mm(実績値)**であった。

この値は、右図※の炭素鋼の大気腐食量として想定される**30年時点の0.237mmを下回る**ことから、この外挿により**60年時点の腐食代は0.3mmを下回ると推定**できる。

※:(社)腐食防食協会主催「材料と環境2002」発表に一部加筆

以上より、保守的に60年時点の腐食代を0.3mmと設定した。

普通鋼の暴露試験結果より60年の腐食量を推定したカーブ



炭素鋼の大気腐食による腐食量

2.4 耐震安全性評価－機械設備の応力腐食割れ評価(1/2)



＜機械設備の応力腐食割れ＞

応力腐食割れが想定される機械設備(廃棄物処理設備)について、最も長く(建設時から)設置・使用されている設備(濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備)のうち、最高使用圧力が廃液濃縮器復水器(0.07MPa)より大きい廃液濃縮器蒸発缶(0.34MPa)を代表として評価する。

廃棄物処理設備	設置・使用期間	機器	部位
濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備	約44年	廃液濃縮器蒸発缶	胴板
		廃液濃縮器復水器	胴板
機器ドレン系設備	約36年	クラッドスラリ濃縮器加熱器	伝熱管、管板等
		クラッドスラリ濃縮器	胴板
		クラッドスラリ濃縮器復水器	伝熱管、管板等
		クラッドスラリ濃縮器デミスタ	胴板
減容固化系設備	約36年	溶解タンク	上板、胴板
		ミストセパレータ	上板、胴板
		デミスタ	上板、胴板
		乾燥機復水器	胴板
雑固体焼却系設備	約36年	焼却灰取出ボックス	ケーシング
		排ガスフィルタ	胴板
雑固体減容処理設備	約16年	高周波溶融炉	外殻
		溶融炉排ガスフィルタ	胴板
		溶融炉排ガス脱硝塔	胴板

<機械設備の応力腐食割れ>

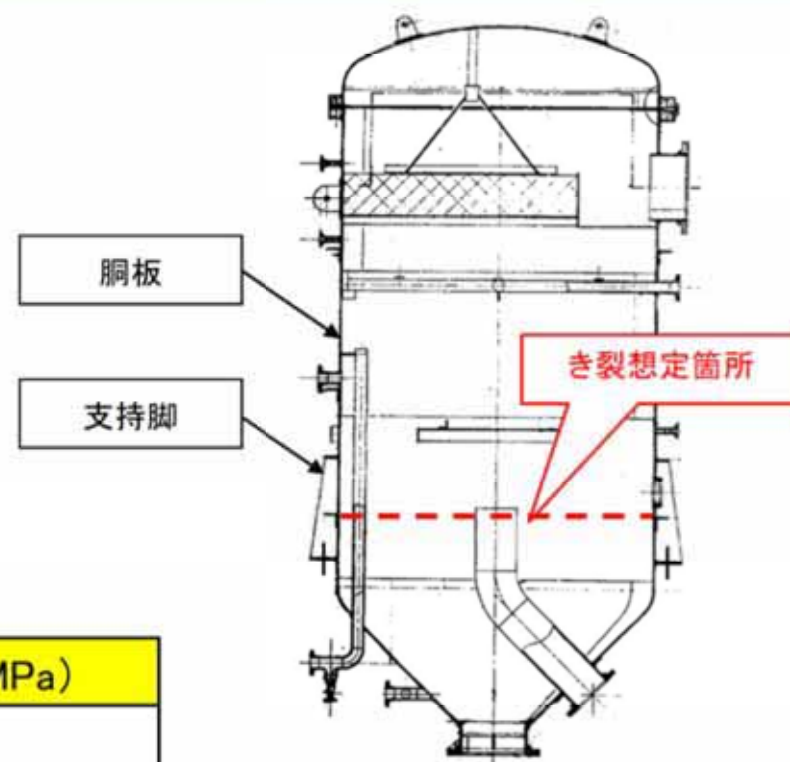
(a) 評価内容

規格※1に基づき、60年時点のき裂として**半周の貫通き裂を仮定**して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

※1: 日本電気協会 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG 4613-1998)

(b) 評価結果

評価対象	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)
廃液濃縮器蒸発缶胴板	31 <	65



廃液濃縮器蒸発缶構造図

地震時の発生応力が許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ないと評価した。

2.4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価



○プラントの運転状態

プラントの運転状態はⅠ～Ⅳがあり、数字が大きくなるほど影響が大きい。

運転状態Ⅲ	原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転停止が緊急に必要な運転状態(過渡事象であって比較的影響が小さい事象(制御棒引抜き等))
運転状態Ⅳ	原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態(事故であって比較的影響が大きい事象(LOCA等))

○許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_ASについて

配管(機器)の許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_ASは、プラントの運転状態Ⅲ、Ⅳに対応する原子炉圧力容器の温度、圧力の変動による荷重(許容応力状態Ⅲ、Ⅳ)と、地震により生ずる応力を組み合わせた状態をいう。

許容応力状態Ⅲ _A S	運転状態Ⅲに対応する原子炉圧力容器の温度、圧力の変動による荷重(許容応力状態Ⅲ _A) + 地震(S _d)により生ずる応力
許容応力状態Ⅳ _A S	運転状態Ⅳに対応する原子炉圧力容器の温度、圧力の変動による荷重(許容応力状態Ⅳ _A) + 地震(S _s)※により生ずる応力

※:地震(S_d)及び静的地震も考慮している

2.4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(1/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	MS-17	クラス1	S	Ss	一次	601	364	×	291	364	○
					一次+二次	1613	366	×	831	366	×
				Sd	一次	413	274	×	225	274	○
					一次+二次	993	366	×	556	366	×
									疲労累積係数=0.3256 ^{*1}		○
									疲労累積係数=0.3132 ^{*1}		○
	MS-19	クラス1	S	Ss	一次	1031	364	×	144	364	○
					一次+二次	2770	366	×	396	366	×
				Sd	一次	649	274	×	102	274	○
					一次+二次	1531	366	×	235	366	○
									疲労累積係数=0.0169 ^{*2}		○
											○
	MS-19	クラス2	S	Ss	一次	765	363	×	150	363	○
					一次+二次	1181	364	×	185	364	○
				Sd	一次	493	182	×	113	182	○
					一次+二次	648	364	×	121	364	○
											○
											○
MSIV-10,13,14,16,19	クラス2	S	Ss	一次	205	380	○	—	—	—	
				一次+二次	350	364	○	—	—	—	
			Sd	一次	179	209	○	—	—	—	
				一次+二次	209	364	○	—	—	—	

*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.4580であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0029であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

■: 最大の応力評価点又は疲労評価点の値

2.4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(2/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考	
					梁モデル評価			梁モデル評価				
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価		
原子炉系 (純水部)	FDW-1.2.3.4.9	クラス1	S	Ss	一次	103	364	○	—	—	—	
					一次+二次	109	366	○	—	—	—	
				Sd	一次	92	274	○	—	—	—	
		一次+二次			67	366	○	—	—	—		
		クラス2		Ss	一次	96	363	○	—	—	—	
					一次+二次	140	364	○	—	—	—	
	Sd		一次	82	182	○	—	—	—			
		一次+二次	89	364	○	—	—	—				
	FDW-5.6.7.8.11	クラス1	S	Ss	一次	100	364	○	—	—	—	
					一次+二次	103	366	○	—	—	—	
				Sd	一次	90	274	○	—	—	—	
		一次+二次			63	366	○	—	—	—		
クラス2		Ss		一次	94	363	○	—	—	—		
				一次+二次	133	364	○	—	—	—		
	Sd	一次	81	182	○	—	—	—				
一次+二次		84	364	○	—	—	—					
給水系	FDW-13.14	クラス2	S	Ss	一次	125	363	○	—	—	—	
					一次+二次	241	364	○	—	—	—	
				Sd	一次	107	182	○	—	—	—	
					一次+二次	130	364	○	—	—	—	
			B	B	104	229	○	—	—	—		
	FDW-16.17.18.22.23.24	クラス3	B	B	89	201	○	—	—	—		
	FDW-15.25	クラス3	B	B	267	172	x	127	229	○		
	FDW-20.26	クラス3	B	B	291	172	x	130	229	○		
FDW-19.21.27.29	クラス3	B	B	179	229	○	—	—	—			

: 最大応力評価点の値

2.4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(3/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境)	C-01	クラス3	B	B	239	245	○	—	—	—	
	C-02	クラス3	B	B	204	245	○	—	—	—	
	C-03	クラス3	B	B	100	245	○	—	—	—	
	C-04	クラス3	B	B	100	245	○	—	—	—	
	C-05	クラス3	B	B	104	245	○	—	—	—	
	C-06	クラス3	B	B	115	245	○	—	—	—	
	C-07	クラス3	B	B	146	245	○	—	—	—	
	C-08	クラス3	B	B	147	245	○	—	—	—	
	C-09	クラス3	B	B	108	245	○	—	—	—	
	C-10	クラス3	B	B	158	206	○	—	—	—	
	C-11	クラス3	B	B	159	206	○	—	—	—	
	C-12	クラス3	B	B	91	224	○	—	—	—	
	C-13	クラス3	B	B	114	245	○	—	—	—	
	C-14	クラス3	B	B	112	245	○	—	—	—	
	C-23	クラス3	B	B	138	245	○	—	—	—	
C-26	クラス3	B	B	86	206	○	—	—	—		
C-36	クラス3	B	B	200	224	○	—	—	—		
3B-C-113	クラス3	B	B	191	206	○	—	—	—		
給水加熱器 ドレン系	HD-24	クラス3	B	B	108	205	○	—	—	—	
	HD-25	クラス3	B	B	231	205	×	85	205	○	
	HD-26	クラス3	B	B	173	205	○*1	57	205	○	

*1: モデル内のサポート補強を要するため、60年時点肉厚(サポート補強有り)による評価を実施する。

: 最大応力点の値

2.4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(4/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考	
						梁モデル評価			梁モデル評価				
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価		
原子炉系 (蒸気部) [主配管]	MS-B	クラス1	S	S _s	一次	—	—	—	317	345	○		
					一次+二次	—	—	—	829	345	×		
				S _d	一次	—	—	—	疲労累積係数=0.9249 ^{*1}			○	
					一次+二次	—	—	—	236	258	○		
					一次	—	—	—	489	345	×		
					一次+二次	—	—	—	疲労累積係数=SeIに包含される			○	
		クラス2	S	S _s	一次	—	—	—	90	380	○		
					一次+二次	—	—	—	51	418	○		
				S _d	一次	—	—	—	82	209	○		
					一次+二次	—	—	—	33	418	○		
原子炉冷却材浄化 系	CU-PD-9	クラス1	S	S _s	一次	—	—	—	333	414	○	最大応力点	
					一次+二次	—	—	—	1015	354	×	最大応力点(SUS)	
						—	—	—	疲労累積係数=0.7408 ^{*2}			○	
					一次+二次	—	—	—	828	414	×	最大応力点(CS)	
						—	—	—	疲労累積係数=0.6612 ^{*3}			○	
					S _d	一次	—	—	—	228	310	○	最大応力点
				一次+二次		—	—	—	563	354	×	最大応力点(SUS)	
						—	—	—	疲労累積係数=SeIに包含される			○	
				一次+二次		—	—	—	503	414	×	最大応力点(CS)	
									—	—	—	疲労累積係数=SeIに包含される	

*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0339であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0085であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*3: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0462であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

: 最大の応力点又は疲労評価の値

2.4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(5/5)

全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境 以外)	C-15	火力 ^{*1}	B	B	1056	237	×	121	237	○	
	C-16	火力 ^{*1}	B	B	259	311	○ ^{*2}	88	311	○	
	C-17	火力 ^{*1}	B	B	171	311	○	—	—	—	
	C-18	クラス3/火力 ^{*1}	B	B	415	311	×	132	311	○	
	C-19	クラス3	B	B	109	233	○	—	—	—	
	C-20	クラス3	B	B	135	231	○	—	—	—	
	C-21	クラス3	B	B	317	311	×	131	311	○	
	C-22	クラス3	B	B	292	311	○	—	—	—	
	C-34	クラス3	B	B	180	231	○	—	—	—	
	C-35	クラス3/火力 ^{*1}	B	B	470	233	×	68	233	○	
	C-39	火力 ^{*1}	B	B	6662 ^{*3}	233	×	227	233	○	
	C-WSN	火力 ^{*1}	B	B	170	233	○	—	—	—	
	MUW-172-06	クラス3	B	B	144	188	○	—	—	—	

*1: 火力技術基準に区分されるが、耐震評価上クラス3として評価した。

*2: モデル内のサポート容量変更を要するため、60年時点肉厚による評価を実施する。

*3: 当該部は、他のモデルと比較すると必要最小肉厚が薄く断面係数が小さい。また、管台形状であることから発生応力が高くなった。

: 最大応力点の値

2.4 耐震安全性評価－動的機能維持評価(1/2)



評価対象機器について、地震時の動的機能が維持されることを確認した。

＜流れ加速型腐食＞

接続する配管のFACの耐震評価範囲のうち動的機能が要求される弁について、以下のとおり地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した。

地震力		振動数 (Hz)	原子炉給水逆止弁		主蒸気隔離弁	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
Ss	水平	50	4.90	< 6.0	7.65	< 10.0
	鉛直		3.27	< 6.0	5.51	< 6.2

地震力		振動数 (Hz)	主蒸気逃がし安全弁		原子炉冷却材浄化系内側隔離弁	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
Ss	水平	50	6.53	< 9.6	4.70	< 6.0
	鉛直		2.04	< 6.1	1.33	< 6.0

2.4 耐震安全性評価－動的機能維持評価(2/2)



評価対象機器について、地震時の動的機能が維持されることを確認した。

機器	想定される経年劣化事象に対する評価
弁	<p><低サイクル疲労> 補足説明資料1-98に示すとおり、全て許容値1を下回り、低サイクル疲労割れが発生しないため、地震時の動的機能が維持されることを確認した。</p>
弁以外 (ポンプ、タービン設備、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備)	<p><基礎ボルトの腐食(全面腐食)> 基礎ボルトの腐食(全面腐食)による減肉を仮定した耐震安全性評価の結果、地震時の発生応力が許容応力を下回り、支持する機器の支持機能への影響がないことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持されることを確認した。</p>

2.4 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価(1/2)



評価対象機器における経年劣化事象を抽出し影響について評価した結果、**制御棒挿入性に影響を及ぼす可能性のある経年劣化事象はないことを確認した。**

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
制御棒	ローラ、ピンの摩耗	耐摩耗性の高いコバルト基合金、ニッケル基合金を使用されていること、且つ定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルの靱性低下、照射誘起型応力腐食割れ	制御棒の動作性に問題が生じていないことを、定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により確認しているため、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、ピン、上部ハンドルの粒界型応力腐食割れ		無
炉内構造物	炉心シュラウド、シュラウドサポートの疲労割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、また60年時点での疲労評価にて疲労累積係数が1より小さいことを確認し、疲労破壊を起こさないため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
	炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の粒界型応力腐食割れ	現状確認されているひびを保守的に拡大し健全性を評価した結果、60年時点で破壊に至らないことを確認しており、また、ひびの方向性が縦方向のみで変位影響を及ぼさないことから、炉心支持機能に与える影響はない。	無
		上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管現状目視点検で割れが確認されておらず、維持規格に基づき計画的に点検を実施するため、炉心支持機能に与える影響はない。	無

2.4 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価(2/2)

評価対象機器における経年劣化事象を抽出し影響について評価した結果、**制御棒挿入性に影響を及ぼす可能性のある経年劣化事象はないことを確認した。**

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
炉内構造物	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、しきい照射量を超える炉心シュラウドと上部格子板のうち、炉心シュラウドは60年時点で破壊に至らないことを確認しており炉心支持機能に与える影響はない。また、上部格子板は溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないため、炉心支持機能に与える影響はない。 その他の機器はしきい照射量に達せず、照射誘起型応力腐食割れが発生しない。	無
	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射スウェリング、照射下クリープ	炉心支持機能に与える影響はない。	無
	燃料支持金具(中央)、制御棒案内管の熱時効	現状目視点検で割れが確認されておらず、亀裂の原因となる経年劣化事象がなく、熱時効による破壊に至らないため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
燃料集合体	燃料集合体の腐食減肉	燃料集合体の外周にチャンネルボックスが取付けられており、燃料集合体は制御棒と接触しないため、燃料集合体の照射による腐食減肉は制御棒挿入性に影響を与えない。	無

2.4 耐津波安全性評価－評価対象

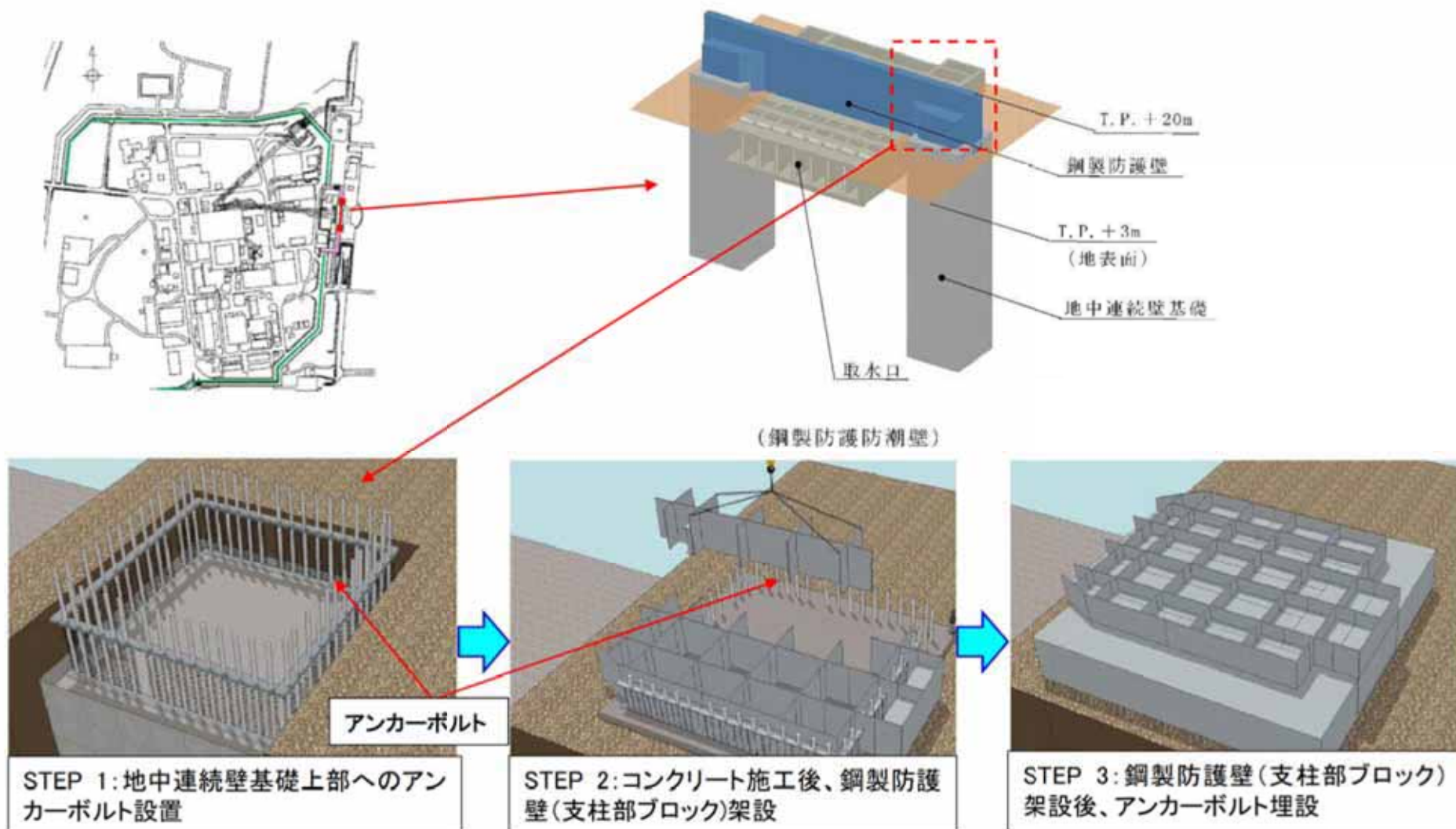
評価対象である浸水防護施設は以下のとおり。

浸水防護施設			浸水防護施設の区分	評価対象／対象外の区別
弁	逆止弁	浸水防護施設系統逆止弁	浸水防止設備	対象
コンクリート 構造物及び 鉄骨構造 物	コンクリート 構造物	防潮堤(鉄筋コンクリート防潮壁及び鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁)、原子炉建屋	津波防護施設	対象
		防潮堤(鋼製防護壁)、防潮扉、放水路ゲート、構内排水路逆流防止設備、貯留堰		対象
	鉄骨構造物	浸水防止蓋、水密扉	浸水防止設備	対象
計測制御 設備	操作制御盤	潮位監視盤、津波・構内監視設備	津波監視設備	対象外*
	計測装置	取水ピット水位計測装置		対象
		潮位計測装置		対象

*: 基準津波の影響を受ける位置に設置されないため、耐津波安全性評価対象外とする

2.4 耐津波安全性評価－防潮堤(鋼製防護壁)アンカーボルト設置位置

防潮堤(鋼製防護壁)アンカーボルトは、鋼製防護壁と地中連続壁基礎の接合部に設置され、**全てコンクリート埋設となることから、腐食(全面腐食)は想定されないもの**と評価。



2.5 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)



・津波による影響(1/3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ポンプ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ(2C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ(2C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ(A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ(A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ(A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ(A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	洗浄水ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	補修	良
	洗浄水ポンプ	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
	海水電解装置ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	補修	良
	海水電解装置ポンプ	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプモータ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機(2C)	絶縁体	代表	絶縁特性低下	補修	良
	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機(2C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表	全面腐食	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ・電動機(A, C)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ・電動機(A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良

2.5 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)



・津波による影響(2/3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ポンプ モータ	補機冷却系海水ポンプ・電動機(A, C)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ電動機(A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	洗浄水ポンプ・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	洗浄水ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	海水電解装置ポンプ・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	海水電解装置ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	トラベリングスクリーン・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	トラベリングスクリーン・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
ケーブル	高圧難燃CVケーブル	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	難燃CVケーブル	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	ケーブルトレイ, 電線管, サポート等	鋼材	代表以外	全面腐食	取替	良

2.5 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)



・津波による影響(3/3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ケーブル	端子台接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	端子接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
電源及び電気設備	PC(2B-4)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	MCC(2B-4-1, 2,3)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	海水電解装置現場制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ潤滑水流量監視盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ補助リレー盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	除塵装置制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	圧力計測装置	圧力伝送器	代表以外	特性変化	洗浄・目視確認	良
	計器架台	サポート, ベースプレート, 取付ボルト, ナット	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良
	取付ボルト	取付ボルト	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良

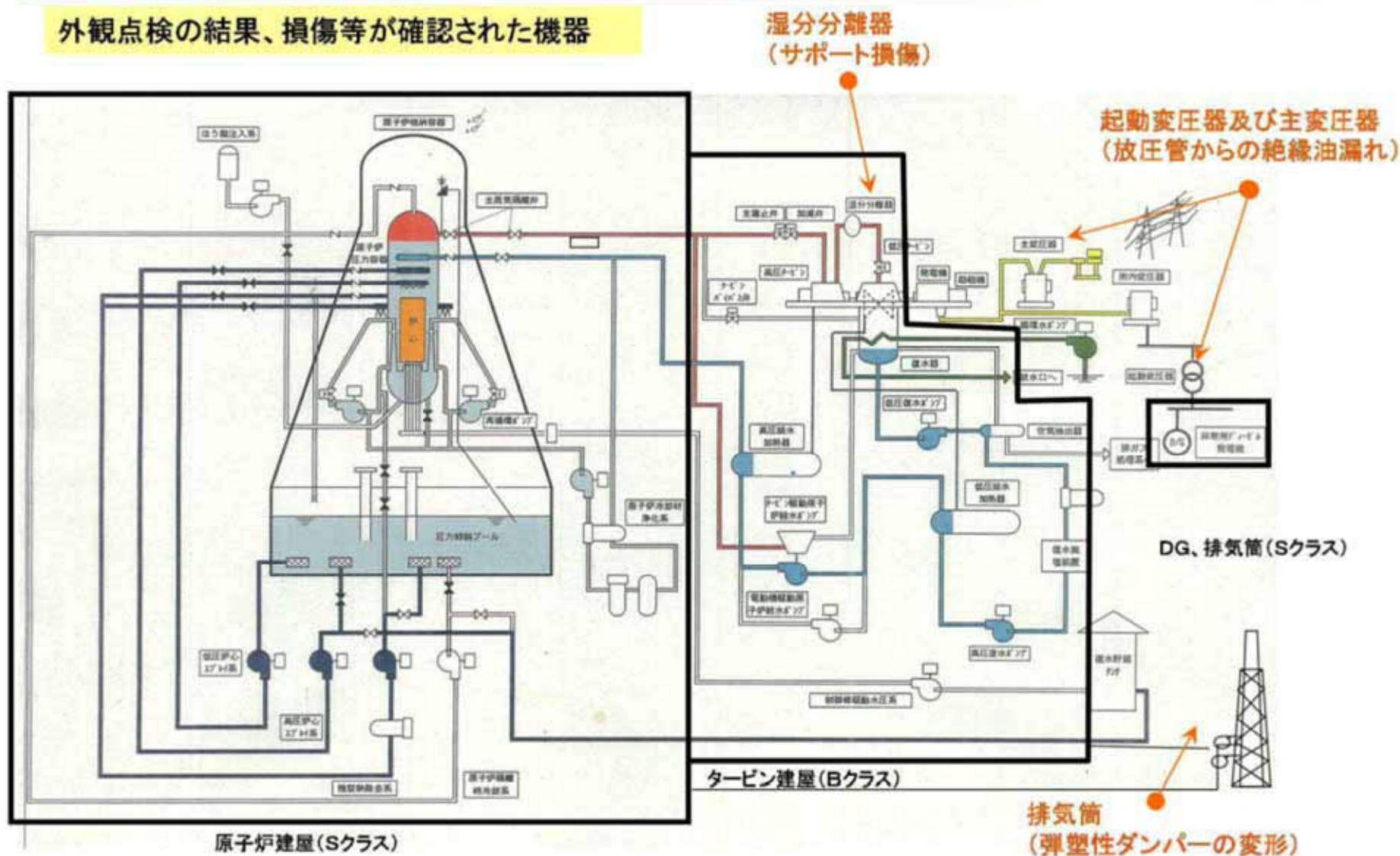
2.5 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(地震による影響)



・地震による影響

出典: 茨城県原子力安全対策委員会 安全性検討ワーキングチーム(第6回)資料
東海第二発電所 施設の健全性より抜粋

外観点検の結果、損傷等が確認された機器



○崩壊荷重について

構造物に作用する荷重が徐々に増大すると、構造物内に発生する応力は増加するため、最終的に構造物は荷重に耐えられず変形する。そのときの荷重を崩壊荷重という。

○2倍勾配法について

崩壊荷重を決定する手法として、規格※に2倍勾配法が規定されている。

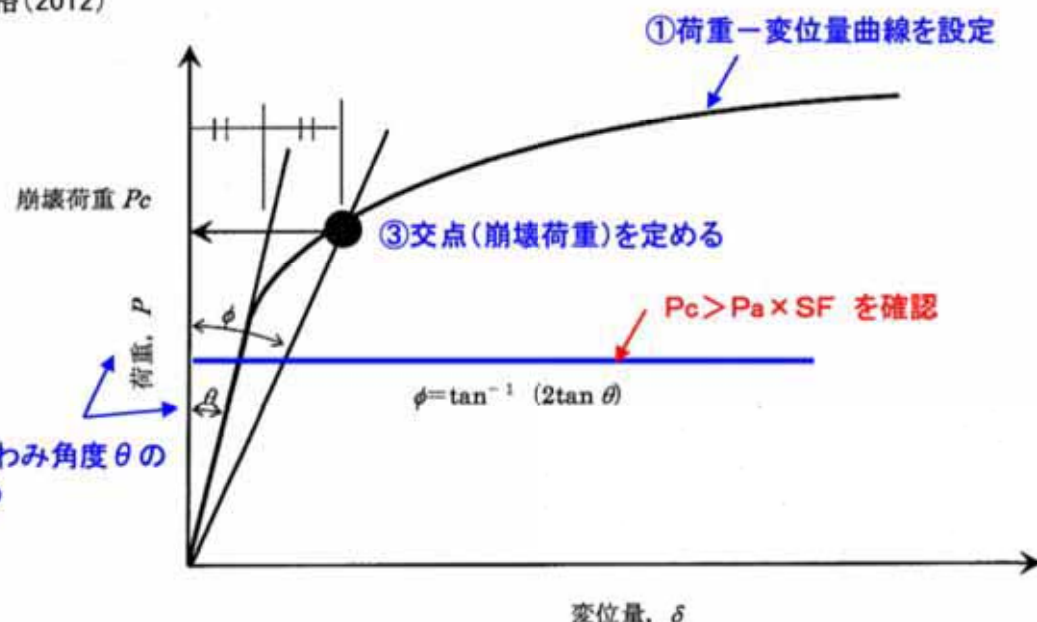
- ①当該構造物の温度での縦弾性係数、荷重—変位置曲線を設定
- ②有限要素法による弾塑性解析により荷重Pとたわみ角度θの関係を求める
- ③荷重—変位置曲線において、弾性範囲の荷重軸に対する2倍の勾配直線を求め、直線と曲線の交点を定める。この交点を崩壊荷重 P_c と定義する。

※：日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2012)

上記の崩壊荷重(P_c)に対して、安全率(SF)を考慮した許容荷重(P_a)が下回ることを確認する。

$$P_c > P_a \times SF$$

②荷重P、たわみ角度θの関係を求める



2倍勾配法による崩壊荷重の求め方

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(1/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>1. 原子炉再循環系ポンプ等の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p>	<p>実過渡回数に基づく60年時点での過渡回数を用いて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007年追補版を含む)」や日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法JSME S NF1-2009」に基づく疲労評価等を実施し、健全性を確認した。</p>
<p>2. 原子炉圧力容器の照射脆化については、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)の脆化予測式による評価を実施する。 また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取り出し計画を策定する。 低圧注水ノズルについては、再度照射量を評価し、健全性評価の要否を判断し、要の場合は再評価を実施する。なお、再評価にあたっては、Cuの含有量の実測を行う。</p>	<p>2014年度に取り出した監視試験片の試験結果を踏まえ、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007[2013年追補版])の脆化予測式により、40年時点、60年時点の中性子照射量を用いて評価を実施した。その結果、最低使用温度、上部棚吸収エネルギーとも管理値に対して問題のないことを確認した。 また、使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施時期を評価し、取り出し計画を策定した。 低圧注水ノズルについて再度中性子照射量を評価した結果、運転開始後60年時点において、$0.87 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2 (> 1\text{MeV})$程度と評価されたが、保守的な評価として中性子照射脆化に対する健全性評価は、低圧注水ノズルを代表として再評価を実施した。 なお、Cuの含有量については、第24回定期検査(2009年度)及び第25回施設定期検査(2011年度)に2回にわたり実測をしていることから、健全性評価にあたっては実測値を適用し評価した。その結果、監視試験結果に対して最低使用温度が高くなったが、管理可能な値であり問題のないことを確認した。</p>
<p>3. 炉内構造物の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格JSME S NA1-2008(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日原規技発第1408063号原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査としてシュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。 また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(2/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>4. 原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れに関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」又は「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規) NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)」又は「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき点検を実施した。</p> <p>炉内構造物については、第24回定期検査(2009年度)において、炉内構造物検査を実施し、また、第25回施設定期検査(2011年度、2015年度)においては、炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査を実施し、問題のないことを確認している。なお、シュラウドサポートについては、ひび割れが確認されたが、健全性評価を実施し問題のないことを確認している。これらについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している。</p> <p>原子炉圧力容器については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査及び炉内構造物供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。</p> <p>原子炉再循環系配管(原子炉冷却材浄化系配管)については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>
<p>5. 排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについては、内部の目視点検又は超音波探傷検査による点検を実施する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2013年度)にて排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについて、排ガス復水器胴を代表部位として超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。</p>
<p>6. 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。炉内構造物の上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、MVT-1による目視点検を実施する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2014年度)に最も中性子照射量が高い炉内構造物である上部格子板を代表にMVT-1による目視点検を実施し問題のないことを確認した。今後は、保守管理の実施に関する計画に基づく点検計画にしたがって定期的にMVT-1による目視点検を実施し、健全性を確認することとしている。なお、第25回施設定期検査(2015年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査として炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012、2014年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(3/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
7. 原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、超音波探傷検査による点検を実施する。	第25回施設定期検査(2012年度)にて原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについて、超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。
8. ジェットポンプ計測管締付部の締付力低下については、目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)NISA-325c-09-1、NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け 平成21・02・18原院第2号)」に基づき炉内構造物供用期間中検査としてJP11、12を定点に目視点検を実施し問題のないことを確認した。
9. 原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については、内面の目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)にドライウェルスプレイヘッダ内面及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダ内面の目視点検を実施し機能・性能に影響を及ぼす有意な変形、割れ、腐食等がないことを確認した。
10. 原子炉補機冷却水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、保温材に覆われた範囲について点検要領を定め、外表面の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に保温材に覆われた範囲について、代表部位の配管外面について塗装の劣化(剥離、膨れ、変色)がないことを以て配管外面に腐食がないことを確認した。
11. 埋設炭素鋼配管の外面腐食については、点検要領を定め、代表部位の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2015年度)にて、埋設炭素鋼配管(OG系)の外表面の目視点検を実施し、有意な腐食がないことを確認した。 なお、同じく埋設炭素鋼配管である二重管について内面からの肉厚測定を実施し、有意な腐食がないことを確認した。
12. グランド蒸気蒸発器ドレンタンク等の腐食については、肉厚測定を実施する。	第24回定期検査(2009年)に、グランド蒸気蒸発器ドレンタンク、可燃性ガス濃度制御系設備(気水分離器、配管)、蒸気式空気抽出器(胴を代表部とした)の代表部位の超音波探傷試験(肉厚測定)を実施し、有意な腐食がないことを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(4/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>13. 支持脚スライド部の腐食については、目視点検を実施する。</p>	<p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、2011年度にA号機、2013年度にB号機の支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>第6給水加熱器は、第25回施設定期検査(2013年度)に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>排ガス予熱器及び排ガス復水器は、2013年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>蒸気式空気抽出器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p>
<p>14. 主蒸気ノズル等の腐食については、目視点検を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2009年度)に火力原子力発電技術協会 BWR炉内構造物点検評価ガイドラインに基づき炉内構造物検査として主蒸気ノズル、給水ノズル、炉心スプレインノズル、低圧注入ノズル、上鏡スプレインノズル、ベントノズル、制御棒駆動水ノズル、上鏡内面を対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>第25回施設定期検査(2011年度)に日本原子力技術協会 JANTI-VIP-06「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて(第3版)」に基づき炉内構造物検査としてドレンノズルを対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。</p>
<p>15. ディーゼル発電機海水系のレストレイント、埋込金物の腐食については、補修塗装を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2009年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C、HPCS)及び第25回施設定期検査(2014年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C、2D、HPCS)のレストレイント、埋込金物の補修塗装を実施した。</p> <p>また、第25回施設定期検査(2016年度)に外観点検を実施し、問題がないことを確認した。</p>
<p>16. 排気筒の腐食については、詳細な部位毎に点検要領を定め、点検を実施する。</p>	<p>点検計画に実施部位(主排気筒筒身、サンプリング配管、フランジボルト・ナット、管台、非常用ガス処理系排気筒筒身、主排気筒鉄塔)と実施内容(目視点検)を定め、2013年度に計画的な点検を実施し、問題のないことを確認した。</p> <p>また、排気筒補強工事により、新たに設置されたオイルダンパ及び弾塑性ダンパについて適切に点検計画に反映され、計画的な点検が行われることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(5/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>17. 炭素鋼配管の内面の流れ加速型腐食、ステンレス鋼配管、炭素鋼配管及び低合金鋼配管の内面の液滴衝撃エロージョンについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は「配管肉厚管理マニュアル」を改定する。</p> <p>また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管(給水系、主蒸気系、給水加熱器ドレン系)は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>社内規程「配管肉厚管理マニュアル」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」に定められた内容に従い、対象系統及び部位や実施時期等の考え方を反映している。</p> <p>第24回定期検査(2009年)、第25回施設定期検査(2011年～)に実施した肉厚測定より得られた実測データ及び基準地震動S_s等により定まる地震力を用いて炭素鋼配管の耐震安全性評価を実施し、60年時点における耐震安全性を確認した。</p> <p>なお、安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>
<p>18. 後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合に、調査を実施する。</p>	<p>2013年度に約37年使用した屋外機器の取替に合わせ、基礎ボルトの調査を実施したところ、軽微な発錆は認められたものの、手入れをした結果、有意な腐食は認められなかった。</p> <p>2017年度に運開後、約39年経過したMSトンネル室空調装置(撤去済み)後打ちケミカルアンカについて、機器撤去後は未使用状態であったため、腐食・付着力の観点から、引き抜き試験を実施し、樹脂の劣化状況を確認した。後打ちケミカルアンカの直上部は軽微な腐食は認められたものの、手入れをした結果、有意な腐食は認められなかった。また樹脂(埋設)部は、有意な腐食はなく、引き抜き試験の結果からも許容引張応力を上回る荷重でコーン状破壊に至っていることから、樹脂の健全性を確認することが出来た。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(6/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>19. 機器付基礎ボルト等の腐食については、機器取替の場合、調査を実施する。</p>	<p>基礎ボルト(機器付基礎ボルト、後打ちメカニカルアンカ、後打ちケミカルアンカ)については、第24回定期検査(2009年度)に屋内設置のケミカルアンカの直上部の目視点検、第25回施設定期検査(2013年度)に屋外設置の基礎ボルトの直上部の目視点検を実施し、有意な腐食のないことを確認している。</p> <p>なお、メカニカルアンカのコンクリート埋設部については、機器の取替が行われなかったため、調査は実施していない。</p> <p>2012年度に約33年間使用した主要変圧器の取替を行っており、取替に合わせて既設変圧器のタンク、底板ビームの腐食状況について確認を実施した。底板ビームの腐食量を測定した結果、許容腐食量内にあることを確認した。</p> <p>また、タンク底板については、目視による腐食状況の確認を行った結果、タンク底板に部分的に錆は見受けられたが、塗装の大部分は残存しており、健全な状態であることを確認した。</p> <p>なお、所内、起動、予備の各変圧器の基礎ボルト等は、今後計画されている取替時に合わせて確認を行う。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(7/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>20. 低圧CNケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、実機相当品の60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。 評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 低圧CNケーブル、低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブル 低圧CNケーブル、低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブルは、『電気学会技術報告(Ⅱ部)第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」』(以下「電気学会推奨案」という)並びに原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」(以下「ACA研究」という)の成果を踏まえて取りまとめられた「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(以下「ACAガイド」という)に基づき健全性を評価した結果、東海第二発電所における敷設環境において「低圧CNケーブルは約4年」、「低圧CVケーブルは60年以上」、「低圧KGBケーブルは60年以上」の健全性を維持できることを確認した。「低圧CNケーブル」は、今停止期間中に防火対策として「難燃PNケーブル」へ更新することとしている。</p> <p>② 難燃一重同軸ケーブル 難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)は、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて評価を行い、設計基準事故を想定した東海第二発電所における敷設環境において60年間の健全性を維持できることを確認した。 難燃一重同軸ケーブル(耐放射線性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において31年間使用したケーブルを供試体に設計基準事故時雰囲気想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において31年の健全性を維持できることを確認した。 なお、当該ケーブルは2009年(運転開始後31年)に難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)に取替を実施しており、ACAガイドに基づき、東海第二発電所における敷設環境において30年の健全性を維持できることを確認した。 よって、東海第二発電所における敷設環境において当該ケーブルは60年の健全性を維持できることを確認した。 難燃一重同軸ケーブル(難燃性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において37年間使用したケーブルを供試体に用いて、ACAガイドに基づき23年分の劣化付与並びに設計基準事故時雰囲気想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において60年の健全性を維持できることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(8/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>21. 難燃六重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。</p> <p>評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>原子力安全基盤機構によるACAガイドに基づき、30年間の運転期間及び事故時雰囲気等を想定した健全性評価を行い、東海第二発電所における敷設環境において健全性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1999年(運転開始後21年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から約51年間の絶縁性能を維持できることを確認した。</p>
<p>22. 難燃三重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、</p> <p>① 系統機器の点検に合わせ絶縁抵抗測定を実施する。</p> <p>② また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2008年度)、第25回施設定期検査(2011年度)にて、難燃三重同軸ケーブルの絶縁抵抗測定を実施した。</p> <p>難燃三重同軸ケーブルは、東海第二発電所で37年間使用した絶縁体仕様が類似するケーブルを供試体として、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて、23年間の健全性の確認を行った。これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(9/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>23. 端子台等の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「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(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 端子台 IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外用端子台は、原子炉建屋において12年間使用した端子台を供試体に48年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気(蒸気)を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器内用端子台は、原子炉格納容器内において38年間設置使用した端子台を供試体に設計基準事故時雰囲気(蒸気)を想定した蒸気曝露試験を行うことで、38年間の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>なお、原子炉格納容器内用端子台については、今停止期間中に取替えを行うことで、60年の運転を想定した期間、健全性を維持できる。</p> <p>② 同軸コネクタ 日本電気協会「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」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している新品同軸コネクタに37年分の劣化付与を行い、事故時雰囲気(蒸気)を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>当該コネクタは、2001年(運転開始後23年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から60年間の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>③ 計測装置のうち回転数検出器(電磁ピックアップ式) 日本電気協会「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」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している回転数検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気(蒸気)を想定した健全性評価試験を実施していたところ、検出器出力信号に特性不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、回転数検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。プラントメーカーがIEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」に準拠して行った、回転数検出器の長期健全性評価試験の結果をもとに、当該検出器の40年間の運転期間における健全性を確認した。当該検出器は運転開始後14年に設置以降25年間使用しており、点検計画(定期取替品に設定)に反映することとし、設置後40年を迎える前に取替えることにより、運転開始から60年間の健全性を維持することができる。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(10/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>24. 計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式)等の特性変化については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「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(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式) 日本電気協会「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」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している伝送器の20年間の運転期間及び設計基準事故時雰囲気を想定した健全性評価試験並びに9年間の運転期間及び重大事故等時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>② SRNM前置増幅器 日本電気協会「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」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用しているSRNM前置増幅器の14年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>③ 放射線検出器(イオンチェンバ式) 日本電気協会「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」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している放射線検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p>
<p>25. 計測装置のうち温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、25年毎に実施する取替計画を策定する。</p> <p>また、日本電気協会「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(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。</p>	<p>事故時環境内で機能要求がある温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)について、取替計画を点検計画に反映した。</p> <p>また、日本電気協会「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」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している熱電対式温度検出器は25年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>一方、測温抵抗体式温度検出器は30年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、測温抵抗体式温度検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。測温抵抗体式温度検出器は、既設測温抵抗体式温度検出器の試験を行い、健全性が確認できなかったことから、シール部の改良により15年間の健全性が確認されている測温抵抗体式温度検出器へ更新するとともに、設置後15年を迎える前に取替えることを点検計画(定期取替品の周期見直し)に反映することで健全性を維持できる。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(11/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>26. 原子炉格納容器内の電動(交流)弁用駆動部及び原子炉格納容器外の電動(交流・直流)弁用駆動部の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「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(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>日本電気協会「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」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」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外で38年間設置使用された弁用駆動部に22年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気をもとに想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器内に設置された弁用駆動部の評価にあたっては、新製の弁用駆動部に60年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気をもとに想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p>
<p>27. 電気ペネトレーション(モジュール型)の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。評価にあたっては、日本電気協会「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(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>日本電気協会「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」及びIEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に規定された長期健全性試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において33年間設置使用された海外製低圧電気ペネトレーションに27年相当の劣化付与を行い60年の運転期間を想定した試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。</p> <p>また、海外製高圧電気ペネトレーションのシール部に使用している材料は、低圧電気ペネトレーションのシール部に使用されている材料と同じであることから、同様にシール材の耐性は低下している可能性が高いと考えられる。</p> <p>したがって、海外製低圧、高圧電気ペネトレーションについては、60年の健全性は維持できないと判断した。今停止期間中に60年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60年の運転を想定した期間、健全性は維持できる。</p>