

## 2.7 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
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"><li>○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。</li><li>○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。</li></ul>

## 2.7 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)	

## 2.7 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

## 2.7 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)	



## 2.7 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

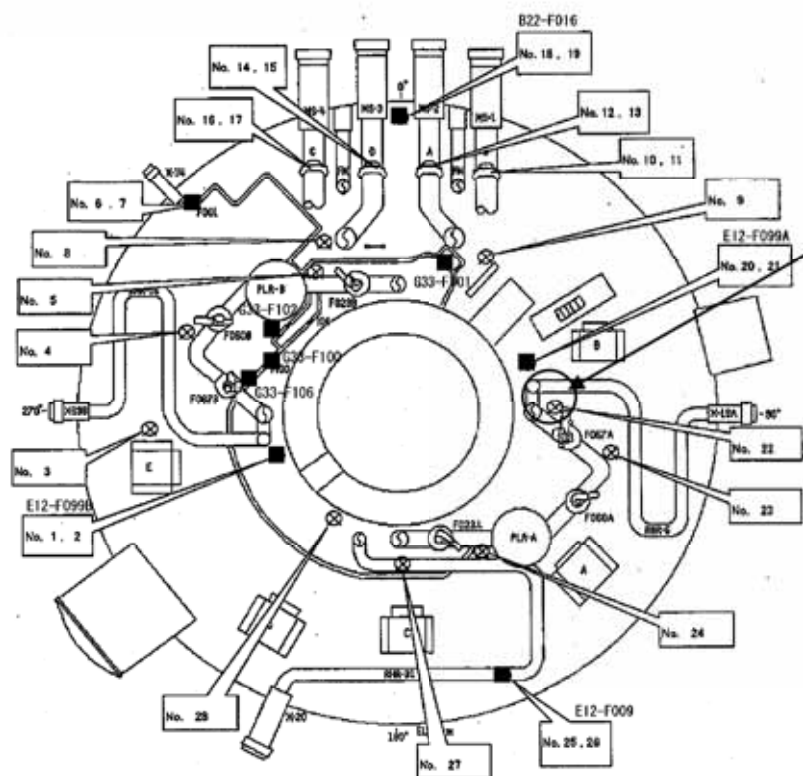
	試験条件	東海第二における28年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-94.7 Gy/h-6,990 時間	28年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

## 2.7 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)

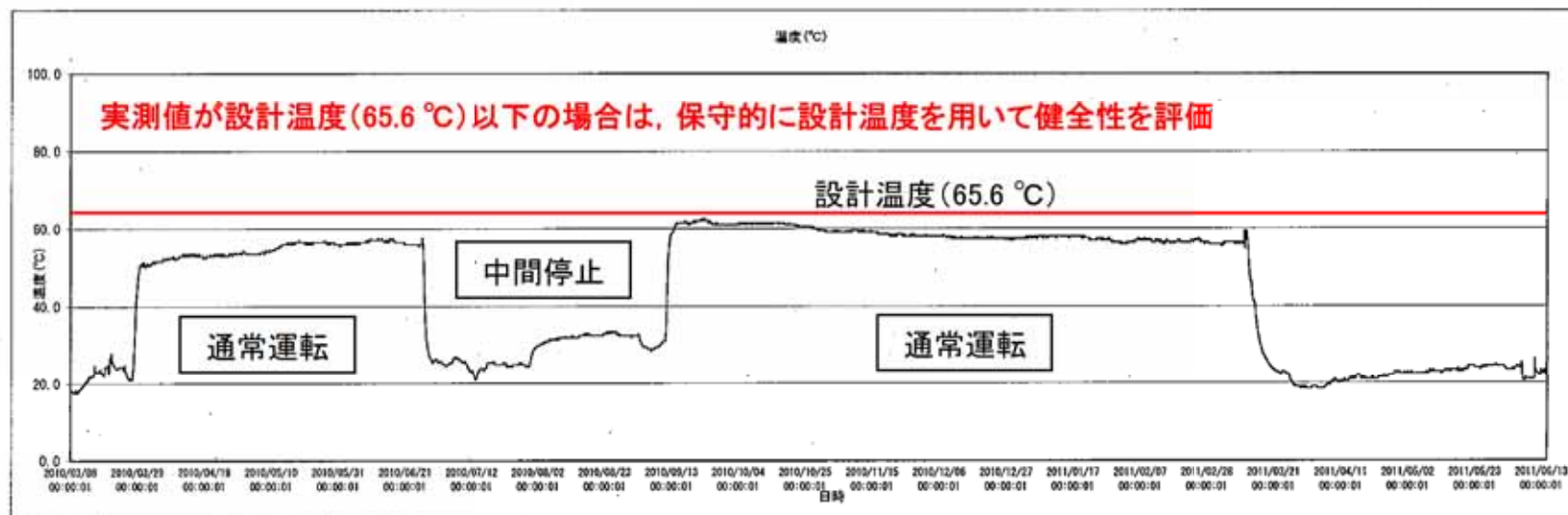
## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について



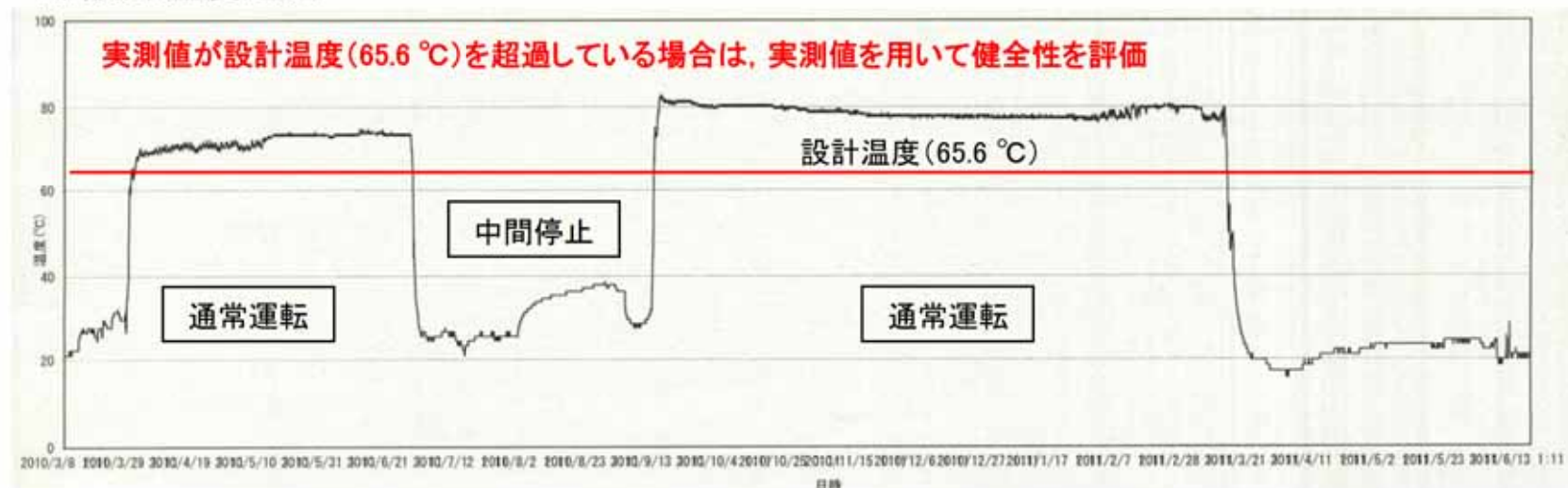
### (2) 格納容器内通常運転時温度測定結果

#### 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

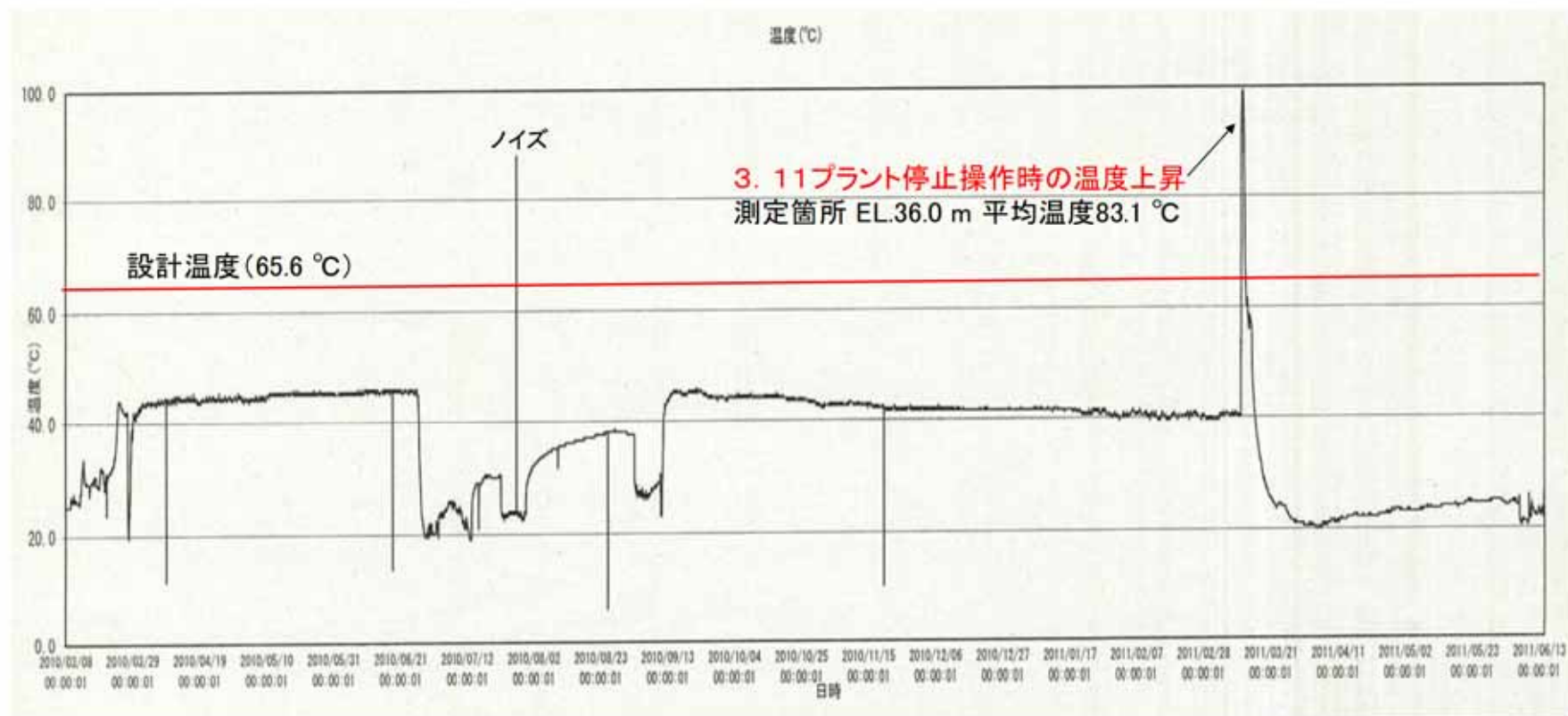




## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

### (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)



## 2.7 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"> <li>・残留熱除去系海水系ポンプモータ</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ポンプモータ</li> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプモータ</li> <li>・残留熱除去系ポンプモータ</li> <li>・緊急用海水ポンプモータ</li> </ul>	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、現状の保全是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。
電動弁用駆動部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(内側)駆動部</li> </ul>	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。  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。	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、現状の保全是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。
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系注入弁駆動部</li> </ul>		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。			
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(外側)駆動部</li> </ul>	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。			

## 2.7 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"> <li>・核計装用電気ペネトレーション</li> <li>・制御用電気ペネトレーション</li> <li>・計測用電気ペネトレーション</li> <li>・制御棒位置指示用電気ペネトレーション</li> <li>・低圧動力用電気ペネトレーション</li> <li>・高圧動力用電気ペネトレーション</li> </ul>	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"> <li>・高圧難燃CVケーブル</li> </ul>	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。

## 2.7 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	・難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン)(原子炉格納容器内)	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故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。	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。  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。  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。	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。  絶縁体の絶縁低下に対しては、今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行う。 なお、難燃六重同軸ケーブル(原子炉格納容器内)については、追加保全項目として、健全性評価から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。
	・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、41年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故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。			

  : 60年を迎える前に取替が必要となる機器



## 2.7 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					



## 2.7 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)	絶縁部	端子台接続(原子炉格納容器内)は、38年間使用した端子台に設計基準事故時を想定した長期健全性試験を実施した結果、38年時点において絶縁を維持できると評価。また、重大事故等時条件は、長期健全性試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。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)		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、必要に応じて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。					

## 2.7 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。			

## 2.7 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



## 2.7 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"> <li>・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・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)</li> <li>・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)</li> </ul>
高圧ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・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)</li> </ul>
同軸ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・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)</li> <li>・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)</li> </ul>
ケーブル接続部	<p>【端子台接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・IEEE Std.323-2003「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・IEEE Std. 572-1985「IEEE Standard for Qualification of Class 1E Connection Assemblies for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」</li> </ul> <p>【電動弁コネクタ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acuator」</li> </ul> <p>【同軸コネクタ、スプライス接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</li> </ul>
電動弁用駆動部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」</li> </ul>
電気ペネトレーション	<ul style="list-style-type: none"> <li>・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</li> <li>・IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」</li> </ul>
高圧ポンプモータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>



## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

### —実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(1/4)



【電気学会推奨案にもとづく実機ケーブルの評価】\*: 格納容器内より搬出のためシースを撤去した絶縁体みのケーブル

原子炉格納容器内にて、27年使用した高圧ケーブル\*を電気学会推奨案にもとづき60年相当となる劣化を追加付与し、事故時蒸気曝露試験後の耐電圧試験にて絶縁性能を維持できることを確認する。

【電気学会推奨案にもとづく環境試験の条件について】

約27年使用した原子炉格納容器内の**実機ケーブルの環境試験条件設定にあたっては、熱、放射線とも実測値を包絡する東海第二発電所の環境条件(設計値)を保守的に設定している。**

温度環境条件		放射線環境条件		60年運転時線量		事故時線量	60年運転時線量 +事故時線量	環境試験 照射総線量
設計値*1	実測値*2	設計値*3	実測値*4	設計値	実測値	設計値*5		
72℃	71℃	0.25 Gy/h	0.018 Gy/h	132 kGy	9.5 kGy	260 kGy	392 kGy(設計値) 269.5 kGy(実測値)	1005.8 kGy

\*1: 東海第二発電所の通常運転時における格納容器内環境温度66℃(設計値)にケーブル通電時の温度上昇分を加えた値

\*2: 東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測温度65℃にケーブル通電時の温度上昇分を加えた値

\*3: 東海第二発電所の通常運転時における格納容器内の放射線量(設計値)

\*4: 東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測放射線量

\*5: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線照射線量

実機ケーブルに熱及び放射線の劣化条件を付与して環境試験を実施した。

評価対象	追加劣化 付与期間	熱加速劣化条件		放射線劣化条件		
		加速温度*1	加速時間*2	60年運転時 放射線量*3	事故時 放射線量*4	環境試験 照射総線量*5
高圧架橋ポリエチレン絶縁 クロロブレンゴムシース ケーブル(27年使用)	33年	121℃	381 hr	745.8 kGy	260 kGy	1005.8 kGy

\*1: 電気学会推奨案提示の加速温度

\*2: アレニウス法(加速温度 121℃、環境温度 72℃(設計値)及び架橋ポリエチレンの活性化エネルギー)を用いて算出した加速時間

\*3: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの60年相当の放射線量(750 kGy)から実機ケーブルの使用期間(27年)分の線量(4.2kGy)を引いた値

\*4: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線量

\*5: 環境試験で照射した総線量

## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について -実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(2/4)

### 【実機ケーブルの絶縁性能の確認方法】

絶縁体の絶縁性能確認は、事故時蒸気曝露試験後に屈曲浸水耐電圧試験により確認する。

屈曲浸水耐電圧試験は、供試体を一旦、真直ぐに伸ばした後、**マンドレルに巻付け水中に浸した曲率の高い厳しい条件**で規定電圧を印加する。



屈曲浸水耐電圧試験状況

### 【実機ケーブルの絶縁性能確認結果】

**高圧ケーブルは、60年の通常運転期間、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。**

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験*	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径(28.0mm)の約40倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

\*:「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」にもとづく試験(上記劣化付与+蒸気曝露試験後に実施)



## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

### —実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(3/4)



#### 【ACA研究\*1の成果による実機ケーブルの評価】

東海第二発電所の原子炉格納容器内にて**23.7年使用した低圧ケーブル**の絶縁体伸び値の測定結果より、ACA研究で得られた架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)の絶縁体引張試験に基づく**マスターカーブ**をもとに評価した結果、実機環境条件(57.8°C-0.0341Gy/h)にて、**絶縁機能を維持できる期間として約73年の評価**となった。

\*1:原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究(独立行政法人 原子力安全基盤機構)

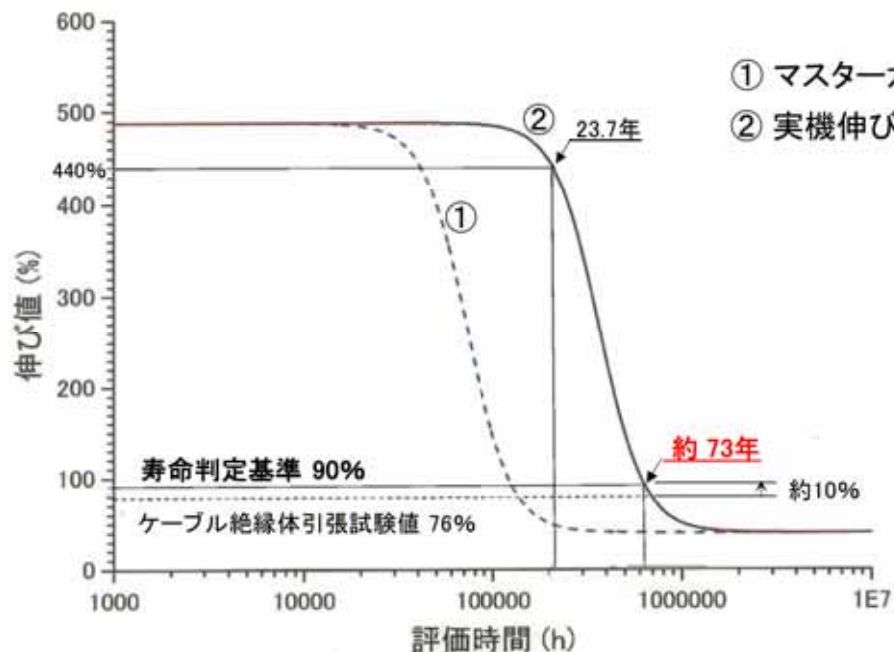
架橋ポリエチレン絶縁ケーブルの耐電圧試験結果

JIS耐電圧試験 AC 1500V/1分*2	IEEE耐電圧試験 AC 2600V/5分*3	屈曲浸水 耐電圧試験*4
良	良	良

\*2: JIS C3605-2000(原子力発電所のケーブル経年劣化評価試験ガイドの試験条件 (JNES-RE-2013-2049))

\*3: IEEE Std.383-2003 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations

\*4: 電気学会推奨案による耐電圧試験方法



① マスターカーブ\*5の劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

② 実機伸び値データの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

\*5: マスターカーブの作成方法については、別紙1「架橋ポリエチレン 絶縁ケーブルの劣化カーブについて」参照

#### ケーブル絶縁体引張試験値\*6

ACA研究で実施した蒸気暴露試験に合格したケーブルの事前劣化条件における破断時の伸び値

#### 寿命判定基準\*6

ケーブル絶縁体引張試験の破断時伸びに対してばらつきを考慮して約10%大きい値を設定

\*6 出典:原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書(原子力安全基盤機構)

架橋ポリエチレンケーブルの絶縁体劣化カーブ

## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について －実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(4/4)



### 【環境試験の保守性について】

- 環境試験の加速劣化条件の設定にあたっては、実環境条件よりも厳しい、東海第二発電所の**環境条件設計値(温度, 放射線)**を保守的に用いて評価している。

### 【実機を用いた環境試験について】

- 実環境下において27年使用した実機ケーブルを用いた環境試験の結果、実環境条件よりも厳しい設計環境条件を追加付与しても、運転開始から合計60年間に渡りケーブルの絶縁性能が維持できることが確認されたことから、**十分な保守性はある**と評価する。
- ケーブルの他に電動弁モータ、端子台は実機品による環境試験を行い、**絶縁性能に問題ないことを確認**している。
- より実環境下に近いかたちで評価を行うため、**電気・計装設備の実環境データ(温度, 放射線)の収集, 実機品による環境試験を計画**していく。
- 東海発電所の実機品を用いた環境試験の実施については、設置されている機器の仕様、環境条件等が違うため**反映できる知見等はない**。

### 【ケーブルの保全対応】

- ・安全機能を有する機器に使用している非難燃ケーブルについては、防火対応のため、今停止期間中に、難燃ケーブルに取替えることとしているが、ケーブル取替えに伴い安全上の課題が生じる箇所(トレイ中, 下段)については、トレイに難燃シートを巻く防火対策を行うこととしている。  
・安全上の課題が生じない、トレイ最上段敷設(高圧ケーブル)、電線管敷設、コンクリートピット内敷設のケーブルは、**今停止期間中に難燃ケーブルへの取替を実施**する予定。
- 低圧ケーブルの絶縁性能の傾向管理に係る非破壊劣化診断技術については、実機適用性に関する調査等を研究中であり、今後、**技術開発の動向を見定めながら導入を検討**していく。

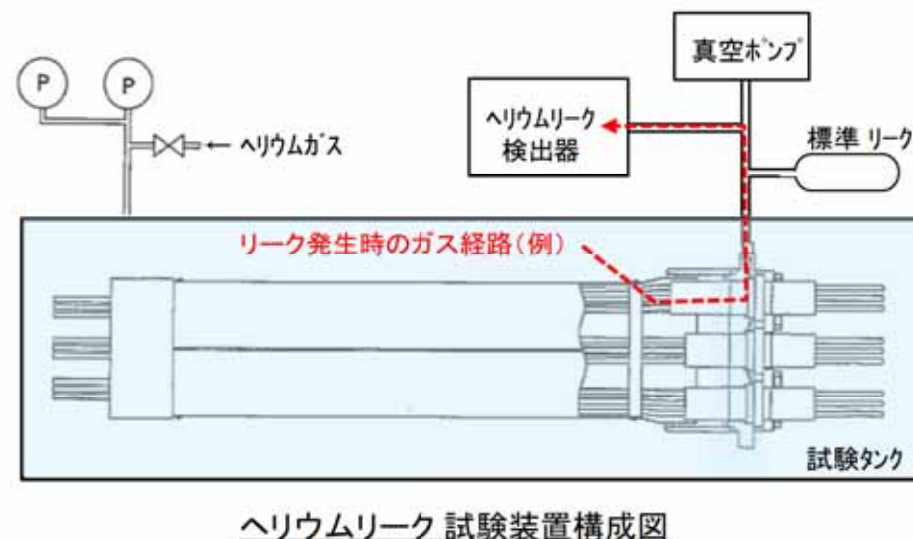
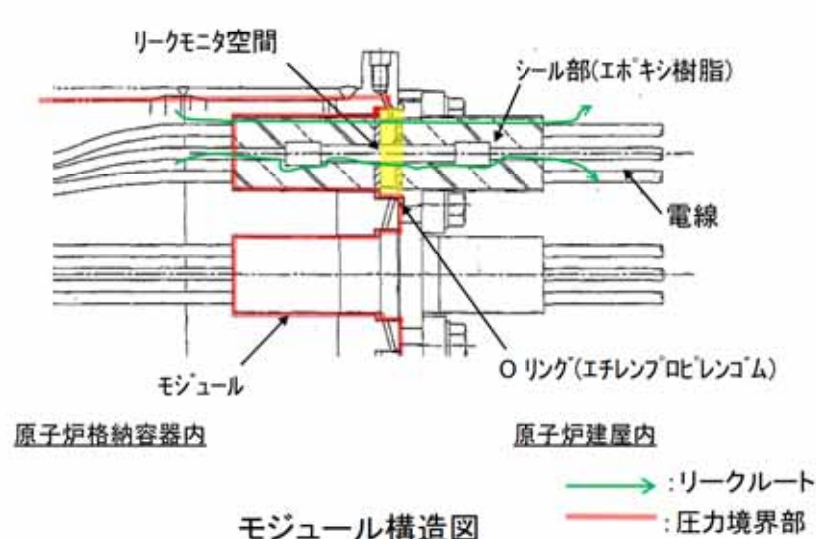


## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について －電気ペネトレーション気密試験方法及び試験結果

### 【試験方法】

電気ペネトレーションの気密試験は、IEEE Std.317-1976\*等をもとに**通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ**、その後**事故時雰囲気環境下に曝したモジュール**を気密試験装置に収め、リークモニタ空間部を真空引きし、圧力境界部からの**ヘリウムガスリーク量が判定基準値内であることを確認**する。長期健全性評価試験の条件については、別紙2「長期健全性評価試験の条件について」を参照。

\*: IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations



### 【試験結果】

リーク量の試験結果は判定基準を十分下回る結果が得られた。これより電気ペネトレーションは重大事故環境を経験しても気密性を確保できることを確認した。

判定基準*	測定値	判定	備考
$1.0 \times 10^{-6} \text{ cc/sec}$	$6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$	良	最大検出感度 $6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$

\*: 判定基準はIEEE Std.317-1976に基づく

## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

### －敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(1/3)



#### 【電気ケーブル等に係る現状の劣化状況】

- 電気学会推奨案, ACA研究結果をもとに経年劣化評価を行い, **60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認**  
一部の電気ケーブル等は, **評価期間を迎える前に取替えることで60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認**
- 電気ケーブル等の絶縁特性低下事象に対しては, **点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験にて確認**しており, 絶縁特性低下事象が確認された場合, **点検・清掃, 補修により絶縁の回復作業を行い絶縁性能を維持**している。  
高圧ケーブル等については, 点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験に加え, **絶縁診断により絶縁の状態を傾向管理**している。
- 東海第二発電所建設時の電気ケーブル敷設作業時に生じた, ケーブルの損傷事象に対しては, 損傷程度に応じて適切な処置(取替又は補修)を施しており, **絶縁低下特性への影響はない。**  
(「ケーブル敷設時の損傷事象について」参照)



## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

### －敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(2/3)



#### 【高経年化に係る評価上の考慮】

- 環境試験(加速劣化)の試験条件設定にあたっては、東海第二発電所の**環境条件(設計値)を保守的に設定し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 通常運転時の原子炉格納容器内環境測定結果で、原子炉格納容器内設計温度の66°Cを上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内設計温度の66°Cを上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- ケーブルの高経年化評価にあたっては、電気学会推奨案をもとにした評価に加え、最新知見である**ACA研究の成果をもとにケーブルの評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブルの保全計画(引替え計画)を立案**
- ケーブルの劣化評価研究において、**発電所内のケーブル敷設(ケーブルの曲げ敷設、段積敷設)状態を模擬した環境試験を実施し**、**絶縁特性低下に影響しないことを確認**
- 複合体(ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったもの)の形成が、**ケーブル通電機能及び絶縁機能へ影響しないこと**、**高経年化評価結果に影響を及ぼさないことを確認**
- 格納容器外電動弁モータ、格納容器内・外端子台については、**実機品を用いた環境試験(加速劣化)を実施し**、**絶縁特性に問題ないことを確認**



## 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

### —敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(3/3)



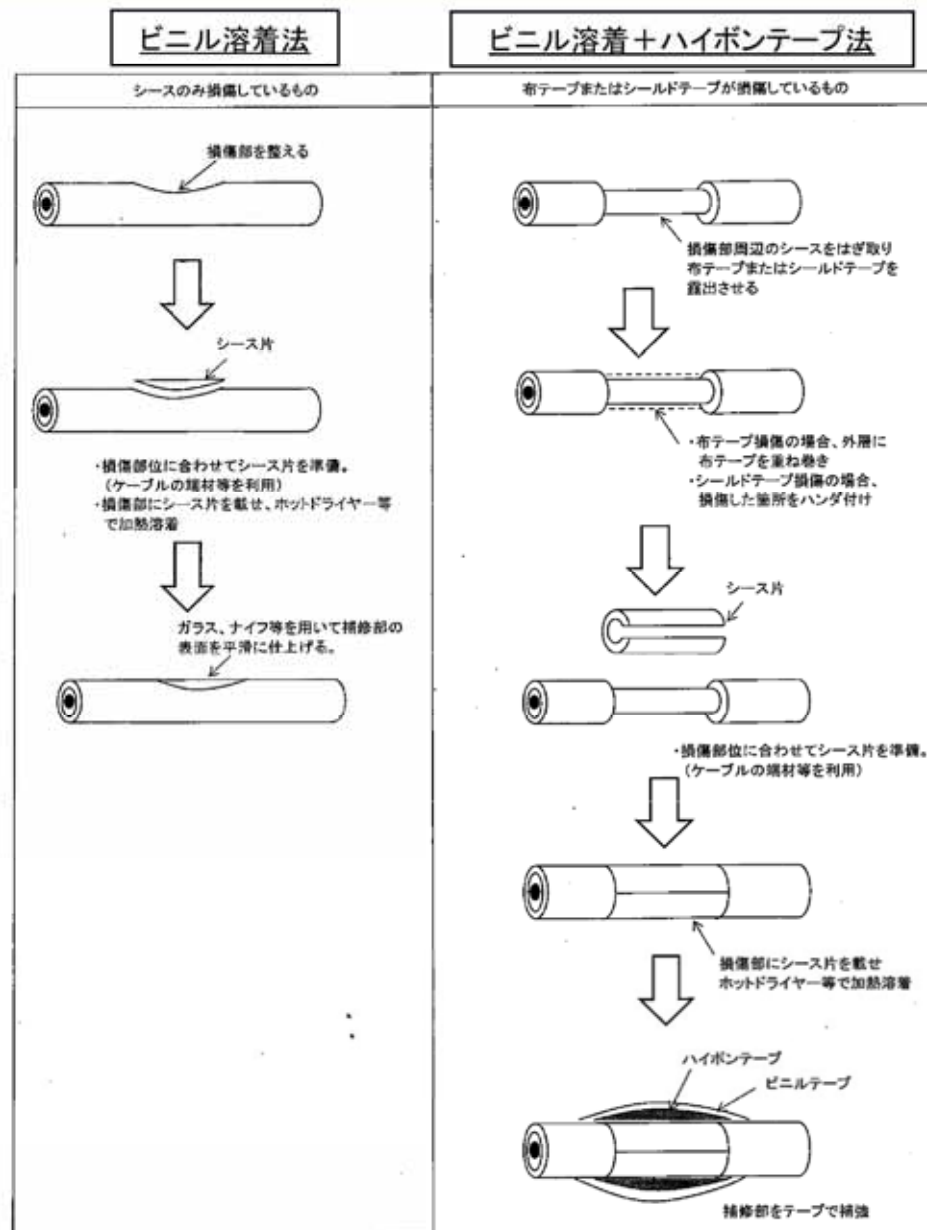
#### 【ケーブル敷設時の損傷事象について】

○東海第二発電所建設時のケーブル敷設作業時に生じたケーブルの損傷事象に対しては、下記の対策を実施しており、**絶縁特性低下への影響はない。**

#### 〔損傷ケーブルの補修状況〕

- ・ **絶縁体が損傷したものは、新ケーブルと取替**
- ・ シースのみが損傷したものは、シース片を加熱溶着しテープ補強 [ビニル溶着法]
- ・ 布テープまたはシールドテープが損傷したものは、損傷部を補修の後、シース片を加熱溶着し、補修部をテープにて補強 [ビニル溶着+ハイボンテープ法\*]

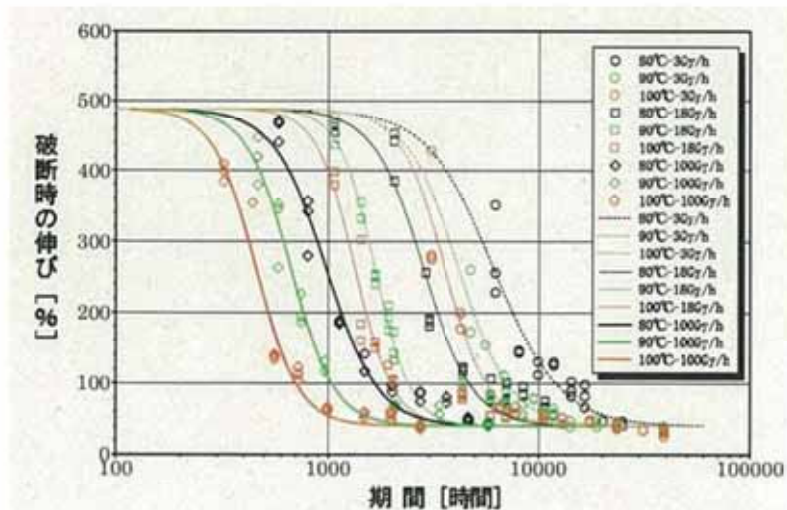
\* : ケーブルの絶縁機能は、絶縁体が健全であれば維持されるが、念のため熱による劣化を付与し、耐電圧試験により、絶縁が維持されていることを確認



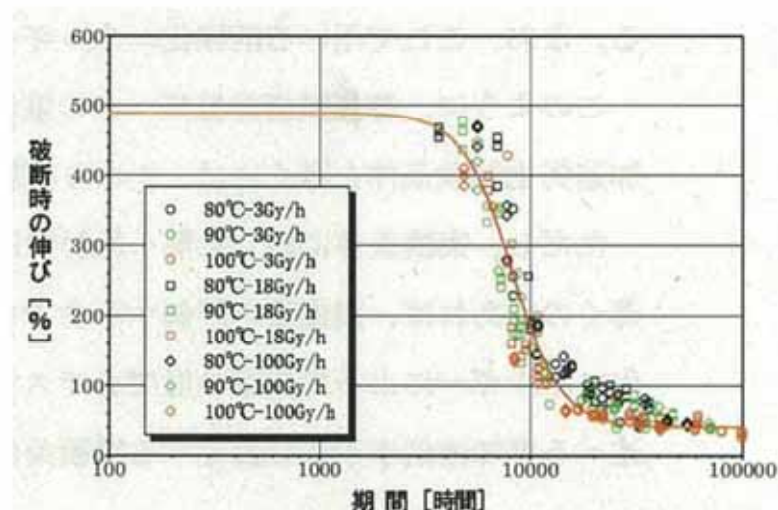
① マスターカーブの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・ACA研究にて東海第二発電所で使用している架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)に数種類の熱, 放射線を加えたケーブルの絶縁体引張試験を行い, 結果を「時間依存データの重ね合わせ手法<sup>\*</sup>」を用いて重ね合わせのマスターカーブを作成する。
- ・マスターカーブの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)は, 重ね合わせマスターカーブに実機ケーブルの環境条件を加え算出した劣化カーブ。

<sup>\*</sup>: 数種類の異なる温度と線量率の条件で得られた劣化特性を1つの劣化特性に重ね合わせる手法 (IEC1244-2,IAEA-TECDOC-1188で提案されている手法)



架橋ポリエチレン絶縁体の熱・放射線同時劣化特性



架橋ポリエチレン絶縁体の時間依存データ  
重ね合わせのマスターカーブ

② 実機伸び値データの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・原子炉格納容器内よりサンプリングしたケーブル(5本)の中で, 一番環境条件が厳しいケーブルの使用条件を重ね合わせのマスターカーブを用いて算出したカーブ

長期健全性評価試験の条件は、東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時の条件を包絡している。

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時条件(設計値)
加速熱劣化	121 °C × 7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化
熱サイクル	120 回	110 回
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	281 kGy (通常時:21 kGy 事故時: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)	0.43 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)
加振	1.36 G(20G)*	9.69 G

\*: 想定される最大応答加速度9.69 Gに対しては、同等の電気ペネトレーションによる加速度20 Gの加振試験にて健全性を確認している。

【電気ペネトレーションの保全について】

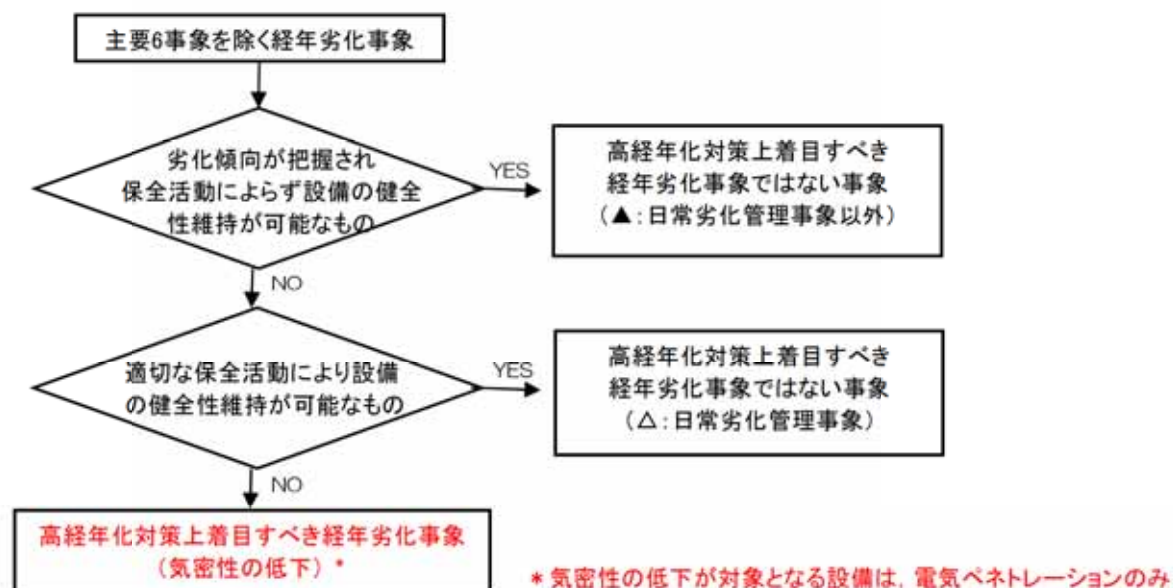
低圧, 高圧電気ペネトレーションは, 保全計画に従い, 今停止期間中に取替を行う計画としている。



## 2. 8 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. 8 6事象以外の劣化事象について－電気ペネトレーション－

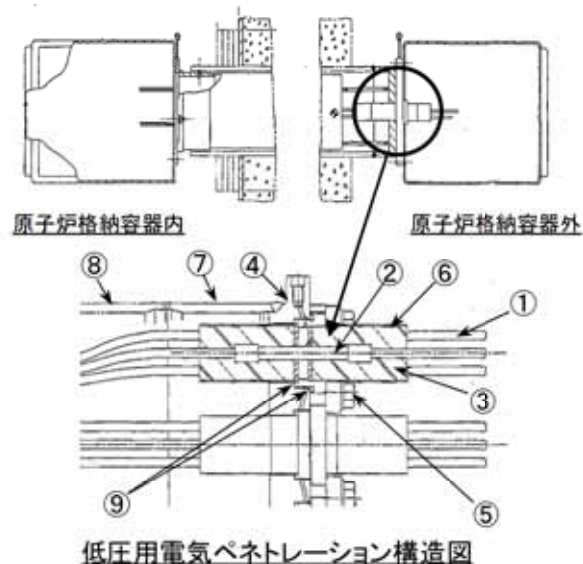
### 3. 電気ペネトレーションの使用材料, 使用条件

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)

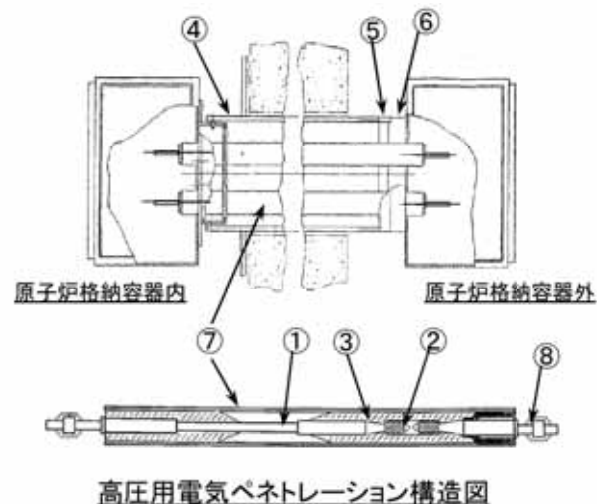
\*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

\*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	鋼, 架橋ポリエチレン	⑥	モジュール	ステンレス鋼
②	接続部	鋼	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			



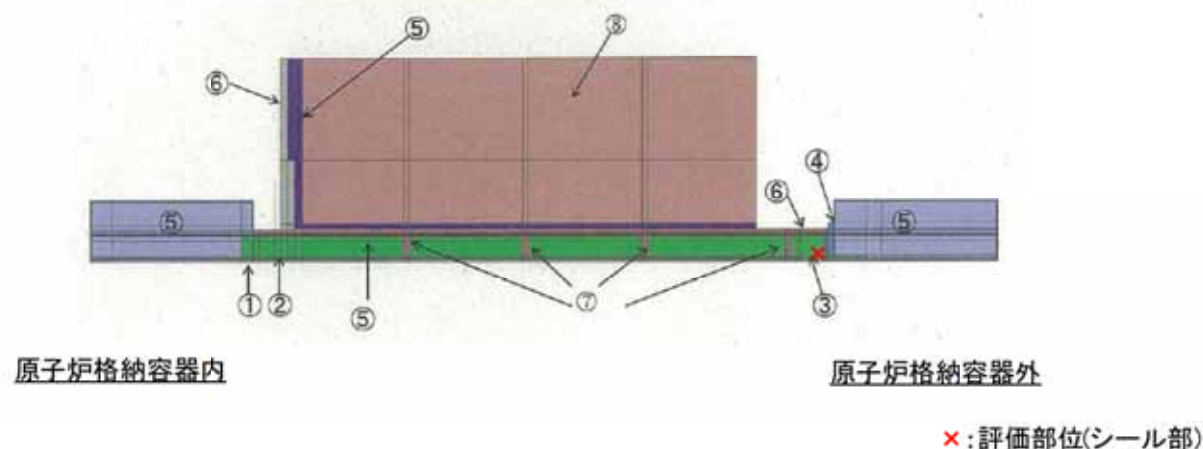
高圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料	No.	部位	材料
①	電線	鋼, 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	鋼	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	鋼

## 2.8 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



## 2.8 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

大LOCA+循環冷却(DW)

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"/> 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"/> 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	

## 2.9 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"> <li>○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。</li> <li>○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。</li> <li>○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。</li> <li>○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。</li> </ul>

### ○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"> <li>○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。</li> </ul>

## 2.9 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

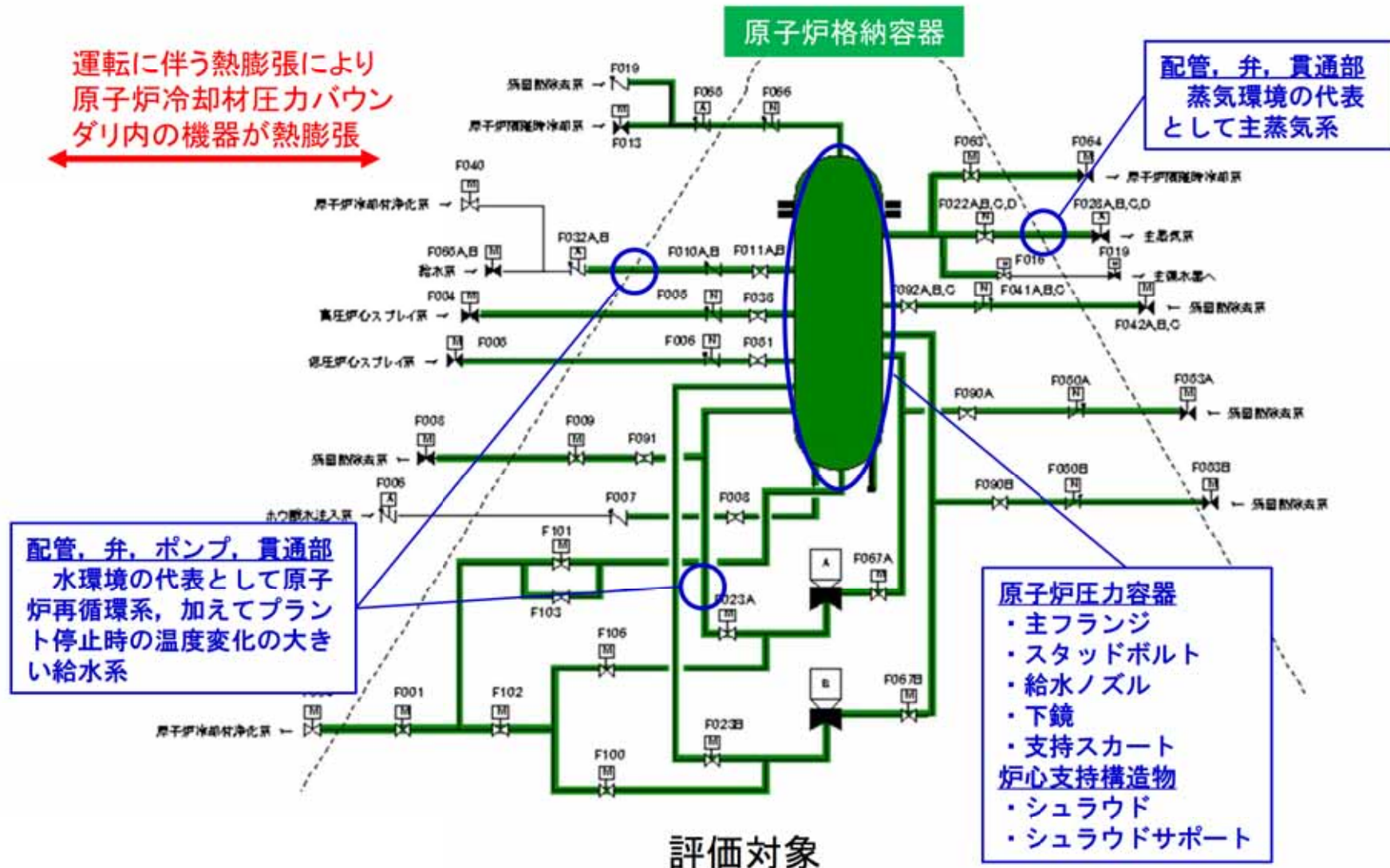
※:クラス1, 2及び最高使用温度が95℃を超える, 又は最高使用圧力が1, 900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器(浸水防護施設を含む), 並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とする。



## 2.9 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)



## 2.9 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 $S_g$ )	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	0.7411
		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



## 2.9 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)

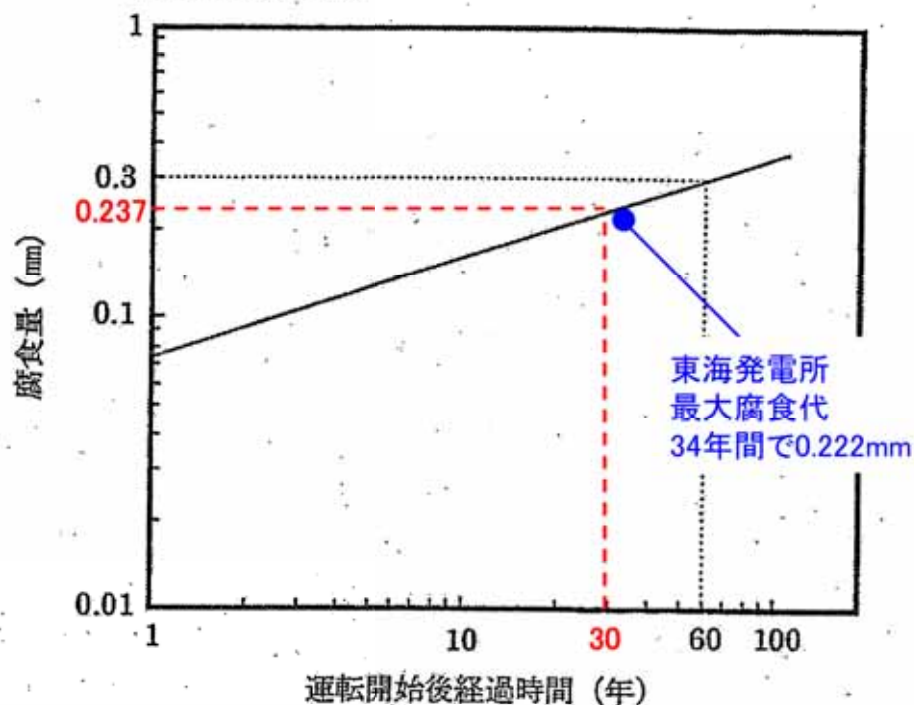
調査の結果、最も腐食代が大きい屋外設置機器で**最大0.222mm(実績値)**であった。

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



### ＜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>

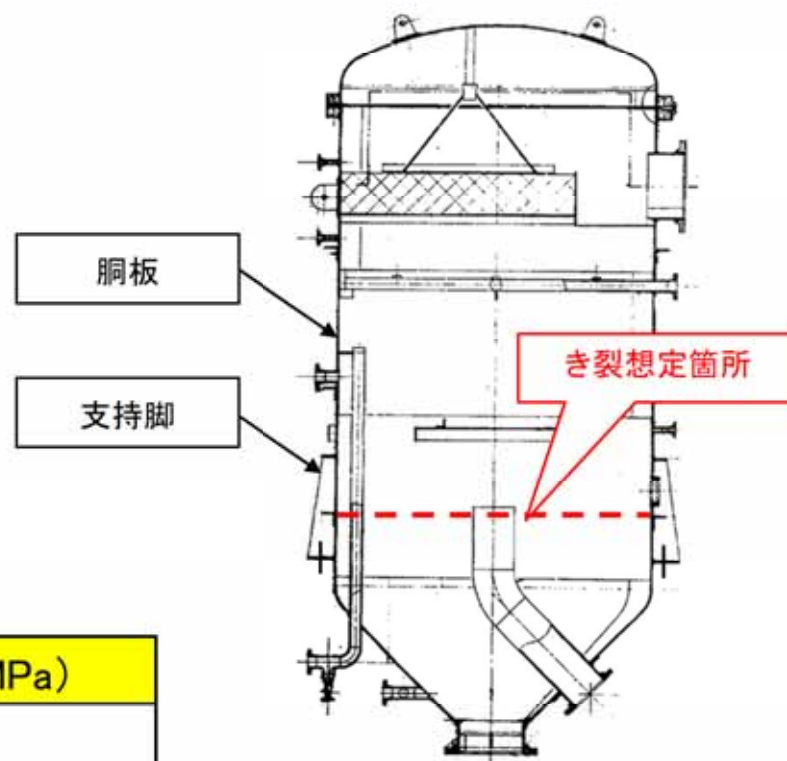
#### (a) 評価内容

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。



### ○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<sub>A</sub>S及びⅣ<sub>A</sub>Sについて

配管(機器)の許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S及びⅣ<sub>A</sub>S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 <sub>A</sub> 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 <sub>A</sub> ) + 地震(S <sub>d</sub> )により生ずる応力
許容応力状態Ⅳ <sub>A</sub> 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 <sub>A</sub> ) + 地震(S <sub>s</sub> )※により生ずる応力

※: 地震(S<sub>d</sub>)及び静的地震も考慮している



## 2.9 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	×	
						—	—	—	疲労累積係数=0.3256 <sup>*1</sup>		○	
				Sd	一次	413	274	×	225	274	○	
					一次+二次	993	366	×	556	366	×	
						—	—	—	疲労累積係数=0.3132 <sup>*1</sup>		○	
	MS-19	クラス1	S	Ss	一次	1031	364	×	144	364	○	
					一次+二次	2770	366	×	396	366	×	
						—	—	—	疲労累積係数=0.0169 <sup>*2</sup>		○	
				Sd	一次	649	274	×	102	274	○	
					一次+二次	1531	366	×	235	366	○	
						—	—	—				
	MS-19	クラス2	S	Ss	一次	765	363	×	150	363	○	
					一次+二次	1191	364	×	195	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

## 2.9 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	287	172	×	127	229	○		
	FDW-20,26	クラス3	B	B	291	172	×	130	229	○		
FDW-19,21,27,29	クラス3	B	B	179	229	○	-	-	-			

:最大応力評価点の値

## 2.9 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	208	○	—	—	—	
	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



## 2.9 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 <sub>s</sub>	一次	—	—	—	317	345	○			
					一次+二次	—	—	—	829	345	×			
				S <sub>d</sub>	一次	—	—	—	疲労累積係数=0.9249 <sup>*1</sup>			○		
					一次+二次	—	—	—	236	258	○			
					一次	—	—	—	489	345	×			
					一次+二次	—	—	—	疲労累積係数=S <sub>s</sub> に包含される			○		
		クラス2	S	S <sub>s</sub>	一次	—	—	—	90	380	○			
					一次+二次	—	—	—	51	418	○			
				S <sub>d</sub>	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 <sub>s</sub>	一次	—	—	—	333	414	○	最大応力点		
					一次+二次	—	—	—	1015	354	×	最大応力点(SUS)		
					一次+二次	—	—	—	疲労累積係数=0.7408 <sup>*2</sup>			○		
						—	—	—	828	414	×	最大応力点(CS)		
					S <sub>d</sub>	一次	—	—	—	疲労累積係数=0.6612 <sup>*3</sup>			○	
						一次+二次	—	—	—	228	310	○	最大応力点	
				一次		—	—	—	563	354	×	最大応力点(SUS)		
				一次+二次		—	—	—	疲労累積係数=S <sub>s</sub> に包含される			○		
				一次+二次	—	—	—	503	414	×	最大応力点(CS)			
					—	—	—	疲労累積係数=S <sub>s</sub> 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

## 2.9 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 <sup>*1</sup>	B	B	1056	237	×	121	237	○	
	C-16	火力 <sup>*1</sup>	B	B	259	311	○ <sup>*2</sup>	88	311	○	
	C-17	火力 <sup>*1</sup>	B	B	171	311	○	—	—	—	
	C-18	クラス3/火力 <sup>*1</sup>	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 <sup>*1</sup>	B	B	470	233	×	68	233	○	
	C-39	火力 <sup>*1</sup>	B	B	6662 <sup>*3</sup>	233	×	227	233	○	
	C-WSN	火力 <sup>*1</sup>	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

## 2.9 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



## 2.9 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>&lt;低サイクル疲労&gt;                      「2.9 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)」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>&lt;基礎ボルトの腐食(全面腐食)&gt;                      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>

## 2.9 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、上部ハンドルの韌性低下、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



## 2.9 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



## 2.9 耐津波安全性評価－評価対象

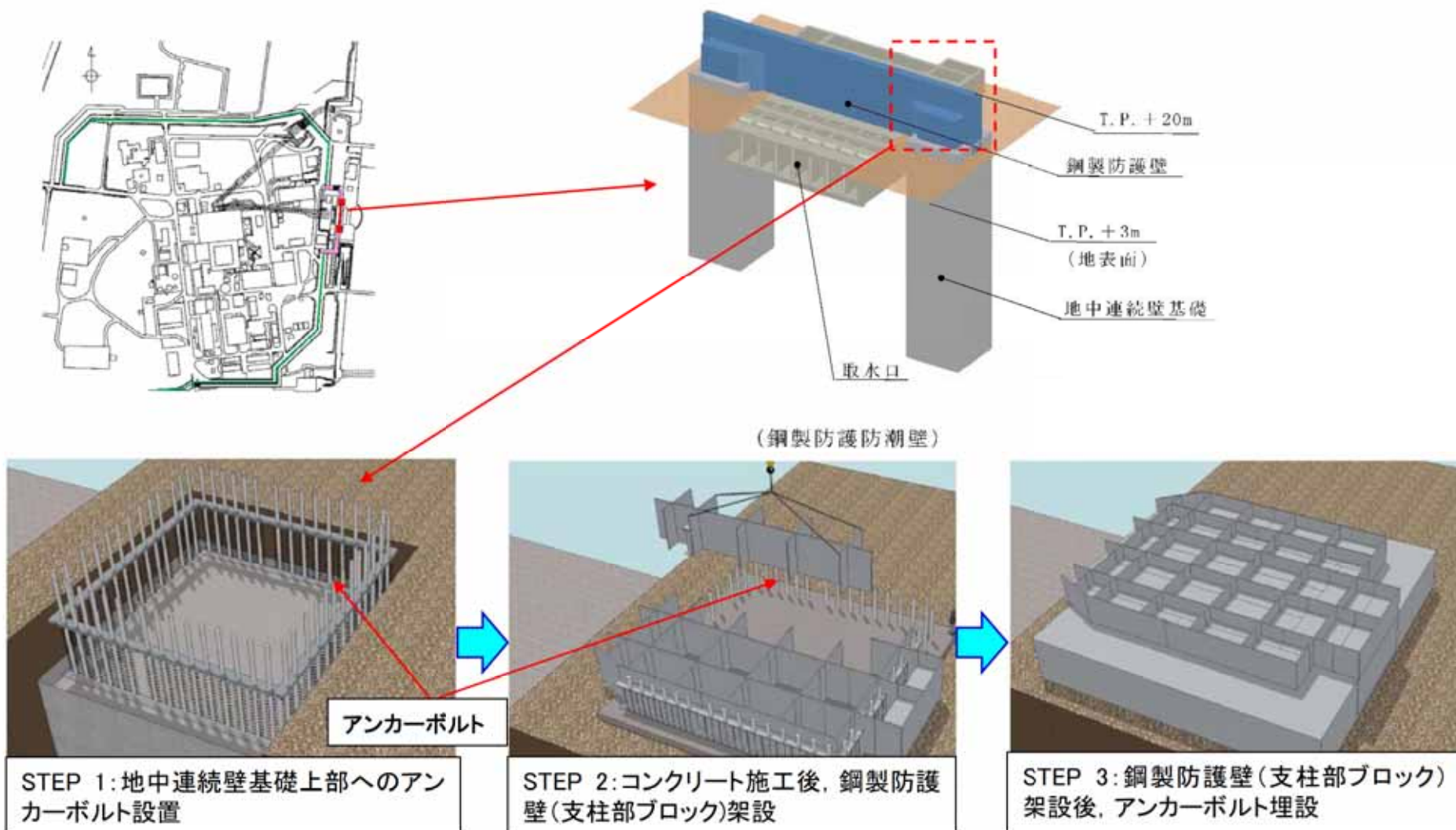
評価対象である浸水防護施設は以下のとおり。

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
	鉄骨構造物	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
			浸水防止蓋, 水密扉	浸水防止設備
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

## 2.9 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. 10 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. 10 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. 10 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)

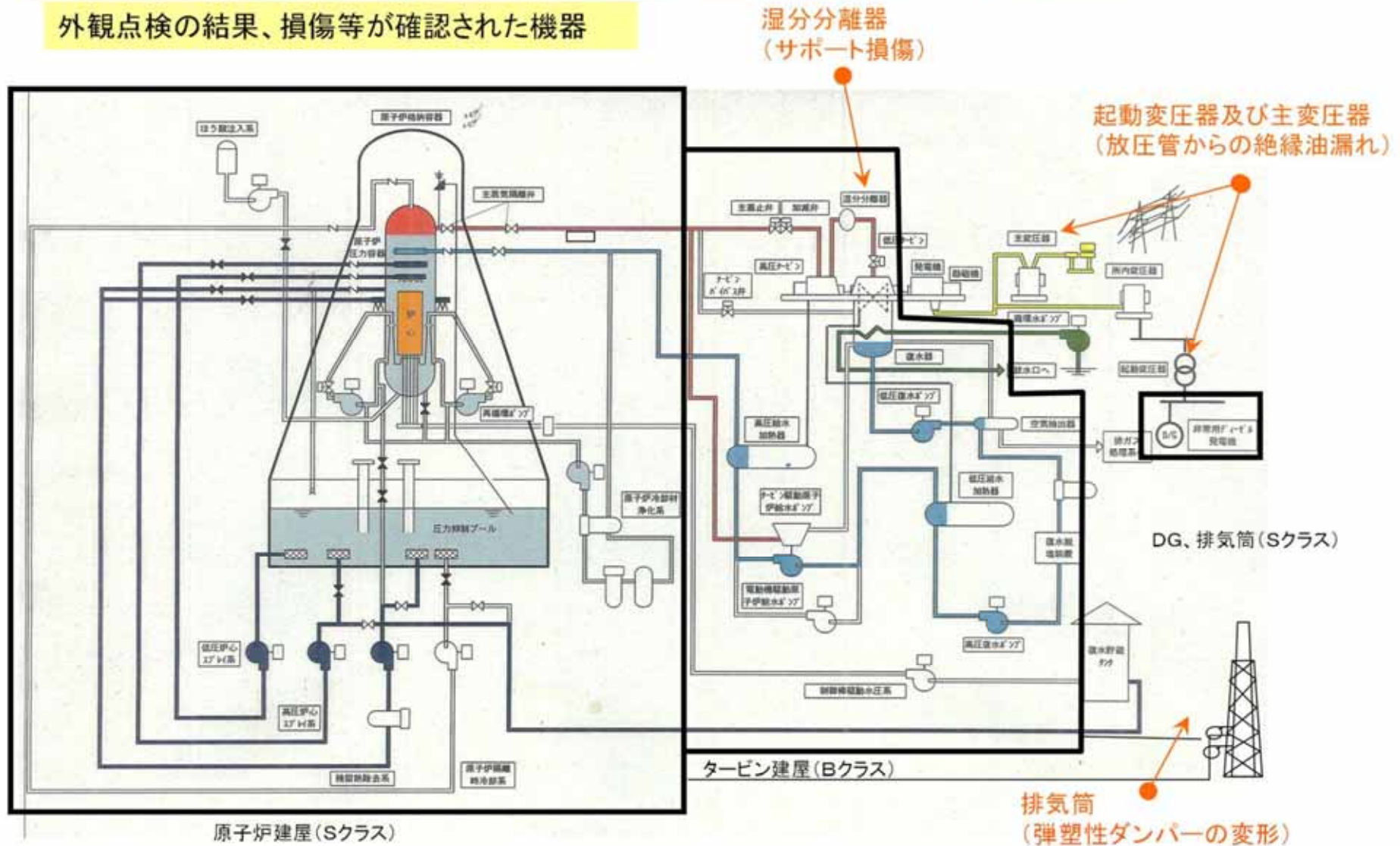
評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ケーブル	端子台接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	端子接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
電源及び電気設備	PC(2B-4)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	MCC(2B-4-1, 2,3)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	海水電解装置現場制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ潤滑水流量監視盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ補助リレー盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	除塵装置制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	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. 10 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。

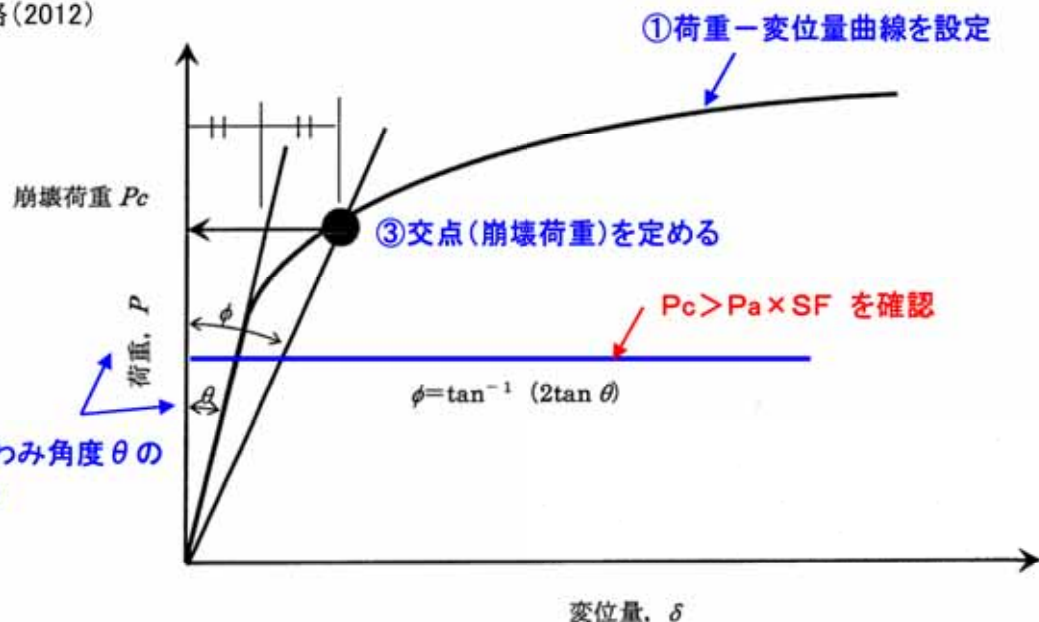
- ①当該構造物の温度での縦弾性係数、荷重—変位置曲線を設定
- ②有限要素法による弾塑性解析により荷重Pとたわみ角度θの関係を求める
- ③荷重—変位置曲線において、弾性範囲の荷重軸に対する2倍の勾配直線を求め、直線と曲線の交点を定める。この交点を崩壊荷重 $P_c$ と定義する。

※：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

## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(1/3)



### ●東海第二発電所の30年目技術評価以降に発生したトラブル等を以下に従い抽出 <表1参照>

- 1) 情報収集 : NUCIA(原子力情報公開ライブラリー)
- 2) 対象発電所 : 東海第二発電所
- 3) 収集期間 : 30年目技術評価以降～40年目評価まで
- 4) 情報区分 : 「トラブル」及び「保全品質」に区分されるものを対象
- 5) 事象の種別 : 「時間依存性あり」、「保守不良」(経年劣化事象によるもの)を抽出

### ●この結果、経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じた**トラブル事例として8件を抽出**

#### 【抽出結果8件】

- ① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について
- ② 屋外硫酸貯槽タンク堰内での漏えい事象について
- ③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について
- ④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて
- ⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について
- ⑥ 残留熱除去系海水配管の減肉について
- ⑦ 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について
- ⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について(上記⑥の水平展開結果)

### ●上記8件の事例の詳細検討として、30年目技術評価の考察を実施し、劣化状況評価への反映要否を検討し、**①、③～⑥、⑧の事例について劣化状況評価に反映し、今後、保全計画に基づき保守を実施** \* <別紙参照>

\* ②及び⑦の事例については、劣化状況評価対象設備若しくは部位に該当しないこと。他機器への水平展開も不要であることから、劣化状況評価への反映は不要と判断



## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(2/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(1/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの
1	保全品質	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 定期試験中における運転上の制限からの逸脱について	2	—
2	保全品質	協力会社における入所時の保安教育に係る不適合について	2	—
3	トラブル	① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について	1	※
4	保全品質	残留熱除去系(A)定期試験に伴う低圧注水系の運転上の制限の逸脱について	5	—
5	保全品質	原子炉隔離時冷却系の運転上の制限逸脱について	1	—
6	保全品質	管理区域における一時立入者の個人線量計の未着用について	2	—
7	保全品質	東海第二発電所洗濯廃液に係る保安規定違反の原因及び再発防止対策の報告について	2	—
8	保全品質	雑固体減容処理設備冷却室内における溶融金属等の飛散に伴う発煙について	4	—
9	保全品質	② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について	7	○
10	保全品質	産業廃棄物処理施設における当社名等が表示されたドラム缶発見について	8	—
11	保全品質	管理区域における作業員の個人線量計(EPD)の着用不備について	2	—
12	保全品質	可燃性ガス濃度制御系(B)の運転上の制限からの逸脱について	8	—
13	保全品質	物品搬入時における管理区域内への不適切な立ち入り事象について	2	—
14	トラブル	③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について	1	※
15	保全品質	起動領域モニタチャンネル「D」指示不良による運転上の制限の逸脱及び解除について	8	—
16	保全品質	残留熱除去系(A)の運転上の制限の逸脱について	5	—
17	保全品質	低圧炉心スプレイ系定期試験前に確認すべき事項の未実施について	2	—
18	保全品質	④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて	7	○
19	保全品質	⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について	7	○
20	保全品質	所内電源操作中における電源盤損傷の発生について	4	—
21	保全品質	東海第二発電所 制御棒駆動機構分解点検工事におけるごく微量の放射性物質の内部取り込みについて	2	—
22	保全品質	洗濯廃液放出に係る保安規定違反事象について	2	—
23	トラブル	⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について	7	○
24	保全品質	給水加熱器保管庫への個人線量計未着用での立ち入りについて	2	—

○: 時間依存性ありで抽出

※: 保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出。**

高経年化-265

原因分析結果

- |                    |                  |
|--------------------|------------------|
| 1: 施工・保守不良に起因する事例  | 5: 偶発的故障に起因する事例  |
| 2: ヒューマンエラーに起因する事例 | 6: 自然現象に起因する事例   |
| 3: 設計上の問題に起因する事例   | 7: 経年劣化事象に起因する事例 |
| 4: 製作上の問題に起因する事例   | 8: その他の事例        |



## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(3/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(2/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの
25	保全品質	非常用ガス処理系(A)の予防保全を目的とした保全作業の実施について	4	—
26	保全品質	非常用ガス処理系(B)の予防保全を目的とした保全作業の実施について	4	—
27	トラブル	残留熱除去系海水系(B)系機器点検のための原子炉手動停止について	3	—
28	保全品質	⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について	7	○
29	保全品質	【東日本大震災】 東海第二発電所 使用済燃料プール水飛散	6	—
30	トラブル	【東日本大震災関連】非常用ディーゼル発電機2C用海水ポンプの自動停止について	6	—
31	トラブル	【東日本大震災関連】125V蓄電池2B室における溢水について	8	—
32	保全品質	廃棄物処理建屋3階における火災について	5	—
33	保全品質	東海第二発電所における計画線量超過について	2	—
34	保全品質	非常用ディーゼル発電機2Cの運転上の制限からの逸脱について	1	—
35	保全品質	主蒸気逃し安全弁(D)内部部品の脱落について	1	—
36	保全品質	原子炉圧力容器下部制御棒駆動機構フランジからの漏水について	2	—
37	保全品質	取水口エリア北側ポンプ槽での火災について	1	—
38	保全品質	残留熱除去系(C) 低圧注水系注入弁差圧検出配管溶接部近傍での水の滴下について	8	—
39	保全品質	原子炉建屋屋上における原子炉建屋ベントライン設置工事の誤開孔事象について	1	—
40	保全品質	⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について	7	○
41	トラブル	東海第二発電所 管理区域外での洗浄廃液の漏えいについて	3	—
42	保全品質	東海第二発電所における燃料集集体チャンネルボックス上部(クリップ)の一部欠損について	4	—
43	保全品質	可搬型設備保管場所(非管理区域)における油の漏えい	8	—
44	保全品質	制御棒ハンドル部ガイドローラの状況について	4	—
45	保全品質	廃棄物処理建屋 送風機室(B)内での溶接作業時における火災の発生について	1	—
46	トラブル	廃棄物処理棟中地下1階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う 立入制限区域の設定について	3	—
47	保全品質	使用済燃料貯蔵プール水導電率の上昇について	3	—

○: 時間依存性ありで抽出

※: 保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出**。

高経年化-266

原因分析結果

- |                    |                  |
|--------------------|------------------|
| 1: 施工・保守不良に起因する事例  | 5: 偶発的故障に起因する事例  |
| 2: ヒューマンエラーに起因する事例 | 6: 自然現象に起因する事例   |
| 3: 設計上の問題に起因する事例   | 7: 経年劣化事象に起因する事例 |
| 4: 製作上の問題に起因する事例   | 8: その他の事例        |

## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 ー東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(1/3)



### [評価方針]

東海第二発電所は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響(地震・津波)を受けたプラントであるため、震災の状況と復旧状況を踏まえ、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる経年劣化事象について検討した。

### [震災の状況(概要)]

震災影響の種別	状況																
①津波による影響	取水口ポンプ室内の一部及び同ポンプ室外の設備が水没し機能喪失に至った。																
②地震による影響	当時の基準地震動 $S_g$ に耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、Sクラス設備について影響のないことを確認した。更に耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した。評価結果の概要は、原子炉建屋の耐震壁評価及び機器・配管系の構造評価の結果は弾性範囲以下であった。また、制御棒の地震時挿入性動的機能維持評価結果は、試験により挿入性が確認された相対変位以下であった。																
③その他の影響	<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力容器の圧力制御を継続するため、サブプレッション・プールの冷却を継続した。このため、原子炉格納容器内の温度は最高使用温度以内であった。</p> <p>☆震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要を下表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル圧力</th> <th>ドライウェル温度</th> <th>サブプレッション・プール温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>震災前</td> <td>約3 kPa</td> <td>約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※1(格納容器上部)</td> <td>約22 °C</td> </tr> <tr> <td>震災時</td> <td>約12 kPa</td> <td>約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※1(格納容器上部) 約144 °C※2(格納容器頂部)</td> <td>約55 °C</td> </tr> <tr> <td>設計値</td> <td>310 kPa</td> <td>171 °C</td> <td>104.5 °C</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 5px;">                     ※1:電線管温度                      ※2:圧力容器ベローシール部                      周辺温度                 </div>		ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サブプレッション・プール温度	震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※1(格納容器上部)	約22 °C	震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※1(格納容器上部) 約144 °C※2(格納容器頂部)	約55 °C	設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C
	ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サブプレッション・プール温度														
震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※1(格納容器上部)	約22 °C														
震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※1(格納容器上部) 約144 °C※2(格納容器頂部)	約55 °C														
設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C														



## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 －東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(2/3)



### ●東日本大震災による影響

[震災復旧状況-健全性確認※]

#### 【健全性確認の方法】

・地震及び津波襲来後、プラントのウォークダウン等により震災影響の状況を確認し、必要に応じ詳細点検(分解・開放点検)等を行い健全性の確認を実施した。

#### 【津波による影響】

・被水した設備については、**計画的に点検、補修及び取替を実施し、設備の健全性を確認している。**

#### 【地震による影響】

・耐震Sクラス機器について地震による機器への影響がないことを確認している。  
・また耐震B・Cクラス機器については一部損傷を確認したが、補修を実施し健全性を確認している。

#### 【その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)】

・コンクリート構造物及び電気・計装品について、**温度上昇による影響評価を実施し、温度上昇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いと判断した。**

※健全性確認の詳細については、「東海第二発電所 施設の健全性」にて説明する。



## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 ー東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(3/3)



### [震災影響評価]

・震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象

震災により、従前の使用環境から乖離し、経年劣化事象が発生・進展が厳しくなるもの(発生状況に影響するもの及び経年劣化の進展が考えられるもの)については、一連の健全性評価は完了しているが、今後も特別な保全計画及び通常の保全活動にて健全性を確認していく。

震災影響の種別	震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象	震災影響評価(概略)
津波による影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機器の腐食、動的機器のアプレシブ摩耗</li> <li>・電気・計装品の絶縁特性低下</li> <li>・コンクリート建造物の強度低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機器の分解点検、必要に応じて補修、洗浄、取替</li> <li>・点検(絶縁測定)、必要に応じて取替</li> <li>・コンクリートのコアサンプルによる評価</li> </ul> <p style="text-align: right;">} 健全性を確認。</p>
地震による影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震による荷重の作用により損傷</li> <li>・地震による荷重の作用、疲労の蓄積</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一部損傷を確認した耐震B、Cクラスの機器については補修により健全性を確認。</li> <li>・耐震Sクラス設備については、当時の基準地震動SSIに耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、影響のないことを確認。</li> <li>・原子炉建屋耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施、以下の結果が得られた。               <ul style="list-style-type: none"> <li>➡構造評価の結果は、弾性範囲以下であることを確認。</li> <li>➡動的機能維持評価結果は、制御棒の地震時挿入性が確認された相対変位以下であることを確認。</li> <li>➡耐震安全性評価(地震による疲労の影響)の結果、疲れ累積係数の地震影響も含めた合計は許容値の1以下を確認。</li> </ul> </li> </ul>
その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)	<ul style="list-style-type: none"> <li>温度上昇による影響</li> <li>・コンクリート建造物の強度低下、遮へい能力低下</li> <li>・電気・計装品の絶縁特性低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリート建造物:原子炉格納容器頂部最高温度:約144℃にて評価した結果               <ul style="list-style-type: none"> <li>➡設計値を満足。温度制限値を超える期間は短時間。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いと判断した。</li> </ul> </li> <li>・電気・計装品の絶縁低下影響:温度83.1℃/継続時間約30時間にて評価               <ul style="list-style-type: none"> <li>➡震災時の温度上昇時間は短時間。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。</li> </ul> </li> </ul>

## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 －これまでのトラブル事象と高経年化との関連(1/3)

### 【原子力発電所の高経年化対策】

○原子力発電所では機器や設備について、法律で定められた**定期的な検査や点検(通常の保全活動)**を実施。これにより劣化(機能や性能の低下)の状況を的確に検知し、必要に応じ新材料や新技術を取り込んだ適切な補修や取替えを実施し、安全性を確保



○**高経年化対策**は、長期間供用状態にある発電所の機器等に対し、上記のような安全確保活動を適切に行うため、起こりうる劣化等の特徴を最新知見・運転経験に基づき把握した上で、通常の保全活動に加えて**新たな保全策(追加保全)**を策定し、保守管理を確実に実施することが重要



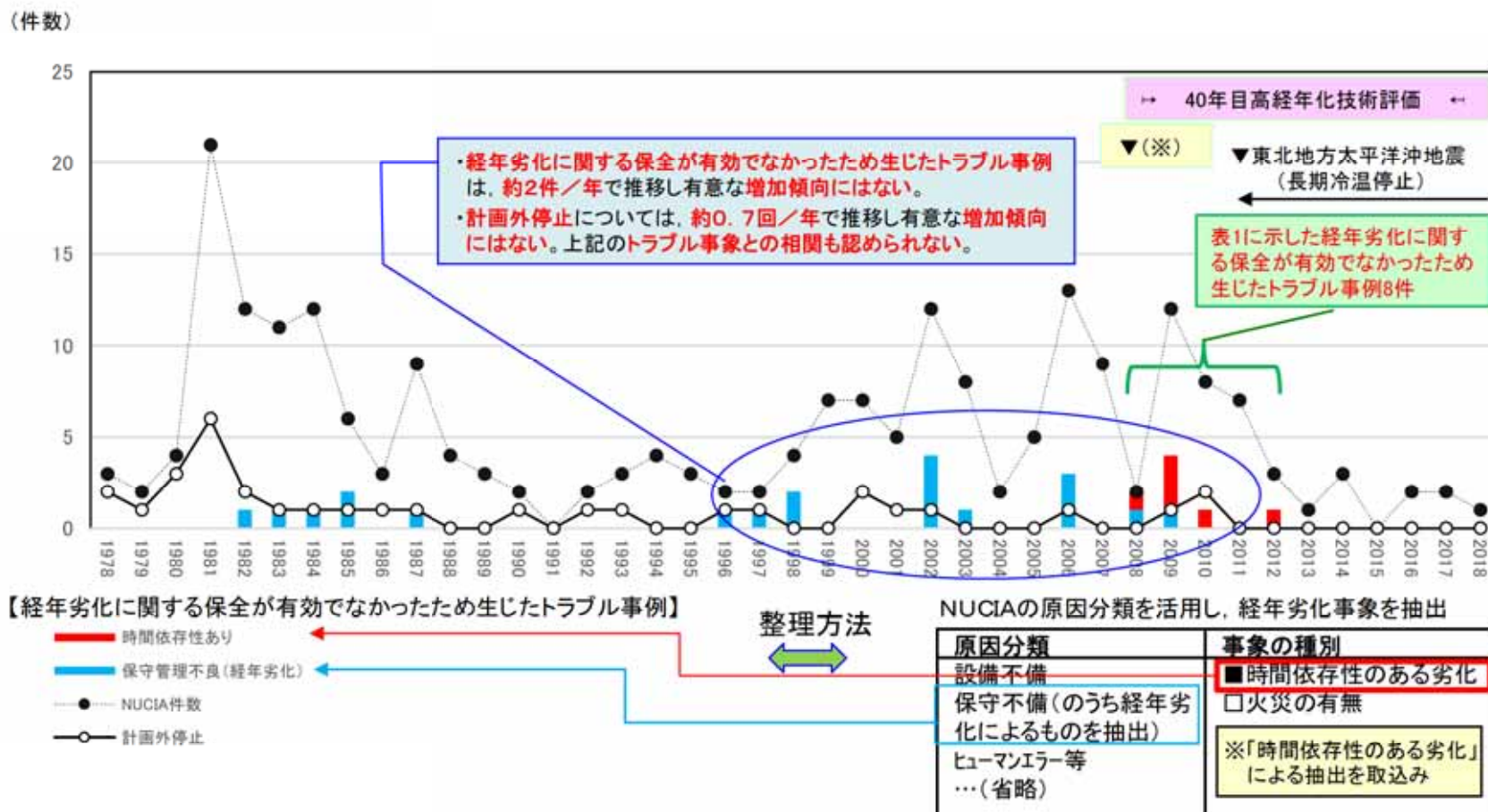
○「**通常の保全活動**」と「**高経年化に対応した追加保全**」を行うことで、高経年化に伴い発生するトラブルに対しても対処が可能である。これまでの運転経験等を確認しても、**トラブル事象の増加はなく、高経年化による影響は認められない。**



## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 -これまでのトラブル事象と高経年化との関連(2/3)

### ○東海第二発電所 トラブル情報等及び計画外停止回数の推移

・過去40年を遡った時点までの経年劣化を起因としたトラブル情報等及び計画外停止件数の推移からは、**供用期間の長期化(高経年化)によるトラブル事象等の増加傾向はなく、計画外停止件数の間に有意な相関も認められない。**

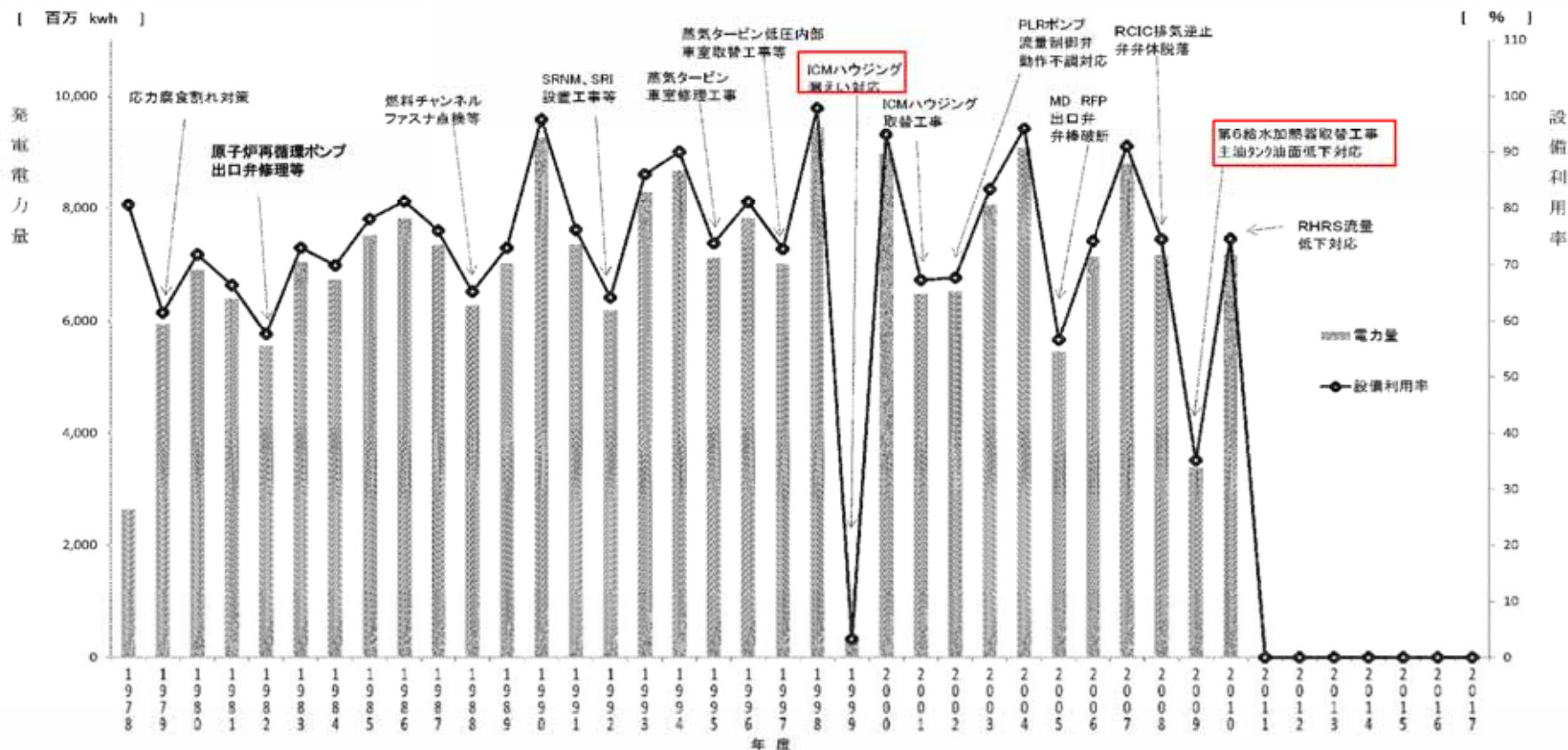


## 2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 -これまでのトラブル事象と高経年化との関連(3/3)



### ○東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移

- ・トラブル事象及び計画外停止等が反映された発電所の総合的なパフォーマンスを示す指標として、発電電力量及び設備利用率の推移を確認した。
- ・1999年に中性子計測ハウジング取替, 2009年に給水加熱器取替他熱交換器点検のため長期停止したが、**発電所供用期間の長期化に伴い発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。**



東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移

高経年化-272



抽出したトラブル事例8件について、劣化状況評価への反映内容を以下のプロセスで検討した。

① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(1/2)

(1) 事象の概要

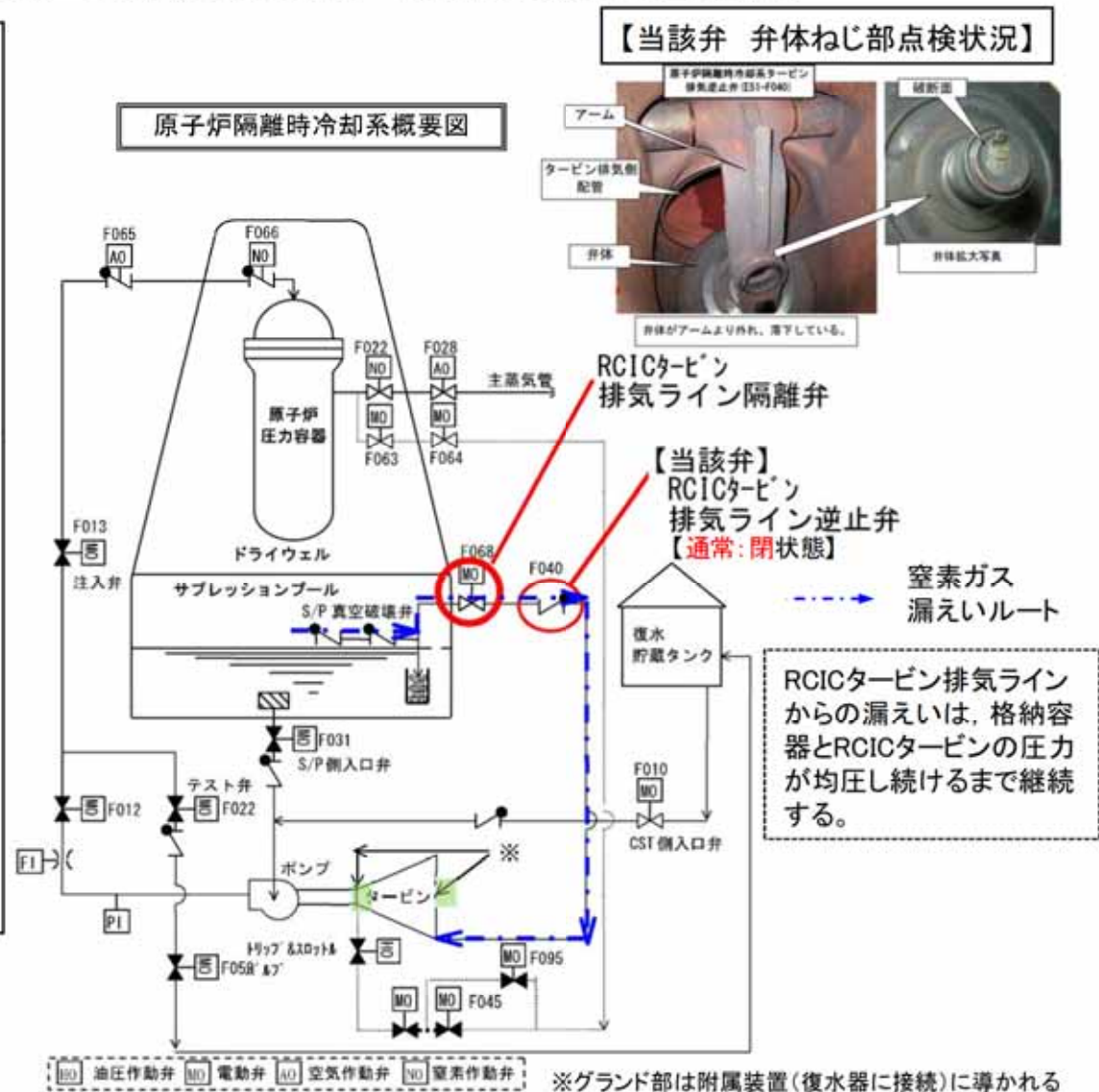
第23回定期検査時の調整運転中のところ、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という)の定期試験を実施後、**原子炉格納容器の圧力が低下傾向**にあることを確認した。原因調査を実施した結果、**格納容器に封入している窒素ガスがRCICタービン排気ラインから漏えい**している可能性が高いと判断した。**排気ラインの隔離弁を閉止したところ、圧力低下は止まった。**

漏えいは、RCICタービン排気ラインに設置されている逆止弁のシートリークによるものと考え、分解点検を実施したところ、アームから弁体が脱落していることを確認した。

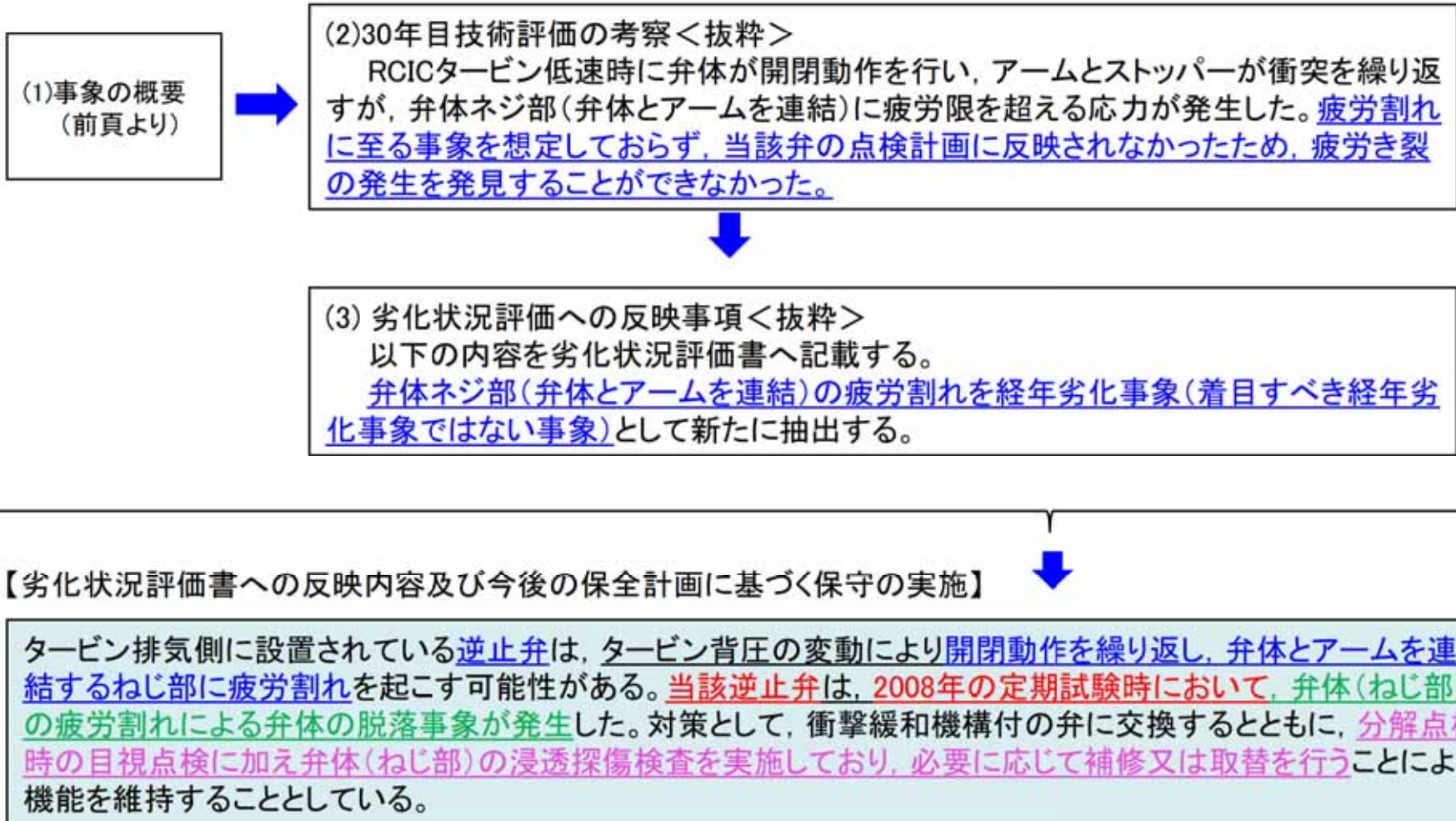
脱落の原因は、RCICタービン低速回転時に、タービン排気蒸気の凝縮により背圧が変動し、弁体が頻りに開閉動作を行い、アームがストッパーと衝突を繰り返し、弁体とアームとを連結している弁体ネジ部に疲労割れが生じた。

赤字: 事象  
 緑字: 原因  
 青字: 詳細原因

(次頁へ)



① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(2/2)





## ② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について

### (1) 事象の概要

屋外硫酸貯蔵タンクサンプリング配管の保温材から糸状に堰内に硫酸が漏れているのを発見した。当該サンプリングラインには電熱ヒータが設置されており、その加熱部位にピンホールが生じていた。ピンホール発生原因はヒータ加熱（設定温度65℃）により滞留液体の温度がその他の部位より常時高い温度に保持されたことにより、濃硫酸の硫酸鉄に対する溶解度が上昇することで電池効果により減肉が進行したものと推察する。



### (2) 30年目技術評価の考察

当該配管は、安全機能を有していないため、高経年化評価の対象とはならない。当該サンプリングラインは、これまでに使用実績がないことから、切断部位を溶接により施栓補修を実施しており、さらに電熱ヒータも使用しないことを再発防止対策としており、今後同様な化学腐食（濃硫酸を高温環境下で使用の際の電池効果による減肉）の発生の可能性はないと考える。

### (3) 劣化状況評価への反映事項

濃硫酸を扱っている設備についてヒータ等で常時加温しているものはないことを確認しており、評価に反映すべき事象ではない。



### 【劣化状況評価書への反映内容及び水平展開検討】



劣化状況評価書への反映及び水平展開不要

③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(1/2)

(1)事象の概要

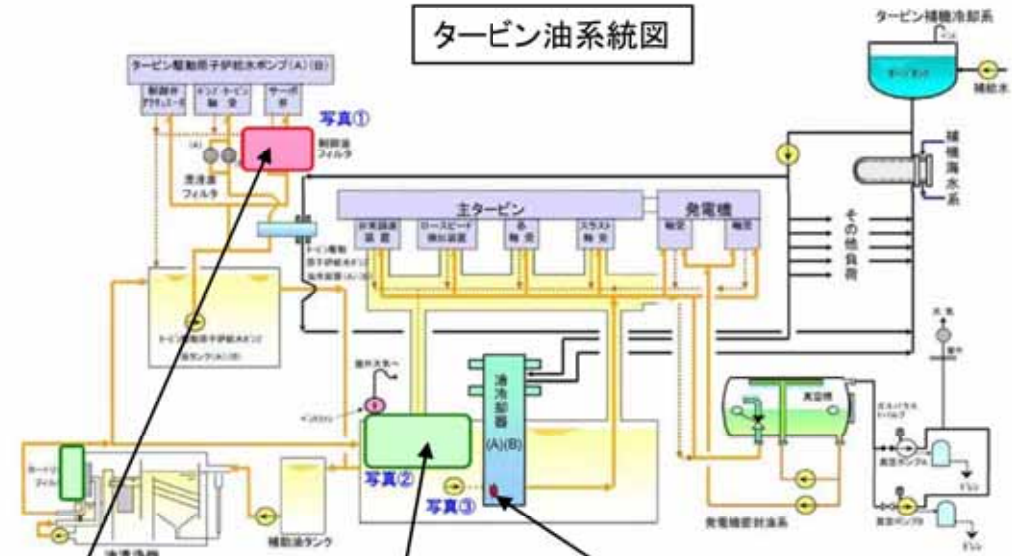
**主タービン潤滑油タンク**(以下「主油タンク」という)の**油面異常を示す警報**が発報し、その後、**主油タンクの油面が徐々に低下**し油面調整操作の頻度が増加し**油面維持が困難**となったこと、これ以上悪化すると関連機器への影響が懸念されたことから、**原子炉を停止した**。

**主タービン油系の点検の結果、主油冷却器(B)伝熱管に摩耗**が認められた。

主油冷却器の**伝熱管から漏えい**を生じた原因は、**潤滑油が伝熱管のU字部分に流れ込む構造**のために、**潤滑油の流動によってU字管に僅かな振動が発生**、**長期間の使用によって摩耗・減肉が進行して、最終的に貫通孔が生じたもの**と考えられる。



(次頁へ)



写真①  
タービン駆動原子炉給水ポンプ (A) 制御油フィルタ



主油タンク油面低下事象が発生する以前にパラメーターの変動が確認されていた。(異常兆候)

写真②  
主油タンク油面(泡)



7月17日 泡確認 (7月18日撮影)

写真③  
主油冷却器 (B) 伝熱管(1本) 漏えい孔



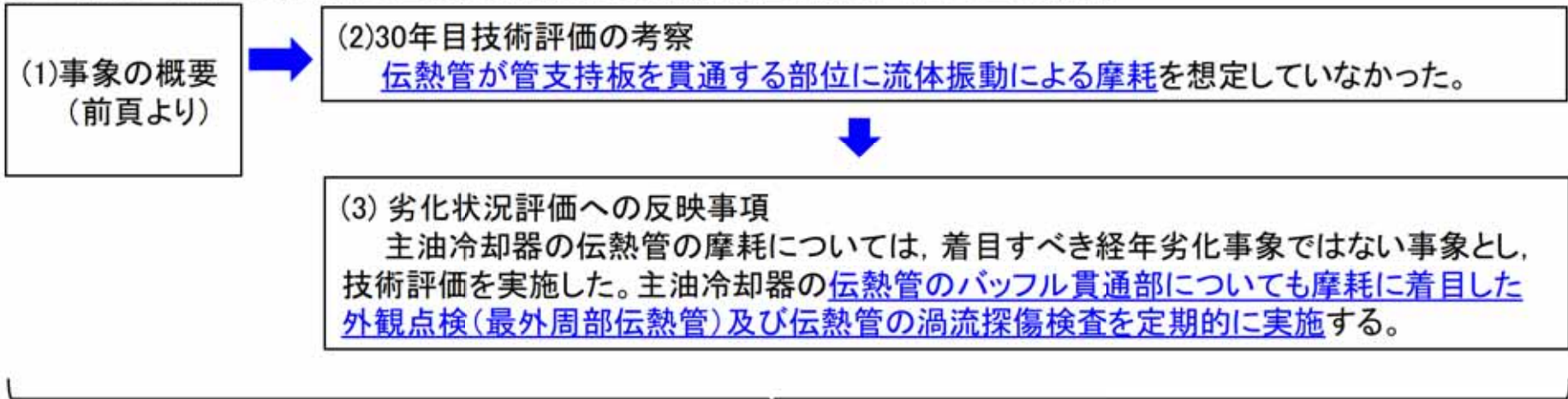
7月22日 漏えい孔確認

貫通孔

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)はp.166,172-16参照



③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

伝熱管は管支持板により適切なスパンで支持することで振動を抑制しているが、内部流体の流れによりわずかな伝熱管の振動が発生し、伝熱管と管支持板が接触することにより、伝熱管拘束点において伝熱管外表面に摩耗が発生する可能性がある。

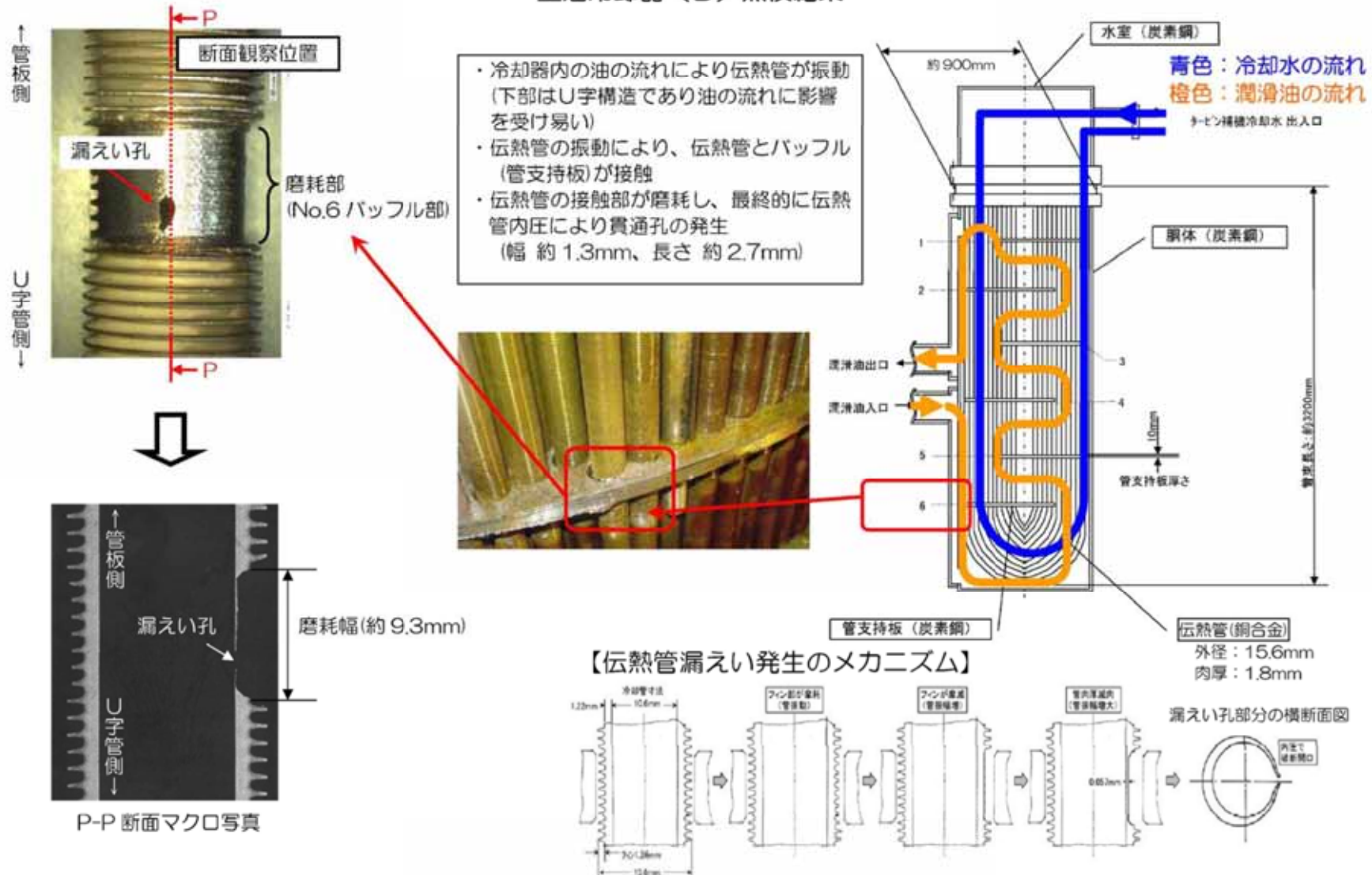
さらに、伝熱管拘束点において伝熱管外面から疲労割れが発生する可能性がある。

油冷却器は、2009年の定格熱出力一定運転中に、伝熱管の摩耗による伝熱管漏えい事象が発生した。

対策として、当該伝熱管に施栓を実施するとともに、分解点検時に管支持板貫通部における伝熱管の摩耗に着目した目視点検に加え、伝熱管の渦流探傷検査を実施しており、必要に応じて補修又は取替を行うことにより、機能を維持することとしている。

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)

主油冷却器 (B) 点検結果



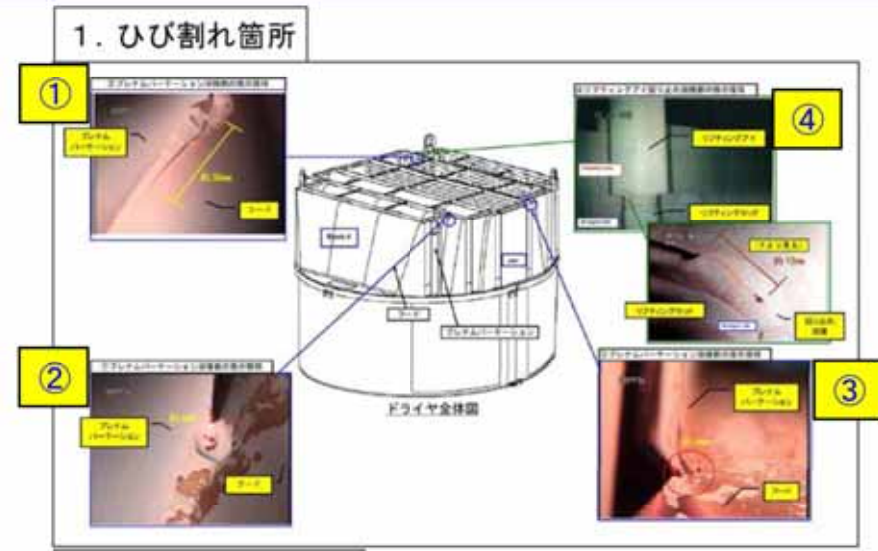


④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて

⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について

(1) 事象の概要

蒸気乾燥器の外観点検において、プレナムパーテーションとフードの溶接部に3箇所(右図①②③)、リフティングアイ(右図④)の回り止め溶接部に1箇所のひび割れが確認された。ひび割れは、ひび割れの形状や応力集中しやすいことから流動振動等による疲労割れである可能性が高い。調査結果、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れを想定。



(2) 30年目技術評価の考察

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについては、想定される経年劣化事象としては抽出していなかった。

(3) 劣化状況評価への反映事項

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについて、現状保全にて検知できていることから、着目すべき経年劣化事象ではない事象として抽出し、技術評価に反映。

【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

炉内構造物は、炉心流による流体振動を受けるため、高サイクル疲労割れの発生が想定される。流体振動による高サイクル疲労は、設計段階において考慮しており、発生する可能性は小さい。また国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れも想定も必要。

プレナムパーテーション溶接部(3箇所)及びリフティングアイ廻り止め溶接部(1箇所)に高サイクル疲労割れ若しくは粒界型応力腐食割れと推定されるひびを確認、補修溶接等を実施し、発生応力の低減を図っている。

また、維持規格等に基づき計画的に水中テレビカメラによる点検を実施することとしており、これまで上記以外の有意な欠陥は認められていない。



⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(1/2)

(1)事象の概要

第24回定期検査中の炉内構造物検査(定期事業者検査)において、シュラウドサポート溶接継手に合計40箇所の欠陥指示を確認した。

この結果を用いて維持規格等に基づき、構造健全性評価を実施した結果、十分な裕度を有していることから、確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことを確認した

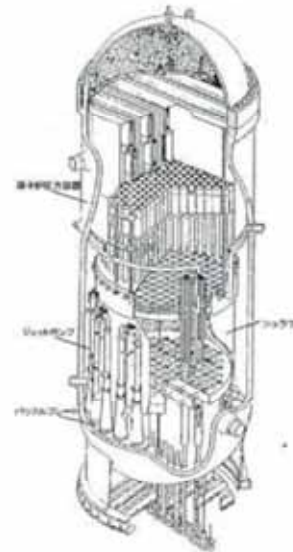


(2)30年目技術評価の考察

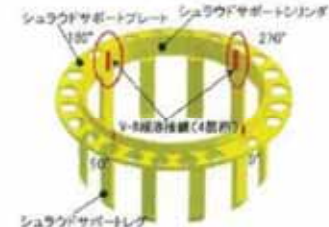
炉心シュラウド等は粒界型応力腐食割れを想定される経年劣化事象として抽出し、適切に評価されている。炉心シュラウド等のうち、シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部については、21回定期検査にて粒界型応力腐食割れと思われるひびが見つかっており、計画的な目視点検を実施することとしており、長期保守管理方針及び保全計画に定め、計画に基づき点検を実施してきている。

シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部を除き、粒界型応力腐食割れと推定される欠陥は確認されていないと評価しているが、現状保全に基づき、シリンダ縦溶接部以外にも類似のひび割れを検知した。このため構造健全性評価による解析の結果十分な裕度を有していることを確認した。解析により確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことから、現状保全は適切であったと考える。

【原子炉圧力容器 内部構造図】



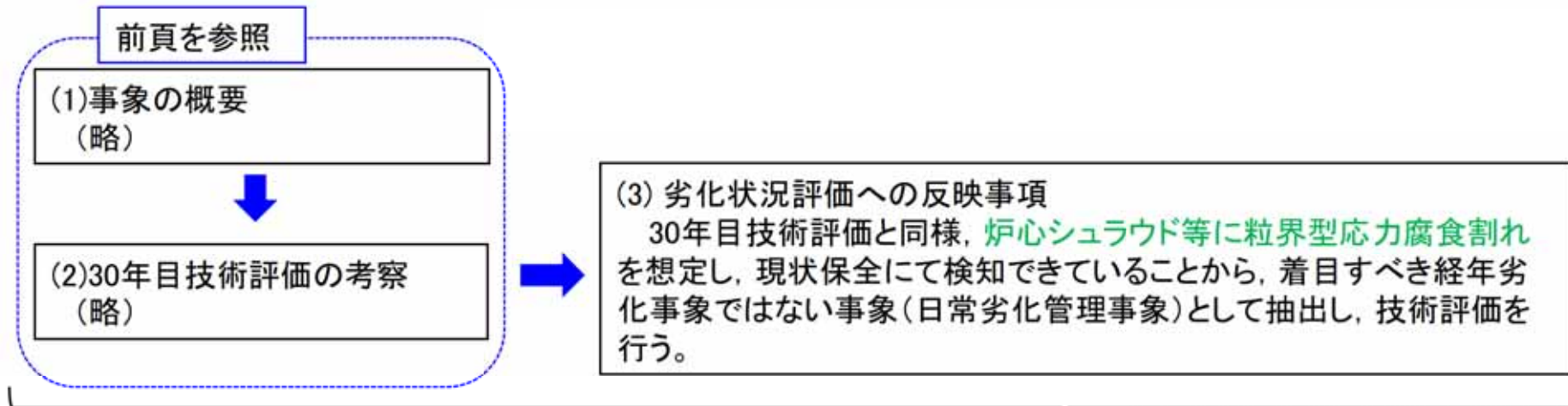
【シュラウド周辺設備】



【シュラウドサポート構造図】



⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】 ↓

シュラウドサポートは、ステンレス鋼及高ニッケル合金であり高温の純水環境中にあることから、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れが想定される。

炉心シュラウドーシュラウドサポートの周方向溶接部(H7)及びシュラウドサポートのシリンダ縦溶接部(V8)については、高温純水中の高ニッケル合金であり、粒界型応力腐食割れと思われるひび割れが確認されているが、維持規格等を用いて評価し運転開始後60年時点で技術基準に適合しており、今後もひび割れに対する継続検査として、計画的に目視点検を実施することとしている。

さらに、ステンレス鋼又は高ニッケル合金の粒界型応力腐食割れは、材料の感受性、腐食環境及び引張応力の3つの因子が同時に存在する条件下で発生するが、東海第二発電所の炉内構造物については、水素注入による腐食環境改善や残留応力低減対策等を実施している。

⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について(1/2)

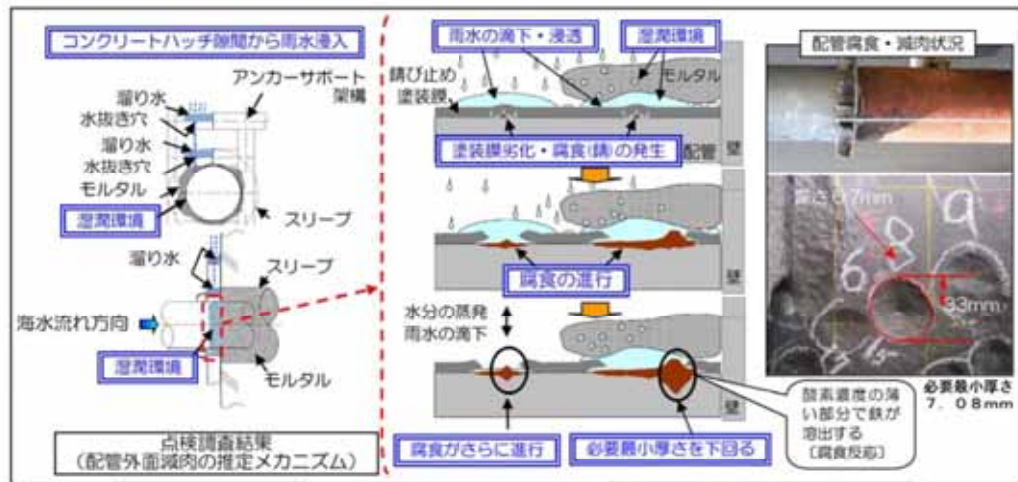
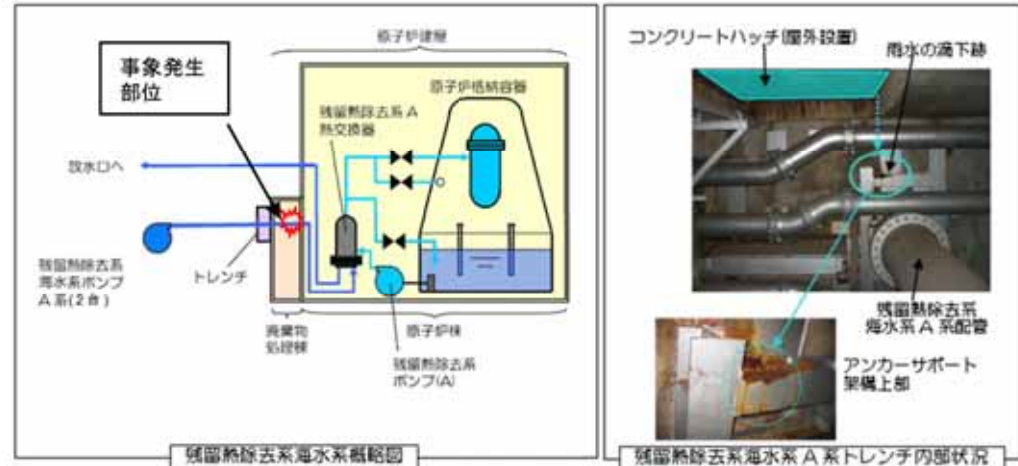
残留熱除去系海水系配管減肉の原因調査結果概要

(1)事象の概要

残留熱除去系海水系(以下「RHRS」という)ライニング配管修繕工事において工場搬出中の配管外面の一部に錆を伴った局所的な窪みを確認し、超音波厚さ計を用い肉厚測定を実施した。その結果、技術基準における必要な厚さ(以下「必要最小厚さ」という)を下回る部分が1箇所あることを確認した。

調査の結果、屋外ハッチ開口部から、雨水がアンカーサポートを伝わって配管外面に滴下し、さらに建屋壁貫通部の封止処理に用いていたモルタルがはみ出していたため、錆び止め塗装のみの配管外面との隙間を形成し、雨水が浸み込み長期間湿潤環境となり、配管外面が著しく腐食し必要最小厚さを下回ったと推定される。

当該配管の必要最小厚さを下回っていた箇所については、減肉部分の配管を撤去し復旧した。また、充填したモルタルを壁面と平坦に仕上げるとともに当該配管のアンカーサポート内の配管外表面状況について目視点検が可能となるような構造とした。

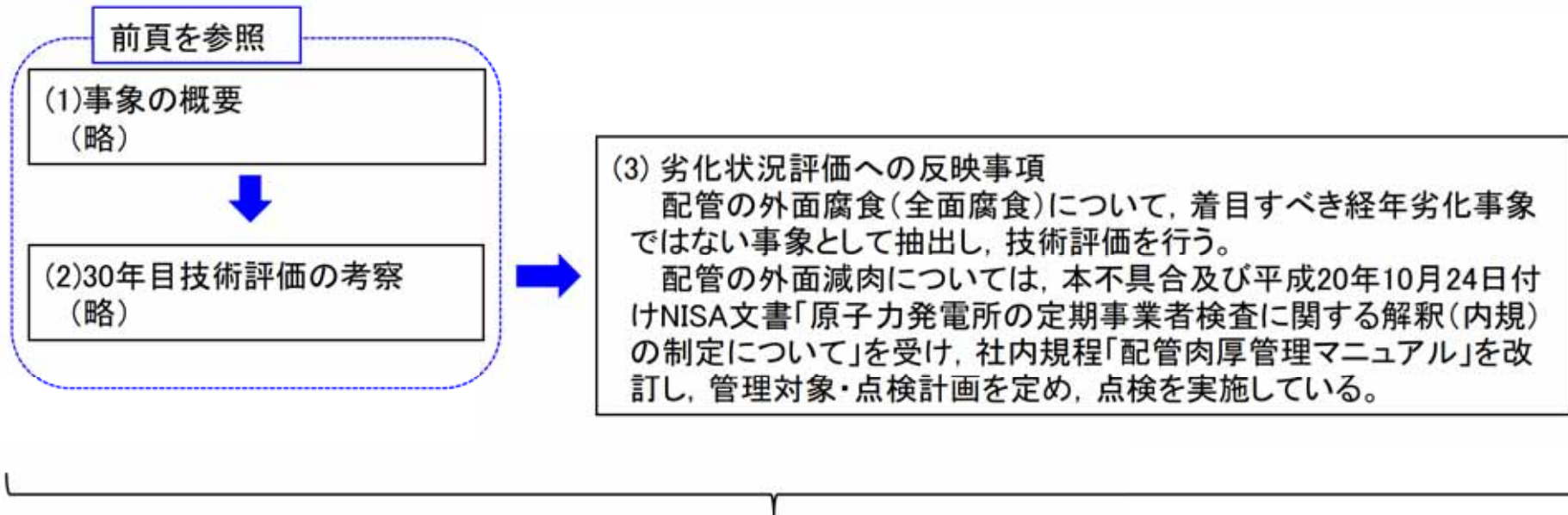


(2)30年目技術評価の考察

配管の外面腐食(全面腐食)について、着目すべき経年劣化事象として抽出しており、評価されていたが、屋外配管(トレンチ内含む)の目視が困難な部位における外面腐食に着目した保守管理に不足があった。



⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

屋外に設置されている残留熱除去海水系配管の建屋貫通部のサポート取付箇所において、雨水がサポート架構上を経て、建屋貫通部のモルタルと配管表面との隙間にたまり、長期間湿潤環境になったことで、腐食(隙間腐食)が発生した。

このため、雨水が浸入しない対策を講じると共に、建屋貫通部、サポート取付部等の直接目視が困難な箇所に対する点検方法を社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に反映し、これに基づき点検を実施しており、必要に応じ補修を行うことで、健全性を維持している。

⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(1/2)

(1)事象の概要

定期試験である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(以下「HPCS-DG」という)負荷運転のデータ採取を実施していたところ、シリンダ排気温度の一つが約250℃から約290℃間で指示値がランダムに変化していた。(図1)

その後、HPCS-DGの健全性確認運転を開始し、中央制御室制御盤の自動電圧調整装置用電圧設定器操作スイッチ(以下「当該AVR操作スイッチ」という)が「増(RAISE)」方向に操作できない(図2)ことを発電長が確認し、発電機を解列、機関を停止した。

(原因1)

温度検知器～排気温度指示計までのケーブルの外部被覆がない(被覆を剥いた)箇所がケーブル中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触していた。運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したものと推定

(原因2)

経年劣化により、スイッチの接点ブロック内の摺動抵抗が増加し固渋したと推定

図1 DGシリンダ排気温度のふらつき

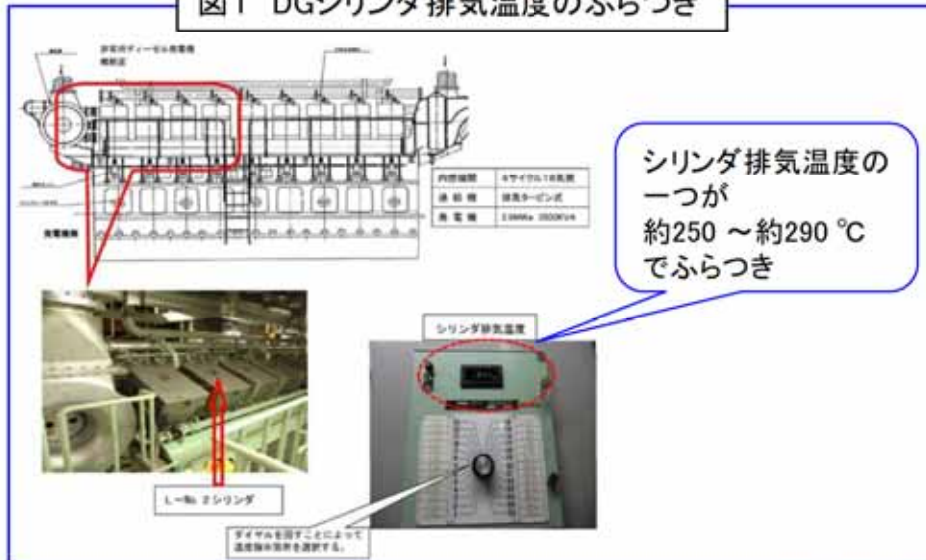


図2 AVR操作スイッチ「増(RAIZE)」方向操作不可





⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(2/2)

前頁を参照

(1)事象の概要  
(略)

(2)30年目技術評価の考察

- ・ケーブルは、30年目の評価時点において、絶縁体の絶縁特性低下が想定される経年劣化事象として抽出し、熱及び放射線による絶縁体の物性変化を絶縁特性低下の要因としてとらえ適切に評価している。  
本事象の原因は、ケーブルの外部被覆がない(被覆を剥いた)箇所が中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触し、運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したもので、敷設時の損傷防止に対する施工上の問題であり、施工不良に起因した絶縁体の絶縁特性低下は、評価対象外としている。  
再発防止としては、中継端子箱の形状変更(ケーブル外部被覆の処理部を中継端子箱内部に収め、フレキシブル電線管との干渉防止並びにDG機関の振動の影響を受けにくい場所へ移設した。(2C,2Dディーゼル発電機についても点検を行い同様の再発防止対策を実施))
- ・操作スイッチについては、30年目の評価時点において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として導通不良を想定しており、操作スイッチの固渋については想定していないが、操作スイッチは定期的な取替を行っている。



(3)劣化状況評価への反映事項

- ・ケーブルの絶縁体損傷は、ケーブル敷設時の施工上の問題で発生した特異な事象であり、発生原因の究明、対策は完了しているため、高経年化対策として反映する事項はない。
- ・中央制御室、現場盤等に設置されている操作スイッチについては、定期取替品のため、評価対象外。



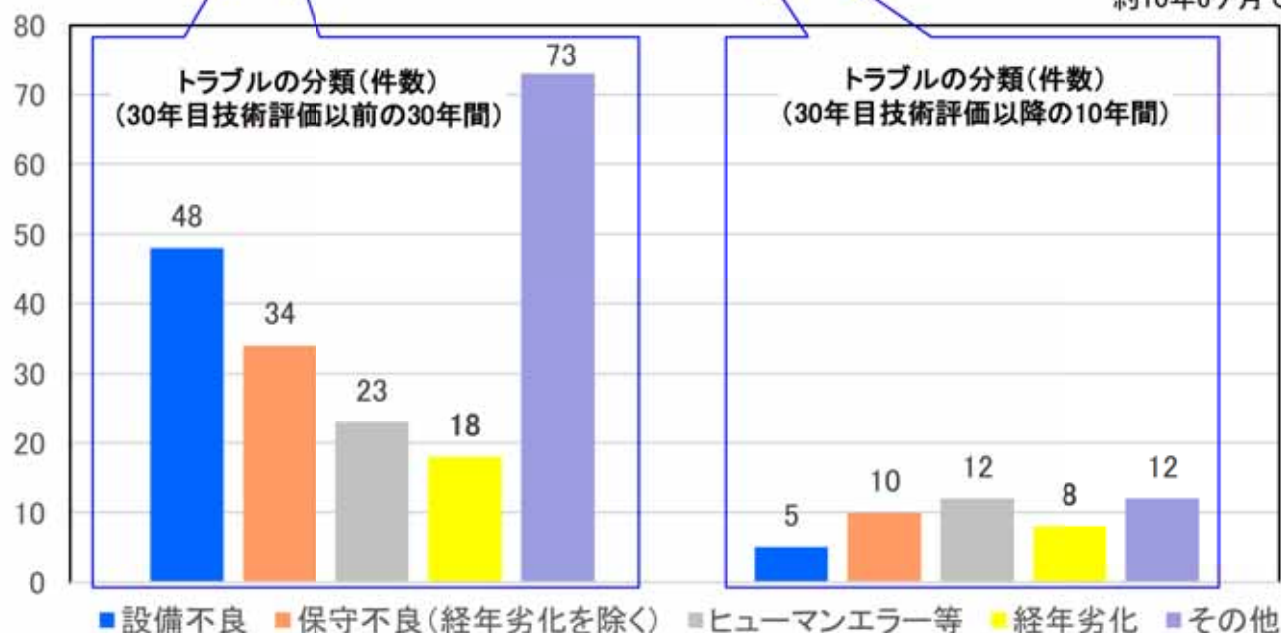
【劣化状況評価書への反映内容】

反映不要(通常の保守により対応可能)

### 東海第二発電所における経年劣化に関するトラブル事象の比較

	30年目技術評価以前	30年目技術評価以降	比較
経年劣化に関する トラブル発生頻度	18件/30年間 (10年平均≒17件)*	8件/10年間 (10年平均≒8件)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・10年平均での発生件数は低減している。</li> <li>・運転期間と発生頻度に相関はなく、これまでの保全の充実が寄与している。</li> </ul>

\*抽出した18件は、1997年7月～2008年1月の約10年6ヶ月であるため、これを用いて算出



⇒30年目技術評価以降の経年劣化によるトラブルの発生頻度は低減。運転期間の長期化とは相関なし。今後も継続的な経年劣化に係る管理を続け、予防処置を含めた保全の充実により、経年劣化に関するトラブルの低減に努めていく。