

机上配布資料

1

│ 茨城県原子力安全対策委員会
 │ 東海第二発電所
 │ 安全性検討ワーキングチーム(第17回)
 │ ご説明資料

# 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改訂版

# 2020年10月21日 日本原子力発電株式会社



第6回WT資料改訂版 (論点No.204, 205反映)

# 東海第二発電所 施設の健全性(改訂版)

# 2020年10月21日 日本原子力発電株式会社

本資料のうち, 🔲 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



# 目次

1. 地震直後の原子炉施設の健全性確認 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
<ol> <li>1 地震による影響</li> <li>a. 東北地方太平洋沖地震の概要と東海第二発電所の状況</li> <li>b. 地震直後の原子炉施設の健全性確認方針</li> <li>c. 地震直後の原子炉施設の健全性確認</li> </ol>	4
<ul> <li>② 津波による影響</li> <li>a. 既往の津波評価</li> <li>b. 津波観測記録</li> <li>c. 施設の浸水状況</li> </ul>	38
③プラント停止時の機器の動作状況 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	46
<ul> <li>2. 第25回施設定期検査の状況</li> <li>① 第25回施設定期検査の概要</li> <li>② 第25回施設定期検査の結果</li> </ul>	55 56 58
3. 長期間の停止対応 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	64



# 1. 地震直後の原子炉施設の健全性確認



# 1. ① 地震による影響



#### <u>地震の概要</u>

- ・発生日時:平成23年3月11日14時46分
  ・場 所:三陸沖(牡鹿半島の東南東,
  - 約130km付近)
- ·深 さ:約24km
- ▪規 模: Mw9.0
- ・主な震度:最大震度7 宮城県栗原市

### <u> 震度6弱 東海村</u>



#### 東海第二発電所の状況

- 3月11日14時46分
  - ・定格熱出カー定運転中のところ「タービン振動大」
    - により原子炉停止。
  - 外部電源喪失。(所内電源は非常用ディーゼル発電機により 確保。)
- 3月11日19時20分
- ・非常用ディーゼル発電機海水ポンプ1台が津波の影響で浸水し停止。(残りの2台は影響なく運転を継続。)
- 3月13日12時32分 : 外部電源復旧(1回線)
- 3月15日 0時40分 : 原子炉冷温停止





#### 【外観点検による健全性確認】

- ●視点・目的:全ての原子炉施設について, 緊急的に健全性を確認。 (地震直後は, プラント停止・冷却状態を維持するための点検を実施。 その後, 地震の影響の有無を確認するため, 機器レベルで点検を実施。)
- ●実施時期 :平成23年3月11日~平成23年6月4日
- ●対象・方法:外観点検(分解を行わずそのままの状態で目視による確認)により確認。

#### 【地震応答解析による健全性確認】

- ●視点・目的:地震の観測記録を評価し、耐震設計の観点から施設の健全性を確認。
- ●実施時期 :平成23年3月11日~平成23年9月29日
- ●対象・方法:地震応答解析による評価
  - ・安全上重要な施設の設計は、工認※設計波及び基準地震動を用いた地震応答解析により行われている。このため、地震観測記録における最大加速度が、工認設計波及び基準地震動による最大加速度を上回ったか否かを確認。
  - ・観測記録が上回った場合, 観測記録を用いた地震応答解析により健全性を確認。 (設計段階での裕度を考慮した健全性確認。対象は耐震Sクラスの施設。)

【詳細点検】

※工認:工事の計画の認可(核原料物質,核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 第四十三条の三の九)

- ●地震応答解析の結果,弾性範囲を超えた場合,又は,地震直後の外観点検で異常が確認された場合は,分解点検,非破壊検査,部品取替等による詳細点検により健全性を確認。
- ●品質保証システムにより不適合管理で適切な対策,是正措置を実施。

## 1. ①c 地震直後の原子炉施設の健全性確認





※1:地震の観測記録評価し、工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度と比較する。
 ※2:観測記録が上回った場合、耐震Sクラスの施設について、観測記録を用いた地震応答解析を実施する。
 なお、観測記録の状況により、代表施設の地震応答解析を検討する。
 ※3:耐震クラスB、Cの施設で異常が確認されれば、詳細点検せずに修理を実施することで健全性を維持する。

注 建屋:せん断スケルトンカーブ上におけるひずみに対するせん断力の最大応答値が第一折れ点を下回ることで,弾性範囲内にあることを判断する。 機器:JEAG4601に基づく許容値Ⅲ<sub>A</sub>Sを適用(許容値Ⅲ<sub>A</sub>Sの例:圧力容器等のクラス1機器であれば,設計降伏点Syと設計引張強さSu×2/3の小さい値)



## 【建物·構築物】

- 全ての原子炉施設(建物・構築物)に対して,緊急的に外観点検を実施した。
- 地震の影響を受けやすい耐震壁, 柱などを中心に点検を行った。
- 損傷等が確認されれば、耐震クラスを確認し、その後の対応を決定することとした。
  - 耐震Sクラスについては、修繕を実施するとともに、原因を究明したうえで是正 措置(原因の除去)を実施する。
  - 耐震B·Cクラスについては、修繕を実施する。
- 【機器】
- 全ての原子炉施設(機器)に対して,緊急的に外観点検を実施した。
- 地震の影響を受けやすい拘束点(基礎ボルト, サポート)などを中心に点検を 行った。
- 運転中の機器は、運転状態の確認も行った。
- 損傷等が確認されれば、耐震クラスを確認し、その後の対応を決定することとした。
  - 耐震Sクラスについては、修繕を実施するとともに、原因を究明したうえで是正 措置(原因の除去)を実施する。
  - 耐震B•Cクラスについては,修繕を実施する。



#### 建物·構築物判定基準

● 鉄筋コンクリート造の建物では下図に示すような地震に起因する特徴的なひび割れが構造部材に発生する。

(日本建築学会の「鉄筋コンクリート造建築物の耐久性調査・診断および補修指 針案・同解説」や日本コンクリート工学会の「コンクリートひび割れ調査,補 修・補強指針」などを参考。)

● このため, 建物・構築物の外観点検は, 地震に起因する特徴的なひび割 れの発生の有無を確認した。





### 建物の外観点検の結果

主な建物	耐震クラス	点検結果
チェックポイント建屋	С	特徴的なひび割れはなかった
サービス建屋	С	特徴的なひび割れはなかった
タービン建屋	В	特徴的なひび割れはなかった
屋内開閉所	С	ー部コンクリートの表層剥離, 落下 (建屋機能の影響なし, 経過観察中)
水電解装置建屋	С	特徴的なひび割れはなかった
原子炉建屋	S	特徴的なひび割れはなかった
廃棄物処理建屋	В	特徴的なひび割れはなかった
ドラムヤード	В	道路連絡部 段差発生
屋外電気室	С	特徴的なひび割れはなかった
ドライキャスク建屋	C(Ss)*	特徴的なひび割れはなかった

※:貯蔵容器(耐震Sクラス)の間接支持構造物のため、基準地震動(Ss)で評価するもの



### 構築物の外観点検の結果

主な構築物	耐震クラス	点検結果
排気筒(基礎部)	S	特徴的なひび割れはなかった
取水ロエリア	S, C	Sクラス:特徴的なひび割れはなかった Cクラス:ケーブルトレンチ沈下 クレーンレールズレ等
護岸エリア	С	カーテンウォール支持部割れ
構内道路	—	放水路埋設個所等 沈下あり
地盤改良エリア(非常用海水系二重管, 取水路)	S	沈下なし
循環水配管埋設エリア	С	一部沈下あり
ドライキャスク建屋背面斜面	—	法枠ブロック隆起, 沈下等あり
変圧器基礎	С	特徴的なひび割れはなかった
タンク基礎、防油堤	S, C	Sクラス:特徴的なひび割れはなかった Cクラス:特徴的なひび割れはなかった タンク周辺の沈下あり
物揚場	С	岸壁湾曲、沈下あり
防波堤	С	沈下あり

## 1. ①c-1 施設の外観点検(5/17)(建物・構築物)







### 建物の外観点検の結果(屋内開閉所)



遮風壁室上部張出部のコンクリートが剥離・剥落

## 1. ①c-1 施設の外観点検(7/17)(建物・構築物)



構築物の外観点検の結果 (1)<sub>1</sub> 3 TB 10 4500 1000 地盤改良部 電 -----取水管C 800 4700 2000 2000 400 4. 2 取水管A 7120 100 <u> パリーン卒</u> 両第2 yi <u>対サーン卒</u> 角厚( y)j B 電気室 顕著な沈下・陥没が 生じている箇所 **4** 6.H.P. 70-281'2 11000 4000 9200 ſ



写真①(取水ロエリア)



写真②(循環水配管埋設エリア)



写真③(カーテンウォール)



<sup>写真④(取水ロエリア)</sup> 施設健全性-14



写真⑤(取水ロエリア)

1. ①c-1 施設の外観点検(8/17)(建物・構築物)



【取水構造物周りで確認された地盤沈下の要因】

- 沈下は構造物の周りに限って発生している。また、構内で噴砂、地中埋設物の浮き上がり等の液状化の痕跡は 認められず、液状化の可能性は小さいと考えられる。
  - ⇒ 沈下は埋戻土で限定的に発生している。 埋戻土の層厚(約13m)に対して沈下量(1m超)が大きい。

	震災後の調査時点の分析結果(平成23年3月)	至近の分析結果(平成29年1月)
揺すり込 み沈下	緩い埋戻土の揺すり込み沈下	同左
液状化	調査において液状化による噴砂跡は確認され ないものの, 津波が達していたことから, 津波に より液状化による噴砂跡の消失の可能性を考 慮。	<ul> <li>津波の到達がない取水構造物西側の沈下箇所において,噴砂跡,地中埋設物の浮き上がりは認められない。…前項写真②</li> <li>取水構造物の北側,南側も上記と同様の施工で埋め戻されており,液状化の可能性は小さいと考えられる。</li> </ul>
洗掘・吸 出し	津波(引き波)による埋戻土の洗掘・吸出し	同左

> 土木学会 東日本大震災特別委員会 原子力安全土木技術特定テーマ委員会第3回会合に おける報告(平成24年2月)

• 東北地方太平洋沖地震における取水構造物周りの地盤の被害として、複数の要因 を想定していたが、噴砂跡の消失の可能性も考え、「液状化(地盤沈下)」を報告



### 【構造物の目視点検結果】

①東北地方太平洋沖地震後の点検

- ・東北地方太平洋沖地震発生後、すべての構造物を対象に目視点検を実施した結果、
   ・地震に起因する特徴的なひび割れは認められなかった。
  - \*なお、一般建築物と同等の耐震性が求められるCクラスの屋内開閉所の非構造部材の一 部について、コンクリートの剥離・剥落を確認しているが、原子炉等の安全確保の観点で問 題となることは無かった。

②定期的な点検の結果

- ・また、コンクリート構造物のひび割れについては、保全計画に基づく定期的(1回/ 年)な目視点検を実施し、ひび割れの写真記録と図面への図示を行っており、その結 果からは、ひび割れの増加等は確認されていない。
- これらの点検結果より、構造部材の剥離・剥落は発生しておらず、鉄筋の発錆や露出がないこと、表層ひび割れはあるものの、貫通ひび割れが確認されていないことから、建屋の剛性低下、支持機能や遮蔽機能等への影響はないと判断している。

### 【構造物のひび割れの補修基準と補修実績】

・東海第二発電所の点検マニュアル(次頁)では、ひび割れを補修する基準として、構造物の重要度、ひび割れ分布、位置、貫通の有無等から判断して補修を行うことになっているが、構造物表面は良い状態で維持されており、2010年度以降剛性低下や機能に影響を及ぼすひび割れの補修実績はない。



コンクリート構造物に対する目視点検マニュアルの内	容
--------------------------	---

目視(必要に より打音調査) (1)表面劣化 ①コンクリート面及び仕上げ材について、目 視あるいはハンマリング等により以下の 有無を調べる。 I:大きな変状・欠陥が認められるもの。あるい はアルカリ骨材反応の疑いのあるひび割れ が認められるもの。 II.中程度の変状・欠陥が認められるもの、あ		点検の項目・方法	判定基準			
<ul> <li>・外的損傷(凍害,塩害,熱及び機械的外力 等による損傷)</li> <li>・内的損傷(材料劣化,変質及び鉄筋錆膨 張等による損傷)</li> <li>・内的損傷(材料劣化,変質及び鉄筋錆膨 吸等による損傷)</li> <li>②変状は以下の分類による。</li> <li>・変色,剥落,浮き,磨耗等</li> <li>・材料劣化</li> <li>・鉄筋錆膨張</li> <li>・鉄筋錆膨張</li> <li>・鉄筋等の露出</li> <li>(2)ひび割れ</li> <li>①目視により,ひび割れ分布,位置,形態を 調べる。</li> <li>②ひび割れ幅を分類する。</li> </ul>	目視(必要に より打音調査)	<ul> <li>(1)表面劣化</li> <li>①コンクリート面及び仕上げ材について、目 視あるいはハンマリング等により以下の 有無を調べる。</li> <li>・外的損傷(凍害,塩害,熱及び機械的外力 等による損傷)</li> <li>・内的損傷(材料劣化,変質及び鉄筋錆膨 張等による損傷)</li> <li>②変状は以下の分類による。</li> <li>・変色,剥落,浮き,磨耗等</li> <li>・材料劣化</li> <li>・鉄筋錆膨張</li> <li>・鉄筋錆膨張</li> <li>・鉄筋等の露出</li> <li>(2)ひび割れ</li> <li>①目視により、ひび割れ分布、位置、形態を 調べる。</li> <li>②ひび割れ幅を分類する。</li> </ul>	<ul> <li>Ⅰ:大きな変状・欠陥が認められるもの。あるい はアルカリ骨材反応の疑いのあるひび割れ が認められるもの。</li> <li>Ⅱ.中程度の変状・欠陥が認められるもの、ある いは軽微な変状・欠陥であるが、進行速度 が早いと認められるもの。</li> <li>Ⅲ.軽微な変状・欠陥であり、かつその進行速 度が遅いと認められるもの。</li> <li>Ⅳ.変状・欠陥が認められず健全なもの、あるい は健全度Ⅲに満たない変状・欠陥であると 認められるもの。</li> </ul>			



### 機器の判定基準

- 以下の観点で外観点検を実施した。
  - 機器の拘束点の確認(基礎ボルト, サポート部)
  - 落下物の有無, 変形, 緩み
  - ・ 他機器との干渉
  - 漏えいの有無,漏えい痕の有無
  - 運転状態の確認(振動, 異音, 異臭), 手回し確認等
- 判定基準:有意な変形、き裂、漏えい、その他異常のないこと。 なお、直接的に外観目視ができない範囲については、 周辺の機器・構築物の状況から、同様の状況にある と判断。



### 機器の外観点検の結果

主な機器	耐震クラス	点検結果
制御棒駆動水圧系 水圧制御ユニット他	S	異常なし
ほう酸水注入系 ポンプ,弁,配管	S	異常なし
原子炉	S	異常なし
原子炉再循環系 ポンプ,配管,弁	S	異常なし
主蒸気系 配管,弁	S	異常なし
非常用炉心冷却系 ポンプ,配管,弁,熱交換器	S	異常なし
非常用海水系 ポンプ,配管,弁	S	異常なし
非常用ディーゼル発電機	S	異常なし
原子炉建屋ガス処理系 ファン, 配管, 弁, フィルタ, 排気筒含む	S	異常なし *
原子炉隔離時冷却系 ポンプ,タービン,配管,弁	S	異常なし
可燃性ガス濃度制御系 ユニット,配管,弁	S	異常なし
燃料貯蔵プール	S	異常なし
タービン・発電機	B, C	湿分分離器サポート損傷(Bクラス)
原子炉冷却材浄化系 ポンプ,配管,弁,フィルタ	В	異常なし
燃料プール冷却浄化系 ポンプ,配管,弁,フィルタ	В	異常なし
燃料取扱装置 クレーン、燃料取替器	В	異常なし
廃棄物処理系(液体、気体、固体)	В	異常なし
所内電源設備変圧器、メタクラ他	S, B, C	変圧器放圧管からの絶縁油漏れ(Cクラス)

\*:筒身と架構の相対変位を変形することで吸収する弾塑性ダンパーは、変形が認められたため交換済み。

## 1. ①c-1 施設の外観点検(13/17)(機器)







### 機器の外観点検の結果(タービン湿分分離器)







### 機器の外観点検の結果(起動変圧器)



地震に伴い, 起動変圧器の液面が変動し絶縁油が僅か に放出管から排出





起動変圧器2A



起動変圧器2B

1. ①c-1 施設の外観点検(16/17)(機器)



【東日本大震災時の東海第二発電所主要変圧器の状況について】

- 東日本大震災時の地震による揺れの影響で,主要変圧器の放圧管内の油圧が変動し,放圧板 破壊装置<sup>※</sup>が動作したため,防油堤内に少量の絶縁油が放出された。
- ※放圧板破壊装置:変圧器の内部事故時(変圧器巻線の短絡・地絡事象)に変圧器のタンク及び放圧管の内部に生じる圧力上昇を 検出して放圧板を破壊することで、タンク内部の圧力上昇を抑制しタンクの破損を防止するための保護装置
- なお,東海第二発電所の全ての主要変圧器において内部事故は発生しなかったが,万一の火災 発生に備え,変圧器消火設備が設置されている。



放圧板破壊装置(放圧管内変圧器側)







地震計が設置されている原子炉建屋の地震観測記録における最大加 速度は、当時の工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度を 下回っていることを確認した。

観測点		:	観測記録		設計時の		基準地震動 Ss-D に対す				
		最大応答加速度值			最大応答加速度			る最大応答加速度			
		(cm/s <sup>2</sup> )			(cm/s <sup>2</sup> ) <b>%1</b>		(cm/s <sup>2</sup> ) <b>*2</b>				
		ΝS	EW	UD	ΝS	EW	UD	N S	EW	UD	
6 階		492	481	358	932	951		799	789	575	
4 階		301	361	259	612	612		658	672	528	
2 階		225	306	212	559	559		544	546	478	
地下2階		214	225	189	520	520		393	400	456	
~		204	217	169							
※ 地下 2階	東	197	209	176							
	南	209	220	181							
	西	211	218	180							

※地下2階には基礎盤の部分的振動特性の解明を目的とし,更に4つの観測点を

設置している。 ※1:エルセントロ波やタフト波を180cm/s<sup>2</sup>に基準化して,建屋下の人工岩盤底面に直接入力した解析結果 ※2:耐震バックチェックにおいて解放基盤表面EL-370mの位置で策定した基準地震動Ss-D(600cm/s<sup>2</sup>)による解析結果

## 1. ①c-2 地震観測記録による評価(2/5)





地下2階

2階

### 1. ①c-2 地震観測記録による評価(3/5)



### 原子炉建屋の最大加速度分布



※1:エルセントロ波やタフト波を180cm/s<sup>2</sup>に基準化して, 建屋下の人工岩盤底面に直接入力した解析結果 ※2:耐震バックチェックにおいて解放基盤表面EL-370mの位置で策定した基準地震動Ss-D(600cm/s<sup>2</sup>)による解析結果





※:原子炉圧力容器,原子炉格納容器,残留熱除去系配管,制御棒挿入性など



#### 鉛直方向加速度応答スペクトルの比較



※:残留熱除去系配管,主蒸気系配管など





- 地震計が設置されている原子炉建屋の地震観測記録における最大加速度は、当時の工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度を下回っている。
- 床応答スペクトルの比較では、水平、鉛直とも一部の周期帯で 工認設計波入力による床応答スペクトルを上回っているが、耐 震設計上重要な機器・配管系のうち、主要な設備の固有周期で は地震観測記録が工認設計波入力による床応答スペクトルを下 回っている。
- 床応答スペクトルでは完全に観測記録を包絡できなかったため、 代表施設について地震応答解析を実施した。



地震応答解析を実施する代表施設

- 地震応答解析対象施設としては、平成20年3月に原子力安全・ 保安院に提出した「耐震バックチェックの中間報告の評価対象施 設(\*)と同じとした。
  - \*原子炉を「止める」,「冷やす」,放射性物質を「閉じ込める」に係る安全 上重要な機能を有する施設のうち7施設(原子炉圧力容器,炉心支持構造物, 残留熱除去系ポンプ,残留熱除去系配管,主蒸気系配管,原子炉格納容器, 制御棒(挿入性))及び7施設が設置される原子炉建屋



## 1. ①c-3 地震応答解析(2/6)(原子炉建屋)



原子炉建屋の地震応答解析モデルにはぎとり波を入力し、地震応答解析を実施する。 地震応答解析モデルとシミュレーション解析の方法は以下のとおり。



#### 原子炉建屋の地震応答解析モデル

シミュレーション解析の方法

### 1. ①c-3 地震応答解析(3/6)(原子炉建屋)



【建屋最大応答加速度】





【せん断スケルトン上の最大応答値:Q-y】 1500 1500 B2F B2F B1F B1F 1000 1000 1F ----せん断力(MN) せん断力(MN) 1F --2F --2F 500 500 3F M5F 4F - 4 M5F CRF ----6F ------ 6F ----- CRF 0 0 0.2 0.4 0.6 0.8 Û. 1 0.2 0.4 0.6 0.8 0 せん断ひずみ(×10→) せん断ひずみ(×10<sup>-3</sup>) 図中凡例 NS方向 EW方向 □:最大応答値(シミュレーションモデル)

- せん断スケルトン上での最大応答値は第一折れ点より小さく,弾性範囲内であった。
- 全ての階層で弾性範囲内であることが確認されたため,原子炉建屋の健全性が保たれていると判断した。

施設健全性-34

1


#### 機器の評価方法

 機器の構造・強度評価にあたっては、評価対象施設の既往評価結果を参考に 耐震裕度が小さい部位を評価部位として選定し、運転状態I(通常運転時)、 運転状態I(運転状態I,運転状態II,運転状態IV及び試験状態以外)及び運 転状態II(運転時の異常な過渡変化時)に生じる荷重と、基準地震動Ssによる 地震力を組み合わせた応力評価を実施し、その結果、評価部位に発生する応 力が評価基準値を超えないことを確認する。

## ● 応答倍率法による評価

大型機器である原子炉格納容器,炉内構造物については、今回の地震による地震力と設計時における地震力との比を求め、設計時の応力に乗じることにより発生値を算定し、評価基準値と比較する。

● 詳細評価

配管系は、スペクトルモーダル解析法による詳 細評価を行い、発生値を算定し、評価基準値と比 較する。

その他、定式化された評価式を用いた解析法により発生値を算定し、評価基準値と比較する。



## 1. ①c-3 地震応答解析(6/6)(機器)



## 観測記録による地震応答解析の結果,発生応力は弾性範囲内であることを確認した。 また,地震による燃料集合体相対変位も,基準値内であることを確認した。

評価対象施設	評価部位	応力 分類	発生値 (MPa)	評価基準値 Ⅲ <sub>A</sub> S ※1 (MPa)	評価* 手法	判定
原子炉圧力容器	基礎ボルト	引 張 応 力	9	499	В	0
炉心支持構造物	シュラウド サポート	膜応力	171	246	A	0
主蒸気系配管	配管	1 次 応力	175	258	В	0
残留熱除去系ポンプ 基礎ボル		せん断 応力	4	118	В	0
残留熱除去系配管	配管	1 次 応力	191	225	В	0
原子炉格納容器	ドライウエル	1 次 応力	75	344	A	0

\* 評価方法の欄に記載されている[A]及び[B]の凡例は以下のとおり。

A:応答倍率法による評価

 B:詳細評価(スペクトルモーダル解析法等による評価)
 ※1:「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-補・1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991追補版」及び「発電用原子 力設備規格設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」 (耐震指針に基づき策定される弾性設計用地震動Sdに 対して,機器・配管系の弾性状態 が保持される制限値。)
 ※2:エ認記載値(耐震指針に基づき実施した「地震による挿入性」 が確認された燃料集合体相対変位)

評価対象施設	地震による 燃料集合体相対変位 (mm)	評価基準値 <sup>(mm)</sup> ※2	判定
制御棒 (地震時挿入性)	8.6	40	0



#### 原子炉施設の健全性の総合評価

- 地震観測記録における最大加速度は、工認設計波及び基準地震動による最大加速度を下回っていたことを確認した。
- 安全上重要な原子炉施設の外観点検の結果, 地震に起因する特徴的なひび割れ, 変形, 漏えいは確認されなかった。
- 地震による損傷が認められた設備はタービン設備等の一部で, 耐震クラスB, Cクラスの施設であった。
- 代表機器の地震応答解析の結果, 地震による影響は弾性範囲内 であったことを確認した。
- よって、地震後の原子炉施設は、健全性に直ちに影響を及ぼすものはなかったと評価する。
- なお、地震後の外観点検で損傷等の異常が確認された施設は、 修理を完了している。



# 1. ②津波による影響

1. ②a 既往の津波評価(1/2)









## 1. ②b 津波観測記録





1. ②c施設の浸水状況(1/4)







### 津波により浸水した原子炉施設の点検結果

施設	耐震クラス	点検結果
非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)	S	・電動機は水没による絶縁低下あり。洗浄乾燥実施。 ・ポンプは異常なし
残留熱除去海水系ポンプ・電動機(A, C)	S	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
補機冷却海水系ポンプ・電動機(A, C)	С	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
非常用ディーゼル発電機(2C)海水系配管, 弁	S	異常なし
残留熱除去海水系(A)配管, 弁	S	異常なし
補機冷却海水系(A, C)配管, 弁, ストレーナ	С	異常なし ※1
取水路除塵装置,洗浄水ポンプ・電動機	С	異常なし ※2
海水電解装置,電源装置,ポンプ・電動機	С	異常なし ※2
取水口電気室電源盤, 循環水ポンプ潤滑水系他制御 盤	С	電源盤,制御被水により使用不可。標高8m エリアに移設。
取水路, 取水建屋	С	異常なし
排水ポンプ,放水ロモニタ	С	異常なし ※2

※1: 被水したトレースヒータを再使用したため, 異常発熱による火災を経験した。(被水したヒータは取替実施) ※2: モータ, 制御盤等の電気品に関しては, 異常が確認されていなくても, 端子箱の洗浄等を実施した。

1. ②c 施設の浸水状況(3/4)



#### 【津波到達時の海水ポンプ室の浸水状況】

- ・非常用ディーゼル発電機の冷却等に用いる海水ポンプ等は、南北2カ所に分離して設けた海水ポンプ室内に設置 各海水ポンプ室に対して、当時の新知見に基づく津波評価\*(津波到達高さ予測標高+5.7m)(①) を踏まえ側壁の嵩上げ工事を実施し、標高+6.1mの高さの津波防護壁を設置済み(②)
- ・海水ポンプ室への津波到達高さは標高+5.4m(③)に止まり、標高+6.1mの津波防護壁により頂部からの越流を防止
- ・この際に、北側の海水ポンプ室は電気ケーブルの壁貫通部の止水処置工事が終了しておらず、
  壁貫通部からの浸水で非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ(2C)の電動機が冠水し機能喪失、運転停止
  ・一方、南側の海水ポンプ室は工事がすべて終了しており、浸水は生じず海水ポンプの機能を維持

海水ポンプ室(南側)

南側

海水ポンプ室津波高さ(標高)				
②津波防護壁の高さ	+6.1m			
①津波到達高さ(予測)*	+5.7m			
③津波到達高さ(痕跡高)	+5.4m			

非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)は絶縁低下があり、排水後に洗浄乾燥を実施

海水ポンプ室(北側)(現在,工事完了)

浸入経路

側壁(標高+6.1m) 浸入経路 設置完了 ケーブルピット 北側堰内の状況 -標高 +6.1m新設防護壁[6.1m] 海水ポンプ室 津波防護壁 既設堰[4.9m]-(北側) 残留熱除去系海水ポンプ 津波高さ:約5.4m C 非常用ディーゼル発電機用 雷動機 電動機 海水ポンプ(2C)機能喪失 111 ケーブルピット ポンプ ポンプ 壁貫通部より浸水し. ケーブルピットよりポンプ 国内に海水流入 施設健全性-44



域図等」(平成19年10月,茨城県)に おいて設定された1677房総沖地震の 波源モデルに基づき,発電所付近の メッシュサイズを細かくし,地形データ も自社の測量結果等を使用して解析

## 1. ②c 施設の浸水状況(4/4)





取水口電気室 電源盤の被水状況 (なお,電源盤は修理不可であったため,標高8mエリアに移設した。)



# 1. ③プラント停止時の機器の動作状況

## 1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(1/8)



全SRV

動作回数

170回<sup>※2</sup>

プラント停止時のSRVの動作状況

吹出圧力※1

● 地震による原子炉停止(制御棒全挿入)から冷温停止(冷却材温度100℃未満)までの間, 主蒸気逃がし安全弁(SRV)の動作により,原子炉の圧力を制御

主蒸気



施設健全性-47 ※2:自動動作回数(30回を含む)

1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(2/8)



- 原子炉の最高圧力は約7.4MPaに留まり,原子炉の冷却継続に伴い低下
- 原子炉格納容器(ドライウェル)の温度は61.6℃に留まり,原子炉格納容器の最高使用 温度(171[℃])を十分下回り,冷却継続に伴い漸次低下



原子炉圧力及びドライウェル温度の推移(プロセス計算機における計測値)





1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(3/8)

〇東北地方太平洋地震時,東海第二発電所は原子炉停止後 の冷却過程\*において,原子炉格納容器温度が上昇した。 (ただし設計値未満に留まる)

\*原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水及び主蒸気逃がし 安全弁による圧力制御を継続するため、サプレッション・プール冷却を優 先的に継続した結果、格納容器上部(ドライウェル)の温度が上昇

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の状況(実測値)

	ドライウェル 圧力	ドライウェル温度	サプレッション・ プール温度
震災前	約3 kPa	約45 ℃(コンクリート周り) 約40 ℃ <sup>※1</sup> (格納容器上部)	約22 °C
震災時	約12 kPa	約62 ℃(コンクリート周り) 約100 ℃ <sup>※1</sup> (格納容器上部) 約144 ℃ <sup>※2</sup> (格納容器頂部)	約55 °C
設計値	310 kPa	171 ℃	104.5 °C

※1:電線管温度

※2:原子炉圧力容器ベローシール部周辺温度

○温度上昇による電気・計装設備の絶縁低下の影響が考えられるため、電気・計装設備の絶縁低下影響を温度83.1℃\*1/継続時間約30時間\*2にて評価した結果、震災時における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かった。



\*1:最高平均温度 \*2:温度上昇時間

## 1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(4/8)



温度上昇により、コンクリートの強度及び遮蔽能力低下が考えられるため、原子炉格納容器頂部 の最高温度である約144℃にて評価した結果、設計値を満足しており、温度制限値を超える期間は 短時間であることから、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

#### ◆強度

特別点検の結果から、加熱冷却後における圧縮強度の提案式\*1(200℃の加熱冷却後の圧縮強度残存比: 0.93)を用いて評価した結果,設計値を満足

評価対象部位	特別点検結果(N/mm <sup>2</sup> )	評価結果(N/mm²)	設計值:設計基準強度(N/mm <sup>2</sup> )
一次遮蔽壁*2	50.5	47.0	≧ 22.1

温度制限値(一般部:65℃)を超える期間は約79時間と短時間であり、既往の文献\*3から影響がないと判断

#### ◆遮蔽能力

コンクリートの結晶水が解放され始めるとしている190℃まで到達しておらず\*4,建設記録から密度が小さいと想定 される部位から採取したコアサンプルを促進乾燥させた特別点検の結果は設計値を満足

評価対象部位	乾燥試験前質量:実測値(g/cm³)	特別点検結果:乾燥単位容積質量(g/cm³)	設計值:密度(g/cm <sup>3</sup> )	
一次遮蔽壁*2	2.357	2.230	≧ 2.23	

温度制限値(中性子遮蔽:88℃)を超える期間は約35時間と短時間であり、既往の文献\*5から影響がないと判断

- \*1:日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック(2017)」
- \*2:ガンマ線遮蔽壁のコンクリートは強度部材としての要求がなく、原子炉格納容器頂部から離れており、一次遮蔽壁にて遮蔽能力評価を実施
- \*3:松沢他,コンクリート工学年次論文集「高温加熱の影響を受けたコンクリートの破壊特性に及ぼす加熱時間の影響(2014)」,長尾他,第48回セメント技術 大会講演集「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究(1994)」
- \*4:日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(2014)」
- \*5:日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事(2013)」付2. JASS5N T-602コンクリートの 乾燥単位容積質量促進試験方法

1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(5/8)



【SRV動作に伴う局所的な温度上昇による原子炉圧力容器への影響について】

- 局所的な温度上昇による原子炉圧力容器等への影響の確認
- SRV動作中,格納容器上部の原子炉圧力容器ベローシール部\*で温度差が発生

\*格納容器上部の原子炉圧力容器ベローシール部雰囲気温度を測定



原子炉圧力容器ベローシール部雰囲気温度測定点



原子炉圧力容器ベローシール部の温度差の原因とその影響について

- 当該温度については、原子炉圧力容器の温度ではなく、原子炉格納容器内の原子 炉圧力容器ベローシール部の雰囲気温度を計測したものであり、温度差が生じているのは、局部的な温度上昇ではなく、温度低下による。
- 一部の温度が低下している原因としては、ドライウェル内ガス冷却装置が3基(B, C, E)運転していたところ、非常用ディーゼル発電機2Cの停止に伴い、冷却装置B号機の単独運転になったため、B号機の送気口に近い部分のみ温度が低くなったものと推定される。
- 原子炉圧力容器のトップヘッドは保温材で覆われており,保温材外面の部分的な温度変化が一時的に生じた場合でも,原子炉圧力容器自体の温度変化が起こるとは考えられない。

(運転時の炉内温度と原子炉圧力容器外表面の温度は同じ状態であり,格納容器 内雰囲気温度には影響されない)

● このため, 原子炉格納容器内の部分的な温度変化による, 原子炉圧力容器のトップ ヘッドへの影響を考慮する必要はない。 1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(7/8)



以下の状況から、震災時に主蒸気逃がし安全弁(SRV)は正常に動作しており、原子炉 格納容器等の健全性に影響を与えていないことを確認した。

- 主蒸気逃がし安全弁は、プラント停止から冷温停止までの間、プラント停止直後過渡時及び原子炉隔離時冷却系・残留熱除去系等の原子炉冷却操作時に自動で30回動作し、また、運転員の操作により140回動作させることにより、原子炉圧力容器の圧力を制御した。
- その間の原子炉圧力容器の最高圧力は、約7.4[MPa]であり、主蒸気逃がし安全弁の 構造に影響を及ぼす圧力上昇は無かった。
- 原子炉格納容器(ドライウェル)の温度は61.6[℃]であり、原子炉格納容器の最高使用 温度(171[℃])以下であることから、格納容器ドライウェルに蒸気が漏えいした疑いは 低い。
- 格納容器上部雰囲気の最高温度(約144℃)を踏まえても、各設備の健全性に影響を 与えるものではないことを確認
- 格納容器上部の雰囲気温度には局所的な温度差が生じたが,原子炉圧力容器の健 全性に影響を与えるものではない。

## 1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(8/8)



プラント停止後にSRV全数(18弁)を点検した結果は以下のとおりであり、一部のSRVに 不具合は生じていたものの、動作や機能に影響がなかったことを確認した。

- 震災時に動作したSRV全数を取り外し、分解点検(分解後の目視点検、主要部品の寸 法測定、部品の隙間測定)を行った。
- 分解点検では、弁のフランジ面に漏れ跡は無く、SRVの動作により格納容器内に漏え いした形跡は無かった。
- 分解点検において、D弁の内部部品(セットピン)\*が折損し、脱落していることを確認した(平成24年9月お知らせ済み)。なお、D弁については、38回動作しているが、弁の動作に異常は無かった。
- セットピンを詳細に調査した結果、 折損した原因は、セットピンを組み込む 際にセットピンと下部リングとの間の 隙間が大きかったため、弁動作時の 振動によりセットピンに繰り返し疲労が 発生したものと推定した。
- ※セットピンは、弁体の開き始めの動作を促進する 部品である下部リングを固定しており、セットピン の不具合は、弁の動作に影響するものではない。



「平成24年9月お知らせ資料」より抜粋



# 2. 第25回施設定期検査の状況



【施設定期検査による健全性確認】

- ●視点・目的:技術基準への適合性を確認。
- ●実施時期 :平成23年5月21日~ 現在
- ●対象・方法:保安規定 第8章(保守管理)に基づき,計画された約8000 機種の建物・構築物,機器等の保全を実施。 (当初の保全計画に基づく保全)

上記の一環で実施する計画的な機器の分解点検や 建物・構築物の詳細な外観点検で、地震の影響による損傷 等の有無を確認。(損傷等が確認されれば、品質保証シス テムにより不適合管理で適切な対策、是正措置を実施。)

【その他】

●現在,発電所は長期停止となっていることから,保安規定に基づく特別な 保全計画を策定し,従来の保全計画に追加して実施している。

## 2. ① 第25回施設定期検査の概要(2/2)



	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
地震	後の健全性	E確認							
	▼5/21 定	検開始							
	当初の保会	全計画に基づ	づく保全						
	全燃料取	り出し,原子	·炉等点検						
	PC	V全体漏えし	▶率検査(自:	主)					
	日   ター	Ⅰ ビン等, 分解	<b>द点検で</b> 地震	の影響が					
	▲ 確認	された施設	の修理					<u>u</u>	必要な時期
	-			#+ 01 +>	비스린 코너	ドベノロケレ	<u>^白 もの かんせい よた -</u>		で継続*
		 k - +±	ᄜᄼᄱᄉᆗᅋ	ー - <del>行別な</del> 取制 中 占		陸今性な認	追加的な品(		
		◆符	別な休王計	当 利 正	按元 ] 波 0 /	医土 工作 記。	,肉皮则止い	観点(1))	
			, 追加的机	ふにん					
	Ⅰ Ⅰ建物·構	築物点検							'
			* 今後, 李	発電所の運転を	再開する場合は	… 新設の設備も	含めて必要なす	トベての点検・検	資を実施する。
				J	弛設健全性−	5/			



#### 機器の点検結果

- 安全上重要な設備(耐震クラスSクラス)の地震による損傷は認められなかった。
- 地震による損傷が認められた設備はタービン・発電機設備等の一 部で,耐震クラスB,Cクラスの設備であった。
- 地震の影響による損傷が確認された施設は, 修理を完了している。
- なお、地震後の健全性確認で異常のないことは確認したが、念のため、原子炉格納容器の全体漏えい試験により健全性を確認した。
  原子炉格納容器全体漏えい率検査を自主的に実施し、異常のないことを確認した。

判定基準:0.4%/日以下に対し,検査結果:0.06%/日

## 2. ② 第25回施設定期検査の結果(2/6)



## 地震の影響が確認された機器

9~11段全数に摺動傷、変色





低圧タービンA動翼(13段)



低圧タービンA動翼(9段)

低圧A	12~14段全数に摺動傷	12~14段全数に摺動傷	12~14段動翼, 隔板手入れ	
低圧B	9~11段全数に軽微な摺動傷	9~11段全数に軽微な摺動傷	9~11段動翼, 隔板手入れ	
低圧C	摺動傷なし	9~11段全数に軽微な摺動傷	9~11段動翼, 隔板手入れ	[ 低[
高圧	軽微な摺動傷	4段隔板の一部(ノズル翼) 脱落 軽微な摺動傷	4段静翼製作・設置 手入れ	
軸受	中間軸受台基礎部損傷		基礎部等修理	1

9~11段全数に摺動傷、変色

施設健全性-59

9~11段動翼取替, 隔板手入れ







中間軸受箱の移動には高圧タービン車室を吊上げる必要があるため,高圧タービンを吊上げた後,中間軸受台を取外して基礎 部の点検を実施するとともに修理を行った。



## 2. ② 第25回施設定期検査の結果(4/6)







## 地震の影響が確認された機器



・原子炉再循環ポンプ(B)電動機上部油切りと主軸に擦れ痕が確認された。 水平展開として(A)電動機も点検した結果,同様の擦れ痕が確認されたため,合わせて修理を実施した。



#### 建物・構築物の保全

- 毎年,全ての建物・構築物について,外観点検を実施している。 (全ての部位を目視により確認し,全てのひび割れ,塗膜剥離等を確認し, 前回の点検記録と比較すること等により維持管理している。)
- 点検の結果,ひび割れ等が確認された場合は、位置、分布、幅などからひび割れ等を分類し、更に設備重要度を踏まえ時期を決定して修理を実施している。
  - ▶構造強度やその他機能に影響するひび割れ等が確認されれば、早期に 修理を行うこととしている。
  - ➤その他, 修繕を必要とするひび割れ等については, 概ね5年以内に修理等 を行っている。
- 適時,中性化,圧縮強度,塩分浸透等の測定や試験を実施し,経年的な傾向 も把握している。
- これらの保全を継続することで、建物・構築物の健全性を維持している。
  建物・構築物の点検結果
- 安全上重要な施設(耐震クラスSクラス)の地震の影響による損傷等は認められなかった。
- 地震後の点検において、構造強度やその他機能に影響するひび割れ等は認められなかった。



# 3. 長期間の停止対応

3. 長期間の停止対応(1/7)



【特別な保全計画による健全性確認】

●視点・目的:長期停止中も通常の運転サイクルにおける定期検査と同様に点検し プラントの健全性を確保。

- ●実施時期 :平成24年12月8日~現在
- ●対象・方法:保安規定に基づく「特別な保全計画」(\*)を定め,健全性確認,保管 及び追加的な点検を実施。

具体的には、電気技術指針(JEAG)を参考に社内規程を定めている。

- \*保安規定 第8章 保守管理
  - 7.3特別な保全計画の策定

(1)組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。

JEAG4210 保守管理指針(特別な保全計画の策定【例示】) 特別な保全計画には,長期停止となった場合に計画する,構築物,系統及び機器の 保管,並びに点検・補修等完了後の試験的なプラント起動及びその後の設備全体の 健全性確認等がある。

なお、構築物、系統及び機器の保管例として、腐食防止、凍結防止などの観点から 行われる乾燥保管、真空保管、満水保管、循環運転による保管等がある。 また、長期停止中に運転状態にある機器や保管状態で劣化が想定される機器につ いて追加的な点検を計画する場合がある。 3. 長期間の停止対応(2/7)



特別な保全計画に定める内容

## ● 健全性確認

- 保全計画に基づき分解点検、校正等の保全を行うと、次は機器レベル(ポンプ, 電動機、弁、計器等)で試運転を実施する。その後、系統レベルで健全性確認運 転を実施する。
- 「健全性確認」として、長期停止となった後も、安全重要度の高い系統は、頻度 を決めて、継続的に系統レベルの健全性確認運転を行っている。

## ● 保管

- 保全計画に基づく保全を実施した以降、長期停止の影響で原子炉施設に腐食・減 肉が進行しないよう措置している。
- これを「保管管理」として、系統ごとに内部流体の種類、腐食環境の回避、水質 管理により、原子炉施設を維持している。

## ● 追加的な点検

- 使用済燃料を冷却するための機器,発電所の放射線を監視するモニタ,換気装置等は,長期停止中であっても機能が要求される。また,循環水ポンプ等は,停止中の機能要求はないが,海水中に設置されているため,長期停止期間中に腐食が進行する。
- このため、「追加的な点検」として、停止時に機能要求があるものは従来の頻度 方式で保全を、また、停止中の劣化の進行を勘案した保全を実施している。

## 3. 長期間の停止対応(3/7)







● 以下のフローにより、健全性確認の対象と保管方法を決定している。



## 3. 長期間の停止対応(5/7)(健全性確認,保管の例)



系統	頻度	健全性確認, 保管管理
原子炉	水質確認(1回/週)	満水保管 ※1
主蒸気系		乾燥保管
タービン・発電機		乾燥保管
非常用ディーゼル発電機	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
非常用炉心冷却系	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
水素酸素発生装置		循環保管

※1:原子炉開放中と閉鎖中で満水状況が異なる。現在は原子炉を閉鎖している。

※2:現在は長期停止期間中であるため、保安規定に基づきプラント停止中に待機状態を要求されて いる対象機器のみ健全性確認を実施すればよいが、長期停止期間中の施設の健全性を維持 するため特別な保全計画を定め、その中で通常運転中の定期試験と同様の頻度及び対象機器 について健全性確認を実施している。



- 追加的な点検は以下のフローに基づき対象機器を決定する。
- 機能要求があるものは、本来の頻度を守って保全を行う。
- 停止中に劣化が進行するものは,進行状況を勘案し点検時期を 決める。


#### 3. 長期間の停止対応(7/7)(追加的な点検の例)



<del>7</del> 5.4+	追加的な	
糸税	点検頻度 ※1	保全方式
海水系機器 の残留熱除去系熱交換器 の残留熱除去系海水ポンプ 〇補機冷却海水系ポンプ	2サイクル 同上 同上	非破壊検査 分解点検 分解点検
空調設備	2ケ月	状態監視等
モニター、計器類	1サイクル	校正
残留熱除去系海水ポンプ電動機	4サイクル	分解点検等
非常用ディーゼル発電機	1サイクル	分解点検

※1:現在は長期停止期間中であるため、点検周期がサイクルとなっているものは第25回施設定検中に 1度点検を実施すればよいが、長期停止期間中の施設の健全性を維持するため、仮想の運転サイク ルを決めて追加的な点検を実施している。

仮想の運転サイクルは、当初、過去の実績で最大の第17回定検(12ヶ月、運転13ヶ月)の25ヶ月としたが、現在では、運用のし易さ等から24ヶ月サイクルとしている。

#### 施設健全性-71



第13回, 第14回WT資料改訂版 (論点No.33,165~176,178,179,182~184,187,190,192,193反映)

## 東海第二発電所

# 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(改訂版)

# 2020年10月21日 日本原子力発電株式会社

本資料のうち, 🔲 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



E		次
	_	

1. 運転期間延長認可申請の全体像・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
2. 特別点検の説明 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
2.1 特別点検の概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	6
2. 2 原子炉圧力容器 ••••••	9
2.3 原子炉格納容器 •••••	19
2.4 特別点検と現状保全の比較・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	22
2.5 コンクリート構造物・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	23
3. 劣化状況評価の説明・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	31
3.1 劣化状況評価の概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	32
3.2 低サイクル疲労・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	36
3.3 中性子照射脆化 •••••	41
3.4 照射誘起型応力腐食割れ ************************************	49
3.5 2相ステンレス鋼の熱時効・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	53



目 次

3. 劣化状況評価の説明(続き)	
3.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	58
3.7 電気・計装設備の絶縁低下について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	61
<ol> <li>8 6事象以外の劣化事象について</li> </ol>	69
3.9 耐震•耐津波安全性評価 • • • • • • • • • • • • • • • • • • •	73
3.10 東海第二発電所の特有の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	92
3. 11 まとめ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	98
4. 保守管理に関する方針の説明・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	104
5. 結 言	107
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	τ

### 1. 運転期間延長認可申請の全体像



東海第二発電所の運転期間延長認可申請の全体像を示す。



東海第二発電所 運転期間延長認可申請の全体像



## 2. 特別点検の説明

### 2.1 特別点検の概要-原子炉圧力容器,原子炉格納容器



原子炉圧力容器は、燃料及び炉内構造物を収容し、圧力バウンダリを形成している機器である。原子炉格納容器は、原子炉圧力 容器、原子炉冷却系統等を収容し、事故時等により生じる放射性物質の放出を防止する機能を有している機器である。これら機器 は、大型構造物であり取替が容易でないこと、重要性を有することから、劣化状況把握のための従来の点検に加えて特別点検を実施した。

対象の 機器 ·構造物	点検部位	経年劣化 事象	点検の考え方
原子 炉 容器	①母材及び溶接部(炉 心領域)	中性子 照射脆化	中性子源である燃料に近接している部位は、中性子照射による材料の脆化が懸念 される。このため、燃料集合体の有効長全範囲の母材、溶接部を点検対象とし、超音 波探傷試験を実施して脆性破壊の起点となる欠陥の有無を確認した。なお、この点 検範囲は、プラント運転開始後60年時点で中性子照射量が1.0 × 10 <sup>21</sup> n/m <sup>2</sup> *を超え 脆化が懸念される領域を含んでいる。 この点検は、現状保全として実施している溶接部の超音波探傷試験に加え、炉心 領域の全溶接部、母材部について特別な点検として設定したものである。 *:材料特性変化の可能性がある値(「日本原子力学会原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008」)
	②給水ノズルコーナー 部	疲労	給水ノズルは、原子炉圧力容器内でプラント起動・停止時の給水による温度低下、 プラント運転時の温度上昇を繰り返すことで局所的に大きな温度変化が生じ、最も疲 労が大きくなる部位であり疲労割れに至ることが懸念される。また、ノズルコーナー部 は構造的に内面の丸みに高い熱応力が発生する。このため、当該部を点検対象とし ている。 この点検は、現状保全として実施している超音波探傷試験(体積試験)に加え、表 面欠陥の検出に優れた渦電流探傷試験(表面試験)を特別な点検として設定したも のである。
	③制御棒駆動機構スタ ブチューブ,制御棒 駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジ ング,差圧検出・ほう 酸水注入ノズル	応力腐食 割れ	制御棒駆動機構スタブチューブ,制御棒駆動機構ハウジング,中性子東計測ハウ ジング,差圧検出・ほう酸水注入ノズルの取付け溶接部は、インコネル182等により製 作されていることから,応力腐食割れに対する感受性があることが知られている。こ のため,全溶接部とその溶接熱影響部を含んだ範囲を点検対象としている。 この点検は、現状保全として実施しているビデオカメラによる目視試験に加え、より 欠陥検出の精度が高い目視試験や表面欠陥の検出に優れた渦電流探傷試験を特 別な点検として設定したものである。

### 2.1 特別点検の概要-原子炉圧力容器,原子炉格納容器



対象の 機器 ·構造物	点検部位	経年劣化 事象	点検の考え方
原子炉 圧力 容器	④ドレンノズル	腐食	ドレンノズル部は原子炉圧力容器にあるノズルの内最も低い位置にあり、その下流 には原子炉冷却材浄化系が設置されている。この部位は常時流れがあり、比較的流 速の速い部位であるため、腐食(エロージョン・コロージョン)の発生が想定される。こ のため、ノズルの内部まで含んだ範囲を点検対象としている。 この点検は、現状保全として実施しているビデオカメラによる目視試験に加え、より 欠陥検出の精度が高い目視試験を特別な点検として設定したものである。
	⑤基礎ボルト	腐食	基礎ボルトは基礎コンクリートに埋め込まれており、表面から内部へとコンクリート の中性化が進み基礎ボルトまで達すると、強アルカリ性により生成されていた基礎ボ ルトの不動態被膜が破壊され、腐食することが懸念される。このため、基礎ボルト全 域を点検対象としている。 この点検は、現状保全として実施している基礎ボルト上部の目視試験に加え、超音 波探傷試験により基礎ボルト内部の健全性を確認する特別な点検として設定したも のである。
原子炉格 納容器	①原子炉格納容器 鋼板	腐食	原子炉格納容器鋼板は、内面、外面ともに塗装が施されている。この塗装が剥離した場合、構造健全性または気密性に影響を与える腐食を生じることが懸念される。このため、接近可能な鋼板全てを点検対象としている。 この点検は、現状保全として実施している目視試験に加え、仮設足場による試験可能範囲の拡大を行い、試験面までの距離や角度といった試験条件を付与し視認性を確保して、より欠陥検出の精度が高い目視試験を特別な点検として設定したものである。

### 2.1 特別点検の概要-原子炉圧力容器,原子炉格納容器



# 特別点検対象のうち原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の点検部位に異常のないことを確認した。\*

対象の機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検項目/点検結果
	① 母材及び溶接部(炉心領域)	中性子照射脆化	超音波探傷試験の結果, 欠陥等の異常はなかった。
	② 給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験の結果, 欠陥等の異常はなかった。
原子炉圧力容器	③ 制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング, 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	渦電流探傷試験や目視試験の結果, 炉内の溶接部等 に欠陥等の異常はなかった。
	④ ドレンノズル	腐食	目視試験の結果, 欠陥等の異常はなかった。
	⑤ 基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験の結果、欠陥等の異常はなかった。
原子炉格納容器	① 原子炉格納容器鋼板	腐食	目視試験の結果, 塗膜の状態に異常はなかった。





### 2.2 原子炉圧力容器一炉心領域部



点検部位	母材及び溶接部(炉心領域)	
点検項目	超音波探傷試験(UT)	360° (9°) :炉心領域
点検方法	<ul> <li>遠隔試験装置を用い炉心領域の溶接部及び母材のUTを実施</li> <li>・検査は炉外より実施した。ただし、ジェットポンプライザーブレース アーム溶接部は干渉する機器を取外した後、炉内より実施した。</li> <li>・溶接部の検査は斜角及び垂直によるUTを実施した。</li> <li>・母材(クラッド及びパッドを含む)の検査は、垂直に加え、フェーズドアレイ法による検査を実施した。</li> <li>・ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部は斜角によるUTを実施した。</li> <li>・ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部は斜角によるUTを実施した。</li> </ul>	・         ・
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。	

#### 【点検方法の妥当性】

- ➤通常の供用期間中検査同様にJEAC4207-2008 「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査におけ る超音波探傷試験規程」を準用している。この UTでは、検出されたエコーをJEAC4207-2008に基 方向 づき、あらかじめ欠陥を付与した試験片の反射エ コーと比較し、欠陥エコーか否か判定する。
- > 長手方向範囲は、燃料集合体の有効長とし、実際 の探傷ではこの範囲に対し十分余裕をもった範囲 とした。また、この範囲には炉心領域の構造不連 続部を含むこととし、低圧注水管台(3箇所)、計装 管台(4箇所)それぞれについて全範囲を対象とし た。
- >フェーズドアレイ法\*による検査(母材部の検査)は モックアップ試験によって、「超音波探傷試験にお ける欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関 するもの」(UTS)における最小寸法欠陥19.5 mm×4 mm(長さ×深さ)と同程度の欠陥を検出で きる精度であることを確認している。



- ※1 ステンレス内面クラッド ※2 ジェットポンプライザーブレースパッド及び
  - 照射試験片ブラケットパッド
- \* 多数の振動子によりプローブが構成され、個々の振動子が超音 波を送受信するタイミングを独立に制御し、合成された超音波 波面を形成することにより超音波ビームの制御を行うことで多 様な角度の探傷を可能とする手法

RPV UT概要

試験装置:東海用ベッセルスキャナー

RPV外面

(写真は模擬)





試験装置:ジェットポンプライザーブレース アーム溶接部UT装置

#### 2.2 原子炉圧力容器一炉心領域部





2.2 原子炉圧力容器-給水ノズルコーナー部

点検部位	<mark>給水ノズルコーナー部</mark> 全数6箇所 (最も疲労累積係数が高い部位)
点検項目	渦電流探傷試験(ECT)
点検方法	遠隔試験装置を用い給水ノズルコーナー部のECTを実施
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

#### 【点検方法の妥当性】

- >給水ノズルコーナー部の表面試験方法として、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、渦電流 探傷試験(ECT)があるが、当該部位の設置位置や水中環境下であることを考慮して ECTを選択した。
- ➤ECTに関する指針JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」は、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金(非磁性体)の母材部及び溶接部を対象としてECTの試験要領を規定している。
- >一方,給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり,一般的には磁性体は磁気的 特性のバラつきが大きく,非磁性体の場合と比較すると磁気ノイズによりSN比が低下し 亀裂の検出が困難となることが知られている。
- ▶上記背景から、給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認するために、実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を実施した。また、実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ、試験要領及び欠陥判定方法を設定した。
- ≻実機適用試験では、表面に開口する深さ 1 mm程度の疲労き裂を付与し、十分検出 できることを確認している。このため、今 回適用した点検方法は十分な欠陥検出 性を有している。検出された信号はあら かじめ得られた欠陥以外の信号と区別し ながら判定している。
- ≻点検方法については、電力中央研究所 殿に立会いを依頼し、評価を頂き妥当で あることが確認されている。実機適用の ために実施した試験内容等を次頁以降 に示す。

【点検範囲の考え方】

維持規格\*により定められている給水ノズルコーナー部のUT(供用期間中検査)とし て実施している範囲である の範囲を十分に測定できるよう,軸方向,周方向で 約1割の余裕を設け,広く測定できるプローブを適用した。 \*日本機械学会発電用原子力設備規格維持規格(2008年度) 最も疲労が大きくなる部位である給水ノズルコーナー部を含む設備の 健全性を確保するための維持管理について定められた規格

給水ノズルコーナー部断面図



#### 遠隔試験装置の設定の様子

#### 給水ノズルコーナー部実機探傷の様子





給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり、一般的には磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく、非磁性体の場合と比較すると磁気ノ イズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難となることが知られている。そのため、給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認する ために、実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を実施した。また、実機適用試験では実機給水ノズル 形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ、試験要領及び欠陥判定方法を設定した。



### 2.2 原子炉圧力容器 - 給水ノズルコーナー部



#### (1)基礎試験

低合金鋼(磁性体)へのECT適用等について確認するため、JEAG4217に記載の試験要領にて試験体に付与した人工きず(EDM ノッチ)の検出可否を確認した。この確認項目と結果を以下に示す。





基礎試験 給水ノズルコーナー部ECT試験体

No.	確認項目	試験体形状	材質	付与欠陥	確認方法	結果
1	材料の影響確認 (磁性体へのECT適用可否)	・平板形状	SFVQ1A*	・EDM ノッチ	平板形状試験体での欠陥 信号検出の可否確認	欠陥信号が得られること を確認
2	曲率形状の影響 (平面/曲面の違い)	・2次元 R形状	SFVQ1A*	・EDM ノッチ	曲面形状試験体での欠陥 信号検出の可否確認	形状による欠陥検出性 への影響がないことを確 認

\* 材料の入手性から, SFVQ1Aを選択。

### 2.2 原子炉圧力容器 - 給水ノズルコーナー部



#### (2)実機適用試験

基礎試験の技術検討結果を踏まえ,基礎試験で実施したEDMノ ッチに加え,機械疲労亀裂を付与し試験を行った。また,酸化被膜 や磁気ノイズ等の影響も含めて検討を行った。また,実機給水ノズ ル形状(3次元形状)の試験体(下図)においても付与した欠陥の 検出が可能であるか確認した。

この確認項目と結果を以下に示す。



実機適用試験 給水ノズルコーナー部ECT試験体(実機形状模擬)

No.	確認項目	試験体形状	材質	付与欠陥	確認方法	結果
1	材料の影響確認 (実機同材質での確認)	•平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	平板形状試験体での欠陥信号検出 の可否確認	欠陥信号が得られることを確認
2	材料の影響確認 (EDMノッチと疲労亀裂の違い)	·平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ ・機械疲労亀裂	平板形状試験体での欠陥信号検出 の可否確認	機械疲労亀裂についても検出可能を確 認
3	曲率形状の影響 (実機同材質での平面/曲面の違い)	・平板形状 ・2次元R形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	平板形状試験体及び2次元R形状試 験体での欠陥信号検出の可否確認	形状による欠陥検出性の影響がないこと を確認
4	曲率形状の影響 (EDMノッチと疲労亀裂の違い)	•2次元R形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ ・機械疲労亀裂	2次元R形状試験体での欠陥信号検 出の可否確認	機械疲労亀裂についても検出可能を確 認
5	曲率形状の影響 (3次元形状の影響)	·3次元形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	3次元形状試験体での欠陥信号検出 の可否確認	実機形状においても欠陥信号が検出可 能を確認
6	他の影響因子の影響 ・磁気ノイズ	•平板形状	SA-508 CL.2	-	SUS材とのノイズ信号の比較	磁気ノイズの影響がないことを確認
7	他の影響因子の影響 ・酸化被膜	•2次元R形状	SA-508 CL.2	▪機械疲労亀裂	酸化被膜の有無による欠陥信号検出の影響確認	酸化被膜の有無による影響は少ないこと を確認
8	他の影響因子の影響 ・リフトオフ	•平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	リフトオフ量とノイズ信号の関係確認	リフトオフ量 0.4 mmまでは影響なし
9	他の影響因子の影響 ・金属クラッド	•平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ ・機械疲労亀裂	金属クラッドによる欠陥信号検出の 影響確認	金属クラッドの影響は小さいことを確認
10	他の影響因子の影響 ・着磁ノイズ	•平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	ノイズ影響下での 欠陥信号検出の可否確認	欠陥信号と着磁ノイズ信号の識別可能を 確認

#### 2.2 原子炉圧力容器 – 給水ノズルコーナー部



給水ノズルコーナー部(磁性体)に対するECTの欠陥検出性を実機と同材質の試験体を用いた試験により確認しており、表面に開口 する深さ1 mm程度の疲労亀裂を十分検出できることから、特別点検において適用した点検方法は、給水ノズルコーナー部の状態を確 認する上で十分な欠陥検出性を有している。

また、磁性体である<mark>模擬試験体と非磁性体の磁気ノイズの差は僅か</mark>であり、実機の探傷における磁気ノイズも、模擬試験体と同程度 であった。実機と模擬試験体の材質・製造過程は同等であるため、透磁率も同等と考えられ、仮に機械加工等により局所的に透磁率の ばらつきがあった場合であっても、焼鈍によって磁気的性質が改善され透磁率のばらつきは低減される。よって、透磁率のばらつきは 欠陥検出性に影響のない範囲であり、点検結果に影響を与えるものではない。



欠陥信号と欠陥以外の信号(例)



### 2.2 原子炉圧力容器-制御棒駆動機構スタブチューブ他

点検部位	制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル
点検項目	目視試験(MVT-1), 渦電流探傷試験(ECT)
点検方法	<ul> <li>・遠隔試験装置を用い炉内側から全溶接部の目視試験(MVT-1)を実施</li> <li>・全ての制御棒駆動機構ハウジング及び中性子束計測ハウジング内面の溶接熱 影響部についてECTを実施</li> </ul>
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

【点検方法の妥当性】

- ►MVT-1については、維持規格に従い0.025 mm幅ワイヤーが識別可能な手法により試験を行っており、試験前後で視認性を確認している。この目視試験では、 画像により有意な欠陥がないことを確認している。
- ▶目視試験にあたって,試験部位はハイドロレーザー(高圧水噴射)により,表面 を清浄にした上で実施している。
- ▶制御棒駆動機構ハウジング、中性子東計測ハウジングの内面に対するECTは JEAG4217-2010に準拠し、検出された信号はあらかじめ得られた欠陥以外の 信号と区別しながら判定している。特別点検に際し、深さ1 mmのき裂を付与した 試験片を製作し、十分検出できることを確認している。







点検部位	ドレンノズル
点検項目	目視試験(VT-1)
点検方法	・遠隔試験装置を用い炉内側から全溶接部及び内部の目視試験 (VT-1)を実施
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

【点検方法の妥当性】

- >>VT-1については、維持規格に従い0.8 mm黒線が識別可能な手法により試験を 行っており、試験前後で視認性を確認している。この目視試験では、画像により 有意な欠陥がないことを確認している。
- ▶目視試験にあたって,試験部位はハイドロレーザー(高圧水噴射)により,表面 を清浄にした上で実施している。



目視点検資機材(ビデオカメラ)

校正用カード 0.8 mm黒線を縦横方向に配置している。







目視試験の様子

#### 2.2 原子炉圧力容器-基礎ボルト



点検部位	基礎ボルト				
点検項目	UT				
点検方法	・120本中118本の基礎ボルトは垂直法(底面エ コー方式)によりUTを実施 ・曲がり構造の2本については、曲がり部より上部 を試験対象としUTを実施				
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。				

【点検方法の妥当性】

- ▶ 120本中118本の基礎ボルトはJEAC4207-2008「軽水炉原子 炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」 に加え、JANTI-SANE-G2-第1版「地震後の機器健全性評価 ガイドライン」に準拠し実施した。これは長尺ボルトの欠陥検 出性を考慮し、基準感度の設定方法(ボルト底面からの反射 エコー)や記録レベルについてJEACと比較してより欠陥検出 レベルが高い条件となっている。特別点検に際し、深さ1.6 mm のき裂を付与した試験片を製作し、十分検出できることを確 認している。
- ▶ 残る2本の曲がり構造となっている基礎ボルトの探傷では、同 じ環境下に据え付けられている他の長尺及び短尺基礎ボルト 118本の上部探傷結果から最も高い基準感度を適用して探傷 を実施した。2本のボルトの曲がり部より上部にのみ適用する 方法として十分な検出性を有するものと判断している。なお、 このボルトについては曲げ加工による影響がないことを機械 試験等により確認した上で据え付けられている。また、この2 本を除く118本と仮定し強度評価を行って、RPVの健全性に 影響がないことを確認した。



### 2.3 原子炉格納容器



点検部位	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可 能範囲の全て)
点検項目	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
点検方法	・原子炉格納容器内外面の直接目視試験を実施 ・液相部は潜水士により直接目視試験を実施
点検結果	有意な塗膜の劣化や腐食は認められなかった。

【点検方法の妥当性】

- ≻対象物までの距離を1200 mm以内とし、気相部においてはグレーカード上の幅0.8 mmの黒線を識別、液相部においてはTest Chartに記載された文字(0.105 inch)が 識別できることを条件として直接目視試験を行うことで視認性を確保している。この 目視試験により、構造健全性または気密性に影響を与えるおそれのある塗膜の劣 化や腐食が無いことを確認している。
- ▶干渉物等により確認が困難である部位については、代表として同一環境である周辺 部位を確認すること等により点検を行った。また、塗装の劣化状況を確認するため、 付着性試験を実施した。この結果、至近に塗装していない部位において平均3.1 MPaの付着力を有し、最小付着力200 psi(約1.4 MPa)を上回っており、必要な塗 装性能を確保していることを確認した。

これらの点検状況の詳細について次頁以降に示す。



原子炉建屋 断面図



グレーカード写真(代表例)



Test Chart(代表例)



例 内面高所のうち従来の点検で確認が容易でない範囲(高所)

#### 2.3 原子炉格納容器



特別点検において点検が困難な部位のうち、気相部については現状保全で塗膜の健全性を維持していること、劣化が少ない屋内環境であること、通常運転中は、窒素雰囲気下にあることから、今後も現状保全を継続することで原子炉格納容器鋼板の健全性を維持することができる。液相部については、底面上に干渉物が設置している状態であることから、傷等が発生することはなく今後も健全性を維持することができる。

(1)接近可能だが今回定めた目視試験条件が確保できない範囲 今回定めた目視試験条件ではないものの、従来の手法で点検できており、 塗膜の健全性が維持されていることを確認していることから、現状保全を継続 することで今後の運転延長期間における原子炉格納容器鋼板の健全性が保 たれる。

(2)干渉物等で接近が困難であり今回定めた目視試験条件が確保できない範囲 干渉物等により点検が困難で、構造的に試験できない部位については、その 周辺の塗膜等の状況から、原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響はなく、今後の運転延長期間における原子炉格納容器鋼板の健全性が保た れる。

原子炉格納容器気相部外面の傾斜部は、鋼板部と躯体との隙間が約5cmで あり接近が困難であるが、サンドクッション部上部の鋼板と同様な環境であり、 その状況から健全性が保たれていることを確認している。また、従来の点検に おいて、必要に応じUTにより板厚測定を実施し、問題の無いことを確認してい る。

原子炉格納容器内スプレイ配管サポートは、原子炉格納容器鋼板に直接溶 接しており、その内部は今回定めた目視試験条件が確保できない部位である。 当該サポートの原子炉格納容器鋼板の縦溶接線の開口部から内部を確認し た結果、現地溶接に伴い塗膜を除去した部位(縦溶接線および周辺)に軽微な 発錆を確認した。当該部について簡易な手入れにより軽微な発錆は除去でき、 減肉は確認されなかった。サポート内部の他の部位は周辺と同一環境であり健 全であると考えるが、今後の保全の中でファイバースコープ等による確認を行っ て点検範囲の拡充を図っていく。







例 サプレッション・チェンバ内面 底面(液相部)



### 2.3 原子炉格納容器



#### 原子炉格納容器鋼板塗装に対する付着性試験

原子炉格納容器鋼板内面塗装に対して,至近に塗装実績のない箇所及び至近に塗装実績のある箇所を各々2箇所選定し, JIS K 5600-5-7:1999「付着性(プルオフ法)」に基づき,付着性試験を実施した。

試験の概要及び試験結果は以下のとおり。

#### プルオフ法

「プルオフ法」は、ドリーと呼ばれる円筒形の引張端を塗膜に接着剤で固着させ、接着剤が乾いた後、ドリーを引張り、塗膜が剥がれるために必要な最小の張力を測定する方法であり、塗膜の付着性能を具体的な数値で表すことができる。



部位	平均值	最大/最小		
至近に塗装実績のない箇所	3.1 MPa (6 点)	4.2 / 2.3 MPa		
至近に塗装実績のある箇所 (今定検で塗装)	4.0 MPa (6 点)	6.4 / 2.0 MPa		
全試驗箇所平均	3.5 MPa (12 点)	-		

付着性試験の結果,原子炉格納容器の塗装は至近に塗装実績のない箇所であっても,至近に塗装した箇所と比較し て著しい劣化がないことが確認できた。

また, ASTM D5144-2000「原子力発電プラントにおける保護塗膜の標準指針」の「物理的性質」で示されている最小 付着力200 psi(約1.4 MPa)を上回っており, 必要な塗装性能が確保されていることが確認できた。

### 2.4 特別点検と現状保全の比較



#### 特別点検は現状保全に加え, 点検範囲, 試験方法の拡充を行って機器の健全性を確認した。

対象の機器 ・構造物	現状保全	特別点検
原子炉圧力容器	<ul> <li>&gt;原子炉圧力容器各部位のUT(供用期間中検査:以下「ISI」という。)(頻度:1回/検査間隔*!) 対象:上蓋, 胴,下鏡等の継手部分、スタッドボルト、主フランジ(ねじ部) 主蒸気管台等の原子炉圧力容器に接続する配管管台(管台内面の丸み部含む) ・試験員力量 UT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*3.*4</li> <li>&gt;原子炉圧力容器内部からの目視試験(VT-3:ISI)(頻度:1回/検査間隔*!) 対象:原子炉圧力容器の内表面、制御棒駆動機構スタブチューブ、制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル ・試験員力量 VT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*3</li> <li>&gt;原子炉圧力容器外側からの目視試験(VT-1,3:ISI)(頻度:1回/検査間隔*!) 対象:原子炉圧力容器負通部(各配管管台),原子炉圧力容器の支持構造物(基礎ボルト,支持 スカート)、スタッドボルト用ナット・ワッシャ</li> <li>・試験員力量 VT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*4</li> <li>&gt;原子炉圧力容器の漏えい試験 対象:原子炉圧力容器全体(頻度:毎定検)</li> <li>・試験員力量 VT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*3</li> <li>&gt;応力腐食割れ(SCC)の予防保全</li> <li>・原子炉冷却材への水素注入</li> <li>・ウォータージェットピーニング:制御棒駆動機構スタブチューブ,中性子束計測ハウジング, 計装ノズルの一部</li> <li>&gt;まつつンジの開放占検(摘度:毎定検)</li> </ul>	<ul> <li>&gt;炉心領域の全てに対するUT 対象:炉心領域の母村,溶接線全範囲(原子炉圧力容器外側から実施), ジェットポンプライザーブレース部全数(原子炉圧力容器内側から実施)</li> <li>・試験員力量 UT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*3</li> <li>・備考 UT手法としてフェイズドアレイ法を一部で追加している。 (点検部位毎に適した点検手法を検討の上採用)</li> <li>&gt;給水ノズルコーナー部に対するECT 対象:給水ノズルコーナー部に対するECT 対象:給水ノズルコーナー部に対する目視試験(MVT-1),ECT 対象:制御棒駆動機構スタブチューブ他に対する目視試験(MVT-1),ECT 対象:制御棒駆動機構スタブチューブ,制御棒駆動機構ハウジング,中性 子束計測ハウジング,差圧検出・ほう酸水注入ノズル</li> <li>・試験員力量 VT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*3</li> <li>&gt;ドレンノズルに対する目視試験(VT-1) 対象:ドレンノズル</li> <li>・試験員力量 VT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*3</li> <li>&gt;原子炉圧力容器の基礎ボルト全数に対するUT 対象:基礎ボルト全数</li> <li>・試験員力量 UT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*4</li> </ul>
原子炉格納容器	<ul> <li>&gt;原子炉格納容器の目視試験(VT-4:ISI)(頻度:1回/検査間隔*<sup>2</sup>) 対象:原子炉格納容器内面の代表部位及び接近可能な範囲</li> <li>・試験員力量 十分な視力,知識,技能,経験を有しているもの VT レベル1以上(評価員はレベル2以上)*<sup>3</sup></li> <li>&gt;原子炉格納容器の漏えい試験(頻度:毎定検(機械ペネトレーションの一部機器は個別頻度)) 対象:原子炉格納容器全体,局部(機械ペネトレーション,電気ペネトレーション,底部コンクリート マット(ライナープレート))</li> <li>・試験員力量 十分な知識,技能,経験を有しているもの</li> <li>&gt;主フランジ,機器搬入口等の開放点検(頻度:毎定検)</li> </ul>	<ul> <li>▶原子炉格納容器の目視試験(VT-4)</li> <li>対象:仮設足場による試験可能範囲拡大(格納容器内外面)</li> <li>・点検方法 目視試験(VT-4)に以下の条件を付与         <ul> <li>(1) 試験時のグレーカード等の確認</li></ul></li></ul>

\*1 検査間隔は30年までは10年間, それ以降は7年間

\*2 検査間隔は10年間

\* 3 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A

\*4 JIS Z 2305 非破壊試験技術者の資格及び認証



### 2.5 特別点検 コンクリート構造物一概要

 運転期間延長認可申請に際し、劣化状況の把握のための点検(特別点検)として、これまで高経年化技術評価や現 状保全にて点検を実施していなかった範囲を含め、使用材料及び使用環境条件が劣化状況評価に最も影響する箇 所から採取したコアサンプルを用いた点検を実施

・コンクリート構造物は、強度低下及び遮蔽能力低下に着目し、特別点検で得られた測定値等を用い、20年間の運転
 期間延長を踏まえた劣化状況評価を実施



### 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検方法の選定



 ・コンクリート構造物は、経年劣化事象が急速に進展するものではない ・一般的なコンクリート構造物に関する経年劣化事象の知見を基本とし、定期的な点検、修繕等にて、強度及び遮 蔽能力低下が発生しないように維持管理を実施 点検部位 コンクリート(原子炉建屋,取水口構造物等) 点検対象部位から採取したコアサンプルによる強度, 遮蔽能力, 中性化深さ, 塩分浸透, アルカリ骨材反応の確認 点検項目 点検方法 ①強度 圧縮力を加えて破壊した時の力を確認 ②遮蔽能力 乾燥させた重さを確認 ③中性化深さ コンクリート表面からどの程度の深さまでアルカリ性を呈するか(鉄筋保護状態)を試薬の色の変化により確認 ④ 塩分浸透 塩分の量を確認

詳細に観察し、アルカリ骨材反応が生じていないことを確認
 【補足説明資料「1.2 特別点検 コンクリート構造物-アルカリ骨材反応の事例」参照】



①強度の点検状況 (耐圧試験機による圧縮強度試験)



⑤アルカリ骨材反応

②遮蔽能力の点検状況 (促進乾燥試験) (フェノ



#### ③中性化深さの点検状況 (フェノールフタレイン溶液による確認)



④塩分浸透の点検状況 (塩化物イオン含有量試験)



⑤アルカリ骨材反応の点検状況 (実体顕微鏡観察)

 ・点検方法について,強度,中性化深さ,塩分浸透はJIS規格を選定
 ・遮蔽能力は,日本建築学会規格から一部変更して適用できることを既往の研究成果\*1から確認
 ・アルカリ骨材反応は,反応性に関する試験や定期的な目視点検により反応が生じていないことを確認しているが 最新の知見\*2を踏まえ,実体顕微鏡観察を選定し,他の精微な方法と比較して妥当性を確認

\*1:米澤他,日本建築学会大会学術講演梗概集(関東)(既存構造物における遮蔽コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法の検討,2015年9月)

\*2:原子カ用コンクリートの反応性骨材の評価手法の提案(JNES-RE-2013-2050,平成26年2月),ASR診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書

(JCI,平成26年7月)

#### 2.5 特別点検 コンクリート構造物一現状保全との比較



・現状保全では、コンクリート表面の目視確認(1回/年)にて劣化事象発生の有無を確認し、定期的(1回/5年)に非破壊・微破壊試験にて、強度、中性化深さ、塩分浸透試験を実施
 ・特別点検(運転開始後35年以降に実施)では、これまで現状保全にて点検を実施してきた範囲・点検方法に加え、点検を実施していない範囲・点検方法についてもコアサンプルを用いて点検を実施

	現状	保全	特別点検
点検項目 (時期)	コンクリート表面の目視確認 (1回/年)	非破壊・微破壊試験 (1回/5年)	<u>破壊試験</u> (運転開始後35年以降に実施)
点検範囲	コンクリート構造物全体	原子炉建屋,タービン建屋, 取水口構造物,排気筒基礎	原子炉建屋, タービン建屋, 取水口構造物, 排気筒基礎, 使用済燃料乾式貯蔵建屋 ⇒部位毎に使用材料・使用環境条件を分析し, 劣化要 因に対する影響が大きいと想定される点検箇所にて 実施
点検方法	ひび割れ, 剥離・剥落, 鉄筋 腐食の兆候(錆汁の有無)を 確認し, 必要に応じて修繕等 を検討(簡易測定を含む)	強度,中性化深さ,塩分浸 透試験	<u>採取したコアサンプルによる強度, 遮蔽能力, 中性化深</u> さ, 塩分浸透, アルカリ骨材反応の確認
試験員力量	一級建築士等		<ul> <li>・一級建築士等</li> <li>・コンクリート診断士等</li> <li>・アルカリ骨材反応は、実体顕微鏡観察による必要な評価経験を有するもの</li> </ul>

\* 下線部は特別点検で追加した内容を示す

\*現状保全は点検マニュアルに基づき実施

\*試験員の力量は、事前に力量評価書にて妥当であることを確認

## 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検部位及び点検項目(1/2)

対象部位の中で,使用環境条件等から劣化要因の影響が大きい部位を代表して点検を実施することで,点検対象 部位以外の使用条件等は対象部位に包含され,結果も対象部位の結果に包含されることから,網羅的に点検を実施

			点検項目					
対象のコン	クリート構造物	対象の部位	強度	遮蔽能力	中性化深さ	塩分浸透	アルカリ骨材反応	
		外壁	0	0	0	0	0	
		内壁及び床	0	O*3	0	—	0	
		原子炉圧力容器ペデスタル又はこれに準ずる部位	0	_	0	_	0	
		一次遮蔽壁	0	0	0	_	0	
原子	炉建屋等	格納容器底部基礎マット*1	0	_	0	_	0	
		格納容器底部外基礎マット	0	_	0	_	0	
		使用済み燃料プール	0	_	0	_	0	
		ダイヤフラムフロア*2	0	—	0	—	0	
		外壁	*	*	*	*	*	
原子炉建屋以外の建屋 (由央制御室が設置されて)	いるものに限る)	内壁及び床	*	*	*	—	*	
(十八前四三/2 設置これ)でで		基礎マット	*	_	*	_	*	
		外壁	0	*	0	0	0	
<u>я</u> —	ビン建屋	内壁及び床	0	*	0	_	0	
		基礎マット	0	_	0	_	0	
		海中帯	0	_	0	0	0	
耳	<b>X</b> 水槽	干満帯	0	_	0	0	0	
		気中帯	0	—	0	0	0	
	原子炉建屋内	上記構造物「原子炉建屋等」に含む	0	_	0	_	0	
安全機能を有する系統及 び機器又は常設重大事故 等対処設備に属する機器 を支持する構造物	原子炉建屋以外の建屋内(中 央制御室が設置されているも のに限る。)	*	*	_	*	_	*	
		タービン架台	0	_	0	_	0	
上記以外の構造物(安全機)	能を有する構造物又は常設重大	使用済燃料乾式貯蔵建屋	0	0	0	O*3	0	
事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及 び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持 する構造物に限る。)		排気筒基礎	0	*	0	0	0	

〇:特別点検を実施,一:対象外,※:該当する部位なし

\*1:格納容器底部外基礎マットで代替,\*2:原子炉圧力容器ペデスタルで代替,\*3:原子炉建屋外壁で代替

2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検部位及び点検項目(2/2)

 原子炉建屋等のうち、格納容器底部基礎マット及びダイヤフラムフロアについては、コアサンプリングにより、強度・ 機能に影響を及ぼすことになると判断し、環境条件から劣化要因の影響がより大きい代替部位で点検
 原子炉建屋内壁は、外壁と同一構造であり、建設記録から最も密度が小さいと想定される外壁を点検
 使用済燃料乾式貯蔵建屋の供用期間及び立地条件等から、劣化要因の影響がより大きい原子炉建屋外壁で点検



### 2.5 特別点検 コンクリート構造物-点検箇所の選定





#### 👍 ifhTh

#### 2.5 特別点検 コンクリート構造物 – 点検結果(1/2)

・強度低下及び遮蔽能力低下に着目し,特別点検で得られた測定値等を用い,20年間の運転期間延長を踏まえ た劣化状況評価を実施。なお,強度と遮蔽能力は設計値を満足

・強度, 遮蔽能力及び中性化深さ試験はコア3本の平均値, その他は1本のコアで試験を実施

対象のコンクリート構造物			5	鱼度	遮蔽能力		
		対象の部位	<mark>設計値</mark> * 1 [N/mm²]	平均圧縮強度* <sup>2</sup> [N/mm <sup>2</sup> ]	<mark>設計値</mark> * <sup>3</sup> [t/m <sup>3</sup> ]	平均乾燥単位容 積質量 * <sup>2</sup> [t/m <sup>3</sup> ]	
		外壁		51.1	2.23	2.261	
		内壁及び床		50.0	—	—	
原子炉建屋等		原子炉圧力容器ペデスタル 又はこれに準ずる部位	22 1	39.3	-	_	
		一次遮蔽壁		50.5	2.23	2.230	
		格納容器底部外基礎マット		44.6	-	_	
		使用済み燃料プール		49.7	_	_	
		外壁		48.2	_	_	
タービン建力	<b>室</b>	内壁及び床	22.1	33.9	-	—	
		基礎マット		32.0	_	_	
		海中帯		29.1	_	_	
取水槽		干満帯	20.6	34.6	_	_	
		気中帯		35.7	_	_	
安全機能を有する系統及び機器 又は常設重大事故等対処設備に 属する機器を支持する構造物 タービン建屋内 (タービン架台を含む。)		タービン架台	22.1	37.0	_	-	
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大 事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及 び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持す る構造物に限る。)		使用済燃料乾式貯蔵建屋	24.0	24.8	2.15	2.188	
		排気筒基礎	22.1	24.9	_	_	

\*1:工事計画認可上の設計基準強度(構造計算において許容応力度の算出等に用いる指標)

\*2:1箇所当たりコア3本を試験

\*3:工事計画認可上の密度(乾燥単位容積質量)



### 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検結果(2/2)

	1.441-76-64	ときの如体	中性化深さ*1	アルカリ骨材反応*1		
対象のコンクリー		対象の部位	平均中性化深さ*2[mm]	実体顕微鏡観察*3		
		外壁	28.4	反応性なし		
		内壁及び床	15.3	反応性なし		
原子炉建屋	· ·	原子炉圧力容器ペデスタ ル又はこれに準ずる部位	1.7	反応性なし		
		一次遮蔽壁	31.9	反応性なし		
		格納容器底部外基礎マット	1.1	反応性なし		
		使用済み燃料プール	3.6	反応性なし		
		外壁	39.6	反応性なし		
タービン建	屋	内壁及び床	24.8	反応性なし		
		基礎マット	1.7	反応性なし		
		海中帯	1.5	反応性なし		
取水槽		干満帯	0.0	反応性なし		
		気中帯	10.3	反応性なし		
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等 対処設備に属する機器を支持する構造物	安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等 対処設備に属する機器を支持する構造物 タービン建屋内(タービン架台を含む。)		2.8	反応性なし		
	(重大事故等対処設備に属する構造物・安全機)	使用済燃料乾式貯蔵建屋	20.9	反応性なし		
能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備	制に属する機器を支持する構造物に限る。)	排気筒基礎	7.5	反応性なし		

		塩分浸透*1							
社会 のついたり―」「様准施	対象の部位	塩化物イオン量[kg/m <sup>3</sup> ]							
対象のコンクリート構造物									
		5~15	15~25	25~35	45~55	65 <b>~</b> 75	95~105	145~155	
原子炉建屋等	外壁	0.57	0.35	0.28	0.20	0.15	0.18	0.20	
タービン建屋	外壁	0.36	0.20	0.16	0.11	0.13	0.11	0.07	
	海中帯	2.15	1.95	1.72	1.44	1.03	0.57	0.23	
取水槽	干満帯	1.89	2.58	1.98	1.37	1.09	0.39	0.11	
	気中帯	1.57	2.44	2.14	1.37	0.89	0.30	0.11	
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設 重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有す る系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属す る機器を支持する構造物に限る。)	排気筒基礎	0.34	0.34	0.30	0.23	0.20	0.18	0.23	

\*1:劣化状況評価にインプット

\*2:1箇所当たりコア3本,その他はコア1本を試験

\*3:ASR診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書(JCI,平成26年7月)等を参考に観察結果(反応リム,ゲルの滲み,ひび割れ等)から判断



## 3. 劣化状況評価の説明

#### 3.1 劣化状況評価の概要-劣化状況評価の概念



プラントの運転開始から延長しようとする期間において,機器・構造物の健全性評価を行う とともに,現状の保全内容が十分かどうか確認し,追加すべき保全策の必要性を検討する。



図の出典:H30.1.13他 東海第二発電所の新規制基準適合性審査等の結果に係る住民説明会 (「東海第二発電所に関する審査の概要」原子力規制庁)抜粋

### 3.1 劣化状況評価の概要-劣化状況評価の紹介



#### 劣化状況評価のイメージ図を示す。

・断続的な運転した場合の評価のうち、保全による検知や機能回復が困難な事象(〇事象) についての個別機器の評価と、耐震・耐津波安全性評価について、一部で追加保全策を抽 出していることから、詳細に説明する。それ以外については現状の保全で対応可能と評価



#### 

#### <着目すべき経年劣化事象の抽出>

- (1)評価対象機器の使用条件(型式,材料,環境条件等)を考慮し,規格<sup>※1</sup>に基づき,経年劣 化事象と部位の組み合わせを抽出する。
- (2) 主要6事象: 着目すべき経年劣化事象(〇事象)

主要6事象以外:以下①,②のいずれかに該当する場合は,着目すべき経年劣化事象 ではない事象として整理。

※1:日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008」附属書A(規定)及び「経年劣化メカニズムまとめ表」


3.1 劣化状況評価の概要-断続的な運転を前提とした評価内容 🍼



経年劣化事象に対して保全や劣化傾向を把握し,評価を実施。合わせて,耐震・耐津波安 全性評価を実施



# 3.2 低サイクル疲労–低サイクル疲労の概要



金属の温度が上がると、熱により膨張し、不連続部があると応力が発生する。温度上昇と温度低下を繰り返すと力が繰返しかかることとなり、ある繰返し回数を超えると割れが生じることがある。この事象を疲労といい、繰返し応力が比較的大きい場合の疲労を低サイクル疲労という。



温度上昇/低下を繰り返すことで、繰返し応力が発生する

# 3.2 低サイクル疲労-評価対象の抽出





# 3.2 低サイクル疲労評価 - 評価対象



評価対象:原子炉冷却材圧カ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)



高経年化-38

# 3.2 低サイクル疲労評価 - 評価結果



- ・規格\*1に基づき大気中での疲労評価を行った結果,評価対象機器全てについて,疲労累 積係数が許容値1を下回ることを確認した。
- ・接液環境にある評価対象について,規格\*2に基づき環境を考慮した評価の結果,評価対象機器全てについて,疲労累積係数が許容値1を下回ることを確認した。
- ・特別点検において、最も疲労累積係数が高い給水ノズル(コー ナー部)に有意な欠陥は認められなかったことから、評価の妥 当性を確認することができた。
  - \*1:日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計·建設規格(2005/2007) \*2:日本機械学会 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009)

=□./亚 -→ - 存.+% -□□		運転実績回数に基づく疲労評価 (60年時点)				
ā	半屾刈豕惤奋	大気中での 疲労累積係数	環境を考慮した疲労 累積係数(接液部)			
н	<ol> <li>①主フランジ</li> </ol>	0.0177	_			
小子	②スタッドボルト	0.2526	_			
炉   圧	③給水ノズル	0.1270	0.6146			
力 容 器	④下鏡	0.0416	0.4475			
	⑤支持スカート	0.5691				

評価例(原子炉圧力容器の評価結果)



原子炉圧力容器の評価対象

高経年化-39

# 3.2 低サイクル疲労一追加保全策



疲労評価の結果,60年時点での健全性が確認できたが,評価条件である過渡 回数は実績を基に推定していることから,念のために追加保全策として,以下を 抽出した。

機器名	追加保全策
疲労累積係数による低サイ	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し,
クル疲労の評価を実施した	運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確
全ての機器	認する。

## 3.3 中性子照射脆化-中性子照射脆化の概要



種々の温度に対して実施したシャルピー衝撃試験により得られる吸収エネルギーを試験 温度で整理すると下図に示すようになります。

低温側から高温側の間で吸収エネルギーが変化する領域の代表点を<mark>関連温度</mark>(または, 脆性遷移温度)と呼びます。また,高温側での吸収エネルギーを上部棚吸収エネルギーと呼 びます。(定義については電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試 験方法」(JEAC4206)に規定されています。)

関連温度が上昇するということは、低温側の破壊に対する抵抗力(破壊靭性値)が低い領 域が拡大することを意味しています。また、上部棚吸収エネルギーが低下するということは、 高温側の破壊に対する抵抗力(破壊靭性値)が低下することを意味します。これらのパラメー タを監視することにより原子炉容器の中性子照射脆化の程度を把握することができます。



# 3.3 中性子照射脆化-評価対象及び評価項目



原子炉圧力容器において、プラント運転開始後60 年時点での中性子照射量が1.0×10<sup>21</sup> n/m<sup>2\*1</sup>を 超える炉心領域部では、中性子照射とともに関連 温度は上昇し、上部棚吸収エネルギーは低下す ることから、中性子照射脆化に対する評価対象と した。

〇胴内表面での最大中性子照射量\*2

(E > 1 MeV)

現時点	: 3.26×10 <sup>21</sup> n/m <sup>2</sup> 程度
60年時点* <sup>3</sup>	:5.35×10 <sup>21</sup> n/m <sup>2</sup> 程度

\*1:材料特性変化の可能性がある値(日本原子力学会 原子力発電所 の高経年化対策実施基準:2008)

\*2:第4回監視試験片の中性子照射量実測値と炉内中性子束解析により 求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出 \*3:発電所実効運転期間 38.94EFPY,稼働率80%以上(想定)

炉心領域部に対して、以下の評価を実施。

①最低使用温度の評価 ②上部棚吸収エネルギーの評価

- ③加圧熱衝撃(PTS)に関する評価
  - (PTSが問題となるのはPWRであるが、 プラント 寿命40年に際し改めて問題のないことを確認)



# 3.3 中性子照射脆化-①最低使用温度の評価(評価対象)



原子炉圧力容器,部位(板材やノズル)を溶接で接合しており,部位ごとに関連温度移行量に 影響する化学成分量が違うため,部位ごとの関連温度移行量を規格\*に基づき算出し,最低 使用温度を評価する



# 

評価手法:これまでは最低使用温度は監視試験片の結果(監視試験片を取り出した材料の化学成分量 に基づき算出)していたが、今回の評価では、より保守的な評価を得るために、炉心領域にあ る全ての部位\*について最低使用温度を算出した。

\*:中性子照射量が最も大きい圧力容器胴と、中性子照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施 評価結果:下表に示す通り、60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く53℃と算出され、 十分に管理可能な温度であることを確認した。

> 今後,最低使用温度はその時点での照射量より算出し,耐圧・漏えい試験時等,原子炉圧力 容器を加圧する際は,その温度を下回らないよう運用することとなる。

> なお,特別点検において,炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったことから,本評価が 保守的なものであることを確認することができた。

	部位		識別番号	A 関連温度 初期値(℃)	B 関連温度 移行量(℃)	C=A+B 関連温度 (℃)	D 余裕* T−RT <sub>NDT</sub> (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)
母材	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接 金属	接 原子炉圧力容器胴 [] [] [] [] [] [] [] [] [] [] [] [] [] [		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

原子炉圧力容器の関連温度の予測値(まとめ)

\*:保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

## 3.3 中性子照射脆化-②上部棚吸収エネルギーの評価



評価手法:規格\*1に基づく国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用い て,60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価し,規格\*2で要求している 68 J以上であることを確認する。

評価結果:母材,溶接金属,熱影響部のいずれにおいても,許容値を十分上回ることを確認した。

- \*1:日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007/2013) 運転中に中性子の照射を受ける原子炉圧力容器について,原子炉圧力容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を 定期的に調査し,評価するための規程
- \*2:日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-2007) 原子力発電所の機器の非延性破壊防止のため,機器構成材料に対する破壊靭性の妥当性を確認するための試験方法及び 合格基準等について規定した規程

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位:J)

	初期值	現時点	運転開始後60年時点	許容値
母材	202	111	111	
溶接金属	188	152	151	68
熱影響部	205	113	112	

3.3 中性子照射脆化一③加圧熱衝撃評価(評価手法)



#### 【加圧熱衝撃評価について】 炉心スプレイスパージャ ・加圧熱衝撃(PTS: Pressurized Thermal Shock)事象は、加 圧された原子炉圧力容器内部が急激に冷却されることで A部 容器内面に高い引張応力が発生する事象である。 炉心シュラウド 低圧注水 ノズル ノズル ダウンカマー流 ・東海第二の炉型である沸騰水型原子炉では、蒸気温度の 吸入口 炉 心 - 圧力 スロート 低下に伴い原子炉圧力は低下すること、冷水を注水するノ 容器 (混合室) ズルにはサーマルスリーブが設けられており、冷水はサー ディフューサ 再循環 --- ( マルスリーブを経てシュラウド内に注水され、直接炉壁に 再循環 ポンプへ 接することはないことから、PTS事象は問題とならない\*とさ れてきた。 ・なお,新規制基準で考慮することとなった,重大事故等時。 においても、PTS事象が発生しないことを確認する必要が 冷却材 ある。 B部 \*:財団法人 発電設備技術検査協会,溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書 「炉心スプレイ イスパージャー ヘッダー ーマルスリーブ [原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験] 「総まとめ版], 平成4年3月, p20-26 【評価手法】 シュラウト

・これまで設計で考慮してきた事故(設計基準事故)で引張
 応力が高くなる温度低下率が高い事象の評価を利用し,重
 大事故等時の温度低下率を比較することで,PTS事象が問題とならないか検証する。



A部詳細

う低圧注水

低圧注水ノズルの注水先

シュラウト

B部詳細

高経年化-46

FF力容器

# 3.3 中性子照射脆化一③加圧熱衝擊評価(評価結果)



## 【評価結果】

- ・「原子炉冷却材喪失(原子炉に近い配管が破断し,原子炉水が漏えいする事象)」における・ BWR-5のPTS評価\*の結果,中性子照射脆化を考慮し関連温度移行量が増加しても、下図の とおり静的平面ひずみ破壊靭性値(K<sub>IC</sub>)は応力拡大係数(K<sub>I</sub>)に対して,十分な裕度があるこ とが確認されている。ここで,K<sub>IC</sub>>K<sub>I</sub>であれば脆性破壊には至らない。
- ・プラント毎に関連温度初期値, 関連温度移行量(脆化量)に差異はあるが, 十分な裕度があることから, 東海第二の中性子照射脆化を考慮しても, K<sub>IC</sub> はK<sub>I</sub>を上回ると言える。
- ・重大事故等時の原子炉圧力容器内温度低下の挙動(温度低下率が高い場合にK<sub>i</sub>が大きくなる)を整理した結果, すべて「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認したため, 重大事故 等時も「原子炉冷却材喪失」の評価に包絡されることを確認した。
- ・以上より、PTS事象が問題となることはないものと評価する。
  - \*:桝田他,「沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧 熱衝撃の評価」,日本保全学会第10回学術講演会,2013.7

原子炉冷却材喪失における想定(BWR-5)

想定事象		原子炉冷却材喪失		
概要	Ţ	原子炉圧力容器の再循環出ロノズ ルから冷却材が流出し, ECCS作動		
ECOS	水位	再循環出ロノズル		
作動後	圧力	格納容器内圧力まで低下		
下场及	温度	飽和蒸気温度		



# 3.3 中性子照射脆化一追加保全策



評価の結果, 60年時点での健全性が確認できたが, 念のために追加保全策として, 以下を 抽出した。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイク ル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。

# 3.4 照射誘起型応力腐食割れ-評価対象



- ・オーステナイト系ステンレス鋼は一般的に腐食に強いが、材料因子(炭素量等)、環境因子(酸素等)、応力因子(溶接による残留応力等)が全て重畳すると、腐食が進み割れが 生じることがある。この割れを応力腐食割れという。
- ・軽水炉環境でオーステナイト系ステンレス鋼が一定量を超える中性子の照射を受けると、
   応力腐食割れの可能性が高まることが知られている。この割れを照射誘起型応力腐食割
   れという。



材料	しきい照射量 [n/m <sup>2</sup> ]
ステンレス鋼(SUS304)	約 5×10 <sup>24</sup>
ステンレス鋼(SUS316)	約 1×10 <sup>25</sup>

\* 高速中性子(エネルギー>1 [MeV])による照射量。

# 3.4 照射誘起型応力腐食割れ-評価対象



・しきい照射量(規格\*に基づきSUS304の場合約 5×10<sup>24</sup> [n/m<sup>2</sup>])以上の中
 性子照射量を受ける炉内構造物は、炉心シュラウド中間胴及び上部格子板
 (グリッドプレート)である。

\*:日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008

》时得追彻的60年时点(67倍是十日)点引重						
評価対象機器	材料	中性子照射量[n/m²]				
炉心シュラウド	SUS304L相当	約2.0×10 <sup>25</sup> *				
上部格子板	SUS304相当	約2.9×10 <sup>25</sup>				
炉心支持板	SUS304相当	約2.1×10 <sup>24</sup>				
周辺燃料支持金具	SUS304 TP	約7.1×10 <sup>23</sup>				
制御棒案内管	SUS304相当	約2.1×10 <sup>24</sup>				

炉内構造物の60年時点での推定中性子照射量

・応力の観点で、ピーニングによる残留応力改善が行われている炉心シュラウド外面溶接部、溶接による残留応力がない中間胴母材部及び溶接部がない上部格子版(グリッドプレート)については、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価した。

残留応力改善を図っていない<u>炉心シュラウド内面溶接部に</u> ついて,照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性がある ため,割れの発生を前提とした評価を行うこととした。



## 3.4 照射誘起型応力腐食割れ-評価結果



- ・溶接残留応力を考慮すると、応力拡大係数は板厚中央近傍でゼロとなる見込みであるが、 表面は大きな値となり、周方向の亀裂進展が想定されること及び周方向に複数の応力腐食 割れの発生を想定し、内表面全周亀裂を想定した評価を実施した。
- ・規格\*に基づく解析により応力拡大係数を算出し、規格\*に基づき60年時点の照射量に応じ て算出した破壊靭性値と比較した結果、応力拡大係数は破壊靭性値を下回るため、不安定 破壊に至らない。
  - \*:日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)



炉心シュラウドH4周溶接継手の内表面全周に初 期亀裂を想定 深さa<sub>0</sub>=1.0 [mm]

亀裂想定位置及び評価モデル



応力拡大係数(73.8MPa√m)は,安全率を考慮した場合 でも運転開始後60年時点の破壊靭性値(75MPa√m)を下 回ることを確認した。

# 3.4 照射誘起型応力腐食割れ一追加保全策



評価の結果,60年時点での健全性が確認できており,割れの検出は現状の保全(目視 点検:MVT-1)で可能であるため,追加保全策は抽出されなかった。

# 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効ー評価対象



2相ステンレス鋼(鋳鋼)は比較的高い温度 で長時間使用すると、フェライト相中に合金成 分であるCr相が析出し、フェライト相を硬化さ せ<mark>靭性が低下する。この事象はフェライト量が</mark> 多く使用温度が高いほど、その傾向が顕著に なる。

評価対象は以下のとおりとした。 ○使用温度が250 ℃以上 ○使用材料が2相ステンレス鋼(ステンレ ス鋼鋳鋼)

以下について定量評価を行うこととした。 〇亀裂の原因となる経年劣化事象の発生 が想定される

フローにすると右図のようになるが、低サイ クル疲労を想定する部位であっても疲労累積 係数は1以下であり、その他亀裂の原因とな る経年劣化事象がないため、定量評価の対 象となる部位は抽出されなかった。



## 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効-評価対象



定量評価対象部位は抽出されなかったが,保守的に低サイクル疲労を想定する部位について評価を行うこととした。

定量評価を実施するにあたり,熱時効への影響が大きいと考えられる条件(発生応力及 びフェライト量)での比較を実施し,発生応力が最大となる部位として原子炉再循環ポンプ のケーシング及びフェライト量が最大となる部位として原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱を 代表部位として選定した。

機種 分類	対象機器	対象部位	フェライト量*1 [%]	使用 温度[℃]	発生応力 <sup>*2</sup> [MPa]		
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	約21.1	285	198.5		
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	約24.3	285	146.7		

熱時効の代表評価対象部位

\*1:フェライト量は、製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM 800/A800M)」に示される線図より決定した。

\*2:発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力(内圧,自重,地震(Ss))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。

## 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効-評価手法



原子炉再循環ポンプのケーシング,原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱を代表評価対象部 位として,それぞれの評価手法を以下に示す。

評価では欠陥を想定し、脆化を考慮した亀裂進展抵抗(J<sub>mat</sub>)と、地震を考慮した応力により生ずる亀裂進展力(J<sub>app</sub>)を比較することで評価する。具体的には以下のとおり。

 ①評価対象期間の脆化予測 J<sub>mat</sub>を脆化予測モデル(H3Tモデル)を用いて予測
 ②評価用想定亀裂の設定

初期欠陥を設定し、疲労により60年時点での亀裂進展を評価。さらに保守的 な亀裂形状を設定

③亀裂進展力の評価 J<sub>app</sub>をJ積分の解析解により算出する。

④亀裂安定性評価 上記の評価手法から得られたJ<sub>mat</sub>とJ<sub>app</sub>がグラフ上交差する、すなわち亀裂 進展力に対して亀裂進展抵抗が上回ることで、不安定破壊しないことを確認

## 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効-評価結果



前述の亀裂進展抵抗(J<sub>mat</sub>)と亀裂進展力(J<sub>app</sub>)を比較し,破壊力学による健全性を評価 した結果,

- ・ 亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、 亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることを確認した。
- ・亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることを確認した。

よって,原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安 定破壊することはなく,健全性評価上問題ない。



# 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効一追加保全策



評価の結果,60年時点での健全性が確認できており,割れの検出は現状の保全(超音 波探傷試験)で可能であるため,追加保全策は抽出されなかった。

# 3.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下一経年劣化事象の抽出

\_\_\_\_\_

### 運転経験、現状保全等から評価上着目すべき経年劣化事象を抽出

経年劣 化事象	劣化 要因	劣化メカニズム	分 類	判断根拠
強度・ 遮蔽能 力低下	熱	コンクリート中の水分の逸散を伴う乾燥に起因する微細な ひび割れ等が発生	0	
強度	放射線 照射	中性子照射やガンマ線照射による発熱等の影響で、コンク リート中の水分の逸散を伴う乾燥に起因する微細なひび割 れ等が発生	0	
	中性化	空気中の二酸化炭素の作用を受け、表面から徐々にその アルカリ性を失い、鉄筋を保護する能力が失われ、水分及 び酸素の作用により鉄筋腐食が発生	0	
	塩分 浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透し、鉄筋の腐食保護 機能が失われ、水分及び酸素の作用により鉄筋腐食が発 生	0	
	アルカ リ骨材 反応	コンクリート中に存在するアルカリ溶液と、骨材中に含まれ る反応性のシリカ鉱物の化学反応であり、生成されたアル カリ・シリカゲルが周囲の水を吸収し膨張しひび割れ等が発 生	Δ	過去の反応性試験,現状保全にける目視確認,特別点検結 果から健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認 しており,日常劣化管理事象と判断
	機械 振動	長期間にわたって機械振動による繰返し荷重を受けるとひ び割れ等が発生	0	
	凍結 融解	凍結融解を繰り返すことでひび割れ等が発生		気象資料から東海第二周辺地域は凍結融解の危険性がない 地域に該当しており、日常劣化管理事象以外と判断
   耐火   能力   低下	火災時 などの 熱	部分的な断面厚の減少		これまでの運転経験において, コンクリートの劣化に繋がるような火災を経験しておらず, 通常の使用環境において, コンクリート構造物の断面厚さが減少することはなく, 耐火能力は維持されるため, 日常劣化管理事象以外と判断

O: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) 高経年化-58

3.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下 - 評価対象



・使用材料は建設記録,使用環境はプラント温度データ,空気環境測定及び解析結果等により劣化要因毎に影響がより大きい部位を選定
 ・アルカリ骨材反応は,過去の反応性試験,現状保全における目視確認,特別点検結果から健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認しており,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)と判断

構造種別		コンクリート構造物						
経年劣化事象			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	機械振動	熱
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 ペデスタル O	原子炉圧力 容器 ペデスタル, 一次遮蔽壁 〇	0	0	Δ	0	ガンマ線 遮蔽壁 〇
	タービン建屋			外壁 (屋内面) 〇	0	Δ	タービン発電機 架台 O	
	取水口構造物			気中帯 〇	気中帯 干満帯 海中帯 〇	Δ		

経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位\*1

〇:高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

:評価対象部位

△: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)

\*1:鉄骨構造物も含めた劣化要因毎の評価対象部位も確認

【補足説明資料「2.6 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)」参照】

# 3.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下 - 評価結果



・劣化要因毎に評価対象部位の使用材料及び使用環境条件等に基づき、その進展の程度が大きいと考えられる評価点について、特別点検の結果を踏まえて評価
 ・評価の結果、60年時点での健全性が確認できており、コンクリートの強度及び遮蔽能力低下は、現状保全で異常の兆候は検知可能であるため、追加保全策は抽出されなかった。

劣化要因	評価点	評価基準*1	評価結果	
熱による強度低下*2	原子炉圧力容器ペデスタル上部	一般部∶65℃ 、 局部∶90℃ ~	│ > 約64℃ I	
放射線照射による強度低下	中性子:原子炉圧力容器ペデスタル上部     中性子:1×10 <sup>20</sup> n/cm <sup>2*3</sup> ガンマ線:一次遮蔽壁(炉心側)     ガンマ線:2.0×10 <sup>8</sup> Gy*3		ー 中性子 : 4.10 × 10 <sup>15</sup> n∕ cm² > ガンマ線 : 7.80 × 10⁴Gy	
中性化による強度低下	屋内:タービン建屋外壁(屋内面) 屋外:取水口構造物(気中帯)	屋内:6.0cm 屋外:6.4cm	屋内:5.0cm >	
塩分浸透による強度低下	取水口構造物(気中帯,干満帯,海中帯)	気中帯∶62.3×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> 干満帯∶67.7×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> 海中帯∶62.3×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup>	気中帯:3.4×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> 干満帯:18.1×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> 海中帯:1.1×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup>	
機械振動による強度低下	タービン発電機架台	機械の異常振動に伴う定着部周辺の コンクリート表面に有害なひび割れが ないこと	定期的に目視点検を実施し、コンクリー ト表面において強度に支障をきたす可 能性がある欠陥がないことを確認	
熱による遮蔽能力低下*2			約64°C	

\*1:実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準【補足説明資料「2.6 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」参照】

\*2: 震災時のプラント停止操作により評価基準を超えた可能性があり, 評価を行い影響がないことを確認

【本文「3.10 東海第二発電所の特有の評価-(1)震災影響評価」参照】

\*3 : H.K.Hilsdorf,J.Kropp,and H.J.Koch <sup>[</sup>The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete]



### (1) 電気・計装設備の劣化と保全活動

電気・計装設備の劣化事象のうち, 絶縁低下及び気密性の低下事象は突発的に発生する事象であり, 経年 による劣化の傾向を把握することが難しい事象である。ここでは, 電気・計装設備の絶縁低下事象に関する健 全性評価と対策について示す。





## (2) 電気・計装設備の経年劣化事象

電気・計装設備に想定される経年劣化事象に対する劣化対応方法を網羅的に以下に示す。

設備	評価部位	劣化事象	劣化対応方法
x	固定子コイル、口出線	絶縁低下	絶縁低下は,経年による劣化傾向を把握することが難しいため,健全性評価試験により確 認された期間内に補修,取替を行うことで機能維持は可能
	主軸, フレーム, 冷却器, 取付ボルト, 回転子等	摩耗,腐食,疲労割 れ,はく離	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機 能維持は可能
	電線、シール部	絶縁低下	絶縁低下,気密性低下は,経年による劣化傾向を把握することが難しいため,健全性評価
   電気ペネトレーション	シール部	気密性低下	試験により確認された期間内に補修,取替を行うことで機能維持は可能
	アダプタ, スリーブ, コネクタ, 電線	腐食, 導通不良	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機 能維持は可能
	固定子コイル, 口出線 電磁ブレーキ	絶縁低下	絶縁低下は,経年による劣化傾向を把握することが難しいため,健全性評価試験により確認された期間内に補修,取替を行うことで機能維持は可能
電動弁駆動部 	フレーム, 主軸, ギア, トルクスイッチ, リミットスイチ, スプリング等	摩耗,腐食,疲労割 れ,導通不良,へたり, はく離	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機 能維持は可能
ケーブル	絶縁体	絶縁低下	絶縁低下は,経年による劣化傾向を把握することが難しいため,健全性評価試験により確 認された期間内に補修,取替を行うことで機能維持は可能
ケーブルトレイ, 電線管	トレイ, 電線管, サポート, 基礎ボルト等	腐食	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機 能維持は可能
ケブリ 技结如	インシュレータ, 端子台接続 部, 熱収縮チューブ等	絶縁低下	絶縁低下は,経年による劣化傾向を把握することが難しいため,健全性評価試験により確 認された期間内に補修,取替を行うことで機能維持は可能
/ - ノル接称 pp 	接続端子, コンタクト, シェル, スプライス等	腐食	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機 能維持は可能
電源設備	固定子コイル,絶縁フレーム, 断路部,碍子,コイル,計器 用変圧器,断路部,接触子, 継電器,真空バルブ,バネ, 筐体,取付けボルト, スイッチ,タイマー,主軸, 軸受,電圧調整器等	<u>絶縁低下</u> , 摩耗, 腐 食, 導通不良, 特性 変化, 固不良, 特性 変化, のたり, 東安度 低下, へたり, 疲労割 れ, はく離, 樹脂の劣 化, 固着	<ul> <li>・電源設備で絶縁低下の想定される機器は、構造、使用状態等から電気的、機械的及び熱的要因による劣化の可能性は小さく、設置環境も屋内空調環境下にあり、浮遊塵埃による影響も小さいことから、通常保全(点検、清掃)を行うことで機能維持は可能</li> <li>・通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能</li> </ul>
計装設備	検出器, 固定子⊐イル, 計装 配管類, 弁, サポート, 架台, 検出器, 信号変換処理部, 取付ボルト, 筐体等	<u>絶縁低下,</u> 腐食, 応力腐食割れ, 導通不良, 特性変化,	<ul> <li>・計装設備で絶縁低下の想定される機器は、構造、使用状態等から電気的、機械的及び熱的要因による劣化の可能性は小さく、設置環境も屋内空調環境下にあり、浮遊塵埃による影響も小さいことから、通常保全(点検、清掃)を行うことで機能維持は可能</li> <li>・通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能</li> </ul>

\_\_\_:健全性評価・対応が必要な部位

### (3)評価対象設備

運転時及び事故時の熱,放射線による劣化による絶縁低下事象のうち,通常の保全の中で経年劣化による絶縁 低下の傾向を把握することが出来ない部位を有している機器(ポンプモータ,高圧,低圧ケーブル,電動弁駆動部, ケーブル接続部等)を評価対象設備とする。

以下には、絶縁低下評価の結果、健全性の確認された期間が短い低圧ケーブルについて示す。

\*その他の評価対象設備については補足説明資料「2.7 電気・計装設備の絶縁低下について-健全性評価結果」参照

### (4)電気・計装設備の劣化事象

#### <u>電気・計装設備の絶縁劣化メカニズム</u>

🜗 ifhTh



### (5) 電気・計装設備の絶縁低下に対する健全性評価部位

電気・計装設備の絶縁低下に対する健全性評価部位は、電気が通電されている部位の絶縁を維持している 絶縁体が評価部位となる。



### (6)評価手法

長期健全性評価試験の実施にあたり、設計基準事故時は電気学会推奨案\*1及びACAガイド\*2にもとづき、 重大事故等時は電気学会推奨案をもとに、供試ケーブル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後、耐電圧試験にて絶縁機能が維持されることを確認する。 【補足説明資料「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」参照】 格納容器内ケーブルの健全性評価に用いる環境温度は、実測値\*3が設計温度以下の場合は、設計温度を用い、 実測値\*3が設計温度を超過している場合は実測値\*3を用いる。 【補足説明資料「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)|参照】

\*1: 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)

\*2: 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)

\*3:100%出力運転時における各測定箇所の実測値の平均温度

## (7)技術評価







#### b. 長期健全性評価試験実施概要(電気学会推奨案)例 【補足説明資料「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)|参照】

<u>① 熱劣化</u>

・恒温槽にて運転相当期間の熱を加える

### ③ 事故時雰囲気曝露

・蒸気曝露試験装置にて事故時環境条件の温度,圧力,蒸気を加える





・放射線照射施設にて運転相当期間及び事故時相当の 放射線を照射する





 ④ 判定(屈曲浸水耐電圧試験)
 ・環状にした供試ケーブルを水槽内に沈め,規定の試験電圧を加え, 絶縁機能の維持を確認する





### c. 評価結果

### 1)設計基準事故時の健全性評価結果

各使用ケーブルの健全性評価試験結果をもとに東海第二の敷設環境条件に展開して評価した結果,設計 基準事故時に機能要求のある難燃PNケーブルは約14年から約28年,CV,難燃CV及びKGBケーブルは60年 の健全性が確認された。

60年を下回るケーブルについては、健全性が確認された期間を迎える前に取替を行うことで60年の健全性 を維持できると評価した。

a)ケーブルの評価結果

1壬 安天	ᇔᇔ	通常時環境条件     事故時環       (設計値)     (設計		環境条件 計値)	判定試験	健全性が確認された期間		
(里)現 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	<u></u>	温度 [℃]	放射線 [Gy/h]	温度 [℃]	放射線 [kGy]	(耐電圧)	ACAガイド	電気学会 推奨案
CVケーブル	格納容器外	40.0	0.00015	100	7.0	良	60年	60年
難燃CVケーブル		40.0	0.00015	100	7.0	良	60年	60年
KGBケーブル	格納容器内	65.6	0.5	171	260	良	60年	60年
難燃PNケーブル		65.6	0.25	171	260	良	28年	60年

b)原子炉格納容器内敷設環境温度実測値によるケーブル評価結果\*

7 <del>5</del> ¥5			敷設環境条件		事故時環境条件 (設計値)		健全性が確認された期間	
建類	実測温度 [℃]	放射線 [Gy/h]	温度 [℃]	放射線 [kGy]	(耐電圧)	ACAガイド	電気学会 推奨案	
難燃PNケーブル	格納容器内	66.3 <b>~</b> 76.5	0.25	171	260	良	17.3年~27.9年	<mark>14.1年~</mark> 60.1年

\*:通常時環境温度(設計値)65.6 ℃を上回る値が確認されたケーブルは実測温度にて評価



### 2) 重大事故等時の健全性評価結果

重大事故等時に機能要求のある難燃PNケーブルは約3年から30年, CV及び難燃CVケーブルは60年の 健全性が確認された。

60年を下回るケーブルについては、健全性が確認された期間を迎える前に取替を行うことで60年の健全性 を維持できると評価した。

### a)ケーブルの評価結果

7 <del>1</del> *2	敷設箇所	通常時環境条件(設計値)		事故時環境	条件(設計値)	判定試験	健全性が確認 された期間
▲ 「里 我 ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ●		温度 [℃]	放射線 [Gy/h]	温度 [℃]	放射線 [kGy]	(耐電圧)	電気学会 推奨案
CVケーブル	格納容器外	40.0	0.00015	100	100	良	60年
難燃CVケーブル		40.0	0.00015	100	100	良	60年
難燃PNケーブル	格納容器内	65.6	0.25	235	640	良	15年* <sup>1</sup> 30年* <sup>2</sup>

### b)原子炉格納容器内敷設環境温度実測値によるケーブル評価結果\*

\*1:電力用, 制御用 \*2:計測用, 温度計測用

				事故時理	環境条件	判定試験	健全性が確認 された期間
· 建類	敖改固別	実測温度 [℃]	放射線 [Gy/h]	温度 [℃]	放射線[kGy]	(耐電圧)	電気学会 推奨案
難燃PNケーブル	格納容器内	66.3 <b>~</b> 76.5	0.25	235	640	良	3.3年~14.2年

\*:通常時環境温度(設計値)65.6 ℃を上回る値が確認されたケーブルは実測温度にて評価

### (8) 電気・計装設備(その他評価対象)の絶縁低下の評価結果

難燃六重同軸ケーブルは30年,同軸コネクタは6年の健全性が確認された。これらも健全性が確認された期間 を迎える前に取替を行うことで60年の健全性を維持できると評価した。

これら以外のその他の評価対象設備については、60年の健全性が維持できることを確認した。

【補足説明資料「2.7 電気・計装設備の絶縁低下について-健全性評価結果」参照】



## (9)電気・計装設備の追加保全策

電気・計装設備の絶縁低下に対する評価の結果,低圧ケーブル,同軸ケーブル及び同軸コネクタの一部の設備 については,健全性が確認された期間を迎える前に取替を行う必要があるため,保守管理に関する方針に反映し 適切な時期に取替を実施する。

機器名	保守管理に関する方針
ケーブル	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案*及びACAガイド** に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 *:「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)」 **:原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」
	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については, IEEE 323***に従った長期健全性評価結果から得 られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ***:IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」

## 3.8 6事象以外の劣化事象について = 電気ペネトレーション -



### (1)評価対象

6事象以外の劣化事象を抽出し,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,電気ペネト レーション(低圧,高圧用)の気密性低下事象が対象となった。【補足説明資料「2.8 6事象以外の劣化事象について」参照】

### (2)電気ペネトレーションの気密性の低下

電気ペネトレーションの気密性を維持しているシール材(高分子材料)は、環境的(熱・放射線等)劣化の進展に より、モジュール、電線等との接着面に隙間が発生し、気密性の低下を起こす可能性がある。気密性の低下事象 は、保全活動の中で経年劣化の傾向を把握することが難しい事象であり、突発的に低下を起こす可能性のある 事象である。

\* 電気ペネトレーションの使用材料,構造等は補足説明資料「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 -」参照



#### (3) 電気ペネトレーションの評価部位

電気ペネトレーションに要求される気密性の機能を維持しているシール部を評価部位とする。

# 3.8 6事象以外の劣化事象について – 電気ペネトレーション –



### (4)評価手法

## 長期健全性評価試験ガイド等\*をもとに試験用の電気ペネトレーション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後、気密試験にて気密性能が維持されることを確認する。 重大事故等時による評価は温度解析による手法を用いて気密性能が維持されることを確認する。

【補足説明資料「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」参照】

\*: IEEE Std.323-1974<sup>[</sup>IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations] IEEE Std.317-1976<sup>[</sup>IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations]

### (5)技術評価

1)設計基準事故時の健全性評価

a. 試験手順



#### 電気ペネトレーションの長期健全性評価試験手順

2) 重大事故等時の健全性評価

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、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。

【補足説明資料「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))」参照】
# 3.8 6事象以外の劣化事象について – 電気ペネトレーション –



#### (6)評価結果

1)設計基準事故時の健全性評価結果

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の条件が長期健全性評価試験の条件を包絡し ており、リーク量が判定基準値内であることから、60年間の通常運転時及び設計基準事故時において気密性を 維持できると評価した。

試験項目	長期健全性評価 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(設計値)	判定試験 (気密試験)
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)	
加速熱劣化	121 ℃×7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	171 ℃(最高温度)	良
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	9.69 G*	

#### 長期健全性評価試験条件と東海第二環境条件の比較(設計基準事故時)

\*: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20Gの加振試験にて健全性を確認している。

### 3.8 6事象以外の劣化事象について – 電気ペネトレーション –

#### 2) 重大事故等時の健全性評価結果

重大事故等時条件における電気ペネトレーションの評価部位の温度解析値が長期健全性評価試験(設計基 準事故時)温度条件を包絡していることから,60年間の通常運転時及び重大事故等時において気密性を維持 できると評価した。

試験項目	長期健全性評価 試験条件	東海第二における60年間の通常運転時及び 重大事故等時条件(解析結果及び設計値)	判定試験 (気密試験)
熱サイクル	120 回	110 回	
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	<mark>661 kGy</mark> (通常時:21 kGy 事故時:641 kGy)	
加速熱劣化	121 ℃×7日間	<mark>60年間</mark> の通常運転期間相当の熱劣化	
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	重大事故等時条件 1*1 59.6 ℃(解析値最高温度) 重大事故等時条件 2*2 61.0 ℃(解析値最高温度) 重大事故等時条件 3*3 74.5 ℃(解析値最高温度)	良
蒸気曝露試験(圧力)	0.43 MPa(最高圧力)	0.62 MPa(最高圧力)*4	
加振	1.36 G	9.69 G* <sup>5</sup>	

長期健全性評価試験条件と東海第二環境条件の比較(重大事故等時)

\*1:重大事故等時条件1は「大LOCA+循環冷却(DW)」、「大LOCA+循環冷却(SC)」、「大LOCA+循環冷却(早期注水)」の事故条件を包絡する様に 設定した条件

\*2: 重大事故等時条件2は「大LOCA+ベント(DW)」、「大LOCA+ベント(SC)」、「大LOCA+循環冷却(DW)」、「大LOCA+循環冷却(SC)」の事故条件 を包絡する様に設定した条件

\*3:重大事故等時条件1は「RPV破損(代替循環冷却B系)」,「RPV破損原子炉注水復旧なし」,「RPV破損PCV圧力上昇(エントレイメント係数最大)」の 事故条件を包絡する様に設定した条件

- 重大事故等時条件1,2,3については、補足説明資料「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))」参照
- \*4:想定される最高圧力0.62MPaに対しては、同等の電気ペネトレーションによる圧力0.79MPaの加圧試験にて健全性を確認

\*5: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

(7) 電気ペネトレーションの追加保全策

電気ペネトレーションは60年時点での健全性が確認できたことから、追加の保全策の設定は必要ない。

高経年化-72

-15hTh

### 3.9 耐震•耐津波安全性評価-目的,評価対象



### <耐震・耐津波安全性評価の目的>

経年劣化事象による影響として,機器・構造物の構造強度に対する影響及び振動特性に 対する影響が懸念される。そのため,60年時点の経年劣化を考慮しても耐震・耐津波性に 問題ないことを確認する。

### 〇耐震安全性評価

- ・機器の耐震クラス、機器に作用する地震力の算定
- ・耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出(動的機能維持及び制御棒挿入 性に係るものを含む)
- ・構造強度評価(地震荷重と機器内圧等他の荷重の組合せ)
- ・振動特性評価(固有振動数への影響)

### 〇耐津波安全性評価

- ・機器の入力津波高さの算定
- ・耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出
- ・構造強度評価(津波時の波力等による応力)

### <評価対象>

〇耐震安全性評価

劣化状況評価の評価対象機器と同じ。【補足説明資料「2.9 耐震安全性評価-評価対象」参照】 〇耐津波安全性評価

劣化状況評価の評価対象機器のうち浸水防護施設で、津波による浸水高、又は波力等による影響を受けると考えられるもの。【補足説明資料「2.9 耐津波安全性評価-評価対象」参照】

### 3.9 耐震安全性評価 - 評価用地震力

### 🗲 げんてん

### 〇評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各機器の耐震重要度に応じて以下のとおり選定する。

耐震重要度	評価用地震力
	基準地震動S <sub>s</sub> *1により定まる地震力(以下, S <sub>s</sub> 地震力という)
Sクラス	弾性設計用地震動S <sub>d</sub> *2により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静 的地震力のいずれか大きい方*3(以下,「弾性設計用地震力」という)
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力*4,*5
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力 <sup>∗5</sup>

\*1:「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)」に 基づき策定した,応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動(S<sub>s</sub>-D1),断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価に よる基準地震動(S<sub>s</sub>-11~14,S<sub>s</sub>-21,22)及び震源を特定せず策定する基準地震動(S<sub>s</sub>-31)。

- \*2:弾性設計用地震動S<sub>a</sub>の応答スペクトルは,基準地震動S<sub>s</sub>の応答スペクトルに,それぞれ係数0.5を乗じて設定している。
- \*3:S<sub>s</sub>地震力及び弾性設計用地震力による評価のうち,許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。 また,許容値が異なりS<sub>s</sub>地震力が弾性設計用地震力より大きく,S<sub>s</sub>地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回 る場合は,弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。
- \*4:支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては,弾性設計用地震動Saによる地震力の1/2についても考慮する。
- \*5:耐震Sクラスへ波及的影響を及ぼす可能性のある耐震Bクラス及び耐震Cクラスの評価用地震力はSs地震力を適用する。

# 3.9 耐震安全性評価 - 評価用地震動



### O評価用地震動

耐震安全性評価では,原子炉設置変更許可(平成30年9月)にて設定されている基準地震動を用いて評価を実施する。

項目		内容			
基準地震動	模擬地震波(S <sub>S</sub> -D1)	応答スペクトル手法による基準地震動			
S <sub>S</sub> 策 定 に 考  慮した地震	内陸地殻内地震(S <sub>s</sub> -11~14)	F1断層,北方陸域の断層,塩ノ平地震断層の連動による地震			
	プレート間地震(S <sub>s</sub> -21~22)	2011年東北地方太平洋沖型地震			
	震源を特定せず策定する地震動 (S <sub>s</sub> −31)	2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮し た地震			
地震動の最 大加速度	S <sub>S</sub> -D1	水平(NS•EW)870 cm/s²,鉛直 560 cm/s²			
	S <sub>s</sub> -11	水平(NS)717 cm/s² (EW)619 cm/s²,鉛直 579 cm/s²			
	S <sub>S</sub> -12	水平(NS)871 cm/s² (EW)626 cm/s²,鉛直 602 cm/s²			
	S <sub>S</sub> -13	水平(NS)903 cm/s² (EW)617 cm/s²,鉛直 599 cm/s²			
	S <sub>S</sub> -14	水平(NS)586 cm/s² (EW)482 cm/s²,鉛直 451 cm/s²			
	S <sub>S</sub> -21	水平(NS)901 cm/s² (EW)887 cm/s²,鉛直 620 cm/s²			
	S <sub>S</sub> -22	水平(NS)1009 cm/s² (EW)874 cm/s²,鉛直 736 cm/s²			
	S <sub>S</sub> -31	水平(NS•EW)610 cm/s²,鉛直 280 cm/s²			

### 3.9 耐震安全性評価-経年劣化事象の抽出及び耐震安全性評価の手順

〇耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出及び耐震安全性評価の手順



## 3.9 耐震安全性評価-耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象

### 抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を下表に示す。

	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							
評価対象	低サイクル	山性子	照射誘起		広力府	腐食		
	疲労	照射脆化	│ 型応力腐 │ 食割れ	熱時効	食割れ	流れ加速 型腐食	全面腐食	
ポンプ	Ø	—	—	Ø	—	—	Ø	
熱交換器	—	—	—	—	—	Ø	Ø	
ポンプモータ	_	—	_	—	—	—	—	
容器	Ø	Ø	_	—	—	—	Ø	
配管	Ø	—	—	—	—	Ø	Ø	
弁	Ø	—	_	Ø	—	©*1	—	
炉内構造物	Ø	—	Ø	—	Ø	—	—	
ケーブル	_	—	_	—	—	—	Ø	
タービン設備		—		—	_	—	Ø	
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	_	—	_	_	_	_	—	
計測制御設備	_	—	_	—	—	—	Ø	
空調設備	_	_	_		_	_	Ø	
機械設備			©**2		0	0	Ø	
電源設備	_	_	_	_		_	Ø	

◎:「現在発生しているか,又は将来にわたって起こることが否定できないもの」,且つ振動応答特性上,又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 -:経年劣化事象が想定されないもの及び今後も発生の可能性がないもの,又は小さい事象

※1:動的機能維持 ※2:制御棒挿入性

# 3.9 耐震安全性評価-具体的な評価を実施する代表機器の選定

〇具体的な評価を実施する代表機器の選定(1/2) (1)耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象ごとに評価結果が厳しいことが想定され る代表機器を選定。

経年劣化事象	具体的な評価を実施する 代表機器	代表機器選定の考え方
低サイクル疲労	低サイクル疲労評価機器	全て実施(「3.6東海第二発電所の特有の評価」で耐震Sクラス機器 への東北地方太平洋沖地震の影響を踏まえた追加評価を説明)
中性子照射脆 化	原子炉圧力容器胴	全て実施 <sup>※1</sup> ※1:JEAC4206-2007に基づき地震による発生応力が非常に小さいとされる低圧注水ノズル (コーナー部)を除外
照射誘起型応 力腐食割れ	炉心シュラウド中間胴	全て実施 <sup>※2</sup> ※2:ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部,溶接による残留引張 応力がない胴母材部及び溶接部がない上部格子板(グリッドプレート)は除外
熱時効	原子炉再循環ポンプの ケーシング, 原子炉再循環 ポンプ入口弁の弁箱	熱時効を考慮する必要のある機器のうち, フェライト量が最大の機器 又は機器に作用する応力が最大の機器
応力腐食割れ	シュラウドサポート	シュラウドサポート溶接部(H7, V8)にひび割れが確認され, ひび割れ を考慮した状態でき裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する機 器(「3.6 東海第二発電所の特有の評価」で説明)
腐食(全面腐 食)	ステンレス鋼以外の機器付 基礎ボルト	全て実施
腐食(流れ加速 型腐食)	炭素鋼配管	全て実施

# 3.9 耐震安全性評価-具体的な評価を実施する代表機器の選定

〇具体的な評価を実施する代表機器の選定(2/2)

(2)要求される安全機能ごとに評価結果が厳しいことが想定される代表機器を選定。

安全機能	具体的な評価を実施する 代表機器	代表機器選定の考え方
動的機能維持	弁	全て実施
	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)	全て実施(腐食(全面腐食)の評価に合せて実施) なお,弁以外については腐食(流れ加速型腐食)が想定される配管系 に接続されていない
制御棒挿入性	制御棒, 炉内構造物, 燃料 集合体	全て実施

# 3.9 耐震安全性評価-低サイクル疲労評価



### 〇目的

低サイクル疲労評価では、原子炉冷却材圧カバウンダリ 内の機器・構造物について、プラント運転・停止等での熱膨 張で発生する応力の繰返し回数(疲労累積係数)を評価し 健全であることを確認している。

その評価に加え、地震で発生する応力による疲労累積係数を足し合せても、耐震安全性上健全であることを確認する。

#### (a)評価内容

低サイクル疲労評価の対象機器全てについて,低サイク ル疲労評価と地震動の影響を考慮した評価の合計値が許 容値を下回ることを確認する。

(b) 評価結果

地震動の影響が最も大きい原子炉系(蒸気)配管を評価 例として以下に示す。合計値が許容値1を下回ることから, 耐震安全性上問題ないと評価した。評価対象全ての評価は 補足説明資料「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。



低サイクル疲労評価を考慮した 耐震安全性評価の概念

	低サイクル疲労評価	地震動の影響を考慮した評価		
機器	①60年時点の疲労 累積係数	②地震動による疲労累積係数 (基準地震動S <sub>S</sub> )	合計値	許容値
原子炉系 (蒸気部)配管	0.0853 -	- 0.6558 =	 = 0.7411 < 	< 1

評価結果(地震動の影響が最も大きい原子炉系(蒸気部)配管を例示)

高経年化-80

### 3.9 耐震安全性評価-中性子照射脆化評価



#### 〇目的

中性子照射脆化評価では、原子炉圧力容器の脆性破壊が起こらないよう、破壊靭性値の評価(高温側 は上部棚吸収エネルギー評価、低温側は最低使用温度評価)を実施している。その評価に加え、地震で 発生する応力を考慮しても、材料の許容限界に至ることなく健全であることを確認する。

#### (a) 評価内容

規格<sup>\*\*1</sup>に基づき板厚の1/4深さの仮想欠陥を想定<sup>\*\*2</sup>し,静的平面ひずみ破壊靭性値( $K_{Ic}$ )と,基準地 震動S<sub>s</sub>の荷重を考慮した応力拡大係数( $K_I$ )を算出した上で $K_{Ic}$ 下限包絡曲線と $K_I$ 曲線を比較し,  $K_{Ic}>K_I$ となることを確認する。ここで, $K_{Ic}>K_I$ であれば脆性破壊には至らない。





〇目的

機器を確実に固定している基礎ボルトに腐食(全面腐食)による減肉が発生した場合, 地震発生時に 機器を固定できず機器の損傷に至る可能性がある。そのため, 基礎ボルトに腐食減肉を仮定した上で, 地震で発生する応力を考慮しても, 材料の許容限界に至ることなく健全であることを確認する。



### 3.9 耐震安全性評価一腐食(全面腐食)評価(2/2)

IFhTh

<機器付基礎ボルトの腐食(全面腐食)>

(a)評価内容

60年時点での腐食代を,東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果<sup>※1</sup>から,保守的に全周 0.3mmと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: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調査結果の中で,最も腐食代が大きい屋外設置機器の腐食 代(0.222mm)に基づき,保守的な0.3mmを適用した。【補足説明資料「2.9 耐震安全性評価 – 腐食(全面腐食)評価」参照】

#### (b)評価結果

ステンレス鋼以外の全ての基礎ボルトについて, 地震時の発生応力が許容値を下回ることから, 耐震安全性上問題ないと評価した。

|--|

機器名称	耐震重要度	荷重種別	発生応力(MPa)	許容応力 (MPa)
▶批⊆竺※2	<b>•</b> *3	引張	257 <	324
土排又同一	0.~~	せん断	12 <	187
残留熱除去系	o <b>壬</b> ※4	引張	344 <	475
熱交換器	ऽ, 里 <sup>∞</sup> *	せん断	85 <	366

※2:筒身脚部,鉄塔脚部及び補助鉄塔脚部の基礎ボルトを評価した結果,最も大きい結果を示す筒身脚部基礎ボルトの評価値 ※3:非常用ガス処理系排気筒(耐震Sクラス)を支持しており,耐震Sクラス機器の間接支持構造物に該当するため,基準地震動

Ssを考慮した状態での機能維持が要求される

※4:耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められることを示す

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

高経年化-83

# 3.9 耐震安全性評価 – 腐食(流れ加速型腐食)評価(1/3)





### 3.9 耐震安全性評価-腐食(流れ加速型腐食)評価(2/3)



<配管の腐食(流れ加速型腐食)>

(a) 評価内容(続き)

保全活動の範囲内で発生する可能性のあるFACを考慮して,規格<sup>※1</sup>に基づいて以下の手順で発生 応力,又は疲労累積係数を算出する。

①発生応力を算出

②発生応力と許容応力と比較し発生応力く許容応力を確認

③発生応力<sup>※2</sup>が許容応力を超えた場合,疲労累積係数を算出し許容値1以下を確認。

(b) 評価結果 \*1:日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1984, 1987, 1991) ※2:応力種別(一次応力+二次応力)における発生応力 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

いと評価した。評価対象全ての評価は補足説明資料「2.9 耐震安全性評価-腐食(流れ加速型腐食) 評価」に示す。

評価結果(発生応力と許容応力の比が最大かつ疲労累積係数が最大の箇所をもつ原子炉系配管を例示)

評価対象	区分	耐震 重要度	評価 地震力	許容応力 状態 <sup>※2</sup>	応力種別	①発生応力(MPa) 60年時点肉厚	②許容応力 (MPa)	
					一次応力 <sup>※3</sup>	291 <	364	
原子炉系			S <sub>S</sub>	IV <sub>A</sub> S	一次応力+ 二次応力 <sup>※4</sup>	831 (③疲労累積係数 :0.3256) <b>&lt;</b>	366 (疲労累積係数 く 許容値:1以下)	
(蒸気部) クラス  [ドレン配管]	クラス1 	1   S	S		一次応力※3	225 <	< 274	
		s S <sub>d</sub>				III <sub>A</sub> S	一次応力+ 二次応力 <sup>※4</sup>	556 (③疲労累積係数 :0.3132)  <

※2:許容応力状態については【補足説明資料「2.9 耐震安全性評価-腐食(流れ加速型腐食)評価」参照】 ※3:内圧等により配管の内壁に一様に加わる荷重によって発生する応力(曲げ応力,膜応力)及び地震荷重による応力 ※4:配管の熱膨張の際に、支持金具で拘束されることで生じる応力(熱応力)

# 3.9 耐震安全性評価-腐食(流れ加速型腐食)評価(3/3)



### <配管の腐食(流れ加速型腐食)>

評価の結果, 60年時点での健全性が確認できたが, 念のために追加保全策として, 以下を抽出した。

機器名	保守管理に関する方針
炭素鋼配管	炭素鋼配管 <sup>※</sup> の腐食(流れ加速型腐食)について,現時点での実機測定 データを用いた運転開始後60年時点の評価により耐震安全性に問題ない ことを確認したことから,今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し て行い,減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 ※:原子炉系(蒸気部)配管,給水系配管,復水系配管, 給水加熱器ドレン配管,原子炉冷却材浄化系配管

# 3.9 耐震安全性評価一動的機能維持評価



#### 〇目的

地震時にプラントを速やかに停止するため, 駆動源を有する動的機器である弁<sup>\*1</sup>について 動的機能 (確実に機器が作動すること)を維持する必要がある。そのため, 経年劣化事象を考慮しても地震時にお ける動的機能が維持されていることを確認する。

※1:弁以外の機器については,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,地震時の動的機能は維持されることを確認した。

(a) 評価内容 (本文「3.9 耐震安全性評価-腐食(全面腐食)評価」及び補足説明資料「2.9 耐震安全性評価-動的機能維持評価」参照)

規格<sup>※2</sup>に基づき, 地震時の応答加速度を評価した結果が, 機能確認済加速度以下であることを確認 する。 ※2:日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1984, 1987, 1991)

#### (b)評価結果

配管のFACの耐震評価範囲のうち, 地震時に動的機能が要求される安全重要度が高い原子炉給水 逆止弁を評価例として示す。地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることから, 弁の動的 機能が維持されることを確認した。評価対象全ての評価は補足説明資料「2.9 耐震安全性評価–動 的機能維持評価」に示す。

評価結果(安全重要度が高い原子炉	戸給水逆止弁を例示)
------------------	------------

地震力  振動数 (Hz)				原子炉給水逆止弁		
		扳IJ釵 (Hz)	種別	応答加速度 ( × 9.8m/s²)	機能確認済加速度 (×9.8m/s <sup>2</sup> )	
水平 Ss	-tr Jr	参考:工事計画での評価値	4.80	< 6.0		
	小平	FO	評価値	4.90	< 6.0	
	50	参考:工事計画での評価値	3.17 <	< 6.0		
	「」「」「」「」」「」」「」」「」」「」」」「」」」「」」」」」」」」」」」		評価値	3.27	< 6.0	

### 3.9 耐震安全性評価 - 制御棒挿入性評価



### 〇目的

地震時にプラントを速やかに停止するため,原子炉内の核分裂を抑える役割を持つ制御棒 が速やかに挿入される必要がある。そのため,経年劣化事象を考慮しても地震時における制 御棒挿入性が確保されていることを確認する。

### (a) 評価内容

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象を抽出して影響評価を行い, 地震動Ss時の燃料集合体変位を評価<sup>※</sup>し,規定値以下であることを確認する。

※:実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準【補足説明資料「2.9 耐震・耐津波安全性評価-審査基準の要求事項」参照】

#### (b) 評価結果

評価対象機器における経年劣化事象を抽出し、制御棒挿入性への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。 影響評価結果については補足説明資料「2.9 耐震安全性評価-制御棒挿入性評価」に示す。

経年劣化事象を考慮した状態での地震時の燃料集合体の変位を評価した結果, 規定値 以下であることを確認した。

	評価値	規定値
燃料集合体相対変位	16.8 mm <	└ < 約40 mm

### 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果



### 3.9 耐津波安全性評価-評価条件

### 〇評価手法

耐津波安全性評価は,新規制基準への適合に係る評価 条件(基準津波高さ<sup>※1</sup>,影響を受ける浸水防護施設等)を踏 まえ,これに合わせた評価としている。

津波を受ける浸水防護施設に対し, 耐津波安全性に影響 を及ぼす可能性がある経年劣化事象を抽出し, 経年劣化を 考慮した耐津波安全性評価を実施している。

※1: 耐津波安全性評価は、浸水防護施設に想定される経年劣化事象を考慮して評価すること として、基準津波(T.P.+ 17.1m)に地盤沈下の有無や防波堤の有無を考慮した値(+0.6m) と、潮位のばらつきを考慮した値(+0.18m)を加えた入力津波(T.P.+ 17.9m)に基づく評価 を行っている。

また,60年時点の浸水防護施設の健全性は現状保全で確保可能であることから,敷 地に遡上する津波を受けたとしても,防潮堤の躯体強度等といった工事計画における評 価結果に影響を与えることはない。



〇基準津波から求めた評価条件

最大水位変動量(初期潮位:T.P. <sup>※2</sup> ±0.00 m)			
上昇側(m)	下降側(m)		
防潮堤前面:T.P. +17.9	ᄪᅶᅝᇖᇈᆍᇊᅣᅦ		
取水ピット: T.P. +19.2 <sup>※3</sup>	↓ 収/八 ビット: 1.P. −5.1		

※2:東京湾中等潮位(平均潮位)を示す

- ※3:取水ピットに関する耐津波安全性評価は、取水路の管路解析結果
  - より,防潮堤前面(T.P.+17.9m)より高い津波(T.P.+19.2m)に相当する 津波高さによる波力を用いて評価



津波到達時の海水ポンプエリア周辺拡大図(イメージ)

### 3.9 耐津波安全性評価-経年劣化事象の抽出及び耐津波安全性評価の手順

〇
耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出及び耐津波安全性評価の手順



# 3.9 耐津波安全性評価-考慮する必要のある経年劣化事象の抽出結果



耐津波安全性に影響を及ぼす可能性がある経年劣化事象を抽出した結果, 耐津波安全上考慮する 必要のある経年劣化事象はなかった。

				九	想定される経年到	s化事象 <sup>※2</sup>	
浸水防護施設 <sup>※1</sup>		強度低下		庭食(J)食•	鉄骨の腐食	府合(今	
		中性化	塩分 浸透	隙間腐食)	による強度低下	面腐食)	
浸水防 止設備	防 逆止弁 浸水防護施設系統逆止弁		_	_			_
コンク リート 構造物       注波防 護施設       鉄骨構	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	_	_	_	Ι	_	
	鉄骨構	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	_	_	_		<u> </u>
		浸水防止蓋, 水密扉	_	_	_		_
津波監	計測	取水ピット水位計測装置	—	—	—		
視設備	装置	潮位計測装置	_	—		_	_

■:評価対象から除外(現在発生しているか,又は将来にわたって起こることが否定できないが,構造・強度上及び止水性上「軽微もしくは無視」できる事象)

-:評価対象から除外(経年劣化事象が想定されない及び今後も発生の可能性がない,又は小さい事象)

※1:浸水防護施設の止水材料は定期取替品として計画されていることから、評価対象外とする。

※2:絶縁低下,特性変化及び導通不良は,耐津波安全性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため,記載を省略している。

※3:鋼製防護壁アンカーボルトは、全てコンクリート埋設となることから評価対象から除外としている。

【補足説明資料「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」参照】

耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象はなく、耐津波安全性上問題ないと評価。 60年時点での健全性は現状保全で確保可能であるため、追加保全策は抽出されなかった。

高経年化-91



東海第二発電所の特有の評価として,以下2項目について実施した。

(1)東北地方太平洋沖地震による影響評価(以下,「震災影響評価」という) (2)シュラウドサポート耐震評価

(1)震災影響評価

- ①津波による影響:取水ロポンプ室内の一部,室外の設備が水没し機能喪失。
  - 対応:機器の分解点検,コンクリートのコアサンプルによる評価の他に必要に応じて補修, 洗浄,取替等を実施。【補足説明資料「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)」参照】
- ②地震による影響:地震による荷重の作用により、耐震B・Cクラス機器が一部損傷。 対応:耐震Sクラス機器について影響がないことを確認。また、損傷した耐震B・Cクラス機 器について補修を実施。 【補足説明資料「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)」参照】

津波及び地震による影響について、健全性を確認した。 耐震Sクラス機器の低サイクル疲労評価への影響評価を実施した。

③その他の影響:震災時のプラント操作により,原子炉格納容器内温度が上昇。

対応:原子炉格納容器の最高使用温度以下かつ短期間のため,影響は軽微と判断。

。念のため、原子炉格納容器内温度上昇の影響について、コンクリートの強度及び遮蔽 能力低下及び電気・計装設備の絶縁低下に及ぼす影響評価を実施した。

高経年化-92

## 3.10 東海第二発電所の特有の評価-(1)震災影響評価(1/3)



<低サイクル疲労評価の震災影響評価> 2011年の東北地方太平洋沖地震による影響を 考慮し、低サイクル疲労評価に基準地震動S<sub>s</sub>と 東北地方太平洋沖地震を組み合わせた耐震安 全性評価を行い、健全性を確認する。

### (a) 評価内容

Sクラス機器で地震動の影響が最も大きい原 子炉系配管を代表として、低サイクル疲労評価 と東北地方太平洋沖地震を含めた地震動の影 響を考慮した評価の合計値が許容値を下回るこ とを確認する。 低サイクル疲労評価 ①60年時点の疲労 累積係数 + ②地震動による疲労累積 係数(基準地震動S<sub>S</sub>) + 【震災影響評価】 ③東北地方太平洋沖地震 による疲労累積係数※ 許容値を下回ることを 確認

(b) 評価結果

合計値が許容値1を下回ることから, 耐震安 全性上問題ないと評価した。 ※:原子炉建屋に設置された地震計にて計測された観測 記録を基に作成された入力地震動を用いて評価

低サイクル疲労評価及び東北地方太平洋沖地震を 考慮した耐震安全性評価の概念

	低サイクル疲労評価	地震動の影響			
機器	①60年時点の疲労 累積係数	②地震動による疲労累 積係数(基準地震動S <sub>s</sub> )	③東北地方太平洋沖地 震による疲労累積係数	合計値	許容値
原子炉系 (蒸気部)配管	0.0853 -	- 0.6558 -	- 0.0043 =	= 0.7454 <	<b>1</b>

# 3.10 東海第二発電所の特有の評価-(1)震災影響評価(2/3)

👍 げんてん



\*原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水及び主蒸気逃がし 安全弁による圧力制御を継続するため、サプレッション・プール冷却を優 先的に継続した結果、格納容器上部(ドライウェル)の温度が上昇

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の状況(実測値)

	ドライウェル 圧力	ドライウェル温度	サプレッション・ プール温度
震災前	約3 kPa	約45 ℃(コンクリート周り) 約40 ℃ <sup>※1</sup> (格納容器上部)	約22 °C
震災時	約12 kPa	約62 ℃(コンクリート周り) 約100 ℃ <sup>※1</sup> (格納容器上部) 約144 ℃ <sup>※2</sup> (格納容器頂部)	約55 °C
設計値	310 kPa	171 ℃	104.5 °C

※1:電線管温度

※2:原子炉圧力容器ベローシール部周辺温度

○温度上昇による電気・計装設備の絶縁低下の影響が考えられるため、電気・計装設備の絶縁低下影響を温度83.1℃\*1/継続時間約30時間\*2にて評価した結果、震災時における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かった。

【補足説明資料「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)」参照】

\*1:最高平均温度 \*2:温度上昇時間



# 3.10 東海第二発電所の特有の評価-(1)震災影響評価(3/3) <



温度上昇により、コンクリートの強度及び遮蔽能力低下が考えられるため、原子炉格納容器頂部 の最高温度である約144℃にて評価した結果、設計値を満足しており、温度制限値を超える期間は 短時間であることから、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

#### ◆強度

特別点検の結果から、加熱冷却後における圧縮強度の提案式\*1(200℃の加熱冷却後の圧縮強度残存比: 0.93)を用いて評価した結果,設計値を満足

評価対象部位	特別点検結果(N/mm <sup>2</sup> )	評価結果(N/mm²)	設計值:設計基準強度(N/mm <sup>2</sup> )
一次遮蔽壁*2	50.5	47.0	≧ 22.1

温度制限値(一般部:65℃)を超える期間は約79時間と短時間であり、既往の文献\*3から影響がないと判断

#### ◆遮蔽能力

コンクリートの結晶水が解放され始めるとしている190℃まで到達しておらず\*4,建設記録から密度が小さいと想定 される部位から採取したコアサンプルを促進乾燥させた特別点検の結果は設計値を満足

評価対象部位	乾燥試験前質量:実測値(g/cm³)	特別点検結果:乾燥単位容積質量(g/cm³)	設計值:密度(g/cm <sup>3</sup> )
一次遮蔽壁*2	2.357	2.230	≧ 2.23

温度制限値(中性子遮蔽:88℃)を超える期間は約35時間と短時間であり、既往の文献\*5から影響がないと判断

- \*1:日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック(2017)」
- \*2:ガンマ線遮蔽壁のコンクリートは強度部材としての要求がなく、原子炉格納容器頂部から離れており、一次遮蔽壁にて遮蔽能力評価を実施
- \*3:松沢他,コンクリート工学年次論文集「高温加熱の影響を受けたコンクリートの破壊特性に及ぼす加熱時間の影響(2014)」,長尾他,第48回セメント技術 大会講演集「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究(1994)」
- \*4:日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(2014)」
- \*5:日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事(2013)」付2. JASS5N T-602コンクリートの 乾燥単位容積質量促進試験方法

くシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ>

〇目的

東海第二発電所は第21回定検(2005年度)に、 炉 心シュラウドとシュラウドサポートの溶接継手部にひび 割れ(粒界型応力腐食割れと推定)が認められた。

そのため、60年時点での粒界型応力腐食割れ評価 に加え、想定される地震動の影響を考慮しても、耐震 安全性評価上健全であることを確認する。





- 3.10 東海第二発電所の特有の評価-(2)シュラウドサポート耐震評価(2/2) **ペー げんてん**
- くシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ>

#### (a) 評価内容

60年時点までの進展を考慮した亀裂<sup>\*1</sup>を 仮定したFEM解析モデルを用いた評価<sup>\*2</sup>を 行い,規格<sup>\*3</sup>に基づく安全率を考慮した設計 荷重が崩壊荷重を下回ることを確認する。

- ※1:第24回定検における構造健全性評価及び第25回施設定検 で実施したシュラウドサポートの検査結果を考慮した。
   ・H7及びV8の軸方向及びサポート溶接部の周方向のひび割 れは、溶接部において全て貫通するものとしている
   ・H7に周方向亀裂を仮定した進展評価結果から亀裂深さを
  - ・H/Iに周万何亀裂を仮定した進展評価結果から亀裂深さる 6mmとして設定
- ※2: 地震荷重を考慮した変位曲線と,材料の2倍の弾性勾配直 線の交点が崩壊荷重となる2倍勾配法を適用。 【補足説明資料「2.10 東海第二発電所の特有の評価-シュラウドサ ポート耐震評価手法」参照】
- ※3:日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

### (b) 評価結果

安全率を考慮した設計荷重が崩壊荷重を 下回ることから、耐震安全性上問題ないと 評価した。



極限解析結果(基準地震動Ss)

# 3.11 まとめー評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の 選定方法	評価部位	代表 評価*	代表性・網羅性の考え方
低サイクル疲労 設計時に疲労評価を する部位		原子炉圧力容器	有	構造不連続部,拘束部及び温度変化部の観点で給水 ノズル,下鏡,支持スカートを実施(疲労累積係数を考 慮) 加えて,ボルト締結の影響を受けるスタッドボルト,主フ ランジを実施
		バウンダリ配管系 (弁含む)	有	蒸気系:常時流れのある主蒸気系を実施 水系:常時流れがあり,圧力が大きい原子炉再循環系 とプラント停止時の温度変化が大きい給水系を実施
		ポンプ	無	全て実施(原子炉再循環ポンプ)
		炉心支持構造物	無	全て実施(シュラウド,シュラウドサポート)
		格納容器貫通部	有	蒸気系:常時流れのある主蒸気系を実施 水系:常時流れがあり、プラント停止時の温度変化が大 きい給水系を実施
原子炉圧力容器 の中性子照射脆 化	60年時点での中性子 照射が1.0×10 <sup>21</sup> n/m <sup>2</sup> を超える炉心領域部	原子炉圧力容器胴, 低圧注水ノズル	無	最低使用温度評価及びPTS評価:全て実施*1 *1:中性子照射量が最も大きい圧力容器胴,照射量は小さいものの構造 不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施
			有	上部棚吸収エネルギー評価:中性子照射量が最も大き い圧力容器胴(監視試験結果)を実施
照射誘起型応力 腐食割れ	しきい照射量 5.0× 10 <sup>24</sup> n/m <sup>2</sup> を超える SUS304系炉内構造 物	炉心シュラウド中間 胴内面溶接部	兼	全て実施*2 *2:ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部,溶 接による残留引張応力がない胴母材部及び溶接部がない上部格子板 (グリッドプレート)は除外
2相ステンレス鋼 の熱時効	ステンレス鋳鋼であっ て, 使用温度が250℃ を超える部位	ポンプケーシング, 弁箱等	有	疲労割れの発生が想定される部位がなかったため、低 サイクル疲労が想定される部位の中から、熱時効への 影響が大きいと考えられる条件として発生応力が最も 大きい部位と、フェライト量が最も多い部位を実施

※:選定した評価部位から代表機器を選定して評価をしているものは『有』、していないものを『無』としている。

# 3.11 まとめー評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の 選定方法	評価部位	代表 評価 <sup>※</sup>	網羅性・代表性の考え方
電気・計装設備の 絶縁特性低下	絶縁特性低下が想 定される部位	高圧ポンプモータ(固定 子コイル, 口出線・接続 部品)	有	高圧ポンプモータの中で,定格出力の最も大きい モータを代表に評価
		低圧電気ペネトレーション (シール部, 電線)	有	原子炉保護上の重要度が高い機器が接続されて いる電気ペネトレーションを代表に評価
		電動弁用駆動部(固定子 コイル他)	有	電動弁用駆動部を電源種別,設置場所で分類し, その中から重要度が高く,定格出力の大きいもの を代表に評価
		高圧ケーブル(絶縁体)	無	全て実施
		低圧ケーブル(絶縁体)	無	全て実施
		同軸ケーブル(絶縁体)	無	全て実施
		ケーブル接続部(絶縁部)	無	全て実施
6事象以外の劣化 事象	気密性低下が想定さ れる部位	低圧・高圧電気ペネト レーション(シール部)	有	シール構造等は同様で差異が無いため原子炉保 護上の重要度が高い機器が接続されている電気 ペネトレーションを代表に評価
			無	全て実施(高圧電気ペネトレーション)
コンクリートの強度 及び遮蔽能力低下	使用材料及び使用 環境条件の分析	コンクリート	有	使用材料(建設記録等)及び使用環境条件(プラント温度データ,解析結果,環境測定結果,振動影 響機器の仕様等)から劣化要因毎に影響が最も 大きい部位を選定
耐震安全性評価 (低サイクル疲労)	低サイクル疲労評価 対象機器全て	原子炉圧力容器,原子炉 再循環ポンプ,バウンダ リ配管(弁含む),炉内構 造物,配管貫通部	無	全て実施

※:選定した評価部位から代表機器を選定して評価をしているものは『有』,基本的に全て評価実施しているものを『無』としている。 高経年化-99

3.11 まとめー評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の 選定方法	評価部位	代表 評価 <sup>※</sup>	網羅性・代表性の考え方
耐震安全性評価 (中性子照射脆化)	60年時点での中性子 照射が1.0×10 <sup>21</sup> n/m <sup>2</sup> を超える炉心領域部	原子炉圧力容器胴	無	全て実施※1 ※1:JEAC4206に基づき地震による発生応力が非常に小さいとされる低圧注水ノズ ル(コーナー部)を除外
耐震安全性評価 (照射誘起型応力 腐食割れ)	しきい照射量 5.0× 10 <sup>24</sup> n/m <sup>2</sup> を超える SUS304系炉内構造物	炉心シュラウド中間胴内 面溶接部	無	全て実施※2 ※2:ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部,溶接による残 留引張応力がない胴母材部及び溶接部がない上部格子板(グリッドプレート)は 除外
耐震安全性評価 (熱時効)	ステンレス鋳鋼であっ て, 使用温度が250℃ を超える部位	ポンプケーシング, 弁箱 等	有	熱時効を考慮する必要のある機器のうち,フェライト量が最大の機器又は機器に作用する応力が最大の機器を選定
耐震安全性評価 (応力腐食割れ)	応力腐食割れが想定さ れる部位	炉心シュラウド, シュラウ ドサポート	有	シュラウドサポート溶接部にひび割れが確認され, ひび割れ を考慮した状態でき裂進展評価及び破壊評価を継続的に実 施する機器を選定
		胴板等(廃液濃縮器蒸発 缶等)	有	機械設備で最も長く設置・使用されている設備のうち,最高使 用圧力が最も大きい機器を選定【補足説明資料「2.9 耐震 安全性評価ー機械設備の応力腐食割れ評価」参照】
耐震安全性評価	腐食(流れ加速型腐	炭素鋼配管	無	全て実施
(腐良(加化加速空) 腐食))	良)が泡足される即位	伝熱管等(給水加熱器及 び熱交換器)	無	全て実施
耐震安全性評価 (全面腐食)	腐食(全面腐食)が想 定される部位	基礎ボルト(ステンレス鋼 以外)	無	全て実施
動的機能維持評価	腐食(流れ加速型腐 食)が想定される部位	弁(原子炉給水逆止弁 他)	無	全て実施
		弁以外(ポンプ他)	無	全て実施(腐食(全面腐食)の評価に合せて実施) なお,弁以外については腐食(流れ加速型腐食)が想定される配 管系に接続されていない
制御棒挿入性評価	制御棒挿入に係る機 能が求められる機器	制御棒, 炉内構造物, 燃 料集合体	無	全て実施
耐津波安全性評価	浸水防護施設で津波 の影響を受ける機器	防潮堤, 水密扉等	無	全て実施

※:選定した評価部位から代表機器を選定して評価をしているものは『有』,基本的に全て評価実施しているものを『無』としている。



등고 /도 2手 미네	主な保守性		
a艹1Щ 作里 万刂	項目	説明	
低サイクル疲労	過渡回数	今後の過渡回数はこれまでの実績の1.5倍で設定 これまで実績のない過渡回数を1と設定	
中性子照射脆化	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定	
	欠陥	特別点検や現状保全で欠陥を検出しておらず,疲労評価でも欠陥が想定されないが, 規格に基づき欠陥を模擬して最低使用温度を算出	
照射誘起型応力腐食割れ	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定	
	欠陥	現状保全では欠陥は検出していないが、保守的に全周き裂を模擬	
	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与,さらに規格に基づき1.5倍を考慮	
2相ステンレス鋼の熱時効	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定	
	欠陥	現状保全で欠陥を検出しておらず,疲労評価でも欠陥が想定されないが,保守的に初 期亀裂を模擬 さらに,亀裂の進展評価結果は貫通しないが,保守的に貫通亀裂を模擬	
	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与	

# 3.11 まとめー評価の保守性



言示 / 正 千禾 日山	主な保守性			
計1111作里方1	項目	説明		
電気・計装設備の絶縁 特性低下	熱,放射線(通常時及 び事故時)	通常運転時及び事故時の熱及び放射線を上回る条件を健全性評価試験条件に設定 【補足説明資料「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)」参照】		
6事象以外の劣化事象 (気密性低下)	熱, 放射線(通常時及 び事故時) 熱サイクル(通常時)	通常運転時の熱放射線,熱サイクル及び事故時熱,放射線を上回る条件を健全性 評価試験条件に設定 【本文「3.8 6事象以外の劣化事象について – 電気ペネトレーション –」参照】		
コンクリートの強度及び 遮蔽能力低下	解析値 (熱)	ガンマ線発熱について, 評価対象部位(原子炉圧力容器ペデスタル)から離れてい る炉心中心での温度上昇値を保守的に加えた。		
	照射時間 (放射線照射)	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定		
耐震安全性評価 (低サイクル疲労)	過渡回数	今後の過渡回数はこれまでの実績の1.5倍で設定 これまで実績のない過渡回数を1と設定		
耐震安全性評価 (中性子照射脆化)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定		
	欠陥	特別点検や現状保全で欠陥を検出しておらず,疲労評価でも欠陥が想定されない が,規格に基づき板厚の1/4深さ欠陥を模擬		

3.11 まとめー評価の保守性



	主な保守性		
高千1Ⅲ↑里万川	項目	説明	
耐震安全性評価(照射 誘起型応力腐食割れ)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定	
	欠陥	現状保全では欠陥は検出していないが、保守的に全周き裂を模擬	
	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与した上で、その結果算出される発生応力に規格 <sup>※1</sup> に基づき1.5倍を考慮 ※1:日本機械学会 発電用原子カ設備規格 維持規格(2008)	
耐震安全性評価 (熱時効)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定	
	欠陥	現状保全では欠陥は検出しておらず,疲労評価でも欠陥が想定されないが,保守的 に初期亀裂を模擬,さらに,亀裂の進展評価結果は貫通しないが,保守的に貫通亀 裂を模擬	
	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与	
耐震安全性評価 (応力腐食割れ)	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与	
耐震安全性評価(腐食 (流れ加速型腐食))	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与	
耐震安全性評価 (全面腐食)	腐食代	60年間の腐食代として,東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果 <sup>※2</sup> から保守的な 0.3mmを設定 ※2: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調査結果のうち,最も腐食代が大きい屋 外設置機器の腐食代(0.222mm)に基づき,保守的な0.3mmを適用。	
耐震安全性評価 (動的機能維持評価)	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与	
耐震安全性評価 (制御棒挿入性評価)	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与	
耐津波安全性評価	入力津波高さ	基準津波高さに潮位のばらつき等を考慮した入力津波高さを設定	



# 4. 保守管理に関する方針の説明

## 4. 保守管理に関する方針の説明



特別点検及び劣化状況評価に基づき,現状の保全項目に追加すべき新たな保全策(追加 保全策)について,具体的な実施内容,方法及び実施時期を保守管理に関する方針としてま とめ,原子炉施設保安規定に記載した。

No.	保守管理に関する方針	実施時期※1
1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘 案して第5回監視試験を実施する。	中長期
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案 <sup>*2</sup> 及びACAガイド <sup>*3</sup> に 従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 ※2:「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)」 ※3:原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」	長期
3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については, IEEE 323 <sup>※4</sup> に従った長期健全性評価結果から得られた 評価期間に至る前に取替を実施する。 ※4:IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	長期
4	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し, 運転開始後60年時点の推定過渡回数を上 回らないことを確認する。	長期
5	炭素鋼配管 <sup>※5</sup> の腐食(流れ加速型腐食)について,現時点での実機測定データを用いた運転開始後60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから,今後も減肉傾向の把握及びデータ の蓄積を継続して行い,減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 ※5:原子炉系(蒸気部)配管,給水系配管,復水系配管,給水加熱器ドレン系配管, 原子炉冷却材浄化系配管	中長期

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

# 4 保守管理に関する方針-変更点及び30年の長期保守管理方針との差異

運転開始後30年時点で定めた長期保守管理方針27項目について,特別点検及び劣化状況評価に より,すべての項目が有効であったことを確認した。念のため,その内の3項目について追加保全策とし て策定し,加えて,40年時点の新たな知見,手法に基づいて2項目を新規に策定した。




# 5. 結 言

### 5. 結 言



- ○東海第二発電所の運転期間延長認可申請の内容(特別点検,劣化状 況評価及び保守管理に関する方針)について以下のとおり示した。
  - ◆特別点検については、現状の保全活動における点検内容との相違点 や、特別点検を行う対象範囲の考え方及びその妥当性を示した。
  - ◆劣化状況評価については、評価対象部位の選定方法に関して、各対 象部位の特徴を踏まえた網羅性及び代表性を示した。また評価内容 の保守性について示した。
    - 東北地方太平洋沖地震及び津波等を経験している, 東海第二発電所 の特有の劣化状況評価について示した。
  - ◆保守管理に関する方針については,運転開始後30年時点の長期保 守管理方針の有効性を確認した上で,40年時点の新たな知見・手法 に基づく追加保全策を策定し保安規定に反映した旨を示した。
- 〇以上のとおり,東海第二発電所の運転期間延長認可に係る点検・評価 及び管理方針策定が適切に実施されていることを示した。



# (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 2. 劣化状況評価 2.1 2.3 照射誘起型応力腐食割れ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・181 2.4 2.5 2.6 電気·計装設備の絶縁低下について ························ 210 2.7 2.8 2.9 2.10 東海第二発電所の特有の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・259 2.11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 ・・・・・・・・・・・・・・・・・264

1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 -原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(1/2)



- > 狭隘部, 高所等でアクセス困難な部位の評価と点検対応
  - ・原子炉格納容器内に設置されている干渉物等により、構造的に直接の目視試験が困難な狭隘部等 については、その周辺の同雰囲気中にある塗膜等の状況を確認し、健全性\*を評価した。
  - ・通常時において、既存設備の床面や機器点検架台からの目視試験により確認できる範囲は限定されることから、特別点検では仮設足場を各所に設定して高所等の点検部位に近付ける状況を確保し、目視試験を実施
  - ・原子炉格納容器内鋼板のすべての目視試験部位に対して、これらの対応で点検・評価を実施
    - \*目視試験による健全性の判定基準としては、「原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある 塗膜の劣化や腐食がないことを確認する」と設定している。



仮設足場組立前

仮設足場組立後

1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 -原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(2/2)



#### >アクセス困難な部位の評価の妥当性

・アクセス困難な部位の代表として、サプレッション・チェンバ外面上部に位置する気相部外面の傾斜部が挙げられる。 点検はサンドクッション上に仮設足場を設けて実施したが、上部空間は徐々に狭まりアクセスが出来ない。さらに上 部は、鋼板部と躯体との隙間が約5 cmの狭隘な構造である。このため、直接目視試験ができないことから、上記のと おり、周辺の確認可能な部位の点検を行った。この扱いの妥当性は以下のとおり。



# 1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 -原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(1/2)



#### ≻制御棒駆動機構スタブチューブ他目視試験

点検対象部位や形状に合わせた試験装置を適用したことにより, 点検が不可能な部位はなかった。



# 1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 -原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(2/2)



≻ドレンノズル目視試験

点検対象部位に合わせた試験装置を適用したことにより、点検が不可能な部位はなかった。



### 1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 -特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義(1/2)



〇東海第二発電所の特別点検の各点検部位・点検項目における「有意な欠陥」の定義については、 各部位・点検項目の特徴に応じて適用される規程・指針等に基づき設定しており、下表のとおり。

No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥
1	母材及び溶接部(炉心領域)	超音波探傷試験 (UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し, 検出されたエコーに供用中における欠陥の発生, 進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所(最も疲労累積係数 が高い部位)	渦電流探傷試験 (ECT)	<ul> <li>渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。</li> <li>⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における 渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。</li> </ul>
3	制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験 (ECT)	<ul> <li>目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、</li> <li>浸食等の異常を検出した場合を指す。</li> <li>⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。</li> <li>渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開ロ欠陥と判定した場合を指す。</li> <li>⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における 渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。</li> </ul>

注 JEAC/JEAG :日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針 JSME :日本機械学会

1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 -特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義(2/2)



No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥*
4	ドレンノズル	目視試験(VT−1)	目視試験は, 機器表面について摩耗, き裂, 腐食, 浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維 持規格」に基づき設定した。
5	基礎ボルト	超音波探傷試験 (UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し,検出さ れたエコーに供用中における欠陥の発生,進展に よって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期 間中検査における超音波探傷試験規程」に基づ き設定した。
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を 含む。)鋼板(接近できる点検可 能範囲の全て)	目視試験(VT-4)に よる塗膜状態の確 認	<ul> <li>塗膜の割れ、欠け、剥がれ、膨れが認められ、下塗りが健全でなく、母材へ影響を及ぼす腐食を指す。</li> <li>⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」及び「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」(原子力規制委員会)に基づき設定した。</li> </ul>

\* 原子炉格納容器にあっては、「有意な塗膜の劣化や腐食」について定義する。

注 JEAC/JEAG :日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針 JSME :日本機械学会

参考



No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社 東海第二発電所 第25保全サイクル 点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

> 検査の属性:その他の評価検査 工事件名:原子炉圧力容器点検工事 設備名:原子炉本体 機器名:原子炉圧力容器

参考



#### No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

(4)評価

・距離振幅補正曲線の20%を超える指示エコーについて、「JEAC4207」(2712 試験結果に基づく反射源の位置及び種類の解析)に記載の要領に基づき欠陥エコーか否かを判別する。
 ・容器の距離振幅補正曲線の20%を超える指示について欠陥エコーか否かを判別できない場合には、製造時検査、供用前検査又は至近の供用期間中検査の記録と比較するとともに、必要に応じ他の屈折角や振動モードあるいは2次クリービング波法又はその他の非破壊検査を行うことにより、欠陥エコーか否かを判別する。
 ・欠陥エコーについては、欠陥の種類を特定し、ひび又は割れ等の有害な欠陥か否かを判別す

る。

V 判定基準

<u>以下のいずれかを満足すること。</u>

・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%以下であること。

・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%を超える場合には、その欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと。

>けんてん

### No.2 給水ノズルコーナー部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

参者

# 日本原子力発電株式会社 東海第二発電所

# 第25保全サイクル

# 点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性:その他の評価検査 工事件名 :給水ノズルコーナー部点検工事 設 備 名:原子炉本体 機 器 名:原子炉圧力容器



## No.2 給水ノズルコーナー部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

参者

Ⅳ 検査方法 渦流探傷試験は,社団法人 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 年度版)」(以下「維持規格」という)及び社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAG 4217-2010 「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「IEAG4217」という)を参考に、 給水ノズルコーナー部に対する渦流探傷試験の適用性を確認した「給水ノズルコーナー部点検検討 委託 平成26年度報告書」(以下「委託報告書」という)に基づき実施する\*。検査手順及び検 査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。 ※ 別紙「給水ノズルコーナー部点検検討委託 平成26年度報告書」(抜粋)参照 (1) 試験要領 基準感度及び位相角の設定及び確認 ①時期 a. 基準感度及び位相角の設定は、検査開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケ ーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。 b. 検査終了時に、基準感度及び位相角の確認を行う。ただし、長時間連続して検査を行 う場合は、検査終了時に加えて、検査期間内にも基準感度及び位相角の確認を適宜必 要に応じて実施する。 ②方法 a. 基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人工きずに対して直交する方向にプロ ーブを走香して得られたリサージュ波形を用いて、基準感度、位相角の設定及び確認 を行う。 b. プローブの試験コイルの一部が故障した場合は故障した試験コイルによる検査結果を 無効とし、無効になった検査範囲について正常な試験コイルにより再検査を行う。た だし、評価に影響を及ぼさない場合は再検査を省略できる。 (2)試験 ①プローブは給水ノズルコーナー部を周方向に走査する。 ②プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み 合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。 ③検査部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。 (3)記録 ①指示部の記録(記録を要する指示) 委託報告書に基づき指示部の位置及び最大振幅値を求め、記録する。 (4) 判定 ①委託報告書に基づき欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信 号と区別しながら判定する。 V 判定基準 欠陥の疑いのある指示部がないこと。 欠陥の疑いのある指示部があった場合、その指示部が有意な欠陥によるものではないこと。

参考



- No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ,制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル 目視試験(MVT-1),渦電流探傷試験(ECT)検査要領書抜粋
- No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社 東海第二発電所 第25保全サイクル 点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

> 検査の属性:その他の評価検査 工事件名:制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事 設備名:原子炉本体 機器名:原子炉圧力容器

#### 参考



No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ,制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル 目視試験(MVT-1),渦電流探傷試験(ECT)検査要領書抜粋

# No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

- Ⅳ 檢查方法 検査は社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008 年版)」 (4) 判定 及び JEAG4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG-4217」という) ①欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定 に準拠して実施する。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。 する。試験部で予想される欠陥以外の信号は以下の通りである。 a. リフトオフ信号 1. 目視試験 b. 表面うねり信号 MVT-1 c. 形状信号 水中テレビカメラを用いた遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常の有無 d. 電磁気的信号 を確認する。 VT-1遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常の V 判定基準 有無を確認する。 1. 目視試験 2. 渦流探傷試験 MVT-1渦流探傷試験により、欠陥の有無を確認する。検査手順は添付資料-3のとおり。 表面について摩耗, き裂, 腐食, 浸食等の異常がないこと。 (1) 試験要領 VT-1 基準感度及び位相角の設定及び確認 表面について摩耗, き裂, 腐食, 浸食等の異常がないこと。 (1)時期 2. 渦流探傷試験 a. 基準感度及び位相角の設定は、試験開始時及び探傷システム(探傷器,プローブ,ケー 基準感度の20%以上の指示部がないこと。 ブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。 基準感度の20%以上の指示部があった場合、その指示部が欠陥によるものではないこと。 b. 基準感度及び位相角の確認は、試験終了時及び試験員が交替したとき、また適宜必要に 応じて実施する。 ②方法 基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人口きずを交差する方向にプローブを操 作し、その際に検出されるきず信号の振幅及び位相角を基準値に設定する。 (2) 試験 ①プローブは制御棒駆動機構ハウジング内面を円周方向及び軸方向に走査する(中性子計 測ハウジング内面は軸方向にのみ走査する)。 ②プローブの走査速度は使用する探傷器,記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合 わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。 ③試験部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。 (3)記録 1)指示部の記録(記録を要する指示)
  - 基準感度による表示器目盛において 20%以上の指示部の位置及び最大高さを求める。



#### No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

参考

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所

第25保全サイクル

点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性:その他の評価検査 工事件名:原子炉格納容器内面他点検工事 設備名:原子炉圧力容器支持構造物 機器名:原子炉圧力容器基礎ボルト





#### No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

Ⅳ 検査方法

超音波探傷試験は、社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAC 4207-2008「軽水型原子力発電所 用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(以下「JEAC4207」という)及び社団法人 日 本原子力技術協会 JANTI-SANE-G2-第1版「地震後の機器健全性評価ガイドライン [検査手法一配 管・基礎ボルト等]」に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

- 1. 使用機材
- (1) 超音波探傷器
- パルス反射式の超音波探傷器を用いる。
- (2) 探触子
  - ① 探触子は、使用する探傷器の仕様に適合するものを使用する。
  - ② 探触子は,垂直探触子を用いる。
  - ③ 超音波の伝ばをよくするために、くさび(探触子シュー)を用いてよい。この場合、試験に使用するくさびをつけて校正を行う。
  - ④ 周波数は、0.4HHz~15MHz,超音波のモードは横波又は縦波とし、後述する基準感度に調整できるものを選択する。
  - ⑤ 振動子の大きさは、試験部の形状及び寸法に対して適合しており、超音波が十分透過する ものを選択する。
- (3) 接触媒質

木,油、グリセリン、ひまし油又はソニコート等超音波の伝ば性がよく、試験部に対して有害 でないものを使用する。またメーカの品質保証期限があるものについては有効期限内にあるもの を使用する。

- 2. 試験要領
- (1) 時間軸,基準感度の調整及び確認
- 時間軸の調整及び確認
- 1)時期
  - a.時間軸の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器,探触子,くさび,接触媒質, ケーブル及,部品など)の組合せが変わる毎に行う。
- b.時間軸の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。
- 2) 方法

時間軸の調整及び確認は、JIS Z 2345 に規定された標準試験片、図面、記録などにより 寸法を確認できる試験対象ボルト、又は試験対象ボルトと超音波特性(主として音速と減衰) の同等な材料で作られた既知の寸法の試験片を用いて行う。

- ② 基準感度の調整及び確認
- 1)時期
  - a. 基準感度の調整は,試験開始時及び探傷システム(探傷器,探触子,くさび,接触媒質, ケーブルなど)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 基準感度の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。
- c. 上記 b 項の確認で 2dB 以上の感度変動が確認された場合は,最後に確認された時点以降の試験は無効とし,新たな調整を実施し,無効になった試験対象ボルトについて再試験を行う。

#### 2) 方法

- a. 基準感度の調整は、原則、試験対象ボルトの設置面中央付近で行う。但し、設置面中央 付近に溝などの超音波の伝ばへの影響要因が存在する場合は、設置面外周付近の探触子 が安定する部分で基準感度を設定してもよい。
- b. 探触子設置側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコ ーを表示器上80%±5%の範囲にあわせた時の感度とする。
- c.底面側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせ、その4倍の感度とする。
- (2) 試験
  - ①探触子はボルト端面の周辺付近を円周方向に走査する。
- ②探触子の走査速度は 150mm/秒以下とする。

③試験時の探傷感度は基準感度の2倍以上とする。

- (3) 記録
  - ①Aスコープ表示の記録
  - a. 表示の範囲は、底面エコーを含む試験対象ボルトの全範囲とする。
  - b. 各試験範囲の試験で調整した基準感度で表示する。
  - ②指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において 5%以上のエコーを有する指示部の位置及び最大エコー 高さを求める。

- (4) 判定
  - ①上記の記録を要する指示は、次の場合を除き、欠陥とみなす。
  - a. 試験対象ボルトの設置面外周付近で基準感度の調整を行った場合
  - b. 試験対象ボルトの設置面に探触子が密着しない状態で基準感度の調整を行った場合
  - ②上記 a 及び b 項に該当する場合は,試験対象ボルトの設置面を平坦に仕上げ,中央付近で基準感度を調整し,再試験を行う。
  - ③欠陥とみなした場合でも、次の判定に有効な方法により、指示エコーが欠陥によるものかどうかを判定する場合は、別途手順を定める。
  - a. ねじ溝を起点とする表面欠陥によるものかどうかの判定
  - b. 形状によるものかどうかの判定
- V 判定基準

基準感度による表示器目盛において 5%以上のエコー (欠陥によるエコーに限る)がないこと。

参考



#### No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所

第25保全サイクル

点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書 (目視試験)

> 検査の属性:その他の評価検査 工事件名:原子炉格納容器内面点検工事 設備名:原子炉格納施設 機器名:原子炉格納容器本体



#### No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

Ⅲ 検査項目 非破壊検査

- Ⅳ 検査方法
  - 目視試験(VT-4)

目視試験は、社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 <u>年版</u>)」(以下「維持規格」という)に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとす る。

[VT - 4]

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣 化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)を検出するための目視試験を直接目視試験 あるいは遠隔目視試験にて実施する。

直接目視試験では、視角、欠陥識別度を改善するため、試験対象部の表面において水中部はTest Chart に記載された文字(0.105inch)、気中部はTest Card の18%中性灰色カード上の幅0.8mm の黒線が識別できることを確認する。

遠隔目視試験では、その欠陥の判別能力が直接目視試験と同等以上であることを確認するために、 試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字(0.105inch)、気中部は Test Card の 18%中性灰色カード上の幅 0.8mmの黒線が識別できることを確認する。

V 判定基準

<u>原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣</u> 化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)がないこと。

# 1.2 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の程度を的確に観察、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

🜗 げんてん

\*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 ASRに関する対策検討委員会)

# 1.2 特別点検 コンクリート構造物一強度用コアサンプリング箇所

		劣化要因							
対象構造物	対象の部位	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	選定した点検箇所
	外壁	0	0	0	0	0	_	_	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	0	0	0	_	0	_	—	中性化深さの点検箇所
	原子炉圧力容器 ペデスタル又は これに準ずる 部位	0	о	0	_	0	_	_	熱及び放射線照射の評価箇所
原子炉建屋等	一次遮蔽壁	0	0	0	—	0	_	—	中性化深さの点検箇所
	格納容器底部 基礎マット	—	—	0	_	0	Ι	—	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	_	_	0	_	0	Ι	_	アルカリ骨材反応の点検箇所
	使用済み燃料 プール	0	0	0	_	0	_	_	中性化深さの点検箇所
	ダイヤフラム フロア	0	0	0	_	0	_	_	原子炉圧力容器ペデスタルで代替評価
	外壁	0	0	0	0	0	_	_	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)
タービン建屋	内壁及び床	0	0	0	_	0	_	_	中性化深さの点検箇所
	基礎マット	—	—	0	—	0	Ι	_	アルカリ骨材反応の点検箇所
	海中帯	—	—	0	0	0	Ι	—	アルカリ骨材反応の点検箇所
取水槽	干満帯	_	_	0	0	0	Ι	_	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	—	—	0	0	0	Ι	_	中性化深さの点検箇所
タービン架台		0	0	0	_	0	0	_	機械振動の評価箇所
使用済燃料	乾式貯蔵建屋	0	0	0	_	0	—	_	遮蔽能力の点検箇所
排気	筒基礎	_	_	0	0	0	-	_	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

### 1.2 特別点検 コンクリート構造物 – 強度の標準偏差



○強度用コア採取箇所の選定については、熱、中性化、塩分浸透などの劣化要因の影響が大きい場所を選定し、保守的な技術評価を行っている。なお、コア採取部位は健全であり、損傷や欠陥がない状態を確認している。

〇コア採取はボーリングマシンで削孔し、切断加工するために損傷が生じやすく、物性値にばらつきが生じる可能性が ある。強度のばらつきは下表のとおりであり、個々の圧縮強度試験結果を別紙1に示す。

○そのため、国内の基準では「コア供試体を3個程度採取して圧縮強度試験を実施し、その平均値を評価することが望ましい」とされている\*1。また、米国の基準では、「3個のコア供試体の試験結果の平均値が設計基準強度の85%以上で、かつ各試験結果が設計基準強度の75%以上であること」とされている\*2。

Oこれらのことから、コア採取による圧縮強度の評価は、平均値で評価することは妥当であると考える。

\*1日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」より

対象構造物	対象の部位	<b>圧縮強度(N/mm2)</b>	標準偏差(N/mm2)	設計基準強度(N/mm2)
	外壁	51.1	1.190	
	内壁及び床	50.0	8.132	
百之后建员学	原子炉圧カ容器ペデスタル又はこれに準ずる部位	39.3	4.455	00.1
尿丁炉连座寺	一次遮蔽壁	50.5	0.741	22.1
	格納容器底部外基礎マット	44.6	1.686	
	使用済み燃料プール	49.7	1.893	
	外壁(屋内面)	48.2	2.510	
ケビン理目	内壁及び床	33.9	2.855	00.1
ダービノ建産	基礎マット	32.0	1.485	22.1
	タービン架台	37.0	2.061	
	海中帯	29.1	2.485	
取水槽	干満帯	34.6	0.544	20.6
	気中帯	35.7	2.553	
使用済燃料乾式貯	載建屋	24.8	1.283	24.0
排気筒基礎		24.9	0.903	22.1

\*2 Code requirements for nuclear safety-related concrete structures ACI349-06

# 1.2 特別点検 コンクリート構造物一現状の中性化深さ



#### 〇鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、 屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから2cm奥まで達したときとされている。

(日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」)

〇特別点検にて確認した中性化深さは、下表のとおり最も進行したタービン建屋の外壁(屋内面)で39.6mmとなっており、閾値(60mm)に達していない。

対象の構造物	対象の部位	中性化深さ(mm) (特別点検時*)	閾値(mm)	設計最小かぶり 厚さ(mm)
	外壁(屋内面)	28.4		
	内壁及び床	15.3		
百了后进已生	原子炉圧力容器ペデスタル又はこれに準ずる部位	1.7	60	40
原于炉建座寺	一次遮蔽壁	31.9	60	40
	格納容器底部外基礎マット	1.1		
	使用済み燃料プール	3.6		
	外壁(屋内面)	39.6		40
ち ばい2曲日	内壁及び床	24.8	60	
ダーヒノ建産	基礎マット	1.7	60	
	タービン架台 2.8			
	海中帯	1.5		64
取水槽	干満帯	0.0	64	
	気中帯	10.3		
使用済燃料乾式貯蔵建屋		20.9	70	50
排気筒基礎		7.5	92	92

\*特別点検実施時(平成29年10月)

1.2 特別点検 コンクリート構造物

### -運転開始後60年経過時点の中性化深さ推定値



- ○調査時点及び運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値及び結果を以下に示す。運転開始後60年経過時点 の中性化深さの推定値についても閾値に達していない。
- 1. 推定式(別紙2参照)
  - 以下の中性化深さを推定する速度式を用いて評価を実施
    - ·岸谷式
    - (日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(1991)」)
    - ·森永式
    - (森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究-東京大学学位論文(1986)」)
    - ・中性化深さの実測値に基づく√t式
       (土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)
- 2. 結果

運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値が,鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを 確認した。なお,屋外と屋内の部位では評価上の閾値が異なるため,それぞれの代表部位での中性化深さを評価 した結果を以下に示す。

	测宁体	推定	閾値		
	周 に 値 (調査時点の運転開 始後の経過年)	調査時点 ※1 (推定式)	運転開始後60年 経過時点の中性化深さ ※2(推定式)	(鉄肋か腐度し始める 時点の中性化深さ)	
タービン建屋外壁(屋内面)	40mm(39.6mm) (38年)	29mm (岸谷式)	<mark>50 mm</mark> (√t式)  <	60mm	
取水構造物(気中帯)	10mm(10.3mm) (36年)	12mm (岸谷式)	16mm <b>&lt;</b> (岸谷式)	64mm	

※1:岸谷式,森永式による評価結果のうち最大値を記載

※2:岸谷式,森永式及び中性化深さの実測値に基づく√t式による評価結果のうち最大値を記載

<別紙1> 強度の標準偏差(1/2)



対象構造物	対象の部位	<b>圧縮強度</b> (N/mm2)	平均圧縮強度 (N/mm2)	標準偏差 (N/mm2)	設計基準強度 (N/mm2)
	外壁		51.1	1.190	
	内壁及び床		50.0	8.132	
百之后建民华	原子炉圧力容器ペデスタル又はこれに準 ずる部位		39.3	4.455	22.1
	一次遮蔽壁		50.5	0.741	22.1
	格納容器底部外基礎マット		44.6	1.686	
	使用済燃料プール		49.7	1.893	
	外壁(屋内面)		48.2	2.510	
	内壁及び床		33.9	2.855	22.1
- <b>メ</b> ーレノ注注	基礎マット		32.0	1.485	22.1
	タービン架台		37.0	2.061	





対象構造物	対象の部位	<b>圧縮強度</b> (N/mm2)	平均圧縮強度 (N/mm2)	標準偏差 (N/mm2)	設計基準強度 (N/mm2)
	海中帯	-	29.1	2.485	
取水槽	 ────────────────────────────────		34.6	0.544	20.6
	気中帯		35.7	2.553	
使用済燃料乾式貯蔵建屋			24.8	1.283	24.0
排気筒基礎		-	24.9	0.903	22.1



岸谷式

$$t = \frac{7.2}{R^2 \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)^2} \cdot x^2$$

$$t: 深さxまで中性化する期間(年)$$
 $R: 中性化比率 (R=\alpha \times \beta \times \gamma)$ 
 $x: 中性化深さ (cm)$ 
 $\alpha: 劣化外力の区分による係数$ 
 $w: 水セメント比(比)$ 
 $\beta: 仕上げ材による係数$ 
 $y: セメントによる係数$ 

(日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(1991)」)



t

Χ

(森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究-東京大学学位論文(1986)))

√t式

 $x = A \cdot \sqrt{t}$ 

t:中性化期間(年)

A:中性化速度係数(中性化実測深さと中性化期間により算出)

(土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)

1.3 特別点検 共通事項-客観的な信頼性の確保(1/3)



- 〇特別点検の実施にあたっては、民間規格に基づく点検方法の適用、日本工業規格等で定めた資格を有す る試験員を適用することで客観的な信頼性を確保している。
- 〇一部民間規格を準用した点検については、第三者である電力中央研究所により点検方法の妥当性を確認 しており、客観的な信頼性を確保している。
- Oまた,運転期間延長認可申請に伴う原子力規制委員会の審査において,点検方法,点検結果等について, 有識者による点検記録の詳細な確認,現地調査を経て審査会合に諮り,客観的に妥当性が確認されている。



# 1.3 特別点検 共通事項-客観的な信頼性の確保(2/3)



#### 東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(1/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
1	母材及び 溶接部 (炉心領域)	超音波 探傷試験 (UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査にお ける超音波探傷試験規程」	十分な知識, 技能, 経験を有 している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検 査技術者の資格及び認証」 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
2	給水ノズル         渦電流         JEAG4217-20           コーナー部         探傷試験         後指針」準用           全数6箇所         (ECT)         給水ノズルコー           (最も疲労         (ECT)         磁性体は磁気           累積係数が         高い部位)         ることが知られ           ることが知られ         るに付与した人工           開試験の成果         点検査法は		JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試 験指針」準用 給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり,一般的には 磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく,非磁性体の場合と比 較すると磁気ノイズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難とな ることが知られている。そのため,給水ノズルコーナー部におけ るECTの欠陥検出性を確認するために、実機と同材質(基礎試 験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を 実施した。また、実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体 に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適 用試験の成果を踏まえ、試験要領及び欠陥判定方法を設定した。 点検方法は、実機適用試験について、試験計画の内容確認、試	+分な知識,技能,経験を有 している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検 査技術者の資格及び認証」
			京俠方法は、美機適用試験について、試験計画の内容確認、試験データの確認、試験結果の評価、及び実機適用にあたっての     試験手順、判定基準について、電力中央研究所*に立会いを依     頼し、評価を頂き妥当であることが確認されている。	* 電刀中央研究所 原子力発電所設備に係る非破壊 検査に精通しており、中立的かつ 専門性の高い評価を得ることがで きる組織

# 1.3 特別点検 共通事項-客観的な信頼性の確保(3/3)



No.	点検部位	点検項目	点検方法	員親斌
3	制御棒駆動機構スタ ブチューブ,制御棒駆 動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジ ング及び差圧検出・ほ う酸水注入ノズル	目視試験 (MVT-1) 渦電流探傷試験 (ECT)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設 備規格 維持規格」 JEAG4217-2010「原子力発電所用 機器における渦電流探傷試験指針」	十分な視力,知識,技能,経験 を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
4	ドレンノズル	目視試験 (VT−1)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力,知識,技能,経験 を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
5	基礎ボルト	超音波探傷試験 (UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機 器の供用期間中検査における超音 波探傷試験規程」 JANTI-SANE-G2「地震後の機器健 全性評価ガイドライン[検査手法-配 管・基礎ボルト等]	十分な知識, 技能, 経験を有し ている者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査 技術者の資格及び認証」
6	原子炉格納容器(圧 カ抑制室を含む。)鋼 板(接近できる点検可 能範囲の全て)	目視試験(VT-4) による塗膜状態の 確認	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力,知識,技能,経験 を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A

#### 東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(2/2)

# 2.1 劣化状況評価の概要 – 冷温停止維持を前提とした評価



今回の評価では、断続的な運転(プラント運転、点検のための停止を繰り返すもの)と冷温 停止維持を前提とした2つの評価を実施した。冷温停止維持を前提とした評価において、断 続的な運転を前提とした評価より経年劣化等が進む事象として下表に示す事象が抽出され たが、適切に保全を行うことで、健全性の維持は可能であると判断した。

対象機器	経年劣化事象	評価	
ポンプ, ポンプモータ等	摺動部の摩耗	残留熱除去系(海水系を含む)の機器については、プラン ト停止状態が継続すると、燃料を冷やすために運転時間が	
熱交換器	伝熱管摩耗及び高サイク ル疲労割れ	長くなるため, これらの経年劣化が進む可能性がある。これ  に対しては長期停止を考慮した特別な保全計画を策定して   おり 公解占検等で検知可能であるため 健全性の維持は	
流量調整弁	弁体, 弁座の腐食(エロー ジョン)	可能であると判断した。	
ポンプモータ	固定子コイル及び口出線・ 接続部品の絶縁特性低下		
原子炉格納容器内の炭 素鋼,低合金鋼製機器	腐食(全面腐食)	プラント停止中は原子炉格納容器内が窒素雰囲気から空 気雰囲気となり、炭素鋼や低合金鋼製の機器に腐食が発 生する可能性がある。これに対してはパトロール等の目視 点検により検知可能であることから、健全性の維持は可能 であると判断した。	

冷温停止維持を前提とした評価で、追加保全策が必要となる事象は抽出されなかった。

- 2.1 劣化状況評価の概要-断続的運転・冷温停止の継続の特徴
- 〇発電所の「長期間停止状態維持<sup>\*1</sup>」とは、発電所を長期的に停止した状態(概ね1年間以上)で維持 し、この間も必要な保守点検を行うことをいう。また「断続的運転」とは、プラントを一定期間運転した 後に停止して燃料交換と設備の保守等を行うことを1サイクルとして、これを繰り返すことをいう。
- ○長期間停止状態維持と断続的運転でのプラント状態の主な違いとしては、温度・圧力・媒質・中性子 照射等の環境条件が異なることと、それぞれのプラント状態で機能を要求される機器が異なることが 挙げられる。

※1:長期間停止状態維持は、劣化状況評価において「冷温停止状態維持」という。





高経年化-139

# 2.1 劣化状況評価の概要-劣化状況評価の手順



〇冷温停止を前提とした評価では、断続的な運転を前提とした評価の知見に基づき、冷温停止状態の 維持に必要な機器を抽出した上で、冷温停止状態の維持により生じる経年劣化事象の抽出を行い、 長期停止の影響を評価する。



#### 2.1 劣化状況評価の概要 - 冷温停止における評価結果① (着目すべき経年劣化事象(主要6事象))



劣化事象 (主要6事象)		機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣 化が厳しくなると 想定される要因	長期停止中の劣化の進展が想定されない理由	
低サイクル疲労		・容器 ・弁 ・配管(炭素鋼, ステンレス鋼)	ノズル等 弁箱 給水系配管等	無し	評価対象となる機器は優位な熱や圧力等の過渡(= 原子炉起動・停止, トラブル)を受けないため。	
中性子照射脆化		・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃 料からの中性子照射を受けないため。	
照射誘起型応力腐 食割れ		・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃 料からの中性子照射を受けないため。	
2相ステンレス鋼の 熱時効		・ポンプ ・弁	ニ層ステンレス鋼を 使用している部位	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり熱 時効が進展する温度以上の環境にならないため。	
電気・計装品の 絶縁特性低下		・ポンプモータ ・ケーブル他	ケーブル	<b>運転(通電)時間</b> の増加 場別な保全計画(次頁※1)を策定 絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験		
コンクリート	強度低下	コンクリート構造物	コンクリート	無し	評価対象となるコンクリ―トの曝露環境は変わらな いこと。また熱及び放射線照射については原子炉が 冷温停止であり熱及び燃料からの中性子, ガンマ 線照射を受けないため。	
	遮蔽能力低 下			無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止でありガ ンマ線照射を受けないため。	

○電気・計装品のうち高圧ポンプモータの絶縁特性低下については、断続運転を想定した場合より、冷温停止の継続 を想定した方が、劣化の進展が厳しくなると整理された。

・絶縁特性低下に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検
 機器の点検周期は、長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。(別紙)
 点検内容(絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験, 目視確認及び清掃)を適切に実施(劣化状況の把握, 機能の維持が可能)

➡必要に応じてより詳細な点検を実施し、万一、有意な絶縁特性の低下が確認された場合は、 取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。

2.1 劣化状況評価の概要 - 冷温停止における評価結果② (着目すべき経年劣化事象ではない事象(主要6事象以外))



劣化事象 (主要6事象以外)	機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣化が厳し くなると想定される要因	長期停止中の点検内容,項目
摩耗	ポンプ, ポンプモータ	・主軸	燃料の冷却=運転(摺動)	特別な保全計画(※1)を策定
	(残留熱除去系ポンプ他)	・水中軸受	時間の増加	分解点検(目視点検, 寸法測定)
摩耗及び高サイク	熱交換器	・伝熱管	燃料の冷却=運転(摺動)	特別な保全計画(※1)を策定
ル疲労割れ	(残留熱除去系熱交換器)		時間の増加	開放点検(渦流探傷検査, 漏えい確認)
<mark>腐食</mark> (エロ <b>—ジ</b> ョン)	弁 (残留熱除去系熱交換器海 水出口流量調整弁)	●弁体 ●弁座	燃料の冷却=運転(通水) 時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 分解点検(目視点検)
腐食	原子炉格納容器内の機器	・炭素鋼製	環境変化(窒素⇒空気)=	特別な保全計画(※1)を策定
(全面腐食)		・低合金鋼製	曝露状態	目視点検

〇上記の4つの主要6事象以外の事象については、断続運転を想定した場合より、<br/>
冷温停止の継続を想定した方が、<br/>
劣化の進展が厳しくなると整理された。

4つの主要6事象以外の事象に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検
 点検周期は、長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。(別紙)
 点検内容(上記の表に記載の点検項目等)を適切に実施(劣化状況の把握、機能の維持が可能)

➡必要に応じてより詳細な点検を実施し、万一、有意な摩耗、腐食等が確認された場合は、 取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。

※1:特別な保全計画は、地震・事故等により原子炉が停止し、停止期間が概ね1年以上となることが予想される場合には、特別 な措置として、あらかじめ原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定める。 具体的には以下を策定し、運用する。

① 長期保管計画として機器動作試験(定期試験含む),保管措置

2) 追加点検計画(停止,運転に係わらず常時使用する設備については点検間隔を考慮)

○これらの抽出した事象に対応した機器に対して、特別な保全計画に基づき、追加的な点検・補修等を 行っていくことで、長期停止により冷温停止が継続した機器の健全性維持が可能、これまでに設備の 不具合件数の増加等は生じていない。 高経年化−142
# <別紙> 特別な保全計画の策定と点検実績



2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
地震後の健全性	生確認							
▼5/21 定	2検開始							
当初の保	全計画に基づ	づく保全						
全燃料取	なり出し,原子	·炉等点検						
PC	♡√全体漏えし	い率検査(自:	<b>主</b> )					
	ドン等分離	翌占梌で忚震	の影響が					
確認	認された施設	の修理						
							#	。安な時期 で <mark>継続</mark> *
	1		- 特別な	保全計画に	基づく保管と	追加的な点	<b>検</b>	
	▼特	別な保全計画	画制定 点	検完了後の	建全性確認,	腐食防止0	)観点で行う	保管
		, - 追加的な	⊊点検					
Ⅰ 建物•樟	┃ 靠築物点検							/
~		* 今後, 勢	後電所の運転を	再開する場合は	新設の設備も	含めて必要なす	┣ ┛ ┛ ┛ ┛ ┛ ┛	<b>全 4 4 4</b> 7 4 5 6 5 6 5 6 5 6 5 6 5 6 5 6 5 6 5 6 5

## 2.2 低サイクル疲労評価 – 評価手法及び評価条件



評価手法:大気中の疲労累積係数を「設計・建設規格\*1」で評価し, 接液環境にあるものは, 環境(水中の溶存酸素, 温度, 不純物)の影響を「環境疲労評価手法\*2」で評価し たうえで, 許容値1を下回ることを確認

|評価条件:過渡回数についてはこれまでの実績に1.5倍の裕度を考慮して推定

評価用過渡回数





」\*1.日本機械学会 光电用原子力設備規格 設計 建設烧格(2003/2007) \*2:日本機械学会規格 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009)



## 評価対象(原子炉圧力容器)

原子炉圧力容器を評価するにあたって、構造不連続部、拘束部及び温度変化部の観点 から、給水ノズル、スタッドボルト、下鏡、支持スカート及び主フランジを代表として疲労評価 を実施した。



原子炉圧力容器の評価対象部位

# 2.2 低サイクル疲労評価-代表機器の選定



評価対象(配管)

原子炉冷却材圧カバウンダリ配管を評価するにあたって,運転状態(常時流れの有無)及び最高使用圧カより代表を選定した。

・蒸気環境の代表:原子炉系(主蒸気系)

水環境の代表:原子炉再循環系

加えて、水環境の代表として、プラント停止時の温度変化の大きい給水系も選定した。

環境 (内部流体)	当該系統	① 運転 状態	② 最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(℃)	選定	選定理由
苏与	原子炉系(主蒸気系)	連続	8.62	302	0	①党時流れがある
	原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302		
	原子炉再循環系	連続	11.38	302	0	
	原子炉系(給水系)	連続	8.62	302	<b>O</b> *	
	原子炉冷却材浄化系	連続	8.62	302		①堂時流れがある
純水	残留熱除去系	一時	10.69	302		②最高使用圧力
	高圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
	低圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
	原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302		

\*:原子炉冷却材浄化系に比して、プラント停止時の温度変化の大きい給水系を選定

# 2.2 低サイクル疲労評価-他設備の評価結果



原子炉圧力容器以外の評価対象機器・部位においても、全て疲労累積係数が1を下回ることを確認した。結果を下記に示す。

			運転実績回数に基づく疲労解析 (運転開始後60年時点)*1		
	言半位	山対象機器・部位	大気中での 疲労累積係数	環境を考慮した疲労 累積係数(接液部)	
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	0.0000	
	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.0067	0.1182	
配管	出主御司答	原子炉系配管(純水部)	0.1423	0.5799	
	火糸剄印官 	原子炉系配管(蒸気部)	0.0853	*2	
		原子炉給水止め弁(弁箱)	0.0587	0.5373	
		原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)*3	0.0015	0.0338	
弁		原子炉給水逆止弁(弁箱)	0.0862	0.8848	
		原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)	0.0033	0.0738	
		主蒸気隔離弁(弁箱)	0.2278	*2	
		炉心シュラウド	0.0014	0.0351	
	<b>判迫 彻</b>	シュラウドサポート	0.0230	0.0647	
<u></u>		主蒸気系配管貫通部	0.0071	*2	
谷岙	(成版/ハイトレーンヨン	給水系配管貫通部	0.0064	*2	

\*1:設計・建設規格によるUf,環境疲労評価手法によるUenともに部位毎の最大値を示す

\*2:非接液部

\*3:取替を実施したため、9年間の過渡回数を基に算出した

# 2.2 低サイクル疲労評価-運転時の異常な過渡変化と事故の考慮

ボルブル

#### 【低サイクル疲労評価手法】

- Oプラント運転中に、運転時の異常な過渡変化や事故等のプラント過渡事象が発生した場合には、 原子炉スクラム等に伴う冷却材の温度・圧力及び流量の変化により、材料内部で繰り返し応力が 蓄積し、系統に低サイクル疲労が発生する。
- 〇低サイクル疲労評価では、学会標準に基づき、通常の発電所の起動・停止による過渡に加え、ト ラブル事象等によるプラント過渡についても過渡条件及び過渡回数を設定した上で、疲労評価を 行っている。

No.	STEP	適用規格等	資料
1	過渡条件及び過渡回数を設定する。	社団法人日本原子力学会標準原子力発電所 の高経年化対策実施基準:2008(以下,「実施 基準」という)の規定により実施	別紙
2	疲労累積係数(Uf)を算出し, 許容値1を 下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人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)(以下,「設 計・建設規格」という)の規定により実施	_
3	原子炉冷却材に接液する部位について は、環境疲労評価手法に基づく環境を考 慮した疲労累積係数(Uen)を算出し、許 容値1を下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人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)(以下,「環境疲労評価手法」とい う)の規定により実施	_



く別紙>



### 〇運転(過渡)条件の設定

・評価期間は、延長しようとする期間を踏まえて60年時点の評価を実施する。 ・疲労評価で用いる過渡条件は下表に示すとおり、発電所の様々な運転条件による過渡事象をカウントする。

No.	運転条件	内容
1	ボルト締付け	原子炉圧力容器復旧(上蓋閉止)作業をカウントする。
2	耐圧試験	施設定期検査(トラブル含む)の原子炉圧力容器, 耐圧試験 をカウントする。
3	起動(昇温)	ホットエントリーを含めた一連操作をカウントする。
4	起動(タービン起動)	タービン起動から定格出力までの一連操作をカウントする。
5	夜間低出力運転(出力75%)	制御棒パターン変更,及びそれ以外の事象で出力75%以上 での出力低下・復旧をカウントする。
6	週末低出力運転(出力50%)	制御棒パターン変更,及びそれ以外の事象で出力50%以上 での出力低下・復旧をカウントする。
7	制御棒パターン変更	制御棒パターン変更のうち,出力変動(出力調整分)をカウントする。保守的に当該作業時の出力変動に応じて,上記5.又は6.もカウントする。
8	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	
9	給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	
10	スクラム(タービントリップ)	スクラムの事家母に登珪しカウント9つ。
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	
12	スクラム(その他スクラム)	
13	停止	施設定期検査に伴う停止, 計画停止, スクラム停止をカウン トする。
14	ボルト取外し	原子炉圧力容器開放(上蓋開放)作業をカウントする。
		:運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件

<別紙>



#### 〇過渡回数の策定方針

・各過渡条件の繰り返し回数は、以下に示す「①実績過渡回数策定方針」と「②推定過渡回数策定方針」に基づき 算出し、今後の運転期間に対して余裕を考慮した設定としている。疲労評価に用いた過渡回数を添付に示す。

①実績過渡回数策定方針

No.	項目	内容
1	試運転時の実績過渡回数	試運転時特有のものであり,実績過渡発生頻度には含めない。
2	取替機器の実績過渡回数	取替後の実績過渡回数を用いる。 ・スタッドボルトは第16回定期検査(1997年度)に取替 を実施 ・原子炉再循環ポンプ出口弁は第24回定期検査(2009年度)にて取替 実施

#### ②推定過渡回数策定方針

・過渡回数の想定に当たっては、下表に示す推定過渡回数策定方針に基づき設定し、今後の運転期間に対し て発生回数に余裕を考慮した設定を行っている。

No.	項目	内容
1	未経験過渡回数	運転実績で未経験過渡事象に対しては、推定過渡回数算出において 1回と仮定し、発生頻度を求める。
2	今後の過渡回数設定の考え方	実績過渡発生頻度に1.5を乗じて、これに試運転時及び運転開始後の 過渡回数を加算する。
3	取替機器の実績過渡発生頻度	未取替機器と同様に算出する。

<添付>



○疲労評価に用いた過渡回数を以下に示す。(運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件を"➡"で示す。)

回致 120 (設計)	運転条件	評価時点 <sup>(※1)</sup> までの実績過 渡回数	運転開始後60年 時点までの推定 過渡回数	(参考) 設計過渡回数
110 (相定)	ボルト締付け	26	48	123
65	耐圧試験	72	132 💥 2	> 130
	起動(昇温)	65	110	120
	起動(タービン起動)	65	110	120
↑↑ ↑ 評価時↑ 60年 運転年数	夜間低出力運転 (出力75 %)	67	120	10000
設計 40年 海波回教派完士社(例, 扫動(見泪))	週末低出力運転 (出力50 %)	115	165	2000
	制御棒パターン変更	96	176	400
設計過渡回数:建設・設計時に運転年数40 年を考慮して設計	⇒給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1 <sup>%3</sup>	10
実績過渡回数:評価時点までの発電所の運転実績から積上げ	➡給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1 <sup>%3</sup>	70
推定週渡回数:評価時点以降の運用(前述 した推定過渡回数策定方針 を含む)を考慮し推定する。	⇒スクラム (タービントリップ)	16	22	40
【保守管理に関する方針書】	⇒スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	3	6	10
今後の発電所の運転においては「疲労評価   における実績過渡回数の確認を継続的に実	⇒スクラム(その他)	20	24	140
施し,運転開始後60年時点の推定過渡回数	停止	65	111	111
と、「「「「「」」」を確認する。」	ボルト取外し	26	49	123
※1:評価時点は2016年11月を評価時点に設定				

※2:耐圧試験では設計過渡回数を上回っているが、この推定過渡回数を用い疲労評価しても、十分許容値内にあることを確認済

※3:発生実績がない場合(未経験過渡)は1回と仮定

高経年化-151

【原子炉圧力容器中で最も厳しい給水ノズル部の 【環境を考慮した疲労累積係数(接液部) 0.6146 < 1(許容値)

# 

評価手法:JEAC4201\*に基づき、国内脆化予測法により関連温度移行量を算定し、余裕を見 込んで、最低使用温度を評価したうえで、設定可能であるかを判断する。

## 評価条件:これまで実施した監視試験により評価した関連温度移行量が,国内脆化予測法に よる予測の範囲内にあることを確認する。

\*:日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(2007/2013)

監視試験	取出時期	中性子照射量	関連温度移行量(℃)			関連温度(℃)		
	(年月)	( × 10 <sup>21</sup> n/m²) [E>1MeV]	母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	-	-	-	-25 <sup>*2</sup>	-25* <sup>2</sup>	-25* <sup>2</sup>
第1回 (加速)	1981年9月	5.30 (29.9EFPY <sup>*1</sup> )	4	2	11	-21	-23	-14
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12 (7.42EFPY <sup>*1</sup> )	3	-1	9	-22	-26	-16
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64 (21.4EFPY*1)	7	0	20	-18	-25	-5
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-2	-5	-10	-27	-30

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

\*1:監視試験片位置の中性子束から, 設備利用率を80 %として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数 \*2:JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した関連温度初期値のうち母材, 溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用

2.3 中性子照射脆化-①最低使用温度の評価(評価条件)



- ・国内脆化予測法による予測と、第1回加速試験を除く第2回から第4回監視試験結果の関係 を下図に示す。
- ・関連温度移行量の予測値と監視試験結果から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化 予測法による予測の範囲内であることを確認した。
- ・60年時点での関連温度移行量の予測値は下図より約36℃となる。



関連温度移行量の国内脆化予測式による予測と監視試験結果の関係(母材の例)

## 2.3 中性子照射脆化-①最低使用温度の評価(評価結果)



国内脆化予測法による運転開始後60年時点での関連温度予測値は,最大値11 ℃となり,余 裕(26℃)を見込んだ結果,胴の最低使用温度は最大値37 ℃となった。

関連温度=関連温度初期値+関連温度移行量(予測値)=(-25℃)+36℃=11℃

最低使用温度=関連温度+余裕=11℃+26℃=37℃

評価時期	材料	関連温度 初期値(℃)		関連温度(℃)	余裕 (T−RT <sub>NDT</sub> ) (℃)	- 胴の最低 使用温度(℃)
2016年 11月時点	母材	- <b>2</b> 5* <sup>2</sup>	30	5		
	溶接金属	-25* <sup>2</sup>	27	2		31
	熱影響部	- <b>2</b> 5* <sup>2</sup>	30	5	26	
運転開始後 60年時点	母材	- <b>2</b> 5* <sup>2</sup>	36	11	20	
	溶接金属	- <b>2</b> 5* <sup>2</sup>	31	6		37
	熱影響部	-25 <sup>*2</sup>	36	11		

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

\*1:原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値

\*2:JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した関連温度初期値のうち母材,溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用(当該の部材に ついては母材及び熱影響部は-32℃,溶接金属は-43℃)

# 2.3 中性子照射脆化-①最低使用温度の評価(追加評価)



これまでの最低使用温度の評価は監視試験片を取り出した部位でおこなってきたが,劣化状況評価では炉心領域の部位ごとに評価することとした。その結果,監視試験に基づく結果(最大値11 ℃)よりも関連温度が高い部位(最大値27 ℃)が抽出された。

部位		母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量* <sup>1</sup> (℃)	関連温度(℃)
百了后口书应兜明	3-2	7C298-1-2	-32	51	19
原于炉庄刀谷岙胴   (炉心領域3)	3–3	7C330-1-2	-32	36	4
	4-4	7C788-1-2	-25	42	17
医子样医上的眼睛	4–1	7C204-1-2	-32	40	8
	4-2	7C234-1-2	-32	56	24
	4-3	7C247-1-2	-32	55	23
低圧注水ノズル	A	10596-1-3	-28	52	24
(コーナー部)	B, C	11035-1-3*2	-28	55	27

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

<b>並</b> 74	溶接	金属	関連温度	関連温度	問連追座(℃)	
прју	識別番号①	識別番号2	初期値(℃)	移行量*1(℃)	「天正に」()	
原子炉圧力 容器胴(炉心 領域3,4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9	
	D53040	1810-02205	-43	54	11	
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12	
	D57310	3330-02205	-43	42	-1	
低圧注水	D53040	3818-02205	-28	36	8	
ノズル	D60468	3818-02205	-28	36	8	

\*1:原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値,ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値 \*2:Bノズル及びCノズルは同じ材料であり,Bノズルを代表として実施 2.3 中性子照射脆化-①最低使用温度の評価(運用について)



- ・原子炉圧力容器胴部の温度が低い状態で,圧力を上げる操作として,プラント停止時における,漏えい試験(原子炉圧力を定格(6.93MPa)まで上げた状態で,漏えいのないことを確認する試験)があげられる。
- ・60年時点での最低使用温度を考慮しても、下図に示す制限曲線を超えないように漏えい試 験を実施することで、脆性破壊を防止することが可能となる。



\*:供用前の耐圧試験圧力の20%を示す((最高使用圧力8.62 MPa)×(供用前耐圧1.25)×(20%)=2.155 MPa) 原子炉圧力容器の圧力・温度制限曲線(60年時点)(低圧注水ノズル,漏えい試験時)

2.3 中性子照射脆化-②上部棚吸収エネルギー



#### <上部棚吸収エネルギー評価>

- ・監視試験片において、未照射時のシャルピー衝撃試験によるエネルギー初期値を評価する とともに、各回の監視試験においてもエネルギー実測値を評価している。
- ・60年時点の予測では国内予測式を適用しており、第4回までのエネルギー実測値の多くが 初期値を上回っているため、保守的評価としてマージンに標準偏差の2倍を適用している。

	雨山吐田	中性子照射量	上部棚吸収エネルギー(J)			
回致	取击时别	[E>1 MeV]	母材	溶接金属	熱影響部	
初期値	—	0	202	188	205	
第1回 (加速)	1981年9月	5.30	220	212	218	
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12	202	197	200	
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64	199	174	191	
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88	220	215	240	

監視試験結果(上部棚吸収エネルギー)

# 2.3 中性子照射脆化一追加保全策(監視試験片)



○東海第二発電所の原子炉圧力容器は日立製作所製であり、中性子照射脆化の状況を 確認するための監視試験片は、発電所建設時に原子炉圧力容器内面に4カプセル(加 速照射試験片1カプセル含む)装荷している。\*

\*「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日,通商産業省告示501号)」に基づき実施



# 2.3 中性子照射脆化一監視試験結果



# 〇原子炉圧力容器内面に装荷した監視試験片を使用して、JEAC4201等の規程に従い、 これまで<u>計4回の監視試験を実施している。</u>監視試験結果を以下に示す。

	-		-						-		
回数 取出 時期	中性子照射量 (× 10 <sup>21</sup> n/m <sup>2</sup> )	関連温度及び関連温度移行量(℃)					上部棚吸収エネルギー(J)				
		母材		溶接金属		熱影響部			<b></b>	劫髟	
	H(] ≫]	[E>1 MeV]	関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度	母材	金属	響部
関連温度 初期値		0	-25*	2	-25*	-2	-25`	*2	202	188	205
第1回 (加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY <sup>*1</sup> )	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化に対する監視試験結果

\*1:監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

\*2:建設時にRT<sub>NDT</sub>を計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母材,溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の 中での最高値を適用

# 2.3 中性子照射脆化-シャルピー衝撃試験結果



- 〇一般に,中性子照射量が多くなるにつれて原子炉圧力容器の中性子照射脆化が進み, 関連温度\*1の移行量\*2が増加するなどして関連温度が上昇し,遷移曲線が右側に移 行する。また,高温側での上部棚吸収エネルギー\*3が低下するとされている。
- 〇一方で、東海第二発電所の監視試験片によるシャルピー衝撃試験結果より、関連温度 の上昇傾向及び上部棚吸収エネルギーの有意な減少は見られず、顕著な中性子照射 脆化の傾向は認められない結果が得られている。





ー国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(1/3)

〇監視試験結果と関連温度予測値の結果から、原子炉圧力容器の各部位(母材、溶接金属、熱影響部)について、<u>中性子照射脆化は国内脆化予測法による予測の範囲内であ</u> ることを確認している。



## JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(母材)

高経年化-161

ー国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(2/3)



## JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(溶接金属)

高経年化-162

👍 げhTh

ー国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(3/3)



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(熱影響部)

高経年化-163

👉 iFhTh

2.3 中性子照射脆化 一監視試験結果に基づく60年時点における胴の最低使用温度



- 〇前頁に示した監視試験結果と国内脆化予測法の関係より、試験結果を包含する国内脆化 予測法を用いて原子炉圧力容器胴部の最低使用温度を算出する。(別紙2参照)
- ○原子炉圧力容器の胴の関連温度は、2016年11月時点で約5℃、運転開始後60年時点で約11℃。これにより、胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージンとして余裕26℃を考慮して、2016年11月時点で31℃、運転開始後60年時点で37℃となった。

監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の評価結果(国内脆化予測法)

部位			B 関連温度 移行量(℃) <sup>※</sup>	<mark>C=A+B</mark> 関連温度(℃)	D 余裕* T−RT <sub>NDT</sub> (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)
	母材	-25	30	5		
2016年 11月時点	溶接金属	-25	27	2	26	31
	熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25	36	11		
	溶接金属	-25	31	6	26	37
	熱影響部	-25	36	11		

\*: 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

※関連温度移行量については、保守的に小数点以下を切り上げて評価している。 <2016年11月時点> 母材:30.0 ℃,溶接金属:26.6 ℃,熱影響部:29.6 ℃ <運転開始後60年時点>母材:35.7 ℃,溶接金属:31.0 ℃,熱影響部:35.3 ℃



-60年時点の最低使用温度評価

# 〇監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用しているが、原子炉圧力容器や溶接金属の部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分量は異なるため、部位ごとの関連温度移行量を規格\*に基づき算出し、最低使用温度を評価する。



2.3 中性子照射脆化
 一各部位の材料成分



〇各部位の材料成分は以下のとおりであり、最低使用温度の評価に適用している。 原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(母材)



240

2.3 中性子照射脆化
 -60年時点の関連温度の算出



○評価手法:炉心領域にある全ての部位について60年時点の関連温度を算出した。
○評価結果:低圧注水ノズル(コーナー部)が最も高い部位(最高値27 ℃)として抽出された。

部位		母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)		関連温度(℃)	
┍ᡔᇨ┍ᆠᅉᄜᅃ		3–2	-2 7C298-1-2 -32 51		51	19
原于炉庄刀谷   (恒心領域)	·	3–3	7C330-1-2	-32	36	4
	5)	4–4	7C788-1-2	-25	42	17
「「「」」「「」」」「」」」「」」」」		4–1	7C204-1-2	-32	40	8
原于炉庄刀谷   (恒心頌博)	·	4–2	7C234-1-2 -32 56		56	<b>24</b> * <sup>3</sup>
	+)	4–3	7C247-1-2	-32	55	23
低圧注水ノズル (コーナー部)		Α	10596-1-3	-28	52	24
		B, C	11035-1-3*2	-28	55	<b>27</b> * <sup>3</sup>
÷7./1		溶接金属		関連温度	関連温度	関連追座(%)
部1公	識別	番号①	識別番号②	初期値(℃)	移行量*1(℃)	
「「「」」「「」」	D5	1852	2X23-02205	-43	52	9
原于炉庄刀 容器胴(炉心 領域3,4)	D5	3040	1810-02205	-43	54	11 <sup>*3</sup>
	D5	7310	2X23-02205	-43	31	-12
	D5	7310	3330-02205	-43	42	-1
低圧注水	D5	3040	3818-02205	-28	36	8
ノズル D60468		0468	3818-02205	-28	36	8

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

\*1:原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値,ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値

(JEAC4201-2007/2013, JEAC4206-2007)

\*2:Bノズル及びCノズルは同じ材料であり、Bノズルを代表として実施

\*3:部位ごとに最も高い関連温度を用いて最低使用温度を評価する。

2.3 中性子照射脆化
 -60年時点の評価結果まとめ



○評価手法: 炉心領域にある全ての部位\*について最低使用温度を算出した。

○評価結果:下表に示す通り、60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く 53℃と算出された。

〇保守性 :監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて、材料成分の異なる各 部位ごとに関連温度を評価し、最も高い最低使用温度を算定するとともに、特 別点検において炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったものの、き裂が 発生したことを仮定した評価を行っていることから、評価には保守性を有する。

> \*:中性子照射量が最も大きい圧力容器胴と、中性子照射量は小さいものの 構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施

部位		識別番号	<b>A</b> 関連温度 初期値(℃)	B 関連温度 移行量(℃)	C=A+B 関連温度 (℃)	D 余裕* T-RT <sub>NDT</sub> (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)	
母材	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接 金属	★ 原子炉圧力容器胴 属 (炉心領域3,4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
音可	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

部位ごとの原子炉圧力容器の最低使用温度の評価結果(まとめ)

\*:保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

高経年化-168

-最低使用温度の選定と運転管理への反映



- O(1)の監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴部の評価結果と、(2)の監視試験の代表性及び保守性の比較により、運転開始後60年時点の最低使用温度は、(2)の部位ごとの評価結果に基づく53℃が最も高いことを確認した。
- 〇本結果に基づき, 原子炉圧力容器等の最低使用温度を53℃と決定している。
- ○今後の発電所の運転管理において、プラントの起動時・停止時等で原子炉圧力容器温度が低温かつ原子炉圧力の昇圧前又は降圧後において、この最低使用温度(53℃)を上回る温度管理は十分に可能であることを確認している。(次頁参照)

60年時点の原子炉圧力容器の最低使用温度の

	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量(℃)	関連温度 (℃)	余裕 T-RT <sub>NDT</sub> (℃)	最低使用温度 (℃)
<b>監視試験結果に</b> 基づく評価結果 (母材,熱影響部)	-25	36	11	26	37
<b>部位ごとの評価結果</b> (低圧注水ノズル (コーナー部)	-28	55	27	26	53

監視試験結果に基づく評価結果と部位ごとの評価結果の比較

2.3 中性子照射脆化 ープラントの起動時における最低使用温度管理について



○東海第二発電所はBWRであり、原子炉水の温度上昇に伴い昇圧することから、最低使用温度が100℃未満であれば管理可能であるが、原子炉起動時は原子炉圧力容器(原子炉水)の加温に長時間を要する場合が想定される。
 ○<u>至近の運転サイクルの起動曲線実績より、原子炉水温度の実績は60年時点の最低使用温度53℃を上回る約58℃</u>
 <u>~約60℃に上昇できていることから、</u>今後最低使用温度53℃を設定しても運用上問題ないと判断する。

-5回目の監視試験を行う場合の対応方針



〇今後の50年目の高経年化技術評価の実施にあたり、5回目の監視試験については、試験 済みの監視試験片を再生して実施\*する。

\*日本電気協会電気技術規程「JEAC4201-2007 原子炉構造材の監視試験方法」に基づき実施

- 〇5回目の監視試験の実施時期については、保守管理に関する方針に基づき、今後の原子 <u>炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画</u>とする。
- Oなお、最も照射を受けた4回目の監視試験結果より、母材の方が熱影響部よりも関連温度が高いことを確認しており、全体の脆化傾向として母材で代表できるものと考える。

最も照射を受けた4回目の監視試験結果等より、母材、溶接金属及び熱影響部の評価については母材の評価で代表することが妥当と判断している。

- 〇(1)に示した監視試験結果のとおり、関連温度移行量は、<u>4回目(炉壁3)の溶接金属及び</u> <u>熱影響部について負の値</u>であり、脆化の影響を受けていない。
- 〇(2)に示した60年時点の関連温度評価より、熱影響部の関連温度移行量が母材より低い ことを確認していることから、熱影響部の破壊靭性は母材と同等以上と考えられる。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転 サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。

- 2.3 中性子照射脆化-燃料有効長頂部位置データ不整合の影響 (原子炉圧力容器内の中性照射量分布(軸方向)と評価上の扱い)
- 〇原子炉圧力容器内表面における中性子束(中性子照射量)は、監視試験片の照射量実測値に基づく解析 評価により、<u>監視試験片が取り付けてある圧力容器胴(炉心領域3)において最大となる。</u>
- ○圧力容器胴の中性子照射量の評価では燃料有効長頂部位置データを用いておらず,また保守的に圧力容 器胴(炉心領域3)の最大値を一律適用していることから,軸方向の燃料有効長頂部位置データの不整合 が評価に影響することはない。



2.3 中性子照射脆化-燃料有効長頂部位置データ不整合の影響 (原子炉圧力容器内の中性照射量分布(円周方向)及びまとめ)



- 〇原子炉圧力容器内面の<u>円周方向の中性子束分布は、燃料集合体が原子炉圧力容器・シュラウドに</u> 近い位置では中性子束は高くなり、遠い位置では低くなる。
- 〇燃料集合体上下方向の燃料有効長範囲では燃料集合体の形状及び配置は同じであるため、<br />
  燃料 集合体位置と中性子束分布の相対的な大小関係は、炉心中央部及び炉心上部で傾向として変わ ることはない。これにより、円周方向の中性子照射量についても、当該データの不整合が評価に影 響することはない。





## 

○ 監視試験片の実測結果



## 別紙2:原子炉圧力容器胴の最低使用温度算出の流れ



- 〇規格\*1には、供用期間中の原子炉圧力容器材料の破壊靭性の要求について関連温度を基準として 規定されているとともに、関連温度予測値の算出方法についても規定されている。
- 〇圧力容器胴の最低使用温度算出にあたっては、60年時点の関連温度を算出した上で、供用期間中の圧力容器胴の破壊靭性要求を満足する温度(最低使用温度)を算出する。流れを以下に示す。

\*:日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),

日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-2007)

① 圧力容器胴の60年時点の関連温度を算出(JEAC4201-2007/2013)・・・(C=A+B)
 60年時点の関連温度(C) = 関連温度初期値(A)\*2+60年時点の関連温度移行量予測値(B)\*3
 \*2: JEAC4206-2007附属書Eに基づき算出
 \*3: JEAC4201-2007/2013附属書Bに基づき算出

② 圧力容器胴に仮想的に欠陥を想定した際の破壊靭性に対する要求温度を算出・・・(D)

(1)関連温度を基準にした温度の関数として,<u>破壊靭性値K<sub>ro</sub>が規定</u>されている。

 $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$ 

- (2) 最大仮想欠陥の深さとして「板厚tの1/4」を想定した際の, 応力拡大係数K<sub>I</sub>を算出する。
- (3) 想定欠陥による脆性破壊が生じないためには、(2)で得た応力拡大係数 $K_I$ と破壊靭性値 $K_{IC}$ の関係は、 <u>K<sub>I</sub>  $\leq$  K<sub>IC</sub> <u>を満足</u>する必要がある。(1)の式を変形して<u>K<sub>I</sub>  $\leq$  K<sub>IC</sub> <u>を満足する余裕(T-RT<sub>NDT</sub>)として算出</u> する。</u></u>

 $T-RT_{NDT} \ge 1/0.036 \times ln((K_1-36.48)/22.78)$ 



③ 胴の最低使用温度を算出・・・(C+D)

最低使用温度として、①で得た圧力容器胴の60年時点の関連温度と、②で得た圧力容器胴の破壊靭性に対する要求温度を足し合わせる。

#### 別紙3: 関連温度移行量の算出について(1/2)



〇規格\*に基づき,中性子照射による関連温度移行量の予測方法が以下のとおり規定されている。 \*:日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)

- 1. 関連温度移行量の予測値=△RT<sub>NDT</sub>計算値+M<sub>R</sub>
- 2. △RT<sub>NDT</sub>計算値を, 附属書表B-2100-2(沸騰水型原子炉圧力容器に対する△RT<sub>NDT</sub>計算値)を用いて、以下手順で求める。
  - ①計算に使用する中性子束 $\Phi_c$ に最も近い中性子束 $\Phi_a$ ,  $\Phi_b$  ( $\Phi_a \leq \Phi_c \leq \Phi_b$ )の表を選定。
  - ②両表に対して、計算に使用するEFPY<sub>c</sub>に最も近いEFPY<sub>1</sub>, EFPY<sub>2</sub>(EFPY<sub>1</sub>≦EFPY<sub>c</sub>≦EFPY<sub>2</sub>)

における $\Delta RT_{NDT}$ 計算値を計算。銅及びニッケルの含有量に対しては比例法で補完して計算。 ③EFPY<sub>1</sub>, EFPY<sub>2</sub>における中性子束 $\Phi_c$ に対する $\Delta RT_{NDT}$ 計算値( $\Delta RT_{NDT1,c}, \Delta RT_{NDT2,c}$ )を求める。

$$\Delta RT_{NDT i,c} = \Delta RT_{NDT i,a} + \frac{\Delta RT_{NDT i,b} - \Delta RT_{NDT i,a}}{\log \Phi_b - \log \Phi_a} (\log \Phi_c - \log \Phi_a)$$

④EFPY<sub>c</sub>に対する△RT<sub>NDT</sub>計算値(△RT<sub>NDT c</sub>)を求める。

$$\Delta RT_{NDTc} = \Delta RT_{NDT1,c} + \frac{\Delta RT_{NDT2,c} - \Delta RT_{NDT1,c}}{\log EFPY_2 - \log EFPY_1} (\log EFPY_c - \log EFPY_1)$$

3. 求めた $\Delta RT_{NDT}$ 計算値( $\Delta RT_{NDT}$ )に+ $M_R$ を足し合わせる。(規格に基づき,  $M_R = 22^{\circ}$ )

次ページに、一例として、運転開始後60年時点における原子炉圧力容器胴(炉心領域4:部位4-2)の 関連温度移行量の算出過程を示す。

## 別紙3: 関連温度移行量の算出について(2/2)



評価条件及び附属書表B-2100-2の「EFPY」「Cu」読み値並びに「Ni」を比例補間した値は以下のとおり。



EFPY<sub>1</sub>, EFPY<sub>2</sub>における中性子束Φ<sub>c</sub>に対するΔRT<sub>NDT</sub>計算値(ΔRT<sub>NDT1,c</sub>, ΔRT<sub>NDT2,c</sub>)を算出。





鉄は、中性子を受けると粘り強さが低下(脆化)することがわかっています。これは、鉄を原 子レベルで見てみると、鉄原子は粘り強い状態では規則正しく並んでいますが、中性子を受け ると、鉄原子がはじき出されて隙間ができたり、不純物の塊ができたりすることにより、規則正 しさが乱れるためです。これを「中性子照射脆化」といいます。


#### <参考>シャルピー衝撃試験と吸収エネルギーについて

鉄などの金属は、ある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる 温度を「脆性遷移温度」といいます。試験片を使ってこの温度を調べることで粘り強さの変化 を確認できます。

具体的には、取り出した試験片の温度を様々に変え、衝撃を加えて壊す試験※を行い、試験片を壊すのに必要なエネルギーの量を測定することで確認できます。



#### <参考>監視試験片の再生について



〇日本電気協会電気技術規程「JEAC4201-2007 原子炉構造材の監視試験方法」に て、監視試験片の再生が導入されている。再生例は以下のとおり。



※出典: JEAC4201-2007の記述に基づき図示化

## 2.4 照射誘起型応力腐食割れ-評価対象



以下のとおり,部位ごとに割れの可能性について評価した結果,炉心シュラウドH4周溶接 継手の内面については、可能性を否定できないことから、詳細に評価することとした。

かり、「「「「「「「」」」」の「「「」」の「「「」」の「「」」の「「」」の「「」」				
炉内構造物	照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価			
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響 部含む)内面	しきい照射量を超えるものの、内面には水素注入に対して触媒効果の ある貴金属をコーティングして、局部的に <u>腐食環境の改善</u> 効果を向上させ ているため、照射誘起型応力腐食 <u>割れが発生する可能性は小さい</u> ものの、 将来にわたって発生することが否定できない。			
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響 部含む)外面	しきい照射量を超えるものの、外面にはウォータージェットピーニング施 エによる <u>残留応力の改善</u> を行っていることから、照射誘起型応力腐食 <u>割</u> れが発生する可能性はないと評価する。			
炉心シュラウド中間胴 の母材部	しきい照射量を超えるものの、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 <u>引張応力成分が低い</u> ことから、照射誘起型応力腐食 <u>割れが発生する可能性はない</u> と評価する。			
上部格子板の グリッドプレート	しきい照射量を超えるものの、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いこ とから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。			

后内構作物の限制活力型にも成合則も発生の可能性証法は用

## 2.4 照射誘起型応力腐食割れ-評価手法及び評価条件



評価手法:これまでの点検で割れを確認していないが,割れが発生したことを仮定して,応力 拡大係数を算出し,破壊靭性値を下回ることを確認する。

評価条件:維持規格\*に基づき,適切な破壊靭性値を設定するため,共同研究の成果である破 壊靭性評価式を適用した。



共同研究における破壊靭性評価式の策定方法

## 2.4 照射誘起型応力腐食割れ-評価条件



下図のとおり、国内外から集めたデータの下限包絡線を破壊靭性評価式とした。評価式より 60年時点の破壊靭性値は75MPa√mと評価した。



## 2.4 照射誘起型応力腐食割れ-評価結果



溶接残留応力を考慮すると、応力拡大係数は板 厚中央近傍でゼロとなる見込みであるが、表面 は大きな値となり、周方向の亀裂進展が想定さ れること及び周方向に複数の応力腐食割れの 発生を想定し、内表面全周亀裂を想定した評価 を実施する。



炉心シュラウドH4周溶接継手の内表面全周に初 期亀裂を想定 深さa<sub>0</sub>=1.0 [mm]

亀裂想定位置及び評価モデル



応力拡大係数(73.8MPa√m)は,安全率を考慮した場合 でも運転開始後60年時点の破壊靭性値(75MPa√m)を 下回ることを確認した。



### ① 点検状況(炉心シュラウド)

### 表1 維持規格に基づく点検内容

点検対象		点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド	内面	MVT-1	運転時間で5~15年	第24回定期検査 (2009年)	良
周溶接継手H4	外面	MVT-1	運転時間で5~15年	第25回施設定期検査 (2015年)	良
炉心シュラウド		VT-3	10年	第25回施設定期検査 (2015年)	良

#### 表2 維持規格に基づく点検に加えて実施する点検内容

点検対象	点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド周溶接 継手H4内面	MVT-1	4定期検査毎	第24回定期検査 (2009年)	良

#### <判定基準>

MVT-1:表面について, 摩耗, き裂, 腐食, 浸食等の異常がないこと。 VT-3:過度の変形, 心合わせ不良, 傾き, 部品の破損及び脱落がないこと。

## 2.4 照射誘起型応力腐食割れー現状保全(2/5)



#### ① 点検状況(炉心シュラウド)(続き)





### ② 応力腐食割れに対する予防保全対策

発生因子	炉心シュラウド
応力	▶ ウォータージェットピーニング施工による溶接残留応力の改善(1999年) (外面)
材料	▶ 低炭素ステンレス鋼SUS304Lを使用(全体)
環境	<ul> <li>水素注入による腐食電位の低減(1997年1月~)(全体)</li> <li>貴金属コーティング施工による腐食環境の改善(1999年)(内面)</li> </ul>

## 2.4 照射誘起型応力腐食割れ-現状保全(4/5)WJP施工について

ウォータージェットピーニング施工(WJP)とは,高圧水を 水中でノズルから噴射することにより,発生させたキャビ テーションを含むジェットで,機器表面をピーニングするこ とにより,材料表面の引張残留応力を圧縮側に改善する 方法である。

(解説 2-1) WJP (Water Jet Peening)の原理

WJPは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェ ットで、機器表面をピーニングする技術である。このWJPの原理を、解説図 2-1 に示す。



解説図 2-1 WJPの原理

WJPによる引張残留応力改善の原理\* \*:日本原子カ技術協会予防保全エ法ガイドライン[ピーニングエ法]より





## ② 応力腐食割れに対する予防保全対策(続き)



図 炉心シュラウド 応力・環境改善箇所概要図(1999年第17回定期検査)

### 2.4 照射誘起型応力腐食割れー制御棒の評価(1/4)



- ①中性子照射量と照射誘起型応力腐食割れの感受性の関係
  - ・制御棒に使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は、しきい照射量 (SUS304: 約 5×10<sup>24</sup> n/m<sup>2</sup>, SUS316:約 1×10<sup>25</sup> n/m<sup>2</sup>)以上の中性子照射量を受けた場合に 照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている。
- ②高い照射量を受ける制御棒上部の使用材料は、一部を除きステンレス鋼である。 (東海第二の制御棒は、ボロン・カーバイド型)

部位	A社製	B社製
制御材被覆管	SUS304相当	SUS304相当 SUS304L相当
シース	SUS304相当	SUS316L
タイロッド	SUS304相当	SUS316L
ピン	コバルト基合金	ステンレス鋼
上部ハンドル	SUS304相当	SUS316L

#### 2.4 照射誘起型応力腐食割れー制御棒の評価(2/4)



- ③制御棒の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価
  - ・制御棒は、核的寿命に対して保守的に定めた運用基準(取替基準:2.0×10<sup>25</sup> n/m<sup>2</sup>(熱中性子))
     ・申性子)、取替目標値:1.5×10<sup>25</sup> n/m<sup>2</sup>(熱中性子))に基づき取替を実施している。

➡照射量の観点から,照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。

- ・制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルは溶接熱影響部に引張残留応力が存在する。また、制御材被覆管には、制御材の熱中性子捕獲による<sup>10</sup>B(n, α)<sup>7</sup>Li反応によるHe発生に伴う内圧上昇、並びに制御材の体積膨張によって引張応力が作用する。
  - ➡応力の観点から,照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。
- ・制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れが発生した場合、内部のボロン・カーバイドの流出によって原子炉水のトリチウム濃度が上昇する。
  - ⇒定期的にトリチウム濃度の測定(3か月に1度)を実施。トリチウム濃度の急上昇はなく、制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認している。

## 2.4 照射誘起型応力腐食割れー制御棒の評価(3/4)



(2)現状保全

#### ①点検状況

 ・定期検査毎に実施している原子炉停止余裕検査,制御棒駆動水圧系機能検査及び制 御棒駆動機構機能検査により、制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを確認している。

②応力腐食割れに対する予防保全対策

発生因子	対策	上部ハンドル
応力	<ul> <li>溶接部の残留応力低減 (取替品)</li> <li>製造時の不純物管理, 上部 ハンドルガイドローラのピン穴 に通水溝(取替品)(右図)</li> </ul>	
材料	<ul> <li>         低炭素ステンレス鋼SUS316L, SUS304Lを使用(取替品)     </li> </ul>	
環境	<ul> <li>水素注入による腐食電位の低減(1997年1月~)</li> </ul>	

## 2.4 照射誘起型応力腐食割れー制御棒の評価(4/4)



#### (3)総合評価

- 制御棒は、照射量及び応力の観点から、ステンレス鋼を使用している上部に位置する部 位について照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。
- しかしながら、運用基準に基づく制御棒の取替、定期検査毎の原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査を実施していくことで、機能上の観点から健全性の確認は可能と判断する。
- また、定期的なトリチウム濃度の測定によって、制御材被覆管の照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認している。
- したがって、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても、これらの運用を 継続することで、技術基準規則第36条及び第59条に定める制御棒の機能は維持できる ことから、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。
- なお,新制御棒については,製造時の不純物管理を徹底するとともに,応力腐食割れ対策品とすることで,照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性を低減できると考える。

(4)高経年化への対応

 制御棒の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状保全の 内容に追加すべき項目はない。

### 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-評価対象の選定(1/3)



評価対象は以下のとおりとした。 ○使用温度が250 ℃以上 ○使用材料が2相ステンレス鋼(ステンレ ス鋼鋳鋼) 以下について定量評価を行うこととした。 ○亀裂の原因となる経年劣化事象の発生 が想定される

フローにすると右図のようになるが、低サイ クル疲労を想定する部位であっても疲労累積 係数は1以下であり、その他亀裂の原因とな る経年劣化事象がないため、定量評価の対 象となる部位は抽出されなかった。

このため、保守的に低サイクル疲労を想定する部位について評価を行うこととした。

次ページに全評価対象と評価要否を示す。



# 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-評価対象の選定(2/3)



## 全評価対象

\*1:図1の熱時効スクリーニングフローによるスクリーニング結果を記載している。
 \*2:劣化状況評価書にて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としている部位を示している。

機種分類	機器名称	対象部位	評価結果*1	最高使用温度 【℃】	使用温度 【℃】	<ul> <li>亀裂の原因となる</li> <li>経年劣化事象*<sup>2</sup></li> </ul>	疲労累積係数	備考
	「百子 行冷却材浄化 系循環 ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285	_	_	
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	-	-	
		ケーシング	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
ホンフ	西ス 伝声 伊 書 ポンプ	ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	_	_	
	原于炉井値境ホンフ	グージングリング	正重評価対象外	302	285			
		初位単 水 山 軸 受	上重計個対象外 定量認価対象外	302	285	_	_	
		<b>小</b> 1 袖文	心 墨 印 圖 內 咏 / [	002	200			
	原子炉再循環ポンプ入口弁(代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	-	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた,弁体	定量評価対象外	302	285	_	_	
	原子炉再循環ポンプ出口弁 (代表機器)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	代表機器として、疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		弁ふた,弁体	定量評価対象外	302	285	_	-	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	_	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた,弁体	定量評価対象外	302	285	-	-	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁(代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	-	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた,弁体	定量評価対象外	302	285	-	-	
仕切弁	原子炉隔離時冷却系注入弁(代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	-	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた,弁体	定量評価対象外	302	285	-		
	原子炉冷却材浄化系隔離弁(代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	-	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた,弁体	定量評価対象外	302	285	-	_	
	原子炉冷却材净化系吸込弁(代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	-	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた,弁体	定量評価対象外	302	285	_	-	
	原子炉圧力容器底部ドレン弁(代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	-	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285	—	_	
	原子炉滑却材净化米再生熟交换器 官側人口开 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	-	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
	残留熱除去糸ヘッドスプレイ隔離弁	弁箱, 弁ふた	定量評価対象外	302	285			
	次留照际云ボンイットグリンは八井 両こに冷却けぬルズ両こに言 h か	ナ相, ナかに	上重計個対象外 空島短年対角対	302	280			
玉型弁	原子炉市坪村存化ポ原丁炉戻り开 原子后冷却材浄化吸込金	一 元 元 二 元 二 元 二 元 二 元 二 元 二 元 二 元 二 元 二	定量評価対象外	302	285	_	_	
	原子恒圧力容器底部ドレンバイパス争	五相, 元為た 弁約 弁ふた	定量評価対象外	302	285	_	_	
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	_	_	
	ほう酸水注入系テスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	_	-	
	残留熱除去系ヘッドスプレイライン逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
逆止弁	残留熱除去系停止時冷却ラインテスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	_	_	
	原子炉隔離時冷却系外側テスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285		-	
	原子炉戻り配管逆止弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	—	-	ver PT-1
安全弁	残留然际去米停止時行却人口フイン安全开 排ガス復水翌昭卿安全金	光相	評価対象外 評価対象の	302 538	250℃未満 250℃未満			連用上, 使用温度か250℃未満 執済動幅振の結果。 使用担産が250℃未満
	カウン液小硷肥明女王井	<u> 元相</u>	計画対象21 定量評価対象が	302	2000末间 285		 1以下	※00,000円切 ジルボ, 区用価度 // 200 し 不 個 疲労割れを評価1. 許容値を満たすことを確認
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁ふた、ボールシャフト	定量評価対象外	302	285	//x // 1914 U	-	
	制御棒	落下速度リミッタ	定量評価対象外	302	285	-	-	
機械設備	制御棒駆動機構	コレットピストン, コレットリティナチューブ	評価対象外	302	250℃未満	_	_	冷却流路に設置されているため,使用温度は250℃未満
	ディーゼル機関本体	過給機ノズル	評価対象外	250℃以上	250℃以上	_	_	運転時間(時効時間)が短いため
	燃料支持金具(中央,周辺)	中央燃料支持金具	定量評価対象外	302	285			
	制御棒案内管	ベース	定量評価対象外	302	285	-	-	
炉内構造物	炉心スプレイ配管・スパージャ	ノズル	定量評価対象外	302	285		-	
	29 1	インレットミキサ	正量評価対象外	302	285	-		
1	ンエット小ノノ	アイノユーサ	正重評価対象外	302	285			
1		リッヘドレニテノフクツト	上重計1回対家外	302	200			

# 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-評価対象の選定(3/3)



機種分類	対象機器	対象部位	機器番号	フェライト量 [%]	使用温度 [℃]	発生応力 [MPa]	重大事故 等時の 機能要求	選定 結果
*`.^	原スに再進得代して	ケーシング	C001A	約21.1	285	198.5	無し	0
ネンプ	原丁炉丹循環ホンク	<i><i><i><i>n</i>-<i>yyy</i></i></i></i>	C001B	約19.6	285	190.7	無し	
	原子炉再循環ポンプ	台佐	F023A	約24.3	285	146.7	無し	0
	入口弁	<u></u>	F023B	約20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ		F067A	約19.3	285	119.4	無し	
	出口弁	井相	F067B	約22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャット	<b>五</b> ケ	F008	約12.9	285	65.2	有り	
	ダウンライン隔離弁	<u></u> 开相	F009	約11.6	285	67.2	有り	
	建四執险夫玄		F090A	約14.7	285	39.9	有り	
	停止時冷却ライン		F090B	約13.0	285	41.6	有り	
	手動弁		F091	約8.5	285	63.5	有り	
仕切弁	原子炉隔離時冷却系 注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系 隔離弁	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
			F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系	(a. 11)	F100	約13.1	285	126.8	無し	
	吸込弁		F106	約14.1	285	115.1	無し	
	原子炉圧力容器底部 ドレン弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系 再生熱交換器管側 入口弁	弁箱	F105	約8.4	285	_	無し	
<u>حک رہ کل</u>	原子炉再循環ポンプ		F060A	約23.1	285	140.1	無し	
ホールサ	流量制御弁	并箱	F060B	約15.9	285	155.8	無し	

## 代表の選定

## 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-①脆化予測, 2-1想定亀裂 - - 4-555776

#### ①評価対象期間の脆化予測

脆化予測モデル(「Proceeding of ASME PVP 2005-71528」で公開されたH3Tモデル\*1)を
 用いて, 熱時効後のステンレス鋼鋳鋼の亀裂進展抵抗(破壊靭性値)を予測した。

対象機器·部位	J <sub>IC</sub> [kJ∕m²]	J <sub>6</sub> [kJ∕m²]
原子炉再循環ポンプのケーシング	64.2	234.3
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	47.4	178.1

\*1:H3Tモデルは,熱時効により低下する亀裂進展抵抗(破壊靭性値)を予測するために開発されたものであり,複数の鋼種や製造方法の 材料により取得された材料データに基づき,フェライト量から熱時効後の材料の亀裂進展抵抗を予測するものである。本評価では保守的 にばらつきの下限線(-2S)を用いて,運転開始後60年時点における亀裂進展抵抗を予測している。

(2-1想定亀裂の評価(1/3)

初期欠陥は、社団法人日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG 4613-1998)」及び原子炉安全基準専門部会報告書の『配管の破断に伴う「内部発生飛来物 に対する設計上の考慮」について』を参考に設定している。





#### (2)-1想定亀裂の評価(2/3)

ポンプケーシング内面及び弁箱内面に仮定した初期欠陥がプラント運転時に生じる応力 サイクルにより運転開始後60年時点までに進展する量を算出した。

$$da/dN = 8.17 \times 10^{-12} \cdot t_r^{0.5} \cdot (\Delta K)^{3.0}/(1-R)^{2.12}$$
  
 $\Delta K = K_{max} - K_{min} (R \ge 0$ の場合)  
 $\Delta K = K_{max}$  (R < 0 の場合)  
 $da/dN : 疲労亀裂進展速度[m/cycle] \Delta K :応力拡大係数の変動範囲[MPa√m]$   
 $t_r : 1(t_r < 10$ 場合) R :応力比[K<sub>min</sub>/K<sub>max</sub>]  
 $t_r = 1(t_r < 10$ 場合) K<sub>max</sub>, K<sub>min</sub> :最大及び最小応力拡大係数[MPa√m]  
 $t_r = 1000(t_r$ が定義できない場合)

疲労亀裂進展速度は、BWR環境中を考慮した式であり、保守的な評価となる社団法人 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」に規定されているオーステ ナイト系ステンレス鋼のBWR環境中の疲労亀裂進展速度を用いて算出している。

応力サイクルは、実績過渡回数に基づいて、運転開始後60年時点までを想定したものであるが、2020年9月以降の期間は実績より保守的\*な過渡回数を想定した。

応力拡大係数は、供用状態A、B及び地震荷重を考慮した内圧・熱応力・曲げモーメント 荷重を用いて算出している。

\*:評価条件として, 2011年3月から2020年8月末まで冷温停止状態, 2020年9月以降の発生頻度は実績の1.5倍以上を想定。

### 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-2-1想定亀裂



(2-1想定亀裂の評価(3/3)

疲労亀裂進展解析の結果は下表のとおりであり、運転開始後60年時点までの進展を想 定しても貫通に至らない。

#### <u>疲労亀裂進展解析結果</u>

原子炉再循環ポンプのケーシング(吸込側ノズル部)[板厚\*1:t=33.4 mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	a <sub>0</sub> = 6.7	$2c_0 = 33.4$	—
60年 想定時	a = 9.8	2c = 35.6	⊿a <sup>*2</sup> = 3.1 mm 2⊿c <sup>*2</sup> = 2.2 mm

原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱(入口側)[板厚\*1:t=37.0 mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	a <sub>0</sub> = 7.4	$2c_0 = 37.0$	—
60年 想定時	a = 9.1	2c = 38.2	⊿a <sup>*2</sup> = 1.7 mm 2⊿c <sup>*2</sup> = 1.2 mm



\*1:初期亀裂長さ(2c<sub>0</sub>)である板厚(t)は,評価に用いる応力を保守的に評価するため,評価対象部位の公称板厚及び実測値のうち,最小板厚部(断面積が小さい)の値を用いている。

\*2: <u></u>*/*a, <u></u>*/*cは供用期間中の疲労亀裂進展量

## 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-②-2評価用想定亀裂



②-2評価用想定亀裂

評価では、安全側に評価するため、4.(2)項で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置き換える。



#### 

対象機器·部位	亀裂長さ[mm]	板厚[mm]
原子炉再循環ポンプの ケーシング	2c = 35.6	t = 33.4
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	2c = 38.2	t = 37.0

# 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-③亀裂進展力(J<sub>ann</sub>)



### ③亀裂進展力(J<sub>app</sub>)の評価(1/2)

亀裂進展力を評価する際に想定する発生応力は,破壊に寄与する荷重である一次応力 (内圧,自重,地震(Ss))に,安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。評価に 用いた発生応力の詳細を以下に示す。

対象機器•部位	応力分類		一次応	。 力	二次応力の	合計	
		自重	内圧	地震(Ss)	熱膨張荷重		
原子炉再循環ポンプの ケーシング	膜応力[MPa]		34.0		_	34.0 (43.2)*1	
	曲げ応力[MPa]	4.7		133.3	26.5	164.5 (207.3)*1	
原子炉再循環ポンプ	膜応力[MPa]	_	42.4		_	42.4 (45.0)*1	
入口弁の弁箱	曲げ応力[MPa]	6.5		70.1	27.7	104.3 (109.6)*1	

発生応力の詳細

\*1:表中の()内は,最小板厚部での発生応力を示している。

# 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効一③亀裂進展力(J<sub>ann</sub>)



### (4) 亀裂進展力(J<sub>app</sub>)の評価(2/2)

亀裂進展力は,評価部位の応力と亀裂長さが板厚の1倍,3倍,5倍及び亀裂進展解析結果(60年想定亀裂)の亀裂安定性評価用想定亀裂を用いて,「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D(1989)のvolume1の1章2項2.1~2.3節にあるJ積分の解析 解により算出する。

対象機器·部位		初期欠陥 (板厚の1倍)	60年想定亀裂 進展解析結果	亀裂想定 (板厚の3倍)	亀裂想定 (板厚の5倍)
原子炉再循環ポンプ	亀裂長さ 2c[mm]	33.4	35.6	100.2	167.0
のケーシング	亀裂進展力 J <sub>app</sub> [kJ/m²]	44	47	172	398
原子炉再循環ポンプ	亀裂長さ 2c[mm]	37.0	38.2	111.0	185.0
入口弁の弁箱	亀裂進展力 J <sub>app</sub> [kJ/m²]	7	8	25	53

#### <u> 亀裂進展力の評価結果</u>

# 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-フェライトの算出方法



Oフェライト量は、下表に示す製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM A800/A800M-14)」に示される線図(図1) より決定した。

表 ミルシートによる材料成分

な ゆ 藤 泥・ 当 合	化学成分(溶鋼分析)[%]							Cr /Ni	フェライト 量		
	М <b>Д</b>	С	Si	Mn	Cr	Ni	Мо	Nb*	N*		F[%]
原子炉再循環ポ ンプのケーシン グ	ASME SA351 CF8M							_	_	約1.41	約21.1
原子炉再循環ポ ンプ入口弁の弁 箱	ASTM A351 CF8M									約1.45	約24.3

 Cre/Nie=1.45
 Pyelin

 Cre/Nie=1.45
 Cre/Nie=1.41

 Cre/Nie=1.41
 FRGé

 Statute
 FRGé

 Statute
 Statute

 Statute

\*: Nb, Nの化学成分は規格上の規定値がなく、製造時のミルシートに記載がないため、当該化学成 分値を0 %として評価している。

(参考)Nb, Nの化学成分による影響は、文献値や他プラントの材料データを用いて試算するとフェ ライト量が少なくなることを確認。⇒ 保守的な評価を目的としてフェライト量が多くなる0%に設定。

〇図1のとおり、フェライト量は上・下限値がありばらつきが発生し得る。

これを踏まえ、各フェライト量毎の靭性値(熱時効時間無限大時)係 数の算出に際しては、図2のとおり各材料データに基づく係数の平均 値(実線)-2S(Sは標準偏差)の下限値(破線)を用い評価を行うことで 、保守性を確保している。

·平均值(実線):Predicted Ave.Value

·下限值(破線):Lower bound(-2S)



### 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-フェライトの算出結果



Oフェライトの算出結果は下表のとおりとなり、フェライト量が最も多いのは「原子炉再循環ポンプ入 ロ弁」となり、また、発生応力が最も大きいのは「原子炉再循環ポンプケーシング」となった。

機種分類	対象機器	対象部位	機器 番号	フェライト量 [%]	使用温度 [℃]	発生応力 [MPa]	重大事故 等時の 機能要求	選定結果
ہے جونے	┏┍┍┲┲┲┲╝╮┙	L	C001A	<b>約21.1</b>	285	198.5	無し	0
ホンノ	原于炉再循環ホンノ	ケーシング	C001B	約19.6	285	190.7	無し	
	原子炉再循環ポンプ	14 hts	F023A	約24.3	285	146.7	無し	0
	入口弁	开相	F023B	約20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ	<i>∠</i> , /++	F067A	約19.3	285	119.4	無し	
	出口弁	开相	F067B	約22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャット	<i>∠</i> , /++	F008	約12.9	285	65.2	有り	
	ダウンライン隔離弁	开相	F009	約11.6	285	67.2	有り	
	人民的教院去系	弁箱	F090A	<u>約14.7</u>	285	39.9	有り	
	停止時冷却ライン 手動弁		F090B	約13.0	285	41.6	有り	
			F091	約8.5	285	63.5	有り	
仕切弁	原子炉隔離時冷却系 注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
	<u> 隔離弁</u>		F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系	1. 1. 1.	F100	約13.1	285	126.8	無し	
	吸込弁	开相	F106	約14.1	285	115.1	無し	
	原子炉圧力容器底部 ドレン弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系 再生熱交換器管側 入口弁	弁箱	F105	約8.4	285	_	無し	
مکر ہے گئے	原子炉再循環ポンプ	12 65	F060A	約23.1	285	140.1	無し	
ホール开	ホーゲーロ 城 ホンソ   流量制御弁	弁箱	F060B	約15.9	285	155.8	無し	

#### 熱時効の代表評価対象部位の選定表

〇上記に基づく評価対象部位の選定の結果,フェライト量が最も多い原子炉再循環ポンプ入口弁の弁 箱をフェライト量の代表評価対象部位として選定した。

Oまた,発生応力が最も大きい原子炉再循環ポンプのケーシングを発生応力の代表評価対象部位とし て選定した。

### 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効ーフェライト量による靭性への影響 🦇 リングル

○フェライトとは,酸化鉄(Fe₂O₃)を主成分とする磁性酸化物であり,溶接時の高温割れ防止のため金属組織中に含 有させる。一般に、フェライト含有量が多い材料は、温度が上昇すると硬くなり、粘り強さが低下する。これを靭性が 低下するという。

Oフェライト含有量による靭性への影響

・図3のとおり、<u>靭性への影響</u>はグラフの凡例記載のF23 > F15 > F8の順。F8は靭性の顕著な低下が認められない。

→フェライト含有量が 高い=靭性の感受性が高く、機械的性質(シャルピー衝撃値)が低下する。
 ただし、靭性低下単体の劣化では、材料に亀裂の発生・進展がなければ問題とはならない。
 ⇒設備の保全にて、亀裂の有無を確認していく。



高経年化-205

#### 2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-フェライト量による脆性予測モデルへの影響

#### Oフェライト含有量による脆性予測モデルへの影響

・熱時効評価は「図4 熱時効評価の流れ」により実施する。

・破壊靭性値の評価においてフェライト量が支配的に影響するのは「亀裂進展抵抗」の算出が該当。(図4の赤枠部)



## 2.6 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)

	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			弱	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
	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 ペデスタル O	原子炉圧力 容器 ペデスタル, 一次遮蔽壁 〇	0	0	Δ	•	0	ガンマ線 遮蔽壁 〇		Δ		
代表構造物	タービン建屋			外壁 (屋内面) 〇	0	Δ		タービン 発電機 架台 〇			Δ		
初	取水口構造物			気中帯 〇	帯帯帯 気干海 〇	Δ							
	主排気筒												Δ
	非常用ガス処理 系排気筒												Δ

#### 経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位

〇: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

# 2.6 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	<ul> <li>(1) コンクリートの強度低下</li> <li>(1) 熱</li> <li>○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°C,その他の部位は65°C)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。</li> <li>② 放射線照射</li> <li>○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。</li> <li>③ 中性化</li> <li>○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。</li> <li>④ 塩分浸透</li> <li>○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。</li> <li>⑤ アルカリ骨材反応</li> <li>⑤ 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。</li> </ul>

# 2.6 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(2/2) - デンザルブル

審査基準	要求事項
	<ul> <li>⑥ 機械振動</li> <li>○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。</li> <li>⑦ 凍結融解</li> <li>○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。</li> </ul>
実用発電用原 子炉の運転の 期間の延長の	<ul> <li>(2) コンクリートの遮蔽能力低下</li> <li>① 熱</li> <li>〇中性子遮蔽のコンクリートの温度が88 ℃又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177 ℃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</li> </ul>
審査基準	<ul> <li> 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。 </li> <li>(3) 鉄骨の強度低下 <ol> <li>腐食</li> <li>〇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。</li> </ol> </li> <li> ② 風などによる疲労 </li> <li>〇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。</li></ul>



#### 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> <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. 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	
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)	良
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 °C(最高温度)	K
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°C×168時間	<mark>60年間</mark> の通常運転期間相当の熱劣化	
放射線(通常時十事故時)	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 °C(最高温度)	R
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)	



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	
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)	- A
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	171 ℃(最高温度)	R
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	
放射線(通常時+事故時)	988 kGy <sup>*1</sup> 1,175 kGy <sup>*2</sup>	<mark>約673 kGy</mark> (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)	白
蒸気曝露試験(温度)	235 ℃(最高温度)	235 ℃(最高温度)	R
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)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℃−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	
放射線(事故時)	260 kGy	約7.0 kGy	白
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	100 ℃(最高温度)	R
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℃-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	
放射線(通常時+事故時)	100 kGy	約7.0 kGy	占
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	100 ℃(最高温度)	艮
蒸気曝露試験(圧力)	0.177 MPa(最高圧力)	0.001744 MPa(最高圧力)	



	3)	KG	Bケ	ーブ	Ĵ	L
--	----	----	----	----	---	---

	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℃-99.7 Gy/h-6,241 時間	<mark>60年間</mark> の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	
放射線(事故時)	500 kGy	約260 kGy	<b>–</b>
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 ℃(最高温度)	艮
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℃−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	
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	171 ℃(最高温度)	R
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	


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。



格納容器内1階~6階(100箇所測定)



# (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

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





### (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 ℃)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) ペランザルブル



### 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> <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 ロ出線・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 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。 今後も点検診断試験、目視 確認及び清掃を実施してい くととに、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。
	・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	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、ロ出 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、與常の有無 を把握可能をあり、現状の保	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。 今後も点検時試を実施する コームにも知知
電動弁用駆動部	·残留熱除去系注入弁駆動部	ーロロ称・接称印品 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、ロ出 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。		全は点検手法としては適切 であると判断。 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	ことにより紀縁低トを監視 していくとともに、必要に応 じて補修又は取替を実施 する。
	・残留熱除去系シャットダウン 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、ロ 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。		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。	

# 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) ペラザルブル



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
電気ペネトレーション	・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、必要に応じて補修等を行 うこととする。
高圧ケーブル	・高圧難燃CVケーブル	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期 健全性試験の結果,60年の 通常運転期間,設計基準事 故時及び重大事故等時雰囲 気において絶縁を維持できる と評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、 電動機用ケーブルについては 点検時に絶縁抵抗測定及び 絶縁診断試験、その他負荷 用ケーブルについては絶縁抵 抗測定を行い許容範囲に収 まっていることの確認を行うと ともに、系統機器の点検時に 実施する動作試験において ケーブルの絶縁の健全性を 確認し、点検で有意な絶縁低 下が認められた場合には、 ケーブルの取替を実施。	絶縁体の有意な絶縁低下の 可能性は低く、また、現状保 全にて絶縁の低下は把握可 能。 絶縁抵抗測定,絶縁診断試 験及び系統機器の動作試験 を実施することで、絶縁低下 は把握可能であり、現状の保 全は点検手法としては適切で あると判断。	絶縁体の絶縁低下に対して は、高経年化対策の観点から 現状の保全内容に対して追 加すべき項目はない。 今後も点検時の絶縁抵抗測 定、絶縁診断試験及び系統 機器の動作試験を実施するこ とにより、絶縁低下を監視して いくとともに、必要に応じて取 替を実施する。





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
	・難燃ー重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチ レン)(原子炉格納容器内)		電気学会推奨案に基づく長期健 全性試験の結果,60年間の通常 運転期間,設計基準事故時及び 重大事故等時雰囲気において絶 縁を維持できると評価。 また、ACAガイドに従った評価を 実施し、30年間の通常運転とその 後の設計基準事故後において絶 縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して, 点検時に絶縁抵抗測定及び 系統機器の点検時に実施す る動作試験においてケーブ ルの絶縁の健全性を確認し, 点検で有意な絶縁低下が認 められた場合には,ケーブル の取替を実施。	絶縁体の急激な絶縁低下の 可能性は小さく、また、現状 保全にて絶縁の低下は把握 可能。 系統機器点検時の絶縁抵抗 測定及び系統機器の動作試 験を実施することで、異常の 有無は把握可能であり、点検 手法としては適切であると判 断。	絶縁体の絶縁低下に対して は、高経年化対策の観点か ら現状の保全内容に対して 追加すべき項目はない。 今後も系統機器点検時の絶 縁抵抗測定及び系統機器の 動作試験を実施し、絶縁低下 を監視していくとともに、必要 に応じて取替を実施する。
同軸ケーブル	・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健 全性試験の結果、41年間の通常 運転期間、設計基準事故時及び 重大事故等時雰囲気において絶 縁を維持できると評価。 また、ACAガイドに従った評価を 実機相当品(架橋ボリエチレンの 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。		難燃ー重同軸ケーブル(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。 道常運転開始後51年時点に おいて絶縁を維持できると評価。 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、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。

# 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) ペラザルブル



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
	<ul> <li>・難燃ー重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレ フィン)</li> </ul>		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 測を実施することで、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。
同軸ケーブル	・難燃三重同軸ケーブル	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。 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) る難燃一重同軸ケーブル)に よるACAガイドに従った長期 健全性対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。			
	・難燃ー重同軸ケーブル (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			
	・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納 容器外)		できると評価。   また, ACAガイドに従った評   価を実施し, 60年間の通常運   転とその後の設計基準事故			
	・難燃二重同軸ケーブル		後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(5/7) ペラザルブル



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
	• 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。
ケーブル接続部	・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。			

# 2.7 電気・計装設備の絶縁低下について-健全性評価結果(6/7) ペラザルブル



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
	・スプライス接続(原子炉格納 容器内)		長期健全性試験の結果,60 年間の通常運転期間,設計 基準事故時及び重大事故等 時雰囲気において絶縁を維 持できると評価。	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。
ケーブル接続部	・端子台接続(原子炉格納容 器外)	絶縁部	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。			
	<ul> <li>・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)</li> </ul>		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) ペラザルブル



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・同軸コネクタ接続(放射線計 測用)(原子炉格納容器外)	絶縁部	長期健全性試験の結果.6年 間の通常運転期間.設計基 準事故時及び重大事故等時 において絶縁を維持できると 評価。	絶縁部の絶縁低下に対して は、点検時に絶縁抵抗測定 及び点検時に実施する動作 試験において絶縁の健全性 を確認し、点検で有意な絶縁 低下が認められた場合は、取 替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性 は否定できないが,現状保全 にて絶縁の低下は把握可能。 点検時に絶縁抵抗測定及び 機器の動作試験を実施する ことで,異常の有無は把握可 能であり、点検手法としては 適切であると判断。 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。
	<ul> <li>・同軸コネクタ接続(中性子東 計測用)(原子炉格納容器 内)</li> <li>・同軸コネクタ接続(中性子束 計測用)(原子炉格納容器 外)</li> <li>・スプライス接続(原子炉格納</li> </ul>		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。
	・ヘノフ1 ヘ接統 (原ナ炉格納 容器外)					

\_\_\_\_:60年を迎える前に取替が必要となる機器



### 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	・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	・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	・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	【端子台接続】 •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」 【電動弁コネクタ】 •IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acutuator」 【同軸コネクタ、スプライス接続】 •IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」
電動弁用駆動部	•IEEE Std.382–1996 <sup>[</sup> 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> <li>IEEE Std.323-1974 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations J</li> <li>IEEE Std.317-1976 IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations J</li> </ul>
高圧ポンプモータ	・長期健全性試験の実施内容等については、製造メーカと協議の上決定

-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のみのケーブル

原子炉格納容器内にて、27年使用した高圧ケーブル<sup>\*</sup>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。

温度理	<b>環境条件</b>	放射線環境条件		60年運転時線量		事故時線量		
設計値*1	実測値*2	設計值*3	実測値*4	設計値	実測値	設計値*5	60年運転時線量 +事故時線量	環境試験 <u>照射総線量</u>
	> 71 ℃	0.25 Gy/h >	> 0.018 Gy∕h	132 kGy	9.5 kGy	260 kGy	<b>392 kGy(設計値)</b> 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		
高圧架橋ポリエチレン絶縁		加速温度*1	加速時間*2	60年運転時 放射線量* <sup>3</sup>	事故時 放射線量* <sup>4</sup>	環境試験 照射総線量*⁵
クロロプレンゴムシース 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。



<u>屈曲浸水耐電圧試験状況</u>

【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*	<ol> <li> <ol> <li>                  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。                  ③②の状態で,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。                 </li> </ol> </li> </ol>	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)

-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℃-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)

<u>架橋ポリ</u>	リエチレン	ノ絶縁ケ-	ーブルの	D耐電圧	試験結果

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



- \*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<sup>\*5</sup>の劣化カーブ(57.8℃-0.0341Gy/h)
 ②実機伸び値データの劣化カーブ(57.8℃-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

#### <u>ケーブル絶縁体引張試験値\*6</u>

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

### <u>寿命判定基準</u>\*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(原子カ安全基盤機構)

-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<sup>\*</sup>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 × 10 <sup>−6</sup> cc/sec >	≫ 6.8 × 10 <sup>-9</sup> cc/sec	良	最大検出感度 6.8×10 <sup>-9</sup> cc/sec	】 *:判定基準はIEEE Std.317-1976に基づく

高経年化-230

-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)

-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℃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℃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

- 敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(3/3)



損傷部周辺のシースをはぎ取り 布テープまたはシールドテープを

布テープ損傷の場合、外層に

・シールドテープ損傷の場合、

損傷した箇所をハンダ付け

布テープを重ね巻き

シース片

(ケーブルの端材等を利用)

損傷部にシース片を載せ ホットドライヤー等で加熱溶着

ビニルテープ

補修部をテープで補強

露出させる

ビニル溶着法 ビニル溶着+ハイボンテープ法 【ケーブル敷設時の損傷事象について】 布テープまたはシールドテープが損傷しているもの シースのみ損傷しているもの ○東海第二発電所建設時のケーブル敷設作 損傷部を整える 業時に生じたケーブルの損傷事象に対して ۲ 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。 シース片 [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 ・損傷部位に合わせてシース片を準備。 (ケーブルの端材等を利用) ・損傷部にシース片を載せ、ホットドライヤー等 ・シースのみが損傷したものは、シース片を加熱溶着し で加熱溶着 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 ガラス、ナイフ等を用いて補修部の 表面を平滑に仕上げる。 傷部を補修の後、シース片を加熱溶着し、補修部を ۲ 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 ・損傷部位に合わせてシース片を準備。 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  $(\bullet)$ ハイボンテープ

### <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



### 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℃-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。



\*: 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)

- ② 実機伸び値データの劣化カーブ(57.8℃-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 ℃×7日間	<mark>60年間</mark> の通常運転期間相当の熱劣化
熱サイクル	120 回	> 110 🖸
放射線(通常時+事故時)	800 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)		0.31 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	〇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



高圧用電気ペネトレーション構造図

	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 ℃	171 ℃	235 ℃
	(最高)	(最高)	(最高)
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa
放射線	0.040 Gy/h	260 kGy	640 kGy
	(最大)	(最大積算値)	(最大積算値)

低圧,高圧用電気ペネトレーションの使用条件

\*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	Ī	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	ヘッダ	ステンレス鋼	⑨ 0リング エチレンプロピレンゴ		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	ヘッダ	ステンレス鋼
3	シール部	エチレンプロピレンゴム	Ī	パイプ	ステンレス鋼
4	スリーブ	炭素鋼	8	導体	銅

### 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。



原子炉格納容器内

×:評価部位(シール部)

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	$\overline{\mathcal{O}}$	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。



# 2.9 耐震・耐津波安全性評価-審査基準の要求事項



### 〇耐震安全性評価

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> <li>〇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>〇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>〇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>〇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>

### 〇耐津波安全性評価

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	〇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。

## 2.9 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,原子炉冷却材圧カ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) - デンザルブル

### 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 <sub>S</sub> )	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
		主フランジ	0.0177	0.0000	0.0177
		スタッドボルト	0.2526	0.0000	0.2526
	原子炉圧力容器 	給水ノズル	0.6146*	0.0002	0.6148
容器		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	主蒸気系配管貫通部	0.0071	0.0001	0.0072
	ン	給水系配管貫通部	0.0064	0.0001	0.0065
	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.1182*	0.1455	0.2637
配管	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
		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
弁		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
后中推	`፟፟፟፟፟	炉心シュラウド	0.0351	0.0007	0.0358
ンドレヘ](南: 	迎 <i>彻</i>	シュラウドサポート	0.0647	0.0000	0.0647

### 2.9 耐震安全性評価-腐食(全面腐食)評価



〇60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)



炭素鋼の大気腐食による腐食量

### 2.9 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	約11年	廃液濃縮器蒸発缶	胴板				
スラッジ系設備	₩944 <del>4</del>	廃液濃縮器復水器	胴板				
		クラッドスラリ濃縮器加熱器	伝熱管, 管板等				
松空いいズ記供	約つら左	クラッドスラリ濃縮器	部位         胴板         胴板         伝熱管,管板等         胴板         伝熱管,管板等         胴板         上板, 胴板         上板, 胴板         上板, 胴板         小前板         順板         加板         山板         山板         山板         山板         山板         山板         山板         小殻         山板         小殻         順板         小説         小説         小説         小説         順板         小説         順板         順板				
液品トレノネ 設備 	前30年	機器部位廃液濃縮器蒸発缶胴板廃液濃縮器復水器胴板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室解タンク上板, 胴板ミストセパレータ上板, 胴板デミスタ上板, 胴板前規デミスタ第操機復水器胴板原方ーシング指ガスフィルタ胴板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説硝塔胴板					
		機器部位廃液濃縮器蒸発缶胴板廃液濃縮器復水器胴板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加熱器脂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でミスタ胴板シラッドスラリ濃縮器デミスタ月板ジジドスラリ濃縮器デミスタ上板, 胴板芝科タンク上板, 胴板ジジャンク上板, 胴板ジストセパレータ上板, 胴板デミスタ上板, 胴板前板第原却灰取出ボックスケーシング排ガスフィルタ胴板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フィルタ胴板					
试应用化乙乳供		機器         部位           廃液濃縮器蒸発缶         胴板           廃液濃縮器復水器         胴板           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加熱器         偏板           クラッドスラリ濃縮器加熱器         偏板           クラッドスラリ濃縮器加熱器         偏板           クラッドスラリ濃縮器加熱器         原板           クラッドスラリ濃縮器でミスタ         胴板           シンク         上板, 胴板           ミストセパレータ         上板, 胴板           デミスタ         上板, 胴板           デミスタ         上板, 胴板           「デミスタ         上板, 胴板           「焼却灰取出ボックス         ケーシング           排ガスフィルタ         胴板           高周波溶融炉         外殻           溶融炉排ガスフィルタ         胴板					
	約つら左	機器部位廃液濃縮器蒸発缶胴板廃液濃縮器復水器胴板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でミスタ胴板アシドスラリ濃縮器デミスタ上板, 胴板窓解タンク上板, 胴板ミストセパレータ上板, 胴板デミスタ上板, 胴板前菜燥機復水器胴板焼却灰取出ボックスケーシング排ガスフィルタ胴板溶融炉排ガスフィルタ胴板溶融炉排ガスブィルタ胴板溶融炉排ガス別硝塔胴板				ミストセパレータ	
减谷回1C术改1佣	前30年	機器部位廃液濃縮器蒸発缶胴板廃液濃縮器復水器胴板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, 胴板焼却灰取出ボックスケーシング排ガスフィルタ胴板高周波溶融炉外殻溶融炉排ガスワイルタ胴板					
		乾燥機復水器	胴板				
—————————————————————————————————————	約00万	焼却灰取出ボックスケーシン					
淮 <b>山</b> 体焼却糸設加 	約30年	廃液濃縮器復水器       胴板         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復水器       胴板         クラッドスラリ濃縮器でミスタ       胴板         クラッドスラリ濃縮器デミスタ       胴板         アラッドスラリ濃縮器でシスタ       上板, 胴板         家解タンク       上板, 胴板         ミストセパレータ       上板, 胴板         デミスタ       上板, 胴板         ガシ燥機復水器       胴板         乾燥機復水器       胴板         「焼却灰取出ボックス       ケーシング         排ガスフィルタ       胴板         高周波溶融炉       外殻         溶融炉排ガスN脱硝塔       胴板					
		高周波溶融炉	外殻				
雜固体減容処理設備	約16年	溶融炉排ガスフィルタ	胴板				
		溶融炉排ガス脱硝塔	胴板				

## 2.9 耐震安全性評価-機械設備の応力腐食割れ評価(2/2)





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。



### **O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。

運転状態皿	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( <mark>過渡事象であって比較的影響が小さい事象</mark> (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))

O許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S及びIN<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( <mark>許</mark> <mark>容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>)+地震(S<sub>d</sub>)により生ずる応力</mark>
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( <mark>許容</mark> 応力状態Ⅳ <sub>A</sub> )+地震(S <sub>s</sub> ) <sup>※</sup> 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	機器クラス	耐震	新在中华帝		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			供来
	<ul><li>(配管モデル名)</li></ul>	区分	クラス	a•	"Ш用地展	梁モデル評価			梁モデル評価			- 1m -5
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
					一次	601	364	×	291	364	0	
				Ss		1613	366	×	831	366	×	
	M0-17	<b>b=</b> 71			-24-22		-	-	疲労累積係	数=0.3256 <sup>*1</sup>	0	
	MIS-17	7721	s	Sd	一次	413	274	×	225	274	0	
						993	366	×	556	366	×	
					-&&	_	_	-	疲労累積係数=0.3132*1 〇			
	MS-19	クラス1	s	Ss Sd	一次	1031	364	×	144	364	0	
					一次+二次	2770	366	×	396	366	×	
盾子恒系							_	-	疲労累積係	数=0.0169 <sup>*2</sup>	0	
(蒸気部)					一次	649	274	×	102	274	0	
「ドレン配管」					一次+二次	1531	366	×	235	366	0	
		クラス2		Ss Sd	一次	765	363	×	150	363	0	
			s		一次+二次	1191	364	×	195	364	0	
					一次	493	182	×	113	182	0	
					一次+二次	648	364	×	121	364	0	
	MSIV-10,13,14,16,19	クラス2	72 S -	S	一次	205	380	0	-	-	-	
				SS	一次+二次	350	364	0	—	-	-	
				Sd	一次	179	209	0	-	-	-	
					一次+二次	209	364	0	-	-	_	

\*1:配管滅肉を考慮した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。

玄統公類	ライン	機器クラス	耐震	誕価田地震		1	必要最小肉厚モデ	IL	測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備老
	<ul><li>(配管モデル名)</li></ul>	区分	クラス	, P			梁モデル評価		梁モデル評価			順で
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
				Sa	一次	103	364	0	-	-	-	
		4=71		38	一次+二次	109	366	0	-	-	-	
					一次	92	274	0	-	_	-	
	EDW-12240			50	一次+二次	67	366	0	-	-	-	
	FDW-1,2,3,4,9			<b>C</b> .	一次	96	363	0	-	-	-	
		クラス2	s	58	一次+二次	140	364	0	-	-	-	
				64	一次	82	182	0	н	—	-	
原子炉系 (純水部)				30	一次+二次	89	364	0	-	—	-	
	FDW-5,6,7,8,11	クラス1	S	50	一次	100	364	0	·	-	-	
				55	一次+二次	103	366	0	—	-	-	
				Sd	一次	90	274	0	-	_	-	
					一次+二次	63	366	0	_	_	-	
		クラス2	s	Ss	一次	94	363	0	_	-	-	
					一次+二次	133	364	0	_	-	_	
				Sd	一次	81	182	0	-	-	-	
					一次+二次	84	364	0	_	—	_	
			S	S	一次	125	363	0	-	—	—	
	FDW-13.14	クラス2		55	一次+二次	241	364	0	-	_	-	
					一次	107	182	0	-	-	-	
給水系				30	一次+二次	130	364	0	-	-	-	
				В		104	229	0	-	_	-	
	FDW-16,17,18,22,23,24	クラス3	В		В	89	201	0	-	-	-	
	FDW-15,25	クラス3	В		В	267	172	×	127	229	0	
	FDW-20,26	クラス3	В		В	291	172	×	130	229	0	
	FDW-19,21,27,29	クラス3	В		В	179	229	0	-	-	-	



# 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	耐震 クラス	評価用地震	ł	必要最小肉厚モデ	IL	測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
		区分				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	
	C-01	クラス3	В	В	239	245	0	-	-	-	
	C-02	クラス3	В	В	204	245	0	-	-	-	
	C-03	クラス3	В	В	100	245	0	-	-	-	
	C-04	クラス3	В	В	100	245	0	-	-	-	
	C-05	クラス3	В	В	104	245	0	-	-	-	
	C-06	クラス3	В	В	115	245	0	-	-	-	
	C-07	クラス3	В	В	146	245	0	-	-	_	
	C-08	クラス3	В	В	147	245	0	-	-	_	
復水系	C-09	クラス3	В	В	108	245	0	-	-	_	
の高温・高圧環境)	C-10	クラス3	В	B	158	206	0	-	-	-	
	C-11	クラス3	В	В	159	206	0	-	_		
	C-12	クラス3	В	В	91	224	0	-	_	_	
	C-13	クラス3	В	В	114	245	0	-	-	_	
	C-14	クラス3	В	В	112	245	0	-	—		
	C-23	クラス3	В	В	138	245	0	-	-	-	
	C-26	クラス3	В	В	86	206	0	-	-	1-1	
	C-36	クラス3	В	В	200	224	0	-	-	-	
	3B-C-113	クラス3	В	В	191	206	0	-	-		
	HD-24	クラス3	В	В	108	205	0	-	-	-	
給水加熱器 ドレン系	HD-25	クラス3	В	В	231	205	×	85	205	0	
100%	HD-26	クラス3	В	В	173	205	O*1	57	205	0	

\*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。

石体八新	ライン			JL	測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			/善-本				
术机力强	<ul><li>(配管モデル名)</li></ul>	区分	クラス	a*	+ Ш用地展	梁モデル評価			梁モデル評価			加考
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	1
					一次	-	-	-	317	345	0	
				Ss		1	-	-	829	345	×	
		<b>クラフ1</b>	9		~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~	1	-	-	疲労累積係数=0.9249*1		0	
			3		一次	I	—	-	236	258	0	
原子炉系 (蒸気部)	MS_P			Sd		1		-	489	345	×	
[主配管]	MS-B				~~~~~	I	—	—	疲労累積系数=	Ssに包含される	0	
		クラス2		Ss	一次	Τ	()	—	90	380	0	
			S		一次+二次	-	-	-	51	418	0	
				Sd	一次	1		_	82	209	0	
				50	一次+二次	1	-	-	33	418	0	
					一次	]	_	-	333	414	0	最大応力点
					一次+二次	Ι		-	1015	354	×	
				Ss		-	-	-	疲労累積係	数=0.7408 <sup>*2</sup>	0	· 废入心力息(SUS)
					10 10	-		-	828	414	×	
原子炉冷却材浄化		h=			一次+_次	_		-	疲労累積係	数=0.6612 <sup>*3</sup>	0	最大応力点(CS)
系	CU-PD-9	0721	5		一次	_	_	_	228	310	0	最大応力点
					<u>_</u>	-	_	-	563	354	×	
				Sd	一次+二次	_		_	疲労累積係数=	Ssに包含される	0	最大応力点(SUS)
						_	_	_	503	414	×	
					一次+二次	_	-		疲労累積係数=	Ssに包含される	0	最大応力点(CS)

\*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	ライン機器クラス		機器クラス 耐震 転任用地		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			供去
不机力按	<ul><li>(配管モデル名)</li></ul>	区分	クラス	計Ⅲ用地展	梁モデル評価			梁モデル評価			(Fr. 19)
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
	C-15	火力*1	В	В	1056	237	×	121	237	0	
	C-16	火力*1	В	В	259	311	O*2	88	311	0	
	C-17	火力*1	В	В	171	311	0	-	-	-	
	C-18	クラス3/火力*1	В	В	415	311	×	132	311	0	
	C-19	クラス3	В	В	109	233	0	-		-	
復水系	C-20	クラス3	В	В	135	231	0	-	-	-	
<ul> <li>(安全重要度クラス3)</li> <li>の高温・高圧環境</li> </ul>	C-21	クラス3	В	В	317	311	×	131	311	0	
以外)	C-22	クラス3	В	В	292	311	0	-		-	
	C-34	クラス3	В	В	180	231	0	-	-	-	
	C-35	クラス3/火力*1	В	В	470	233	×	68	233	0	
	C-39	火力*1	В	В	6662 <sup>*3</sup>	233	×	227	233	0	
	C-WSN	火力*1	В	В	170	233	0		-	-	
	MUW-172-06	クラス3	В	В	144	188	0	-		-	

\*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 耐震安全性評価一動的機能維持評価(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。

			原子炉給	水逆止弁	主蒸気隔離弁			
地家	震力	振動数 (Hz)	<mark>応答加速度</mark> ( × 9.8m/s²)	機能確認済 加速度 (×9.8m/s²)	<mark>応答加速度</mark> ( × 9.8m/s²)	機能確認済 加速度 (×9.8m/s <sup>2</sup> )		
Ss	水平	50	4.90 <	< 6.0	7.65 <	< 10.0		
	鉛直	50	3.27 <	< 6.0	5.51 <	6.2		

			主蒸気逃れ	がし安全弁	原子炉冷却材浄化系内側隔離弁		
地家	震力	振動数 (Hz)	<mark>応答加速度</mark> ( × 9.8m/s²)	機能確認済 加速度 (×9.8m/s²)	<mark>応答加速度</mark> ( × 9.8m/s²)	機能確認済 加速度 ( × 9.8m/s²)	
Ss	水平	FO	6.53	< 9.6	4.70 <	< 6.0	
	鉛直	50	2.04 <	< 6.1	1.33 <	< 6.0	

# 2.9 耐震安全性評価一動的機能維持評価(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	<低サイクル疲労> 「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。
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)	<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。

# 2.9 耐震安全性評価一制御棒挿入性評価(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
	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
制御棒	制御材被覆管,シース,タイロッド,ピン, 上部ハンドルの靭性低下,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	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	影響はない。   	無
	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
炉内構造物	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



# 評価対象である浸水防護施設は以下のとおり。

	浸水	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	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), 原子恒建屋		対象
構造物及び 鉄骨構造 物	鉄骨構造物		津波防護施設	対象
		浸水防止蓋,水密扉	浸水防止設備	対象
	操作制御盤	潮位監視盤, 津波•構内監視設備		対象外*
計測制御 設備	計測装置	取水ピット水位計測装置	津波監視設備	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。



# 



# ・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
	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
ポンプ	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
	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
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)	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

高経年化-259

# 



## ・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
	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
ポンプ	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
モータ	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

# 

# •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	PC(2B-4)	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
設備	MCC(2B-4-1, 2,3)	絶縁体	代表 以外	絶縁特性低下	取替	良
	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
計測制 御設備	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) - デレビル

・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



高経年化-262

2.10 東海第二発電所の特有の評価-シュラウドサポート耐震評価手法

〇崩壊荷重について

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.荷重ー変位量曲線を設定
- ②有限要素法による弾塑性解析により荷重Pとたわみ角度の関係を求める
- ③荷重-変位量曲線において,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Pc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)



2倍勾配法による崩壊荷重の求め方 高経年化-263

-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



-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	0	
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	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		*	
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	0	
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	0	
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	0	
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	_	
0 ※					



-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		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	0
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	取水ロ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中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	0
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合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	
				-

#### 〇:時間依存性ありで抽出

#### 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 ※: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。 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 高経年化-266 4:製作上の問題に起因する事例 8:その他の事例

340





### [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	取水ロポンプ	室内の一部及び同	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 <sub>S</sub> 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。							
<ol> <li>③その他の影響</li> </ol>	原子炉圧力容器の圧力制 容器内の温度は最高使用							
		ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サプレッション・ プール温度	※1:電線管温度 ※2:圧力容器ベローシール部			
	震災前	約3 kPa	約45 ℃(コンクリート周り) 約40 ℃ <sup>※1</sup> (格納容器上部)	約22 °C	周辺温度			
	震災時	約12 kPa	約62 ℃(コンクリート周り) 約100 ℃ <sup>※1</sup> (格納容器上部) 約144 ℃ <sup>※2</sup> (格納容器頂部)	約55 °C				
	設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C				

ー東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(2/3)



<ul> <li>●東日本大震災による影響</li> <li>[震災復旧状況-健全性確認※]</li> </ul>						
【健全性確認の方法】 ・地震及び津波襲来後、プラン	【津波による影響】 ・被水した設備については, <mark>計画的に点検, 補修及</mark> び取替を実施し, 設備の健全性を確認している。					
トの <u>ウォークダウン等により震</u> <u>災影響の状況を確認し、必要</u> <u>に応じ詳細点検(分解・開放</u> <u>点検)等を行い健全性の確認</u> <u>を実施</u> した。	【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。

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)



高経年化-269

👍 if hT h

2.11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 ー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】

〇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 ーこれまでのトラブル事象と高経年化との関連(2/3)



### 〇東海第二発電所 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 ーこれまでのトラブル事象と高経年化との関連(3/3)



### 〇東海第二発電所 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。





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。

<u>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)</u>





### 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)



【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】

タービン排気側に設置されている<u>逆止弁</u>は、タービン背圧の変動により開閉動作を繰り返し、弁体とアームを連 結するねじ部に疲労割れ</u>を起こす可能性がある。<u>当該逆止弁は、2008年の定期試験時において、弁体(ねじ部)</u> の疲労割れによる弁体の脱落事象が発生した。対策として、衝撃緩和機構付の弁に交換するとともに、<u>分解点検</u>時の目視点検に加え弁体(ねじ部)の浸透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</u>ことにより、 機能を維持することとしている。 く別紙>



(3)劣化状況評価への

反映事項

### 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<u>タンクサンプリン</u> <u>グ配管の保温材から糸状に堰内に</u> <u>硫酸が漏れ</u>ているのを発見した。 当該サンプリングラインには<u>電熱</u> 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する際の電池効果 による減肉)の発生の可能性はないと考える。

【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

高経年化-275



### <u>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)</u>







発生メカニズムを含む)はp.166,172-16参照





【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、<u>伝熱管拘束点において伝熱管外表面に摩</u> <u>耗が発生する可能性がある</u>。 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。

さらに、伝熱官拘束点において伝熱官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年の定格熱出カー定運転中に、<u>伝熱管の摩耗による伝熱管漏えい事象が発生</u>した。 対策として、当該伝熱管に施栓を実施するとともに、<u>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</u> <u>目した目視点検に加え、伝熱管の渦流探傷検査を実施</u>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





【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<u>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</u>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 <u>粒界型応力腐食割れと推定されるひびを確認</u>,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

また、<u>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</u>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。

### く別紙>



### <u>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)</u>



(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。



### <u>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)</u>



【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。 <u>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)</u>につ いては、高温純水中の高ニッケル合金であり、<u>粒界型応力腐食割れと思われるひび割れ</u>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<u>ひび割れに対する継続検査</u> として、計画的に目視点検を実施</u>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。





(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。

高経年化-282



### 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)



く別紙>



### <u>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)</u>

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に 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。
# 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
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。	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。
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。	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、0.87×10 <sup>17</sup> n/cm <sup>2</sup> (>1MeV)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。
3. 炉内構造物の中性子照射による靭性低下については、火 カ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靭性低下に関する 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。	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 SNA1-2008(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。

## 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
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。	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 SNA1-2008「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。 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、ロび割れ 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。 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。 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
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。	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。
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。	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JSMESNA1-2008「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。

# 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
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。	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。 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。 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。 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。 素気式空気抽出器は、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。
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。	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 イノズル,低圧注入ノズル,上鏡スプレイノズル,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。 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。
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。	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。 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。
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。	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,主排気筒鉄搭)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。 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。

## 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
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。 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。 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。	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。 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Ss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。 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。
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。	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。 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懐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。

## 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
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。	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。 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。 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。 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。 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。

## 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
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要否を判断し, 要の場 合は健全性評価へ反映する。	<ul> <li>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 (I部)第139号「原子カ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)並びに原子カ安全基盤機構 による安全研究「原子カ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「原子カ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。</li> <li>② 難燃一重同軸ケーブル 難燃一重同軸ケーブル</li> <li>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。</li> <li>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る 731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を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。</li> <li>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。</li> <li>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を想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所において37</li> </ul>

## 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
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。 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要否を判断し,要の場 合は健全性評価へ反映する。	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。
22. 難燃三重同軸ケーブルの絶縁特性低下については, ① 系統機器の点検に合わせ絶縁抵抗測定を実施する。 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要否を判断し, 要の場合は健全 性評価を実施する。	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。 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。

# 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
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。 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。	<ul> <li>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。         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。         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。         (2) 同軸コネクタに二次前間,健全性を維持できる。         (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、事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施してたり、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。         (3) 割測装置のうち回転数検出器(電磁ビックアップ式)         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。プラントメーカがIEEEE Std.321974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power         Generating Stations」に要求電行における健全性評価試験を実施していたところ、検出器出力信号に対してった。回転数検出器の60年間の運転期間における健全性評価試験の結果         をもとに、当該検出器のの目の運転期間における健全性評価試験を実施していたよころ、         (4) 単常の定式のできなかった。したがって、回転数数検出器については、60年の健全性評価試験を実施していたちつい、回転数検出器の60年間の運転         第日の健全性が確定でするいと判断した。プラントメーカがIEEEE        Std.321974「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       後後出器の長期        (24年本維持することができないと判断した。プラントメーカがIEEE      Std.321974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power      Generating Stations」に準拠して行った。回転数検出器の長知母を違えるには     (25 年間使用しており、連転】は、登録とに、当該検出器     (24 単本 4 本 4 ま 2 ことができ</li></ul>

# 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
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。 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。	<ol> <li>① 圧力伝送器/差圧伝送器(ダイヤフラム式)</li> <li>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。</li> <li>② SRNM前置増幅器</li> <li>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。</li> <li>③ 放射線検出器(イオンチェンバ式)</li> <li>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。</li> </ol>
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。 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。	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。 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。 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。

# 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
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。 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。	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。 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。
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。	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。 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。 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。

4. その他の経年劣化関連事項-中央制御室換気系ダクトの腐食事象 🥠 げんてん



- ※1:実用炉規則第82条第1項の規定に基づく安全上重要な機器等を定める告示(平成15年経済産業省告示第327号)における「上欄:(十)安全上特に 重要な関連機能 2換気設備(中央制御室換気空調設備に限る。)」が該当。
- ※2:事故発生時には、事故が収束するまでの間、中央制御室に運転員がとどまって監視や操作が行えるように、外気の取り入れを遮断し、空気フィルタを 介して内部循環させる機能。 **古 怒 左 ル** 2000

### 4. その他の経年劣化関連事項-中央制御室換気系ダクトの腐食事象

### 中央制御室換気系ダクト腐食部位等の比較結果

比較項目	他プラント	東海第二
腐食発生部位	外気取入ライン(ローポイント部)	同左
開孔サイズ	①約100cm×約30cm	①約9mm×約4mm ②約4mm×約6mm
使用材料	亜鉛めっき鋼板ダクト (一部ステンレス鋼板)	亜鉛めっき鋼板ダクト
保温施工の有無	有	無
外観点検の可否	否(保温取外しが必要)	可
原因	ダクト内部で発生した結露ならびに外気ととも に取込まれた水分および海塩粒子が、ダクト 内の構造物や気流の方向が変わる箇所でダ クト内面に付着し、腐食を発生(※)	外気とともに取り込まれた水分及び塩分が付 着したことによるもの(※)
再発防止対策	<ol> <li>①点検頻度見直し(内部点検口の追加)</li> <li>②ダクト仕様見直し</li> <li>③外気処理装置の運用を常時使用に見直し</li> <li>④ダクト形状・構造見直し</li> </ol>	<ol> <li>①同左</li> <li>②無し</li> <li>③無し(外気処理装置は未設置のため)</li> <li>④無し</li> <li>⑤発錆,腐食等確認時の迅速な補修塗装対応</li> </ol>

※他プラントとの比較

開孔(腐食)サイズの違いについては、他プラントと東海第二発電所で比べると系統設計風量(外気取入 れ量)に大きな差異があり、そのため開孔サイズに違いがあると推定

### 4. その他の経年劣化関連事項-中央制御室換気系ダクトの腐食事象 🦛 げんてん

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(1/2)

### ● ダクトの保全内容

### ①従来の点検方法

中央制御室換気系ダクトについては、これまでの自・他プラントでの不具合事象を受け、設備の重要性を認識し、適切に保全を実施している。

- 1) 定期的な点検(目視点検)については、他プラントの不具合事象を受け、保全内容の見直しを実施 している。
  - ・点検周期:1回/10年→1回/5年 **<点検頻度を増加>**
  - ・点検内容:機器の取替・点検時に合わせたダクト内面及び外面の目視点検<点検範囲を拡大>

材質:亜鉛めっき鋼板,一部ステンレス鋼

・腐食の形態:内面からの腐食

・材質:亜鉛めっき鋼板

2) その他の点検等については、上記の点検の実施結果を踏まえた補修や他プラントの不具合事象の原因を踏まえた点検を適切な時期に実施している。

#### ②他プラント及び東海第二の開口事象の比較

- 1)他プラントの開口事象
  - ・腐食孔サイズ: 100cm × 30cm他
  - ・部位:<u>外気取入れ口から</u>再循環ライン合流部
- 2) 東海第二の開口事象
  - ・腐食孔サイズ:①9mm×4mm
     ②4mm×6mm
  - ・部位:<u>外気取入れライン</u>(水平ダクトローポイント部)・腐食の形態:内面からの腐食

### 3)開口事象の共通事項として,事象発生の部位,材質,腐食の形態は同様であった。 差異としては,開孔サイズに大きな違いが確認された。

4. その他の経年劣化関連事項-中央制御室換気系ダクトの腐食事象

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(2/2) ③是正処置(見直し項目)

①従来の点検方法と、②自他プラントにおける開口事象を踏まえ、以下の3項目を 是正処理として保全内容に反映する。

1)ダクト点検計画を全数点検(外面及び内面)/3ヵ年(※)に見直しした。 点検結果を踏まえた保全の有効性評価を実施し,適時改善する。

- 2)腐食により開口した部位は、ダクトの新製交換(同仕様・同材質)にする。 またダクトのローポイント部は点検範囲の拡充のため、<u>点検口を追加</u>する。
- 3)発錆、腐食等が確認されたら<u>速やかに補修塗装</u>を計画する。

これらの是正処置を保全内容に反映し今後適切にダクトの点検等を展開していくこ とにより、中央制御室換気系のダクトは、腐食の早期検知が可能となり、健全性が維 持されることから、中央制御室換気系ダクトに要求されるバウンダリー機能は維持可 能と判断している。

※今回のダクト開孔事象は、東海第二発電所営業運転開始後、ダクトの交換の交換履歴がないことから、約39年間の供用期間を経て開孔しており、腐食の進展速度は早いものではない。

今回ダクトは同仕様で新製交換するため、約39年間の健全性が確保できると考えるが、今後の環境変化(=腐食の進展速度アップ)の可能性及び安全上重要な系統のダクトであることを鑑み、従前の点検頻度に余裕を持たせた設定とした。

<別紙>





#### ※ ◆ダクト開口事象の是正処置◆

1. ダクト点検計画の見直し⇒<br />
全数点検(外面及び内面)/3ヵ年に見直し

- 2. ダクト修繕及び改造 ⇒ダクト交換(一部点検口の追設(ローポイント部点検拡充))
- 3. 日常点検結果への迅速な対応 ⇒発錆, 腐食等が確認されたら速やかに補修塗装

4. その他の経年劣化関連事項-使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理(1/4))



〇使用済燃料乾式貯蔵施設で想定される経年劣化事象と対応方針

・使用済燃料乾式貯蔵施設に求められる安全機能と各機能を担う設備、
 各設備で想定される経年劣化事象とその対応を以下のとおり検討、整理した。

安全機能		相中されて奴ケ少ル市色	<u></u>	
機能	主な対応設備	忠正される柱牛方化争家	メリルび 『 青平 11曲	
	貯蔵建屋(自然対流)	*	— *	
除熱機能	伝熱フィン	炭素鋼,低合金鋼の腐食(全面腐食)	フィン取付部はレジンが充填さ れており、腐食発生なし	
閉じ込め機能	金属容器, 二重蓋, 金 属ガスケット	<ol> <li>①炭素鋼,低合金鋼の腐食(全面腐食)</li> <li>②ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ</li> <li>③金属ガスケットの密封性能低下</li> </ol>	<ol> <li>①外面塗装及び点検,補修</li> <li>②同 上</li> <li>③供用期間中の密封維持評価,常時監視及びガスケット 交換対応</li> </ol>	
遮蔽機能	ステンレス鋼, 鉛, レジ ン(合成樹脂), 建屋 遮蔽壁	・中性子遮へい材(レジン)の性能低下	・酸化反応,熱分解反応の抑 制,放射線照射による減損 等は無視できる程度	
臨界防止機能	バスケット(中性子吸 収材設置)	・バスケットの性能低下	・クリープ発生の抑制,放射線 照射による減損等は無視で きる程度,腐食発生無し	

<経年劣化事象の検討・整理結果> \*<sup>経年劣化により自然対流冷却が失われるような建屋形状の変化は考え難い。</sup> 計画的な保全や監視等で対処可能であり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事 象には該当しないと判断している。 高経年化-303 4. その他の経年劣化関連事項-使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理(2/4))



使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象について,以下の検討 結果より,計画的な保全や監視等で対処可能であり,<u>高経年化対策上着目す</u> <u>べき経年劣化事象には該当しないと判断した。</u>

- > 炭素鋼,低合金鋼の腐食(全面腐食)
  - ・大気との接触における<u>腐食が想定される部位には塗装</u>を施している。
  - ・目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装を施す。
- > ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ
  - ・大気中の海塩粒子に含まれる<u>塩化物イオンによる応力腐食割れが想定される部位</u>
     <u>(残留応力が存在する溶接部近傍を含む)には塗装(吊搬作業で使用するトラニ</u>
     オンはグリス塗布)を施しており,海塩粒子が付着する可能性は小さい。
  - ・目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装(グリス塗布)を施す。
- ▶ 金属ガスケットの密封性能低下

・寸法変化や反力低下による性能低下:

規格※により使用環境における供用期間中の密封機能維持が確認されている。

 ・二重蓋内部はヘリウムガスで加圧され、密封圧力監視系で常時圧力を監視しており、

 圧力が低下した場合は、中央制御室の警報装置が作動する構造となっている。

 なお、金属ガスケットは使用済燃料プールへ再度移送することで交換可能である。
 ※:「日本原子力学会標準使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010」(社団法人日本原子力学会)

4. その他の経年劣化関連事項-使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理(3/4))



> 中性子遮へい材の性能低下

中性子遮へい材であるレジンについては、大気との接触による酸化反応、高温下での 熱分解反応、放射線分解及び中性子吸収材の減損による性能低下が想定される。これ らの検討結果は以下のとおり。

- ・酸化反応:レジンは外筒と中間胴(胴)の間に充填され大気と接触しない。
- ・熱分解反応:ヘリウムガスは内胴内部, 胴内部及び一次蓋〜二次蓋間に封入され金属 ガスケットで密封された状態で保持されており, ガスの量に増減がなく<u>伝熱</u> フィンが設けられ, 使用済燃料から発生する崩壊熱を外側に放出する設計 となっている。

放射線分解及び中性子吸収材の減損:

<u>設計評価期間(40年)内に受ける中性子照射量は設計値以下</u>であり,中性子吸収材の 減損については文献\*によると,<u>レジンに対する設計吸収線量に対して中性子吸収材の</u> 減損が無視できる程度に小さいことが確認されている。

> \*出典:「平成15年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験報告書 最終報告」 (平成16年6月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

4. その他の経年劣化関連事項-使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理(4/4))



▶ バスケットの性能低下

高温下でのクリープ等による形状,強度変化,中性子照射及び中性子吸収材の減損, 腐食による性能低下の発生が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・クリープ等による形状,強度変化:バスケットの材料に対する設計温度よりも実際の使用 温度は低く,設計温度を超えるような温度変化はない。
- ・中性子照射:設計評価期間内の<u>アルミニウム合金が受ける中性子照射量は設計値以下</u> である。
- ・中性子吸収材の減損:<u>供用期間中における中性子吸収材の減損量を考慮した未臨界評</u> <u>価を行っており、評価結果の減損量は無視できる程度に小さい。</u>

・腐食:ヘリウムガス雰囲気内にあることから腐食による性能低下は発生しない。



東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵容器は, 内部を乾燥させ、ヘリウムガスを封入し、使 用済燃料を収納する容器であり、事業所内運 搬及び貯蔵を兼用している。

### 使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様

	重要 度* <sup>1</sup>	<del>号機*</del> 2	使用条件		
種類			最高使用圧 力(MPa)	最高使用温度 (℃)	
密封監視 機能付縦 置円筒型		1∼15, 23* <sup>3</sup> ,24* <sup>3</sup>		160(容器) 210(バスケット)	
	PS-2	16,17         1.0         170(容 260(バ	170(容器) 260(バスケット)		
	直门同空		18~21* <sup>3</sup>		160(容器) 230(バスケット)

\*1:当該機器に要求される重要度クラスのうち,最上位の重要度クラス

を示す

\*2:22号機は欠番

\*3:新規に設置される機器



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図(1~15,23,24号機)

21)

基礎ボルト

<別紙>使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様及び構造(2/2)







使用済燃料乾式貯蔵容器構造図(16,17号機)

(18)

(19)

トラニオン固定ボルト

基礎ボルト

#### 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図(18~21号機)

### <別紙>使用済燃料乾式貯蔵容器主要部位の使用材料



使用済燃料乾式貯蔵	容器主要部位(	D使用材料
-   入 /   ] //コ //バイ゙コ +6 -2 / バ/ / F6/ *	ᆸᇑᆂᆇᇥᆇ	アレンコンコンパン

±n /÷	材料			
前1立	1~15, 23, 24号機	16,17号機	18~21号機	
内胴, 胴	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼	
底板	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼	
一次蓋, 二次蓋	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼	
蓋締付ボルト(一次, 二次)	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼	
金属ガスケット	アルミニウム合金、インコネル	アルミニウム合金、ニッケル合金	アルミニウム、インコネル	
中間胴	ステンレス鋼, 炭素鋼	*1	<u>     *1</u>	
ガンマ線遮へい体	鉛	*2	<b>—</b> *2	
中性子遮へい体	レジン	レジン	レジン	
外筒	ステンレス鋼, 炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	
中性子遮へいカバー	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼	
バスケット	アルミニウム合金、ボロン添加	ステンレス鋼, ボロン添加ステン	ステンレス鋼, ボロン添加ス	
	アルミニウム合金	レス鋼	テンレス鋼	
伝熱フィン	銅	炭素鋼, 銅	銅	
トラニオン	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	
リブ,支持台座	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	
トラニオン固定金具	ステンレス鋼	ステンレス鋼	低合金鋼	
容器押え, 金具トラニ オン固定ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼	
基礎ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼	

\*1:16,17,18~21号機に中間胴はない

\*2:16, 17, 18~21号機のガンマ線遮へい体に相当するものは胴, 外筒及び底板

- 4. その他の経年劣化関連事項 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水ジョイント概要)
- 止水ジョイントは、地震時における防潮堤の構造上の境界部及び構造物間に生じる相対変位に対して追随し、かつ 津波時の波圧に対応できる仕様であり、防潮堤内への津波の有意な漏えいを生じさせない構造としている。
- ▶ 止水ジョイントは, 遮水シートと土木シートを折り畳み, その両側を遮光シートで保護した多層構造である。
- ▶ 遮水シートは塩ビシートであり,止水機能を担う。
- ▶ 土木シートはポリエステル繊維であり、2重とし、強度を担う。
- ▶ 遮光シートは塩ビシートであり、紫外線による劣化から保護する。遮水シートと土木シートのそれぞれの外側を構成 する。





- 4. その他の経年劣化関連事項 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水ジョイント概要)
- ・止水ジョイントは、防潮堤の堤内側及び堤外側の2か所に設置する。2か所に設置することから交換作業時においても津波防護機能を保持することができる。
- ▶両端部をアンカーボルトを用いて固定する。





4. その他の経年劣化関連事項 – 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(1/6)

【止水ジョイントの試験概要】

- ▶ 地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認する。(①引張試験)
- ▶ 津波時+余震時に相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認する。(②耐圧試験)
- ▶ 土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ,<u>15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認する。</u> (③耐候性試験)



4. その他の経年劣化関連事項-鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(2/6)

【止水ジョイントの許容限界】

- 防潮堤の構造上の境界部および構造物間の相対変位量を解析により算定
- 算定した最大相対変位量は止水ジョイントの許容限界以下であることを確認した。

評価項目	許容限界	
止水ジョイント(遮水シート, 土木シート)	相対変位:2m	

#### 【試験条件】

試験水圧

- ・ 津波の最大遡上高さと設置地盤高さの差の1/2を浸水深として朝倉式から基準津波時および敷地に遡上する津波時の波圧を算定
- 算定結果を用いて保守的に試験時の水圧を設定

基準津波時:0.26MPa 敷地に遡上する津波時:0.55MPa

引張荷重

- 作用する引張力が最大となるのは,敷地に遡上する津波時の防潮堤天端部のシートジョイントの開きが許容限界 (2m)に達した時である。
- その際の引張力を算定し、試験時の引張荷重は188.18kN/m(56.45kN/30cm)とする。



L

シートジョイントの引張荷重の算定概要

高経年化-313

4. その他の経年劣化関連事項 – 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(3/6)

【試験方法および結果】

①引張試験

- 防潮堤の構造上および構造物間の最大相対変位は止水ジョイントの許容限界以下であり、津波時に想定される最大波圧が作用時に 最大張力が作用する。
- ・ 止水ジョイントの両端の固定部は, ボルト径, 設置間隔の実際の設置状態を模擬している。
- ・ 試験は、最大張力荷重(56.45kN/30cm)を10回繰り返し載荷と10回繰り返し載荷後同荷重を10分間継続して載荷することで行った。
- 載荷後,供試体に有意な漏えいを生じない変形に留まることを確認した。

引張荷重(kN/30cm)	載荷方法	変形	判定
56.45	10回繰り返し載荷	無	良
56.45	10回繰り返し載荷後10分間継続して載荷	無	良

### ②耐圧試験

- 直径300mmの筒状の止水ジョイント(遮水シートを内側, 土木シートを外側)を円筒状鋼管に取り付け, 両端部を固定した状態で, 鋼 管と止水ジョイントの間に水圧を負荷する。
- 水圧は基準津波時(0.26MPa)および敷地に遡上する津波時の波圧(0.55MPa)とする。
- ・ 加圧中および10分以上加圧後において止水ジョイントからの有意な漏えいがないことを確認した。

負荷水圧(MPa)	加圧保持時間	漏えい	判定
0.26	10分以上	無	良
0.55	10分以上	無	良

4. その他の経年劣化関連事項 – 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(4/6)

③耐候性試験

(試験の目的)

・防潮堤に設置される止水ジョイントの経過に対して,各々の部材の劣化状況を確認し,耐用年数について検討 ・止水ジョイントの耐用年数に基づき,維持管理方針を設定

(試験方法)

- ・止水ジョイントの耐候性試験は、紫外線及び降雨に露出される遮光シートと津波の波圧に対して強度を発揮する 土木シートに対して行う。
- ・試験体は、遮光シートによって土木シート(ポリエステル繊維、2重)を包んだ(19cm×20cm×厚さ2cm)もの
- 試験体に紫外線を照射することにより劣化程度を評価する促進耐候性試験と、促進耐候性試験実施後の土木シートの強度変化を測定する引張強さ試験を実施
- ・促進耐候性試験時間は、特殊光源ランプによる照射時間と屋外暴露経過時間との関係から求めた試験時間に 安全率1.5を乗じることにより設定
- ・促進耐候性試験は「膜材料の品質及び性能試験方法」(社)日本膜構造協会)に準じて実施
- ・引張強さ試験はJIS L 1096に準じて実施

促進耐候性試験諸元			
使用機種	スーパーUVテスター		
放射照度	1500 (W/m²)		
ブラックパネル温度	63±3 (°C)		
槽内湿土	50±5 (%)		
水スプレー	120分中18分間降雨		
試験時間(15年経過相当)	540 (hr)		

引張強さ試験諸元		
試料名土木シート (#800, 2重)		
試験試料幅 30 (mm)		
引張速度	200 (mm/min)	
標線間	200 (mm)	
試験供試体 3個		

4. その他の経年劣化関連事項 – 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(5/6)



4. その他の経年劣化関連事項 – 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(6/6)

#### 止水ジョイントの耐候性試験試験結果

促進耐候性	供試体数(個)		①促進耐候性試験結果 (遮光シート)	②引張強さ試験結果(土木シート)
試験時間				平均值 (N/3cm)
オリジナル	タテ	3	-	18,652
(新品)	∃⊐	3	-	17,307
540時間 (15年相当)	タテ	3	破損無	18,904
	33	3	破損無	19,392

⇒促進耐候性試験(540時間, 15年相当)は, 劣化等による破損は無かった。

⇒促進耐候性試験後の土木シートのタテ及びヨコの引張強さは、オリジナル(新品)の平均値と比較して低下 は見られなかった。



止水ジョイント(シートジョイント)は、紫外線及び降雨を考慮した耐候性試験(15年相当)の結果、破損も無く、オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかったことから保守的に耐用年数は15年と設定した。

4. その他の経年劣化関連事項 – 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水シート(シートジョイント)交換等メンテナンス)

▶ 止水ジョイントの耐候性試験結果, 15年経過しても健全であることが確認できた。
 ▶ この試験結果を基に, 止水ジョイントの維持管理方針は以下の通りとする。

【止水ジョイントの維持管理方針】

・耐用年数を15年と設定したことから交換は15年に1回を基本

- ・しかし、定期的に目視により点検を実施
  - \*止水ジョイントは防潮堤の堤外側と堤内側の両面に設置している。交換時は片面を残した状態 での作業を行うことから、万が一,津波が襲来しても,津波が敷地内に浸入することはない。
  - \*止水ジョイントの交換は、防潮壁のアンカーボルトに取り付けたナットを外してシートを取り替える 作業であり、この作業で防潮壁の躯体に影響を与えることはない。

4. その他の経年劣化関連事項-運転終了後の発電所の健全性確保 (原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の違い)



- 〇原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の主な違いとして,廃止措置段階では原子炉 を運転することがなく,廃止措置の進捗に伴い放射性物質の総量\*が減少していくことが 挙げられる。 \* 事故時のリスクに関係
  - ①運転中と比べて放射性物質の量は大幅に減少
  - ② 使用済燃料プールからの使用済燃料等の搬出により放射性物質は更に減少。燃料 搬出後は核燃料による事故の危険性が消失
  - ③ 廃止措置のプロセスが進むに従い、周辺設備や原子炉などの解体により放射性物 質の量は段階的に低減し、最終的な放射性物質の量は自然界と同化



4. その他の経年劣化関連事項-運転終了後の発電所の健全性確保 (原子力発電所の廃止措置の実施手順)



30年程度

〇原子力発電所の廃止措置の基本的な実施手順は以下のとおりであり、概ね20年~30年 程度をかけて段階的に実施していく流れとしている。

<原子力発電所の廃止措置の基本的な手順>

- ①使用済燃料等の冷却を維持しながら、順次、施設外に搬出
- ③ 安全貯蔵期間後, 放射性物質の量が多い原子炉等の解体 汚染を取り除いてから建屋等全体を解体



出典:電気事業連合会HP「原子力発電所の廃止措置」 抜粋, 一部加筆

4. その他の経年劣化関連事項 – 運転終了後の発電所の健全性確保 (東海第二発電所の廃止措置期間中の施設・運用管理の維持)



- ○東海第二発電所は,廃止措置実施方針に基づき,所外の周辺公衆及び所内の放射線業務 従事者の被ばく低減を目的として,廃止措置期間中の各段階に応じて必要な安全措置を図っ ていく。
  - ・施設の維持管理(①) :放射性物質の閉じ込め,使用済燃料の冷却,放射線の監視等。
  - ・運用管理の実施(②) :発電所の安全対策(①の担保及び核物質防護)

〇廃止措置の実施に先立ち,予め<u>廃止措置中の平常時被ばく線量を評価</u>する。

発電所の施設,設備	具体的な設備例	廃止措置中に維持管理する機能・性能
放射性物質を内包する系統・設 備を収納する建屋	原子炉圧力容器 原子炉建屋	・放射性物質の漏えい防止 ・放射線の遮蔽
使用済燃料貯蔵施設 核燃料物質取扱設備	使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系 燃料取扱装置	・使用済燃料の臨界防止・遮蔽 ・使用済燃料の浄化・冷却 ・使用済燃料の落下防止
放射線管理施設	各種放射線モニタ モニタリングポスト	<ul> <li>・所内の放射線監視及び放射線管理</li> <li>・環境への放射性物質の放出管理</li> </ul>
非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機	・使用済燃料貯蔵施設等への電源供給

①東海第二発電所で廃止措置中も維持管理を行う主な対象施設

### ②東海第二発電所で廃止措置中も安全対策として実施する主な運用管理

項目	運用管理
放射線被ばく管理	・管理区域の区分、立入制限等、保安のために必要な措置
放射線監視, 管理	・廃止措置対象施設からの放出管理モニタリング及び周辺環境モニタリング
核物質防護, 妨害破壊行為対策	・廃止措置対象施設への第三者の不法な接近を防止する措置

高経年化-321

4. その他の経年劣化関連事項-運転終了後の発電所の健全性確保 (東海第二発電所の廃止措置期間中の事故発生時の影響評価)



【事故時の発電所外への影響抑制の確認】

- ○東海第二発電所の廃止措置過程においては、前項に示した廃止措置期間中の平常時被ばく 評価に加えて、放射性物質が環境に放出され得るような事故を想定した場合でも、発電所外の周辺公衆に著しい放射線被ばくを与えないことを確認しておく。
- 〇将来,廃止措置の断面で,具体的な事故の想定,影響評価等を実施していく。


4. その他の経年劣化関連事項-運転終了後の発電所の健全性確保 (廃止措置期間中の発電所施設の維持管理・保全計画)



【施設・設備の機能維持方針】

- 〇前項までに示した,廃止措置期間中も維持管理を行う発電所施設・設備については, それぞれの各廃止措置段階で必要な期間中にわたり,必要な機能及び性能を維持管 理していく。
  - ・保全による設備の健全性維持として、廃止措置期間中の経年劣化を考慮した場合の、これらの維持管理対象設備の機能及び性能の担保については、各設備に対して保全の計画を定め、適切な頻度で定期的な点検・補修等を行うことにより、健全性を確認・維持していく。
  - ・<u>発電所の運用ルール</u>として、これらの維持管理対象設備の扱いについては、廃止措 置段階の発電所の保安規定で管理方法を定め、これに基づき実施していく。



これらの方針に基づき廃止措置を実施することで,発電所の運転期間終了後も, 廃止措置期間中にわたり発電所の安全性を適切に確保することが可能となる。

## その他の経年劣化関連事項-運転終了後の発電所の健全性確保 (参考)



:作業完了

【東海発電所における廃止措置の実施状況】

- 〇東海第二発電所に隣接する東海発電所は、国内発の商業用原子力発電所であり、
  - 1998年に営業運転を終了し、現在、当社が廃止措置を行っている。
  - ・すべての使用済燃料について発電所外への搬出を完了済み
  - ・放射能を含まない/比較的少ない周辺設備から解体撤去を実施中
  - ・原子炉領域は安全貯蔵中



○東海発電所では、これまでの約20年間に渡る廃止措置期間中においても、発電所の安 全性を適切に確保しながら、解体撤去作業を継続している。

高経年化-324