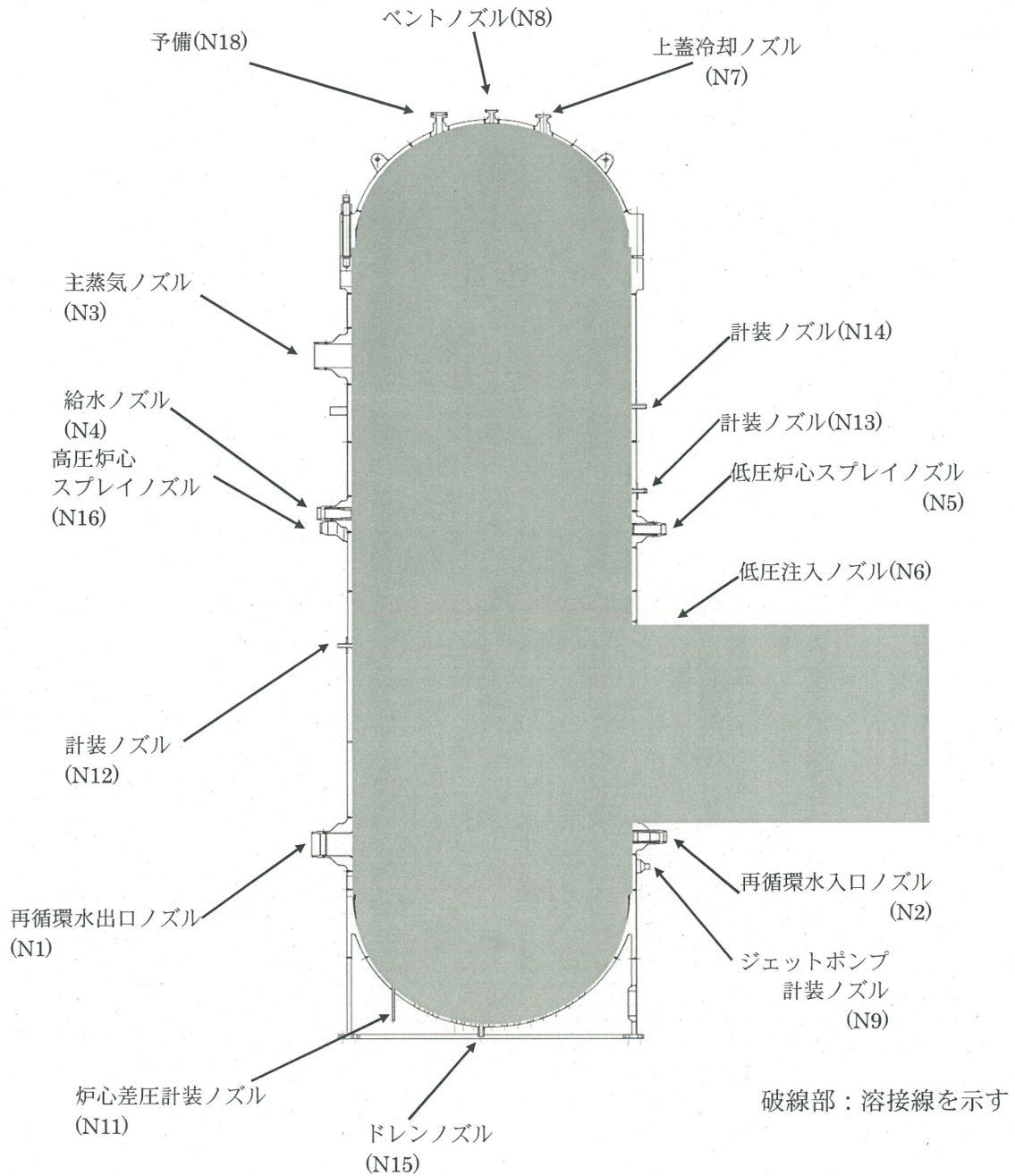


浜岡3号炉—低サイクル疲労—2 Rev.1

タイトル	接液環境にある評価対象部位の表面に施工されているステンレス鋼等の内張りの健全性について
説明	<p>原子炉圧力容器の内面で炭素鋼及び低合金鋼は、次の部分を除きステンレス鋼等の内張りが施工されている。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・上蓋, 上蓋フランジ</li><li>・N3～N8及びN10～N18ノズル</li></ul> <p>ステンレス鋼等の内張りの健全性については、日本機械学会 JSME S NA1「発電用原子力設備規格 維持規格」に準拠し、定期事業者検査のクラス1機器供用期間中検査として以下の検査を実施し異常のないことを確認している。</p> <p>試験カテゴリー G-B-1 沸騰水型原子炉圧力容器内部の構造物・取付け物</p> <p>原子炉圧力容器 容器内部</p> <p>圧力容器胴内面の肉盛（パッチ[ステンレス鋼]） 遠隔目視試験(VT-3)</p> <p>また、ステンレス鋼の内張りが施工されているN1, N2ノズル内面の丸みの部分の母材部の健全性については、クラス1機器供用期間中検査として以下の検査を実施し異常のないことを確認している。</p> <p>試験カテゴリー B-D 容器のノズルの完全溶け込み溶接部</p> <p>N1, N2ノズル内面の丸みの部分 超音波探傷試験</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

浜岡3号炉－中性子照射脆化－1

タイトル	容器内面で照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲及び炉心領域を示した図(板厚, クラッド厚さ, プレートナンバーやノズルの番号が分かるようにしたもの。)について
説明	<p>平成26年度末時点において, 原子炉圧力容器内面で照射量が <math>1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2</math> をこえる範囲の主な部位と照射量を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・胴板3, 4 : ■■■■ <math>\text{n/m}^2</math> (中性子照射量) ■■■■ <math>\text{n/m}^2/\text{s}</math> (中性子束)</li><li>・低圧注入ノズル(N6) : ■■■■ <math>\text{n/m}^2</math> (中性子照射量) ■■■■ <math>\text{n/m}^2/\text{s}</math> (中性子束)</li></ul> <p>なお, 炉心領域を示した図(原子炉圧力容器のプレートナンバー, ノズル番号, 照射量 <math>1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2</math> を超える範囲)について添付資料1-1に示す。</p> <p>また, 板厚及びクラッド厚さを以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・板厚 ■■■■ mm (最小値)</li><li>・クラッド厚さ : ■■■■ mm (最小 ■■■■ mm)</li></ul> <p>添付資料1-1 原子炉圧力容器概要図</p>



原子炉圧力容器概要図

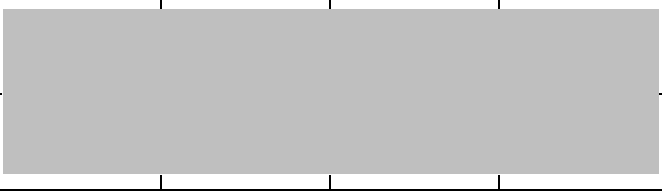
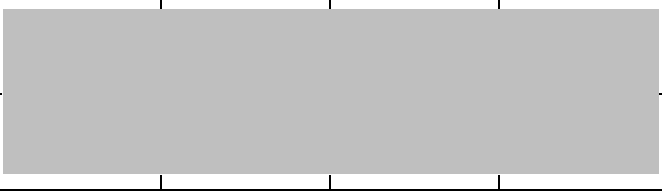
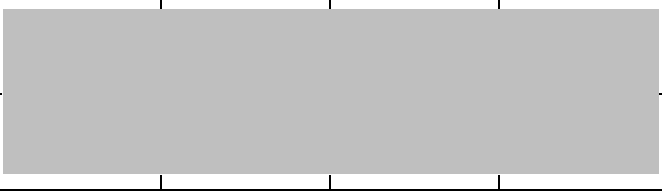
■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉－中性子照射脆化－2

<p>タイトル</p>	<p>中性子照射脆化の質問事項 No. 1 で規定される範囲の母材及び溶接金属のミルシートについて</p>																		
<p>説明</p>	<p>原子力圧力容器内面で照射量が <math>1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2</math> を超える範囲について、化学成分を以下に示す。</p> <p style="text-align: right;">(単位：重量%)</p> <table border="1" data-bbox="416 775 1361 1218"> <thead> <tr> <th data-bbox="416 775 472 824"></th> <th data-bbox="472 775 716 824">部 位</th> <th data-bbox="716 775 876 824">Si</th> <th data-bbox="876 775 1035 824">P</th> <th data-bbox="1035 775 1195 824">Ni</th> <th data-bbox="1195 775 1361 824">Cu</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="416 824 472 1167">母材</td> <td colspan="5" data-bbox="472 824 1361 1167" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="416 1167 472 1218">溶接材料</td> <td colspan="5" data-bbox="472 1167 1361 1218" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>		部 位	Si	P	Ni	Cu	母材						溶接材料					
	部 位	Si	P	Ni	Cu														
母材																			
溶接材料																			



浜岡3号炉－中性子照射脆化－3

タイトル	監視試験片の化学成分について											
説明	<p>監視試験片の化学成分は以下のとおり。</p> <p style="text-align: right;">(単位：重量%)</p> <table border="1" data-bbox="411 533 1362 779"><thead><tr><th data-bbox="411 533 683 589">区分</th><th data-bbox="683 533 852 589">S i</th><th data-bbox="852 533 1021 589">P</th><th data-bbox="1021 533 1190 589">N i</th><th data-bbox="1190 533 1362 589">C u</th></tr></thead><tbody><tr><td data-bbox="411 589 683 683">母 材</td><td colspan="4" data-bbox="692 589 1356 683" rowspan="2"></td></tr><tr><td data-bbox="411 683 683 779">溶接金属</td></tr></tbody></table> <p style="text-align: right;">以 上</p>	区分	S i	P	N i	C u	母 材					溶接金属
区分	S i	P	N i	C u								
母 材												
溶接金属												

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉—中性子照射脆化—4 Rev1

<p>タイトル</p>	<p>監視試験片の配置，試験片数，各カプセルの取り出し時期，関連温度，中性子照射量，中性子束及びリードファクターについて</p>
<p>説明</p>	<p>1. 監視試験片の配置，試験片数及び各カプセルの取り出し時期</p> <p>炉内へ装荷している試験片は，全4セットあり，その内2セットが取り出し済みである。</p> <p>各セットの試験片数は，母材，溶接金属，熱影響部より採取した，引張試験片：■ ■，衝撃試験片：■である。</p> <p>配置及び試験片個数は以下の図1及び表1のとおり。</p> <div data-bbox="367 683 1452 2060"> </div> <p>図1 監視試験片の位置</p>

説明  
(続き)

表1 監視試験片の配置，取出時期及び試験片個数

配置		取出 時期	試験片個数									
場所	角度		引張試験片			衝撃試験片						
			母材	溶接金 属	熱影響 部	母材	溶接金 属	熱影響 部				
①												
②												
③												
④												

2. 関連温度，中性子照射量及び中性子束

関連温度，中性子照射量及び中性子束は以下のとおり。

表2 監視試験片の中性子照射量，中性子束，関連温度移行量及び関連温度

回数	中性子 照射量 ( $\times 10^{21}n/m^2$ ) ( $E > 1MeV$ )	中性子束( $\times 10^{12}n/m^2/sec$ ) ( $E > 1MeV$ )	関連温度移行量及び関連温度(°C)					
			母材		溶接金属		熱影響部	
関連温度 初期値	0		-40		-50		-40	
第1回 (加速)	11.7		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
			13	-27	10	-40	9	-31
第2回	1.60	10	-30	6	-44	10	-30	

3. リードファクター

監視試験片位置，圧力容器 1/4t 位置における中性子束のリードファクターは以下のとおり。

表3 リードファクター

	圧力容器内表面	監視試験片位置	圧力容器 1/4t 位置
高速中性子束相対値			

以上

浜岡3号炉－IASCC－11 Rev.1

タイトル	平成11年6月の東海第二発電所及び平成15年6月の福島第二原子力発電所3号機における制御棒ハンドル部のガイドローラ付近に発見されたひび割れの原因についての分析結果及び浜岡3号機制御棒への反映状況について
説明	<p>東海第二発電所及び福島第二原子力発電所3号機における制御棒ハンドル部のガイドローラ付近に発見されたひび割れについては、いずれも中性子照射による材料の変化が起因である照射誘起型応力腐食割れである。</p> <p>当社では、東海第二発電所の事象発生直後に、定期検査中であった浜岡1号機において、コントロールセルで使用し相対的に照射量の多い制御棒(5体)を点検し、ハンドル部のガイドローラ付近にひび割れが発生していないことを確認している。また、これ以降は「点検計画(原子炉編)(運転)」に基づき制御棒の外観点検を実施しており、東海第二発電所及び福島第二原子力発電所3号機と同様の事象は確認されておらず、現状の保全を継続していくことで、浜岡3号機で使用しているボロンカーバイト型制御棒の健全性は維持できると評価している。今後も知見拡充のため制御棒の点検を実施していく。</p> <p>○点検計画(原子炉編)(運転)</p> <p>継続使用する制御棒を対象として、以下について外観点検を実施している。</p> <p>① 10年間で全制御棒(185体)の7.5%(14体)</p> <p>② これまで点検した制御棒の最大照射量(現時点では <span style="background-color: gray; color: black;">                    </span> n/cm<sup>2</sup>)を超える制御棒がある場合</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

浜岡3号炉-2相ステンレス鋼の熱時効-3

<p>タイトル</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容について</p>																														
<p>説明</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容等は下表のとおりである。製造時、供用前検査、供用期間中検査等の詳細については添付資料3-1～3に示す。</p> <p>(1) 原子炉冷却材再循環ポンプ</p> <table border="1" data-bbox="392 712 1401 1108"> <thead> <tr> <th>部位名</th> <th>製造時</th> <th>供用前検査</th> <th>供用期間中検査</th> <th>その他の保全</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ケーシング</td> <td>材料検査 PT RT</td> <td>建設時記録による</td> <td>VT-3 (10年計画による)</td> <td>外観点検(10C) PT(ガスケット面 (10C))</td> </tr> <tr> <td>溶接部</td> <td>PT RT</td> <td>建設時記録による UT(出入口配管 溶接部)</td> <td>管との溶接部:UT (10年計画による) 上記以外: VT-3又はPT (10年計画による)</td> <td>入口固定羽根 PT(10C)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) PLRポンプ出入口弁</p> <table border="1" data-bbox="392 1205 1401 1453"> <thead> <tr> <th>部位名</th> <th>製造時</th> <th>供用前検査</th> <th>供用期間中検査</th> <th>その他の保全</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁箱</td> <td>材料検査 PT RT</td> <td>建設時記録による</td> <td>VT-3 (10年計画による)</td> <td>外観点検(12C)</td> </tr> <tr> <td>溶接部</td> <td>PT RT</td> <td>UT(出入口配管 溶接部)</td> <td>UT (10年計画による)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>VT-3：目視検査          UT：超音波探傷検査          PT：浸透探傷検査          RT：放射線透過検査</p> <p>添付資料3-1 製造時の検査内容について          添付資料3-2 供用前及び供用期間中検査の内容について          添付資料3-3 その他の現状保全について</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	部位名	製造時	供用前検査	供用期間中検査	その他の保全	ケーシング	材料検査 PT RT	建設時記録による	VT-3 (10年計画による)	外観点検(10C) PT(ガスケット面 (10C))	溶接部	PT RT	建設時記録による UT(出入口配管 溶接部)	管との溶接部:UT (10年計画による) 上記以外: VT-3又はPT (10年計画による)	入口固定羽根 PT(10C)	部位名	製造時	供用前検査	供用期間中検査	その他の保全	弁箱	材料検査 PT RT	建設時記録による	VT-3 (10年計画による)	外観点検(12C)	溶接部	PT RT	UT(出入口配管 溶接部)	UT (10年計画による)	—
部位名	製造時	供用前検査	供用期間中検査	その他の保全																											
ケーシング	材料検査 PT RT	建設時記録による	VT-3 (10年計画による)	外観点検(10C) PT(ガスケット面 (10C))																											
溶接部	PT RT	建設時記録による UT(出入口配管 溶接部)	管との溶接部:UT (10年計画による) 上記以外: VT-3又はPT (10年計画による)	入口固定羽根 PT(10C)																											
部位名	製造時	供用前検査	供用期間中検査	その他の保全																											
弁箱	材料検査 PT RT	建設時記録による	VT-3 (10年計画による)	外観点検(12C)																											
溶接部	PT RT	UT(出入口配管 溶接部)	UT (10年計画による)	—																											

## 製造時の検査内容について

原子炉冷却材再循環ポンプ及び PLR ポンプ出入口弁に対する製造時の検査内容は下表のとおりである。

## (1) 原子炉冷却材再循環ポンプ

## ア. ケーシング

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	告示 501 号	良
RT	JIS G0581	良

## イ. 溶接部

## (ア) コアクロージャール溶接部

検査内容	判定基準	結果
PT	—	良
RT	—	良

## (イ) ラグ溶接部

検査内容	判定基準	結果
PT	省令 81 号改訂案	良

## (ウ) 出入口配管溶接部

検査内容	判定基準	結果
PT	—	良
RT	省令 81 号	良

## (エ) 入口固定羽根溶接部

検査内容	判定基準	結果
PT	—	良

## (2) PLR ポンプ出入口弁

## ア. 弁箱

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	告示 501 号	良
RT	JIS G0581	良

## イ. 出入口配管溶接部

検査内容	判定基準	結果
PT	—	良
RT	省令 81 号	良

## 供用前及び供用期間中検査の内容について

原子炉冷却材再循環ポンプ及び PLR ポンプ出入口弁に対する供用期間中検査（供用前検査含む）の検査実績は下表のとおりである。

## (1) 原子炉冷却材再循環ポンプ

検査部位	供用前検査		供用期間中検査		検査結果
	検査方法	検査結果	検査方法	点検時期※	
支持部材取付け溶接継手	建設時記録による	良	PT	A 号機：5 回 B 号機：11 回	良
耐圧部分の溶接継手	建設時記録による	良	VT-3 PT	A 号機：5 回 B 号機：17 回	良
耐圧部分の溶接継手(管)	UT	良	UT	A 号機 (出口)：12 回 (PSI), 17 回 B 号機 (出口)：12 回 (PSI), 15 回	良
内表面	建設時記録による	良	VT-3	A 号機：5 回 B 号機：17 回	良

※至近に実施した点検回を記載

## (2) PLR ポンプ出入口弁

検査部位	供用前検査		供用期間中検査		検査結果
	検査方法	検査結果	検査方法	点検時期※	
耐圧部分の溶接継手(管)	UT	良	UT	入口弁 (A)：17 回 入口弁 (B)：17 回 出口弁 (A)：12 回 (PSI), 16 回 出口弁 (B)：12 回 (PSI), 16 回	良
内表面	建設時記録による	良	VT-3	入口弁 (A)：11 回 出口弁 (B)：7 回	良

※至近に実施した点検回を記載

(注 1) 非破壊試験の判定基準は、JEAC4205 または維持規格、き裂その他の欠陥の解釈による。

(注 2) 第 12 回定期検査より JEAC4205-2000 を適用し、ランダムサンプリング方式から定点サンプリング方式へ見直し。

(注 3) PLR ポンプ出口弁と原子炉冷却材再循環ポンプ間の配管について、第 12 回定期検査に取替。

(注 4) PLR ポンプ出入口弁と原子炉冷却材再循環ポンプの配管との溶接継手に対し、第 11 回定期検査、第 12 回定期検査にて応力腐食割れ対策として IHSI を実施。

## その他の現状保全について

原子炉冷却材再循環ポンプ及び PLR ポンプ出入口弁に対するその他の保全実績は下表のとおりである。

## (1) 原子炉冷却材再循環ポンプ

## ア. A号機

検査内容	判定基準	点検実績※	結果
外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良
浸透探傷試験	JSME S NC-1 2005/2007 追補版「発 電用原子力設備規格 設計建設規格」	17回	良

※至近に実施した点検回を記載

## イ. B号機

検査内容	判定基準	点検実績※	結果
外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良
浸透探傷試験	JSME S NC-1 2005/2007 追補版「発 電用原子力設備規格 設計建設規格」	17回	良

※至近に実施した点検回を記載

## (2) PLR ポンプ出入口弁

## ア. 入口弁 A, B

検査内容	判定基準	点検実績※	点検結果
外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良

※至近に実施した点検回を記載

## イ. 出口弁 A, B

検査内容	判定基準	点検実績※	点検結果
外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良

※至近に実施した点検回を記載



浜岡3号炉-2相ステンレス鋼の熱時効-4

<p>タイトル</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容について</p>																													
<p>説明</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容等は下表のとおりである。製造時、供用前検査、供用期間中検査等の詳細については添付資料4-1～3に示す。</p> <p>(1) 原子炉冷却材再循環ポンプ</p> <table border="1" data-bbox="392 712 1401 1151"> <thead> <tr> <th>部位名</th> <th>製造時</th> <th>その他の保全</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水中軸受</td> <td>材料検査 PT RT 外観点検</td> <td>外観点検(10C)</td> </tr> <tr> <td>羽根車</td> <td>材料検査 PT RT 外観点検</td> <td>外観点検(10C) PT(10C)</td> </tr> <tr> <td>ライナーリング</td> <td>材料検査 PT</td> <td>外観点検(10C)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 原子炉冷却材浄化ポンプ</p> <table border="1" data-bbox="392 1245 1401 1464"> <thead> <tr> <th>部位名</th> <th>製造時</th> <th>その他の保全</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ケーシング</td> <td>材料検査 PT RT</td> <td>外観点検(2C) PT(都度)</td> </tr> <tr> <td>羽根車</td> <td>材料検査 PT</td> <td>外観点検(2C) PT(2C)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 制御棒</p> <table border="1" data-bbox="392 1559 1401 1675"> <thead> <tr> <th>部位名</th> <th>製造時</th> <th>その他の保全</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>落下速度リミッタ</td> <td>材料検査 PT</td> <td>VT-3 (10年計画による)</td> </tr> </tbody> </table>			部位名	製造時	その他の保全	水中軸受	材料検査 PT RT 外観点検	外観点検(10C)	羽根車	材料検査 PT RT 外観点検	外観点検(10C) PT(10C)	ライナーリング	材料検査 PT	外観点検(10C)	部位名	製造時	その他の保全	ケーシング	材料検査 PT RT	外観点検(2C) PT(都度)	羽根車	材料検査 PT	外観点検(2C) PT(2C)	部位名	製造時	その他の保全	落下速度リミッタ	材料検査 PT	VT-3 (10年計画による)
部位名	製造時	その他の保全																												
水中軸受	材料検査 PT RT 外観点検	外観点検(10C)																												
羽根車	材料検査 PT RT 外観点検	外観点検(10C) PT(10C)																												
ライナーリング	材料検査 PT	外観点検(10C)																												
部位名	製造時	その他の保全																												
ケーシング	材料検査 PT RT	外観点検(2C) PT(都度)																												
羽根車	材料検査 PT	外観点検(2C) PT(2C)																												
部位名	製造時	その他の保全																												
落下速度リミッタ	材料検査 PT	VT-3 (10年計画による)																												

(4) 炉内構造物

部位名	製造時	供用前検査	供用期間中検査
中央燃料支持金具	材料検査 RT PT	—	VT-3：16回 (10年計画による)
炉心スプレイ配管スパー ージャノズル	材料検査	VT-3	VT-3：17回 (10年計画による) MVT-1：17回 (個別検査)
ジェットポンプ（ライザ、 インレットミキサ、ディフューザ、 ブラケット）	材料検査 PT（溶接部、 機械加工面）	VT-3	VT-3：17回 (10年計画による) MVT-1：17回 (個別検査)

(5) 非常用ディーゼル発電機

部位名	製造時	その他の保全
過給機ノズル	—	外観点検(4C) PT(4C)

MVT-1, VT-3：目視検査

UT：超音波探傷検査

PT：浸透探傷検査

RT：放射線透過検査

添付資料4-1 製造時の検査内容について

添付資料4-2 供用前及び供用期間中検査の内容について

添付資料4-3 その他の現状保全について

以上

## 製造時の検査内容について

以下の設備に対する製造時の検査内容は下表のとおりである。

## (1) 原子炉冷却材再循環ポンプ

ア. 水中軸受<sup>※1</sup>

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	告示 501 号	良
RT	JIS G0581	良
外観点検	社内基準	良

※1 : 水中軸受割れ対策のため、一体型水中軸受に取替 (A 号機 : 第 9 回, B 号機 : 第 10 回)

イ. 羽根車<sup>※2</sup>

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	告示 501 号, 省令 81 号	良
RT <sup>※3</sup>	—	良
外観点検	社内基準	良

※2 : 水中軸受取替に伴い, 回転体一体取替 (A 号機 : 第 9 回, B 号機 : 第 10 回)

※3 : 主軸—羽根車取付け部

## (2) 原子炉冷却材浄化ポンプ

## ア. ケーシング

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	—	良
RT	JIS G0581	良

## イ. 羽根車

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	—	良

## (3) 制御棒

## ア. 落下速度リミッタ

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	—	良

## (4) 炉内構造物

## ア. 中央燃料支持金具

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	告示 501 号	良
RT	JIS G0581	良

## イ. 炉心スプレイ配管スパージャノズル

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良

## ウ. ジェットポンプ (ライザ, インレットミキサ, ディフューザ, ブラケット)

検査内容	判定基準	結果
材料検査	JIS G5121	良
PT	—	良

## (5) 非常用ディーゼル発電機

過給機ノズルにおける製造時検査 該当なし

## 供用前及び供用期間中検査の内容について

炉内構造物に対する供用期間中検査（供用前検査含む）の検査実績は下表のとおりである。

## (1) 中央燃料支持金具

検査部位	供用前検査		供用期間中検査		検査結果
	検査方法	検査結果	検査方法	点検実績※	
中央燃料支持金具	—	—	VT-3	第 16 回	良

※至近に実施した点検回を記載

## (2) 炉心スプレイ配管スパージャ

検査部位	供用前検査		供用期間中検査		検査結果
	検査方法	検査結果	検査方法	点検実績※	
炉心スプレイ配管スパージャノズル	VT-3	良	VT-3 MVT-1	第 17 回	良

※至近に実施した点検回を記載

## (3) ジェットポンプ（ライザ、インレットミキサ、ディフューザ、ブラケット）

検査部位	供用前検査		供用期間中検査		検査結果
	検査方法	検査結果	検査方法	点検実績※	
ジェットポンプ	VT-3	良	VT-3 MVT-1	第 17 回	良

※至近に実施した点検回を記載

## その他の現状保全について

以下の設備に対するその他の保全実績は下表のとおりである。

## (1) 原子炉冷却材再循環ポンプ

検査部位	検査内容	判定基準	点検実績※	点検結果
水中軸受 (A号機, B号機)	外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良
羽根車 (A号機, B号機)	外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良
	浸透探傷試験	設計建設規格	17回	良
ライナーリング (A号機, B号機)	外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良

※至近に実施した点検回を記載

## (2) 原子炉冷却材浄化ポンプ

検査部位	検査内容	判定基準	点検実績※	点検結果
ケーシング (A号機, B号機)	外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良
	浸透探傷試験	—	A号機 : 7回 B号機 : 8回	良
羽根車 (A号機, B号機)	外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良
	浸透探傷試験	設計建設規格	17回	良

※至近に実施した点検回を記載

## (3) 制御棒

検査部位	検査内容	判定基準	点検実績※	点検結果
落下速度 リミッタ	外観点検	VT-3	17回	良

※至近に実施した点検回を記載

## (4) 非常用ディーゼル発電機

検査部位	検査内容	判定基準	点検実績※	点検結果
過給機ノズル	外観点検	社内基準 (点検計画 (原子炉編) (運転))	17回	良
	浸透探傷試験	設計建設規格	17回	良

※至近に実施した点検回を記載

浜岡3号炉-コンクリート鉄骨-3 Rev.1

タイトル	オイルダンパのオイル及びオイルシールの取替計画及び取替実績について
説明	<p>オイルダンパのオイル及びオイルシールの取替計画及び取替実績は以下のとおりです。</p> <p>1. 取替計画</p> <p>浜岡3号と浜岡5号排気筒のオイルダンパは同型であり、同時期に設置されているため、海側に近く、腐食しやすい環境にある浜岡5号排気筒から代表機を1台選定し、「点検計画(建築編)(運転)」に基づいた3年に1度のオーバーホールを実施しており、その点検結果を用いて浜岡3号を評価しています。</p> <p>この点検結果より、都度、オイル及びオイルシールの取り替えの必要性を判断しています。</p> <p>2. 取替実績</p> <p>オーバーホールの点検結果より、オイル及びオイルシールの継続使用に問題がないことを確認しており、取り替えた実績はありません。</p> <p>添付資料3-1 保全作業報告書(浜岡5号 排気筒オイルダンパーオーバーホール修理)</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>





今回の作動油調査結果

2013年 7月 2日

試験報告書

試験依頼試料番号 :   
 試料名 :   
 使用機器名 : 耐震ダンパー   
 試料採取箇所 : オイルタンク   
 試料採取年月日 : 2013年06月05日   
 使用期間 : 屋外 5 年   
 試験受付年月日 : 2013年06月19日   
 備考 :

試験項目	単位	試験結果	試験法
[Redacted]			
[Redacted]			
[Redacted]			
<p>所見: 特に異常は認められません。継続して御使用可能です。</p>			
[Redacted]			

( 1/1 )

内は個人に係る情報または営業秘密に属しますので公開できません

対象：Oリング

内容：使用による劣化状況の調査（外観、寸法、硬度）

調査結果

調査品	潰ししろ (mm)	溝圧縮率 (%)	永久歪み寸法 (mm)	永久歪み率 (%)
1	■	■	■	■
2				
プレート1				
プレート2				
バルブボディ1				
バルブボディ2				

調査品2種類は、寸法的に使用できるレベルであると思われます。また、永久歪み率が  
 ■ を超えるとシールに影響が出ると言われておりますが、調査品2種類とも、  
 ■ であるため、使用できるレベルにあると言えます。

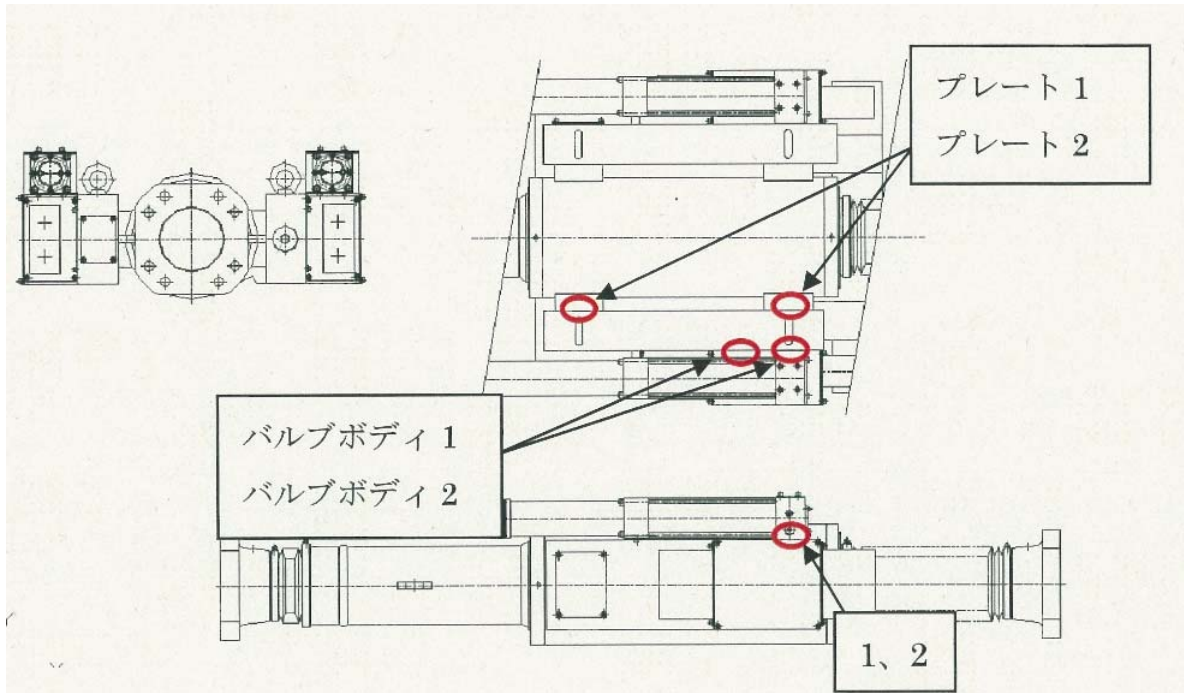


図 劣化調査対象シール材

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡 3 号炉—コンクリート鉄骨—8 Rev. 1

タイトル	地震時に想定されるボールジョイント部の撓動であれば繰返し数は少ない，風により想定されるボールジョイント部の撓動であれば発生荷重は小さいとする根拠について
説明	<p>地震時に想定されるボールジョイント部の撓動であれば繰返し数は少ない，風により想定されるボールジョイント部の撓動であれば発生荷重は小さいとする根拠については以下のとおりです。</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. 加力実験 当該オイルダンパと同様な構造形式のオイルダンパを用いて，157kN の荷重で 1 Hz の正弦波による 70 万回(撓動距離 ■■■■■)の繰返し加力実験を実施し，実験の前後で性能に問題のないことを確認しました。</li><li>2. 地震時に想定される繰返し数が少ないとする根拠 耐震裕度向上目標地震動（最大加速度 1,040cm/s<sup>2</sup>，地震発生時間 125.8 秒）におけるオイルダンパの繰返し数は，外筒及び鉄塔をオイルダンパで連結した架構全体の 1 次固有周期 0.5816s の場合 217 回となり，実験時の繰返し数と比較して，地震時に想定される繰返し数は少ないと判断しております。 なお，地震時に想定される撓動距離は ■■■■■ となり，実験時の撓動距離と比較して十分小さくなっています。</li><li>3. 風により想定される発生荷重が小さいとする根拠 再現期間 500 年の風速 ■■■■■ を設計条件とした場合，荷重が最も大きくなるオイルダンパ 1 台あたりの荷重は ■■■■■ となり，実験時の荷重と比較して，風により想定される発生荷重は小さいと判断しております。 なお，仮にこの風速が供用期間中に 2 時間発生すると想定したとき，撓動距離は ■■■■■ となり，実験時の撓動距離と比較して十分小さくなっています。</li></ol> <p style="text-align: right;">以 上</p>

浜岡 3 号炉－コンクリート鉄骨－9 Rev. 1

タイトル	オイルダンパの定期的なオーバーホールの計画及び実績について
説明	<p>オイルダンパの定期的なオーバーホールの計画及び実績は以下のとおりです。</p> <p>1. オーバーホール計画</p> <p>浜岡 3 号と浜岡 5 号排気筒のオイルダンパは同型であり、同時期に設置されているため、海側に近く、腐食しやすい環境にある浜岡 5 号排気筒から代表機を 1 台選定し、「点検計画(建築編)(運転)」に基づいた 3 年に 1 度のオーバーホールを実施しており、その点検結果を用いて浜岡 3 号を評価しています。</p> <p>2. オーバーホール実績</p> <p>オイルダンパのオーバーホール実績は、以下のとおりです。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・平成 2 5 年 8 月</li></ul> <p>オーバーホールは、外観検査で損傷が無いこと及び寸法検査で基準内にあることを確認しており、その結果、添付資料 9－1 に示すとおり代表機に異常は認められなかったため、浜岡 3 号のオイルダンパについても異常なしと評価しています。</p> <p>なお、ボールジョイント部の摩耗についても、この点検結果を用いて異常なしと評価しています。</p> <p>添付資料 9－1 保全作業報告書(浜岡 5 号 排気筒オイルダンパーオーバーホール修理)</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

<取扱注意>

保存期間：保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間  
 保存期限： 年度末

ユニット  
**浜岡5号**

# 保全作業報告書

工事種別  
**その他**

第 回 ( 2013 年度)

- 「浜岡原子力発電所 原子炉施設保安規定 第1編第119条(記録)表119-1 記録(実用炉規則第67条(第10号を除く)に基づく記録)」
- 「浜岡原子力発電所 原子炉施設保安規定 第2編第75条(記録)表75-1 記録(実用炉規則第67条(第10号を除く)に基づく記録)」

報告	承認	審査		作成
品質保証G 主 幹	建築課			
	課長	副長	主任	作業管理者
承認者名		[Redacted]		

機器名 または 系統名	[Redacted]	作業票No.	H5-Y31-A13-0007
		請負者	[Redacted]
作業名	浜岡5号 排気筒オイルダンパーオーバーホール修理	作業期間	2013/05/09～2013/08/30
		実績(評価)人工 /設計人工	[Redacted]

**点検結果**

5号排気筒第1ステージ海側オイルダンパー2機オーバーホール取替確認  
 結果良好

工事所見(懸案事項を含む) なし

不適合の処理状況確認 なし

保全の有効性評価記録の要否  要  否

**添付資料・その他**

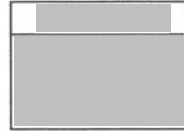
- 工事報告書
- 品質記録
- 確認評価書



中部電力株式会社

■ 内は個人に係る情報または営業秘密に属しますので公開できません

排気筒油圧式制震ダンパ 要素部品検査成績表



検査担当:

物件名	浜岡原子力発電所5号機排気筒						
製番	07B1668			型式	H100L40120 (M型)		
外観検査	確認方法	目視					
	判定基準	損傷が無いこと					
	No.	部品名	判定				
			1	2	3	4	
	1		良・否	-	-	-	
	2		良・否	-	-	-	
	3		良・否	-	-	-	
	4		良・否	-	-	-	
	5		良・否	良・否	-	-	
	6		良・否	良・否	-	-	
	7		良・否	良・否	-	-	
	8		良・否	良・否	-	-	
	9		良・否	良・否	-	-	
	10		良・否	良・否	良・否	良・否	
	11		良・否	良・否	良・否	良・否	
	12		良・否	良・否	-	-	
	13		良・否	良・否	-	-	
	14		良・否	-	-	-	
15	良・否		-	-	-		
16	良・否		-	-	-		
17	良・否		-	-	-		
寸法検査	確認方法	測定(各部品2箇所)					
	判定基準						
	No.	部品名	測定値		判定		
			1	2			
A				良・否			
B				良・否			
<p>※ピストンロッド(A)に数か所の傷が確認されたため、再めっきにより補修しました。</p>							

内は個人に係る情報または営業秘密に属しますので公開できません



浜岡3号炉-コンクリート鉄骨-30 Rev.2

タイトル	熱（遮蔽能力低下）の評価点における温度分布解析について
説明	<p>熱（遮蔽能力低下）の評価点における温度分布解析については以下のとおりです。</p> <p>1. 解析方法</p> <p>原子炉しゃへい壁中のガンマ線による発熱量は、点減衰核積分コードである SPAN コードを用いて、原子炉しゃへい壁に吸収されたガンマ線エネルギーが全て熱に変換されるものとして計算しています。入力パラメータは、以下のとおりです。</p> <div data-bbox="427 969 1390 1249"><pre>graph LR; A[①線源分布] --- B[SPAN コード]; C[②しゃへい体の幾何学的条件] --- B; D[③材料密度] --- B; B --- E[ガンマ線による発熱量]</pre></div> <p>2. 解析条件</p> <p>線源分布、しゃへい体の幾何学的条件、材料密度に係る解析条件を添付資料 30-1 に示します。</p> <p>3. 解析結果</p> <p>解析結果を添付資料 30-2 に示します。原子炉しゃへい壁の炉心側表面において最大 62℃となり、温度制限値 88℃を下回っています。</p> <p>添付資料 30-1 解析条件（浜岡3号 工事計画認可申請書 抜粋） 添付資料 30-2 原子炉しゃへい壁温度解析結果（浜岡3号 工事計画認可申請書 抜粋）</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

解析条件 (浜岡3号 工事計画認可申請書 抜粋)

表1 線源分布

エネルギー (MeV)	ガンマ線強度 ( $\gamma/W \cdot s$ )
1.0	[Redacted]
2.0	
3.0	
4.0	
5.0	
6.0	
7.0	



図1 シャーヘイ体の幾何学的条件

内は営業秘密に属しますので公開できません



解析条件（浜岡3号 工事計画認可申請書 抜粋）

表2 材料密度

材料	密度 (g/cm <sup>3</sup> )
二酸化ウラン (UO <sub>2</sub> ) ※	10.4
ジルコニウム (Zr) ※	6.4
水※	0.74
普通コンクリート及びモルタル	■
鉄	■

※炉心材料

■内は営業秘密に属しますので公開できません

原子炉しゃへい壁温度解析結果 (浜岡3号 工事計画認可申請書 抜粋)

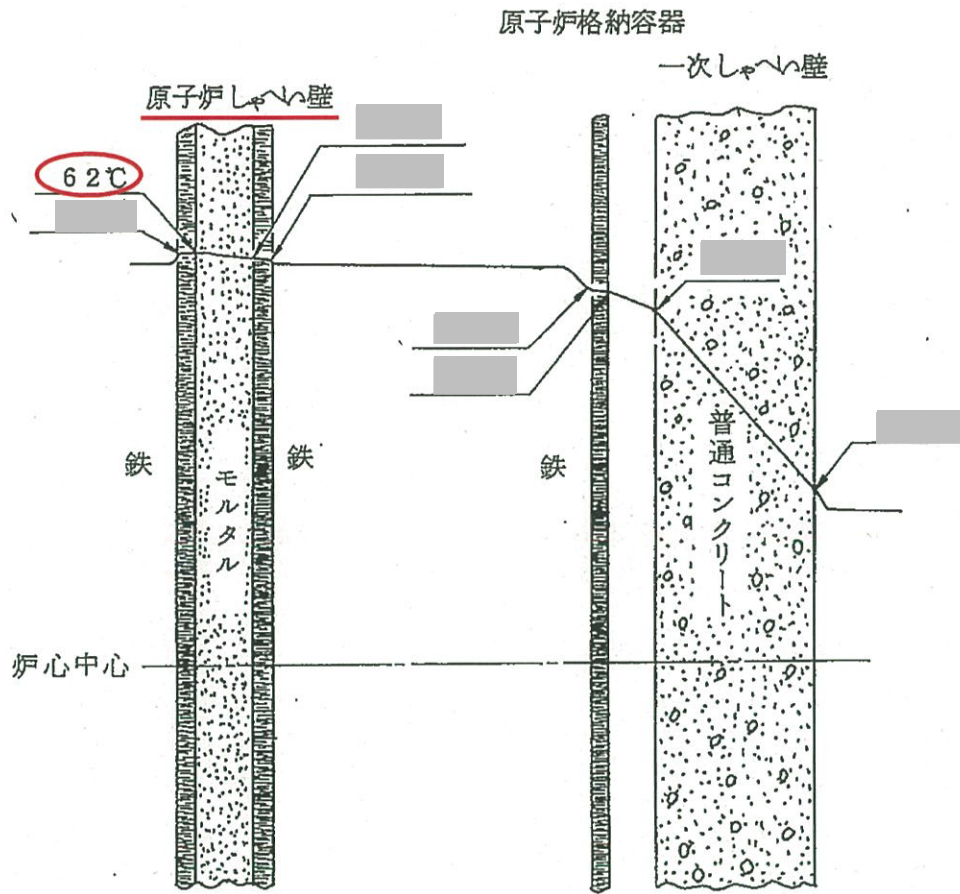


図 原子炉しゃへい壁温度解析結果

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉－耐震－11

<p>タイトル</p>	<p>表2 「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対する耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出結果」, 原子炉圧力容器の粒界型応力腐食割れに対する評価の具体的内容について</p> <table border="1" data-bbox="391 461 1342 607"> <tr> <td data-bbox="391 461 475 607"> <p>容器</p> </td> <td data-bbox="475 461 608 607"> <p>原子炉圧力容器</p> </td> <td data-bbox="608 461 759 607"> <p>制御棒駆動機構ハウジング, 炉内核計装ハウジング, 制御棒貫通孔スタブチューブ及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルの粒界型応力腐食割れ</p> </td> <td data-bbox="759 461 831 607"> <p>■</p> </td> <td data-bbox="831 461 1342 607"> <p>維持規格に基づき計画的に機器の健全性を確認しており, 安定停止状態においては100℃を超える環境とはならず, 粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいことから, 耐震安全性に影響を与えるものではないと判断した。</p> </td> </tr> </table>	<p>容器</p>	<p>原子炉圧力容器</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング, 炉内核計装ハウジング, 制御棒貫通孔スタブチューブ及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルの粒界型応力腐食割れ</p>	<p>■</p>	<p>維持規格に基づき計画的に機器の健全性を確認しており, 安定停止状態においては100℃を超える環境とはならず, 粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいことから, 耐震安全性に影響を与えるものではないと判断した。</p>
<p>容器</p>	<p>原子炉圧力容器</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング, 炉内核計装ハウジング, 制御棒貫通孔スタブチューブ及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルの粒界型応力腐食割れ</p>	<p>■</p>	<p>維持規格に基づき計画的に機器の健全性を確認しており, 安定停止状態においては100℃を超える環境とはならず, 粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいことから, 耐震安全性に影響を与えるものではないと判断した。</p>		
<p>説明</p>	<p>原子炉圧力容器の制御棒駆動機構ハウジング, 炉内核計装ハウジング, 制御棒貫通孔スタブチューブ及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルは, ステンレス鋼又はニッケル基合金であり高温の純水環境中にあり, 粒界型応力腐食割れが想定される。</p> <p>しかしながら, 原子力規制委員会文書「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) 又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版) JSME S NA1-2008」(以下「維持規格」という。)に基づき計画的に漏えい試験により健全性を確認している。</p> <p>また, ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れは, 引張応力, 材料の感受性, 腐食環境の三因子が同時に存在する条件下で発生するが, 安定停止状態においては100℃を超える環境とはならないため, 粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さい。</p> <p>したがって, 現状保全を継続することで耐震安全性に影響を与えるものではないと判断している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>					

浜岡 3 号炉－耐震－13

<p>タイトル</p>	<p>表 2 「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象に対する耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出結果」, 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに対する評価の具体的内容について</p> <table border="1" data-bbox="379 443 1353 768"> <tr> <td data-bbox="379 443 466 768">炉内構造物</td> <td data-bbox="466 443 603 768">炉内構造物</td> <td data-bbox="603 443 759 768">粒界型応力腐食割れ</td> <td data-bbox="759 443 1353 768"> <p>■</p> <p>炉心シュラウドについては、ひび割れが確認されたが、ひび割れの進展に対して十分な強度を有するうちに、炉心シュラウドの全周方向溶接線が全周分離した場合の地震荷重等を考慮しても、炉心シュラウドの構造健全性が確保できるよう設計された炉心シュラウド支持ロッドによる修理を実施した。</p> <p>シュラウドサポートについては、ひび割れが確認されたが、計画的な超音波探傷試験、目視点検により、シュラウドサポートの構造健全性に影響を及ぼすものではないことを確認している。</p> <p>ジェットポンプビームについては、他プラントの発生事例に鑑み、より発生応力を低減したジェットポンプビームの全数取替を行った。</p> <p>上部格子板、炉心スプレイ配管・スパージャについては、平成 26 年度において、水中テレビカメラによる目視点検により健全性を確認している。</p> <p>以上のとおり各機器の健全性を確認しており、また、ステンレス鋼やニッケル基合金の粒界型応力腐食割れは、引張応力、材料の感受性、腐食環境の三因子が同時に存在する条件下で発生するが、安定停止維持においては環境条件として基準としている 100℃を超える環境とはならないため、粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいことから、耐震安全性への影響は軽微であると判断した。</p> </td> </tr> </table>	炉内構造物	炉内構造物	粒界型応力腐食割れ	<p>■</p> <p>炉心シュラウドについては、ひび割れが確認されたが、ひび割れの進展に対して十分な強度を有するうちに、炉心シュラウドの全周方向溶接線が全周分離した場合の地震荷重等を考慮しても、炉心シュラウドの構造健全性が確保できるよう設計された炉心シュラウド支持ロッドによる修理を実施した。</p> <p>シュラウドサポートについては、ひび割れが確認されたが、計画的な超音波探傷試験、目視点検により、シュラウドサポートの構造健全性に影響を及ぼすものではないことを確認している。</p> <p>ジェットポンプビームについては、他プラントの発生事例に鑑み、より発生応力を低減したジェットポンプビームの全数取替を行った。</p> <p>上部格子板、炉心スプレイ配管・スパージャについては、平成 26 年度において、水中テレビカメラによる目視点検により健全性を確認している。</p> <p>以上のとおり各機器の健全性を確認しており、また、ステンレス鋼やニッケル基合金の粒界型応力腐食割れは、引張応力、材料の感受性、腐食環境の三因子が同時に存在する条件下で発生するが、安定停止維持においては環境条件として基準としている 100℃を超える環境とはならないため、粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいことから、耐震安全性への影響は軽微であると判断した。</p>
炉内構造物	炉内構造物	粒界型応力腐食割れ	<p>■</p> <p>炉心シュラウドについては、ひび割れが確認されたが、ひび割れの進展に対して十分な強度を有するうちに、炉心シュラウドの全周方向溶接線が全周分離した場合の地震荷重等を考慮しても、炉心シュラウドの構造健全性が確保できるよう設計された炉心シュラウド支持ロッドによる修理を実施した。</p> <p>シュラウドサポートについては、ひび割れが確認されたが、計画的な超音波探傷試験、目視点検により、シュラウドサポートの構造健全性に影響を及ぼすものではないことを確認している。</p> <p>ジェットポンプビームについては、他プラントの発生事例に鑑み、より発生応力を低減したジェットポンプビームの全数取替を行った。</p> <p>上部格子板、炉心スプレイ配管・スパージャについては、平成 26 年度において、水中テレビカメラによる目視点検により健全性を確認している。</p> <p>以上のとおり各機器の健全性を確認しており、また、ステンレス鋼やニッケル基合金の粒界型応力腐食割れは、引張応力、材料の感受性、腐食環境の三因子が同時に存在する条件下で発生するが、安定停止維持においては環境条件として基準としている 100℃を超える環境とはならないため、粒界型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいことから、耐震安全性への影響は軽微であると判断した。</p>		
<p>説明</p>	<p>炉心シュラウド、シュラウドサポートについては、ステンレス鋼又はニッケル基合金であり高温の純水環境中にあり、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。</p> <p>しかしながら、原子力規制委員会文書「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) 又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年版) JSME S NA1-2008」(以下「維持規格」という。)に基づく計画的な水中テレビカメラによる目視点検や、必要に応じて補修を行っている。</p> <p>炉心シュラウド、シュラウドサポートについては、平成 26 年度において、水中テレビカメラによる目視点検により健全性を確認している。</p> <p>炉心シュラウドについては、第 13 回定期検査 (平成 16 年度) において、炉心シュラウド周方向溶接線近傍の応力腐食割れによる損傷事例に鑑み、炉心シュラウド支持ロッドによる修理を実施している。炉心シュラウド支持ロッドは炉心シュラウドとシュラウドサポートの間に取付けており、炉心シュラウドの全周方向溶接線が全周分離した場合の地震荷重等を考慮しても、炉心シュラウドの構造健全性が確保できるよう設計されている。なお、シュラウドサポートリングの溶接線 (H7b 内) 近傍に発生したひび割れの一部については、第 12 回定期検査 (平成 14 年度) において、放電加工 (EDM) によりポートサンプルを採取しており、サンプル採取部の放電加工面に対しては、磨き加工を実施し応力改善を行っている。</p> <p>また、上部胴縦溶接線 (V2 外) 近傍及び下部リング縦溶接線 (V6 外) 近傍、シュラウドサポートレグの溶接線 (H10 内) 近傍等に確認されたひび割れは、後述のとおり炉心シュラウドの構造健全性に影響を及ぼすものではない。</p> <p>ステンレス鋼やニッケル基合金の粒界型応力腐食割れは、引張応力、材料の感受性、腐食環境の三因子が同時に存在する条件下で発生するが、安定停止状態においては 100℃を超える環境とはならないため、粒界型応力腐食割れの発生・進</p>				

展の可能性は小さい。

耐震安全性評価では、炉心シュラウド支持ロッドによる対策により、炉心シュラウドについて周方向溶接線の全周破断を仮定しても基準地震動  $S_s$  で炉心シュラウド支持ロッドの構造強度が確保され、炉心シュラウドが維持できることを確認している。また、シュラウドサポートレグの溶接線のひび割れについて、進展により貫通したものと仮定した条件でシュラウドサポートの耐震安全性評価を行い、基準地震動  $S_s$  に対して構造健全性を確保していることを確認している。

したがって、現状保全を継続することで耐震安全性は維持されるものと判断し、耐震安全性を考慮したときに着目する事象でないとしている。

以 上