

タイトル	事象別の補足説明について
説明	<p>事象別の補足説明について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8-1 高サイクル疲労割れに係る説明 別紙 8-2 フレッキング疲労割れに係る説明 別紙 8-3 腐食（流れ加速型腐食）に係る説明 別紙 8-4 劣化（中性子照射による靱性低下）に係る説明 別紙 8-5 応力腐食割れに係る説明 別紙 8-6 摩耗に係る説明 別紙 8-7 スケール付着に係る説明 別紙 8-8 マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効に係る説明</p>

タイトル	高サイクル疲労割れに係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 1 - 1 ターボポンプ主軸の高サイクル疲労割れ</p> <p>別紙 8 - 1 - 2 炉内構造物炉心槽等の高サイクル疲労割れ</p>

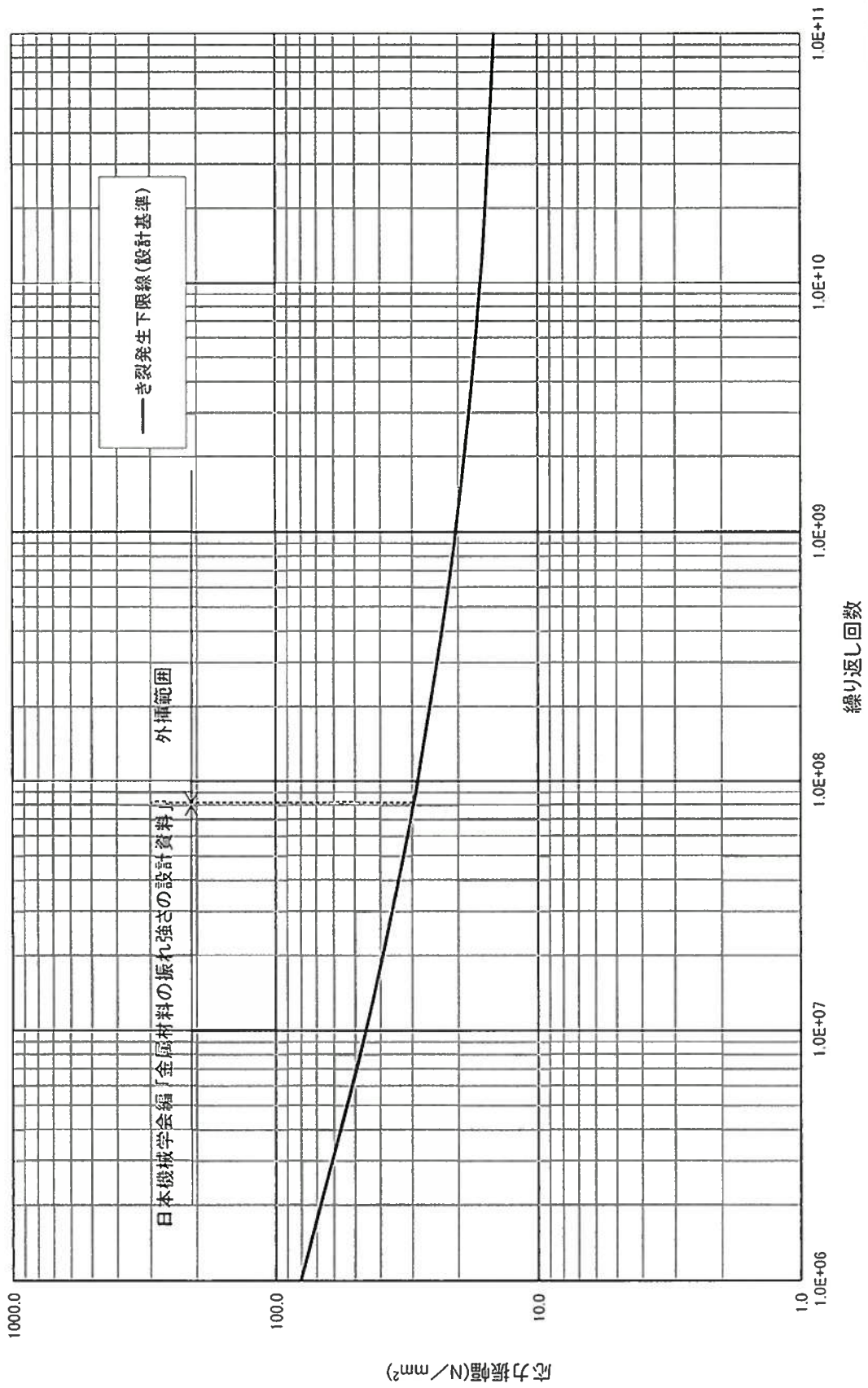
タイトル	ターボポンプ主軸の高サイクル疲労割れ
概要	充てんポンプの主軸折損について、運用の改善内容を示す。
説明	<p>本事象（NUCIA 通番11455）は、羽根車焼嵌めに伴う割リングと接触する主軸溝部において折損が発生したものである。原因として、折損箇所が応力集中の高い形状であったこと、応力が発生していたこと、および体積制御タンク低水位運転時の空気流れ込みで生じる振動があったことが挙げられている。</p> <p>本事象を踏まえて、玄海3号においては空気流れ込みによる振動に対する対策として、内部流体に空気が流入しない系統構成としている。</p> <p>また、充てんポンプについて、応力集中を緩和した主軸への取替えを行っている。</p> <p>具体的には、体積制御タンクから充てんポンプ入口配管への空気の流入を防止するため、体積制御タンクが低水位となる期間が一定期間継続しない管理とするよう運転基準に反映している。</p> <p>また、充てんポンプ入口配管にベントラインを設置しており、万一配管に空気が流入しても充てんポンプへ流入することはない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	炉内構造物炉心槽等の高サイクル疲労割れ																
概要	炉心槽等の高サイクル疲労割れについて、15×15燃料を対象とした1/5スケールモデル流動試験の結果を適用することの妥当性を以下に示す。炉内構造物において温度の異なる冷却材が合流する部位における最大温度差の値を以下に示す。																
説明	<p>表 1、2 に1/5スケールモデル流動試験^{※1}と玄海 3 号炉の炉内流速と各部の固有振動数を示すが、玄海 3 号炉の炉内流速・固有振動数（解析値）は1/5スケールモデル流動試験のモデルプラントと大きな相違はないことから、玄海 3 号炉に1/5スケールモデル流動試験の結果を適用することは妥当であると考えられる。</p> <p>なお、炉内構造物における最大温度差は、原子炉容器内温度差の最大値（T_{hot}（約 <input type="text"/> °C） - T_{cold}（約 <input type="text"/> °C））から、約 <input type="text"/> °C となる。</p> <p style="text-align: center;">表 1 炉内流速比較（m/s）</p> <table border="1" data-bbox="421 882 1362 1187"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>玄海 3 号炉</th> <th>1/5スケール流動試験のモデルプラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心槽のRV入口管台近傍</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> <tr> <td>ダウンカマー（熱遮へい体部）</td> </tr> <tr> <td>上部プレナムの出口ノズル近傍</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2 固有振動数比較（Hz）</p> <table border="1" data-bbox="421 1258 1362 1550"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>玄海 3 号炉</th> <th>1/5スケール流動試験のモデルプラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心槽</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;"></td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> <tr> <td>制御棒クラスタ案内管</td> </tr> <tr> <td>上部炉心支持柱</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：メーカー社内試験「1/5模型によるPWR炉内構造物の流動振動試験」</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	部位	玄海 3 号炉	1/5スケール流動試験のモデルプラント	炉心槽のRV入口管台近傍			ダウンカマー（熱遮へい体部）	上部プレナムの出口ノズル近傍	部位	玄海 3 号炉	1/5スケール流動試験のモデルプラント	炉心槽			制御棒クラスタ案内管	上部炉心支持柱
部位	玄海 3 号炉	1/5スケール流動試験のモデルプラント															
炉心槽のRV入口管台近傍																	
ダウンカマー（熱遮へい体部）																	
上部プレナムの出口ノズル近傍																	
部位	玄海 3 号炉	1/5スケール流動試験のモデルプラント															
炉心槽																	
制御棒クラスタ案内管																	
上部炉心支持柱																	

タイトル	フレットィング疲労割れに係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 2 - 1 ターボポンプ主軸のフレットィング疲労割れに対する評価内容</p> <p>別紙 8 - 2 - 2 ターボポンプ主軸のフレットィング疲労割れに対する保全内容</p>

タイトル	ターボポンプ 主軸のフレット疲労割れに対する評価内容											
概要	<p>充てんポンプ、余熱除去ポンプ及び電動補助給水ポンプの主軸のフレット疲労割れについて、曲げ応力振幅と疲労限の比較評価の内容を示す。</p>											
説明	<p>各ポンプの運転中に主軸に生じる曲げ応力振幅と、疲労限との比較を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="421 654 1295 952"> <thead> <tr> <th data-bbox="421 654 868 792">ポンプ</th> <th data-bbox="868 654 1034 792">疲労限 [N/mm²]</th> <th data-bbox="1034 654 1295 792">発生する 曲げ応力振幅 [N/mm²]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="421 792 868 846">充てんポンプ</td> <td data-bbox="868 792 1034 952" rowspan="3">14.7</td> <td data-bbox="1034 792 1295 846">11.6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="421 846 868 900">余熱除去ポンプ</td> <td data-bbox="1034 846 1295 900">11.5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="421 900 868 952">電動補助給水ポンプ</td> <td data-bbox="1034 900 1295 952">8.4</td> </tr> </tbody> </table> <p>曲げ応力振幅は、主軸や羽根車などの自重およびラジアル荷重に保守性を考慮した設計値を用いて、一般的な梁の式から算出している。</p> <p>焼入れ軸のフレット疲労曲線を添付 1 に示す。本疲労曲線は、炭素鋼データの「金属材料疲労強度の設計資料（日本機械学会）」より定めた評価曲線を用いている。本文献データは炭素鋼によるものであるが、当該文献に疲労強度は引張強さや材質に依存しないとされていることから、文献データの内、最も厳しい下限線を10¹¹回まで外挿し設定したものをを用いてステンレス鋼製ポンプ主軸の評価に適用しているものである。</p> <p>また、ステンレス鋼データ「ポンプ主軸のフレット疲労データ（ステンレス鋼）（三菱重工業株式会社）」（以下、ステンレス鋼データ）において、ステンレス鋼製の供試体を用いてフレット疲労試験を行った結果、炭素鋼データより定めた評価曲線と比較して下回るデータは得られていない（添付 2）。</p> <p>いずれのポンプも発生する曲げ応力が疲労限（14.7 N/mm²）以下であることから、主軸のフレット疲労割れが問題となる可能性は小さいと考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>		ポンプ	疲労限 [N/mm ²]	発生する 曲げ応力振幅 [N/mm ²]	充てんポンプ	14.7	11.6	余熱除去ポンプ	11.5	電動補助給水ポンプ	8.4
ポンプ	疲労限 [N/mm ²]	発生する 曲げ応力振幅 [N/mm ²]										
充てんポンプ	14.7	11.6										
余熱除去ポンプ		11.5										
電動補助給水ポンプ		8.4										

焼嵌め軸のフレットイング疲労曲線



MH I - N E S - 1 0 5 3

改0 平成25年2月5日

ポンプ主軸のフレッティング疲労データについて
(ステンレス鋼)

平成25年2月

三 菱 重 工 業 株 式 会 社

1. はじめに

原子力発電所の高経年化対策におけるポンプ主軸の羽根車焼ばめ部に発生する可能性のあるフレットング疲労割れに対する評価は、文献データ⁽¹⁾に主軸の曲げ応力振れ振幅と繰返し数との間の割れの発生関係が示されており、このうち最も厳しい下限線を 10¹¹ 回まで外挿した S-N 曲線により行っている。

上記文献データは炭素鋼、合金鋼によるものであるが、当該文献に疲労限度は引張強さや材質に依存しないとされていることから、ステンレス鋼製ポンプ主軸の評価にも適用している。

本報告では、過去に三菱にて実施したステンレス鋼主軸のフレットング疲労試験結果と上記の S-N 曲線との比較を行った。

2. ポンプ主軸のフレットング疲労割れメカニズム⁽²⁾

羽根車を有する主軸は図 1 のように、振動応力による曲げの繰返し応力を受ける。

主軸は曲げ応力を受ければ、図 2 に示すように、軸表面が伸びる部分と反対側で縮む部分が生じることから、繰返し応力を受ける時、軸表面は繰返し伸び縮みする。

焼きばめた羽根車を有する主軸は、図 1 の A 部において、図 3 に示すように面圧が加わった状態で、軸表面の伸び縮みによる相対すべりが生じる。

1 回転毎に羽根車（羽根車ボス）と主軸間に相対すべりが生じ、繰返し回数が多く、かつ曲げ応力が大きい（すべり量が多い）場合は、図 4 のように羽根車（羽根車ボス）端面近傍の主軸側にフレットング疲労割れが発生する。

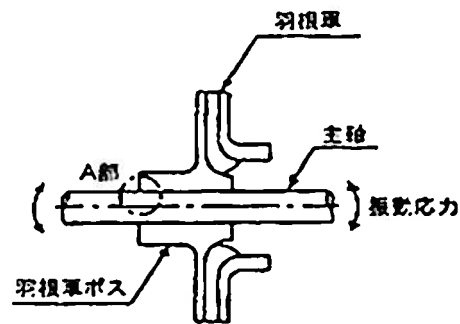


図 1



図 2

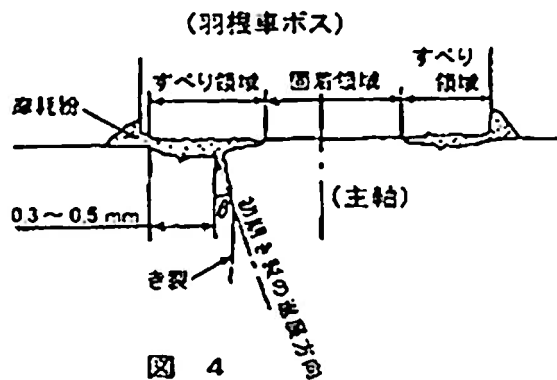


図 4

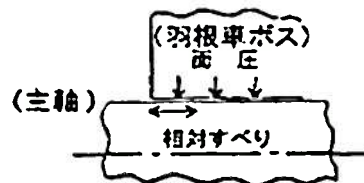


図 3

3. 試験実施時期

昭和 61 年～平成元年

4. 試験要領

(1) 供試体

供試体の概要を以下に示す。

材 質： 軸：SUS304、インペラボス：SCS13

軸：SUS403、インペラボス：SCS1N

寸 法： 軸径：50mm

インペラボス長さ：62.5mm

形 状： ポンプ主軸模擬品 (図 5)

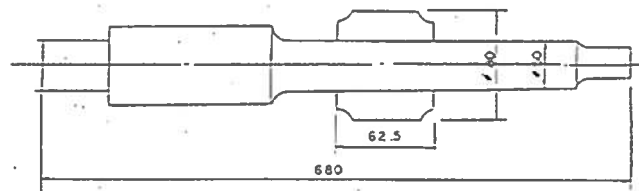
焼ばめ面圧：21.5N/mm²(2.2kgf/mm²)、49N/mm²(5kgf/mm²)

図 5 供試体の外形例

(2) 試験装置

試験装置の概要を以下に示す。

片持ちはり式回転曲げ疲労試験装置 2 台

回転数 (周期) 3600 min⁻¹ (固定)

最大曲げモーメント 2940N·m(300kgf·m)

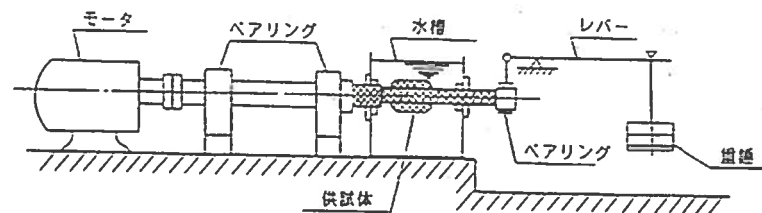
(曲げ応力 215N/mm²(22kgf/mm²) 相当)

図 6 試験装置(概念図)

(3) 試験方法

モータに供試体を直結し、垂錘で曲げ荷重をかけながら 3600 min^{-1} で回転させる。

試験は原則として破断までとする。ただし、繰返し数の最大は、 $N=10^8$ とする。

試験終了時には、軸外面の外面観察及び液体浸透探傷検査でき裂状況を調査し、き裂の有無を確認する。

試験条件を下記に示す。

- ・試験温度：室温～ 50°C 程度
- ・試験環境：水中試験（1次系相当水：ほう素濃度 2100ppm ）
- ・繰返し数： 10^8 サイクル
- ・繰返し速度： 3600min^{-1}

5. 試験結果

軸に生じたき裂のうち、代表的な破面を図7に示す。図8にき裂の断面ミクロによる観察例を示す。き裂は粒界貫通型で軸表面に対して直角ではない角度をもって生じており、典型的なフレット疲労き裂の様相を呈している。ただし、き裂が深く進展するに従って、軸表面に垂直な方向に進展していく傾向が見られる。これは、軸表面では曲げ応力よりもせん断応力が支配的であるため、斜めに進展し、き裂が深く進展するに従い、せん断力が小さくなり、反対に曲げ応力が支配的になって、き裂の進展方向が曲げ応力で進展する軸と直角な方向に遷移してくるためである。

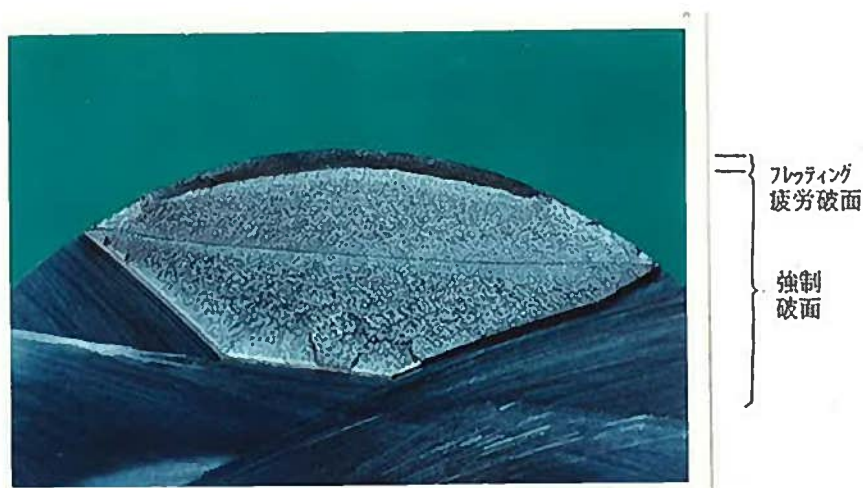
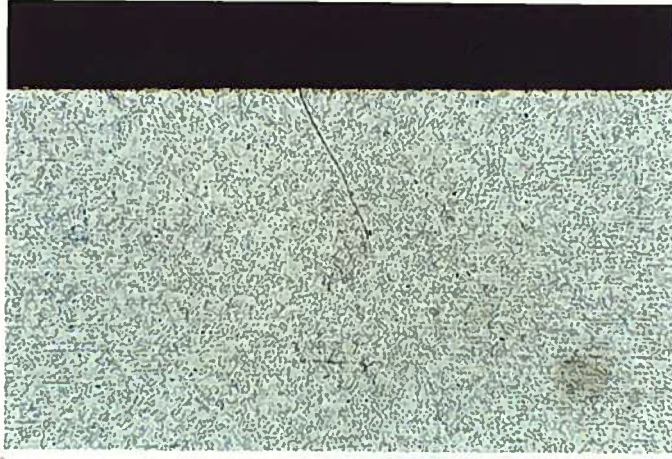
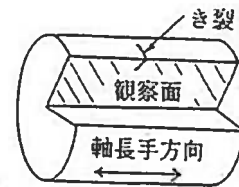


図7 フレット疲労破面例

倍率 25倍



倍率 400倍



き裂先端部

図8 フレッシング疲労き裂の断面マイクロ観察例

ステンレス鋼によるフレットング水中試験の結果を繰返し回数 N_0 と曲げ応力振幅 σ_a の関係を図9に示す。一点鎖線は文献データ⁽¹⁾より定めた評価曲線を示す。試験結果からこの評価曲線を下回るデータは得られず、評価曲線が妥当であることが確認できた。

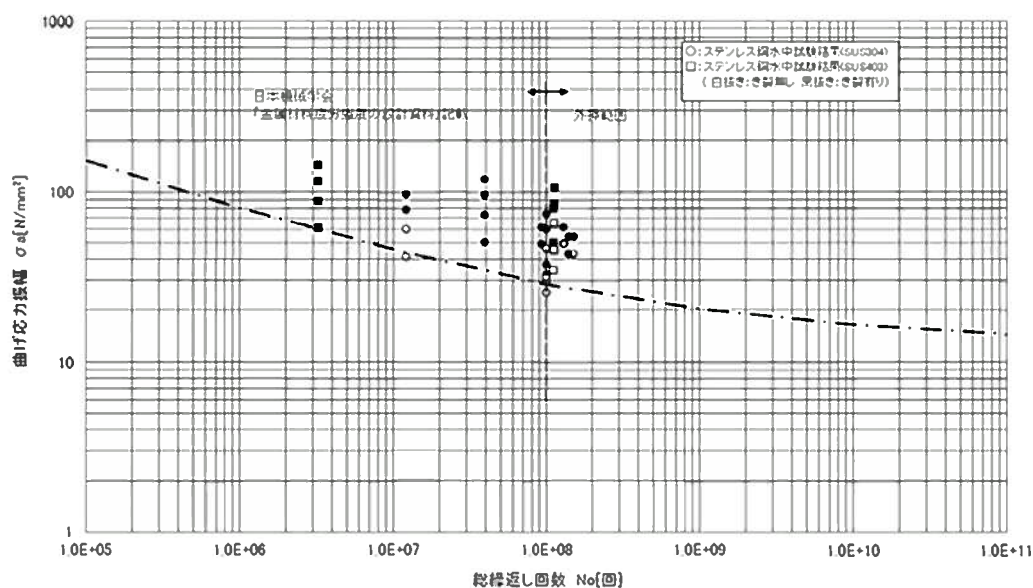


図9 繰返し回数と曲げ応力振幅の関係

6. まとめ

ステンレス鋼によるフレットング水中試験の結果は文献のデータにより定めた評価曲線を下回るデータは得られず、評価曲線が妥当であることが確認できた。

以上

参考文献

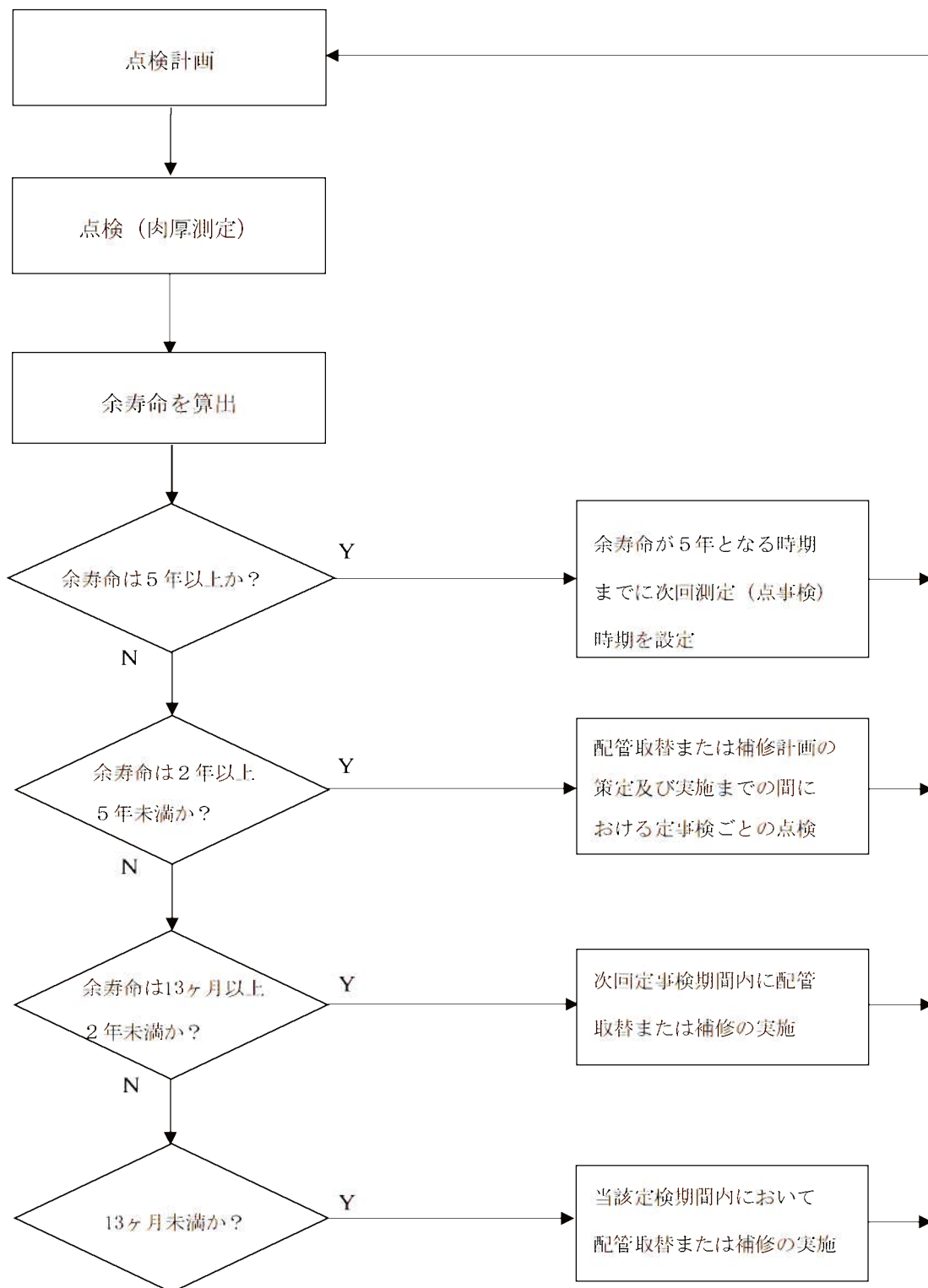
- (1) 日本機械学会編 金属材料疲労強度の設計資料(1) 一般, 寸法効果, 切欠効果(改訂第2版), p.180, (1996)
- (2) 社団法人日本原子力学会 日本原子力学会標準原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008,p.108, (2009)

タイトル	ターボポンプ 主軸のフレットング疲労割れに対する保全内容
概要	<p>充てんポンプ、余熱除去ポンプ及び電動補助給水ポンプの振動確認により機器の健全性を確認している内容を以下に示す。</p>
説明	<p>① 振動診断技術による振動確認 実施時期：プラント運転中（1回/月程度） 保全の高度化として、回転機器の振動診断技術を導入しており、通常運転時の振動状態の傾向を監視し、回転機器の劣化又は故障の兆候の有無（軸受の異常、ミスアライメント等）を確認している。 振動計測においては、ポンプ運転状態に異常のないこと（通常運転時の振動状態と差異がないこと）を確認しており、許容値を上回るような異常な振動（想定しない過大荷重）がないことを確認することで、フレットング疲労割れが発生する状態でないことを確認できると考える。</p> <p>② 巡視点検での振動確認 実施時期：プラント運転中（毎日） 巡視点検（1回/日）においても運転員による触診、目視および必要に応じて聴診棒による聴診によって異常な振動等の有無を確認している。</p> <p>③ 中央制御室での振動確認 実施時期：プラント運転中（常時監視） 充てんポンプ及び余熱除去ポンプの軸受の振動速度は中央制御室の補機監視盤で確認可能であり、振動速度が上昇した場合には中央制御室に警報が発信する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	腐食（流れ加速型腐食）に係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 3 - 1 2次系配管の流れ加速型腐食に対する肉厚管理について</p>

タイトル	2次系配管の流れ加速型腐食に対する肉厚管理について
概要	当社の2次系配管肉厚管理の内容を示す。
説明	<p>社内指針「2次系配管肉厚管理指針」を定め、本指針に従い2次系配管の肉厚管理を行っている。具体的には、超音波厚さ測定による結果に基づく余寿命評価から「次回測定（定事検）時期」または「取替時期」を設定している。</p> <p>添付－1に肉厚管理方法の概要を示す。</p>

「2次系配管肉厚管理指針」における肉厚管理方法の概要



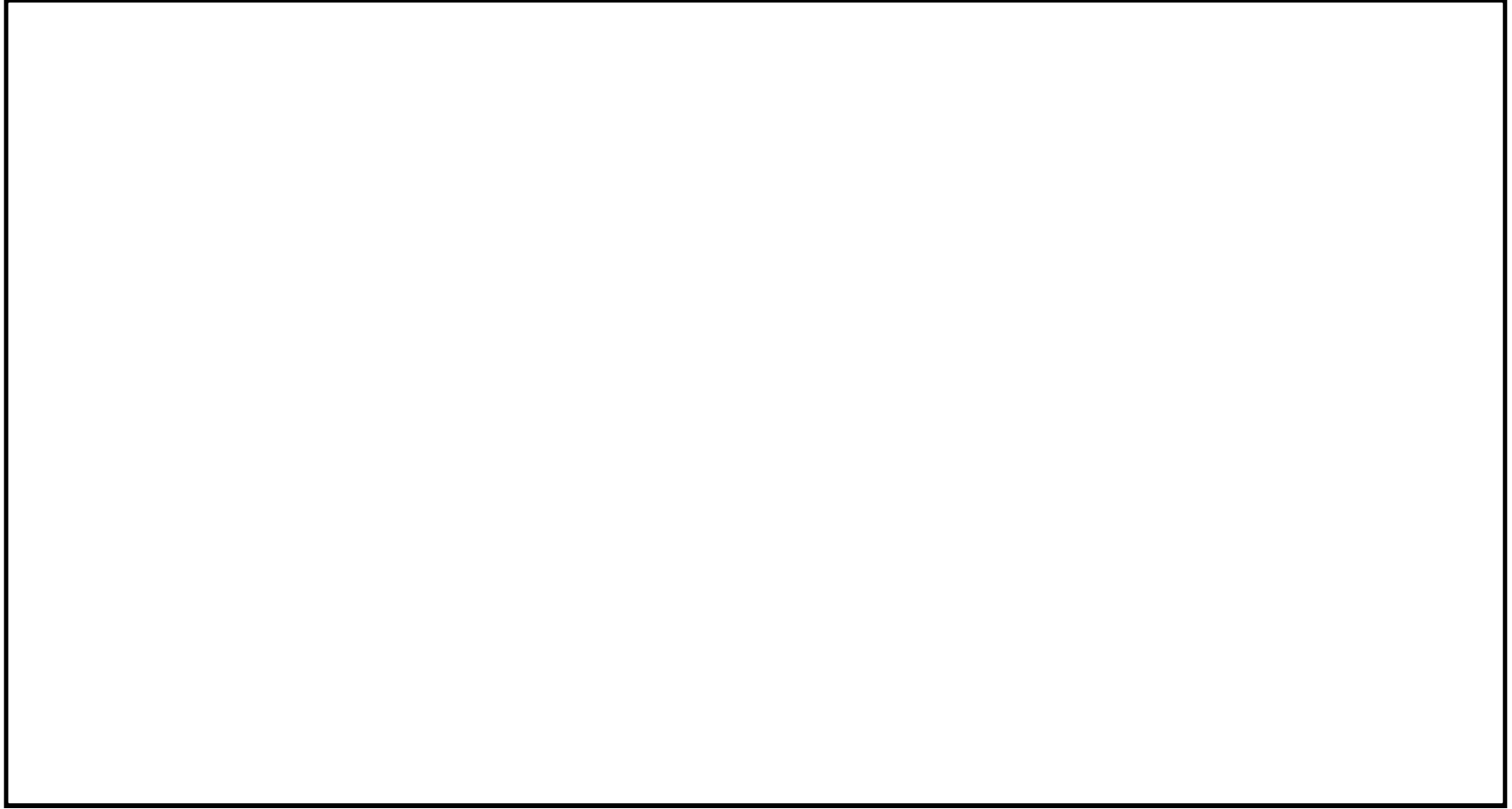
タイトル	劣化（中性子照射による靱性低下）に係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 4 - 1 炉内構造物 炉心槽の中性子照射による靱性低下</p>

タイトル	炉内構造物 炉心槽の中性子照射による靱性低下
概要	炉心槽の水中カメラによる目視確認について、その方法を以下に示す。
説明	<p>炉心槽に対しては日本機械学会 維持規格に規定されているVT-3として、水中テレビカメラによる目視確認を実施している。VT-3では、炉心槽に有意な異常（過度の変形、部品の破損、機器表面における異常等）がないことを確認している。炉心槽の可視範囲については、補足説明資料（照射誘起型応力腐食割れ）の4.2 現状保全の図4-4に図示している。</p> <p>なお、補足説明資料（照射誘起型応力腐食割れ）に示すとおり、炉心槽に照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えているが、炉心槽溶接部に仮想亀裂（溶接線中心に全周亀裂）を想定した亀裂安定性評価を行った場合においても、不安定破壊は起こらないことを確認している。評価結果は、補足説明資料（照射誘起型応力腐食割れ）の別紙4に示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	応力腐食割れに係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 5 - 1 蓄圧タンク管台の内面からの応力腐食割れ</p> <p>別紙 8 - 5 - 2 加圧器ヒータスリーブの応力腐食割れ</p> <p>別紙 8 - 5 - 3 弁棒の応力腐食割れ</p> <p>別紙 8 - 5 - 4 ステンレス鋼配管、計装配管の酸素型応力腐食割れ</p> <p>別紙 8 - 5 - 5 蒸気発生器及び原子炉容器の冷却材出入口管台の 600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ対策について</p>

タイトル	蓄圧タンク管台の内面からの応力腐食割れ						
概要	蓄圧タンクでは、タンク本体の熱処理を行った後に管台を溶接しており、材料の鋭敏化はないとする根拠を以下に示す。						
説明	<p>ロビンソン発電所のほう酸注入タンクで発生した応力腐食割れについては、ステンレス鋼製部位を炭素鋼製部位と同様に熱処理していたため、著しく鋭敏化が進んでいたことが原因であったと報告されている。</p> <p>一方、玄海 3 号炉の蓄圧タンクについては炭素鋼製部位の熱処理を実施した後にステンレス鋼製部位の取り付けを実施していることから、有意な鋭敏化は発生していない。添付 1 に蓄圧タンクの製作手順の概要を示す。</p> <p>なお、蓄圧タンク（炭素鋼）と管台（ステンレス鋼）の溶接材料はニッケル合金であり、詳細は以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="472 887 1007 1032"> <thead> <tr> <th>銘柄</th> <th>規格</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NIC70A</td> <td>JIS Z 3224 ENi6062</td> </tr> <tr> <td>TGS70NCB</td> <td>JIS Z 3334 SNi6082</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>	銘柄	規格	NIC70A	JIS Z 3224 ENi6062	TGS70NCB	JIS Z 3334 SNi6082
銘柄	規格						
NIC70A	JIS Z 3224 ENi6062						
TGS70NCB	JIS Z 3334 SNi6082						

玄海3号機 蓄圧タンク
製作手順 (概略)



8-5-1-2

添付 1

タイトル	加圧器ヒータスリーブの応力腐食割れ
概要	316系ステンレス鋼製のヒータスリーブでの応力腐食割れによる損傷事例に関し、酸素型応力腐食割れの特徴、民間研究での定荷重試験の試験条件及び試験結果を示す。
説明	<p>米国ブレイドウッド (Braidwood) 発電所 1 号炉で316系ステンレス鋼製のヒータスリーブに損傷が確認されている。</p> <p>図 1 に示すとおり、ヒータスリーブの溶接部が熱影響等により鋭敏化し、ヒータスリーブとヒータの隙間部で溶存酸素が高い場合に酸素型応力腐食割れが発生する可能性があることから、定荷重試験を実施し過度に鋭敏化したSUS316材でも、飽和酸素濃度 (8ppm) 環境下に置かれた時間が100時間未満では応力腐食割れの発生が認められていないという結果が得られている。</p> <p>一方、実機におけるヒータスリーブの使用・環境条件を検討した結果、溶存酸素濃度が高くなる期間は、最長でもプラント初回起動時の40時間程度^{※1}であるためヒータスリーブの酸素型応力腐食割れが発生する可能性は極めて低いと考えられる。(※1 電力共通研究データ 加圧器ヒータスリーブ内の溶存酸素濃度が拡散及び酸化皮膜形成により器内水溶存酸素濃度と等価となる時間) なお、運転時の1次冷却材は溶存酸素濃度0.1ppm以下と適切に管理されており、加圧器ヒータスリーブ近傍も同等と考えている。</p> <div data-bbox="422 1176 1358 1780" style="text-align: center;"> </div> <p>図 1 定荷重応力腐食割れ試験結果 (電力共通研究データ)</p> <p>※2 鋭敏化度は、測定した単位面積あたりの電気量を測定面での結晶粒度で補正した値としている。GBA (Grain Boundary Area) は、結晶粒界の面積を表す</p>

タイトル	弁棒の応力腐食割れ
概要	弁棒の水素脆化型応力腐食割れの特徴、発生要因、通常の応力腐食割れとの主な相違および弁棒に付加される応力を以下に示す。
説明	<p>水素脆化型応力腐食割れについて、主な特徴等を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 水素脆化型応力腐食割れ <ul style="list-style-type: none"> ・発生要因 陽極の腐食反応で生じた水素が陰極で吸収されて割れる(HE型：hydrogen embrittlement) ・特徴 引張強度が高い材料ほど起こり易い 2. 通常の応力腐食割れ <ul style="list-style-type: none"> ・発生要因 陽極の腐食反応が活性経路に沿って進んで割れる(APC 型：Active pass corrosion) 3. 相違点 上述のとおり、応力腐食割れはアノード溶解作用が支配的である。一方、水素脆化型応力腐食割れは水素の影響による脆性的な破壊である。 <p>【弁のバックシートに関する運用について】 川内 2 号機の抽出ライン弁棒折損トラブル（1989年）以降は、手動弁については、バックシート操作を実施しない運用に変更し、弁棒には応力が付加されないような運用としている。 電動弁のうち、開側がトルクシートの弁については弁棒にかかるピーク応力を低減（<input type="text"/>以下）している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	ステンレス鋼配管、計装配管の酸素型応力腐食割れ
概要	<p>高温かつ溶存酸素濃度が高くなる可能性のある範囲のステンレス鋼配管（計装用取出配管含む）において、耐応力腐食割れ性に優れたSUS316系材料を採用することにより、応力腐食割れが発生する可能性が小さくなる根拠を以下に示す。</p>
説明	<p>SUS304系材料(18Cr-8Ni)とSUS316系材料(18Cr-12Ni-2.5Mo)を比較した場合、図1に示すとおりSUS316系材料の方が耐応力腐食割れ性に優れていることが知られている。SUS316はMoを添加することにより耐食性を向上させた材料であり、図2のとおり強鋭敏化ステンレス鋼(18Cr-12Ni)でもMoを添加することで高温水中における耐SCC性が向上することが報告されている。そのため、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えている。</p> <p>玄海3号炉においては、高温かつ溶存酸素濃度が高くなる可能性のある範囲については、炭素含有量を0.05%以下に制限したSUS316系材料を使用している。</p> <p>溶接熱影響部は入熱により鋭敏化する可能性があり、その鋭敏化は材料の炭素量が多いほど生じやすく、応力腐食割れ感受性を増加させることが知られている。しかし、図3のとおり、炭素含有量を0.05%以下に制限することで、鋭敏化度は$2C/cm^2 \cdot GBA$を下回ることが確認されており、図4に示すとおり、PWR水質の酸素飽和環境下において、$2C/cm^2 \cdot GBA$以下ではSUS316系材料の応力腐食割れ発生感受性は無いことが確認されている。</p>

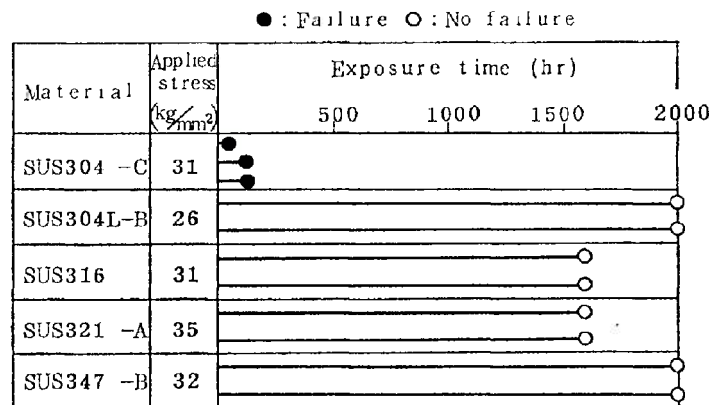


図1 ステンレス鋼の応力腐食割れ感受性

[出典: 庄司三郎ら、「ステンレス鋼の高温水中における応力腐食割れ感受性」、防食技術、29、323-329 (1980)]

(説明) 複数鋼種の鋭敏化処理 (620℃×24h) 試験片について、250℃の酸素飽和純水中で単軸引張試験を実施したもの。SUS304 (0.06%C材) は破断したが、SUS316 (0.07%C材) を含む他の鋼種は破断せず、SUS316の耐応力腐食割れ性が優れていることが分かる。

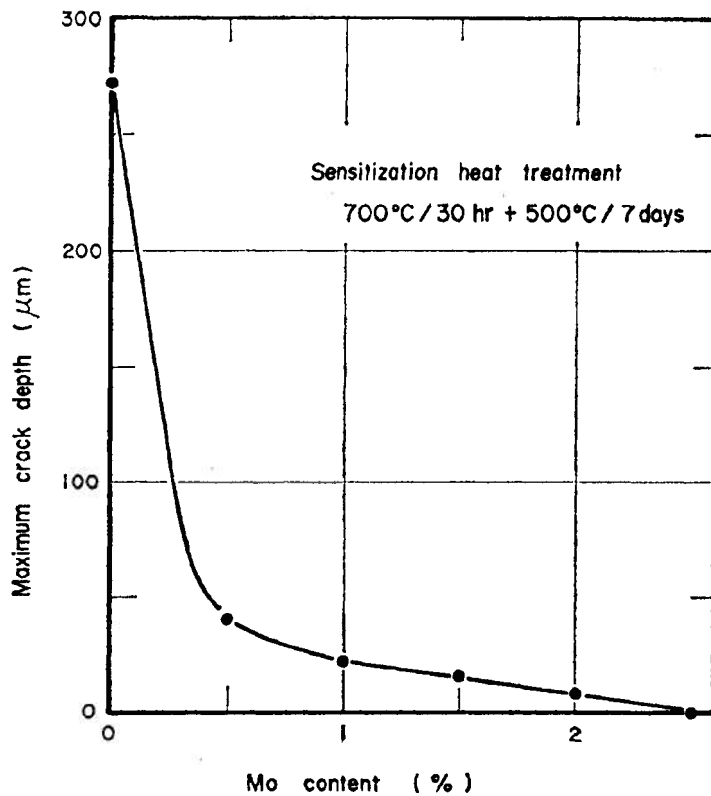


図2 強鋭敏化 18Cr-12Ni ステンレス鋼の SCC 感受性に及ぼすモリブデン添加の影響
(CBB 試験 : 250°C、20 ppm DO, 310 h)

[出典 : M. Akashi and T. Kawamoto, "The Effect of Molybdenum Addition on SCC Susceptibility of Stainless Steels in Oxygenated High Temperature Water," *Boshoku Gijutsu*, 27, 165-171, (1978)]

(説明) SUS316は、SUS304相当のステンレス鋼にMoを添加することにより、耐食性を向上させた材料である。図は高温水中における応力腐食割れ特性に及ぼすMoの影響を評価したもので、CBB試験の結果では2.5%程度のMo添加により最大亀裂深さが大きく抑制されている。

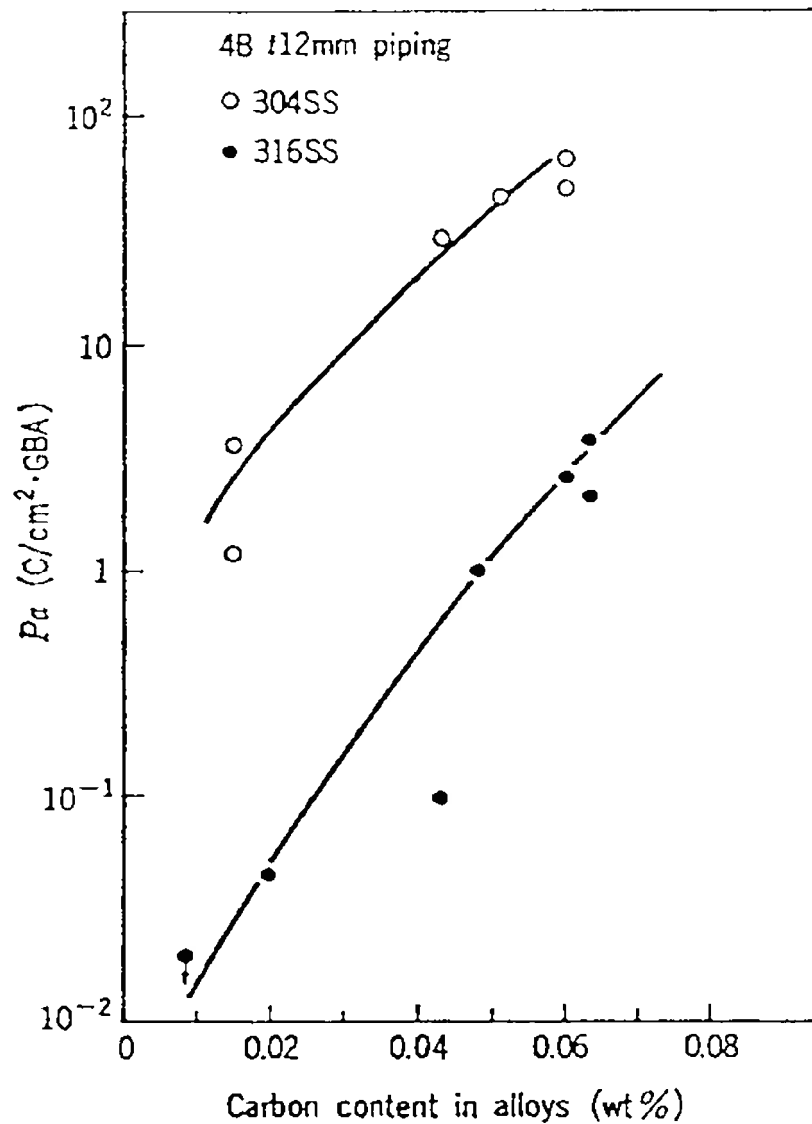


図3 材料および母材の炭素量の影響

[出典：水原ら、「高温水中のステンレス鋼の応力腐食割れ感受性に及ぼす鋭敏化度及びほう酸の影響」、三菱重工技報、Vol.19、No.6（1982）]

(説明) 炭素量の異なるSUS304およびSUS316配管を供試材として、同一溶接条件にて溶接継手を製作し管内面の鋭敏化度を測定したものである。SUS304、SUS316それぞれ炭素量が多いほど鋭敏化度 (Pa) が大きくなる結果が得られている。

(鋭敏化度 (Pa) は、測定した単位面積あたりの電気量を測定面での結晶粒度で補正した値としている。GBA (Grain Boundary Area) は、結晶粒界の面積を表す。)

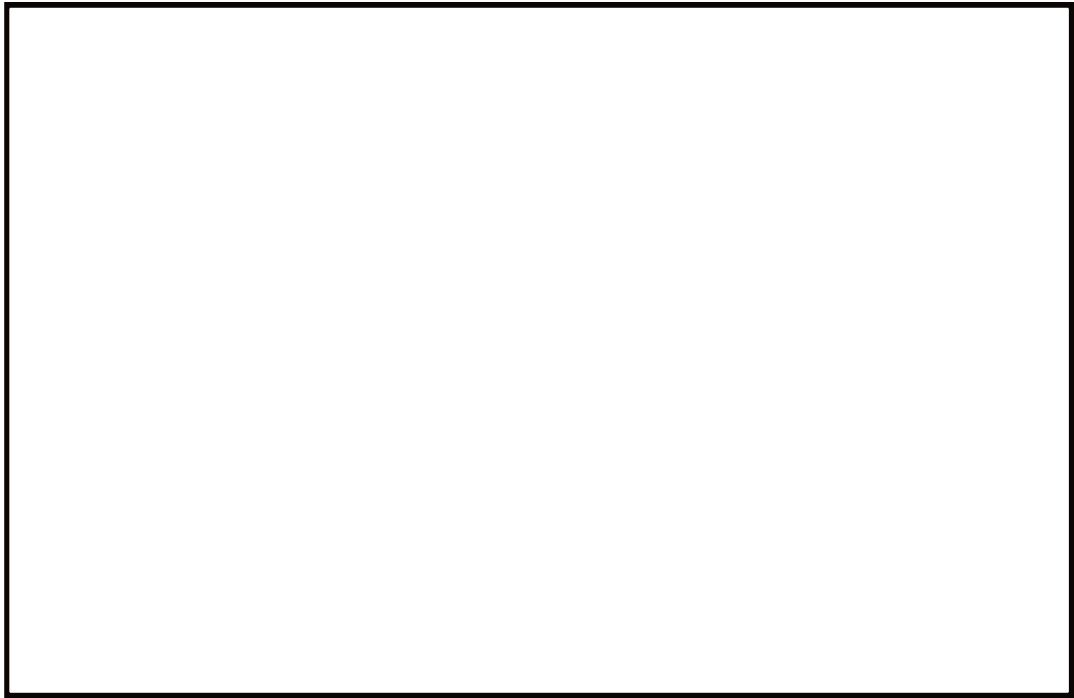


図4 EPR値とSCC感受性との相関性

[出典：水原ら、「高温水中のステンレス鋼の応力腐食割れ感受性に及ぼす鋭敏化度及びほう酸の影響」、三菱重工技報、Vol. 19、No.6（1982）]

注）出典元図中にその後の追加データを加えて見直したもの

※縦軸はSSRT試験における破面の全断面積とSCC破面の面積との比をSCC感受性パラメータとして定義

タイトル	蒸気発生器及び原子炉容器の冷却材出入口管台の600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ対策について								
概 要	蒸気発生器及び原子炉容器の冷却材出入口管台の600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ対策を以下に示す。								
説 明	<p>1. 600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ対策</p> <p>蒸気発生器の冷却材出入口管台については、第11回定期検査時（2008年度）に超音波ショットピーニング（以下、USPという）を施工している。施工範囲を図1に示す。</p> <p>なお、原子炉容器の冷却材出入口管台溶接部の接液部については、予防保全対策として690系ニッケル基合金クラッド施工を行っている。690系ニッケル基合金は、添付1に示す電力共同研究による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。</p> <p>2. USPの効果</p> <p>USPの効果について、公開されている資料を添付2に示す。USP施工後は表面に圧縮応力が得られることが確認されている。</p> <p>持続性については、三菱重工業株式会社「ピーニングによる応力腐食割れ防止効果に関する研究」（出典：日本保全学会 第7回学術講演会要旨集）において、下記の通り各種条件で圧縮残留応力が保持されていることを確認していることから、USPの持続性に問題はないと判断している。（添付3参照）</p> <p>3. 至近の検査実績</p> <p>蒸気発生器の冷却材出入口管台については、第11回定期検査時（2008年度）に渦流探傷検査を、第14回定期検査時（2020年度）に超音波探傷検査及び浸透探傷検査を実施し、機器の健全性を確認している。</p> <p>各検査の探傷面を以下表に示す。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 40%;"></th> <th style="width: 15%;">浸透探傷検査</th> <th style="width: 15%;">超音波探傷検査</th> <th style="width: 30%;">渦流探傷検査</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">蒸気発生器冷却材 出入口管台</td> <td style="text-align: center;">外面</td> <td style="text-align: center;">外面</td> <td style="text-align: center;">内面</td> </tr> </tbody> </table>		浸透探傷検査	超音波探傷検査	渦流探傷検査	蒸気発生器冷却材 出入口管台	外面	外面	内面
	浸透探傷検査	超音波探傷検査	渦流探傷検査						
蒸気発生器冷却材 出入口管台	外面	外面	内面						

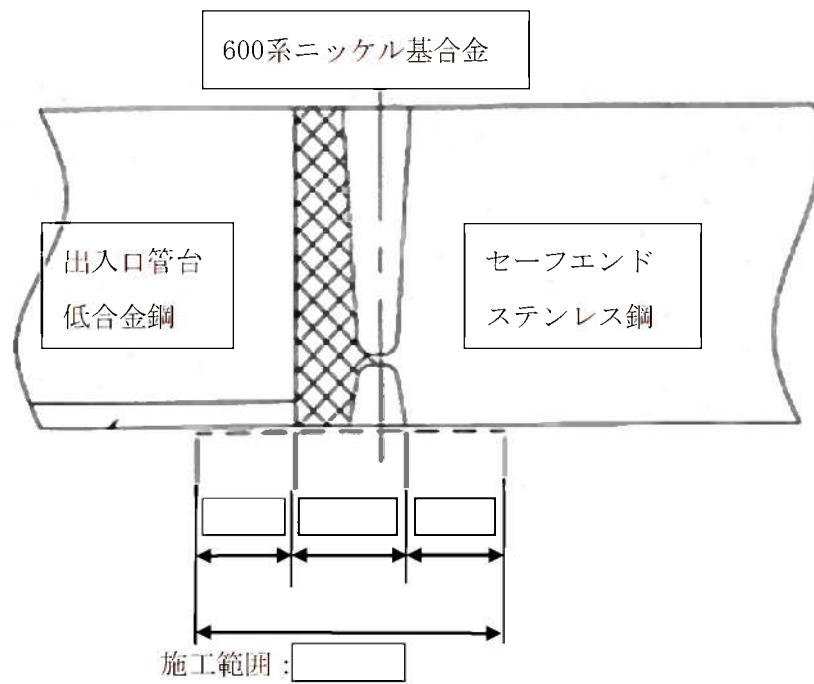


図1 蒸気発生器冷却材出入口管台の超音波ショットピーニングの施工範囲

8-5-5-8

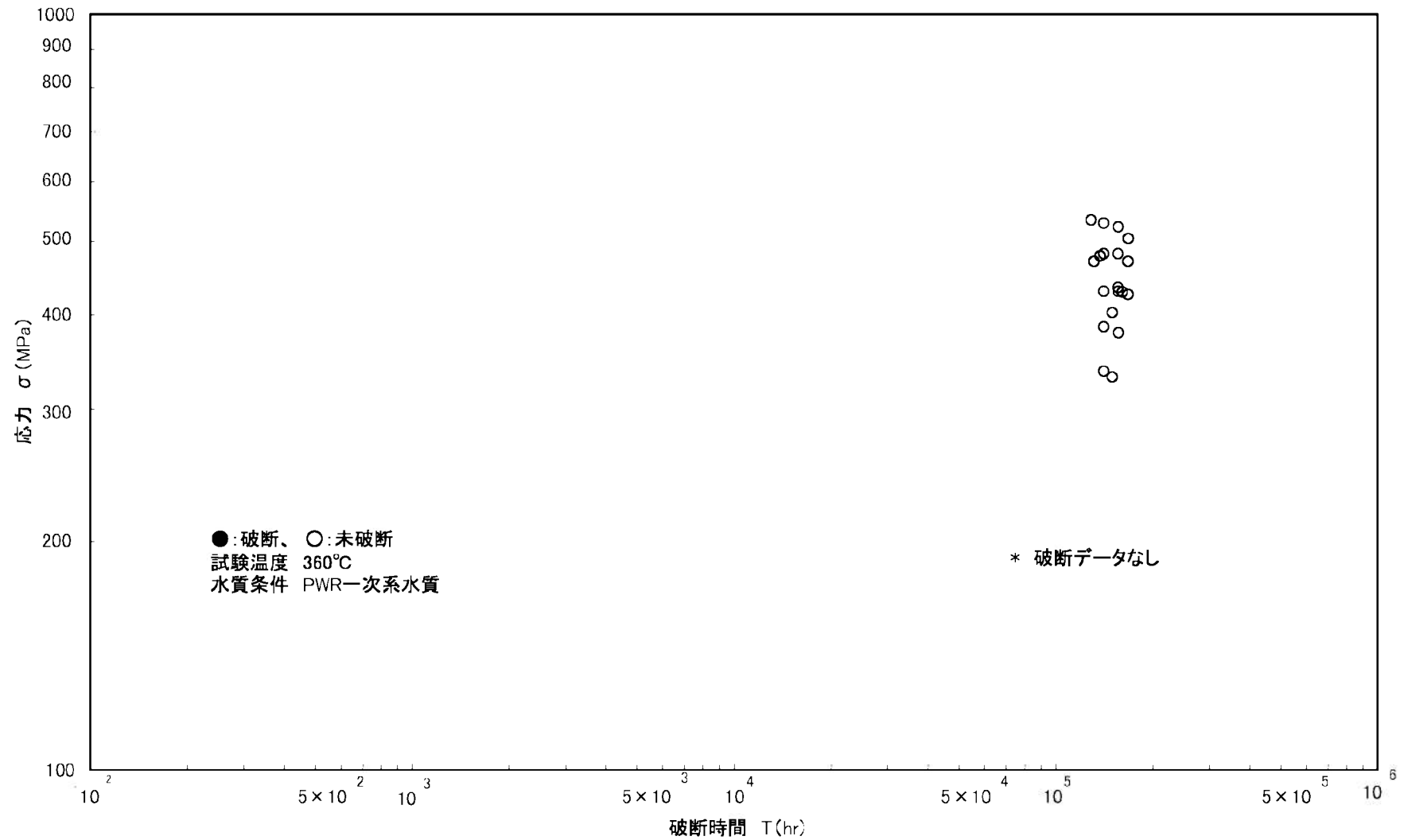


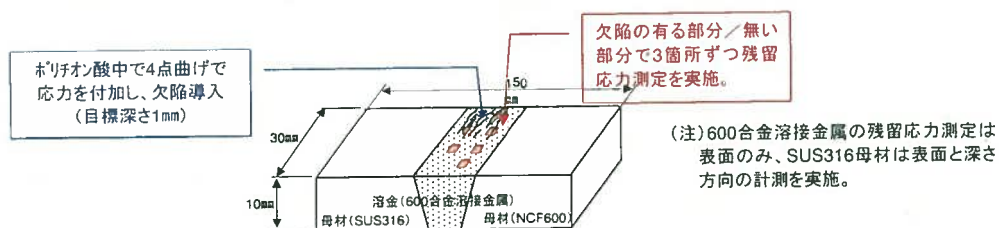
図 690系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ (SCC) 試験結果
[出典: 電力共同研究「690合金のPWSCC長期信頼性確証試験 (STEP5) 2020年度 (最終報告書)」]

出典：MHI-NES-1043改0 平成21年7月「加圧水型軽水炉 原子炉容器及び蒸気発生器 600系Ni基合金部に適用するピーニング方法の応力腐食割れ防止に関する有効性評価書」

表1 試験片及び潜在欠陥導入条件

	600合金溶接金属	ステンレス鋼母材
試験片形状	平板継手試験片 (長さ150mm×幅30mm×厚さ10mm)	平板試験片 (長さ150mm×幅30mm×厚さ10mm)
材質 (注)	母材：NCF600+SUS316 溶金：600系合金 潜在欠陥導入前に鋭敏化熱処理実施	母材：SUS316 潜在欠陥導入前に鋭敏化熱処理実施
潜在欠陥導入条件	4点曲げにより応力を負荷した状態で室温ポリチオン酸溶液に浸漬し、600合金溶接金属部に欠陥導入(目標深さ1mm)	4点曲げにより応力を負荷した状態で室温ポリチオン酸溶液に浸漬し、316母材部に欠陥導入(目標深さ1mm)
試験片数	ピーニング方法毎に1体	ピーニング工法毎に1体

注) WJP/USPの対象材料は、600合金溶接金属の母材と溶接金属、ステンレス鋼の母材と溶接金属がある。材料の違いによる影響は有意ではないと考えられるが、本評価書では600合金溶接金属と316系ステンレス鋼母材を代表に試験を行い、材質の異なる有意な違いのないことを確認する。



図はSUS316/NCF600の平板継手試験片の600溶接金属部に潜在欠陥を導入した例を示す。

本確認では同寸のSUS316母材の平板試験片のSUS316母材部に潜在欠陥を導入した試験片も対象とした。

図1 試験片の形状 (600合金溶接金属の試験片の例)

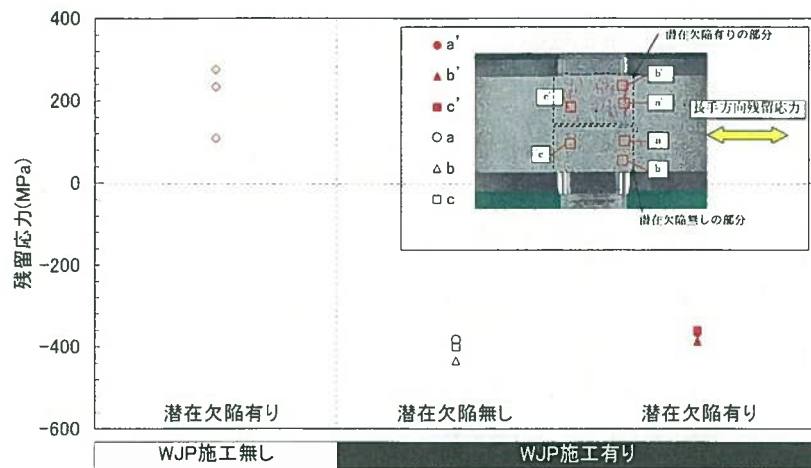


図3 WJP施工した潜在欠陥有り及び無しの部分の残留応力測定結果 (600合金溶接金属)

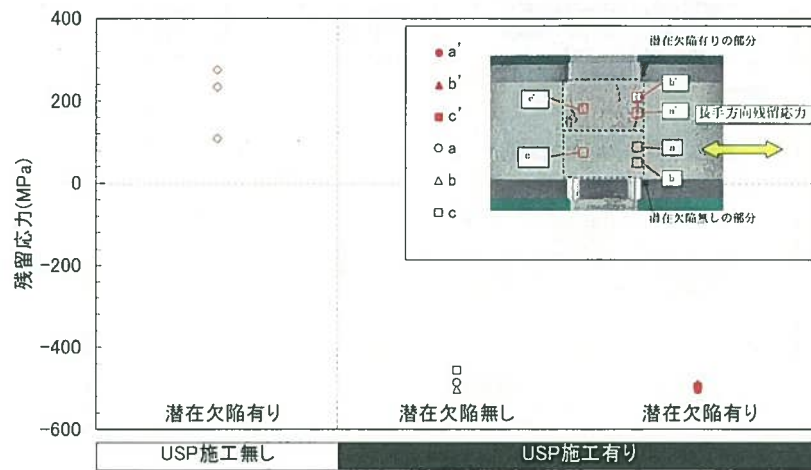


図4 USP施工した潜在欠陥有り及び無しの部分の残留応力測定結果 (600合金溶接金属)

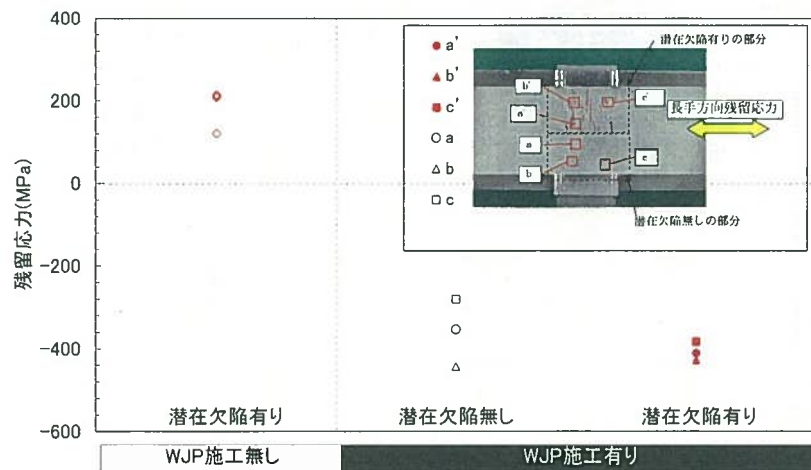


図5 WJP施工した潜在欠陥有り及び無しの部分の残留応力測定結果 (SUS316母材)

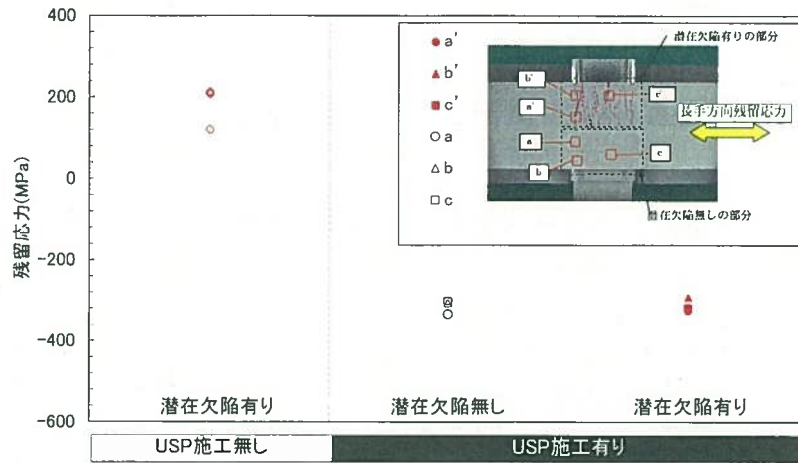


図6 USP施工した潜在欠陥有り及び無しの部分の残留応力測定結果 (SUS316 母材)

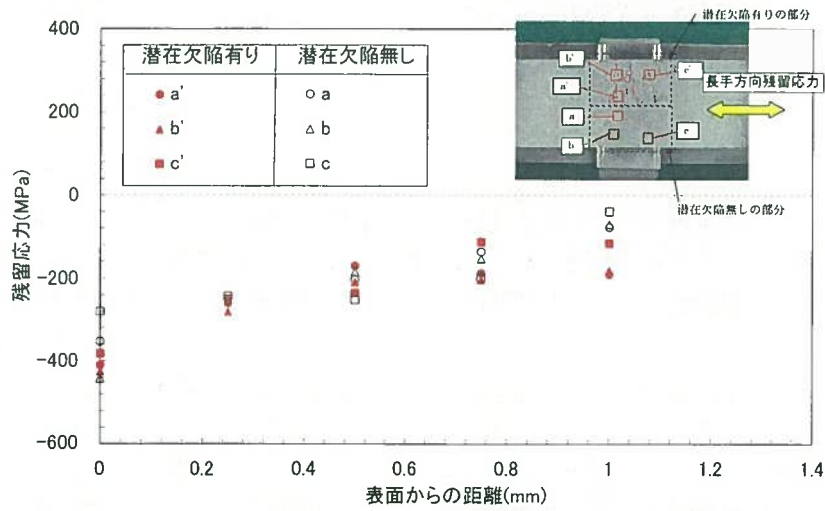


図7 WJP施工した潜在欠陥有り及び無しの部分の残留応力測定結果 (SUS316 母材)

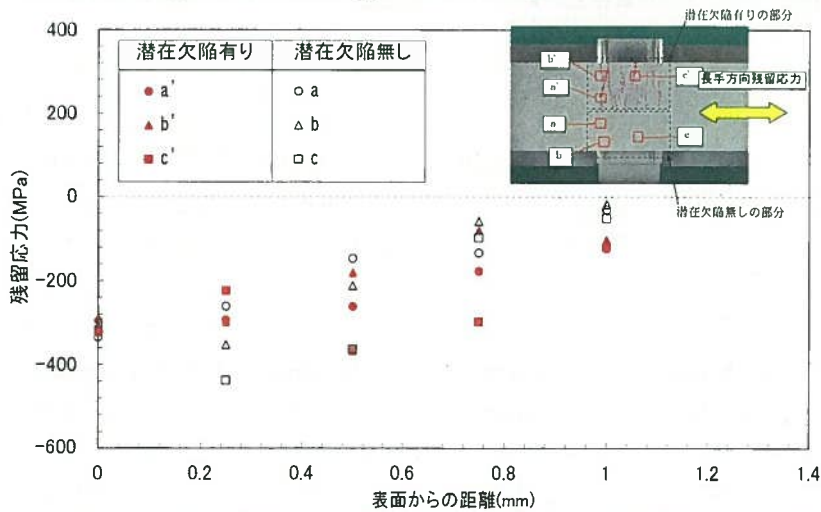


図8 USP施工した潜在欠陥有り及び無しの部分の残留応力測定結果 (SUS316 母材)

ピーニングによる応力腐食割れ防止効果に関する研究 Study on mitigation of stress corrosion cracking by peening

三菱重工業株式会社 技術本部 高砂研究所 前口貴治 Takahru MAEGUCHI
堤一也 Kazuya TSUTSUMI
豊田真彦 Masahiko TOYODA
太田高裕 Takahiro OHTA
三菱重工業株式会社 神戸造船所 岡部武利 Taketoshi OKABE
佐藤知伸 Tomonobu SATO

In order to verify stability of residual stress improvement effect of peening for mitigation of stress corrosion cracking in components of PWR plant, relaxation behavior of residual stress induced by water jet peening(WJP) and ultrasonic shot peening(USP) on surface of alloy 600 and its weld metal was investigated under various thermal aging and stress condition considered for actual plant operation. In the case of thermal aging at 320-380°C, surface residual stress relaxation was observed at the early stage of thermal aging, but no significant stress relaxation was observed after that. Applied stress below yield stress does not significantly affect stress relaxation behavior of surface residual stress. Furthermore, it was confirmed that cyclic stress does not accelerate stress relaxation.

Keywords: Residual stress, Stress corrosion cracking, Water jet peening, Ultrasonic shot peening

1. 緒言

構造物の高温水中における劣化事象の一つとして応力腐食割れ（SCC：Stress Corrosion Cracking）がある。その発生原因が構造物に生じた引張残留応力である場合、残留応力の低減が劣化防止対策として有効である。

加圧水型原子力プラント（PWR）の一次系環境下で 600 系 Ni 基合金が使用されている部位では、応力腐食割れ（PWSCC：Primary Water Stress Corrosion Cracking）の懸念があり、蒸気発生器（SG：Steam Generator）出入口管台や原子炉容器出入口管台等に対する予防保全策として超音波ショットピーニング（USP：Ultrasonic Shot Peening）、ウォータージェットピーニング（WJP：Water Jet Peening）をはじめとした残留応力低減（改善）技術を適用中である[1][2]。Fig.1 に原子炉容器における WJP 適用箇所を、Fig.2 に蒸気発生器における USP 適用箇所をそれぞれ示す。

残留応力は機械的・熱的エネルギーの付与により減少（緩和）する。これは塑性変形やクリープ変形の結果、初期の弾性歪が非弾性歪に変換されることによって生じる[3][4][5]。WJP や USP（以下、ピ

連絡先:前口貴治
高砂研究所 材料・強度研究室
〒674-8686 兵庫県高砂市荒井町新浜 2-1-1
E-mail:takaharu_maeguchi@mhi.co.jp

ーニングとする)を施工した箇所においても、熱時効や変動応力によって施工後の応力緩和が想定されるが、SCC 抑制効果の観点からプラント寿命に相当する期間中において、十分な残留応力改善効果が持続することが必要である。そこで、ピーニング施工後、実機の条件を加速模擬した高温において

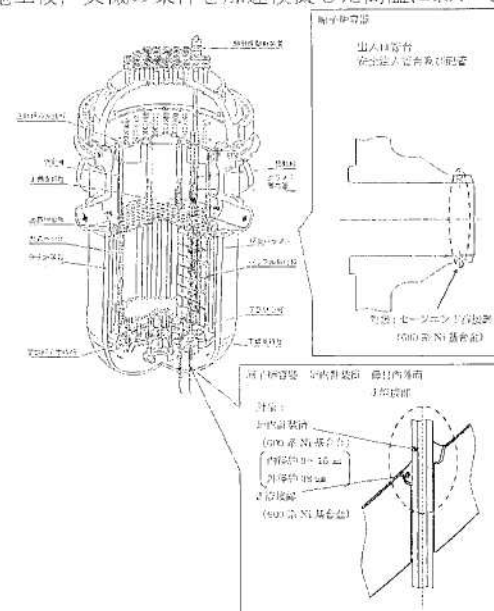


Fig.1 PWR プラント原子炉容器における WJP 施工箇所

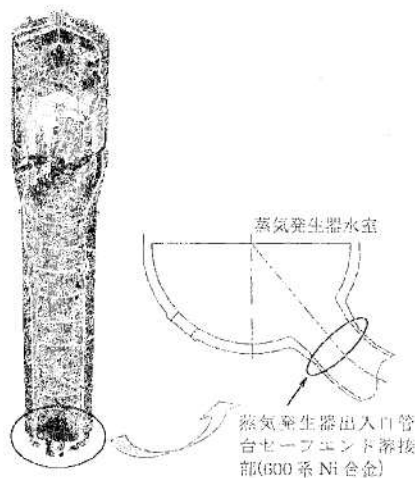


Fig.2 PWRプラント蒸気発生器におけるUSP施工箇所

様々な応力負荷の影響を検討した試験を行い、圧縮残留応力の緩和の確認を行った。

2. 実施内容

実機プラントのピーニング施工部位においては最高約320℃の温度となり、さらに内圧による引張応力の発生や、起動停止に伴う繰返し応力が発生し、これらによる残留応力の変化が想定される。このような環境を模擬した条件下でのピーニングによる圧縮残留応力の緩和挙動を調査した。

2.1 高温保持の影響

試験片は600系Ni基合金溶接金属(132合金)であり、試験片中央部にPWRプラント炉内計装筒J溶接部への施工と同条件でWJP施工を行った。WJP施工後、試験片を実機プラント想定温度である320℃及びこれよりも高い350℃と380℃の大気炉中において、1時間から1000時間の保持を行った後、X線回折法で表面残留応力を計測した。測定値の評価としては、溶接金属部位におけるX線残留応力測定の測定精度を考慮し、測定値は平均値を中心として上下に標準偏差の2倍の幅を有するバンドとして示した。

2.2 高温保持及び荷重負荷の影響

高温(360℃)において応力無負荷または一定応力負荷の下で表面残留応力変化を測定するために、Fig.3に示す装置を製作した。試験片は600系Ni基合金溶接金属(132合金)でFig.3の通り製作し、試験片中央部にPWRプラント炉内計装筒J溶接部への施工と同条件でWJP施工を行った。なお、本試験片は施工部の幅が4mmと小さく、WJP施工した表面の塑性変形の拘束が実機施工部よりも小

さいことから、WJPによる残留応力低減効果は小さい。

WJP施工後、試験片を試験装置に組み込み、無負荷または200MPaの一定応力負荷条件とした。負荷応力200MPaは、原子炉容器の耐圧試験圧力(内圧21.45MPa)のみを負荷したケースでの応力解析を行い、炉内計装筒管台内面の周方向にWJP施工後に作用する最大応力が起動停止に伴う130MPa程度であったことを参考とし、負荷する応力をこれより大きく材料の耐力以下の200MPaと決定した。試験片を360℃まで昇温し、表面の残留応力を最大1000時間まで測定した。測定はX線回折法で行い、360℃において応力を負荷したまま実施した。なお、X線回折法による残留応力測定においては、材料物性値の温度による変化を考慮した。

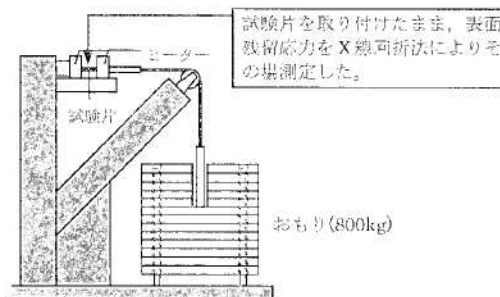
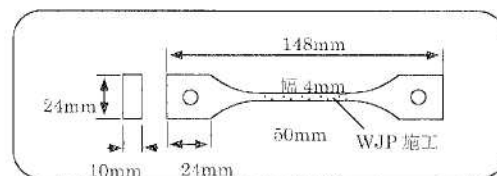


Fig.3 表面残留応力測定装置及び試験片の模式図

2.3 高温保持及び変動応力の影響

実機プラントの起動・停止に伴う変動応力は降伏点以下(弾性範囲内)であり、残留応力に与える影響は小さいと考えられ、これを実験的に確認した。

(1) 試験片及びピーニング施工

600系Ni基合金母材とSUS316を600系Ni基合金溶接金属(132合金)でSMAW溶接した継手板からFig.4に示す平板継手試験片を採取した。この試験片のNi基合金溶接金属部分にWJPまたはUSPを施工した。施工条件は実機プラントにおいて実際に使用されている条件と同一とした。

(2) 残留応力緩和試験

試験片の三点曲げにより、ピーニング施工面に繰返し変動応力(引張応力)を発生させた(Fig.5参照)。付与する引張応力は、実機の発生応力の最大値相当

の130MPaとした。

試験温度は420℃とした。これは実際のプラント温度を320℃で代表し、100℃の温度加速を行うこととして決定した。なお、供試材の耐力は試験温度420℃とプラント温度(320℃)とで顕著な相違はなく、耐力に対する負荷応力の比はいずれの温度においてもほぼ同一と考えられる。

変動応力負荷のサイクルは、1230秒間の130MPa負荷を1サイクルとし、応力負荷と除荷は瞬時とした。これは年間のプラントの起動停止回数を最大5回と仮定し、起動から停止までの平均時間 1.8×10^3 時間(320℃)に相当する時間を、Larson-Millerパラメータ(定数20)により加速試験温度420℃での経過時間に換算すると平均1230秒となることに基づいた。また、負荷回数は、60年の寿命を考慮し、最大300回とした。

また、比較対象とするために、応力負荷を行わずに420℃で保持するケースも実施した。

変動応力負荷が0、10、50、150及び300回に到達試験片を試験機から取り外し、X線回折法によって試験片長手方向の表面残留応力を測定した。残留応力測定を終えた試験片は再び試験装置に組み込み、変動応力負荷を続行した。

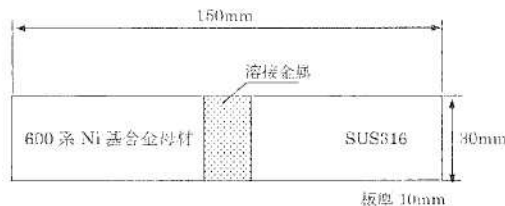


Fig.4 高温保持及び変動応力の影響調査に用いる試験片の形状

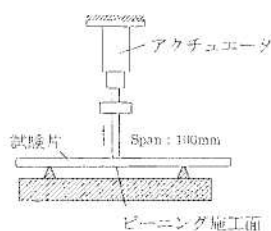


Fig.5 試験片への繰り返し応力負荷を示す模式図

3. 実験結果

3.1 高温保持の影響

Fig.6にWJP施工した600系Ni基合金溶接金属を320℃、350℃及び380℃で保持した後の残留応力測定結果を示す。いずれも熱処理初期に応力緩和が確認されたが、その後、残留応力に顕著な変化が

なく、ほぼ一定であることが分かった。初期の応力緩和は加熱による応力再配分や遷移クリーブによる弾性歪の減少が原因と考えられる。

これら3水準の試験温度における残留応力の緩和挙動はいずれも類似しており、320~380℃の範囲では緩和量に有意な差がない。この温度範囲におけるクリーブ速度が極めて小さく、X線残留応力で定量可能な残留応力緩和が生じないものと考えられる。

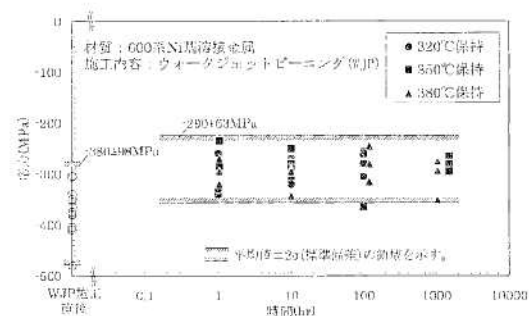


Fig.6 320,350及び380℃における600系Ni基合金溶接金属の残留応力測定結果(測定温度は室温)

3.2 高温保持及び応力負荷の影響

応力無負荷の場合と200MPaの引張応力を負荷し続けた場合の表面残留応力の緩和挙動をFig.7に示す。

応力無負荷の場合、温度を室温から360℃へ昇温した際に若干の応力緩和が認められた。これは3.1と同様に加熱による応力再配分、遷移クリーブによる弾性歪の減少によって生じたと推定される。しかし、温度が360℃に到達した後は、時間の経過に対して圧縮残留応力の緩和はほぼ認められず一定の残留応力を保持していると考えられた。

引張応力を負荷し続けた場合では、負荷直後に圧縮残留応力は大きく減少した。この減少量は負荷応力200MPaとほぼ等しいと考えられる。その後、昇温や360℃での保持中の応力緩和挙動は応力無負荷場合とほぼ同様であり、明確な緩和がなくほぼ負荷応力分だけ圧縮応力が減少している結果であった。

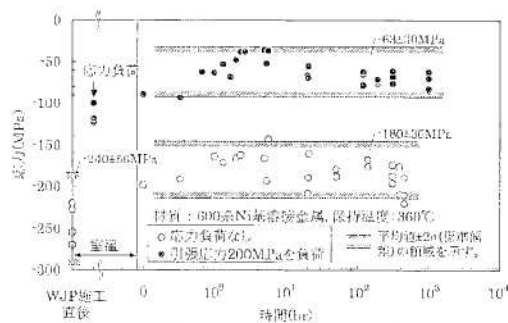


Fig.7 WJP施工した600系Ni基合金母材の残留応力測定結果(測定温度は360°C)

3.3 高温保持及び変動応力の影響

Fig.8に残留応力測定結果を時間に対して示す。なお、WJP施工とUSP施工のケースでは初期の残留応力が異なっているため、同一グラフ上での比較のために初期値に対する比として示した。

変動応力負荷のない場合、ある場合共に圧縮残留応力の大きさは時間の経過に伴い減少する傾向を示し、両者に顕著な相違は認められなかった。

420°Cにおいては、320~380°Cの場合とは異なり、時間に対して比較的明瞭に緩和が継続する傾向を示している。WJP施工したステンレス鋼でも同様に400°C以上ではそれ以下の温度と比べ残留応力速度が明瞭に増す傾向が報告されている[5]。別途実施した本材料のクリープ試験結果では、100°Cの温度加速によってクリープ歪速度は2桁程度増大する結果であり、これに対応した緩和速度の増大が生じたものと考えられる。一方、応力の影響については、本検討で繰り返し負荷した引張応力130MPaは材料の弾性範囲内であるため、残留応力緩和への影響は小さいと推定される。

このような温度加速条件下においても、実機の運転期間中に想定される最大300回の変動応力負荷による残留応力の緩和量は小さく、圧縮残留応力が保持されることが確認できた。

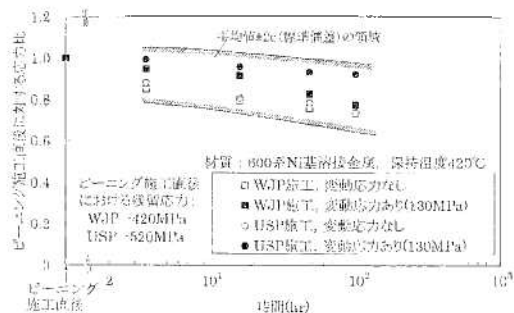


Fig.8 WJPまたはUSP施工後に420°Cで変動応力負荷した場合の残留応力測定結果(測定温度は室温)

4. 結言

WJPまたはUSPを施工した600系Ni基合金を対象に、高温引張条件下における表面の残留応力緩和挙動の緩和挙動を確認した。得られた結果を以下にまとめる。

- (1) 320~380°Cの高温保持中においては、初期に圧縮残留応力の有意な緩和が生じるが、その後は顕著な緩和が生じないことを確認した。
- (2) 実機の定常運転中の発生応力を模擬した弾性範囲内の引張応力を負荷し続けた状態においても、緩和挙動は加速されないことを320°Cでの残留応力測定によって確認した。
- (3) 420°Cにおいて、実機の起動停止に伴う発生応力を模擬した弾性範囲内の応力を繰り返し負荷した場合でも、負荷がない場合と緩和挙動に顕著な差は認められなかった。実機の運転期間中に想定される300回の応力負荷回数での残留応力の緩和量は小さく、圧縮残留応力が保持されることが確認できた。

参考文献

- [1] 河野文紀, 大屋寿三, 沖村浩司, 名倉保身, 太田高裕: 材料力学部門分科会・研究会合同シンポジウム講演論文集, p.199 (2000)
- [2] 沖村浩司, 堀展之, 向井正行, 増本光一郎, 鴨和彦, 黒川政秋: 三菱重工技報 Vol 43, No.4 p.41 (2006).
- [3] O.Vohringer: Institut für Werkstoffkunde I, p.47 (1984)
- [4] H.Holzappel, V.Schulze, O.Vohringer, Macherauch: Conf Proc: ICSP-6, p.413 (1996)
- [5] P. Krull, Th. Nitschke-Pagel: Conf Proc: ICSP-7, p.318 (1999)

(平成22年5月31日)

タイトル	ラジアルキーの耐震評価について																
概要	ラジアルキーのSCCについて、耐震評価上の整理状況及び新規制工認における基準地震動Ssの見直し後の評価状況を以下に示す。																
説明	<p>ラジアルキーのSCCについては、「上部炉心支持柱等のステンレス鋼の応力腐食割れ」の項目において評価を行っている。</p> <p>ラジアルキーのSCCは、耐震評価上「高経年化上着目すべき事象ではない事象」の内、「現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの」として整理しており耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象としていない。</p> <p>なお、基準地震動Ssの見直し後の新規制工認における評価結果は以下の通りであり、発生値が評価基準値を下回っていることを確認している。</p> <table border="1" data-bbox="604 987 1174 1218"> <thead> <tr> <th rowspan="3">応力分類</th> <th colspan="2">玄海3号</th> </tr> <tr> <th>発生値</th> <th>評価基準値</th> </tr> <tr> <th>MPa</th> <th>MPa</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>一次一般膜応力</td> <td>80</td> <td>248</td> </tr> <tr> <td>一般膜応力 +曲げ応力</td> <td>149</td> <td>372</td> </tr> <tr> <td>平均支圧応力</td> <td>72</td> <td>252</td> </tr> </tbody> </table> <p>玄海3号：平成28年8月25日付原規規発第1708253号にて認可を受けた工事計画</p> <p>基準地震動Ssの評価についてはSs-1～Ss-5の包絡曲線で評価を行った結果を記載している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	応力分類	玄海3号		発生値	評価基準値	MPa	MPa	一次一般膜応力	80	248	一般膜応力 +曲げ応力	149	372	平均支圧応力	72	252
応力分類	玄海3号																
	発生値		評価基準値														
	MPa	MPa															
一次一般膜応力	80	248															
一般膜応力 +曲げ応力	149	372															
平均支圧応力	72	252															

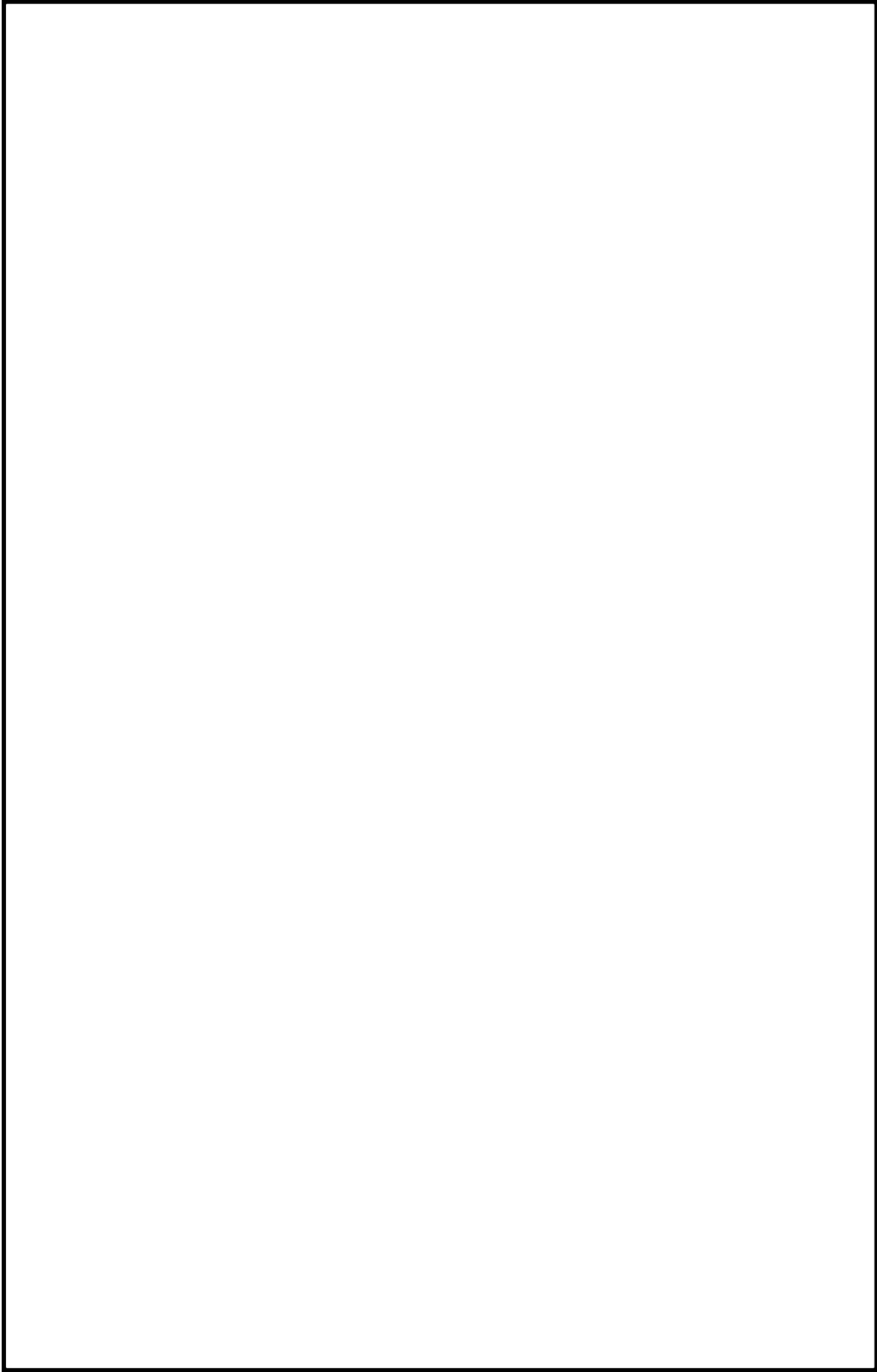
タイトル	摩耗に係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 6 - 1 炉内構造物制御棒クラスタ案内管（案内板）および炉内計装用シングルチューブの摩耗について</p>

タイトル	炉内構造物制御棒クラスタ案内管（案内板）および炉内計装用シンプルチューブの摩耗について
概要	制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗について、全制御棒の落下試験の方法（判定基準を含む）、頻度および至近の結果について以下に示す。 炉内計装用シンプルチューブの摩耗について、渦流探傷検査の方法（判定基準を含む）、頻度および至近の結果を以下に示す。
説明	<p>玄海3号炉においては、定期的（1回／1定検）に全制御棒の落下試験を実施しており、制御棒クラスタ全引抜き位置から全ストロークの85%挿入までの時間が判定基準内（2.5秒以下）であることを確認している。</p> <p>至近の検査実績である第16回定期検査（2022年度）において、問題のないことを確認している。</p> <p>炉内計装用シンプルチューブについては、プローブを使用した渦流探傷検査（ECT）を実施しており、減肉信号が [] の減肉深さであることを確認している。なお、処置基準は下記の通り。</p> <div data-bbox="475 1025 1305 1223" style="border: 1px solid black; height: 88px; margin: 10px 0;"></div> <p>渦流探傷検査（ECT）は1回／6定検の頻度で実施している。</p> <p>至近の検査実績である第12回定期検査時（2009年度）において、取替基準 [] に達している減肉はないことを確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	スケール付着に係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 7 - 1 多管円筒形熱交換器伝熱管のスケール付着</p> <p>別紙 8 - 7 - 2 蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査</p> <p>別紙 8 - 7 - 3 蒸気発生器管支持板穴のスケール付着</p>

タイトル	多管円筒形熱交換器伝熱管のスケール付着
概要	伝熱管のスケール付着について、伝熱管洗浄の例として原子炉補機冷却水冷却器伝熱管の専用治具及び水打ち、エアブローによる洗浄の方法及び頻度、再生熱交換器の運転中のパラメータ監視による健全性確認の方法を示す。
説明	<p>原子炉補機冷却水冷却器伝熱管の洗浄は定期的（1回／1定検）に実施しており、伝熱性能を維持している。洗浄方法を添付1に示す。</p> <p>再生熱交換器の運転中のパラメータ監視としては、熱交換器の出入口温度（抽出側及び充てん側）を監視しており、伝熱性能を確認している。なお、管側流体及び胴側流体は、1次冷却材であり、適切な水質管理により不純物の流入は抑制されていることから、スケール付着の可能性は小さい。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

玄海原子力発電所 3号機 定期修繕工事 原子炉補機冷却水冷却器開放点検 標準作業手順書 (抜粋)



タイトル	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査
概要	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査の検査間隔および範囲を以下に示す。
説明	<p>玄海 3 号炉においては、蒸気発生器全 4 基の全伝熱管について、定期的（1 回 / 2 定検）に渦流探傷検査を実施している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	蒸気発生器管支持板穴のスケール付着
概要	管支持板穴のスケール付着について、傾向監視結果を示す。
説明	<p>プラント運転中の蒸気発生器広域水位の経年監視により、管支持板のスケール付着傾向を監視している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効に係る説明
説明	<p>以下について、次ページ以降に示す。</p> <p>別紙 8 - 8 - 1 弁のマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効</p>

タイトル	弁のマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効
概要	弁のマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効に対する考え方を以下に示す。
説明	<p>海外では析出硬化型のマルテンサイト系ステンレス鋼において、熱時効を伴う損傷事象が報告されている。弁については、析出硬化型のマルテンサイト系ステンレス鋼の使用部位があることから、以下のとおり熱時効に対する考え方を整理する。</p> <p>マルテンサイト系ステンレス鋼については、IAEAのInternational Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)の「TLAA 122 THERMAL AGEING OF MARTENSITIC STAINLESS STEELS」において、250℃を超える使用温度環境で熱時効の懸念があることが示されている。</p> <p>マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効は、ステンレス鋼鑄鋼の熱時効と同様、材料の靱性が低下する事象であることから、「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 (AESJ-SC-P005:2008)」（以下「学会標準」）におけるステンレス鋼鑄鋼の熱時効の評価対象の抽出方法「C.5.2 評価対象」を準用し、以下の条件の全てに該当する部位に対しては評価対象として抽出が必要と考えている。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 使用温度が250℃以上の部位 b. 亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される部位 c. 定期的な目視などの点検による亀裂発生の確認を行っていない部位 <p>使用温度が250℃以上の弁のうち、マルテンサイト系ステンレス鋼が使用されており、学会標準の経年劣化メカニズムまとめ表（改訂版含む）で亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される部位（上記a, b項）としては、弁棒（応力腐食割れを想定）が挙げられる。ただし、弁棒については、弁開時に過度な応力が負荷されない運用を行っている。</p> <p>また、弁棒は定期的な分解点検時に浸透探傷検査を実施していることから、亀裂発生の確認を行っていない部位（上記c項）には該当しない。</p> <p>以上より、全ての条件に該当する部位は存在しないことから、弁のマルテンサイト系ステンレス鋼については、熱時効の評価は不要と判断している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	傾向管理データによる評価及び最新の技術的知見に基づいた評価について
概要	傾向管理データによる評価及び最新の技術的知見に基づいた評価について各事象ごとにまとめ、以下に示す。
説明	<p>傾向管理データによる主な評価について、詳細は添付 1 のとおり。</p> <p>最新の技術的知見に基づいた評価については、以下のとおり。</p> <p>○コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下</p> <p>従来、Hilsdorf 他¹⁾の文献に基づく目安値($1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$)を参照していたが、今回、小嶋他²⁾「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響 (NTEC-2019-1001)」に基づく中性子照射量目安値 ($1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$)を参照した。</p>

	主な傾向管理データによる評価	
	項目	概要
低サイクル疲労	対象部位の 疲れ累積係 数が 1 を下 回る評価	設計・建設規格に基づき、大気環境中での疲労評価を行った結果、疲労累積係数 (Uf) が 1 を下回ることを確認した。さらに、接液環境にある評価点について環境疲労評価手法に基づき、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、疲労累積係数 (Uen) が 1 を下回ることを確認した。
中性子照射脆化	① 上部 棚 吸 収 エネルギ ー (USE) 評 価 ② 加圧熱衝 撃事象評価	①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 (JEAC4201 付属書 B の国内 USE 予測式) を用いて運転開始後 60 年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。 ②JEAC4206 に定められた加圧熱衝撃 (PTS : Pressurized Thermal Shock) 評価手法及び技術基準規則解釈別記-1 に基づき、玄海 3 号炉の原子炉容器本体の胴部 (炉心領域部) 材料の評価を実施した。
照射誘起型 応力腐食割 れの損傷予 測評価	照射誘起型 応力腐食割 れの損傷予 測評価	「平成 20 年度照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書」に示された評価ガイド (案)、原子炉安全推進協会「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [バッフルフォーマーボルト] (第 3 版)」及び「発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-212)」に基づき、評価した。
2 相ステンレス 鋼の熱時効	想定亀裂の 評価	配管内面に想定した初期亀裂がプラント運転時に生じる応力サイクルにより 60 年間に進展する量を「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)」に基づき算出した。
電気計装品の絶 縁低下及び電気 ペネトレーショ ンの気密性低下	絶縁低下、 電気ペネト レーション の気密性低 下	実機環境調査結果 (温度・放射線) に基づく評価を実施し、事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、60 年間の健全性について確認した。 事故時雰囲気内で機能要求がないケーブルについては、絶縁低下の可能性は否定できないが、絶縁低下は系統機器の動作確認または絶縁抵抗測定で検知可能であり、今後も現状保全を継続する。 また、ケーブル以外の事故時雰囲気内で機能要求がある電気・計装品 (電気ペネトレーション、弁電動装置、プロセス設備) について、いずれも評価による 60 年間の健全性確認や、評価期間内に取り替えを実施した。
コンクリートの 強度・遮蔽能力 及びテンダンの 緊張力低下	なし	コンクリートについては、解析等の定量的評価を踏まえた評価であるため、傾向管理データによる評価項目はない。