

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

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

三菱重工株式会社 神戸造船所

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

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

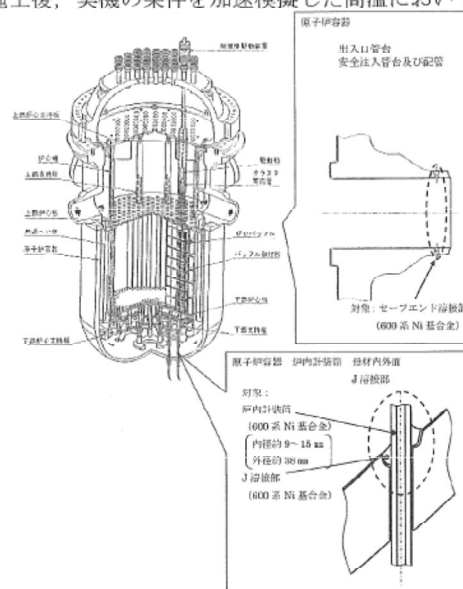


Fig.1 PWRプラント原子炉容器におけるWJP施工箇所

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

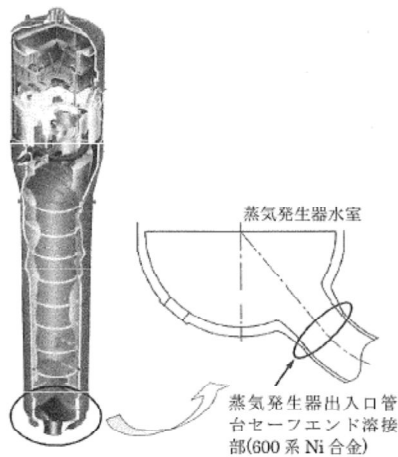


Fig.2 PWR プラント蒸気発生器における USP 施工箇所

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°C 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°C 及びこれよりも高い 350°C と 380°C 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 高温保持及び荷重荷の影響

高温(360°C)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°C 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°C 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。

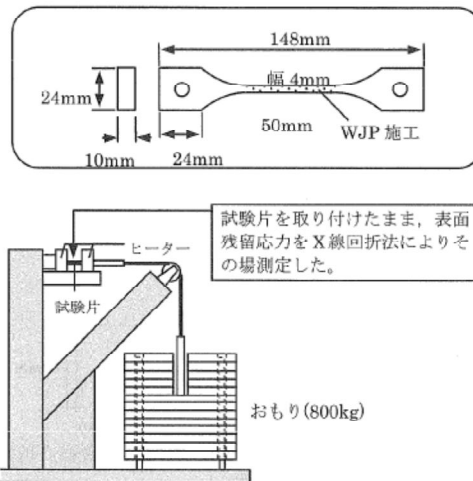


Fig.3 表面残留応力測定装置及び試験片の模式図

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。

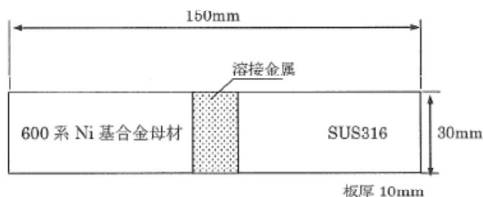


Fig.4 高温保持及び変動応力の影響調査に用いる試験片の形状

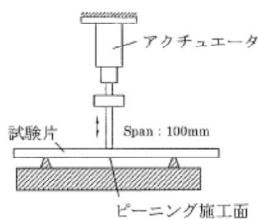


Fig.5 試験片への繰り返し応力負荷を示す模式図

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。

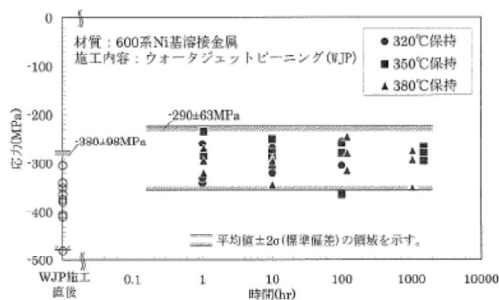


Fig.6 320, 350 及び 380℃ における 600 系 Ni 基合金溶接金属の残留応力測定結果 (測定温度は室温)

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。

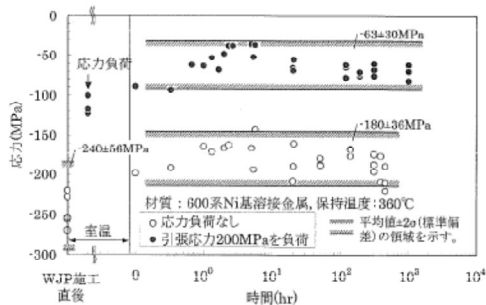


Fig.7 WJP 施工した 600 系 Ni 基合金母材の残留応力測定結果(測定温度は 360°C)

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。

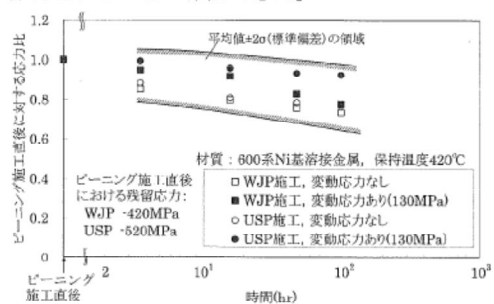


Fig.8 WJP または USP 施工後に 420°C で変動応力負荷した場合の残留応力測定結果(測定温度は室温)

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 fur 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)

<p>タイトル</p>	<p>川内1号炉と2号炉の主要機器の600系ニッケル基合金使用部位における応力腐食割れ対策の差異について</p>																					
<p>説明</p>	<p>川内1号炉と2号炉の主要機器の600系ニッケル基合金使用部位に対する応力腐食割れ対策実施状況を下表に示す。1, 2号炉の対策に相違はない。</p> <p style="text-align: center;">表 主要機器の応力腐食割れ対策について</p> <table border="1" data-bbox="432 607 1382 831"> <thead> <tr> <th>機器</th> <th>部位</th> <th>川内1号炉</th> <th>川内2号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉容器</td> <td>ふた管台</td> <td>690取替(2008)</td> <td>690取替(2008)</td> </tr> <tr> <td>炉内計装筒</td> <td>W J P (2005)</td> <td>W J P (2007)</td> </tr> <tr> <td>入口管台</td> <td>W J P (2005)</td> <td>W J P (2007)</td> </tr> <tr> <td>出口管台</td> <td>690インレイ (2018)</td> <td>690インレイ (2020)</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td>サージ用管台等</td> <td>690取替(2010)</td> <td>690取替(2010)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">()内は実施年を記載</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	機器	部位	川内1号炉	川内2号炉	原子炉容器	ふた管台	690取替(2008)	690取替(2008)	炉内計装筒	W J P (2005)	W J P (2007)	入口管台	W J P (2005)	W J P (2007)	出口管台	690インレイ (2018)	690インレイ (2020)	加圧器	サージ用管台等	690取替(2010)	690取替(2010)
機器	部位	川内1号炉	川内2号炉																			
原子炉容器	ふた管台	690取替(2008)	690取替(2008)																			
	炉内計装筒	W J P (2005)	W J P (2007)																			
	入口管台	W J P (2005)	W J P (2007)																			
	出口管台	690インレイ (2018)	690インレイ (2020)																			
加圧器	サージ用管台等	690取替(2010)	690取替(2010)																			

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 炉内構造物の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</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>川内 2 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 25 回定期検査（2021～2022 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 style="border: 2px solid black; width: 500px; height: 80px; margin: 10px auto;"></div> <p>渦流探傷検査（ECT）は 1 回 / 4 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 24 回定期検査時（2020 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 別紙 8 - 7 - 2 蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査 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ブラシ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、定期的（1回／2か月）に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>

川内原子力発電所 1・2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)

作業要領 (手順)

作業名: 原子炉補機冷却水冷却器開放点検

(7/18)

No.	作業手順	注意事項 (判定基準を含む)	機材等	立会区分	記録要否	立会実績*		備考
						NPC	九電	
5	5. 各部品の目視点検 (1) 分解後、各部品の異常の有無について確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 各部品に有意な欠陥のない事を確認する。 異常が認められた場合は九電担当者及びメーカー指導員と協議し必要な処置を行う。 	手鏡 懐中電灯	A	要	/	/	記録 P-26 ※点検状況記録シート参照

添付1 (1/2)

立会区分: A=九電立会 ㊤=九電記録確認 B=NPC, 自主点検 Q1=NPC 品専立会 Q2=NPC 責任者立会 06-01-118-1

川内原子力発電所 1・2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)

作業要領 (手順)

作業名： 原子炉補機冷却水冷却器開放点検

(8/18)

No.	作業手順	注意事項 (制定基準を含む)	機材等	立会区分	記録 要否	立会実績 NPC	＊ 九電	備考

立会区分： A = 九電立会 ㊤ = 九電記録確認 B = NPC 自主点検 Q 1 = NPC 品専立会 Q2 = NPC 責任者立会 06-01-118-1

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>川内 2 号炉においては、蒸気発生器全 3 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 data-bbox="456 618 1356 703">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 data-bbox="1302 779 1356 810">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、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効と同様、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鋳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> <ol 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>