

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-4 改 15
提出年月日	平成 30 年 9 月 6 日

東海第二発電所 劣化状況評価
(2 相ステンレス鋼の熱時効)

補足説明資料

平成 30 年 9 月 6 日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
(1) 評価対象機器の選定	4
(2) 評価手法	11
4. 代表機器の技術評価	12
(1) 健全性評価	12
(2) 現状保全	19
(3) 総合評価	20
(4) 高経年化への対応	20
5. 代表機器以外の技術評価	21
6. まとめ	21
(1) 審査基準適合性	21
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	21
別紙 1. 亀裂進展抵抗の算出過程	27
別紙 2. 疲労亀裂進展速度式の比較	30
別紙 3. 亀裂進展力 (J_{app}) の算出過程	31
別紙 4. 代表機器以外の機器に関する現状保全等について	36
別紙 5. 評価対象外機器の熱時効への対応について	42

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 114 条の規定に基づく、劣化状況評価の補足として 2 相ステンレス鋼の熱時効の評価結果を説明するものである。

高温の原子炉冷却材環境にあるポンプ、弁等の機器に使用している 2 相ステンレス鋼（ステンレス鋼鋳鋼）は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む 2 相組織であるため、運転中の系統機器の高温のもとで時間とともにフェライト相内でより安定な組織形態へ移行しようとする相分離が起こること（熱時効）により、材料の靱性が低下する可能性がある。

熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多く、使用温度が高いほど大きくなる。また、使用条件としては、応力（荷重）が大きいほど健全性評価への影響は大きくなる。

そのため、破壊力学的手法による亀裂の安定性評価を実施することにより、フェライト量が多く、応力が大きいポンプ、弁等の機器に使用しているステンレス鋼鋳鋼製の部位が不安定破壊せず、健全であることを確認することが必要である。

したがって、発生応力及びフェライト量の多寡の観点で代表評価対象機器・部位を選定した結果、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とし、「4. 代表機器の技術評価」にて評価を実施する。

2. 基本方針

2 相ステンレス鋼の熱時効に対する評価の基本方針は、2 相ステンレス鋼の熱時効の影響が懸念される対象部位について亀裂の発生及び進展を前提としても運転開始後 60 年時点までの期間において実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準に定める要求事項に適合することを確認することである。

2 相ステンレス鋼の熱時効を評価するにあたっての要求事項を表 1 に整理する。

表 1(1/2) 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>○延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。</p> <p>○亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。</p>
<p>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</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</p> <p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価</p> <p>実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価</p> <p>健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出</p> <p>現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>①長期保守管理方針の策定</p> <p>すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>

表 1(2/2) 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>③運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検(特別点検)の結果を適切に反映すること。</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策(以下「追加保全策」という。)を抽出すること。</p> <p>イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から 60 年間</p> <p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策(発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。)について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を作成すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

(1) 評価対象機器の選定

熱時効の評価対象機器・部位については、最高使用温度が 250 °C以上の機器を抽出し、それらの機器よりステンレス鋼鋳鋼の部位を抽出し「評価対象部位」とした。

評価対象部位からの定量評価対象部位の抽出については、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 C.5（2 相ステンレス鋼の熱時効）C.5.2（評価対象）を基に、以下の条件を含んだ熱時効のスクリーニングフローを作成し、定量評価対象部位として抽出した。

- 使用温度が 250 °C以上
- 使用材料が 2 相ステンレス鋼（ステンレス鋼鋳鋼）
- 亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される

熱時効のスクリーニングフローを図 1 に示す。本スクリーニングフローにおける亀裂の想定有無については、実施基準において「亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される。」と規定されていることから、経年劣化事象による亀裂（応力腐食割れ、疲労割れ）が想定されるか否かについて検討を行っている。

また、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）及びそれ以外の経年劣化事象のうち、下記①、②のいずれかに該当する場合は、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整理・分類した。具体的な整理フローを図 1 示す。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（△：日常劣化管理事象）
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（▲：日常劣化管理事象以外）

抽出された対象部位の一覧表及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象の分類結果を表 2 に示す。

抽出の結果、定量評価の対象となる部位は、抽出されなかった。

熱時効に関する評価対象として抽出された部位について、亀裂の発生及び進展が想定されない理由を以下に示す。

- ・建設時の非破壊検査にて、初期欠陥のないことを確認している。
- ・ステンレス鋳鋼は二相ステンレス組織であり、溶接等による熱影響によって鋭敏化することがないため、応力腐食割れは発生しないものと考えられる。（引用元：一般社団法人 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）

- ・疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける可能性があるが、代表機器について評価を実施し、許容値を満たすことを確認している。
- ・現状保全において、目視点検又は超音波探傷検査を実施しており、亀裂は確認されていない。

しかしながら、亀裂の原因となる経年劣化事象である「疲労割れ」の評価を実施し、健全性を確認している部位の一部については、現状保全で実施している目視点検は点検方法（VT-3 相当）や高線量率による点検時間の制約、構造による点検不可範囲の関係で、亀裂を検知できない可能性があるため、保守的に初期欠陥を想定し、定量評価である亀裂の安定性評価を実施することとした。

上記の初期欠陥を想定した部位の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の多寡）での比較を実施し、代表の評価対象機器・部位の選定を実施した。その結果を表 3 に示す。

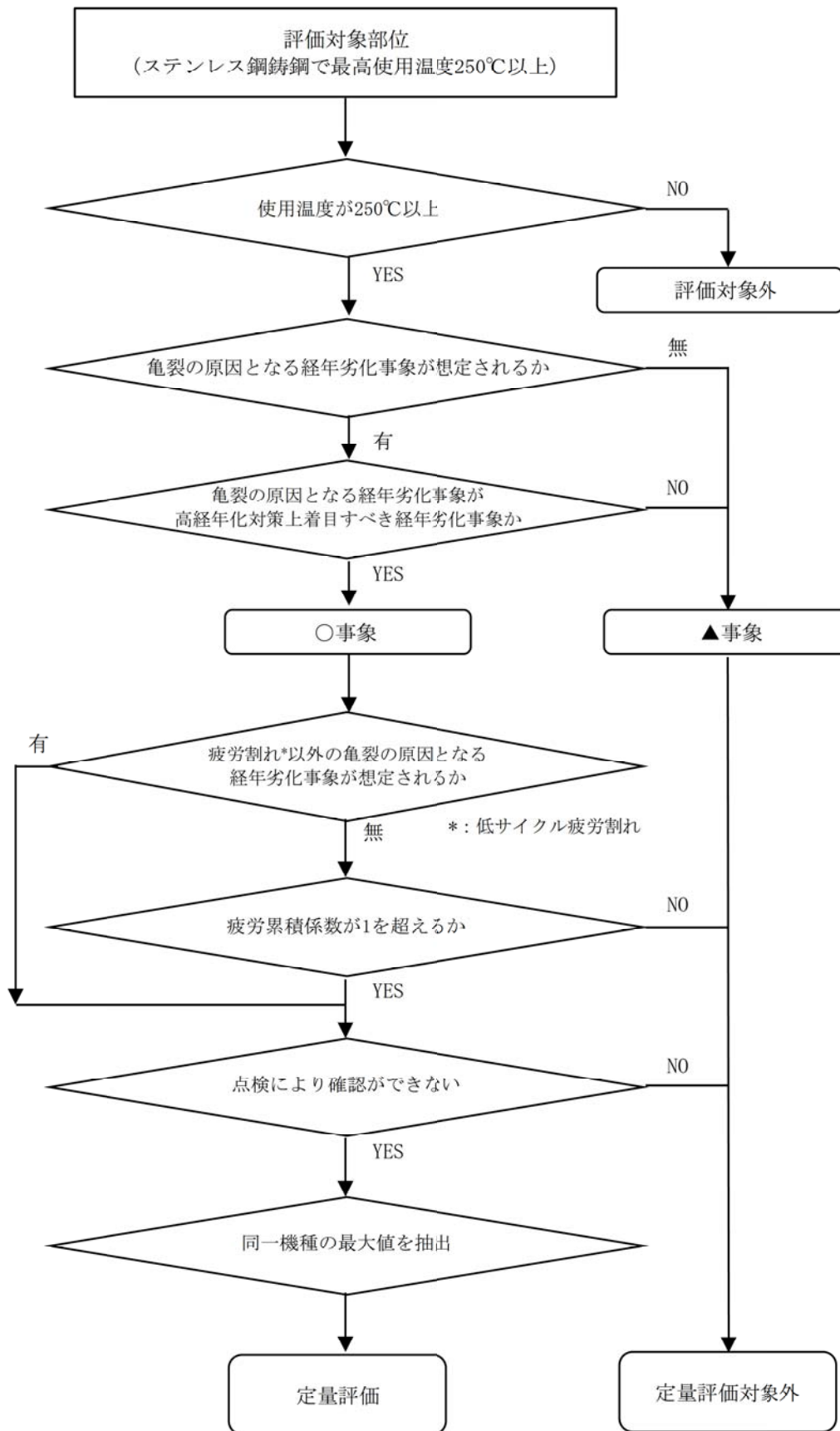


図1 熱時効スクリーニングフロー

表 2 熱時効の劣化評価に関する評価対象部位の抽出結果一覧

機種分類	機器名称	代表機器or 代表機器以外	対象部位	評価基準 ^{※1}	最高使用温度 【℃】	使用温度 【℃】	熱時効の 事象分類	起因の理由となる 劣化事象 ^{※2}	疲労累積係数	備考
ポンプ	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	代表機器	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	▲	—	—	—
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	代表機器	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
			ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			ケーシングリング	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			羽根車	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			水中軸受	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			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	○	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であることを確認
			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	▲	—	—	—
			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
仕切弁	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	代表機器	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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
玉型弁	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	代表機器	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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
逆止弁	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	代表機器	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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
			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	▲	—	—	—
安全弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	代表機器	弁箱	定量評価対象外	302	250℃未満	▲	—	—	運用上、使用温度が250℃未満
			弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	250℃未満	▲	—	—	熱流動解析の結果、使用温度が250℃未満
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	代表機器	弁箱	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
			弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
機械設備	制御棟駆動機構	代表機器	落下速度リミッター	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			コレットホストン	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
ポンプ	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	代表機器	コレットリフトアップリフト	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			リストラクタープラケット	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
機内構造物	原子炉再循環ポンプ	代表機器	過給機ノズル	評価対象外	250℃以上	250℃以上	—	—	—	過給機ノズル(時効時間)が短い
			燃料支持金具(中央、周辺)	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			胴体案内管	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			中心スプレードリフト	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			インレットミキサー	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			エアフューアー	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			ジェットポンプ	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			リストラクタープラケット	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			リストラクタープラケット	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—
			リストラクタープラケット	定量評価対象外	302	285	▲	—	—	—

*1: 図1の熱時効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化劣化事象を示している。

○: 高経年化対策上着目すべき経年化劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象以外)
▲: 高経年化対策上着目すべき経年化劣化事象(日常劣化管理事象以外)

表3 熱時効の代表評価対象部位の選定表

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 [°C]	発生応力* [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	C001A	約 21.1	285	198.5	無し	○
			C001B	約 19.6	285	190.7	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	F023A	約 24.3	285	146.7	無し	○
			F023B	約 20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	F067A	約 19.3	285	119.4	無し	
			F067B	約 22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	F008	約 12.9	285	65.2	有り	
			F009	約 11.6	285	67.2	有り	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	F090A	約 14.7	285	39.9	有り	
			F090B	約 13.0	285	41.6	有り	
			F091	約 8.5	285	63.5	有り	
	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吸込弁	弁箱	F100	約 13.1	285	126.8	無し	
			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	*2	無し		
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F060A	約 23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約 15.9	285	155.8	無し	

*1: 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。

*2: 「原子炉冷却材浄化系 再生熱交換器管側入口弁」は、他の機器と比較して耐震Bクラスの機器であり、その他の耐震クラスSの機器と比較して、地震の発生応力が小さいため、選定対象外としている。

表3より、評価対象部位の選定の結果、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。

また、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。

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以外の評価結果は、「5. 代表機器以外の技術評価」に示す。

なお、設計基準事故時及び重大事故等時において発生応力が厳しい部位を選定する必要があるが、代表である原子炉再循環ポンプ及び原子炉再循環ポンプ入口弁は重大事故等時に機能要求がない。また、代表機器以外の重大事故等時に機能要求がある機器の設計基準事故時の温度・圧力は、重大事故等時の値を包絡しているため、温度・圧力を用いて算出する発生応力も包絡していると言える。

以上より、重大事故等時の発生応力を考慮しても代表評価対象部位は同じであることを確認した。

また、フェライト量は、表 4 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 2, 図 3) より決定した。

表 4 ミルシートによる材料成分

対象機器・部位	材質	化学成分 (溶鋼分析) [%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量		
		C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb*	N*		F[%]		
原子炉再循環ポンプのケーシング										—	—	約1.41	約 21.1
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱										—	—	約1.45	約 24.3

* : 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。N, Nb の化学成分値に関しては、東海第二発電所の評価部位と同じ材質を使用している他の BWR プラントの原子炉再循環ポンプのケーシングカバーの化学成分分析値を用いて評価するとフェライト量が少なくなるため、より保守的な評価を目的としてフェライト量が多くなる 0 % とした。

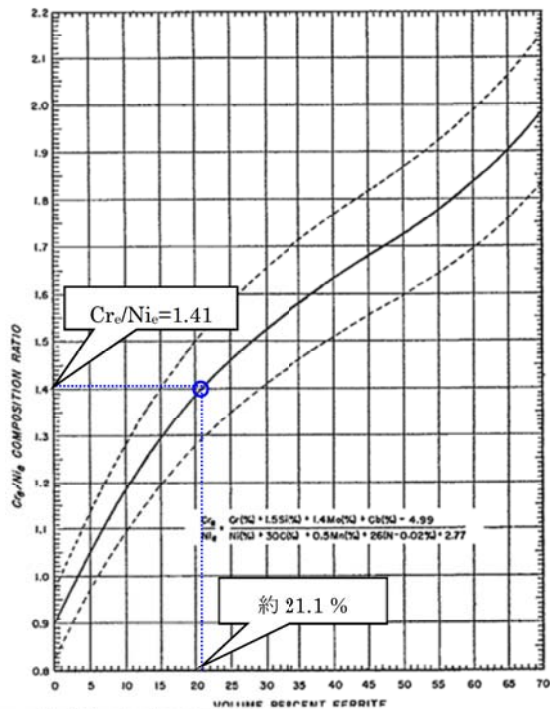


FIG. X1.1 Schoefer Diagram for Estimating the Average Ferrite Content in Austenitic Iron-Chromium-Nickel Alloy Castings

図 2 原子炉再循環ポンプのケーシングのフェライト量導出図

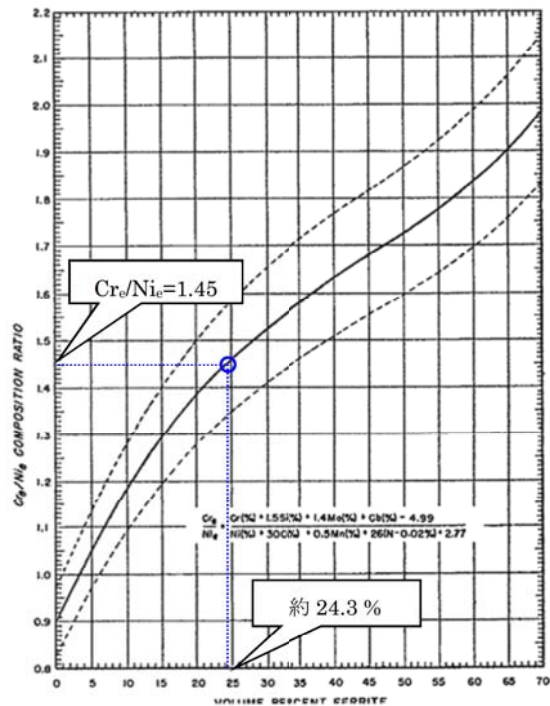


FIG. X1.1 Schoefer Diagram for Estimating the Average Ferrite Content in Austenitic Iron-Chromium-Nickel Alloy Castings

図 3 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱のフェライト量導出図

(2) 評価手法

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について、運転開始後 60 年時点までの供用期間を仮定して低下した破壊靱性（亀裂進展抵抗）と破壊力学を用いて亀裂を想定して求めた破壊力（亀裂進展力）とを比較して、構造安定性を評価する。評価の流れを図 4 に、評価手法を以下に示す。

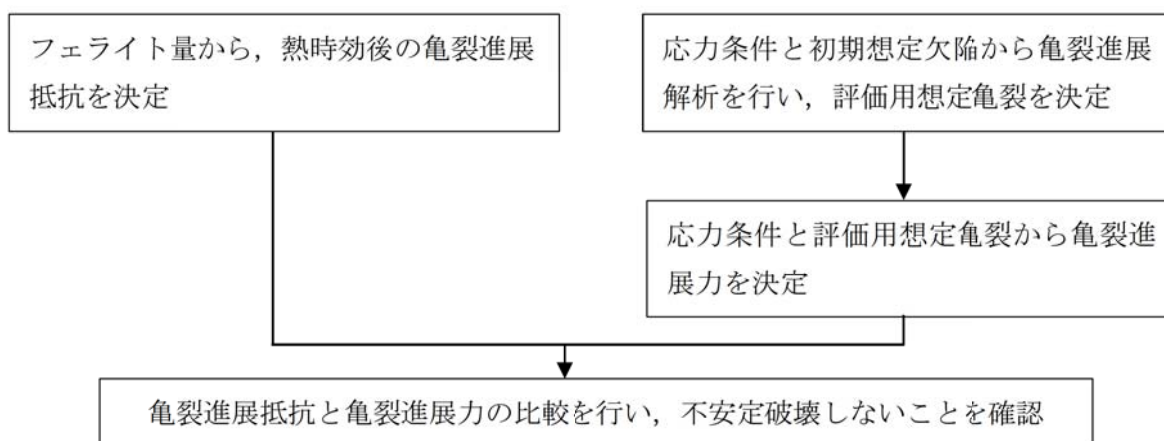


図 4 熱時効評価の流れ

- ・実施基準にて規定されている脆化予測モデル（H3T モデル：Hyperbolic Time Temperature Toughness）を用いて、熱時効後のステンレス鋼の亀裂進展抵抗を予測する。本評価で用いる「S.Kawaguchi et al., ” PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING” , ASME PVP 2005-71528」にて公開された H3T モデルは、熱時効により低下する亀裂進展抵抗（靱性）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。今回の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 年時点の熱時効時間における亀裂進展抵抗を予測している。
- ・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）」（以下、「JEAG 4613」という）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』（以下、『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』という）を参考にして、初期欠陥を設定する。

また、延長しようとする期間を踏まえ、プラント運転期間 60 年までにプラント運転時に生じる応力サイクルから、初期欠陥が疲労亀裂により進展する量を算出する。
- ・亀裂進展力は、「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D(1989)（以下、「HANDBOOK」という）の volume1 1 章 2 項 2.1～2.3 節の J 積分の解析解に基づき算出する。

4. 代表機器の技術評価

(1) 健全性評価

a. 評価対象期間の脆化予測

プラントの長期運転により熱時効したステンレス鋼鑄鋼は、引張強さが増加するので材料強度の評価上の余裕は向上するが、材料の靱性が低下する。

ここでは、脆化予測モデル（H3T モデル）を用いて、評価対象機器の使用温度（熱時効温度：285 °C）における熱時効後のステンレス鋼鑄鋼の亀裂進展抵抗に関して、延長しようとする期間を踏まえた運転開始後 60 年時点の熱時効時間（341,079 h）を想定した疲労亀裂の進展抵抗を予測した。熱時効時間の算出過程を別紙 1 に示す。

評価結果である亀裂進展抵抗（破壊靱性値： J_{1C} , J_6 ）は、データの下限值であり、算出結果を表 5、算出過程を別紙 1 に示す。

表 5 亀裂進展抵抗（破壊靱性値： J_{1C} , J_6 ）

対象機器・部位	J_{1C} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
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

b. 想定亀裂の評価

初期欠陥は、JEAG 4613 及び『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、図 5 のとおり設定している。初期亀裂長さ ($2c_0$) である板厚 (t) は、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。

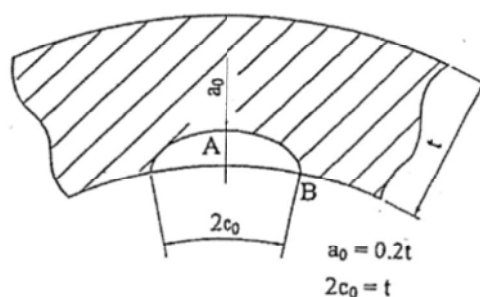


図 5 初期欠陥の形状

*：想定した初期欠陥の検出性に関しては、過去に実施された国の実証事業「平成 16 年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書（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）」において、ステンレス鋼鑄鋼の深さ約 0.18t の疲労亀裂を検出可能であることが確認されている。東海第二の供用期間中検査では、超音波探傷検査で検出した指示が欠陥であるかどうか疑わしい場合に、他の屈折角若しくは他のモード波による探傷を追加実施することとなっており、その探傷手法の一つとして上記の欠陥検出手法を用いることとしている。

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。

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*1 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 (JSME S NA1-2008) (以下、「維持規格」という) 添付 E-2 亀裂進展速度」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 (図添付 E-2-FA-2) を用いて算出している。

$$da/dN = 8.17 \times 10^{-12} \cdot t_r^{0.5} \cdot (\Delta K)^{3.0} / (1 - R)^{2.12}$$

$$\Delta K = K_{\max} - K_{\min} \quad (R \geq 0 \text{ の場合})$$

$$\Delta K = K_{\max} \quad (R < 0 \text{ の場合})$$

da/dN : 疲労亀裂進展速度 [m/cycle] t_r : 負荷上昇時間 [s] $t_r = 1$ ($t_r < 1$ の場合) $t_r = 1000$ (t_r が定義できない場合) ΔK : 応力拡大係数の変動範囲 [MPa \sqrt{m}] R : 応力比 (K_{\min}/K_{\max}) K_{\max}, K_{\min} : 最大及び最小応力拡大係数 [MPa \sqrt{m}]

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*2 な過渡回数を想定した。表 6、表 7 に原子炉再循環ポンプ及び原子炉再循環ポンプ入口弁の応力サイクルを示す。

亀裂進展評価の応力を算出する解析モデル上の応力値は、モデルの設定上、評価対象機器と配管の取合い部のうちの配管側の公称板厚部の値を用いており、本評価の評価点である取合い部のうちのポンプ・弁側の評価部位の値ではないため、評価の際は、解析モデルから算出した膜応力及び曲げ応力に、それぞれ応力算出部位と評価部位の断面積比及び断面係数比を補正して算出している。表 6、表 7 の値は上記の点を考慮した評価部位における応力を示してある。

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。

*1: 維持規格の環境 (BWR 環境中及び大気中) の異なる 2 つのオーステナイト系ステンレス鋼の疲労亀裂進展速度式及び社団法人 日本機械学会「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格 (JSME S ND1-2002)」(以下、「配管破損防護設計規格」という) の鋼種 (オーステナイト系ステンレス鍛鋼及び鋳鋼) の異なる 2 つの疲労亀裂進展速度式を比較した結果を別紙 2 に示す。

*2: 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 倍以上を想定した。

表6 原子炉再循環ポンプの応力サイクル*1

No.	過渡条件	過渡回数	膜応力*2[MPa]		曲げ応力*3[MPa]	
			σ_{max}	σ_{min}	σ_{bmax}	σ_{bmin}
1	耐圧試験	132	115.2	0.0	15.3	7.7
2	起動(昇温)	110	106.6	0.0	87.2	52.1
3	起動(タービン起動)	110	106.6	106.6	55.0	38.4
4	夜間低出力運転	120	106.6	106.6	36.0	36.0
5	週末低出力運転	165	106.6	106.6	36.0	36.0
6	制御棒パターン変更	176	106.6	106.6	36.0	36.0
7	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	1	106.6	106.6	94.9	73.8
8	給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	1	106.6	106.6	55.6	50.6
9	スクラム(タービントリップ)	22	119.0	24.4	55.7	22.0
10	スクラム(その他のスクラム)	24	106.6	24.4	55.7	22.0
11	停止	111	106.6	0.0	66.1	4.7
12	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	6	119.8	23.8	55.7	22.0
13	1/3Sd地震	360	139.5	126.8	45.8	-45.8

表7 原子炉再循環ポンプ入口弁の応力サイクル*1

No.	過渡条件	過渡回数	膜応力*2[MPa]		曲げ応力*3[MPa]	
			σ_{max}	σ_{min}	σ_{bmax}	σ_{bmin}
1	耐圧試験	132	101.3	0.0	8.9	3.7
2	起動(昇温)	110	93.6	0.0	76.1	45.4
3	起動(タービン起動)	110	93.6	93.6	47.3	32.3
4	夜間低出力運転	120	93.6	93.6	31.3	31.3
5	週末低出力運転	165	93.6	93.6	31.3	31.3
6	制御棒パターン変更	176	93.6	93.6	31.3	31.3
7	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	1	93.6	93.6	72.6	53.2
8	給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	1	93.6	93.6	45.2	40.7
9	スクラム(タービントリップ)	22	104.7	21.5	48.5	21.9
10	スクラム(その他のスクラム)	24	93.6	21.5	48.5	21.9
11	停止	111	93.6	0.0	62.1	3.9
12	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	6	105.3	20.9	48.5	21.9
13	1/3Sd地震	360	122.7	111.5	20.2	-20.2

*1: 応力サイクルにおける「膜応力」「曲げ応力」は、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)」(以下、「設計・建設規格」という)のPPB-3532のPPB-3.6式から算出している。亀裂進展評価における応力算出には、PPB-3812に規定されている応力係数を用いて評価することにより保守性を担保している。

*2: 膜応力の応力成分は、すべて「内圧」に分類される。また、膜応力は、過渡条件No.1~12においては、各過渡条件の圧力から算出している。過渡条件No.13においては、Sd地震時においても内圧は一定であるが、亀裂の進展を保守的に評価することを目的として、 σ_{min} は最高使用圧力、 σ_{max} は最高使用圧力を1.1倍(Sd地震との組み合わせのため設計・建設規格 解説 PPC-3520(4)に基づき算出)した圧力から算出している。

*3: 曲げ応力のうち、No.1~12の過渡条件における応力成分は「熱膨張荷重、温度勾配」、No.13の過渡条件における応力成分は「地震」に分類される。また、曲げ応力は、過渡条件No.1~12においては、各過渡条件の熱膨張荷重及び温度勾配によるモーメントから算出している。過渡条件No.13においては1/3Sd地震におけるモーメントから算出している。

疲労亀裂進展解析の結果は表 8 のとおりであり、運転開始後 60 年時点の亀裂進展を想定しても貫通に至らない。

表 8 疲労亀裂進展解析結果

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

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 6.7$	$2c_0 = 33.4$	—
60 年想定時	$a = 9.8$	$2c = 35.6$	$\Delta a = 3.1 \text{ mm}$ $2\Delta c = 2.2 \text{ mm}$

原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱（入口側）[板厚：t=37.0 mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 7.4$	$2c_0 = 37.0$	—
60 年想定時	$a = 9.1$	$2c = 38.2$	$\Delta a = 1.7 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.2 \text{ mm}$

c. 亀裂安定性評価用想定亀裂

亀裂安定性評価では、安全側に評価するため、b. 項で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置き換える（図 6 参照）。

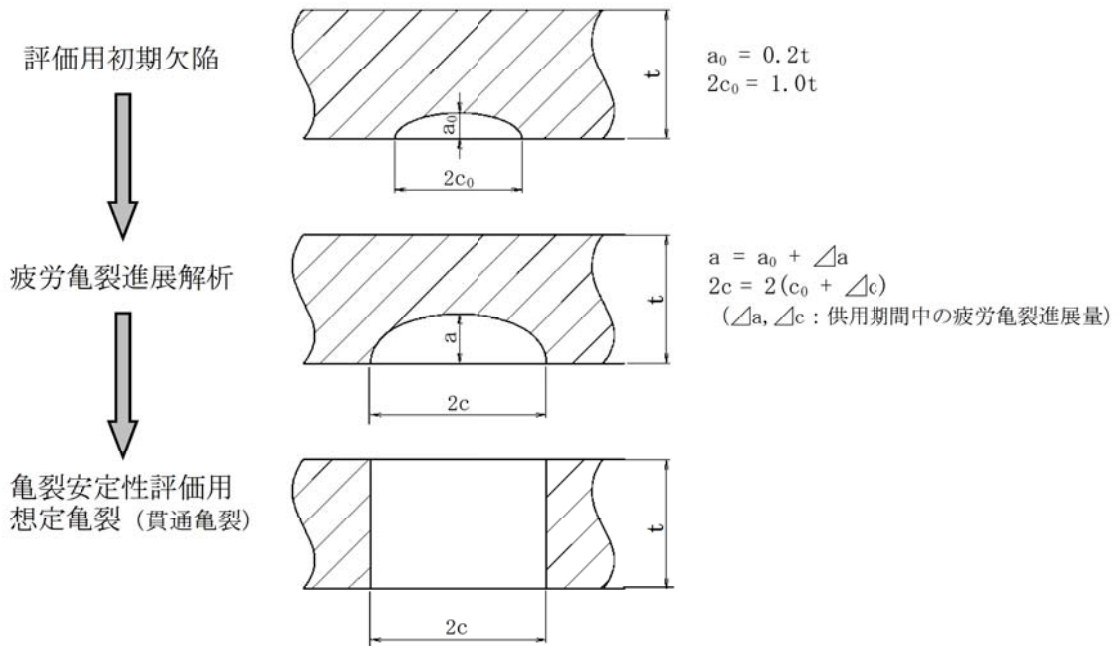


図 6 想定亀裂置き換えイメージ

亀裂安定性評価用想定亀裂を表 9 に示す。

表 9 亀裂安定性評価用想定亀裂

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	$2c = 38.2$	$t = 37.0$

d. 亀裂進展力 (J_{app})

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（周方向貫通亀裂）を用いて、HANDBOOKのZahoorのJ積分の解析解により、評価対象機器の使用温度（熱時効温度：285℃）における亀裂進展力を算出している。

亀裂進展力の評価に用いる発生応力の詳細を表10に示す。

表10 発生応力の詳細

対象機器・部位	応力分類 ^{*1}	一次応力			二次応力の熱膨張荷重 ^{*2}	合計
		自重	内圧	地震(Ss)		
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) ^{*3}
	曲げ応力[MPa]	4.7	—	133.3	26.5	164.5 (207.3) ^{*3}
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	膜応力[MPa]	—	42.4	—	—	42.4 (45.0) ^{*3}
	曲げ応力[MPa]	6.5	—	70.1	27.7	104.3 (109.6) ^{*3}

*1：「自重」、「熱膨張」、「地震」の応力成分は、応力算出の際、配管は一般的に長尺物として扱われるため、支持部(サポート等で拘束されているポンプ・弁等の評価対象機器)の曲げモーメントの影響が大きいことから、各応力成分のモーメントの値より『曲げ応力』に分類している。「内圧」の応力成分は、配管断面に均一作用する圧力の値より算出する応力であることから、『膜応力』に分類している。

*2：亀裂進展力の算出において考慮する応力は、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：亀裂進展評価の応力と同様、亀裂進展力の評価に用いる応力は、解析モデルから算出した膜応力及び曲げ応力に対し、それぞれ応力算出部位と評価部位の断面積比及び断面係数比を考慮して算出している。表中の（ ）内は上記の点を考慮した評価部位における発生応力を示している。

e. 亀裂進展力 (J_{app}) の評価の保守性

以下の点を考慮することにより、亀裂進展力の評価の保守性を担保している。

- ・地震動の応力算出に用いる床応答曲線を設計用床応答曲線から得られる震度を一律 1.5 倍に拡幅した床応答曲線を用いることにより、亀裂進展力算出の際に用いる地震 (S_s) の曲げ応力が 1.5 倍となっている。
- ・亀裂進展力算出に用いる応力のうち、自重、地震、熱膨張荷重の応力は、亀裂の開口に寄与する曲げ成分による応力に加え、ねじり成分による応力を含んでいることにより評価の保守性を考慮している。
- ・亀裂進展力の評価を安全側に評価するため、疲労亀裂を貫通亀裂に置き換えて評価を実施している。

亀裂進展力の算出結果を表 11、算出過程を別紙 3 に示す。

表 11 亀裂進展力 (J_{app})

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 のケーシング	亀裂長さ $2c$ [mm]	33.4	35.6
亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	44		47	172	398
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	亀裂長さ $2c$ [mm]	37.0	38.2	111.0	185.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	7	8	25	53

f. 破壊力学による健全性の評価

脆化予測モデルを用いて決定した評価対象部位の熱時効後の材料の亀裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に与えられた応力 (一次応力である内圧、自重、地震 (S_s) の応力値に、二次応力の熱膨張荷重による応力値を加えたもの) と亀裂長さから算出される亀裂進展力 (J_{app}) を求めて、その比較を行った。

図 7 に原子炉再循環ポンプのケーシングの亀裂安定性評価結果、図 8 に原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果を示す。

評価の結果、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、及び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から、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い。

したがって、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の熱時効は健全性評価上問題ない。

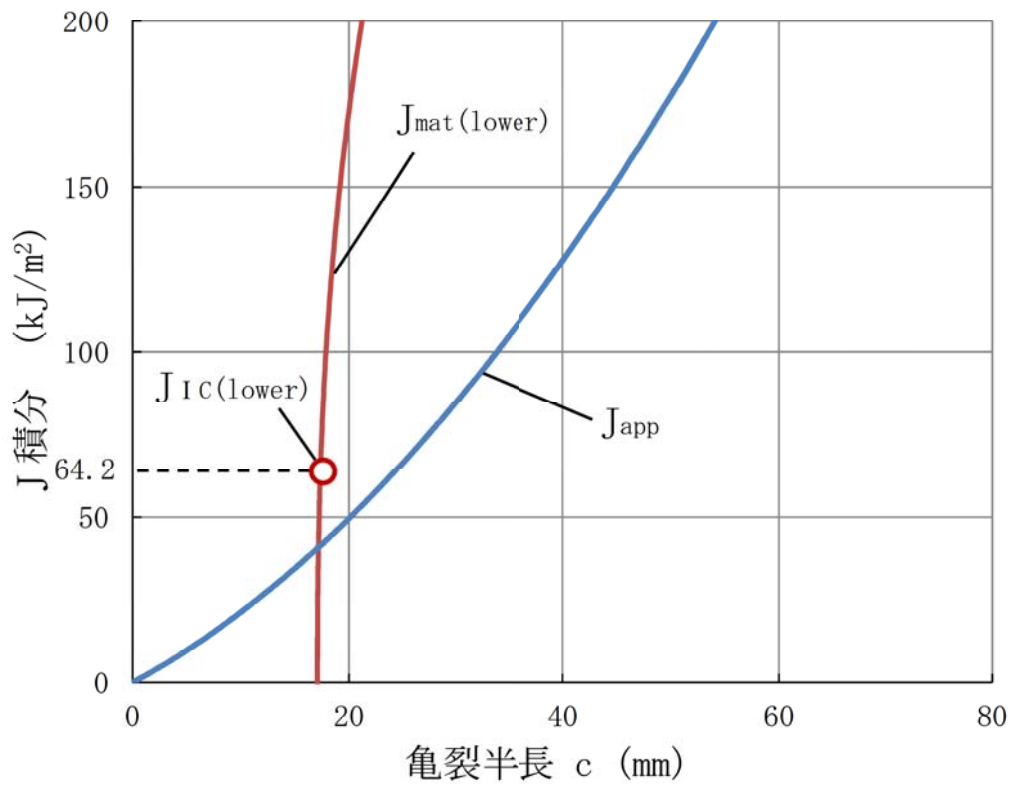


図7 原子炉再循環ポンプのケーシングの亀裂安定性評価結果

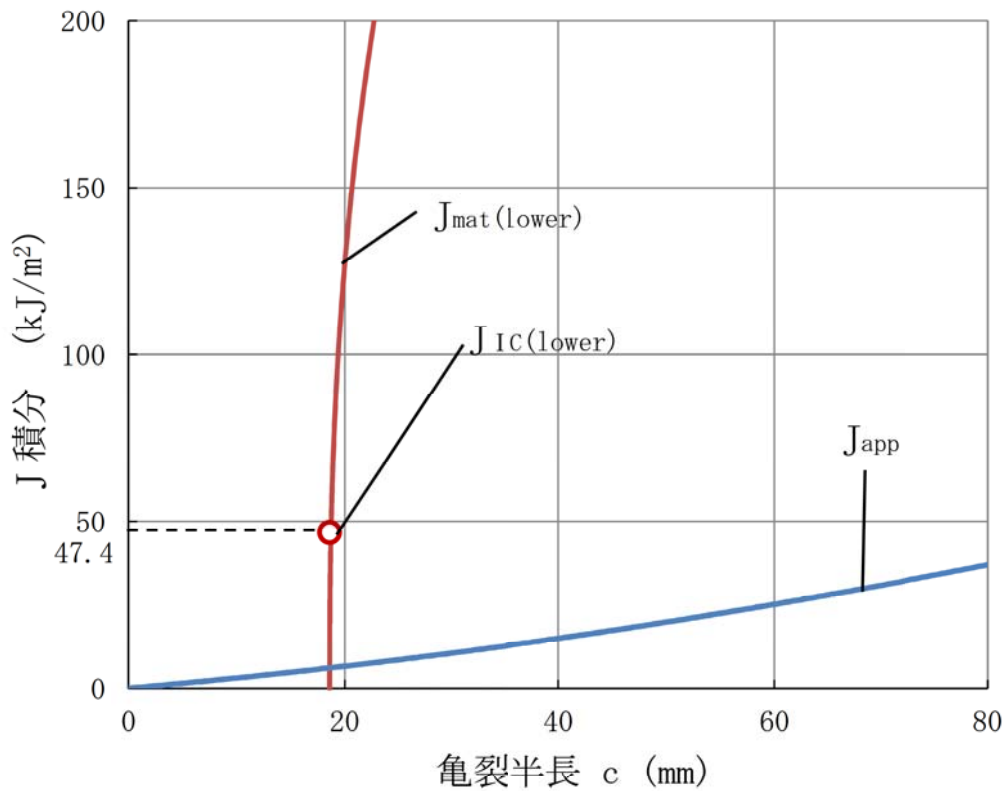


図8 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果

(2) 現状保全

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に対しては、製造時に、放射線透過検査及び浸透探傷検査を実施しており、ポンプケーシングの溶接部、弁箱の溶接部も含めすべての内表面において亀裂のないことを確認している。

原子炉再循環ポンプのケーシングには、製造時はコアクロージャと呼ばれる検査用の穴が3箇所設けられている。製造時検査においては、この穴からケーシング内表面の検査を実施している。検査後、最奥部のコアクロージャの穴は蓋をして溶接により閉じ、隣のコアクロージャの穴からアクセスして溶接部の検査を実施するという作業を順次繰り返し、最後はポンプの吐出口側から、吐出口近くのコアクロージャの溶接部の検査を実施することにより、溶接部も含めすべての内表面の検査を実施している。

【原子炉再循環ポンプのケーシング】

検査方法：放射線透過検査

判定基準：Severity Level 2 per ASTM E71, E186, E280 (ASTM 2級)

検査結果：合格

検査方法：浸透探傷検査

判定基準：ASME SecⅢ(1971)NB2546

検査結果：合格

【原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱】

検査方法：放射線透過検査

判定基準：Severity Level 2 per ASTM E71, E186, E280 (ASTM 2級)
JIS Z 3104 (1968) 1級(溶接開先部)

検査結果：合格

検査方法：浸透探傷検査

判定基準：ASME SecⅢ(1971)NB2546

検査結果：合格

現状保全としては、分解点検時のポンプ及び弁の内表面の目視点検により、異常のないことを確認している。また、クラス1機器供用期間中検査として社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2002)」, 「同規格 (JSME S NA1-2008)」に基づき、超音波探傷検査、内表面の目視点検を実施し、判定基準を満足していることを確認している。

【原子炉再循環ポンプのケーシング】

・供用期間中検査

B-J ポンプケーシングと呼び径100A以上の配管の溶接継手

検査方法：超音波探傷検査¹⁾

判定基準：維持規格 (JSME S NA1-2008)

実施時期：第 24 回定期事業者検査

検査結果：合格

*1：構造上の制約から一部探傷不可範囲がある

B-L-2 ポンプケーシングの内表面

検査方法：目視点検*2

判定基準：維持規格（JSME S NA1-2002）VT-3

実施時期：第 21 回定期事業者検査

検査結果：合格

*2：構造上の制約から一部点検不可範囲がある

B-L-1 ポンプケーシングの耐圧部分の溶接継手

検査方法：浸透探傷検査

判定基準：溶接規格（JSME S NB1-2001）

実施時期：第 21 回定期事業者検査

検査結果：合格

【原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱】

・供用期間中検査

B-J 弁箱と呼び径 100A 以上の配管の溶接継手

点検方法：超音波探傷検査

判定基準：維持規格（JSME S NA1-2002）

実施時期：第 20 回定期事業者検査

点検結果：合格

B-M-2 弁本体の内表面

検査方法：目視点検

判定基準：維持規格（JSME S NA1-2002）VT-3

実施時期：第 23 回定期事業者検査

検査結果：合格

(3) 総合評価

運転開始後 60 年時点を想定した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の健全性評価結果から判断して、当該部位は不安定破壊することはない、熱時効が構造健全性で問題となる可能性はない。

また、現状保全において、目視点検又は超音波探傷検査を実施し、異常の無いことを確認している。

(4) 高経年化への対応

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の熱時効については、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはなく、今後も現状保全を継続していく。

5. 代表機器以外の技術評価

代表機器以外の技術評価については、熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多いほど大きく、また、破壊評価は応力が大きいほど厳しくなることから、代表機器・部位である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の評価結果に包絡されており同様に問題ないと判断する。

別紙4に代表機器以外の機器に関する現状保全等について、別紙5に評価対象外機器の熱時効への対応を記載する。

6. まとめ

(1) 審査基準適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。熱時効についての要求事項との対比を表12に示す。

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

保守管理に関する方針として策定する事項は、抽出されなかった。

表 12(1/4) 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<p>○延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることを確認すること。</p> <p>○亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。</p>	<p>「4. (1) f. 破壊力学による健全性の評価」に示すとおり、延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗 (J_{mat}) が亀裂進展力 (J_{app}) と交差し、J_{mat} が J_{app} を上回ることを確認したことから、評価対象部位は不安定破壊せず、健全であると判断した。</p> <p>「4. (1) f. 破壊力学による健全性の評価」に示すとおり、評価対象部位において亀裂進展抵抗 (J_{mat}) と亀裂進展力 (J_{app}) が等しい状態 (交点) で、J_{mat} の微小変化率 (傾き) が J_{app} の微小変化率 (傾き) を上回ることを確認したことから、評価対象部位は不安定破壊せず、健全であると判断した。</p>
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	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</p> <p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</p>	<p>2相ステンレス鋼の熱時効に関して、特別点検によって確認する事項はない。</p> <p>また、「4. (4) 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、劣化状況評価の観点から追加すべきものはなく、保守管理に関する方針として策定する事項は、抽出されなかった。</p>

表 12(2/4) 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>	<p>「4. (1) 健全性評価」に示すとおり、代表機器・部位である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について運転開始後 60 年時点を想定した健全性評価を実施した。</p> <p>「4. (2) 現状保全」に示すとおり、健全性評価結果から現状の保全策が妥当であることを確認した。</p> <p>「4. (4) 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加する新たな保全策はなかった。</p> <p>「4. (4) 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはなく、長期保守管理方針として策定する事項はなかった。</p>

表 12(3/4) 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ③運転開始後40年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づき高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から60年間</p>	<p>2相ステンレス鋼の熱時効に関して、特別点検によって確認する事項はない。 「4.(4) 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加する新たな保全策はなかった。</p>

表 12(4/4) 2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたもの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を作成すること。</p>	<p>「4.(4) 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはなく、長期保守管理方針して策定する事項はなかった。</p>

別紙

- 別紙 1. 亀裂進展抵抗の算出過程
- 別紙 2. 疲労亀裂進展速度式の比較
- 別紙 3. 亀裂進展力 (J_{app}) の算出過程
- 別紙 4. 代表機器以外の機器に関する現状保全等について
- 別紙 5. 評価対象外機器の熱時効への対応について

＜亀裂進展抵抗の算出過程＞

熱時効脆化により低下するステンレス鋼鋳鋼の亀裂進展抵抗（破壊靱性値）を予測する式として、以下に示す H3T モデルがある。

$$M = A + \frac{B}{t+C}$$

M：熱時効時間 t 後の破壊靱性値 [kJ/m²]

(J_{1C}：破壊靱性値, J₆：Δa = 6 mm における破壊靱性値)

A：熱時効時間無限大での靱性値 [kJ/m²]

B：熱時効温度に関連する定数

t：熱時効時間 [h]

C：熱時効時間に関連する定数

Δa：亀裂進展量 [mm]

H3T モデルの定数 A, B, C の評価手法として参照した「S. Kawaguchi et al., " PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING", ASME PVP 2005-71528」の文献では、フェライト量の異なるステンレス鋼鋳鋼の機械的特性試験や破壊靱性試験結果を基に、任意の運転温度（本評価では 285 °C）における長時間熱時効後の亀裂進展抵抗（破壊靱性値）を化学成分及びフェライト量から予測する以下の H3T モデルが提唱されている。

$$M_K = A + \frac{B_i \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}{t + (t_{Fi} + C_i) \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right] - t_{Fi} \exp\left[\frac{F}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}$$

M_k：熱時効時間 t 後の破壊靱性値 [kJ/m²]

(J_{1C}：破壊靱性値, J₆：Δa=6 mm における破壊靱性値)

A：熱時効時間無限大での靱性値 [kJ/m²]

B_i：温度 T_i (325 °C) における熱時効温度に関連する定数

t：熱時効時間 [h] (= 341, 079 h)

T_k：評価対象の使用温度 [K] (= 285 °C+273.2 = 558.2 K)

t_{Fi}, t_{Fi}+C_i：温度 T_i (325 °C) における時間定数

Q, F：活性化エネルギー [kJ/mol] (=100 kJ/mol)

R：ガス定数 [kJ/(mol・K)] (=0.008368 kJ/mol・K)

Δa：亀裂進展量 [mm]

破壊靱性値 M_k (J_{1C}, J₆) の予測式 (H3T モデル) の定数 (A, B_i, t_{Fi}, t_{Fi}+C_i) を表 1 に示す。

表 1 H3T モデルの定数 (325 °C)

Table 3 Constants of Fully Aged Toughness Prediction Model when the Operating Temperature is 325°C (H3T Model)

		Predicted equation	S
CV-RT (Charpy absorbed energy(J) at RT)	A	$\text{Log}_{10}(\text{A of CV-RT}) = 2.2818 - 0.0472 \times \text{F}\%$	0.1411
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = 6.0909 - 0.2861 \times \text{Mo}$	0.2621
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 10.7270 - 0.4720 \times \text{Cr} + 0.2846 \times \text{Ni} - 13.9003 \times \text{N}$	0.1124
	$(t_F + C)_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_F + C)_{325} = 3.9369 - 0.3784 \times \text{Mo}$	0.1597
CV-HT (Charpy absorbed energy at 325°C)	A	$\text{Log}_{10}(\text{A of CV-HT}) = 2.8357 - 0.0592 \times \text{F}\%$	0.1638
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = 8.5909 + 2.4273 \times \text{Mn} - 0.4328 \times \text{Ni}$	0.1606
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 22.8968 - 2.0122 \times \text{Mn} - 0.8227 \times \text{Cr} - 23.0802 \times \text{C}$	0.0743
	$(t_F + C)_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_F + C)_{325} = 4.9882 - 0.4121 \times \text{Mo}$	0.1454
J_{IC} -HT (J_{IC} at 325°C, kJ/m ²)	A	$\text{Log}_{10}(\text{A of } J_{IC}\text{-HT}) = 3.2961 - 0.0530 \times \text{F}\%$	0.2518
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = 5.7869 + 0.9256 \times \text{Mn}$	0.1514
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 4.3047 - 19.1095 \times \text{N}$	0.2732
	$(t_F + C)_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_F + C)_{325} = 1.5354 + 0.2062 \times \text{Ni}$	0.1417
J_6 -HT (J_6 at 325°C, kJ/m ²) J_6 : J value at Δa 6mm	A	$\text{Log}_{10}(\text{A of } J_6\text{-HT}) = 3.6699 - 0.0490 \times \text{F}\%$	0.1490
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = -1.7907 + 0.4130 \times \text{Cr}$	0.1783
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 7.6362 - 0.3670 \times \text{Ni} - 16.108 \times \text{N}$	0.0892
	$(t_F + C)_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_F + C)_{325} = -2.9645 + 0.3438 \times \text{Cr} - 0.1648 \times \text{Mo}$	0.0702

note) F% : Ferrite content(%) by ASTM A800 diagram. C, Si, Mn, Cr, Ni, Mo, N (wt%)

S : 標準偏差

熱時効時間は、運転開始後 60 年時点の実効運転期間（EFPY）から下記の通り算出した。

<運転開始後 60 年時点の EFPY>

= (次回起動日以降の積算熱出力+2011 年 3 月時点の積算熱出力)

÷ 定格熱出力 ÷ 365

$$= \frac{(18,295.9 \text{ [GWD]} + 28,502.9 \text{ [GWD]}) \times 1,000 \text{ [MWD/GWD]}}{3,293 \text{ [MW]} \times 365 \text{ [D]}}$$

= 38.93589141 [EFPY]

≒ 38.94 [EFPY]

<熱時効時間>

= 38.93589141 [EFPY] × 24 [hr] × 365 [D]

= 341,078.4087 [h]

≒ 341,079 [h]

- ・ 定格熱出力 : 3,293 [MW]
- ・ 運転日数 : 5,556 日*を想定
- ・ 次回起動日以降の積算熱出力

$$= \frac{5,556 \text{ [D]} \times 3,293 \text{ [MW]}}{1,000 \text{ [MW/GW]}} = 18,295.91 \text{ [GWD]}$$

* : 2015 年 9 月時点の中長期運転保守計画に基づく次回起動日以降 60 年時点までの運転日数 420 日 × 13 サイクル + 96 日 = 5,556 日とした。

一方、現在社内検討している次回起動日及び将来の設備利用率を 80 %とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・ 2021 年 3 月末まで停止、暫定で同年 3 月 31 日起動想定
- ・ 60 年時点までの日数は 6,452 日であることから、設備利用率 80 %の場合は運転日数 6,452 日 × 80 % = 5,162 日

よって、熱時効時間の算出に用いた次回起動日以降の運転期間は将来の設備利用率の値を 80 %以上とした計画より大きな設定となっている。

また、H3T モデルでは表 1 のとおり、各定数の標準偏差 S が報告されている。本評価においても標準偏差の 2 倍(-2S)を考慮し、表 2 のとおり、運転開始後 60 年時点における破壊靱性値 (J_{IC}, J₆) の最少予測値を算出した。

表 2 破壊靱性値 (J_{IC}, J₆)

	J _{IC} [kJ/m ²]	J ₆ [kJ/m ²]
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

＜疲労亀裂進展速度式の比較＞

2 相ステンレス鋼の熱時効の亀裂進展評価における疲労亀裂進展速度の式に関して、東海第二の評価対象機器・部位及び使用環境への適用性を考慮し、保守的である式を検討した。

(1) 維持規格の環境（BWR 環境中、大気中）の異なる亀裂進展速度式

維持規格の添付 E-2 において、オーステナイト系ステンレス鋼（鍛鋼）の「①BWR 環境中（図添付 E-2-FA-2）」及び「②大気中（図添付 E-2-FA-1）」の疲労亀裂進展速度式が規定されている。

(2) 配管破損防護設計規格の鋼種（鍛鋼，鋳鋼）の異なる亀裂進展速度式

配管破損防護設計規格 解説 添付 5-4 において、「③オーステナイト系ステンレス鍛鋼（図解説添付 5-4-2）」及び「④ステンレス鋳鋼（図解説添付 5-4-3）」の亀裂速度進展式が規定されている。

上記の①～④の式を応力比（ $R=0.7$ ）の条件で比較した結果、①>③>④>②となった。以上より、本評価では、BWR 環境中を考慮しており、保守的な評価となる①の維持規格の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式を用いて亀裂進展評価を実施する。

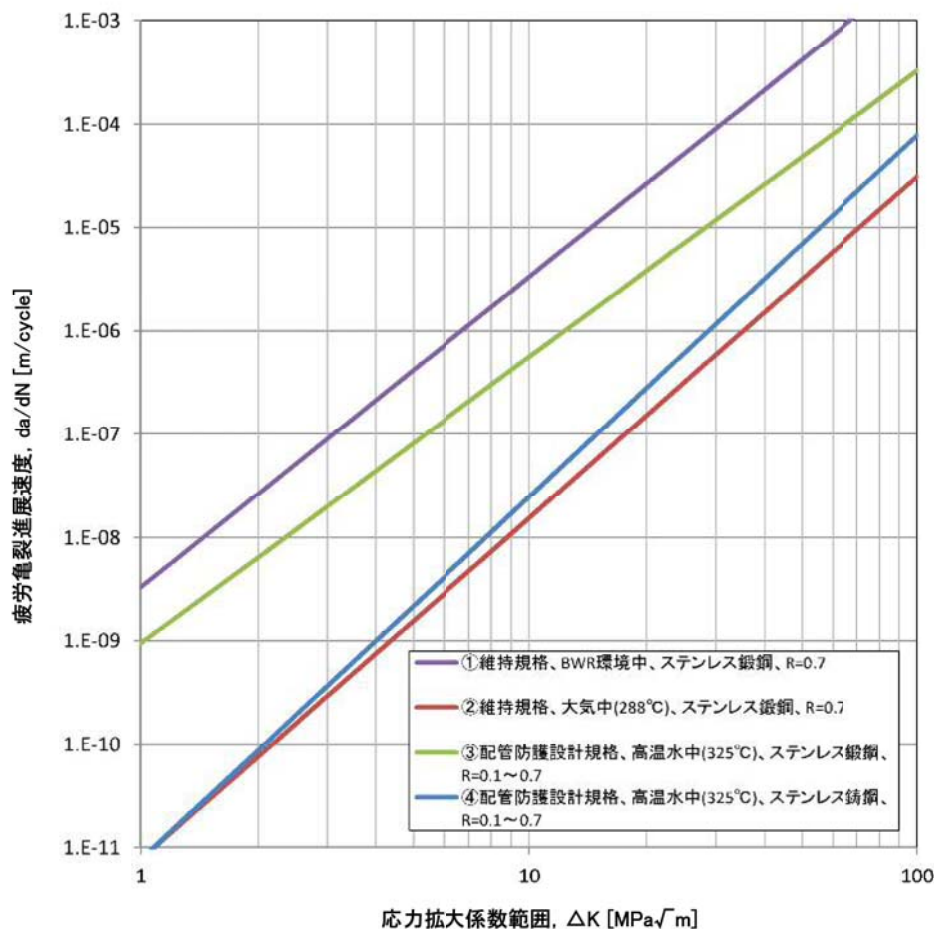


図1 疲労裂進展速度式の比較図

<亀裂進展力 (J_{app}) の算出過程>

亀裂進展力 (J_{app}) は, HANDBOOK の Zahoor の J 積分の解析解により算出しており, volume1 1章2項 2.1~2.3節のうち主に, 2.3節 Combined Tension and Bending にある以下の式を用いて算出した。

$$J = f_t \cdot P^2 / 4Rt^2 E + f_b \cdot M^2 / R^3 t^2 E + \alpha \sigma_0 \varepsilon_0 R(\pi - \theta) \cdot (\theta / \pi) \cdot h_1 \cdot (P / P_o')^{n+1}$$

$$P_o' = 0.5[-\lambda R P_o^2 / M_o + \{(\lambda R P_o^2 / M_o)^2 + 4 P_o^2\}^{0.5}]$$

$$\lambda = M / PR$$

$$P_o = 2\sigma_0 R t [\pi - \theta - 2\sin^{-1}(0.5 \sin \theta)]$$

$$M_o = 4\sigma_0 R^2 t [\cos(\theta/2) - 0.5 \sin \theta]$$

$$f_t = (\theta_e / \pi) [1 + A \{5.3303(\theta_e / \pi)^{1.5} + 18.773(\theta_e / \pi)^{4.24}\}]^2$$

$$f_b = (\theta_e / \pi) [1 + A \{4.5967(\theta_e / \pi)^{1.5} + 2.6422(\theta_e / \pi)^{4.24}\}]^2$$

$$\theta_e = \theta \cdot [1 + (1/\beta) \cdot \{(n-1)/(n+1)\} \cdot \{(\sigma_t F_t + \sigma_b F_b)^2 / \sigma_0^2\} / \{1 + (P/P_o')^2\}]$$

$$\sigma_t = P / 2\pi R t$$

$$\sigma_b = M / \pi R^2 t$$

$$F_t = 1 + A [5.3303(\theta/\pi)^{1.5} + 18.773(\theta/\pi)^{4.24}]$$

$$F_b = 1 + A [4.5967(\theta/\pi)^{1.5} + 2.6422(\theta/\pi)^{4.24}]$$

(F_t, F_b はそれぞれ HANDBOOK volume1 1章2項の 2.1節 Axial Tension 及び 2.2節 Bending Moment の値を使用している。)

$$A = [0.125(R/t) - 0.25]^{0.25} \quad \text{for } 5 \leq R/t \leq 10$$

$$A = [0.4(R/t) - 3.0]^{0.25} \quad \text{for } 10 \leq R/t \leq 20$$

なお, 同解法における定数 α 及び加工硬化指数 n は Ramberg-Osgood の応力-ひずみ関係において下記のとおり与えられる。

$$\varepsilon / \varepsilon_0 = \sigma / \sigma_0 + \alpha (\sigma / \sigma_0)^n$$

$$\alpha = -0.011 \sigma_f + 6.054$$

$$n = -0.005 \sigma_f + 6.763$$

ここで σ_f は時効材の流動応力であり, 下記のとおり未時効材の流動応力 $\sigma_{f(0)}$ に時効効果を考慮することにより求まる。

$\sigma_{f(0)}$ は、H3T モデルにある以下の予測式を用いて算出する。

$$\sigma_{f(0)} = 105.472 + 6.96F + 16.062Mo + 1535.398C$$

F : フェライト量[%], Mo : モリブデン重量組成[wt%], C : 炭素重量組成[wt%]

$$\sigma_f = \sigma_{f(0)} \left(\frac{1+1.161}{2} - \frac{1-1.161}{2} \times \tanh \frac{P(t,T)-2.996}{0.929} \right) \quad \dots (F[\%] < 23[\%])$$

$$\sigma_f = \sigma_{f(0)} \left(\frac{1+1.247}{2} - \frac{1-1.247}{2} \times \tanh \frac{P(t,T)-3.148}{0.919} \right) \quad \dots (F[\%] \geq 23[\%])$$

$$P(t, T) = \log(t) + 0.4343 \frac{Q}{R} \left(\frac{1}{673.2} - \frac{1}{T} \right)$$

t : 熱時効時間[h] (= 341, 079 h)

Q : 活性化エネルギー[kJ/mol] (= 100 kJ/mol)

R : ガス定数[kJ/ (mol · K)] (= 0. 008368 kJ/mol · K)

T : 熱時効温度[K] (= 285 °C+273. 2 = 558. 2 K)

さらに、Zahoor の解析解における σ_0 は時効効果を考慮した 0. 2 %耐力を用いる。未時効材の 0. 2 %耐力 σ_{y0} は、ASME Boiler & Pressure Vessel Code(2013) Section II の PartA Table 3 から引用した。 σ_0 は、 σ_{y0} に時効効果を考慮し、下記のとおり算出した。

$$\sigma_0 = \sigma_{y0} \left(\frac{1+1.071}{2} - \frac{1-1.071}{2} \times \tanh \frac{P(t,T)-1.617}{0.916} \right) \quad \dots (F[\%] < 23[\%])$$

$$\sigma_0 = \sigma_{y0} \left(\frac{1+1.144}{2} - \frac{1-1.144}{2} \times \tanh \frac{P(t,T)-3.02}{1.462} \right) \quad \dots (F[\%] \geq 23[\%])$$

J_{app} 算出に使用した値と記号の説明を表 1 に示す。

表1 J_{app}算出に使用した値と記号の説明

J _{app} 算出に 使用したパラメータ		評価 対象	J _{app} 算出に 使用した値	単位	備考
t	板厚	①	33.4	mm	①②の板厚
		②	37.0	mm	
R ₀	外半径	①	309.65	mm	①の外径 619.3 ÷ 2 ②の外径 609.6 ÷ 2
		②	304.80	mm	
R _i	内半径	①	276.25	mm	R _i = R ₀ -t
		②	267.80	mm	
R	平均半径	①	292.95	mm	R = R ₀ -t/2
		②	286.30	mm	
σ _t	軸方向応力	①	43.2	MPa	解析値
		②	45.0	MPa	
σ _b	曲げ応力	①	207.3	MPa	解析値
		②	109.6	MPa	
σ _{y0}	未時効材の0.2%耐力	①	205	MPa	ASME (2013) Section II Part A 材料表より
		②	205	MPa	
σ ₀	0.2%耐力	①	219	MPa	σ _{y0} に時効効果を考慮したもの
		②	227	MPa	
ε ₀	0.2%耐力のひずみ	①	1.24×10 ⁻³	—	ε ₀ = σ ₀ /E
		②	1.29×10 ⁻³	—	
σ _{f(0)}	未時効材の流動応力	①	369	MPa	H3Tモデルにある予測式から求めたもの
		②	399	MPa	
σ _f	流動応力	①	421	MPa	σ _{f(0)} に時効効果を考慮したもの
		②	483	MPa	
α	定数	①	1.423	—	Ramberg-Osgoodの 応力-ひずみ関係における定数
		②	0.741	—	
n	加工硬化指数	①	4.658	—	Ramberg-Osgoodの 応力-ひずみ関係における加工硬化指数
		②	4.348	—	
β	補正定数	①	2.0	—	平面ひずみの補正定数
		②	2.0	—	
E	縦弾性係数	①	1.76×10 ⁵	MPa	ASME (2013) Section II Part D 材料表より
		②	1.76×10 ⁵	MPa	
P	軸方向荷重	①	2.66×10 ⁶	N	P = 2πRt × σ _t
		②	3.00×10 ⁶	N	
M	曲げモーメント	①	1.87×10 ⁹	N・mm	M = πR ² t × σ _b
		②	1.04×10 ⁹	N・mm	
λ	軸力と曲げモーメント の比率	①	2.400	—	λ = M/PR
		②	1.218	—	

① : 原子炉再循環ポンプのケーシング

② : 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱

また、 θ/π , R/t , $\lambda/(1+\lambda)$ については、 h_1 が大きいほど J_{app} も高いことは自明であることから、以下、表2に示す HANDBOOK の h_1 選定表から保守的に h_1 が大きい値となるよう設定し、評価を行っている。

h_1 の設定方法の一例として、 R/t (平均半径と板厚の比) の例を挙げる。本評価の対象機器は、 R/t が約 8~9 であるが、 $R/t=10$ における h_1 の選定表を用いて h_1 の値を設定している。これは、 R/t が大きくなる (薄肉になる) ほど、 h_1 が大きくなる傾向が 2.1 節及び 2.2 節から読み取れることから、表2の $R/t=10$ における h_1 選定表を用いることにより、保守的な評価としている。

表2 J_{app} 算出において設定した定数 h_1

h_1 for Throughwall Cracks in Combined Tension and Bending

$\theta/\pi = 0.0625, R/t = 10$

$\lambda/(1+\lambda)$	$n=2$	$n=5$	$n=7$	$n=10$
0.00	3.967	5.567	6.104	6.510
0.05	4.313	6.500	6.500	7.969
0.10	4.736	7.375	7.080	9.721
0.15	5.125	8.250	7.875	11.250
0.20	5.614	9.080	8.787	12.937
0.25	6.000	9.750	9.875	14.250
0.30	6.438	10.501	11.078	15.463
0.35	6.789	11.000	12.125	16.375
0.40	7.140	11.457	13.188	17.063
0.45	7.500	11.875	14.000	17.500
0.50	7.901	12.150	14.610	17.839
0.55	8.094	12.313	15.000	17.550
0.60	8.287	12.236	15.130	17.241
0.65	8.344	11.938	14.875	16.375
0.70	8.257	11.642	14.408	15.500
0.75	8.125	11.125	13.625	14.500
0.80	7.811	10.617	12.729	13.366
0.85	7.500	9.875	11.688	12.125
0.90	7.063	9.190	10.447	10.738
0.95	6.563	8.500	9.250	9.313
1.00	6.018	7.620	8.160	7.928

□ : 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

亀裂長さを板厚の1倍、3倍、5倍、60年想定亀裂としたときの各亀裂における J_{app} を表3に示す。

表3 亀裂安定性評価用想定亀裂における J_{app} 算出について

J_{app} 算出に 使用した値		単位	評価 対象	評価用初期欠陥 (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)
2c	亀裂長さ	mm	①	33.4	35.6	100.2	167.0
			②	37.0	38.2	111.0	185.0
θ/π	亀裂の角度 $c/(\pi R_i)$	—	①	0.019	0.021	0.058	0.096
			②	0.022	0.022	0.066	0.110
h_i	定数	—	①	11.642	11.642	11.642	11.642
			②	12.313	12.313	12.313	12.313
J_{app}	亀裂進展力	kJ/m ²	①	44	47	172	398
			②	7	8	25	53

- ① : 原子炉再循環ポンプのケーシング
 ② : 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱

＜代表機器以外の機器に関する現状保全等について＞

熱時効の健全性評価において、代表機器以外の機器に関して、亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されないと判断した理由は以下のとおり。

- ・製造時の非破壊検査にて、初期欠陥のないことを確認している。
- ・ステンレス鋳鋼は二相ステンレス組織であり、溶接等による熱影響によって鋭敏化することがないため、応力腐食割れは発生しないものと考えられる。(引用元：一般社団法人 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)
- ・疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける機器について、建設時に工事計画認可にて評価を実施しており、劣化技術評価においても代表機器において評価を実施し、許容値を満たすことを確認している。

代表機器以外の機器については、工事計画認可時の評価対象ではなく、また、疲労評価上、プラントの起動・停止時等に温度・圧力及び流量変化の影響が代表機器よりも厳しくないことから、疲労割れの発生の可能性は小さい。

以下に、代表機器以外の機器において「亀裂の原因となる経年劣化事象が想定される部位」及び「亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されない部位」の対応について示す。

1. 亀裂の原因となる経年劣化事象が想定される部位の対応について

(1) 仕切弁、ボール弁の弁箱について

各弁の弁箱は、製造時に浸透探傷検査や放射線透過検査により、技術基準に適合していることを確認した材料を使用している。

また、疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける部位として、劣化状況評価書の代表機器である原子炉再循環ポンプ出口弁の弁箱、原子炉再循環ポンプ流量制御弁の弁箱において運転開始後 60 年時点を想定した評価を実施しており、許容値を満足することを確認している。

熱時効の観点からは、本文の「表 3 熱時効の代表評価対象部位の選定表」にて、フェライト量及び使用温度、発生応力の観点から定量評価を実施した原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱が他の弁より条件が厳しいことを確認している。

また、表1のとおり、仕切弁及びボール弁の弁箱の製造時の検査及び現状保全を実施し、異常のないことを確認している。

表1 仕切弁，ボール弁の弁箱の製造時の検査及び現状保全

機種分類	機器名称	対象部位	製造時の検査及び判定基準*	現状保全及び判定基準*	結果
仕切弁	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	・放射線透過検査：①，② ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑤ ・目視点検：⑧	合格
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	・放射線透過検査：①，② ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑤，⑦ ・目視点検：⑧	合格
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	・放射線透過検査：①，② ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑤ ・目視点検：⑧	合格
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	・放射線透過検査：②	・供用期間中検査：⑦ ・目視点検：⑧	合格
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	・放射線透過検査：①，② ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑤，⑦ ・目視点検：⑧	合格
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	・放射線透過検査：①，② ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑤，⑦ ・目視点検：⑧	合格
	原子炉圧力容器底部ドレン弁	弁箱	・放射線透過検査：② ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑥ ・目視点検：⑧	合格
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器管側入口弁	弁箱	・放射線透過検査：② ・浸透探傷検査：④	・目視点検：⑧	合格
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	・放射線透過検査：① ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑤，⑦ ・目視点検：⑧	合格

*：製造時の検査及び現状保全の判定基準については、以下のとおり示す。

- ①ASTM 2級
- ②溶接開先部：JIS Z 3104 1級
- ③ASME SecⅢ(1971)NB2546 準拠
- ④告示 501号，省令 81号準拠
- ⑤弁箱と配管の溶接部の超音波探傷検査：維持規格（JSME S NA1）
- ⑥弁箱と配管の溶接部の浸透探傷検査：電気工作物の溶接に関する技術基準の解釈，発電用原子力設備に関する構造等の技術基準
- ⑦弁本体の内表面の目視点検：維持規格（JSME S NA1）VT-3
- ⑧社内基準：「表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂，打こん，変形及び摩耗がないこと。」

2. 亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されない部位の対応について

(1) 原子炉冷却材浄化系循環ポンプのケーシング、ケーシングカバーについて

原子炉冷却材浄化系循環ポンプのケーシング、ケーシングカバーは、表 2 のとおり、製造時の検査及び現状保全を実施し、異常のないことを確認している。

表 2 原子炉冷却材浄化系循環ポンプの製造時の検査及び現状保全

対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準	現状保全の内容及び判定基準	結果
原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	ケーシング	・浸透探傷検査：告示 501 号	・目視点検：社内基準*	合格
	ケーシングカバー			合格

*：「表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂，打こん，変形及び摩耗がないこと。」

以上より，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

(2) 原子炉再循環ポンプのケーシングカバー、ケーシングリング、羽根車、水中軸受について

原子炉再循環ポンプのケーシングカバー、ケーシングリング、羽根車、水中軸受は、表 3 のとおり、製造時の検査及び現状保全を実施し、異常のないことを確認している。

表 3 原子炉再循環ポンプの製造時の検査及び現状保全

対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準	現状保全の内容及び判定基準	結果
原子炉再循環ポンプ	ケーシングカバー	・放射線透過検査：JIS-G0581(1984) ・浸透探傷検査：告示 501 号， 省令 81 号準拠	・目視点検：社内基準*	合格
	ケーシングリング	—	・目視点検：社内基準*	合格
	羽根車	・放射線透過検査：JIS-G0581(1984)	・目視点検：社内基準*	合格
	水中軸受	・浸透探傷検査：告示 501 号， 省令 81 号準拠		合格

*：「表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂，打こん，変形及び摩耗がないこと。」

また，疲労割れについては，プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける部位として，ケーシングの評価を実施し，許容値を満足することを確認している。

さらに，ケーシングリング，羽根車，水中軸受は，原子炉冷却材の圧力バウンダリではなく，疲労評価上はケーシングがケーシングカバー，ケーシングリング，羽根車，水中軸受よりも厳しいと考えられることから，疲労割れ発生の可能性は小さいと考える。

以上より，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

(3) 制御棒の落下速度リミッタ，中央燃料支持金具，制御棒案内管のベース，炉心スプレイ配管・スパー ज्याのノズルについて

当該部位に発生する応力は自重及び支持対象物の重量が主であり，劣化による亀裂は想定されない。

また，表 4 のとおり，製造時の検査及び現状保全を実施し，異常のないことを確認している。

表 4 制御棒の落下速度リミッタ等の製造時の検査及び現状保全

対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準	現状保全の内容及び判定基準	結果
制御棒	落下速度リミッタ	・放射線透過検査 ： JIS G0581 ・浸透探傷検査 ：設計・建設規格(JSME S NC1)	・運用基準*に基づき取替	合格
燃料支持金具 (中央，周辺)	中央燃料支持金具	—	・供用期間中検査：維持規格 (JSME S NA1) VT-3	合格
制御棒案内管	ベース	—		合格
炉心スプレイ配管・スパー ज्या	ノズル	—		合格

*：制御棒を軸方向に 4 分割し，そのいずれかの平均反応度が新品の 90%まで減少した時点の該的寿命に対して保守的に定めた運用基準による。

以上より，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

(4) ジェットポンプのインレットミキサ，ディフューザ，リストレナブラケットについて

当該部位は，原子炉冷却材の圧力バウンダリではなく，表 5 のとおり，目視点検を定期的実施しており，異常のないことを確認している。

表 5 ジェットポンプの製造時の検査及び現状保全

対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準	現状保全の内容及び判定基準	結果
ジェットポンプ	インレットミキサ	—	・供用期間中検査：維持規格 (JSME S NA1) VT-3	合格
	ディフューザ	—		合格
	リストレナブラケット	—		合格

以上より，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

(5) 仕切弁, 玉形弁, 逆止弁, ボール弁 (弁箱, 弁体, 弁ふた, アーム, ボールシャフト) について

各弁の弁箱, 弁体, 弁ふた, アーム, ボールシャフトは, 製造時に浸透探傷検査や放射線透過検査により, 技術基準に適合していることを確認した材料を使用している。

また, 疲労割れについては, プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける部位として, 劣化状況評価書の代表機器である原子炉再循環ポンプ出口弁の弁箱, 原子炉再循環ポンプ流量制御弁の弁箱において運転開始後 60 年時点を想定した評価を実施しており, 許容値を満足することを確認している。疲労評価上, 弁箱が弁体, 弁ふた, アーム, ボールシャフトよりも厳しいと考えられることから, 弁体, 弁ふた, アーム, ボールシャフトについても疲労割れの発生の可能性は小さいと考える。

また, 表 6 のとおり, 製造時の検査及び現状保全を実施し, 異常のないことを確認している。

表 6(1/2) 仕切弁, 玉形弁, 逆止弁, ボール弁の製造時の検査及び現状保全

機種分類	対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準*	現状保全及び判定基準*	結果
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁ふた, 弁体	・放射線透過検査: ① ・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁ふた, 弁体	・放射線透過検査: ① ・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁ふた, 弁体	・放射線透過検査: ① ・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁ふた, 弁体	・放射線透過検査: ① ・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁ふた, 弁体	・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁ふた, 弁体	・放射線透過検査: ① ・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁ふた, 弁体	・放射線透過検査: ① ・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格
	原子炉压力容器底部ドレン弁	弁ふた, 弁体	・浸透探傷検査: ②	・目視点検: ③ ・浸透探傷検査 (弁体): ④	合格

*: 製造時の検査及び現状保全の判定基準については, 以下のとおり示す。

① ASTM 2 級

② ASME Sec III (1971) NB2546 準拠

③ 社内基準: 「表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂, 打こん, 変形及び摩耗がないこと。」

④ 設計・建設規格 (JSME S NC1), 溶接規格 (JSME S NB1), 告示第 501 号, 電気工作物の溶接の技術基準の解釈

表 6(2/2) 仕切弁，玉形弁，逆止弁，ボール弁の製造時の検査及び現状保全

機種分類	対象機器	対象部位	製造時の検査及び判定基準*	現状保全及び判定基準*	結果
玉形弁	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁箱，弁ふた	・放射線透過検査：②	・目視点検：⑥	合格
	残留熱除去系シャットダウン注入弁	弁箱，弁ふた	・放射線透過検査：①，②	・供用期間中検査：⑤ ・目視点検：⑥	合格
	原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁	弁箱，弁ふた	・浸透探傷検査（弁箱）：④	・目視点検：⑥	合格
	原子炉冷却材浄化吸込弁	弁箱，弁ふた	・放射線透過検査：①，② ・浸透探傷検査：③	・供用期間中検査：⑤ ・目視点検：⑥	合格
	原子炉圧力容器底部ドレンバイパス弁	弁箱，弁ふた	・放射線透過検査：② ・浸透探傷検査：③	・目視点検：⑥	合格
	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	・浸透探傷検査（弁箱）：④	・目視点検：⑥	合格
逆止弁	ほう酸水注入系テスト逆止弁	弁箱，アーム	・浸透探傷検査（弁箱）：③	・目視点検：⑥	合格
	残留熱除去系ヘッドスプレイライン逆止弁	弁箱，アーム	・放射線透過検査：①，② ・浸透探傷検査：③	・目視点検：⑥	合格
	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	・浸透探傷検査（弁箱）：④	・目視点検：⑥	合格
	原子炉隔離時冷却系外側テスト逆止弁	弁箱，アーム	・浸透探傷検査：③	・目視点検：⑥	合格
	原子炉戻り配管逆止弁	弁箱	・浸透探傷検査：④	・目視点検：⑥	合格
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	・放射線透過検査：① ・浸透探傷検査：③	・目視点検：⑥	合格

*：製造時の検査及び現状保全の判定基準については，以下のとおり示す。

①ASTM 2 級

②JIS Z 3104 1 級（弁箱溶接開先部），JIS Z 3106 1 級（弁箱溶接開先部）

③ASME SecⅢ(1971)NB2546 準拠

④告示 501 号，省令 81 号準拠

⑤弁本体の内表面の目視点検：維持規格（JSME S NA1）VT-3

⑥社内基準：「表面に機能・性能に影響を及ぼす恐れのある亀裂，打こん，変形及び摩耗がないこと。」

以上より，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

3. 原子炉再循環ポンプのケーシングカバーの熱疲労割れ対策について

原子炉再循環ポンプのメカニカルシール（軸封部）へ注入されている低温のパージ水と高温純水（一次冷却材）混合部に温度変動が生じ，ケーシングカバー表面に高サイクル熱疲労割れが想定されており，国内の複数の BWR プラントにおいて発生事例がある。

東海第二の原子炉再循環ポンプにおいては，予防保全及び対策として，第 16 回定期事業者検査時（1997 年度），第 17 回定期事業者検査時（1999 年度）に内装熱交換器を採用した熱疲労対策型のケーシングカバーへの取替を行っている。

＜評価対象外機器の熱時効への対応について＞

以下の機器・部位を熱時効の評価対象外とした理由を示す。

(1) 安全弁の弁箱について

残留熱除去系停止時冷却入口ライン安全弁の最高使用温度は 302 °C であるが、使用温度は運用上 250 °C 未満であることから、評価対象外としている。

排ガス復水器安全弁は、安全弁が設置されている排ガス復水器の熱流動解析の結果、当該安全弁の設置されている管台は、凝縮領域であり使用温度は 250 °C 未満であることが確認されていることから評価対象外とした。

(2) 制御棒駆動機構のコレットピストン、コレットリティナチューブについて

当該部位はステンレス鋼製であるが、構造上、冷却流路に設置されているため、使用温度は 250 °C 未満であることから評価対象外とした。

(3) ディーゼル機関本体の過給機ノズルについて

当該部位は、ステンレス鋼製であり高温環境の部材であるが、運転時間(時効時間)が約 3.2 時間/月程度*と比較的に短いことから、評価対象外とした。

*：ディーゼル機関本体の平均月間運転時間の条件としては、

①2007 年 3 月から 2018 年 3 月までの運転実績

②2018 年 4 月以降の運転開始後 60 年時点までの平均月間運転時間は、①と同じ平均月間運転時間

③運転開始後 60 年時点までに重大事故等が発生したと仮定して 7 日間の運転時間

を想定して算出した。