

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-4 改8
提出年月日	平成30年5月17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5月17日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、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. 亀裂進展力 (J_{app}) の算出過程	30
別紙 3. 代表以外の機器に関する現状保全等について	35
別紙 4. 評価対象外機器の熱時効への対応について	41

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（昭和 53 年通商産業省令第 77 号。以下、「実用炉規則」という）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に関する評価結果が適切であることを説明するとともに、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

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性破壊せず、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評価対象機器・部位を選定した結果、熱時効の代表評価対象機器を原子炉再循環ポンプ、原子炉再循環ポンプ入口弁とし、「4. 代表の技術評価」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の評価には、破壊力学的手法による延性亀裂進展評価及び亀裂安定性評価を実施する。

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(1/3) 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
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○延性亀裂進展評価の結果、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。 ○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。
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	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。 ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。 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。 ①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。

表 1(2/3) 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 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</p> <p>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>

表 1(3/3) 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 長期保守管理に関する方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理に関する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すべての追加保全策(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すべて。)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に関する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の中で, 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

熱時効の評価の流れを図1に示す。熱時効の評価フローに沿って評価を実施する。

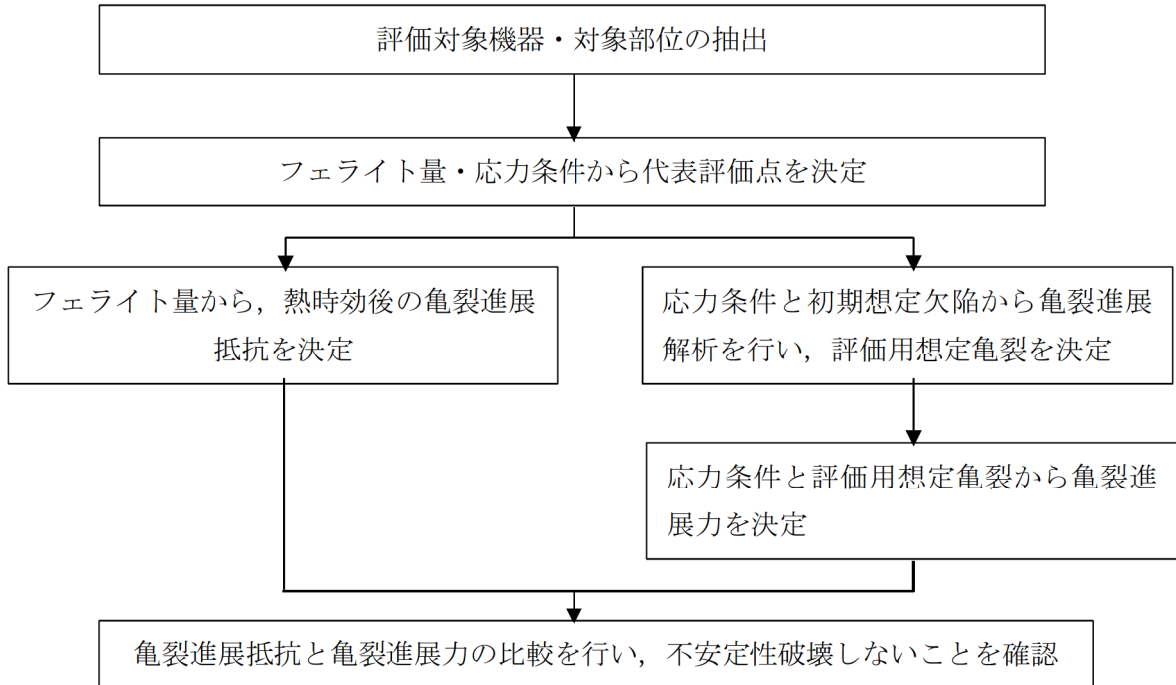


図1 熱時効評価フロー

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。

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

熱時効のスクリーニングフローを図2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、低サイクル疲労割れ）が想定されるか否かについて検討を行っている。

抽出された対象部位の一覧表を表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：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会)
- ・低サイクル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、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。**

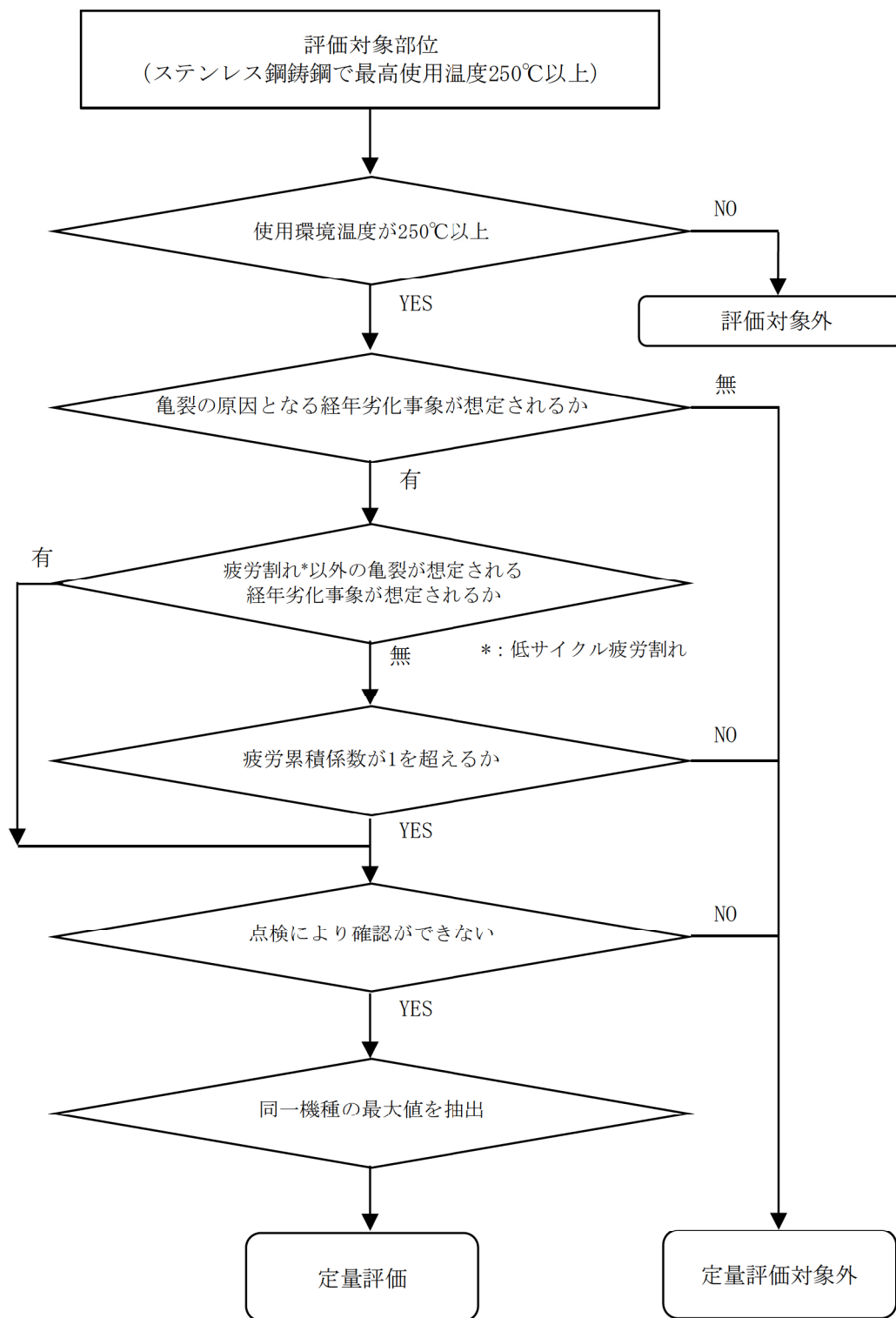


図2 熱時効スクリーニングフロー

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

評価書分類	機器名称	対象部位	評価結果 ^{*1}	最高使用温度 【℃】	使用温度 【℃】	き裂の原因となる劣化事象 ^{*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	ケーシング	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
		ケーシング	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認	
		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	—	—	—	
	原子炉再循環ポンプ	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	—	—	—	—
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	代表機器として、疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
		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	
	原子炉隔離時冷却系注入弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
		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	
玉型弁	原子炉冷却材浄化系再熱交換器 管側入口弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
		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	
	逆止弁	原子炉圧力容器底部ドレン弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
			弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	—
			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
安全弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	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	
	制御設備	制御棒駆動機構	落下速度リミッター	評価対象外	302	250℃未満	—	—	運用上、使用温度が250℃未満
			ボールシャフト	評価対象外	538	250℃未満	熱流動解析の結果、使用速度が250℃未満	—	熱流動解析の結果、使用速度が250℃未満
			落下速度リミッター	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
			ボールシャフト	評価対象外	302	285	—	—	—
			落下速度リミッター	評価対象外	302	285	—	—	—
炉内構造物	制御棒駆動機構	コレットピストン、コレットコリヤナチューブ	評価対象外	302	250℃未満	—	—	冷却流路に設置されているため、使用期間が250℃未満	
		過給機ノズル	評価対象外	250℃以上	250℃以上	—	—	運転時間（時効時間）が短い	
		燃料支持器具（中央、周辺）	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
		制御棒案内管	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
		炉心スプレッド管・スパーシヤ	定量評価対象外	302	285	—	—	—	
	炉内構造物	ジェットポンプ	インレットミキサ	定量評価対象外	302	285	—	—	—
			ディフューザ	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	—	—	—
			ディフューザ	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	—	—	—

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

表 3 熱時効の代表評価対象部位の選定表

評価書 分類	対象機器	対象部位	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 ^{*1} [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	約 21.1	285	198.5	無し	○
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	約 24.3	285	146.7	無し	○
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	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	約 11.6	285	— ^{*2}	有り	
	残留熱除去系停止時冷却 ライン手動弁	弁箱	約 14.7	285	— ^{*2}	有り	
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	約 12.6	285	— ^{*2}	有り	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	約 14.1	285	— ^{*2}	無し	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	約 14.1	285	— ^{*2}	無し	
	原子炉压力容器底部ドレン弁	弁箱	約 12.0	285	— ^{*2}	無し	
	原子炉冷却材浄化系 再生熱交換器管側入口弁	弁箱	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	約 23.1	285	140.1	無し	

*1：発生応力は、供用状態 Ds の一次応力である内圧、自重、地震 (Ss 地震) の応力値に、供用状態 A, B の一次＋二次応力である熱膨張荷重の応力値を加えたものである。

*2：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、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と比較してフェライト量が少な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、他の部位と比較してフェライト量が多い 4 部位（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、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）の中から最も発生応力の大きい原子炉再循環ポンプ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、重大事故等時の温度・圧力を包絡しているため、同一部位の発生応力に影響を及ぼすパラメータである温度・圧力が包絡していれば、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においても、厳しい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 3, 図 4) より決定した。

表 4 ミルシートによる材料成分表示

評価部位	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 ポンプケーシング											約 21.1
原子炉再循環ポン プ入口弁の弁箱		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大きくなる 0 %とした。

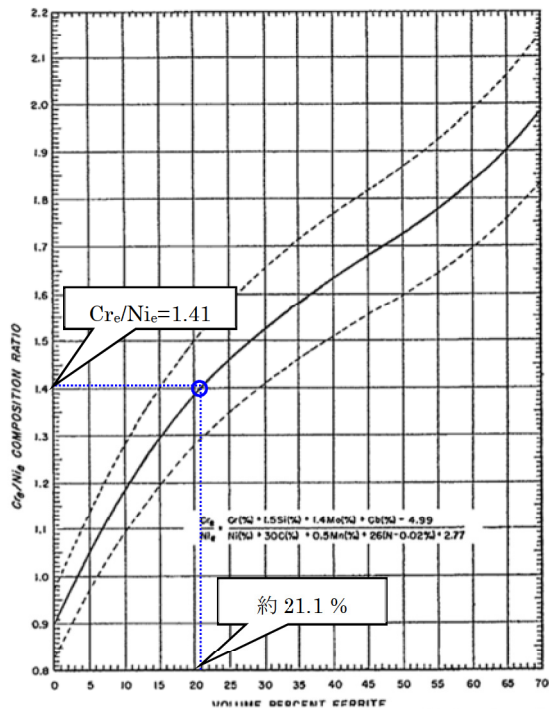


FIG. X1.1 Schoefer Diagram for Estimating the Average Ferrite Content in Austenitic Iron-Chromium-Nickel Alloy Castings

図 3 原子炉再循環ポンプケーシングのフェライト量導出図

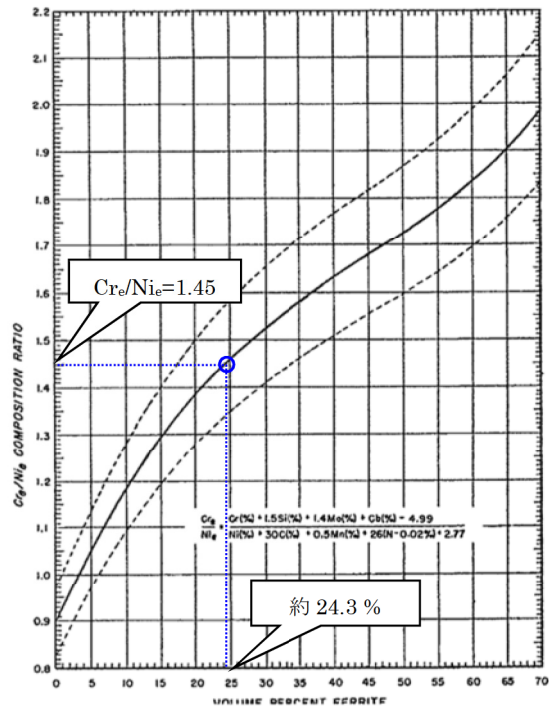


FIG. X1.1 Schoefer Diagram for Estimating the Average Ferrite Content in Austenitic Iron-Chromium-Nickel Alloy Castings

図 4 原子炉再循環ポンプ入口弁 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、弾塑性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）とを比較して、構造安定性を評価する。評価手法を以下に示す。

- ・ **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鑄鋼の亀裂進展抵抗を予測する。本評価で用いる「PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING, Proceeding of 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、熱時効後の材料の亀裂進展抵抗を予測するものである。亀裂進展抵抗は熱時効と共に低下するが、最終的には飽和する。今回の評価では保守的にばらつきの下限線（-2S）を用いて、完全時効後の飽和値を使用している。
- ・ **実施基準にて規定されている** 「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）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て、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プラント運転期間 60 年までに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 積分の弾塑性解析解に基づき算出する。

4. 代表の技術評価

(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鋳鋼は、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、熱時効後のステンレス鋼鋳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年時点の疲労亀裂の進展抵抗の予測評価を実施した。

評価結果である亀裂進展抵抗（破壊靱性値： J_{IC} , 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 破壊靱性値 (J_{IC} , J_6)

	J_{IC} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
原子炉再循環ポンプケーシング	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、配管破損防護設計規格を参考*に、図5のとおり設定している。

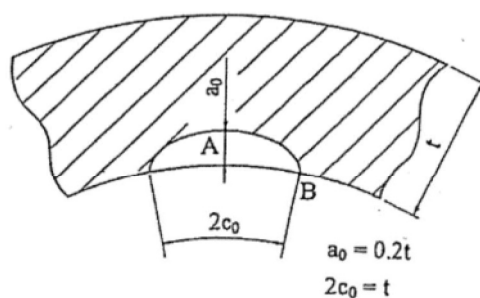


図5 初期欠陥の形状

*：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およびサイジング精度の確認に関するもの）」において、ステンレス鋼鋳鋼の深さ約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、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） 添付 E-2 き裂進展速度」に規定されているオーステナイト系ステンレス鋼の BWR 環境中の疲労き裂進展速度を用いて算出している。

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

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

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

<p>da/dN : 疲労き裂進展速度 [m/cycle]</p> <p>t_r : 負荷上昇時間 [s]</p> <p style="padding-left: 20px;">t_r = 1 (t_r < 1 の場合)</p> <p style="padding-left: 20px;">t_r = 1000 (t_r が定義できない場合)</p> <p>ΔK : 応力拡大係数の変動範囲 [MPa√m]</p> <p>R : 応力比 (K_{min}/K_{max})</p> <p>K_{max}, K_{min} : 最大及び最小応力拡大係数 [MPa√m]</p>

応力サイクルは、2010 年度までの実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、2011 年度以降の期間は実績より保守的*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。

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

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

表 6 原子炉再循環ポンプの応力サイクル

No.	過渡条件	過渡回数	膜応力 ^{*1} [MPa]		曲げ応力 ^{*2} [MPa]	
			σ_{mmax}	σ_{mmin}	σ_{bmax}	σ_{bmin}
1	耐圧試験	132	90.7	0.0	4.0	0.2
2	起動(昇温)	110	83.9	0.0	29.9	2.0
3	起動(タービン起動)	110	83.9	83.9	29.9	28.5
4	夜間低出力運転	120	83.9	83.9	28.5	28.5
5	週末低出力運転	165	83.9	83.9	28.5	28.5
6	制御棒パターン変更	176	83.9	83.9	28.5	28.5
7	給水加熱器機能喪失(発電機トリップ)	1	83.9	83.9	28.5	26.5
8	給水加熱器機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	1	83.9	83.9	28.5	27.9
9	スクラム(タービントリップ)	22	93.7	19.2	29.9	17.4
10	スクラム(その他のスクラム)	24	83.9	19.2	29.9	17.4
11	停止	111	83.9	0.0	29.9	2.0
12	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	6	94.3	18.7	29.9	17.4
13	1/3Sd地震	360	109.8	99.8	36.3	-36.3

表 7 原子炉再循環ポンプ入口弁の応力サイクル

No.	過渡条件	過渡回数	膜応力 ^{*1} [MPa]		曲げ応力 ^{*2} [MPa]	
			σ_{mmax}	σ_{mmin}	σ_{bmax}	σ_{bmin}
1	耐圧試験	132	95.5	0.0	4.2	0.2
2	起動(昇温)	110	88.3	0.0	31.3	2.1
3	起動(タービン起動)	110	88.3	88.3	31.3	29.8
4	夜間低出力運転	120	88.3	88.3	29.8	29.8
5	週末低出力運転	165	88.3	88.3	29.8	29.8
6	制御棒パターン変更	176	88.3	88.3	29.8	29.8
7	給水加熱器機能喪失(発電機トリップ)	1	88.3	88.3	29.8	27.7
8	給水加熱器機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	1	88.3	88.3	29.8	29.2
9	スクラム(タービントリップ)	22	98.7	20.2	31.3	20.8
10	スクラム(その他のスクラム)	24	88.3	20.2	31.3	20.8
11	停止	111	88.3	0.0	37.6	2.1
12	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	6	99.3	19.7	31.3	20.8
13	1/3Sd地震	360	115.7	105.1	19.2	-19.2

*1: 膜応力の応力成分は、すべて「内圧」に分類される。

*2: 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」、No. 13の過渡条件における応力成分は「地震」に分類される。

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。後述の亀裂進展力の評価に用いる発生応力を保守的に評価するため，初期亀裂長さである板厚は評価対象部位の公称板厚及び実測値のうち，最小板厚部（断面積最小）の値を用いている。

表 8 疲労亀裂進展解析結果

原子炉再循環ポンプケーシング（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	$a = 7.9$	$2c = 34.2$	$\Delta a = 1.2 \text{ mm}$ $2\Delta c = 0.8 \text{ mm}$

原子炉再循環ポンプ入口弁 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	$a = 8.7$	$2c = 37.8$	$\Delta a = 1.3 \text{ mm}$ $2\Delta c = 0.8 \text{ mm}$

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）。

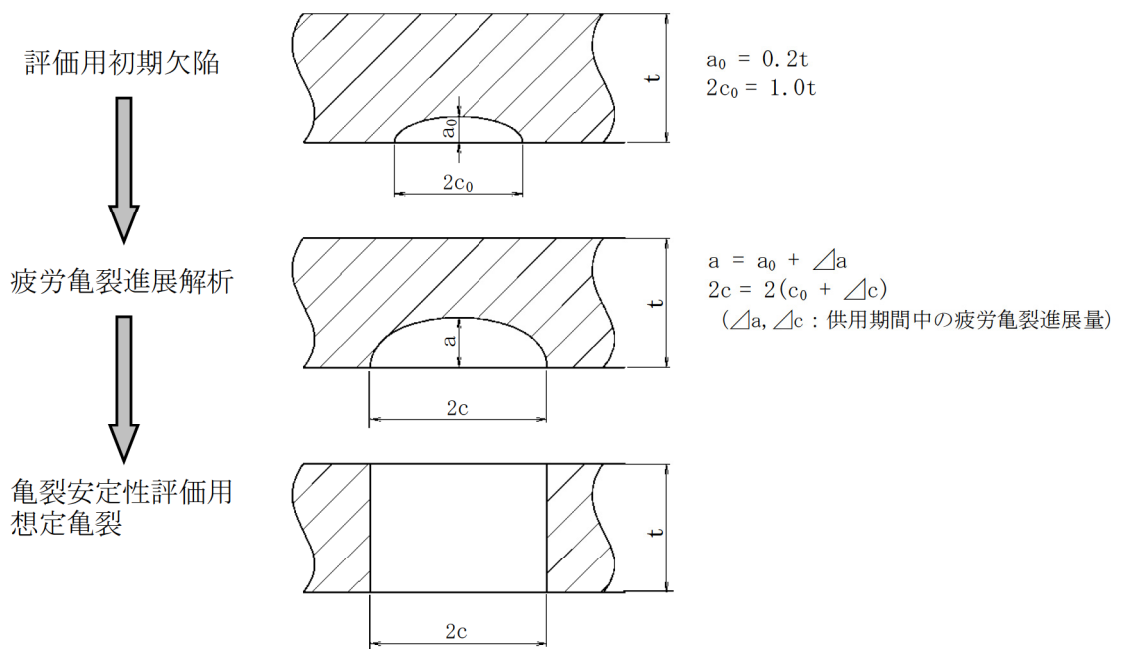


図 6 想定亀裂置き換えイメージ

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

	亀裂長さ[mm]	板厚[mm]
原子炉再循環ポンプケーシング	$2c = 34.2$	$t = 33.4$
原子炉再循環ポンプ入口弁 弁箱	$2c = 37.8$	$t = 37.0$

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 積分の弾塑性解析解により算出している。

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	応力分類	供用状態 Ds の一次応力			供用状態 A, B の一次+二次応力	合計
		自重	内圧	地震	熱膨張荷重*1	
原子炉再循環ポンプケーシング	膜応力 [MPa]	—	34.0	—	—	34.0 (43.2) *2
	曲げ応力 [MPa]	4.7	—	133.3	26.5	164.5 (207.3) *2
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) *2
	曲げ応力 [MPa]	6.5	—	70.1	27.7	104.3 (109.6) *2

*1：亀裂進展力の算出において考慮する応力は一次応力であるが、本評価では、配管破損防護設計規格に基づき、安全側に二次応力に分類される熱膨張荷重も考慮することとしている。

*2：発生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ポンプ・弁側の評価点 (最小板厚部) 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対し、それぞれ断面積比及び断面係数比を考慮している。なお、表中の () 内は上記の点を考慮し、最小板厚部における発生応力を想定した値を示している。

e. 亀裂進展力 (J_{app}) の評価の保守性

亀裂進展力の評価には、以下の点を考慮することにより評価の保守性を担保している。

- ・亀裂進展力算出の際、Ss 地震動による応力の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、評価の保守性を考慮している。
- ・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 2 に示す。

表 11 亀裂進展力 (J_{app})

		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 ケーシング	亀裂長さ $2c$ [mm]	33.4	34.2	100.2	167.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	44	45	172	398
原子炉再循環ポンプ 入口弁 弁箱	亀裂長さ $2c$ [mm]	37.0	37.8	111.0	185.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	6.79	6.95	24.63	52.91

f. 破壊力学*による健全性の評価

亀裂安定性評価用想定亀裂及び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 (供用状態 D_s の一次応力である内圧，自重，地震 (S_s 地震) の応力値に，供用状態 A, B の一次+二次応力である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。

*：初期欠陥の想定，亀裂進展及び貫通亀裂（長さは 60 年の亀裂進展）の想定は，配管破損防護設計規格の評価手法を参考にした。

図 7 に原子炉再循環ポンプ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性破壊することはない。

したがって，原子炉再循環ポンプ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。

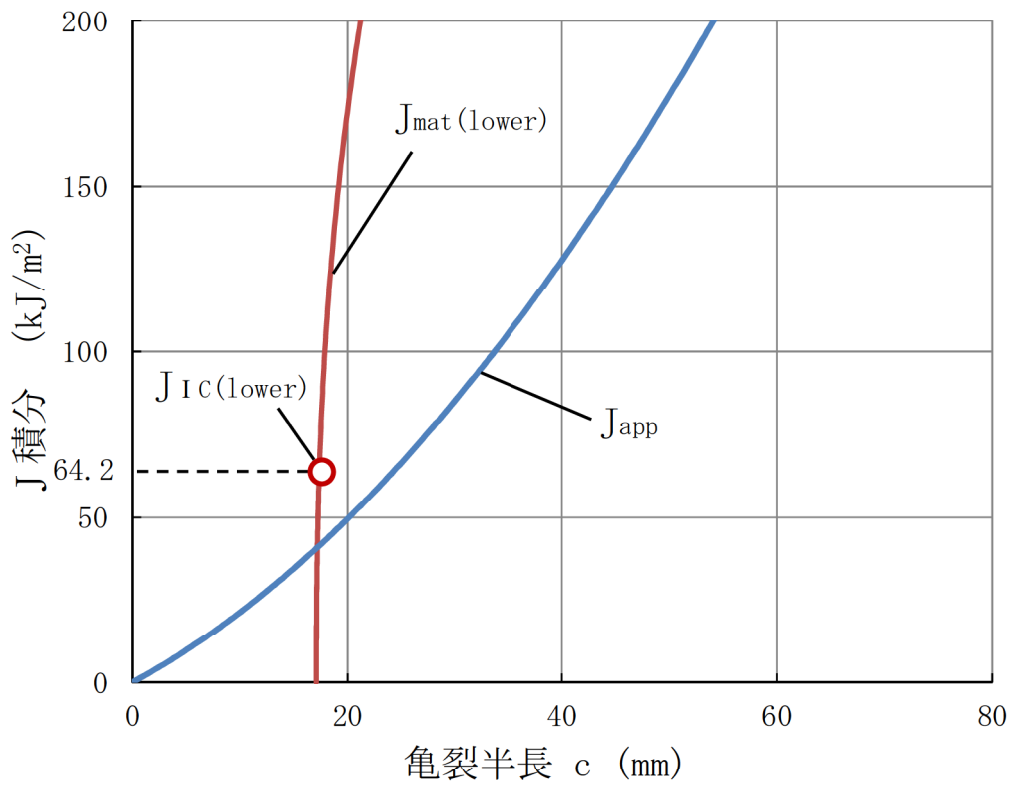


図7 原子炉再循環ポンプケーシングの亀裂安定性評価結果

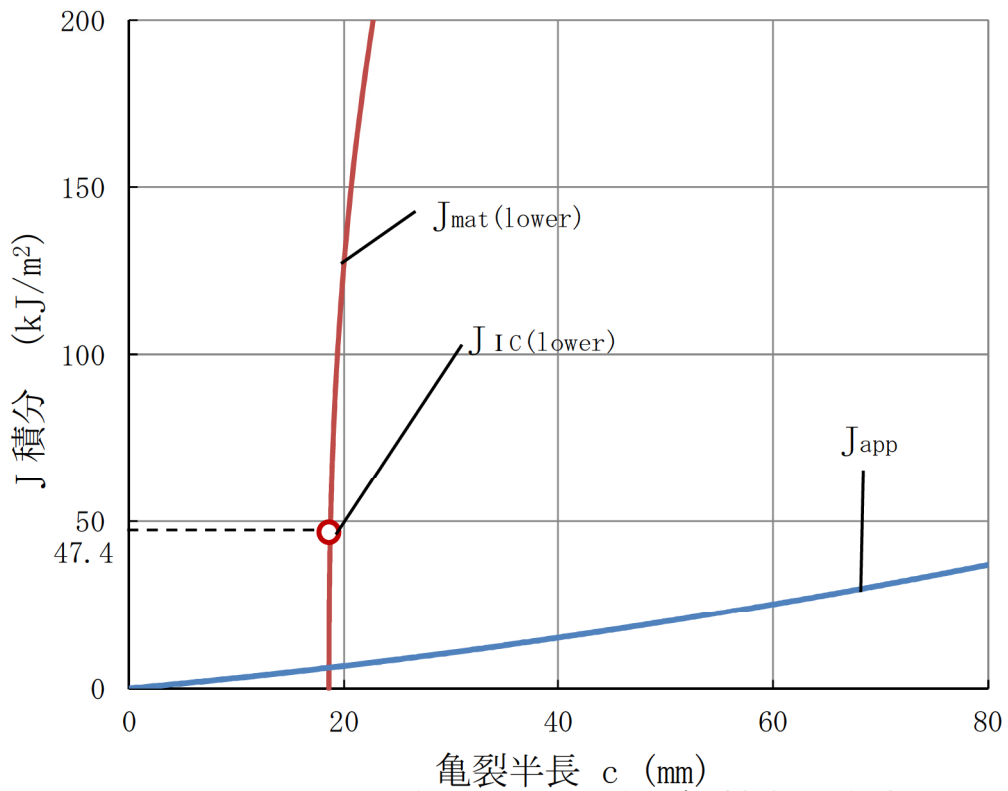


図8 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果

(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ケーシング】

検査方法：放射線透過検査

判定基準：ASTM2 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：ASTM2 級

JIS Z 3104 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、各保全サイクルの定期事業者検査のクラス1 機器供用期間中検査として日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2002」（第20～23回）、「同規格 JSME S NA1-2008」（第24回）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ケーシング】

・供用期間中検査

B-J ケーシングと呼び径 100A 以上の配管の溶接継手

点検方法：超音波探傷検査*1

判定基準：維持規格（JSME S NA1-2008）

実施時期：第24回保全サイクル

点検結果：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

点検方法：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 回保全サイクル

点検結果：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

点検方法：浸透探傷検査

判定基準：溶接規格（JSME S NB1-2001）

実施時期：第 21 回保全サイクル

点検結果：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 回保全サイクル

点検結果：合格

B-M-2 弁本体の内表面

点検方法：目視点検

判定基準：維持規格（JSME S NA1-2002）VT-3

実施時期：第 23 回保全サイクル

点検結果：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、当該部位は不安定性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. 代表以外の技術評価

代表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、代表である原子炉再循環ポンプ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 3 に代表以外の機器に関する現状保全等について、別紙 4 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
<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)d. 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, 原子炉再循環ポンプケージング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安定性破壊せず, 健全であると判断した。</p> <p>「4. (1)d. 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, 原子炉再循環ポンプケージング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安定性破壊せず, 健全であると判断した。</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>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、代表である原子炉再循環ポンプケージ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、保守管理に関する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 長期保守管理に関する方針の策定及び変更 長期保守管理に関する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。 ①高経年化技術評価の結果抽出されたすべての追加保全策（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すべて。）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に関する方針を策定すること。 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、保守管理に関する方針と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. 亀裂進展力 (J_{app}) の算出過程

別紙 3. 代表以外の機器に関する現状保全等について

別紙 4. 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の亀裂進展抵抗（靱性値）を予測する式として、以下に示す H3T モデルがある。

$$M = A + B/(t + C)$$

M：熱時効時間 t 後の破壊靱性値 [kJ/m²]

(J_{IC}：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「PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING, Proceeding of PVP2005-71528」の文献では、フェライト量の異なるステンレス鋼の機械的特性試験や破壊靱性試験結果を基に、長時間熱時効後の材料特性（破壊靱性値）を化学成分から予測する方法を検討しており、材料の化学成分から評価対象とする任意の運転温度（本評価では 285 °C）における熱時効後の材料特性を算出する 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_{IC}：破壊靱性, J₆：Δa=6 mm における破壊靱性)

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_k：評価対象温度 [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_{IC}, J₆) の予測式における定数 (A, B_i, t_F, t_{Fi} + C_i) の予測式を表 1 に示す。

表 1 長時間熱時効後の破壊靱性予測式の定数 (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

出典

S.KAWAGUCHI et. al. PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING, Proceeding of PVP2005-71528

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。本評価においても表2のとおり、標準偏差の2倍(-2S)を考慮し、運転開始後60年時点における破壊靱性値(J_{IC} , J_6)の最少予測値を算出した。

表2 破壊靱性値 (J_{IC} , J_6)

	J_{IC} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
原子炉再循環ポンプケーシング	64.2	234.3
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	47.4	178.1

＜亀裂進展力 (J_{app}) の算出過程＞

HANDBOOK に基づき、Zahoor の J 積分の弾塑性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、 J_{app} を算出した。

$$J = f_t \cdot P^2 / 4Rt^2 E + f_b \cdot M^2 / R^3 t^2 E + \alpha \sigma_0 \varepsilon_0 R(\pi - \theta) \cdot (\theta / \pi) \cdot h_1 \cdot (P/P_0')^{n+1}$$

$$P_0' = 0.5[-\lambda R P_0^2 / M_0 + \{(\lambda R P_0^2 / M_0)^2 + 4P_0^2\}^{0.5}]$$

$$\lambda = M / PR$$

$$P_0 = 2\sigma_0 R t [\pi - \theta - 2\sin^{-1}(0.5 \sin \theta)]$$

$$M_0 = 4\sigma_0 R^2 t [\cos(\theta/2) - 0.5 \sin \theta]$$

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

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

$$\theta_e = \theta \cdot [1 + (1/\beta) \cdot \{(n-1)/(n+1)\} \cdot \{(\sigma_t F_t + \sigma_b F_b)^2 / \sigma_0^2\} / \{1 + (P/P_0')^2\}]$$

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

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

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

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

(F_t, F_b はそれぞれ HANDBOOK volume1 1 章 2 の 2.1 Axial Tension 及び 2.2 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%]

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

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

$$P(t, T) = \log_{10}(t) + 0.4343 \frac{Q}{R} \left(\frac{1}{673.2} - \frac{1}{T} \right)$$

t : 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 の弾塑性解析解における 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	—
		②	45.0	MPa	
σ _b	曲げ方向応力	①	207.3	MPa	—
		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%耐力の応力	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	M = πR ² t×σ _b
		②	1.04×10 ⁹	N	
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ケーシング

②：原子炉再循環ポンプ入口弁 弁箱

また、 θ/π , n , h_1 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、以下の 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。

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

12.313 : 原子炉再循環ポンプケーシング

11.642 : 原子炉再循環ポンプ入口弁 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4に示す。

表4 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	34.2	100.2	167.0
			②	37.0	37.8	111.0	185.0
θ/π	亀裂の角度 $c/(\pi R_i)$	—	①	0.019	0.020	0.058	0.096
			②	0.022	0.022	0.066	0.110
h ₁	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	45	172	398
			②	6.79	6.95	24.63	52.91

①：原子炉再循環ポンプケーシング

②：原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱

<代表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：BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会)
- ・低サイクル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。

それ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、低サイクル疲労割れの発生の可能性は小さい。

以下に、代表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、低サイクル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ケーシング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

評価書分類	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：⑦	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：⑤，⑥ ・目視点検：⑦	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：⑦	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：⑥ ・目視点検：⑦	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：⑤，⑥ ・目視点検：⑦	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：⑥ ・目視点検：⑦	合格
	原子炉压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：⑤ ・目視点検：⑦	合格
ボール弁	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	・供用期間中検査：⑤，⑥ ・目視点検：⑦	合格
	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：⑤，⑥ ・目視点検：⑦	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
- 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弁本体の内表面の目視点検：維持規格（JSME S NA1）VT-3
- ⑦社内基準による

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製造時に浸透探傷検査により、亀裂のないことを確認している。

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

機器名称	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

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、製造時に浸透探傷検査により、亀裂のないことを確認している。

また、低サイクル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、ケーシングを代表として評価を実施し、許容値を満足することを確認している。

また、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、また、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、低サイクル疲労割れ発生の可能性は小さいと考える。

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

機器名称	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 ： ASME Sec III (1971)NB2573 ・浸透探傷検査 ： ASME Sec III (1971)NB2546	・目視点検：社内基準 ・浸透探傷検査 ：設計・建設規格 (JSME S NCl)	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) ・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
	水中軸受		・目視点検：社内基準	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。

(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・スパージャのノズルについて

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

機器名称	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 ：製造メーカー社内基準による ・浸透探傷検査 ：製造メーカー社内基準による	・運用基準に基づき取替 ・機能検査	合格
燃料支持金具 (中央，周辺)	中央燃料支持金具	—	・目視点検：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・ スパージャ	ノズル	・浸透探傷検査 ：電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令による		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。

(4) ジェットポンプのインレットミキサ，ディフューザ，リストレナー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

機器名称	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	—	・目視点検：維持規格 (JSME S NA1) VT-3	合格
	ディフューザ	—		合格
	リストレナーブラケット	—		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、玉型弁、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、低サイクル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、代表機器である原子炉再循環ポンプ出口弁、原子炉再循環ポンプ流量制御弁のケーシング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低サイクル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、玉型弁、逆止弁、ボール弁の製造時の検査及び現状保全

評価書分類	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	・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
	原子炉圧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。

①ASTM 2 級

②ASME Sec III (1971) NB2546

③社内基準による

④設計・建設規格(JSME S NC1), 告示第 501 号

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

評価書 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
玉型弁	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: ⑦	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: ⑥ ・目視点検: ⑦	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: ⑦	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: ⑥ ・目視点検: ⑦	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: ⑦	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: ⑦	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): ⑤	・目視点検: ⑦	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	・浸透探傷検査 (弁箱): ⑤	・目視点検: ⑦	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: ⑦	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 (弁箱): ⑤	・目視点検: ⑦	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: ⑦	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: ⑦	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)
- ③ASME SecⅢ (1971)NB2546
- ④告示 501 号, 省令 81 号準拠
- ⑤製造メーカー社内基準による
- ⑥弁本体の内表面の目視点検: 維持規格 (JSME S NA1) VT-3
- ⑦社内基準による

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。

＜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。

排ガス復水器胴側安全弁は、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環境温度は 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、使用環境は 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。