

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-4 改1
提出年月日	平成30年3月1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3月1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、商業機密
あるいは防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 評価部位の選定	1
3. 代表の技術評価	4
(1) 健全性評価	4
(2) 現状保全	8
(3) 総合評価	8
(4) 高経年化への対応	8
4. 代表以外の評価	8
5. まとめ	9
(1) 審査基準適合性	9
別紙 1. 熱時効評価対象機器・部位の抽出について	11
別紙 2. 原子炉再循環ポンプケーシングの評価について	14
別紙 3. 原子炉再循環ポンプケーシングの現状保全等の内容について	20
別紙 4. 原子炉再循環ポンプ入口弁の評価について	21
別紙 5. 原子炉再循環ポンプ入口弁の現状保全等の内容について	27

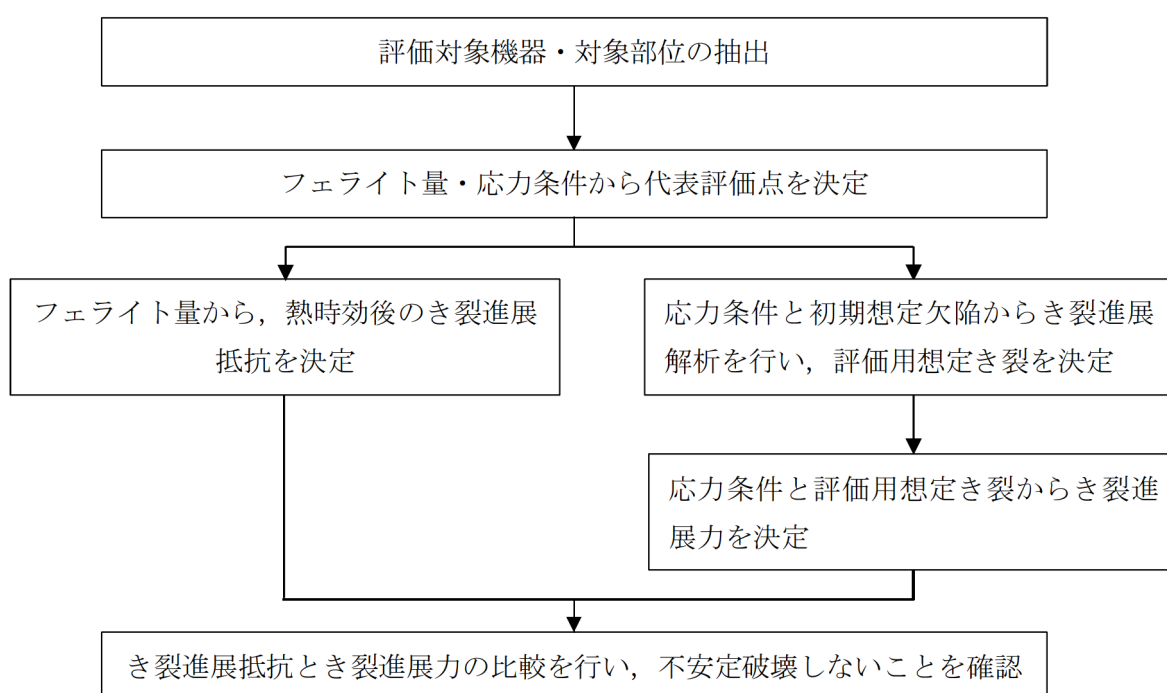
1. はじめに

本資料は、2相ステンレス鋼の熱時効の劣化状況評価の補足として、評価結果とともに、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

原子炉冷却材バウンダリの弁、ポンプのケーシングなどに使用しているステンレス鋼（2相ステンレス鋼）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。

【熱時効評価の流れ】



2. 評価部位の選定

熱時効の評価対象機器・部位については、各機器の最高使用温度が250℃以上の機器を抽出し、それらの機器よりステンレス鋼の部位を抽出し「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」を基に、以下の条件に該当する部位を定量評価の対象部位として抽出する。

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

抽出された対象部位の一覧表を表1に示す。

表1 東海第二 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

評価区分	機器名称	対象部位	評価結果*	最高使用温度【℃】	使用温度【℃】	き裂の原因となる劣化現象	疲労割れ以外の劣化現象	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	無し	無し	—	冷却水と接液しているため250℃未満
		羽根車	評価対象外	302	250℃未満	無し	無し	—	
	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	1以下	
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		ケーシング	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		羽根車	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		水中軸受	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	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	無し	無し	—	
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	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
	原子炉再循環ポンプ出口弁 (代表機器)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	残留熱除去系シャッタダウランライオン隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
玉型弁	原子炉冷却材浄化系破込弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	残留熱除去系シャッタダウランライオン隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	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	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
逆止弁	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 管側入口弁 (代表機器以外)	弁箱	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	残留熱除去系シャッタダウランライオン隔離弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	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	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
安全弁	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 バイパス弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	残留熱除去系シャッタダウランライオン逆止弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	原子炉圧力容器側安全弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	—	
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
機械設備	原子炉再循環ポンプ 流量制御弁	弁箱	評価対象外	538	250℃未満	無し	無し	—	熱流動解析の結果、運転中は250度未満
		弁ふた、ボールシャフト	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	無し	1以下	
	制御棒	落下速度リミッター	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		コレットピストン	評価対象外	302	250℃未満	無し	無し	—	冷却流路に設置されているため、使用領域は250℃未満
	炉内構造物	原子炉再循環ポンプ 本体	定量評価対象外	302	250℃以上	無し	無し	—	
		燃料支持金具 (中央、周辺)	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		制御棒案内管	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
		炉心スプレッド配管・スパージャ	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—	
	ジェットポンプ	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—		
	ジェットポンプ	定量評価対象外	302	285	無し	無し	—		

*：別紙1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

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、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効に起因する経年劣化事象の発生及びき裂進展が想定されない理由の一例を以下に示す。

- ・ステンレス鋼鋳鋼は、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：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、代表機器について定量評価を実施し、許容値を満たすことを確認している。
- ・対象機器の一部については定期的な目視検査または超音波探傷検査を実施し、き裂が無いことを確認している。

次に、「き裂の原因となる経年劣化事象が想定される部位」であり、定量評価対象外とした部位に対し保守的に潜在的なき裂を想定し、き裂の安定性評価を実施することとした。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）を比較し、質量が大きいため発生応力が大きくなると想定され、他のフェライト量の多い機器と比較しても発生応力が大きい原子炉再循環ポンプケーシング及びフェライト量が最も多い原子炉再循環ポンプ入口弁を代表として、具体的な評価内容を説明する。

代表評価対象機器となった機器・部位・条件を表2に示す。

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以外の評価結果は、「4. 代表以外の評価」に示す。

なお、通常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、代表評価対象機器は重大事故等時に機能要求がないため通常運転時の応力条件を用いる。

また、フェライト量は、製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM 800/A800M-14)」に示される線図より決定した。

表2 潜在的なき裂を想定した熱時効評価対象機器・部位

対象機器	部位	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力* [MPa]
原子炉再循環ポンプ	ケーシング	約 21.1	285	534
原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	約 24.3	285	347

*：応力は供用状態 A, B の内圧，自重，熱膨張荷重（1次応力+2次応力），地震荷重(Ss)を考慮して算出している。

3. 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、引張強さは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^{*1}）を用いて熱時効後のステンレス鋼鋳鋼のき裂進展抵抗を予測した。

^{*1}：H3T モデルは、熱時効により低下するき裂進展抵抗（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き裂進展抵抗を予測するものである。き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。

b. 想定き裂の評価

初期欠陥は、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG 4613-1998)」^{*2}（以下、「JEAG4613」という）に準拠し、超音波探傷試験の検出能力を考慮して設定している。

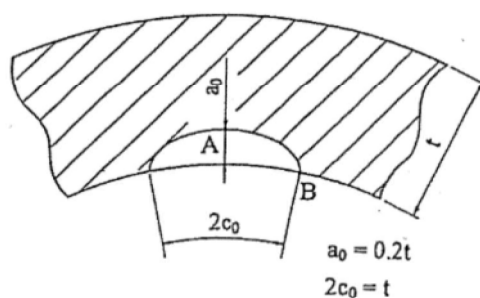


図1 初期欠陥の形状

^{*2}：本規格はオーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼にも適用できるものである。また、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の疲労き裂を検出可能であることが確認されている。

延長しようとする期間を踏まえて、60年供用時の評価を実施する。ポンプケーシング内面及び弁箱内面に仮定した初期き裂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 JEAG 4613 に基づき算出した。

$$da/dN = C(\Delta K)^m$$

$$\Delta K = K_{max} - K_{min}$$

$$\left[\begin{array}{l} da/dN : \text{疲労き裂進展速度 (m/cycle)} \\ C : \text{定数 (7.77} \times 10^{-12}) \\ m : \text{定数 (3.5)} \\ \Delta K : \text{応力拡大係数変動幅 (MPa}\sqrt{\text{m)}} \\ K_{max}, K_{min} : \text{最大および最小応力拡大係数 (MPa}\sqrt{\text{m)}} \end{array} \right]$$

応力サイクルは、2010年度までの実過渡回数に基づいて、プラント運転期間60年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*3な回数が発生すると仮定して回数を推定した。

応力拡大係数は、供用状態 A・B および地震加速度を考慮した内圧・熱応力・曲げモーメント荷重を用いて算出している。また、定数 C, m は、同規格に基づく、軽水炉水環境下におけるオーステナイト系ステンレス鋼管に適用される値を用いている。

疲労き裂進展解析の結果を表3に示す。

*3：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。

表3 疲労き裂進展解析結果

原子炉再循環ポンプ ポンプケーシングノズル部 (吸込側) [板厚=42.0 mm]

	き裂深さ [mm]	き裂長さ [mm]	備考
初期	$a_0 = 8.4$	$2c_0 = 42.0$	—
60年想定時	$a = 8.5$	$2c = 42.2$	$\Delta a = 0.1 \text{ mm}$ $2\Delta c = 0.2 \text{ mm}$

原子炉再循環ポンプ入口弁 弁箱 (入口側) [板厚=39.0 mm]

	き裂深さ [mm]	き裂長さ [mm]	備考
初期	$a_0 = 7.8$	$2c_0 = 39.0$	—
60年想定時	$a = 7.9$	$2c = 39.2$	$\Delta a = 0.1 \text{ mm}$ $2\Delta c = 0.2 \text{ mm}$

c. き裂安定性評価用想定き裂

き裂安定性評価では、安全側に評価するため、b. 項で算出した疲労き裂を貫通き裂に置き換える (図 2 参照)。

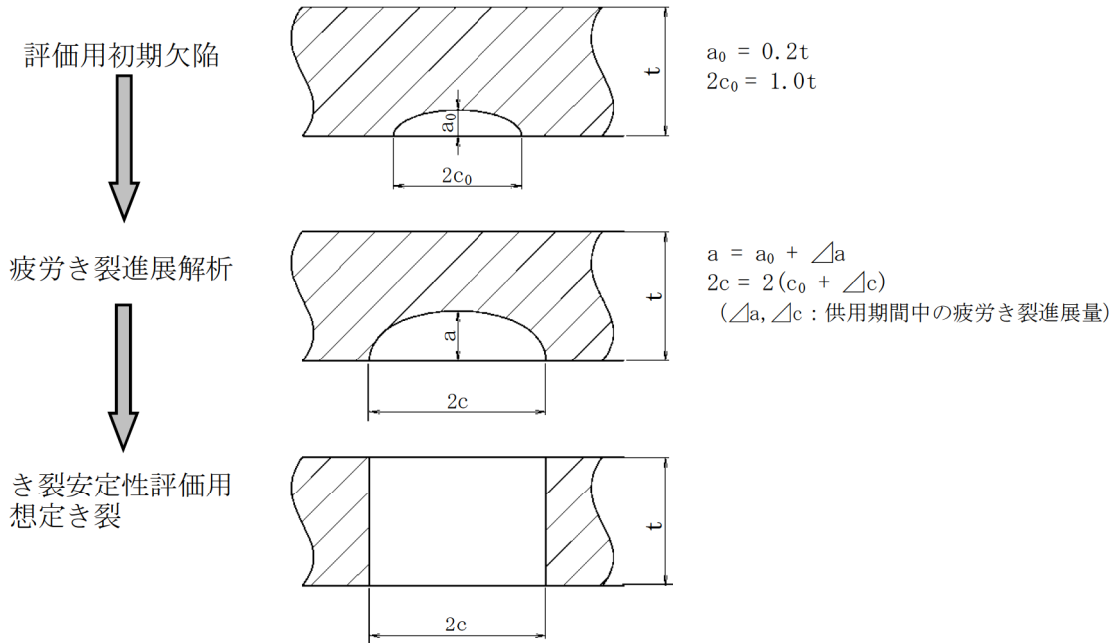


図 2 想定き裂置き換えイメージ

き裂安定性評価用想定き裂を表 4 に示す。

表 4 き裂安定性評価用想定き裂

	き裂長さ [mm]	板厚 [mm]
原子炉再循環ポンプ	$2c = 42.2$	$t = 42.0$
原子炉再循環ポンプ入口弁	$2c = 39.2$	$t = 39.0$

d. 破壊力学*4 による健全性の評価

き裂安定性評価用想定き裂およ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き裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に与えられた荷重*5 (供用状態 A, B+地震動による荷重) とき裂長さから算出されるき裂進展力 (J_{app}) を求めてその比較を行った。

なお、き裂進展力は、” DUCTILE FRACTURE HANDBOOK” EPRI NP-6301-D(1989) に基づき算出している。

図 3 に原子炉再循環ポンプケーシングのき裂安定性評価結果、図 4 に原子炉再循環ポンプ入口弁のき裂安定性評価結果を示す。

- *4：初期き裂の想定，き裂進展，貫通き裂（長さは60年のき裂進展）想定およびき裂進展力は，JEAG 4613 の評価手法に準拠した。
- *5：荷重は内圧，自重，熱応力，地震力を考慮した。

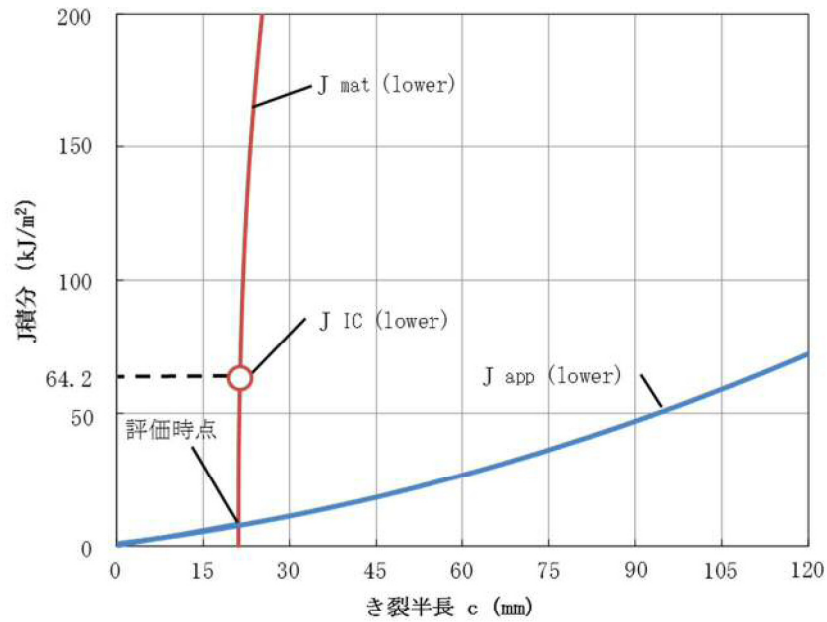


図3 原子炉再循環ポンプケーシングのき裂安定性評価結果

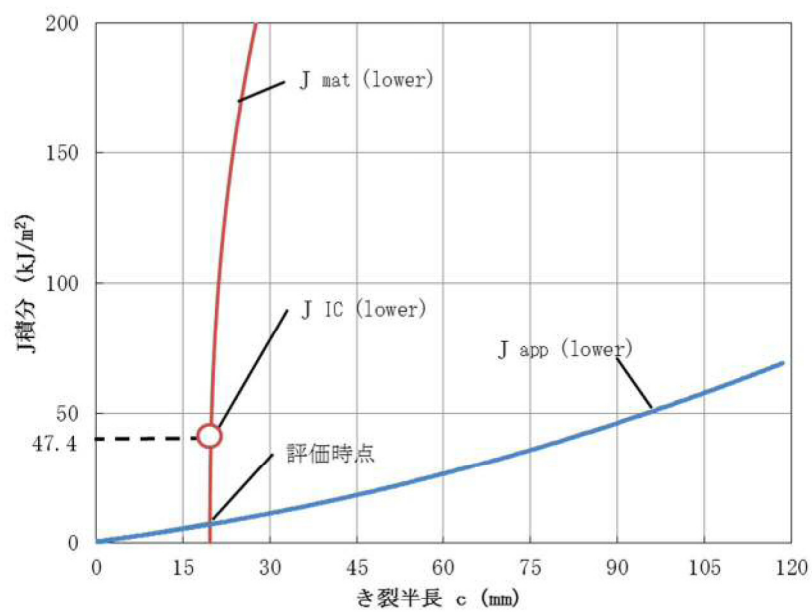


図4 原子炉再循環ポンプ入口弁のき裂安定性評価結果

評価の結果、き裂進展抵抗がき裂進展力と交差し、き裂進展抵抗がき裂進展力を上回ること、およびき裂進展抵抗とき裂進展力の交点でき裂進展抵抗の傾きがき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ケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の熱時効は供用状態 A, B および重大事故等時を考慮しても健全性評価上問題ない。

(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熱時効に対しては、定期的に当該機器と配管の溶接部の超音波探傷検査及び当該機器の内面の目視検査を実施し、評価で想定したき裂のないことを確認している。

(3) 総合評価

60年間の供用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健全性評価結果から判断して、当該機器は不安定破壊することはなく、延長しようとする期間において熱時効が構造健全性で問題となる可能性はない。

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熱時効評価では、製造時に浸透探傷検査、放射線透過検査を行い、き裂が無いことを確認しているが、疲労き裂の発生・進展を想定した評価を行っており、評価で想定するような疲労き裂のないことを確認することが必要である。

現状保全で実施している超音波探傷検査（供用期間中検査）は、溶接部の割れを検知可能であり、また、割れが発生するとすれば応力の観点から溶接部であると判断されることから、点検手法として適切である。

(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いと判断する。

4. 代表以外の評価

代表以外の評価については、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評価結果に包絡されており同様に問題ないと判断する。

5. まとめ

(1) 審査基準適合性

以上の評価結果について、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定されている延長しようとする期間における要求事項との対比を下表に示す。

評価対象事象 又は評価事項	要求事項	評価結果
2相ステンレス 鋼の熱時効	○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。	「破壊力学による健全性の評価」に示すとおり、延性き裂進展性評価の結果、評価対象部位においてき裂進展抵抗 (J_{mat}) がき裂進展力 (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シング及び原子炉再循環ポンプ入口弁は不安定性破壊せず、健全であると判断した。
	○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。	「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き裂進展抵抗 (J_{mat}) とき裂進展力 (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シング及び原子炉再循環ポンプ入口弁は不安定性破壊せず、健全であると判断した。

別紙

- 別紙 1. 熱時効評価対象機器・部位の抽出について
- 別紙 2. 原子炉再循環ポンプケーシングの評価について
- 別紙 3. 原子炉再循環ポンプケーシングの現状保全等の内容について
- 別紙 4. 原子炉再循環ポンプ入口弁の評価について
- 別紙 5. 原子炉再循環ポンプ入口弁の現状保全等の内容について

<p>タイトル</p>	<p>熱時効評価対象機器・部位の抽出について</p>
<p>説明</p>	<p>評価対象部位からの定量評価対象機器・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）」C.5（2相ステンレス鋼の熱時効）C.5.2（評価対象）をもとに作成した熱時効のスクリーニングフローより抽出し、抽出された対象部位に対し、評価を行った。</p> <p>本スクリーニングフローにおけるき裂の想定有無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」C.5（2相ステンレス鋼の熱時効）C.5.2（評価対象）において、「き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き裂（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。</p> <p style="text-align: center;"><u>熱時効スクリーニングフロー</u></p> <pre> graph TD Start[評価対象部位 (ステンレス鋼铸鋼で最高使用温度250°C以上)] --> D1{使用環境温度が250°C以上} D1 -- NO --> Out1[評価対象外] D1 -- YES --> D2{亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されるか} D2 -- 無 --> Out1 D2 -- 有 --> D3{疲労割れ*以外の亀裂が想定される 経年劣化事象が想定されるか} D3 -- 有 --> D4{疲労累積係数が1を超えるか} D3 -- 無 --> Out1 D4 -- YES --> D5{点検により確認ができない} D4 -- NO --> Out1 D5 -- YES --> D6{同一種類の最大値を抽出} D6 --> Eval[定量評価] D5 -- NO --> Out1 </pre> <p style="text-align: center;">*：低サイクル疲労割れ</p>

次に、「き裂の原因となる経年劣化事象が想定される部位」であり、定量評価対象外とした部位に対し保守的に潜在的なき裂を想定した熱時効評価対象機器・部位の選定表を表1に示す。

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）での比較を行った。

その結果、質量が大きいため発生応力が大きくなると想定され、他のフェライト量の多い機器と比較しても発生応力が大きい原子炉再循環ポンプケーシングを代表として、き裂の安定性評価を実施する。

また、フェライト量が多い機器である原子炉再循環ポンプ入口弁を代表として、き裂の安定性評価を実施する。

表1 潜在的なき裂を想定した熱時効評価対象機器・部位一覧の選定表

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*[MPa]	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	534	○
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁 (代表機器以外)	弁箱	約24.3	285	347	○
	原子炉再循環ポンプ出口弁 (代表機器)	弁箱	約22.6	285	335	
	残留熱除去系シャットダウン ライン隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	約11.6	285	代表機器と比較し 条件が同等である	
	残留熱除去系停止時冷却ライン 手動弁 (代表機器以外)	弁箱	約14.7	285	代表機器と比較し 条件が同等である	
	原子炉隔離時冷却系注入弁 (代表機器以外)	弁箱	約12.6	285	代表機器と比較し 条件が同等である	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	約14.1	285	代表機器と比較し 条件が同等である	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁 (代表機器以外)	弁箱	約14.1	285	代表機器と比較し 条件が同等である	
	原子炉圧力容器底部ドレン弁 (代表機器以外)	弁箱	約12.0	285	代表機器と比較し 条件が同等である	
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換 器管側入口弁 (代表機器以外)	弁箱	約8.4	285	代表機器と比較し 条件が同等である	
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	約23.1	285	272	

*：応力は供用状態 A, B の内圧，自重，熱膨張荷重（1次応力+2次応力），地震荷重 (Ss) を考慮して算出している。

なお、選定表におけるき裂の安定性評価対象ではない機器の熱時効劣化評価において、着目すべき経年劣化事象ではないとした理由として、製造時の検査内容及び現状保全，供用期間中検査の具体的内容について表2に示す。

表 2 保全状況等一覧表

評価書分類	機器名称	対象部位	製造時の検査内容	現状保全の内容	供用期間中検査*1
仕切弁	原子炉再循環ポンプ出口弁 (代表機器)	弁箱	放射線透過検査 ・ ASTM2級 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部) 浸透探傷検査 ・ ASME SecIII (1971)NB2546	目視点検	①
	残留熱除去系シャットダウンライン 隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	放射線透過検査 ・ ASTM2級 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部) 浸透探傷検査 ・ ASME SecIII (1971)NB2546	目視点検	①②
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁 (代表機器以外)	弁箱	放射線透過検査 ・ ASTM2級 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部) 浸透探傷検査 ・ ASME SecIII (1971)NB2546	目視点検	①
	原子炉隔離時冷却系注入弁 (代表機器以外)	弁箱	放射線透過検査 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部)	目視点検	②
	原子炉冷却材浄化系隔離弁 (代表機器以外)	弁箱	放射線透過検査 ・ ASTM2級 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部) 浸透探傷検査 ・ ASME SecIII (1971)NB2546	目視点検	①②
	原子炉冷却材浄化系吸込弁 (代表機器以外)	弁箱	放射線透過検査 ・ ASTM2級 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部) 浸透探傷検査 ・ ASME SecIII (1971)NB2546	目視点検	②
	原子炉圧力容器底部ドレン弁 (代表機器以外)	弁箱	放射線透過検査 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部) 浸透探傷検査 ・ ASME SecIII (1971)NB2546	目視点検	①
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 管側入口弁 (代表機器以外)	弁箱	放射線透過検査 ・ JIS Z 3104 1級 (弁箱溶接開先部) 浸透探傷検査 ・ 告示501号	目視点検	—
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 ・ ASTM2級 浸透探傷検査 ・ ASME SecIII (1971)NB2546.3	目視点検	①②

*1：供用期間中検査の点検方法，判定基準，点検結果については，以下のとおり示す。

①弁箱と配管の溶接部

点検方法：超音波探傷検査（供用期間中検査）

判定基準：維持規格（JSME S NA1 2002）に基づき実施

点検結果：合格

②弁本体の内表面

点検方法：目視検査（供用期間中検査）

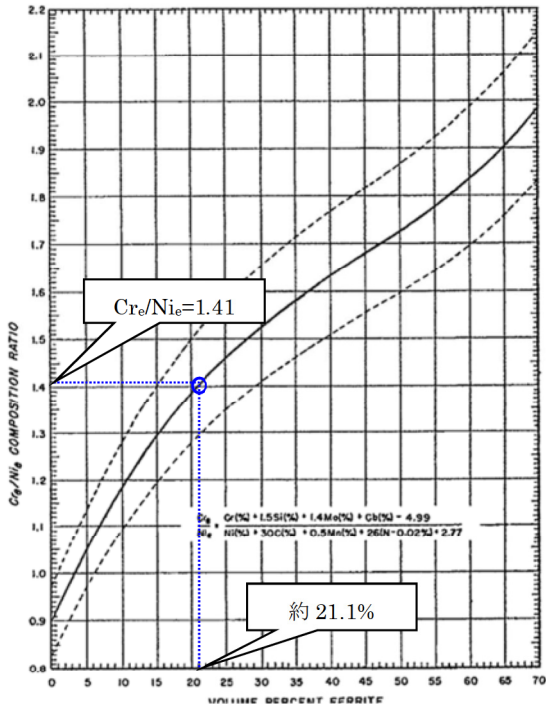
判定基準：維持規格（JSME S NA1 2002）に基づき実施

点検結果：合格

以上より，製造時及び分解点検時にき裂が無いことを確認している。

また，経年劣化事象として低サイクル疲労が想定されるが，代表機器にて運転開始後 60 年を想定した健全性評価の結果，割れが発生する可能性はないと評価している。さらに，弁は配管や容器と比較して厚く製造されており発生応力は小さいと考えている。

よって，熱時効は想定されるものの，そのことが機器の健全性評価に影響を与える可能性はないと考え着目すべき経年劣化事象ではないと判断している。

<p>タイトル</p>	<p>原子炉再循環ポンプケーシングの評価について</p>																																						
<p>説明</p>	<p>(1) 評価対象機器の脆化予測 原子炉再循環ポンプケーシングの応力，フェライト量，使用温度を表 1 に示す。</p> <p>表 1 原子炉再循環ポンプケーシング熱時効評価結果</p> <table border="1" data-bbox="392 589 1334 716"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>応力*1 [MPa]</th> <th>フェライト量 [%]</th> <th>使用温度 [°C]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ケーシング</td> <td>534</td> <td>約 21.1</td> <td>285</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：応力は供用状態 A, B の内圧，自重，熱膨張荷重（1 次応力+2 次応力），地震荷重(Ss)を考慮して算出している。</p> <p>フェライト量算出にあたっては表 2 に示す材料成分表及び ASTM A800 により算出している。</p> <p>表 2 製造時ミルシートによる材料成分表示</p> <table border="1" data-bbox="392 938 1401 1133"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th colspan="8">化学成分（溶鋼分析）[%]</th> <th rowspan="2">Cr_e/Ni_e</th> <th rowspan="2">フェライト量 F[%]</th> </tr> <tr> <th>C</th> <th>Si</th> <th>Mn</th> <th>Cr</th> <th>Ni</th> <th>Mo</th> <th>Cb (Nb)*2</th> <th>N*2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプケーシング</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>—</td> <td>—</td> <td>約 1.41</td> <td>約 21.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>*2：Cb(N), Nb の成分は，製造時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。</p>  <p>図 1 原子炉再循環ポンプケーシングのフェライト量導出図</p>	部位	応力*1 [MPa]	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	ケーシング	534	約 21.1	285	評価部位	化学成分（溶鋼分析）[%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F[%]	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Cb (Nb)*2	N*2	原子炉再循環ポンプケーシング							—	—	約 1.41	約 21.1
部位	応力*1 [MPa]	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]																																				
ケーシング	534	約 21.1	285																																				
評価部位	化学成分（溶鋼分析）[%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F[%]																													
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Cb (Nb)*2	N*2																															
原子炉再循環ポンプケーシング							—	—	約 1.41	約 21.1																													

(2) 疲労き裂進展解析

原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG4613-1998)に準拠して設定した初期欠陥が、プラント運転時に生じる応力サイクルにより供用期間 60 年の間に進展する量を求める。き裂進展解析に用いる応力サイクルを以下の表 3 に示す。

表 3 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 [MPa]		曲げ応力 [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	スクラム(逃し安全弁誤作動)	0	83.9	0.0	28.5	2.0
14	1/3Sd地震	110	109.8	99.8	36.3	-36.3

疲労き裂進展解析結果を、表 4 に示す。

表 4 き裂進展解析結果

	き裂深さ [mm]	き裂長さ [mm]	備考
初期	$a_0 = 8.4$	$2c_0 = 42.0$	—
60 年想定時	$a = 8.5$	$2c = 42.2$	$\Delta a = 0.1 \text{ mm}$ $2 \Delta c = 0.2 \text{ mm}$

(3) き裂安定性評価

き裂安定性評価では、保守的な評価とするため、(2)で算出した疲労き裂を貫通き裂に置き換えて評価を実施した。このき裂が破壊力学的に安定かどうかを判定するため供用状態 A,B の荷重+地震動の荷重により想定き裂に生じるき裂進展力を評価し、最少破壊靱性 $J(\Delta a)$ と比較して延性不安定破壊しないことを確認する。

具体的には、各供用状態の荷重から算出されるき裂進展力を示すパラメータ J 積分値 J_{app} と熱時効後の破壊抵抗値 J_{mat} を用いて評価を行う。

(4) き裂進展力 (J_{app})

き裂進展力は、評価部位の荷重とき裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍及びき裂進展解析結果(60年想定き裂)のき裂安定性評価用想定き裂(周方向貫通き裂)を用いて、”DUCTILE FRACUTRE HANDBOOK” EPRI NP-6301-D(1989)(以下、「HANDBOOK」とする。)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節にある以下の式を用いた。

$$J = f_t \cdot P^2 / 4Rt^2 E + \alpha \sigma_0 \varepsilon_0 R(\pi - \theta) \cdot H_1 \cdot (P/P_0)^{n+1}$$

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

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

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

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

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

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

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

表5 J_{app} 算出に使用した値と記号の説明

J_{app} 算出に使用した値			単位	備考
t	板厚	42.0	mm	原子炉再循環ポンプケーシングの板厚
R_0	外半径	315	mm	原子炉再循環ポンプケーシングの外径630.0 mm ÷ 2
R_i	内半径	273	mm	$R_i = R_0 - t$
R	平均半径	294	mm	$R = R_0 - t/2$
σ_t	軸方向応力	109.8	MPa	応力サイクル条件より膜応力 $\sigma_{m \max}$ の最大値
P	軸方向荷重	8.52E+06	N	$P = 2\pi R t \times \sigma_t$
E	縦弾性係数	1.76E+05	MPa	ASME (2013) Section II PartD 材料表より
ε_0	0.2%耐力のひずみ	1.25E-03	—	$\varepsilon_0 = \sigma / E$

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

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

$$\alpha = -0.011 \sigma_f + 6.054 = 1.423$$

$$n = -0.005 \sigma_f + 6.763 = 4.658$$

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。

$$\sigma_{f(0)} = 105.472 + 6.96F + 16.062Mo + 1535.398C = 369 [\text{MPa}]$$

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%]

$$\sigma_f / \sigma_{f(0)} = \frac{1+1.161}{2} - \frac{1-1.161}{2} \tanh \frac{P(t,T)-2.996}{0.929} = 1.143$$

$$P(t, T) = \log_{10}(t) + 0.4343 \frac{Q}{R} \left(\frac{1}{673.2} - \frac{1}{T} \right) = 3.945$$

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 の全面塑性解における 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、205[MPa]とした (ASME Boiler & Pressure Vessel Code(2013) Section II の PartA Table3 から引用)。 σ_0 は、 σ_{y0} に時効効果を考慮し、下記のとおり算出した。

$$\sigma_0 / \sigma_{y0} = \frac{1+1.071}{2} - \frac{1-1.071}{2} \tanh \frac{P(t,T)-1.617}{0.} = 1.0706$$

以上より、 $\sigma_0 = 219.4$ [MPa]となる。

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 の表 6 の値から保守的に H_1 が大きい値となるよう設定し、評価を行っている。

表6 J_{app} 算出において設定した H_I

H_I for Throughwall Cracks in Tension, $R/t = 10$

θ/π	n = 1	n = 2	n = 3	n = 5	n = 7
0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
0.063	0.186	0.248	0.291	0.323	0.382
0.100	0.330	0.415	0.472	0.518	0.595
0.125	0.403	0.520	0.589	0.645	0.638
0.150	0.530	0.620	0.683	0.730	0.660
0.175	0.626	0.720	0.790	0.777	0.666
0.200	0.723	0.822	0.884	0.800	0.670
0.225	0.824	0.930	0.970	0.808	0.661
0.250	0.919	1.040	1.008	0.810	0.652
0.275	1.005	1.073	1.030	0.804	0.635
0.300	1.084	1.094	1.037	0.794	0.615
0.325	1.163	1.100	1.035	0.778	0.597
0.350	1.235	1.105	1.021	0.759	0.573
0.375	1.300	1.107	1.007	0.734	0.550
0.400	1.360	1.110	0.982	0.704	0.524
0.425	1.420	1.110	0.959	0.674	0.496
0.450	1.460	1.110	0.925	0.640	0.465
0.475	1.505	1.110	0.890	0.603	0.439
0.500	1.546	1.110	0.857	0.568	0.408

上記に基づき算出した各き裂における J_{app} を表7に示す。

表7 き裂安定性評価用想定き裂における J_{app} 算出について

き裂長さ $2c$ ごとの J_{app} 算出に 使用した値		単位	評価用 初期欠陥 ($2c_0$)	き裂進展 解析結果 (60年)	さらに大きな き裂想定① ($2c_0=3t$)	さらに大きな き裂想定② ($2c_0=5t$)
$2c$	き裂長さ	mm	42.0	42.2	126.0	210.0
θ/π	き裂の角度 $c/(\pi Ri)$	—	0.024	0.025	0.073	0.122
P_0	J積分解の 中の定数	N	1.62E+07	1.62E+07	1.45E+07	1.29E+07
A		—	0.889	0.889	0.889	0.889
F_t		—	1.02	1.02	1.09	1.21
θ_e		—	8.20E-02	8.24E-02	2.47E-01	4.16E-01
f_t		—	0.0271	0.0273	0.0962	0.201
H_I		—	0.323	0.323	0.518	0.645
J_{app}	き裂進展力	kJ/m^2	8.39	8.42	27.53	59.44

(5) 材料のき裂進展抵抗 (J_{mat})

き裂進展抵抗 J_{mat} は、H3Tモデルを用いて、評価部位のフェライト量をもとに完全熱時効後の飽和値として決定する（算出方法は、ASME PVP2005-71528参照）。 J_{IC} 及び J_6 はデータの下限值（-2S）を用いて算出しており、その結果を表8に示す。

表8 破壊靱性値

	原子炉再循環ポンプケーシング
$J_{IC}[\text{kJ/m}^2]$	64.2
$J_6[\text{kJ/m}^2]$	234.3

(6) き裂安定性評価結果

(4)及び(5)で求めた J_{app} と J_{mat} の比較を行った結果を図2に示す。

その結果、運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、 J_{mat} が J_{app} と交差し、 J_{mat} が J_{app} を上回ること、 J_{mat} と J_{app} の交点においては、 J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することではなく、健全性評価上問題とならないと判断する。

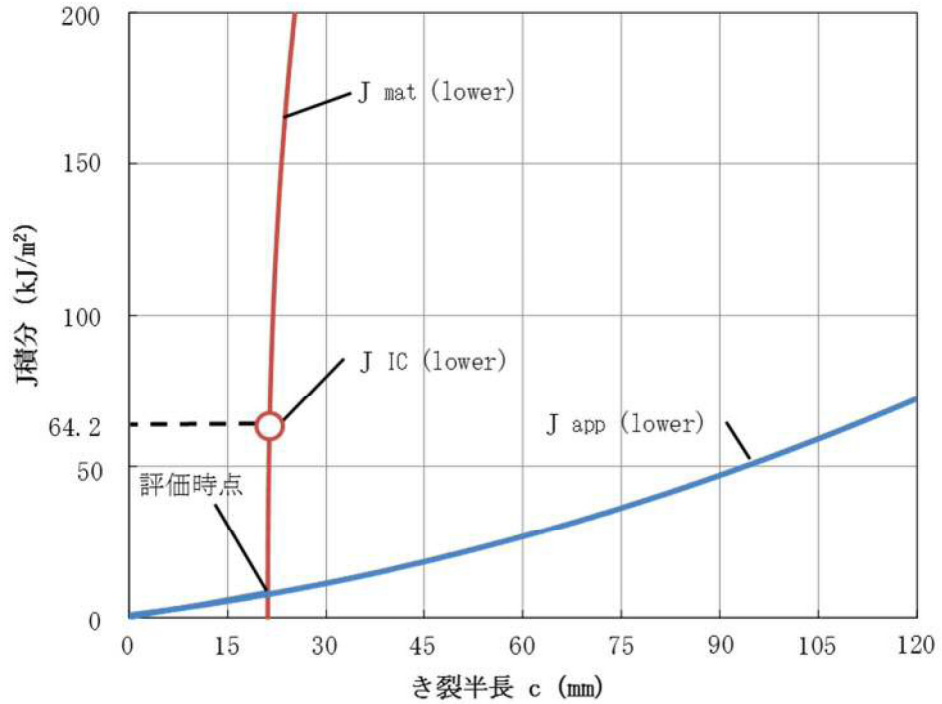
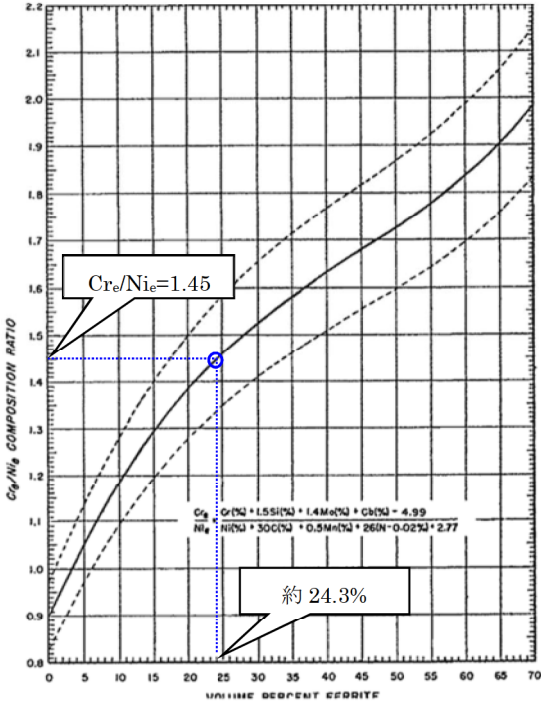


図2 原子炉再循環ポンプケーシングのき裂安定性評価線図

タイトル	原子炉再循環ポンプケーシングの現状保全等の内容について
説明	<p>原子炉再循環ポンプケーシングに対しては、供用期間中検査としてケーシングと配管の溶接部の超音波探傷検査、ケーシング内面全体の目視検査、ケーシング本体の溶接部に関して浸透探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。</p> <p>現状保全の点検方法、判定基準、点検結果を以下に示す。</p> <p>ケーシングと配管の溶接部 点検方法：超音波探傷検査（供用期間中検査） 判定基準：維持規格（JSME S NA1 2002）に基づき実施 点検結果：合格</p> <p>ケーシング内面全体 点検方法：目視検査（供用期間中検査） 判定基準：維持規格（JSME S NA1 2002）に基づき実施 点検結果：合格</p> <p>ケーシング本体の溶接部 点検方法：浸透探傷検査（供用期間中検査） 判定基準：維持規格（JSME S NB1 2001）に基づき実施 点検結果：合格</p> <p>製造時の検査方法、判定基準、検査内容を以下に示す。</p> <p>検査方法：放射線透過検査 判定基準：ASME Sec III (1971) NB2573 検査結果：合格</p> <p>検査方法：浸透探傷検査 判定基準：ASME Sec III (1971) NB2546.3 検査結果：合格</p>

<p>タイトル</p>	<p>原子炉再循環ポンプ入口弁の評価について</p>																																						
<p>説明</p>	<p>(1) 評価対象機器の脆化予測 原子炉再循環ポンプ入口弁の応力，フェライト量，使用温度を表 1 に示す。</p> <p>表 1 原子炉再循環ポンプ入口弁熱時効評価結果</p> <table border="1" data-bbox="392 586 1334 714"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>応力*1 [MPa]</th> <th>フェライト量 [%]</th> <th>使用温度 [°C]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁箱</td> <td>347</td> <td>約 24.3</td> <td>285</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：応力は供用状態 A, B の内圧，自重，熱膨張荷重（1 次応力+2 次応力），地震荷重(Ss)を考慮して算出している。</p> <p>フェライト量算出にあたっては表 2 に示す材料成分表及び ASTM A800 により算出している。</p> <p>表 2 製造時ミルシートによる材料成分表示</p> <table border="1" data-bbox="392 938 1393 1182"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th colspan="8">化学成分（溶鋼分析） [%]</th> <th rowspan="2">Cr_e/Ni_e</th> <th rowspan="2">フェライト量 F [%]</th> </tr> <tr> <th>C</th> <th>Si</th> <th>Mn</th> <th>Cr</th> <th>Ni</th> <th>Mo</th> <th>Cb (Nb) *2</th> <th>N *2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ入口弁</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>—</td> <td>—</td> <td>約 1.45</td> <td>約 24.3</td> </tr> </tbody> </table> <p>*2：Cb (Nb)，N の成分は，製造時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。</p>  <p>図 1 原子炉再循環ポンプ入口弁のフェライト量導出図</p>	部位	応力*1 [MPa]	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	弁箱	347	約 24.3	285	評価部位	化学成分（溶鋼分析） [%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F [%]	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Cb (Nb) *2	N *2	原子炉再循環ポンプ入口弁							—	—	約 1.45	約 24.3
部位	応力*1 [MPa]	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]																																				
弁箱	347	約 24.3	285																																				
評価部位	化学成分（溶鋼分析） [%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F [%]																													
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Cb (Nb) *2	N *2																															
原子炉再循環ポンプ入口弁							—	—	約 1.45	約 24.3																													

(2) 疲労き裂進展解析

原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998) に準拠して設定した初期欠陥が、プラント運転時に生じる応力サイクルにより供用期間 60 年の間に進展する量を求める。

き裂進展解析に用いる応力サイクルを以下の表 3 に示す。

表 3 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 [MPa]		曲げ応力 [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	スクラム(逃し安全弁誤作動)	0	88.3	0.0	37.6	2.1
14	1/3Sd地震	110	115.7	105.1	19.2	-19.2

疲労き裂進展解析結果を、表 4 に示す。

表 4 き裂進展解析結果

	き裂深さ [mm]	き裂長さ [mm]	備考
初期	$a_0 = 7.8$	$2c_0 = 39.0$	—
60 年想定時	$a = 7.9$	$2c = 39.2$	$\Delta a = 0.1 \text{ mm}$ $2 \Delta c = 0.2 \text{ mm}$

(3) き裂安定性評価

き裂安定性評価では、保守的な評価とするため、(2)で算出した疲労き裂を貫通き裂に置き換えて評価を実施した。このき裂が破壊力学的に安定かどうかを判定するため供用状態 A, B の荷重+地震動の荷重により想定き裂に生じるき裂進展力を評価し、最少破壊靱性 $J(\Delta a)$ と比較して延性不安定破壊しないことを確認する。

具体的には、各供用状態の荷重から算出されるき裂進展力を示すパラメータ J 積分値 J_{app} と熱時効後の破壊抵抗値 J_{mat} を用いて評価を行う。

(4) き裂進展力 (J_{app})

き裂進展力は、評価部位の荷重とき裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍及びき裂進展解析結果(60年想定き裂)のき裂安定性評価用想定き裂(周方向貫通き裂)を用いて、”DUCTILE FRACUTRE HANDBOOK” EPRI NP-6301-D(以下、「HANDBOOK」とする。)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節にある以下の式を用いた。

$$J = f_t \cdot P^2 / 4Rt^2 E + \alpha \sigma_0 \varepsilon_0 R(\pi - \theta) \cdot H_1 \cdot (P/P_0)^{n+1}$$

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

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

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

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

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

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

$$P_0 = 2\sigma_0 R t [\pi - \theta - 2 \arcsin(0.5 \sin \theta)]$$

表5 J_{app} 算出に使用した値と記号の説明

J_{app} 算出に使用した値			単位	備考
t	板厚	39.0	mm	原子炉再循環ポンプ入口弁弁箱の板厚
R_0	外半径	304.8	mm	原子炉再循環ポンプ入口弁弁箱の外径609.6 mm ÷ 2
R_i	内半径	265.8	mm	$R_i = R_0 - t$
R	平均半径	285.3	mm	$R = R_0 - t/2$
σ_t	軸方向応力	115.7	MPa	応力サイクル条件より膜応力 $\sigma_{m \max}$ の最大値
P	軸方向荷重	8.09E+06	N	$P = 2\pi R t \times \sigma_t$
E	縦弾性係数	1.76E+05	MPa	ASME(2013)Section II PartD 材料表より
ε_0	0.2%耐力のひずみ	1.29E-03	—	$\varepsilon_0 = \sigma / E$

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

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

$$\alpha = -0.011 \sigma_f + 6.054 = 0.741$$

$$n = -0.005 \sigma_f + 6.763 = 4.348$$

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。

$$\sigma_{f(0)} = 105.472 + 6.96F + 16.062Mo + 1535.398C = 399[\text{MPa}]$$

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%]

$$\sigma_f / \sigma_{f(0)} = \frac{1+1.247}{2} - \frac{1-1.247}{2} \tanh \frac{P(t,T)-3.148}{0.919} = 1.210$$

$$P(t, T) = \log_{10}(t) + 0.4343 \frac{Q}{R} \left(\frac{1}{673.2} - \frac{1}{T} \right) = 3.945$$

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の全面塑性解における 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、205[MPa]とした(ASME Boiler & Pressure Vessel Code(2013) Section IIのPart A Table 3から引用)。 σ_0 は、 σ_{y0} に時効効果を考慮し、下記のとおり算出した。

$$\sigma_0 / \sigma_{y0} = \frac{1+1.144}{2} - \frac{1-1.144}{2} \tanh \frac{P(t,T)-3.02}{1.462} = 1.112$$

以上より、 $\sigma_0 = 227.9[\text{MPa}]$ となる。

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の表6の値から保守的に H_1 が大きい値となるよう設定し、評価を行っている。

表6 J_{app} 算出において設定した H_I

H_I for Throughwall Cracks in Tension, $R/t = 10$

θ/π	n = 1	n = 2	n = 3	n = 5	n = 7
0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
0.063	0.186	0.248	0.291	0.323	0.382
0.100	0.330	0.415	0.472	0.518	0.595
0.125	0.403	0.520	0.589	0.645	0.638
0.150	0.530	0.620	0.683	0.730	0.660
0.175	0.626	0.720	0.790	0.777	0.666
0.200	0.723	0.822	0.884	0.800	0.670
0.225	0.824	0.930	0.970	0.808	0.661
0.250	0.919	1.040	1.008	0.810	0.652
0.275	1.005	1.073	1.030	0.804	0.635
0.300	1.084	1.094	1.037	0.794	0.615
0.325	1.163	1.100	1.035	0.778	0.597
0.350	1.235	1.105	1.021	0.759	0.573
0.375	1.300	1.107	1.007	0.734	0.550
0.400	1.360	1.110	0.982	0.704	0.524
0.425	1.420	1.110	0.959	0.674	0.496
0.450	1.460	1.110	0.925	0.640	0.465
0.475	1.505	1.110	0.890	0.603	0.439
0.500	1.546	1.110	0.857	0.568	0.408

上記に基づき算出した各き裂における J_{app} を表7に示す。

表7 き裂安定性評価用想定き裂における J_{app} 算出について

き裂長さ $2c$ ごとの J_{app} 算出に 使用した値		単位	評価用 初期欠陥 ($2c_0$)	き裂進展 解析結果 (60年)	さらに大きな き裂想定① ($2c_0=3t$)	さらに大きな き裂想定② ($2c_0=5t$)
$2c$	き裂長さ	mm	39.0	39.2	117.0	195.0
θ/π	き裂の角度 $c/(\pi Ri)$	—	0.023	0.023	0.070	0.117
P_0	J積分解の 中の定数	N	1.52E+07	1.52E+07	1.37E+07	1.22E+07
A		—	0.903	0.903	0.903	0.903
F_t		—	1.02	1.02	1.09	1.19
θ_e		—	7.81E-02	7.85E-02	2.36E-01	3.96E-01
f_t		—	0.0258	0.0260	0.0907	0.1871
H_I		—	0.323	0.323	0.518	0.645
J_{app}	き裂進展力	kJ/m^2	7.66	7.69	25.04	52.24

(5) 材料のき裂進展抵抗 (J_{mat})

き裂進展抵抗 J_{mat} は、H3T モデルを用いて、評価部位のフェライト量をもとに完全熱時効後の飽和値として決定する（算出方法は、ASME PVP2005-71528 参照）。 J_{IC} 及び J_6 はデータの下限値（-2S）を用いて算出しており、その結果を表8に示す。

表8 破壊靱性値

	原子炉再循環ポンプ入口弁
$J_{IC}[\text{kJ/m}^2]$	47.4
$J_6[\text{kJ/m}^2]$	178.1

(6) き裂安定性評価結果

(4)及び(5)で求めた J_{app} と J_{mat} の比較を行った結果を図2に示す。

その結果、運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、 J_{mat} が J_{app} と交差し、 J_{mat} が J_{app} を上回ることで、 J_{mat} と J_{app} の交点においては、 J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはないと判断する。

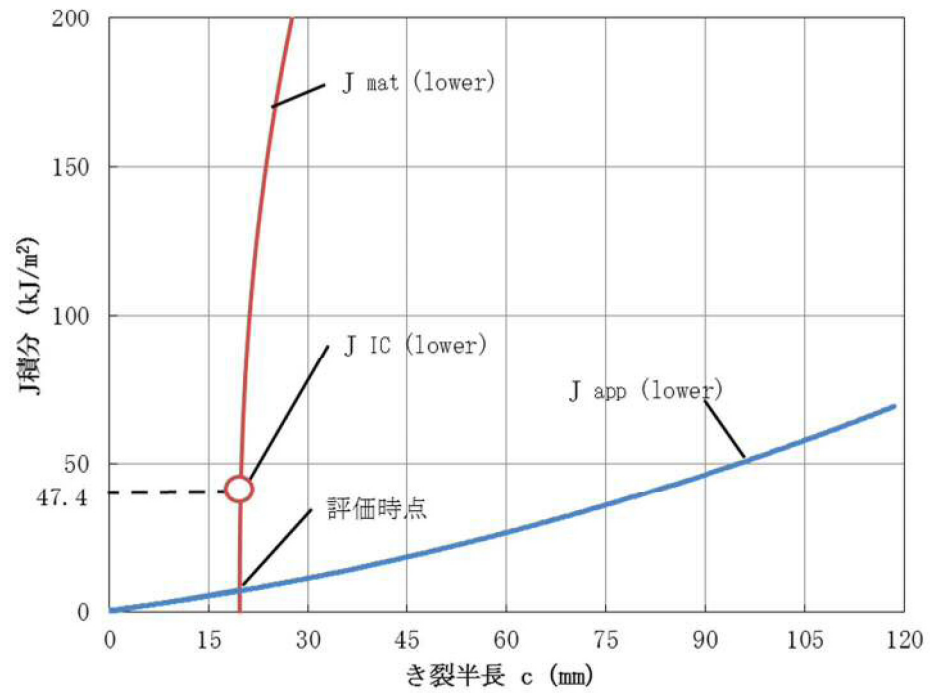


図2 原子炉再循環ポンプ入口弁のき裂安定性評価線図

タイトル	原子炉再循環ポンプ入口弁の現状保全等の内容について
説明	<p>原子炉再循環ポンプ入口弁に対しては、供用期間中検査として弁箱と配管の溶接部の超音波探傷検査、弁本体の内表面の目視検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。</p> <p>現状保全の点検方法、判定基準、点検結果を以下に示す。</p> <p>弁箱と配管の溶接部 点検方法：超音波探傷検査（供用期間中検査） 判定基準：維持規格（JSME S NA1 2002）に基づき実施 点検結果：合格</p> <p>弁本体の内表面 点検方法：目視検査（供用期間中検査） 判定基準：維持規格（JSME S NA1 2002）に基づき実施 点検結果：合格</p> <p>製造時の検査方法、判定基準、検査結果を以下に示す。</p> <p>検査方法：放射線透過検査 判定基準：ASTM2 級（弁箱、弁ふた、弁体） JIS Z 3104 1 級（弁箱溶接開先部） 検査結果：合格</p> <p>検査方法：浸透探傷検査 判定基準：ASME Sec III (1971) NB2546 検査結果：合格</p>