

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-Ⅲ-4 改2
提出年月日	平成30年3月15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15日  
日本原子力発電株式会社

# 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

### 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。

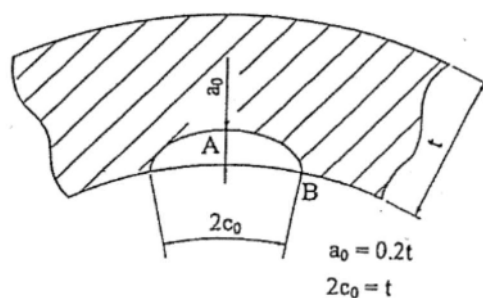


図1 初期欠陥の形状

\*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）。

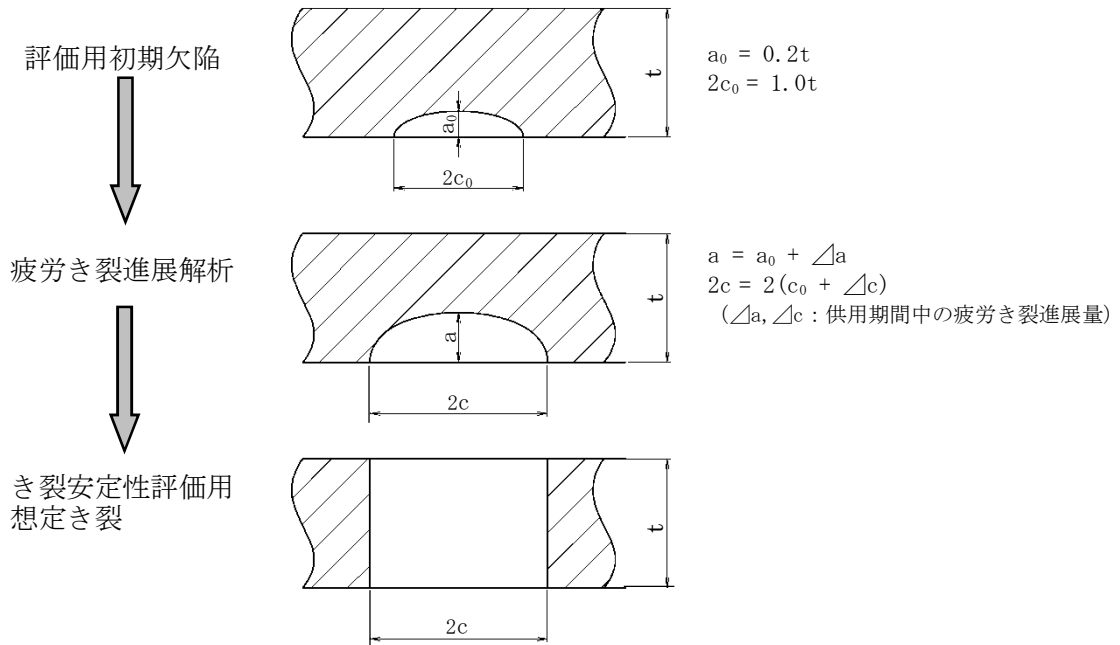


図2 想定き裂置き換えイメージ

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<sup>\*4</sup>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<sup>\*5</sup>（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。

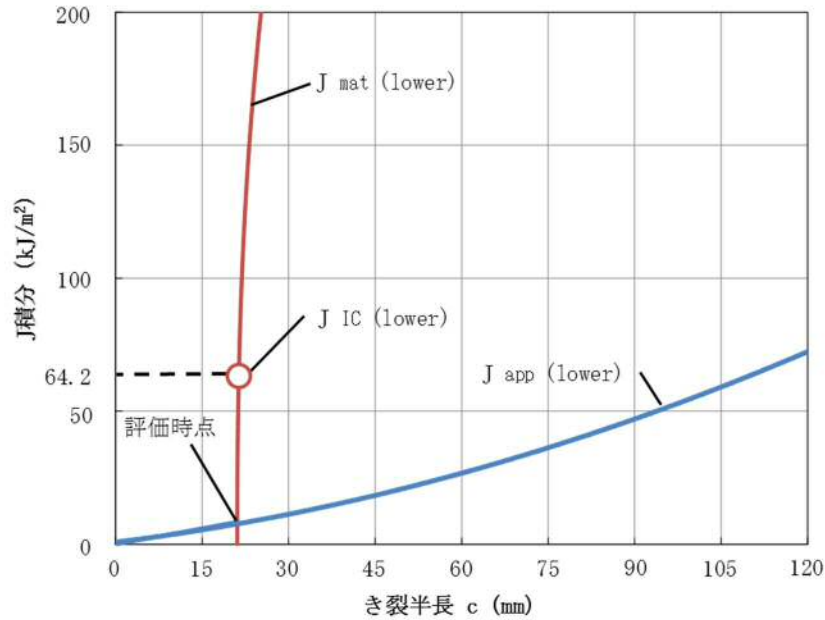


図3 原子炉再循環ポンプケーシングのき裂安定性評価結果

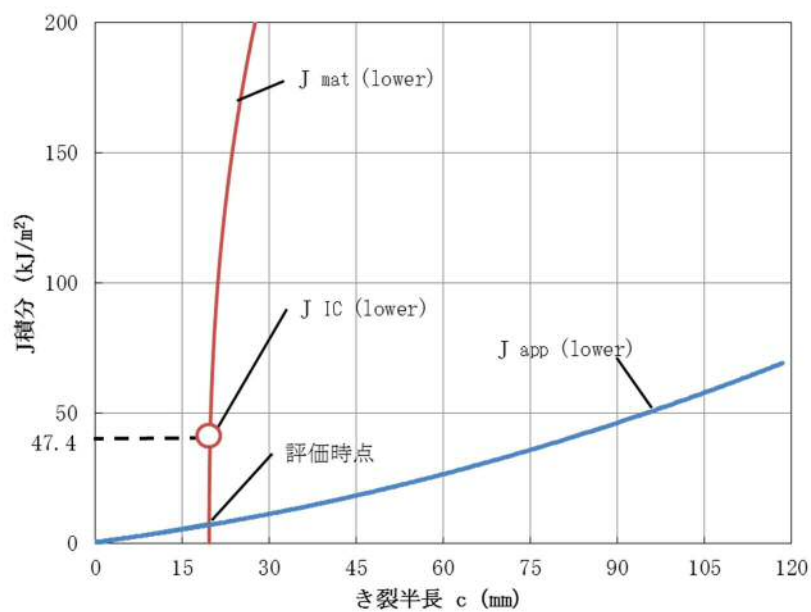


図4 原子炉再循環ポンプ入口弁のき裂安定性評価結果

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が  
構造健全性で問題となる可能性はない。

## (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。

また、き裂安定性評価においては、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ことから、今  
後も熱時効に対する保全として、定期的な内面の目視検査及び超音波探傷検査を実施して  
いく。

## (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。

## 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



タイトル	熱時効評価対象機器・部位の抽出について
説明	<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 (ステンレス鋼鋳鋼で最高使用温度250℃以上)] --&gt; D1{使用環境温度が250℃以上}     D1 -- NO --&gt; Out1[評価対象外]     D1 -- YES --&gt; D2{亀裂の原因となる経年劣化事象が想定されるか}     D2 -- 無 --&gt; Out2[評価対象外]     D2 -- 有 --&gt; 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 --&gt; D4{疲労累積係数が1を超えるか}     D3 -- 無 --&gt; Out2     D4 -- YES --&gt; D5{点検により確認ができない}     D4 -- NO --&gt; Out2     D5 -- YES --&gt; D6{同一機種の最大値を抽出}     D5 -- NO --&gt; Out2     D6 --&gt; Eval[定量評価]     Out1 --&gt; Out2   </pre> <p style="text-align: right;">*: 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 Sec III (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 Sec III (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 Sec III (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 Sec III (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 Sec III (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 Sec III (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 Sec III (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。