

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-4 改0
提出年月日	平成30年2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2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	7
(3) 総合評価	7
(4) 高経年化への対応	7
4. 代表以外の評価	7
5. まとめ	8
(1) 審査基準適合性	8
別紙 1. 熱時効評価対象機器・部位の抽出について	10
別紙 2. 原子炉再循環ポンプケーシングの評価について	12
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	14
別紙 4. 原子炉再循環ポンプ入口弁の評価について	15
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	16

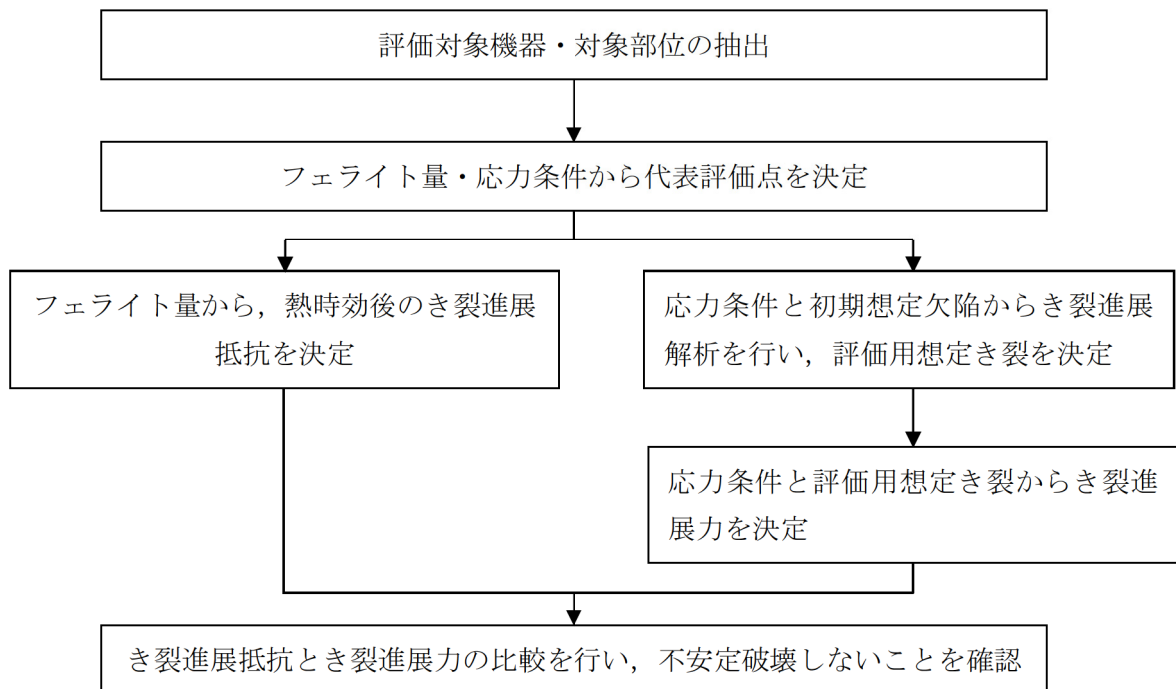
1. はじめに

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、評価結果と共に、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（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）
- 使用環境温度が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以下に示す。

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

評価分類	機器名称	対象部位	評価結果*	最高使用温度【℃】	使用稼働温度【℃】	き裂の原因となる劣化事象	疲労割れ以外の劣化事象	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 (代表機器)	クーリング	△	302	285	無し	無し	—	冷却水と接液しているため250℃未満	
		クーリングカバー	×	302	250℃未満	無し	無し	—		
		羽根車	△	302	285	無し	無し	—		
		クーリング	△	302	285	疲労割れ	無し	1以下		
	原子炉再循環ポンプ	羽根車	△	302	285	無し	無し	—		
		クーリングカバー	×	302	250℃未満	無し	無し	—	冷却水と接液しているため250℃未満 代表機器と比較して条件が同等以下であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
	仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—	
			弁	△	302	285	無し	無し	—	
		原子炉再循環ポンプ出口弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—	
			弁	△	302	285	無し	無し	—	
残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁 (代表機器)		弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁 (代表機器)		弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
原子炉隔離時冷却系注入弁 (代表機器)		弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
原子炉冷却材浄化系隔離弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—			
	弁	△	302	285	無し	無し	—			
原子炉冷却材浄化系吸込弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—			
	弁	△	302	285	無し	無し	—			
玉型弁	原子炉圧力容器底部ドレン弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	疲労割れ	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 管側入口弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	残留熱除去系ヘッドスプライン隔離弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	原子炉圧力容器底部ドレンバイパス弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁 (代表機器)	弁ふた, 弁体	△	302	285	無し	無し	—			
	弁	△	302	285	無し	無し	—			
逆止弁	残留熱除去系ヘッドスプライン逆止弁 (代表機器)	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	原子炉冷却材浄化系停止時冷却ライン逆止弁 (代表機器)	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	原子炉隔離時冷却系外側アスト逆止弁 (代表機器)	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	原子炉戻り配管逆止弁 (代表機器)	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
	安全弁	残留熱除去系停止時冷却ライン安全弁 (代表機器)	弁	△	302	285	無し	無し	—	
			弁	△	302	285	無し	無し	—	
ボールド弁	排ガス復水器側安全弁 (代表機器)	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
機械設備	制御室制御機構 (スピンロック)	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	疲労割れ	無し	1以下		
炉内構造物	アイソセル機関 (過給機ノズル)	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
炉内構造物	中央燃料支持金具	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
炉内構造物	炉心スプレイレイ配管・スパーージャ	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		
炉内構造物	ジェットポンプ	弁	△	302	285	無し	無し	—		
		弁	△	302	285	無し	無し	—		

*1: 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下記のとおり記載

○: 定量評価, △: 定量評価対象外, ×: 評価対象外

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点検または浸透探傷検査を実施し、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、発生応力が最も高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ことから、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]*2
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

*2: 応力は供用状態 A, B の内圧, 自重, 熱膨張荷重, 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

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

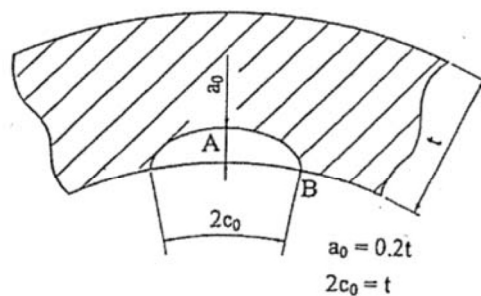


図1 初期欠陥の形状

^{*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。弁箱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60年間に進展する量を「原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG 4613-1998）」に基づき算出した。

$$d a / d N = C (\Delta K)^m$$

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

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

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 = mm]

	き裂深さ	き裂長さ	備考
初期	$a_0 =$ <input type="text"/>	$2c_0 =$ <input type="text"/>	—
60年想定時	追而		

原子炉再循環ポンプ入口弁 弁箱 [板厚 = mm]

	き裂深さ	き裂長さ	備考
初期	$a_0 =$ <input type="text"/>	$2c_0 =$ <input type="text"/>	—
60年想定時	追而		

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。

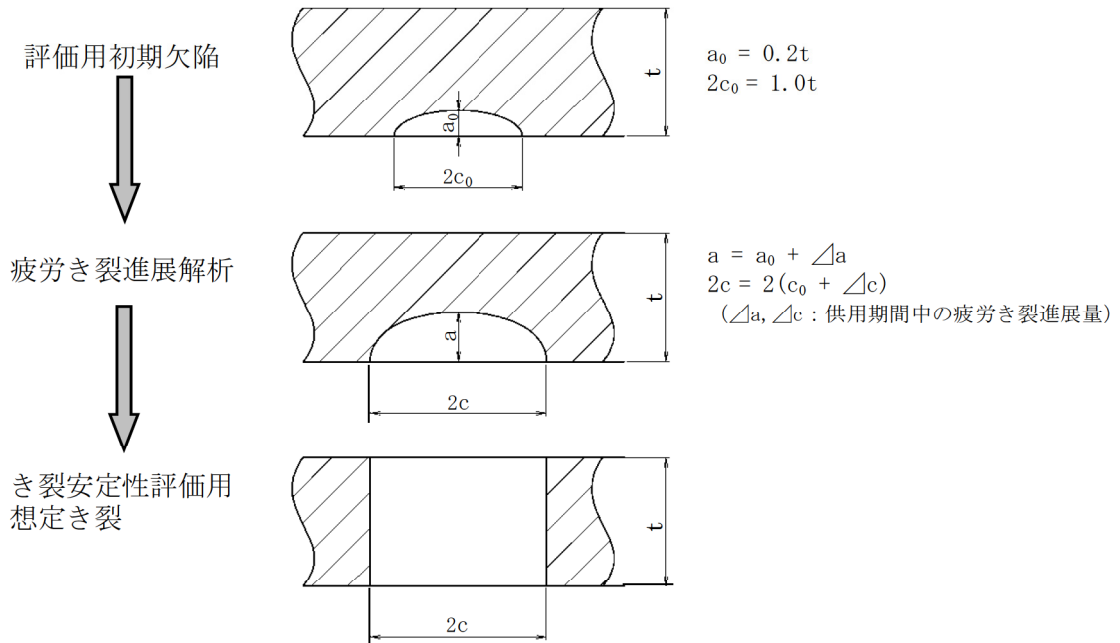


図2 想定き裂置換えイメージ

き裂安定性評価に用いる想定き裂を下表に示す。

追而

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う。

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

追而

*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「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG 4613-1998)」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。なお、地震力はSs地震とした。

(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、目視点検を実施し、評価で想定したき裂のないことを確認している。また、定期的に漏えい確認を実施し健全性を確認している。

(3) 総合評価

追而

(4) 高経年化への対応

追而

4. 代表以外の評価

追而

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。	追而
	○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。	追而

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

追而

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 (ステンレス鋼鋳鋼で最高使用温度250℃以上)] --> D1{使用環境温度が250℃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{同一機種の最大値を抽出} D5 -- NO --> Out1 D6 --> Eval[○ (定量評価)] Out1 --> Out2[△ (定量評価対象外)] </pre> <p style="text-align: center;">○ (定量評価)</p> <p style="text-align: center;">△ (定量評価対象外)</p>

次に、潜在的なき裂を想定した熱時効評価対象機器・部位の選定表を以下に示す。

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）での比較を行い、その結果、発生応力が最も高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、き裂の安定性評価を実施する。

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

対象機器	部位	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 [MPa]	選定 結果
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	○
原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	約 22.6	285	追而	
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	追而	
残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	約 14.7	285	追而	
原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	約 12.6	285	追而	
原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	約 14.1	285	追而	
原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	約 14.1	285	追而	
原子炉圧力容器底部ドレン弁	弁箱	約 12.0	285	追而	
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	追而	
原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	約 23.1	285	追而	

代表以外の機器を定量評価しない理由を以下に示す。

追而

<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) 評価対象機関の脆化予測 原子炉再循環ポンプケーシングのフェライト量，使用温度，応力を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">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 719"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>Ss 地震時応力 [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>フェライト量算出に当たっては表 2 に示す材料成分表及び ASTM A800 により算出している。</p> <p style="text-align: center;">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="392 864 1382 1061"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価部位</th> <th colspan="7">化学成分 (溶鋼分析) [%]</th> <th rowspan="2">Cre/Nie</th> <th>フェライト量</th> </tr> <tr> <th>C</th> <th>Si</th> <th>Mn</th> <th>Cr</th> <th>Ni</th> <th>Cb (Nb)</th> <th>N</th> <th>F[%]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプケーシング</td> <td colspan="7" style="background-color: black; color: black;">XXXXXXXXXX</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(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。</p> <p style="text-align: center;">表 3 原子炉再循環ポンプの応力サイクル</p> <div style="border: 1px solid black; width: 50%; margin: 20px auto; text-align: center; padding: 20px;"> <p>追而</p> </div>	部位	Ss 地震時応力 [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) [%]							Cre/Nie	フェライト量	C	Si	Mn	Cr	Ni	Cb (Nb)	N	F[%]	原子炉再循環ポンプケーシング	XXXXXXXXXX								
部位	Ss 地震時応力 [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) [%]							Cre/Nie	フェライト量																												
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Cb (Nb)	N		F[%]																												
原子炉再循環ポンプケーシング	XXXXXXXXXX																																				

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

追而

(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+Ss 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係数倍の貫通き裂長さを用いて、” DUCTILE FRACUTRE HANDBOOK” EPRI NP-6301-D に基づき、Zahoor の全面塑性解により算出しており、その結果を表 6 に示す。

追而

(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決定するが、 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 7 に示す。

表 7 破壊抵抗値

	原子炉再循環ポンプケーシング
$J_{IC} [kJ/m^2]$	113.6
$J_6 [kJ/m^2]$	441.6

(6) き裂安定性評価結果

追而

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およびケーシング内面全体の目視確認実施し、有意な欠陥のないことを確認している。</p> <p>現状保全の方法を以下に示す。</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：溶接規格（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)NB2546.3 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)NB2573 検査結果：合格</p>

タイトル	原子炉再循環ポンプ入口弁の評価について
説明	<div data-bbox="440 510 1270 618" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 10px;">追而</div>

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の現状保全の方法を以下に示す。</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 SecⅢ (1971) 検査結果：合格</p> <p>検査方法：浸透探傷検査 判定基準：ASME SecⅢ (1971) 検査結果：合格</p>