

# 川内原子力発電所 1, 2号炉の 劣化状況評価結果について (熱時効について)

2023年 1月30日

## 目 次

1. 熱時効について	2
2. 評価対象機器の抽出について	3
3. 健全性評価	6
4. 現状保全	12
5. 総合評価	12
6. 高経年化への対応	12
7. 代表機器以外の評価	12
8. まとめ	13
参考資料	14

### 1 熱時効について

1次冷却材管等に使用している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、運転中の系統機器が高温の場合に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により、材料の靱性の低下（熱時効）を起こす。

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、ステンレス鋼鋳鋼製の使用温度が高い機器で、フェライト量が多く、応力が大きい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。

## 2 評価対象機器の抽出について

## 2.1 評価対象の機器及び代表機器

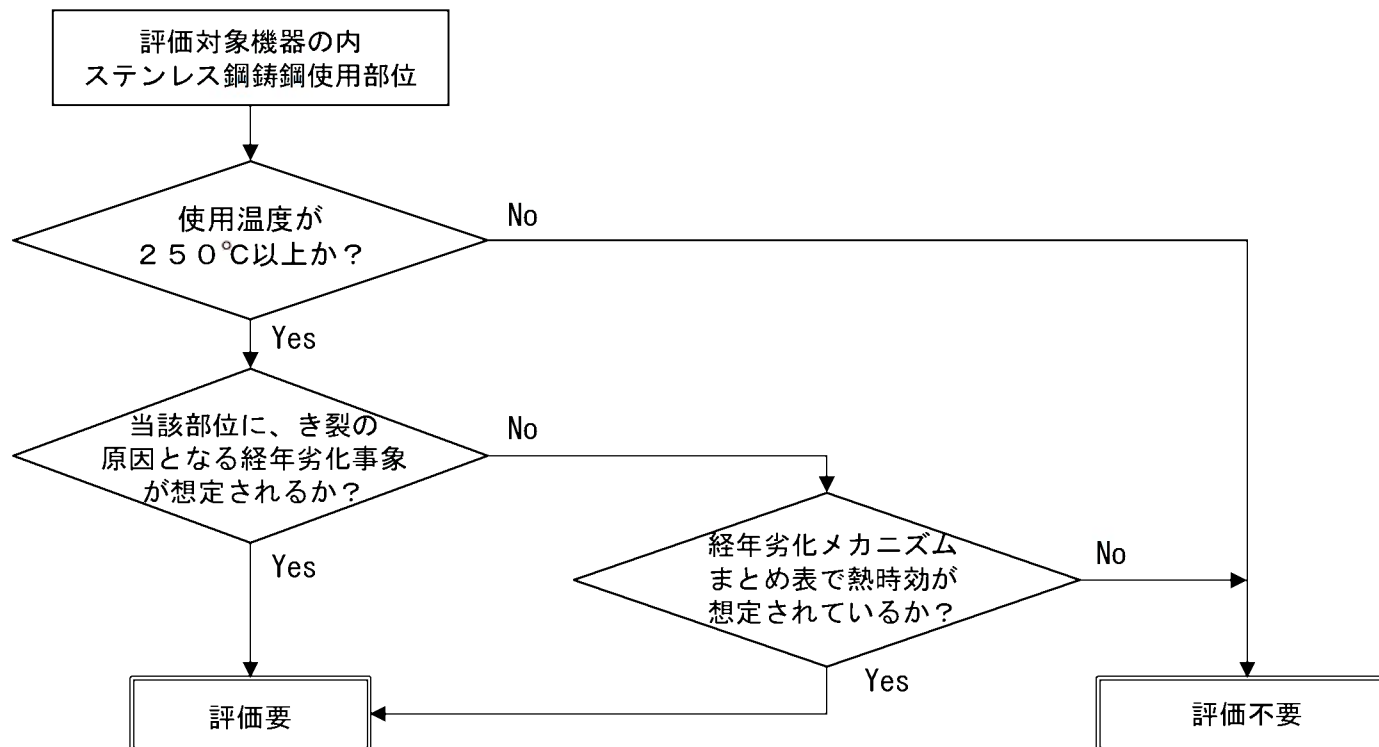
熱時効の評価対象機器・対象部位については、「日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008（AESJ-SC-P005：2008）」に基づき、以下の条件を含んだ機器、部位を評価対象として抽出する。

○使用温度が250°C以上

○使用材料が2相ステンレス鋼

○亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される。

具体的な熱時効評価対象のスクリーニングフローを以下に示す。



抽出した機器のうち、最も条件の厳しい1次冷却材管を代表機器として選定する。

## 2.2 評価点の抽出

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、1次冷却材管の全てのステンレス鋼使用部位から評価点として以下の箇所を選定した。

### 【評価点】

- ① 応力が最も大きい箇所
- ② フェライト量が最も多い箇所
- ③ 応力とフェライト量の組み合わせ※1
- ④ エルボ部で応力が最も大きい箇所※2

※1： 応力及びフェライト量のいずれかの値が、①②の抽出結果の値より大きい箇所

※2： 形状を考慮して選定した箇所

上記を踏まえた抽出の結果について、1, 2号炉それぞれの一覧を表1, 2に示す。

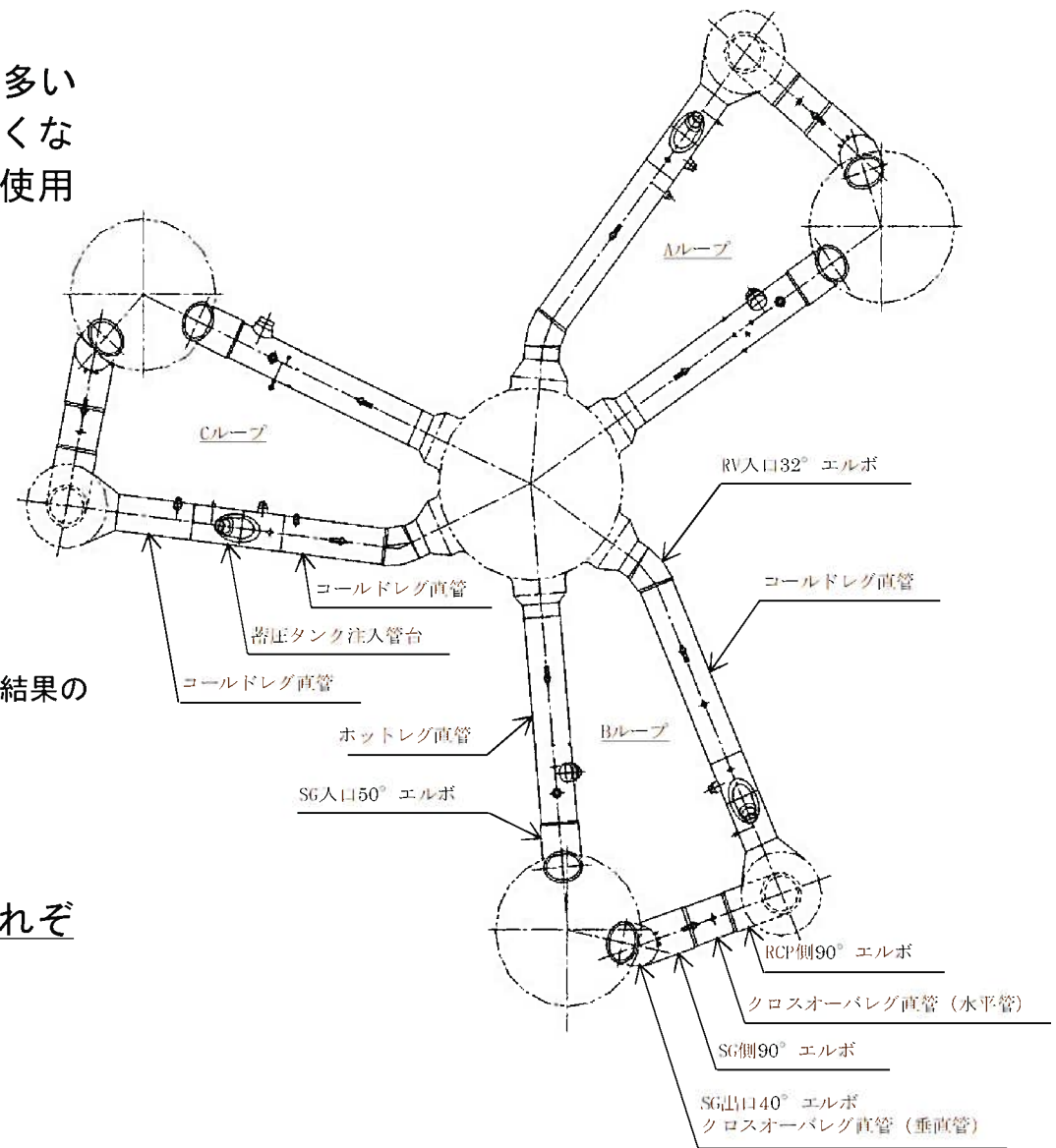


図1 1次冷却材管の熱時効評価対象部位

表1 熱時効評価対象部位（1号機）

部位	使用温度 (°C)	フェライト量 (%) ※1、2	応力 (MPa) ※2、3	選定
ホットレグ直管	321.1	約17.8	152	○
SG 入口 50° エルボ	321.1	約20.5	117※4	○
SG 出口 40° エルボ	283.6	約14.8	69	
クロスオーバレグ直管 (垂直管)	283.6	約14.9	66	
クロスオーバレグ SG側90°エルボ	283.6	約18.1	62	
クロスオーバレグ直管 (水平管)	283.6	約17.0	61	
クロスオーバレグ RCP側90°エルボ	283.6	約15.9	69	
コールドレグ直管	283.6	約22.3	104	○
RV入口32° エルボ	283.6	約18.1	91	
蓄圧タンク注入管台	283.6	約20.5	136	○

表2 熱時効評価対象部位（2号機）

部位	使用温度 (°C)	フェライト量 (%) ※1、2	応力 (MPa) ※2、3	選定
ホットレグ直管	321.1	約17.3	149	○
SG 入口 50° エルボ	321.1	約16.2	115※5	○
SG 出口 40° エルボ	283.6	約16.7	69	
クロスオーバレグ直管 (垂直管)	283.6	約17.3	65	
クロスオーバレグ SG側90°エルボ	283.6	約16.0	61	
クロスオーバレグ直管 (水平管)	283.6	約17.3	59	
クロスオーバレグ RCP側90°エルボ	283.6	約16.7	67	
コールドレグ直管	283.6	約17.2	104	
RV入口32° エルボ	283.6	約15.2	89	
蓄圧タンク注入管台	283.6	約16.2	127	

※1：フェライト量算出にあたっては、製造時の材料成分を用いて「ASTM A800」に示される線図により算出した。  
 ※2：対象機器がシステム毎に複数ある場合、同一機能を持った機器が複数ある場合は、最も値の大きい機器を記載している。  
 ※3：応力は供用状態A、B (p.7の\*参照)での内圧、自重、熱膨張荷重、地震荷重 (S<sub>s</sub>)を用いて算出した。  
 なお、重大事故等時の応力条件でも選定結果が変わらないことを確認している。  
 ※4：直管形状の応力を示す。曲がり部の応力は114MPa。  
 ※5：直管形状の応力を示す。曲がり部の応力は113MPa。

- ：①応力が最も大きい箇所
- ：②フェライト量が最も多い箇所
- ：③応力とフェライト量の組み合わせ
- ：④エルボ部で応力が最も大きい箇所

### 3 健全性評価

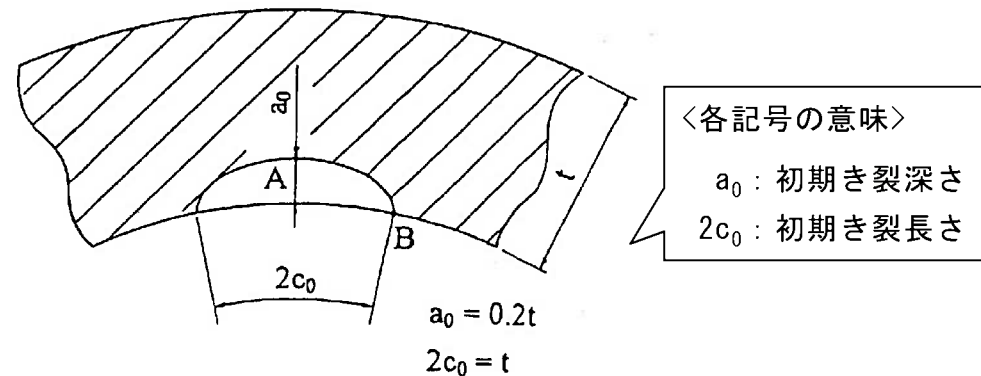
#### 3.1 評価対象期間の脆化予測

プラントの長期間の運転により熱時効したステンレス鋼は、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の破壊抵抗値を予測した。

#### 3.2 想定き裂の評価

初期き裂については、「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）」に準拠し\*2、超音波探傷試験の検出能力を考慮して設定している。



\*1 : H3Tモデルは、熱時効により低下する破壊抵抗値(靱性)を予測するため開発され、電共研で改良されたもの※であり、複数の鋼種や製造方法の材料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破壊抵抗値を予測するものである。なお、破壊抵抗値は時効と共に低下し、最終的には底値に落ち着くため、今回の評価では、保守的に破壊抵抗値の底値を使用している。（※：PVP2005-71528）

\*2 : 過去に実施された国の実証事業において、ステンレス鋼の深さ約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。

### 3.2 想定き裂の評価（続き）

配管内面に想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「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）」に基づき算出した。

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

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

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

応力サイクルは実過渡回数に基づいて、プラント運転期間60年までを予測した。また、応力拡大係数は、供用状態A、B\*及び1/3Sd地震時における内圧・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、上記規格に基づく、軽水炉水環境下におけるオーステナイト系ステンレス鋳鋼管に適用される値を用いている。

\* 以下、「発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1-2012)」の引用

- ・供用状態A：対象とする機器等がその主たる機能を満たすべき運転状態において設計仕様等で規定された圧力および機械的荷重が負荷された条件下にある状態。
- ・供用状態B：「対象とする機器等が損傷を受けることなく、健全性を維持しなければならない」と設計仕様書等で規定された圧力および機械的荷重が負荷された条件下にある状態。

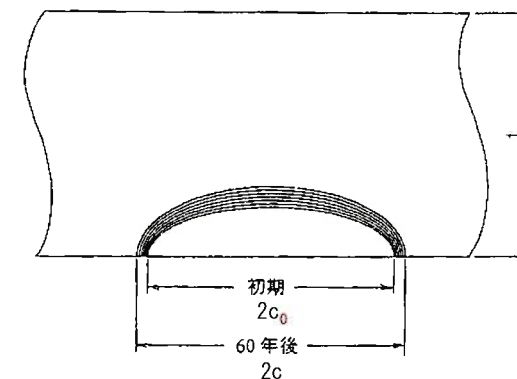
### 3.3 想定き裂の評価結果

疲労き裂進展解析の結果は表5のとおりであり、60年間の進展を想定しても貫通に至らない。



表5 き裂進展解析結果（1、2号機）

対象部位		亀裂深さ (mm)	亀裂長さ (mm)	備考	
1号機	ホットレグ直管	初期	$a_0 = 14.54$	$2c_0 = 72.70$	—
		60年後	$a = 15.55$ (15.52)	$2c = 73.70$ (73.66)	$\Delta a = 1.01 \text{ mm (0.98mm)}$ $2\Delta c = 1.00 \text{ mm (0.96mm)}$
	SG入口50° エルボ	初期	$a_0 = 15.56$	$2c_0 = 77.80$	—
		60年後	$a = 17.94$	$2c = 79.60$	$\Delta a = 2.38 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.80 \text{ mm}$
	コールドレグ直管	初期	$a_0 = 13.75$	$2c_0 = 68.75$	—
		60年後	$a = 14.72$ (14.70)	$2c = 69.71$ (69.69)	$\Delta a = 0.97 \text{ mm (0.95mm)}$ $2\Delta c = 0.96 \text{ mm (0.94mm)}$
蓄圧タンク注入管台	初期	$a_0 = 5.85$	$2c_0 = 29.25$	—	
	60年後	$a = 6.41$	$2c = 29.67$	$\Delta a = 0.56 \text{ mm}$ $2\Delta c = 0.42 \text{ mm}$	
2号機	ホットレグ直管	初期	$a_0 = 14.54$	$2c_0 = 72.70$	—
		60年後	$a = 15.57$ (15.55)	$2c = 74.54$ (74.42)	$\Delta a = 1.03 \text{ mm (1.01mm)}$ $2\Delta c = 1.84 \text{ mm (1.72mm)}$
	SG入口50° エルボ	初期	$a_0 = 15.56$	$2c_0 = 77.80$	—
		60年後	$a = 17.98$	$2c = 79.64$	$\Delta a = 2.42 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.84 \text{ mm}$



〈各記号の意味〉

$a_0$  : 初期き裂深さ (=0.2t)

$2c_0$  : 初期き裂長さ (=t)

( ) 内の数値については、30年時評価の値。

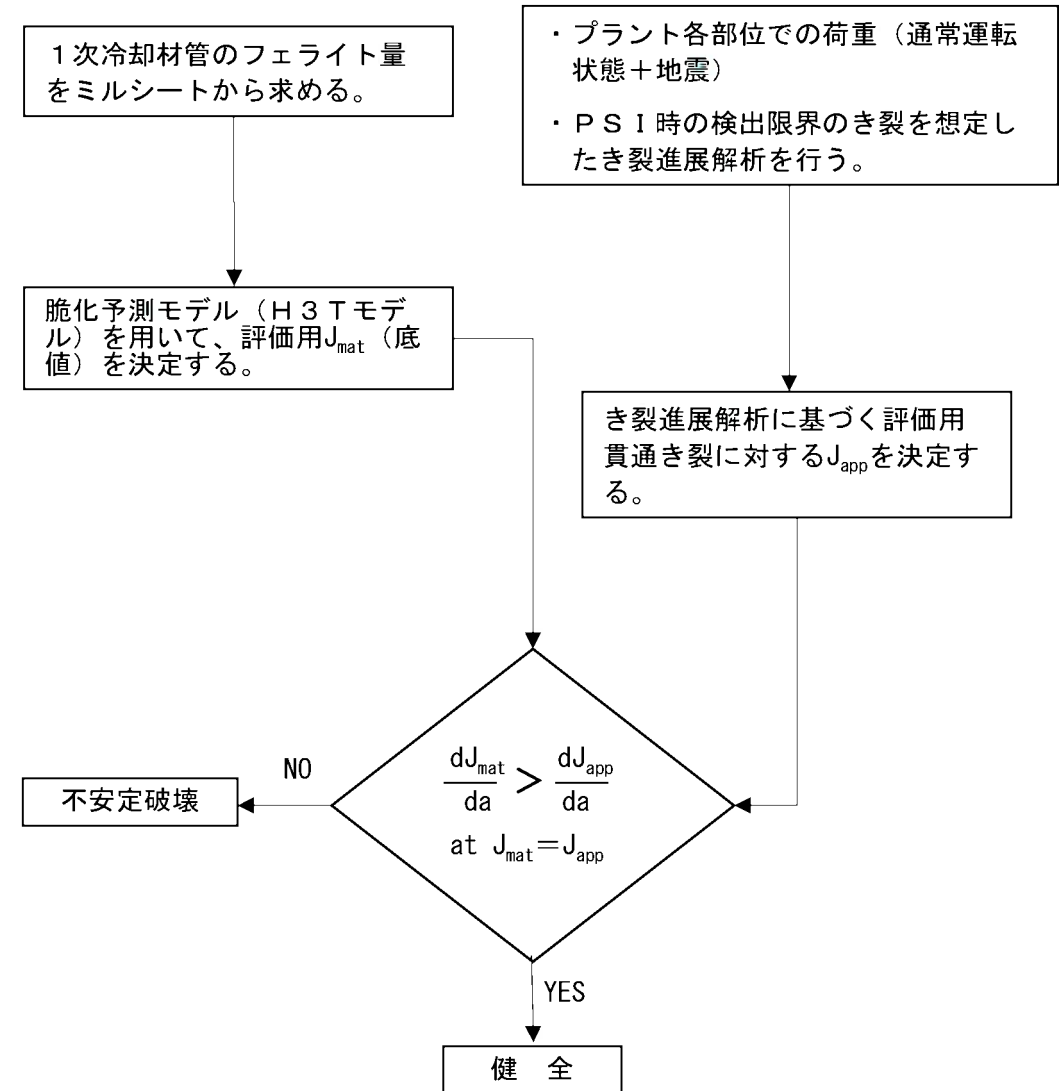
## 3.4 破壊力学による健全性の評価

評価対象部位の熱時効後の材料の破壊抵抗値 ( $J_{mat}$ ) と構造系に与えられた荷重から算出される破壊力 ( $J_{app}$ )\*<sup>1</sup> を求めてその比較を行った。

結果は、運転期間60年での疲労き裂\*<sup>2</sup> を想定しても、破壊力 ( $J_{app}$ ) と破壊抵抗値 ( $J_{mat}$ ) の交点において、 $J_{mat}$  の傾きが  $J_{app}$  の傾きを上回っていることから、配管は不安定破壊することはない、母管及び管台の熱時効は、健全性評価上問題ない。

\*<sup>1</sup>: 初期き裂の想定、き裂進展は「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)」の評価手法に準拠した。また、破壊力の評価については通常運転状態の荷重 (内圧、自重、熱膨張) に加えて、地震荷重 (Ss地震) を考慮した。

\*<sup>2</sup>: 運転開始後60年時点までの疲労き裂の進展を考慮しても、当該き裂は配管を貫通しない評価結果となったが、その後の弾塑性破壊力学解析においては、解析の簡便性のため保守的に貫通き裂を想定した。

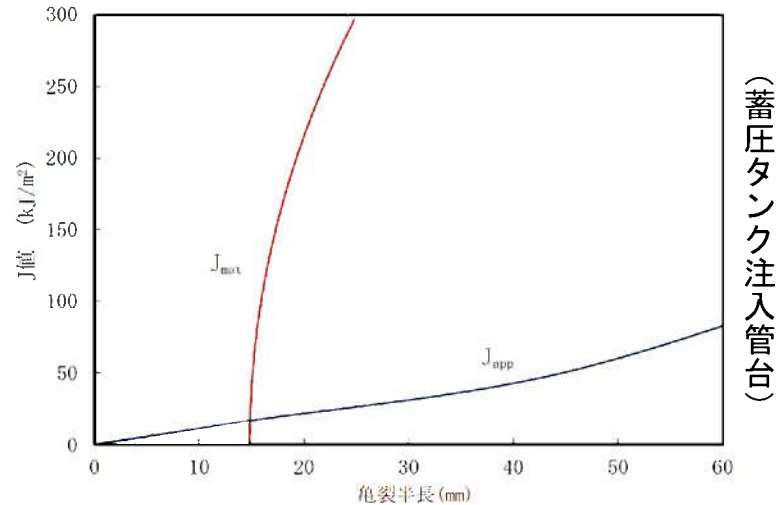
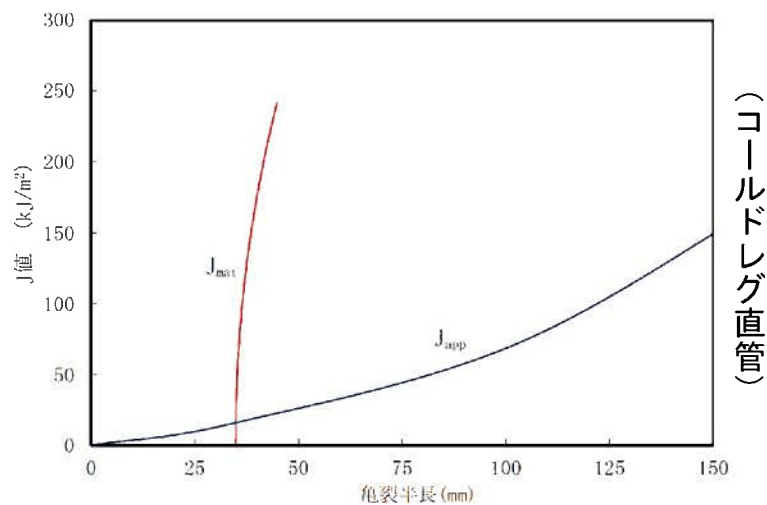
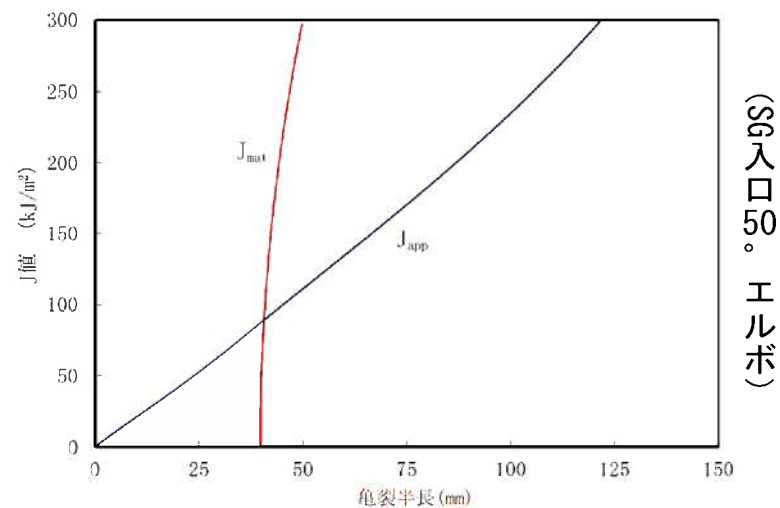
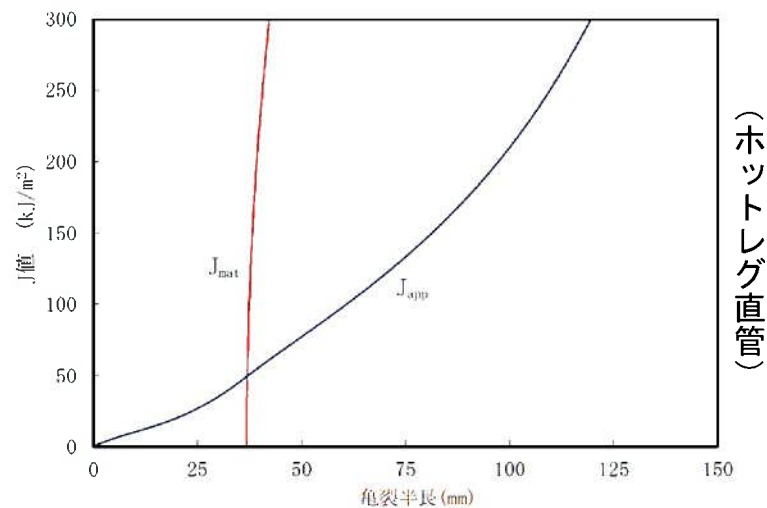


熱時効に対する評価フロー

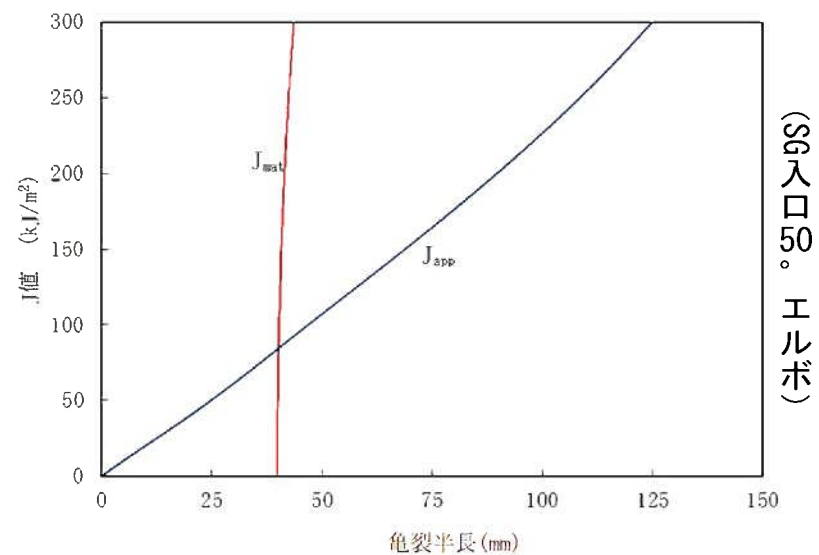
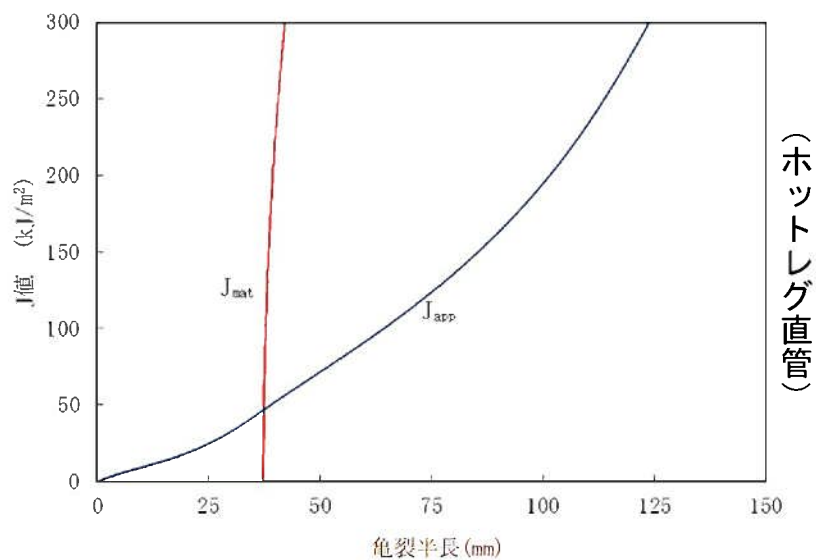
## 3.5 破壊評価による健全性評価結果

$J_{mat}$ と $J_{app}$ の交点において、 $J_{mat}$ の傾きが $J_{app}$ の傾きより大きければ、延性き裂の成長は止まり、不安定破壊しない。

### ○ 1号機 破壊評価による健全性評価結果



## ○2号機 破壊評価による健全性評価結果



## 4 現状保全

1次冷却材管の熱時効に対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査及び漏えい検査を実施し、異常のないことを確認している。

## 5 総合評価

運転開始後60年時点を想定した1次冷却材管の健全性評価を実施した結果、不安定破壊することではなく、熱時効が構造健全性で問題となる可能性はない。

内面からの割れは、溶接部の超音波探傷検査により検知可能\*であり、また、割れが発生するとすれば溶接部であると考えられることから、点検手法として適切である。

冷温停止状態においては温度が低く、事象の進展が考え難いことから十分に保守的な評価であり、現状の保全を実施することで健全性を維持できると考える。

(\*)過去に実施された国の実証事業における欠陥検出性《ISIで適用されている縦波斜角UT》  
・原子力発電施設検査技術実証事業【UTS】、ステンレス鋼の高精度非破壊検査技術検証【NCS】  
⇒深さ約0.18tの疲労き裂が検出可能であることを確認されている。

## 6 高経年化への対応

1次冷却材管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。

## 7 代表機器以外の評価

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、1次冷却材管の評価結果に包絡できる。

## 8 まとめ

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」（以下、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。

## 延長しようとする期間における要求事項との対比

評価対象事象 又は評価事項	要求事項	健全性評価結果
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。	「3. 健全性評価」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、配管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。	「3. 健全性評価」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、配管は不安定性破壊せず、健全であると判断した。

# 参考資料 1

(評価対象機器の選定結果について)

表 3 熱時効評価対象機器 (1号機)

機器	部位	使用温度 (°C)	フェライト量 (%)	発生応力 (MPa)	選定結果	備考 (選定理由)
1次冷却材ポンプ	羽根車	約283.6	約12.2	約46		1次冷却材ポンプの羽根車について、過去に亀裂に関する不具合は発生しておらず亀裂の原因となる経年劣化事象はない。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 羽根車は耐圧部ではなく、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されない。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。
	ケーシング	約283.6	約10.9	約104		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない
1次冷却材管	直管、エルボ、管台	約321.1 / 約283.6	約22.3	約152	○	疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。応力腐食割れについては、高温で使用する場合は水質管理を実施しており発生する可能性は小さい。 他の機器・部位と比較するとフェライト量、発生応力ともに大きいため、1次冷却材管を代表評価機器とする。
RHRS入口隔離弁	弁箱、弁蓋	約321.1	約12.0	約80		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、弁は接続される配管と比較して厚板に製造されていることから発生応力は小さく、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない。
蓄圧タンク出口第2逆止弁	弁箱	約283.6	約6.7	約111		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、弁は接続される配管と比較して厚板に製造されていることから発生応力は小さく、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない。
高圧タービン	内部車室	約263	約3.8	約40.4		疲労割れによる亀裂が想定されるが、内部車室は耐圧部材ではなく、有意な応力変動を受けない構造となっており、亀裂が発生する可能性は小さい。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。
制御棒クラスタ	スパイダ、ベーン、フィンガ	約321.1				制御棒クラスタのスパイダ組立体について、過去に亀裂に関する不具合は発生しておらず亀裂の原因となる経年劣化事象はない。また、製造時に内部欠陥をなくす処理をしている。 スパイダ組立体は耐圧部ではなく、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されない。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。



表 4 熱時効評価対象機器 (2号機)

機器	部位	使用温度 (°C)	フェライト量 (%)	発生応力 (MPa)	選定結果	備考 (選定理由)
1次冷却材ポンプ	羽根車	約283.6	約15.3	約46		1次冷却材ポンプの羽根車について、過去に亀裂に関する不具合は発生しておらず亀裂の原因となる経年劣化事象はない。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 羽根車は耐圧部ではなく、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されない。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。
	ケーシング	約283.6	約12.2	約104		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない
1次冷却材管	直管、エルボ、管台	約321.1 約283.6	約17.3	約149	○	疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。応力腐食割れについては、高温で使用する場合は水質管理を実施しており発生する可能性は小さい。 他の機器・部位と比較するとフェライト量、発生応力ともに大きいため、1次冷却材管を代表評価機器とする。
RHRS入口隔離弁	弁箱、弁蓋	約321.1	約14.2	約103		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、弁は接続される配管と比較して厚板に製造されていることから発生応力は小さく、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない。
蓄圧タンク出口第2逆止弁	弁箱	約283.6	約17.8	約118		疲労割れによる亀裂が想定されるが、疲労評価上も許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さい。また、弁は接続される配管と比較して厚板に製造されていることから発生応力は小さく、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認している。 亀裂の発生、進展の可能性は小さく、1次冷却材管の発生応力に包絡されるため代表評価機器とはしない。
高圧タービン	内部車室	約263	約5.5	約41		疲労割れによる亀裂が想定されるが、内部車室は耐圧部材ではなく、有意な応力変動を受けない構造となっており、亀裂が発生する可能性は小さい。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。
制御棒クラスタ	スパイダ、ベーン、フィンガ	約321.1				制御棒クラスタのスパイダ組立体について、過去に亀裂に関する不具合は発生しておらず亀裂の原因となる経年劣化事象はない。また、製造時に内部欠陥をなくす処理をしている。 スパイダ組立体は耐圧部ではなく、亀裂の原因となる経年劣化事象の発生は想定されない。発生応力も小さいため代表評価機器とはしない。

参考資料 2  
(亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) について)

- 亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) は、評価部位の荷重と亀裂長さが板厚の 1 倍、3 倍、5 倍の貫通亀裂長さを用いて有限要素法により算出する。  
算出の結果、亀裂長さが 1 倍、3 倍、5 倍の時の亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) は以下の表の通りとなる。
- なお、亀裂進展力 ( $J_{app}$ ) 評価に伴う有限要素法に用いた解析コードは「Abaqus Ver. 2018」である。当該コードは簡易式 (EPRI (「Ductile Fracture Handbook」 EPRI NP-6301-D) の簡易 J 積分値) と FEM で算出した J 積分値が同等となることを確認している。
- 使用コードの中での裕度は考慮していないが、解析条件に保守性を持たせた (非時効材 (フェライト量約 10%) 応力-ひずみ線図を使用し、また、亀裂形状を貫通亀裂と想定している) ことで評価の保守性を担保している。
- また、 $J_{app}$  の算出には材料物性 (応力-ひずみ関係) を用いるが、評価に用いた通常運転時の温度における応力-ひずみ関係 (非時効材) は、SA 時 (360°C) の応力-ひずみ関係 (時効材) より低応力側であり、評価で用いた応力-ひずみ関係は保守的な評価条件である。

表 1 2 各亀裂長さにおける  $J_{app}$  値 [kJ/m<sup>2</sup>]

号機	対象部位	亀裂長さ		
		1t	3t	5t
1号機	ホットレグ直管	48	248	709
	SG入口50° エルボ	85	284	577
	コールドレグ直管	16	72	188
	蓄圧タンク注入管台	16	49	114
2号機	ホットレグ直管	45	230	655
	SG入口50° エルボ	82	274	558

## 参考資料 3

(材料の亀裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) について)

- 亀裂進展抵抗 (Jmat) は、「H3Tモデル」を用いて評価部位のフェライト量を基に完全時効後の飽和値として決定した。 $J_{Ic}$ および $J_6$ はデータの下限值 ( $-2\sigma$ ) を用いて算出しており、その結果は以下の表の通りである。
- なお、「H3Tモデル」は「ASTM A800」にて算出したフェライト量と破壊靱性値実測データを関連付けた予測式であることから、「ASTM A800」により算出したフェライト量を用いた。
- 「H3Tモデル」は、電力共通研究「2相ステンレス鋼の熱時効脆化度測定技術に関する研究」(平成7年3月)及び電力共通研究「1次冷却材管等の時効劣化に関する研究(STEPⅢ)(その2)」(平成11年3月)で実機材試験により妥当性が確認されたものである。
- また、通常運転時とSA時の温度条件での破壊靱性試験の結果、両者に大きな差が認められていない。

表13 破壊靱性値

	1号機				2号機	
	ホットレグ直管	SG入口50°エルボ	コールドレグ直管	蓄圧タンク注入管台	ホットレグ直管	SG入口50°エルボ
$J_{Ic}$ [kJ/m <sup>2</sup> ]	71	51	41	51	75	86
$J_6$ [kJ/m <sup>2</sup> ]	315	231	189	231	332	379

$J_{Ic}$ : 安定亀裂進展が開始する点における破壊靱性値

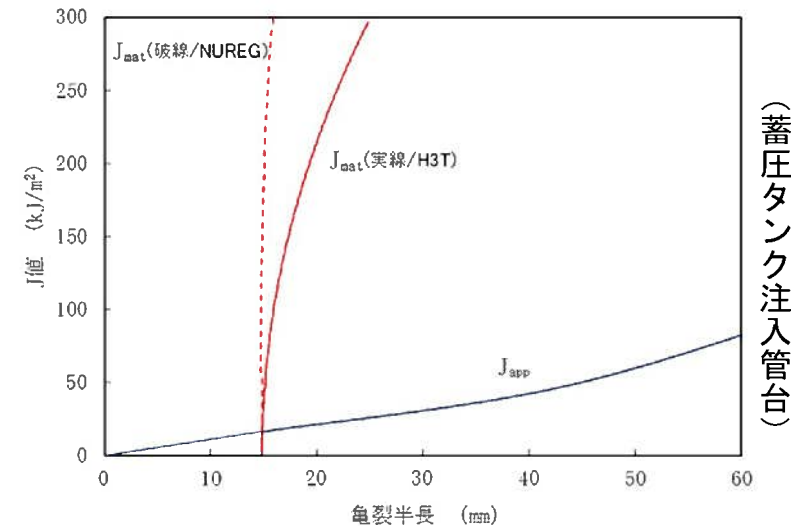
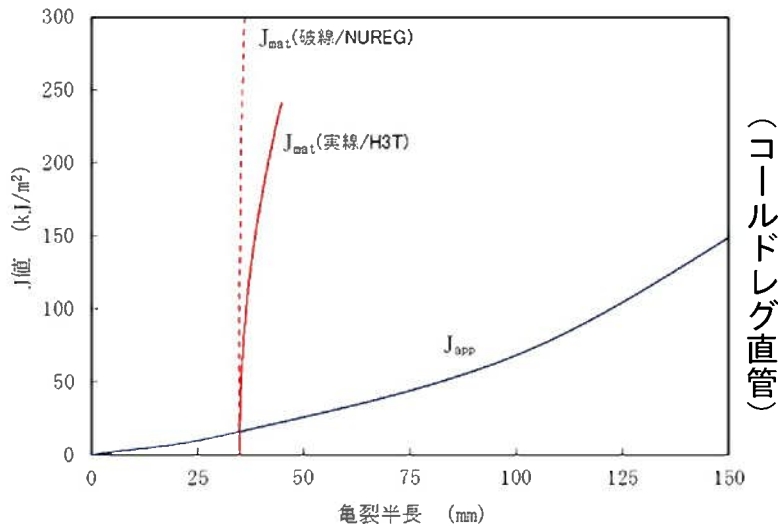
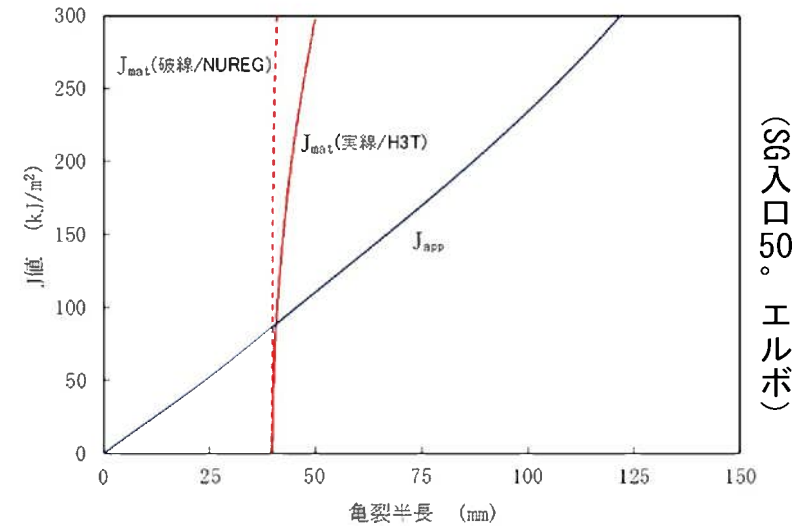
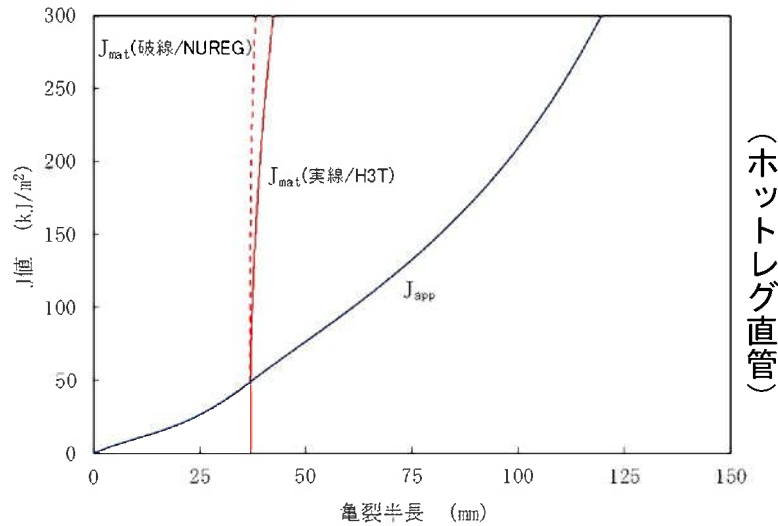
$J_6$ : 亀裂進展量が6mmの点における破壊靱性値

## 参考資料 4

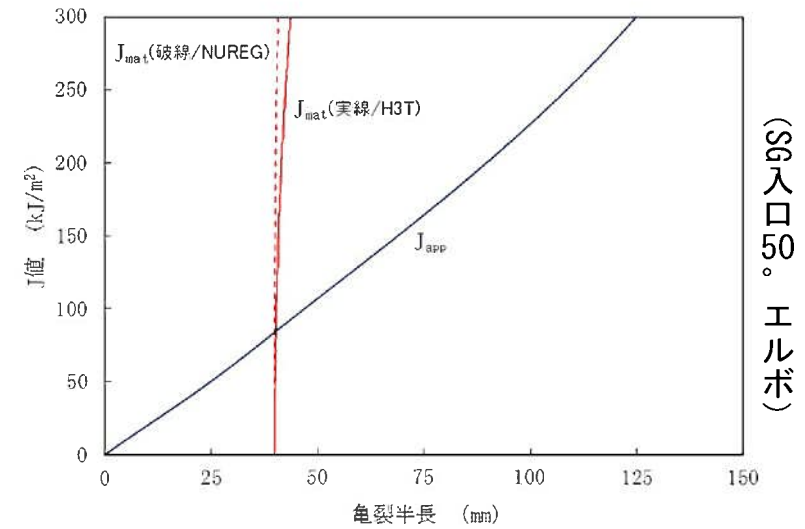
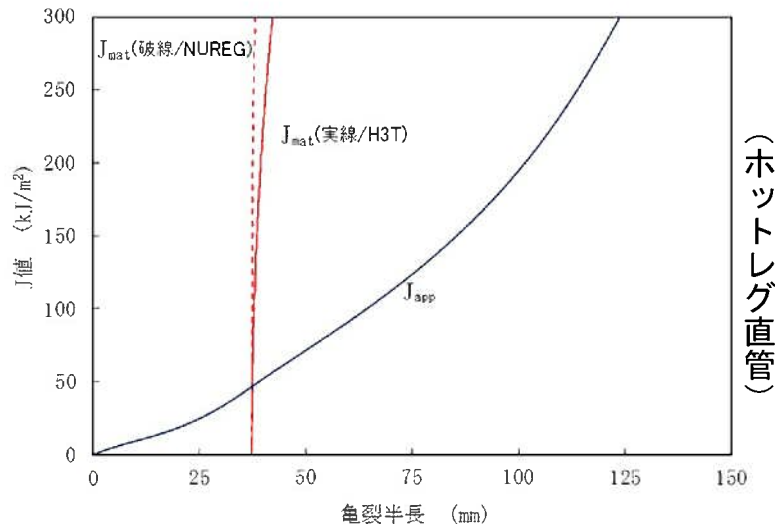
( 「NUREG/CR-4513R2」 による健全性評価結果)

「NUREG/CR-4513R2」でも亀裂進展抵抗を算出する式が提唱されており、「NUREG/CR-4513R2」の算出式による $J_{mat}$ を参照しても以下のとおり亀裂安定性評価結果は変わらないことを確認している。

○ 1号機の亀裂安定性評価結果



○ 2号機の亀裂安定性評価結果





参考資料 5  
（代表機器（1次冷却材管）の保全内容）

- 1次冷却材管の製造時の検査内容および現状保全の内容を以下に示す。
- 1次冷却材管の製造時には、母材および溶接部に対し放射線透過試験および浸透探傷試験を実施しており、有意な欠陥のないことを確認している。
- 現状保全としては、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1）」に基づき超音波探傷検査および漏えい検査を実施している。現在までの検査で異常の無いことを確認している。

表 1 4 1次冷却材管の製造時の検査内容および現状保全の内容

	試験対象	検査内容	判定基準	検査結果※1	
				1号	2号
製造時の検査	1次冷却材管の母材	放射線透過試験 浸透探傷試験	通商産業省告示第501号	良	良
	1次冷却材管の溶接部	放射線透過試験 浸透探傷試験	通商産業省令 第81号	良	良
現状保全	1次冷却材管全体	漏えい検査 (供用期間中検査)	維持規格 (JSME S NA1 2012/2013/2014)	良 (第26回)	良 (第25回)
	1次冷却材管の溶接部	超音波探傷検査 (供用期間中検査)	維持規格 (JSME S NA1 2012/2013/2014)	良 (第26回)	良 (第25回)

※1 現状保全については、至近の検査結果を示す。なお、各号炉のそれぞれの定期検査の実施時期については、次々ページ参照。

## 参考資料 6

(代表評価機器以外の機器の保全)

- 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。  
 代表機器以外の技術評価については、いずれも熱時効の代表評価機器である1次冷却材管のフェライト量に及び発生応力に包絡されており、また、製造時の非破壊検査で有意な欠陥がないことを確認するとともに、亀裂(疲労割れ)が想定される機器については疲労評価上の許容値を満足するため亀裂が発生する可能性は小さいことを確認している。
- 代表機器以外の機器に対する製造時の検査内容および現状保全の内容を下表に示す。

機種	機器	部位	製造時検査内容 判定基準：判定結果	現状保全内容（1号機） 至近点検：点検結果	現状保全内容（2号機） 至近点検：点検結果
ポンプ	1次冷却材ポンプ	羽根車	・浸透探傷試験(全表面) 告示第501号：良	目視検査、浸透探傷検査 第24回定期検査：良	目視検査、浸透探傷検査 第25回定期検査：良
		ケーシング	・放射線透過試験(全体積) 告示第501号：良 ・浸透探傷試験(全表面) 告示第501号：良	目視検査(ケーシング内表面) 第17回定期検査(供用期間中検査)：良	目視検査(ケーシング内表面) 第17回定期検査(供用期間中検査)：良
仕切弁	RHRS 入口隔離弁	弁箱	・放射線透過試験(全体積) 告示第501号：良 ・浸透探傷試験(全表面) 告示第501号：良	目視検査 第16回定期検査：異常無し (配管溶接部：超音波探傷検査 第16回定期検査(供用期間中検査)：良)	目視検査 第16回定期検査：異常無し (配管溶接部：超音波探傷検査 第16回定期検査(供用期間中検査)：良)
		弁蓋	・浸透探傷試験(機械加工面) 告示第501号：良		
スイング 逆止弁	蓄圧タンク出口第 2逆止弁	弁箱	・浸透探傷試験(全表面) 告示第501号：良	目視検査 第16回定期検査：異常無し (配管溶接部：超音波探傷検査 第16回定期検査(供用期間中検査)：良)	目視検査 第16回定期検査：異常無し (配管溶接部：超音波探傷検査 第16回定期検査(供用期間中検査)：良)
タービン設 備	高圧タービン	内部車室	・外観検査(全表面) 社内基準：合格 ・磁粉探傷検査(全表面) 社内基準：合格 ・超音波探傷検査(全体積) 社内基準：合格	目視検査 第23回定期検査：良	目視検査 第23回定期検査：良
機械設備	制御棒クラスタ	スパイダー ベーン フィンガ	・外観検査 社内基準：合格	目視検査 第17回定期検査：良	目視検査 第17回定期検査：良

※各号炉のそれぞれの定期検査の実施時期については、次ページ参照。

表 1 5 川内 1 号機の定期検査実績

定期検査回数	発電を停止した日	発電を開始した日
第16回定期検査	2004年 8 月13日	2004年10月21日
第17回定期検査	2005年12月13日	2006年 3 月 1 日
第23回定期検査	2018年 1 月29日	2018年 6 月 3 日
第24回定期検査	2019年 7 月27日	2019年10月 5 日
第26回定期検査	2021年10月17日	2021年12月20日

表 1 6 川内 2 号機の定期検査実績

定期検査回数	発電を停止した日	発電を開始した日
第16回定期検査	2006年 4 月 2 日	2006年 5 月22日
第17回定期検査	2007年 7 月18日	2007年 9 月29日
第23回定期検査	2019年10月18日	2019年12月26日
第25回定期検査	2022年 2 月21日	2022年 6 月13日

## 参考資料 7

(電力共通研究における亀裂進展試験の  
条件について)

○時効の有無による亀裂進展速度の差異の確認をした電力共通研究「PWR配管破断防護設計の合理化に関する研究(1次冷却材管の破断想定除外)」の亀裂進展試験の条件は以下のとおり。

- ・材料：SCS14A (フェライト量12.5%)
- ・環境：大気中 (温度325°C)  
水中 (溶存酸素濃度 $\leq 5\text{ppb}$ 、温度325°C)
- ・応力比：0.7、0.1
- ・繰返し速度：大気中 (1~10Hz)、水中 (1cpm)

第5回分科会における質問事項への回答【No. 5-2】にて回答済み

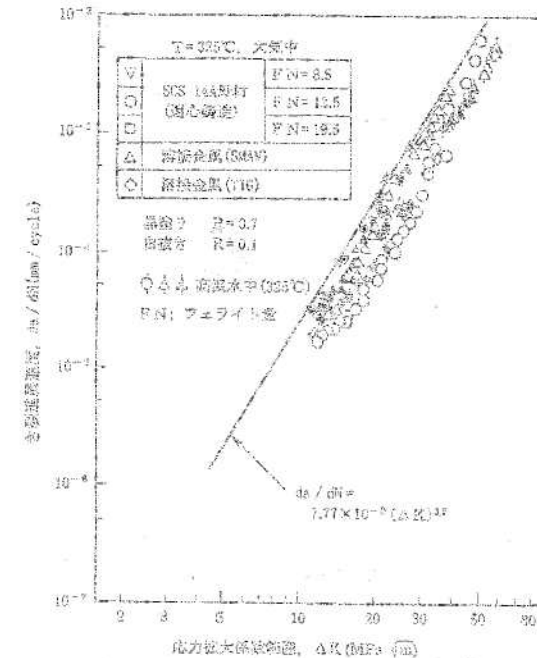


図 ステンレス鋼の疲労き裂進展試験結果およびき裂進展速度式

○上記の試験条件はJEAG4613-1998に記載のステンレス鋼の亀裂進展速度式を求めるために用いた文献「Fracture Toughness and Fatigue Crack Growth of PWR Materials in Japan」The 1st JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering Vol. 1, 1991, pp527-531」に記載の試験条件と同じであることを確認している。

## 参考資料 8

(川内 2 号機 蓄圧タンク注入管台の  
評価結果について)



「第 6 回分科会資料 資料 4 に対する質問への回答【追 6-10】）」にて、以下の質問があったため、川内 2 号機の一次冷却材配管について、1ヶ所の追加評価部位（蓄圧タンク注入管台）を選定し、簡易評価を実施した。

1. 質問事項

一次冷却材配管の 2 相ステンレス鋼の熱時効（第 5 分科会資料 2）評価点の選定で、「①応力が最も大きい」、「②フェライト量が最も多い」のそれぞれ最も厳しいところとして、ホットレグ直管とコールドレグ直管の 2ヶ所を選定しているが、現実には様々な条件の振れ幅がありうるので、それぞれの 3 位程度の部位まで広げて検討しておくことが好ましい。（第 6 回分科会資料 資料 4 に対する質問への回答【追 6-10】）

2. 回答

以下の通り簡易評価を実施し、運転開始後 60 年時点を想定した健全性評価の結果、不安定破壊することはなく健全性が維持されることを確認した。

○評価対象部位

川内 2 号機 蓄圧タンク注入管台（応力とフェライト量の組み合わせを考慮して選定）

○評価手法

下表より、「川内 2 号機 蓄圧タンク注入管台の  $J_{app}$ 」は 1 号機の  $J_{app}$  に包絡されることから、すでに評価済みの「川内 1 号機 蓄圧タンク注入管台の  $J_{app}$ 」と「川内 2 号機 蓄圧タンク注入管台の  $J_{mat}$ 」を使用して亀裂安定性評価を実施。評価結果を下図に示す。

表  $J_{app}$  のインプット比較

	1号機	2号機	評価
形状	—	—	1 / 2号機で同一
材料物性	—	—	部位に関係なく保守的に低フェライト量（約10%）の物性値を使用。
内圧 [MPa]	18.5	18.5	1 / 2号機で同一
軸力	105	104	1号機の方が大きい
曲げモーメント [kN m]	190	175	1号機の方が大きい

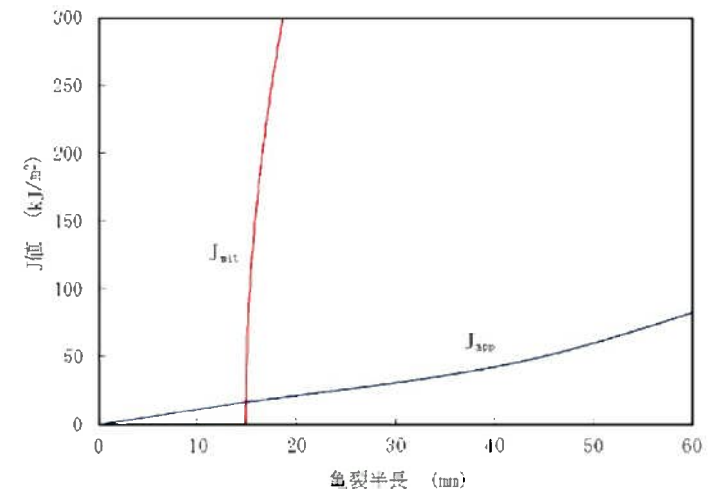


図 亀裂安定性評価結果(簡易評価)