

川内原子力発電所 1, 2号炉 劣化状況評価 (2相ステンレス鋼の熱時効)

2023年7月18日

目 次

1. 概要	2
2. 基本方針	2
3. 2相ステンレス鋼の熱時効について	3
4. 評価対象機器の抽出について	4
5. 代表機器の技術評価	9
6. 総合評価	15
7. 高経年化への対応	15
8. 経年劣化傾向の評価	16
9. まとめ	17

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」第114条の規定に基づき実施した劣化状況評価のうち、2相ステンレス鋼の熱時効の評価結果を説明するものである。

2. 基本方針

2相ステンレス鋼の熱時効に対する評価の基本方針は、2相ステンレス鋼の熱時効の影響が懸念される評価対象部位について亀裂の発生および進展を前提として技術評価を行い、運転開始後60年時点までの期間において「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」という。）の要求事項を満たすことを確認することである。

2相ステンレス鋼の熱時効についての要求事項を以下に示す。

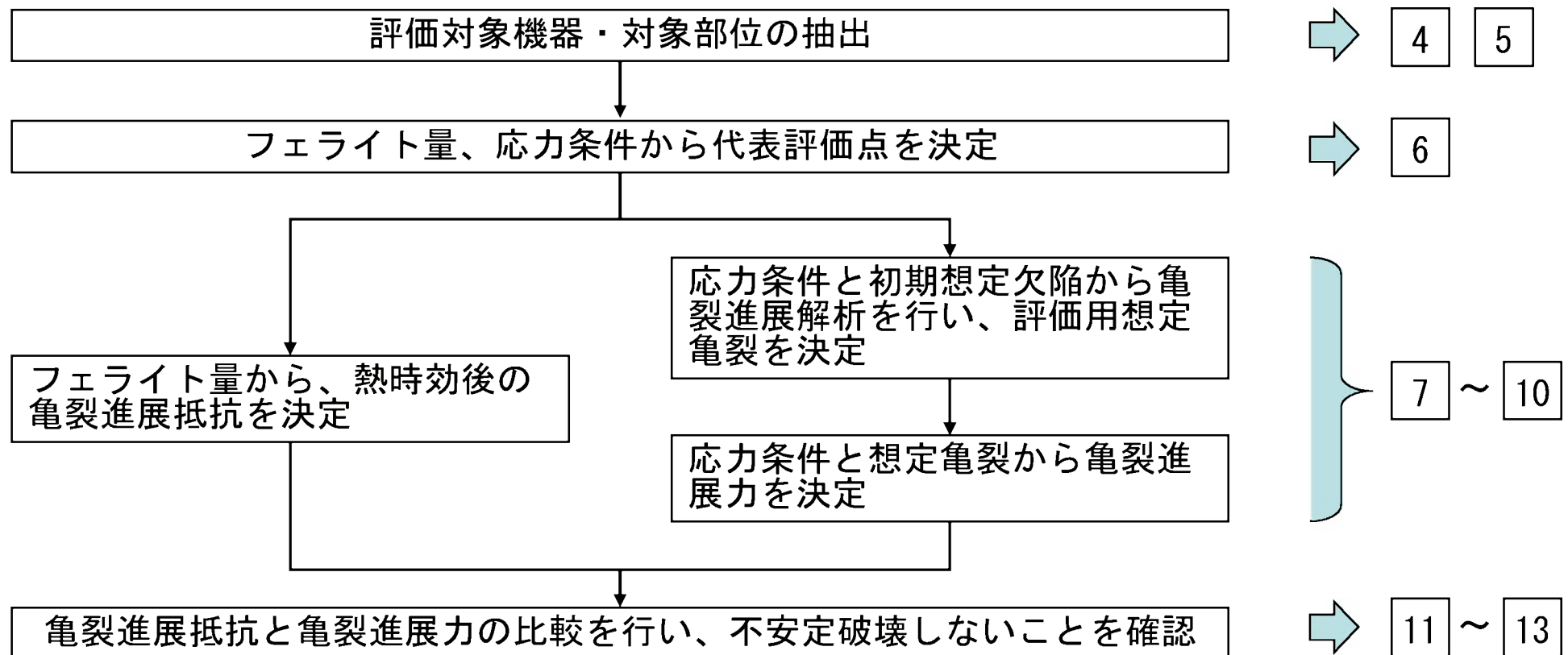
審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<ul style="list-style-type: none"> ○延性亀裂進展性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ○亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。

3. 2相ステンレス鋼の熱時効について

オーステナイト相中に一部フェライト相を含む2相組織であるステンレス鋼鑄鋼は、高温で加熱されると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し、相分離が起こり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）が大きいほど厳しくなる。

【熱時効評価の流れ】



4. 評価対象機器の抽出について

4. 評価対象機器の抽出について

4. 1 評価対象の機器及び代表機器

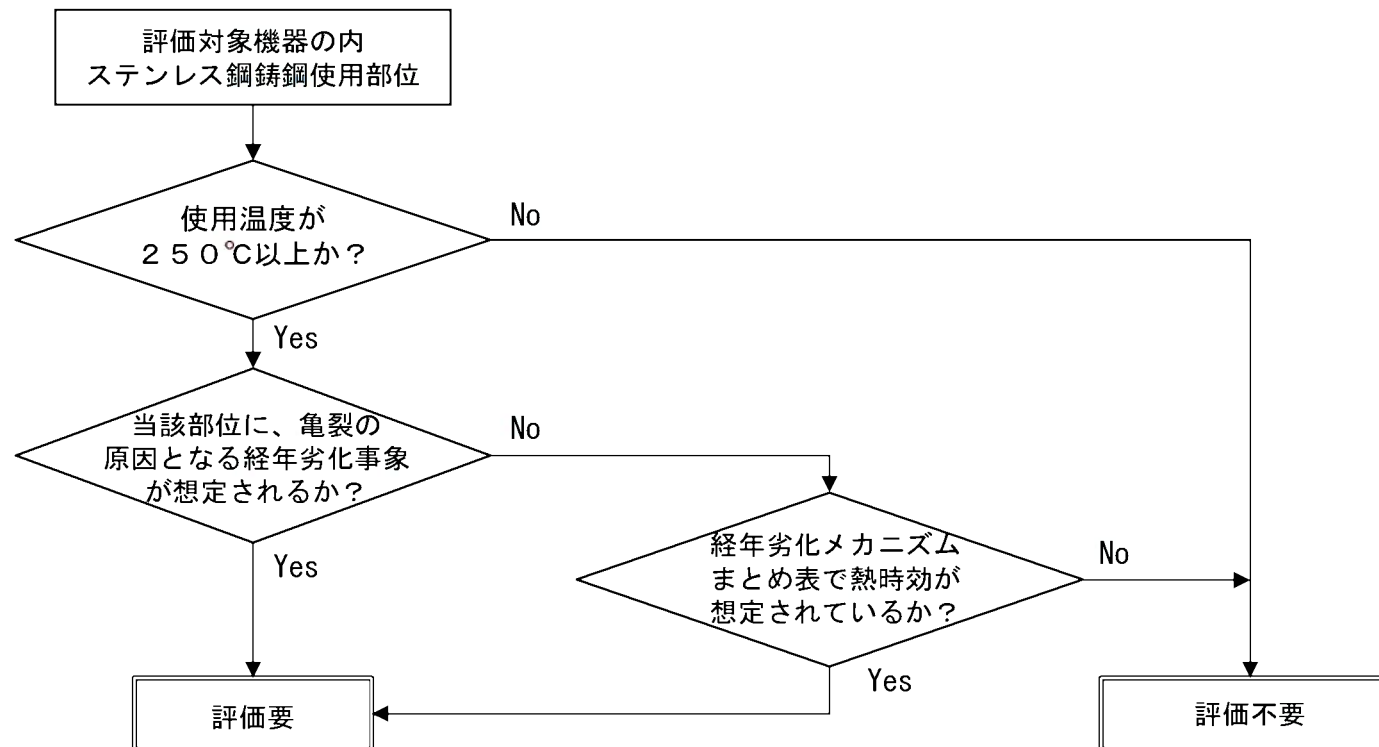
熱時効の評価対象機器・対象部位については、「日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」に基づき、以下の条件を含んだ機器、部位を評価対象として抽出する。

○使用温度が250℃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部位。

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、1次冷却材管の評価内容をp. 7以降に示す。

表 1 熱時効評価対象機器（1号炉）

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	約5.9	約28		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2 熱時効評価対象機器（2号炉）

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	約5.9	約28		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。

4. 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鋳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

※1：①②の抽出結果と比較して、応力又はフェライト量のいずれかの値が大きい箇所（形状を考慮して選定したエルボ部を除く。）

※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3, 4に示す。

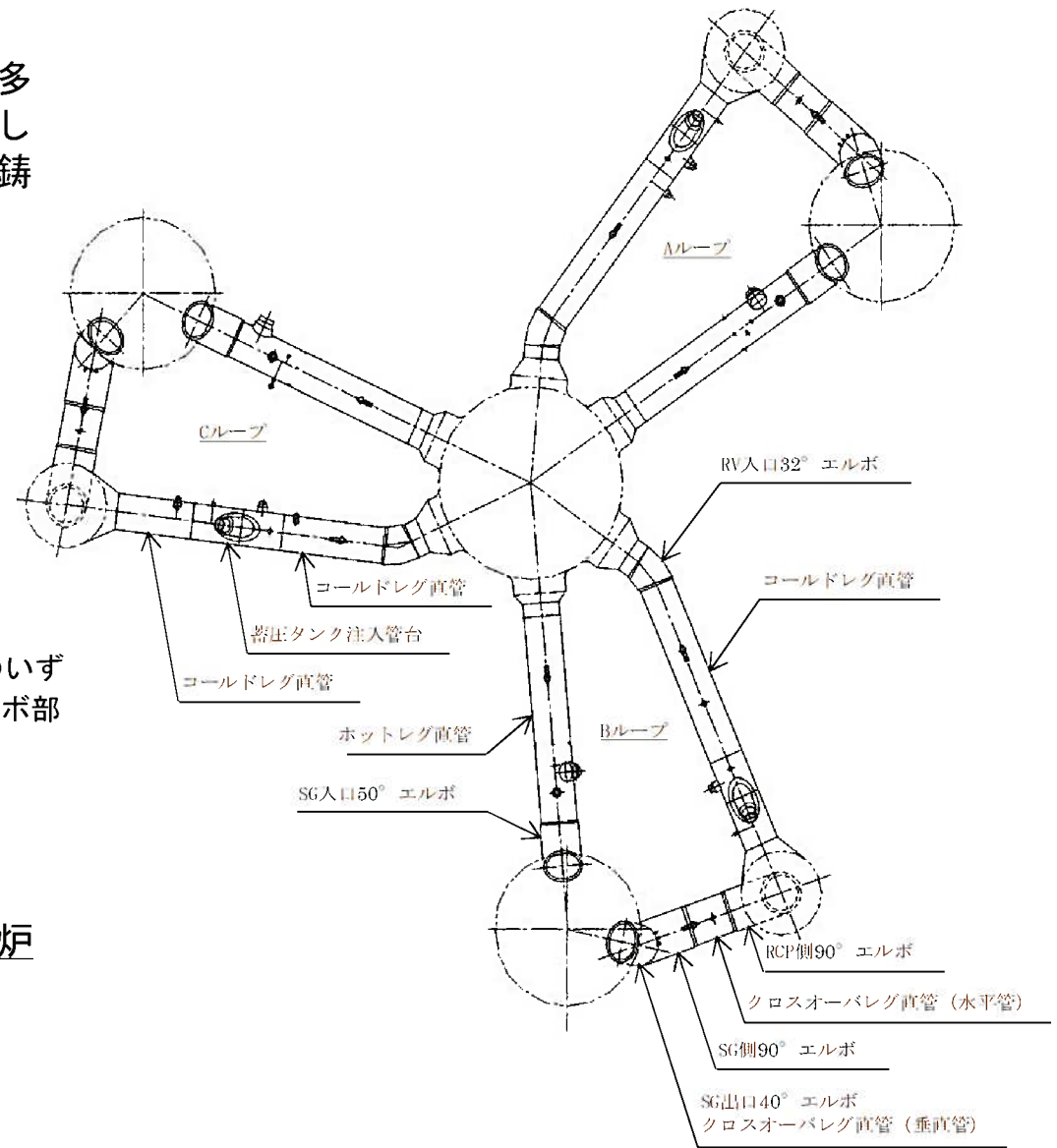


図1 1次冷却材管の熱時効評価対象部位

表3 熱時効評価対象部位（1号炉）

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4 熱時効評価対象部位（2号炉）

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での内圧、自重、熱膨張荷重、地震荷重（S_s）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

5. 代表機器の技術評価

5. 1 健全性評価

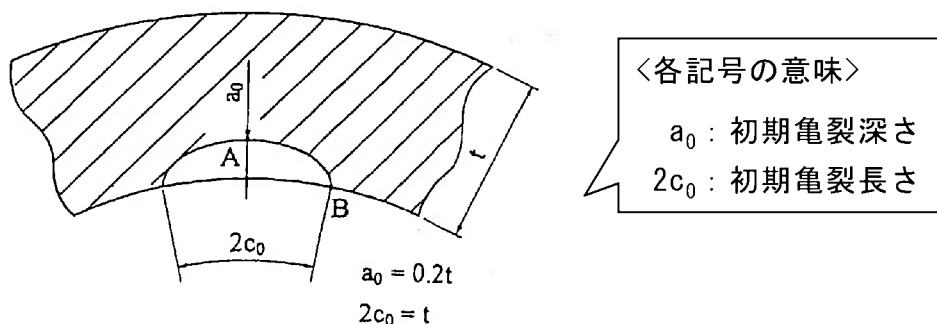
(1) 評価対象期間の脆化予測

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。

(2) 想定亀裂の評価

初期亀裂については、「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の疲労亀裂を検出可能であることが確認されている。

配管内面に想定した初期亀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。

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

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

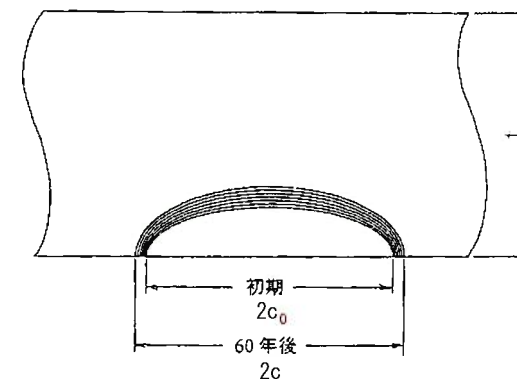
$$\left(\begin{array}{l} d a / d N : \text{疲労亀裂進展速度 (m/cycle)} \\ C : \text{定数 (} 7.77 \times 10^{-12} \text{)} \\ m : \text{定数 (3.5)} \\ \Delta K : \text{応力拡大係数変動幅 (MPa}\sqrt{\text{m)}} \\ K_{max}, K_{min} : \text{最大及び最小応力拡大係数 (MPa}\sqrt{\text{m)}} \end{array} \right)$$

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。

疲労亀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 亀裂進展解析結果（1、2号炉）

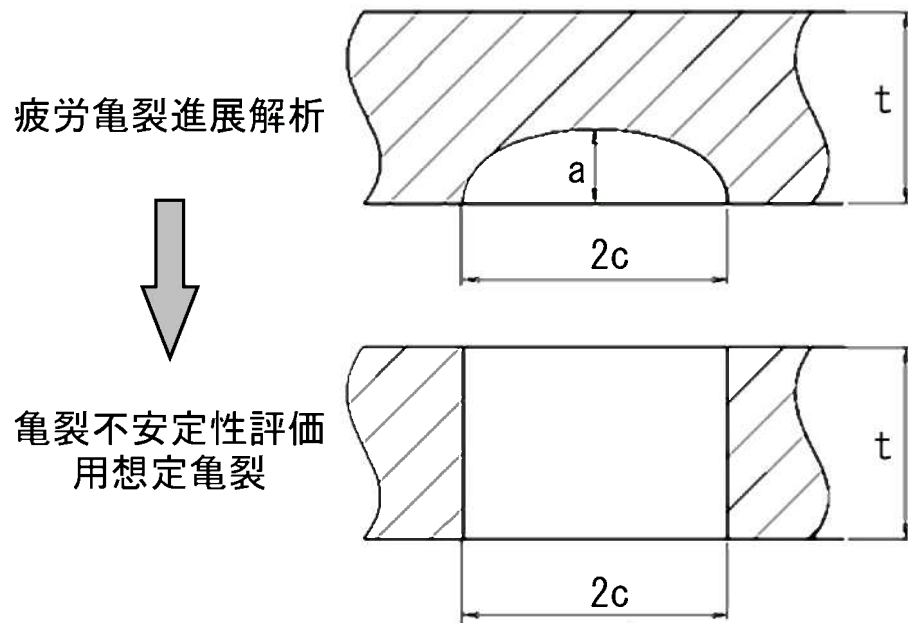
号炉	対象部位		亀裂深さ (mm)	亀裂長さ (mm)	備考
1号炉	ホットレグ直管	初期	$a_0 = 14.54$	$2c_0 = 72.70$	—
		60年後	$a = 15.55$	$2c = 73.70$	$\Delta a = 1.01 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.00 \text{ mm}$
	SG入口50° エルボ	初期	$a_0 = 15.56$	$2c_0 = 77.80$	—
		60年後	$a = 17.94$	$2c = 79.60$	$\Delta a = 2.38 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.80 \text{ mm}$
	コールドレグ直管	初期	$a_0 = 13.75$	$2c_0 = 68.75$	—
		60年後	$a = 14.72$	$2c = 69.71$	$\Delta a = 0.97 \text{ mm}$ $2\Delta c = 0.96 \text{ mm}$
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号炉	ホットレグ直管	初期	$a_0 = 14.54$	$2c_0 = 72.70$	—
		60年後	$a = 15.57$	$2c = 74.54$	$\Delta a = 1.03 \text{ mm}$ $2\Delta c = 1.84 \text{ mm}$
	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)

(3) 亀裂不安定性評価用想定亀裂

亀裂不安定性評価では、安全側に評価するために5. 1 (2) 項で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置換える（下図参照）。亀裂不安定性評価に用いる想定亀裂を下表に示す。



$$a = a_0 + \Delta a$$

$$2c = 2(c_0 + \Delta c)$$

(Δa 、 Δc : 供用期間中の疲労亀裂進展量)

表6 亀裂不安定性評価用想定亀裂

号炉	対象部位	亀裂長さ (mm)	板厚 (mm)
1号炉	ホットレグ直管	$2c = 73.70$	$t = 72.70$
	SG入口50° エルボ	$2c = 79.60$	$t = 77.80$
	コールドレグ直管	$2c = 69.71$	$t = 68.75$
	蓄圧タンク注入管台	$2c = 29.67$	$t = 29.25$
2号炉	ホットレグ直管	$2c = 74.54$	$t = 72.70$
	SG入口50° エルボ	$2c = 79.64$	$t = 77.80$

図 想定亀裂置換えイメージ

(4) 破壊評価による健全性評価結果

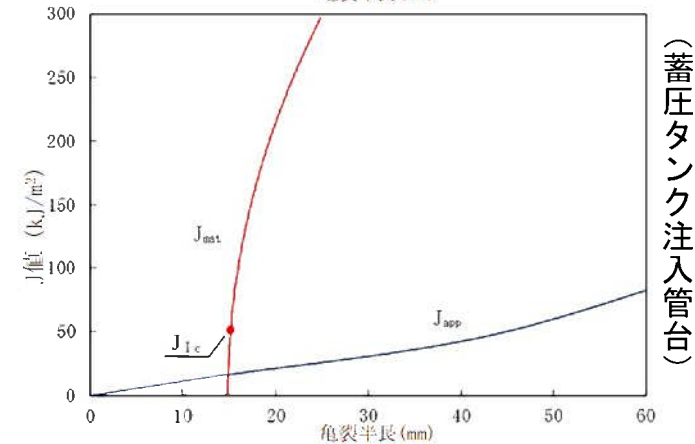
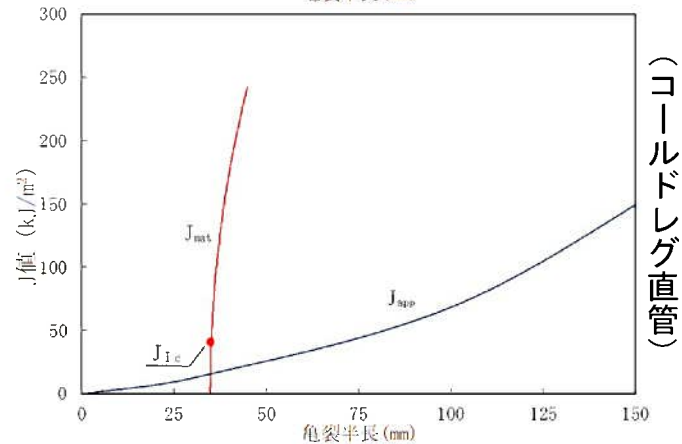
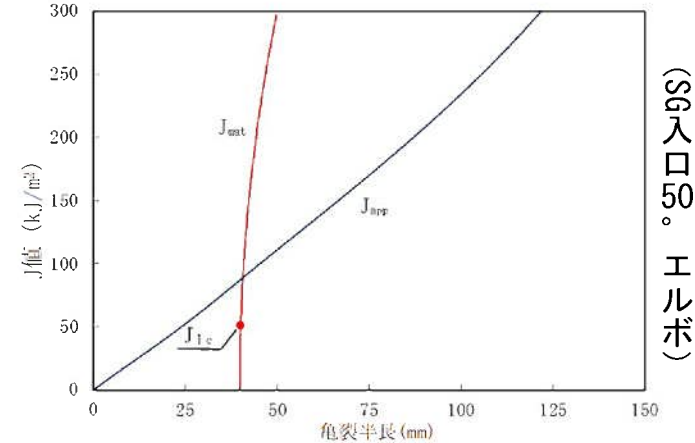
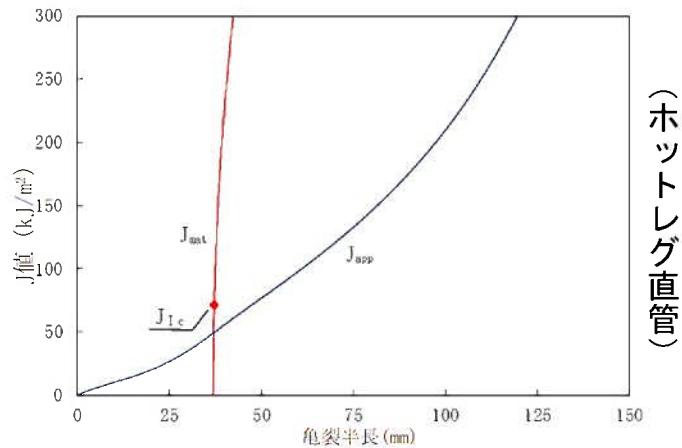
○1号炉

亀裂不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、供用状態A, Bの条件よりも厳しいSAの荷重条件を用いて求めた想定亀裂に生じる亀裂進展力 (J_{app}) の比較を行った。

想定する荷重は、Ⅰ（供用状態A, Bにおける荷重+地震動）※、Ⅱ（重大事故等時における荷重+地震動）※であるが、（Ⅰの荷重）＜（Ⅱの荷重）であることから、Ⅱの荷重における評価で代表させる。

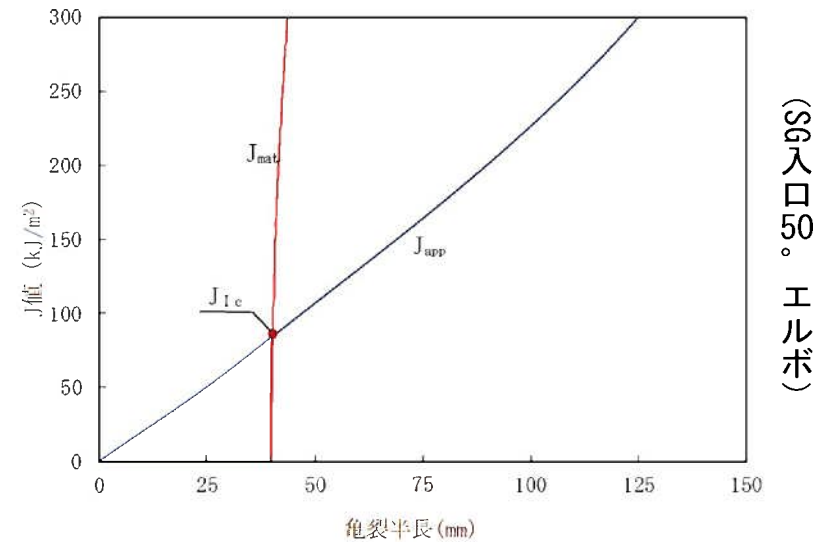
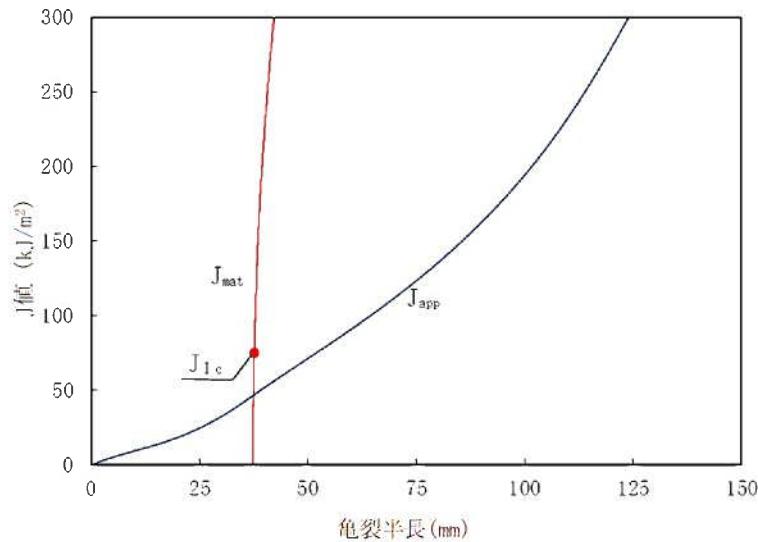
評価の結果、亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること及び亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることから、不安定破壊することはない。

※：荷重は、内圧、自重、熱応力、基準地震動Ssによる地震力を考慮した。



○2号炉

1号炉と同様の評価を行った結果、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、不安定破壊することはない。



5. 2 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。

6. 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。

7. 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項目はないと判断する。

8. 経年劣化傾向の評価

2相ステンレス鋼の熱時効については、30年目、40年目でそれぞれ選定した評価部位に対し、運転開始後60年時点までの疲労亀裂に通常運転状態又は重大事故等時の状態で働く荷重に加えて地震発生時の荷重を考慮しても、配管は不安定破壊することはなく、健全性評価上問題とならないこと及び定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認できていることから、30年目で実施した評価内容及びそれ以降の保全が有効であったと考える。

表7 30年目及び40年目の評価部位

号炉	30年目	40年目
1号炉	○ホットレグ直管 ○コールドレグ直管	○ホットレグ直管 ○コールドレグ直管 ○蓄圧タンク注入管台※ ¹ ○SG入口50°エルボ※ ²
2号炉	○ホットレグ直管、 ○蓄圧タンク注入管台※ ³	○ホットレグ直管 ○SG入口50°エルボ※ ²

※¹ 応力とフェライト量の組み合わせを考慮して選定した評価部位

※² 形状を考慮して選定した評価部位（エルボ部）

※³ 30年目の評価においては、応力が最大の箇所として選定していたが、設備の変更（蒸気発生器取替工事）を反映した結果、「ホットレグ直管」が応力最大の箇所となったため、40年目の評価においては選定せず。

9. まとめ

9. 1 審査基準適合性

以上の評価結果について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。	「5. 代表機器の技術評価」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。	「5. 代表機器の技術評価」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、配管は不安定破壊せず、健全であると判断した。

9. 2 長期施設管理方針として策定する項目

熱時効に関する評価結果より、長期施設管理に関する方針は抽出されなかった。