

川内原子力発電所 2号炉の 高経年化技術評価 (2相ステンレス鋼の熱時効)

平成 27 年 10 月 5 日
九州電力株式会社

目 次

1. 2相ステンレス鋼の熱時効について	2
2. 評価対象設備	2
3. 川内1号炉との相違点	4
4. 技術評価	5
5. その他の機器の評価	11

2相ステンレス鋼の熱時効

1. 2相ステンレス鋼の熱時効について

ステンレス鋼鑄鋼は、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、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。

2. 評価対象設備

2相ステンレス鋼の熱時効の評価においては、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」に基づき、以下の条件に該当する設備を評価対象設備として抽出している。

抽出された評価対象設備及び各設備のフェライト量、使用温度等を表1に整理する。

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

（疲労評価等により健全性を確認しているが、保守的に疲労き裂を想定した評価を行う）

2相ステンレス鋼の熱時効

表1 川内2号炉 熱時効評価対象機器・部位

機器	代表部位	フェライト量*1 [%]	使用温度 [°C]	応力 [MPa]
1次冷却材ポンプ	ケーシング	約12.2	約283.6	約68~104
1次冷却材管	母管、管台	約15.2~17.3	約283.6~321.1	約58~145
弁*2	RHRS入口隔離弁 (弁箱)			
炉内構造物	炉内計装案内管	—	約283.6	有意な応力なし
制御棒クラスタ	スパイダ		約343	

以上のとおり、1次冷却材管以外の機器については、発生応力及びフェライト量の比較から1次冷却材管の評価に包絡される。

*1：フェライト量は、ミルシートの化学成分から、ASTM A800に基づき算出している。

*2：一部の弁については、フェライト量と応力の関係からだけでは、必ずしも1次冷却材管の評価に包絡できないものもあるが、健全性が確認されている川内1号炉の1次冷却材の評価に包絡されることを確認している。

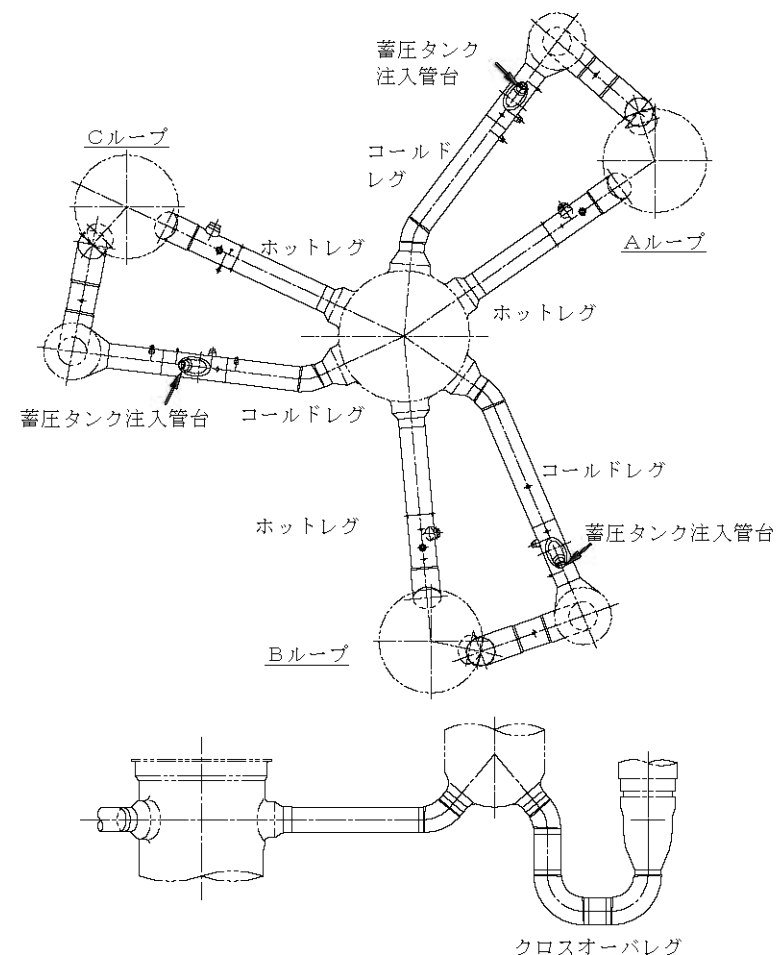
内は商業機密に属しますので公開できません

2相ステンレス鋼の熱時効

3. 川内1号炉との相違点

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、川内1/2号でそれぞれ以下の2部位を評価部位として選定している。

号炉	川内1号炉		川内2号炉	
評価部位	フェライト量 [%]	応力 [MPa]	フェライト量 [%]	応力 [MPa]
ホットレグ直管	約17.8	約152	約17.3	約142
SG入口50° エルボ	約20.5	約117	約16.2	約115
SG出口40° エルボ	約14.8	約69	約16.7	約68
クロスオーバレグ直管 (垂直管)	約14.9	約66	約17.2	約64
クロスオーバレグSG側 90° エルボ	約18.1	約62	約16.0	約61
クロスオーバレグ直管 (水平管)	約17.0	約61	約17.2	約58
クロスオーバレグRCP側 90° エルボ	約15.9	約69	約16.7	約68
コールドレグ直管	約22.3	約105	約17.2	約104
RV入口32° エルボ	約18.1	約91	約15.2	約89
蓄圧タンク注入管台	約20.5	約143	約16.2	約145
評価部位 (①フェライト量最大) (②応力最大)	① コールドレグ直管 ② ホットレグ直管	① ホットレグ直管 ② 蓄圧タンク注入管台		



川内1/2号炉 1次冷却材管の熱時効評価対象部位

2相ステンレス鋼の熱時効

4. 技術評価

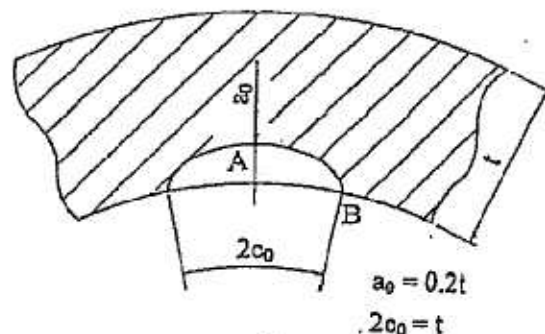
4.1 評価対象期間の脆化予測

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。

4.2 想定き裂の評価

初期き裂については、「（社）日本機械学会 配管破損防護設計規格（JSME S ND1-2002）」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 : 本規格は、オーステナイト系ステンレス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において、ステンレス鋼の深さ0.2t以下の疲労き裂を検出可能であることが確認されている。

2相ステンレス鋼の熱時効

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「(社)日本機械学会 配管破損防護設計規格 (JSME S ND1-2002)」に基づき算出した。

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

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

}

da/dN : 疲労き裂進展速度 (m/cycle)

C : 定数 (7.77×10^{-12})

m : 定数 (3.5)

ΔK : 応力拡大係数変動幅 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

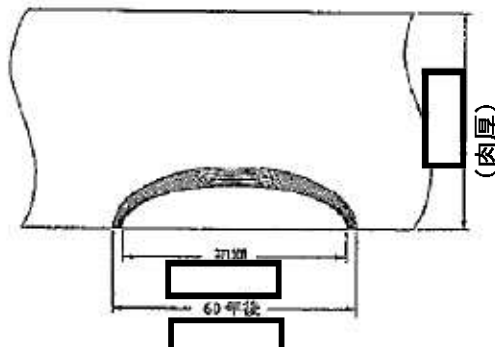
K_{max}, K_{min} : 最大及び最小応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

なお、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。

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

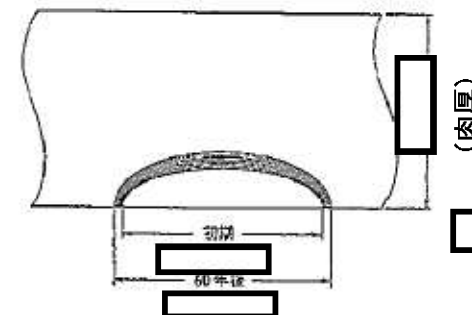
き裂進展解析結果 (ホットレグ直管)

	き裂深さ (mm) (a)	き裂長さ (mm) (2c)	備考
初期			
60年後			



き裂進展解析結果 (蓄圧タンク注入管台)

	き裂深さ (mm) (a)	き裂長さ (mm) (2c)	備考
初期			
60年後			



内は商業機密に
属しますので公
開できません

2相ステンレス鋼の熱時効

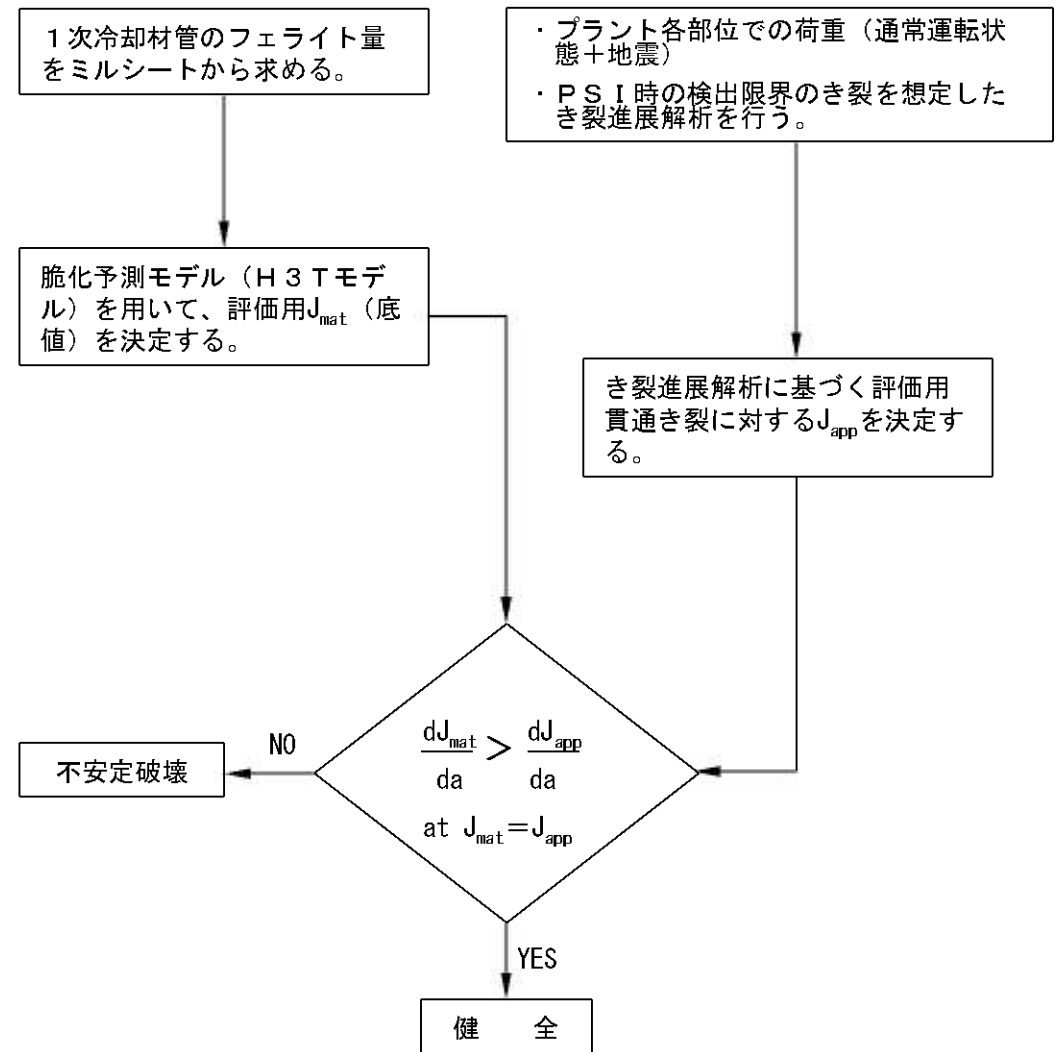
4.3 破壊力学による健全性の評価

評価対象部位の熱時効後の材料のき裂進展抵抗 (J_{mat}) と構造系に与えられた荷重から算出されるき裂進展力 (J_{app})*1 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*2を想定しても、き裂進展力 (J_{app}) とき裂進展抵抗 (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く、母管及び管台の熱時効は、健全性評価上問題ない。

*1: 初期き裂の想定、き裂進展、貫通き裂の想定及びき裂進展力は「(社)日本機械学会 配管破損防護設計規格 (JSME S ND1-2002)」の評価手法に準拠した。そのため、き裂進展力の評価については通常運転状態の荷重 (内圧、自重、熱応力) に加えて、地震荷重 (Ss地震) を考慮した。

*2: 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。

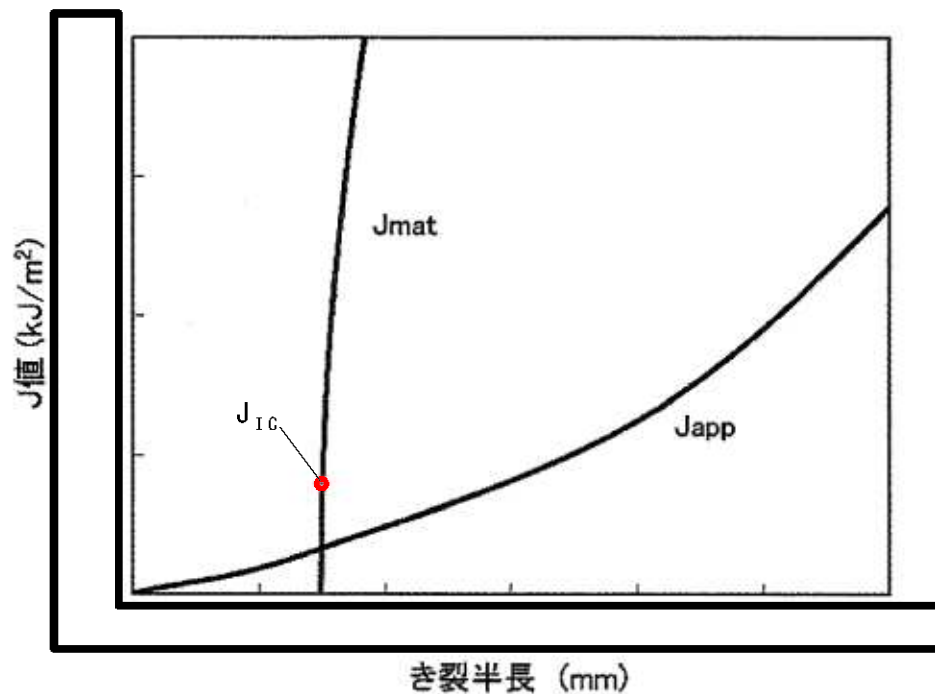


熱時効に対する評価フロー

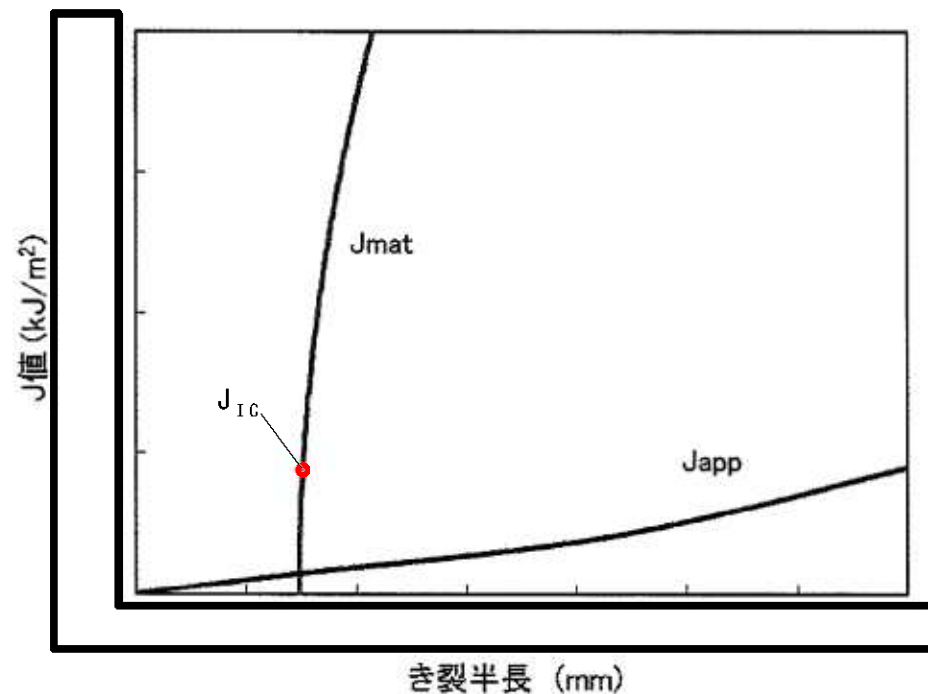
2相ステンレス鋼の熱時効

破壊評価による健全性評価結果

J_{mat} と J_{app} が J_{IC} 以下の低いJ値で交差しており、 $J_{app} < J_{IC}$ であることが確認できるため、延性き裂は発生しないと判断でき健全である。



破壊力学による健全性評価結果（ホットレグ直管）



破壊力学による健全性評価結果（蓄圧タンク注入管台）

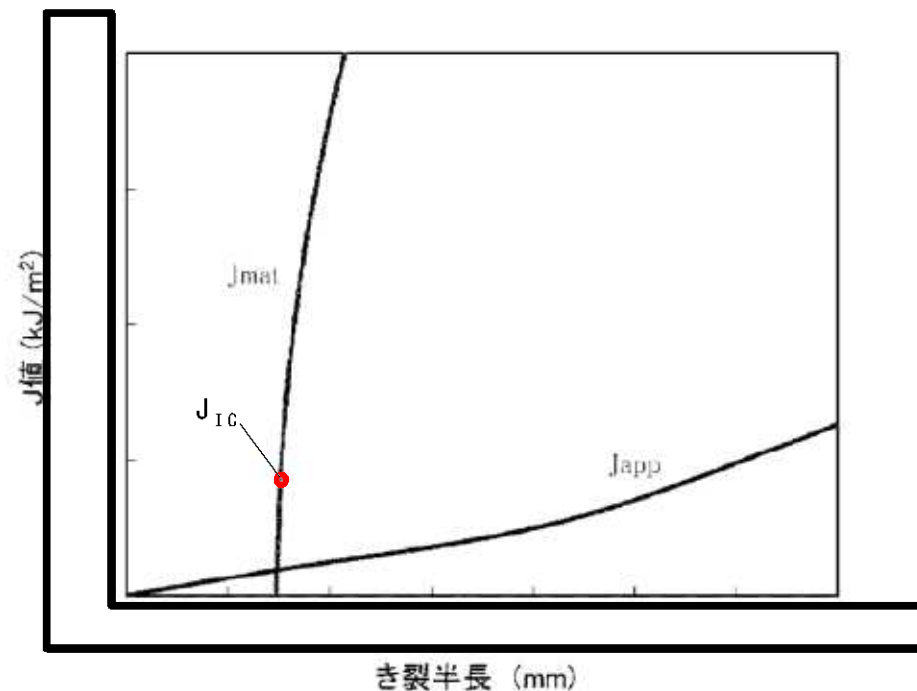
内は商業機密に属しますので公開できません

2相ステンレス鋼の熱時効

4.4 重大事故等時を考慮した破壊評価による健全性評価結果

重大事故等時（原子炉停止機能喪失）におけるプラント条件（ピーク温度360℃、ピーク圧力18.5MPa）を考慮した場合の評価結果として、評価対象部位の中で応力が最大である蓄圧タンク注入管台の評価結果を下図に示す。

重大事故等時のプラント条件を考慮した場合であっても J_{mat} と J_{app} が J_{IC} 以下の低いJ値で交差しており、 $J_{app} < J_{IC}$ であることが確認できるため、延性き裂は発生しないと判断でき健全である。



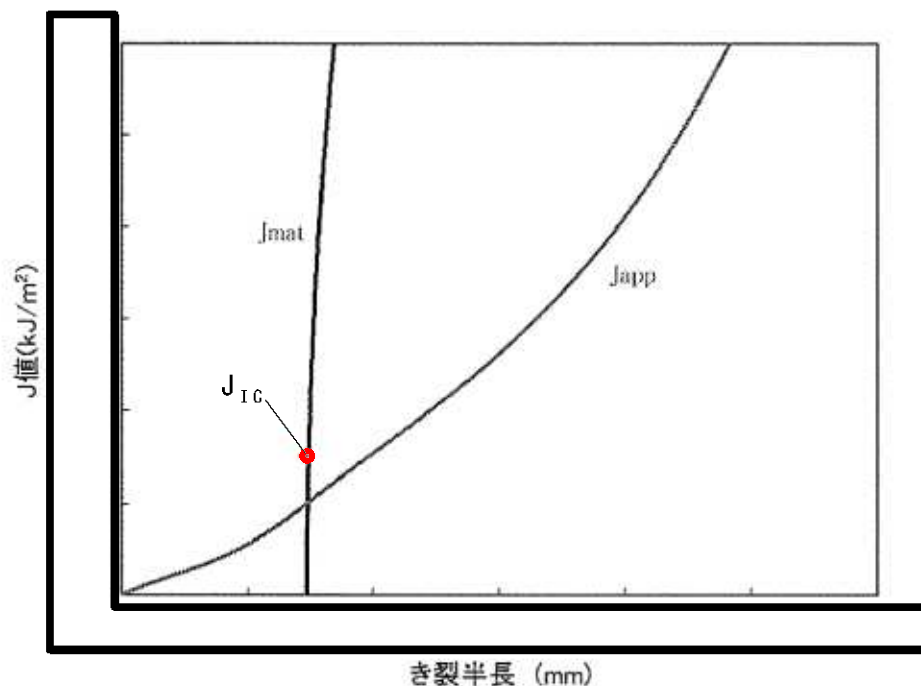
破壊力学による健全性評価結果（蓄圧タンク注入管台）

2相ステンレス鋼の熱時効

また、評価が比較的厳しくなるホットレグ直管についても重大事故等時を考慮した評価を行った。下図に、フェライト量及び応力の値*がともに川内2号炉のホットレグ直管よりも大きく、評価がより厳しい川内1号炉のホットレグ直管の評価結果を示す。

評価がより厳しい川内1号炉の場合であっても J_{mat} と J_{app} が J_{IC} 以下の低いJ値で交差し、 $J_{app} < J_{IC}$ となるため、川内2号炉においても延性き裂は発生しないと判断でき健全であることが確認できる。

*: 川内1, 2号炉のフェライト量及び応力については、「3. 川内1号炉との相違点(4頁)」を参照。



破壊力学による健全性評価結果 (ホットレグ直管(川内1号炉))

内は商業機密に属しますので公開できません

2相ステンレス鋼の熱時効

4.5 現状保全

母管及び管台の熱時効に対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した初期き裂のないことを確認している。

4.6 総合評価

健全性評価結果から判断して、現時点の知見においては、母管及び管台の熱時効は高経年化上問題となる可能性はないと考える

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。

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、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0.2t以下の疲労き裂が検出可能であることを確認されている。

4.7 高経年化への対応

母管及び管台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。

5. その他の機器の評価

熱時効による韌性低下への影響は、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。