

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-3 改7
提出年月日	平成30年5月24日

東海第二発電所 劣化状況評価
(照射誘起型応力腐食割れ)

補足説明資料

平成30年5月24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、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
4. 技術評価	5
4.1 炉内構造物の技術評価	5
(1) 健全性評価	5
(2) 現状保全	8
(3) 総合評価	13
(4) 高経年化への対応	13
4.2 制御棒の技術評価	14
(1) 健全性評価	14
(2) 現状保全	15
(3) 総合評価	16
(4) 高経年化への対応	16
5. まとめ	17
(1) 審査基準適合性	17
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	17

別紙 1. 原子炉冷却材の水質の管理値と至近の実績について	23
別紙 2. 炉内構造物の運転開始後 60 年時点での中性子照射量について	25
別紙 3. 上部格子板グリッドプレートに発生する応力について	31
別紙 4. 炉内構造物に関する照射誘起型応力腐食割れ発生可能性の評価について	34
別紙 5. 炉心シュラウドの耐震安全性評価について	36
別紙 6. 炉心シュラウドの耐震安全性評価について (追加評価)	48
別紙 7. ウォータージェットピーニング施工による応力腐食割れ抑制効果について	53
別紙 8. 貴金属コーティング施工による応力腐食割れ抑制効果について	64
別紙 9. 制御棒上部ハンドル部で確認されたひび及び応力腐食割れ対策について	68
別紙 10. 原子炉水のトリチウム濃度測定結果について	72

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 条の規定に基づく、劣化状況評価の補足として照射誘起型応力腐食割れの評価結果を説明するとともに、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

オーステナイト系ステンレス鋼は、高い中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れの感受性が高くなる。照射誘起型応力腐食割れは、この状況に引張応力が作用すると粒界型応力腐食割れが生じる現象である。

なお、炉内構造物の各機器及び制御棒は原子炉冷却材と接液しており、通常運転時の温度は約 285 °C である。また、原子炉冷却材の水質管理においては、社内規程「化学管理基準」において管理値を定め、水質管理を実施している。原子炉冷却材の水質の管理値と至近の実績について別紙 1 に示す。

2. 基本方針

照射誘起型応力腐食割れに対する評価の基本方針は、対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性について評価し、その可能性が将来にわたって発生することが否定できない場合は、その発生及び進展を前提としても今後 60 年時点までの期間において「**発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則**」（以下、**技術基準規則**という）に定める基準に適合することを確認することである。

照射誘起型応力腐食割れを評価するに当たっての要求事項を表 1 に整理する。

表 1(1/3) 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項

審査基準, ガイド	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	○健全性評価の結果, 評価対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性が認められる場合は, 照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること。
実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド	運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い, その結果の記載が求められる事項は次のとおり。 ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。 運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。 ①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。

表 1(2/3) 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価 実施ガイド 3. 1 ⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>

表 1(3/3) 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>③運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。なお、運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価を行うに当たっては、30 年時点で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、長期保守管理方針の意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これら結果を適切に反映すること。</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出されたすべての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたもののすべて。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

炉心を取り囲む機器である炉内構造物は材料がステンレス鋼であり、このうちオーステナイト系ステンレス鋼は比較的高い累積中性子照射量を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている。

比較的高い累積中性子照射量を受ける機器としては、炉内構造物のうち炉心を取り囲む機器である炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管及び制御棒を評価対象とする。

炉内構造物については、炉心を取り囲む機器である炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管について、運転開始後 60 年時点での予想中性子照射量を算出し、照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている照射量（以下、「しきい照射量」という）を超えるかを確認する。しきい照射量を超えると予想された機器については、材料、環境、及び応力の観点で照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性を評価する。

評価の結果、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性が否定できないものについては、その発生及び進展を前提としても 60 年時点までの期間において技術基準規則に定める基準に適合することを確認する。

制御棒については、中性子照射量に応じた核的寿命に対して保守的に定めた取替基準に基づき取替を実施していることから、この取替基準に基づく取替によって制御棒の機能が維持できることを評価することで、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても 60 年時点までの期間において技術基準規則に定める基準に適合することを確認する。

4. 技術評価

4.1 炉内構造物の技術評価（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）

(1) 健全性評価

① 中性子照射量と照射誘起型応力腐食割れの感受性の関係

炉心を取り囲む機器である炉内構造物は材料がステンレス鋼であり、このうちオーステナイト系ステンレス鋼はしきい照射量以上の中性子照射量を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている*1。（表1参照）

表1 照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい照射量*2

材質	しきい照射量 [n/m ²]
ステンレス鋼 (SUS304)	5×10 ²⁴
ステンレス鋼 (SUS316)	1×10 ²⁵

*1 「東海第二発電所 劣化状況評価書」（平成29年11月）のうち、「炉内構造物の技術評価書」図2.3-2参照。

*2 高速中性子（エネルギー>1 [MeV]）。本文にて特に断りのない場合は高速中性子の照射量をいう。

② 炉内構造物の中性子照射量

炉内構造物のうち、炉心を取り囲む機器である炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管における運転開始後60年時点での予想中性子照射量は以下の値と想定される。（表2参照）

炉内構造物の各部における使用材料及び運転開始後60年時点での中性子照射量、その算出の考え方及び算出過程については別紙2に示す。

表2 炉内構造物各機器の使用材料及び運転開始後60年時点での中性子照射量

評価対象機器	材料	中性子照射量 [n/m ²]
炉心シュラウド	[]	約2.0×10 ²⁵
上部格子板		約2.9×10 ²⁵
炉心支持板		約2.1×10 ²⁴
周辺燃料支持金具	SUS304 TP	約7.1×10 ²³
制御棒案内管	[]	約2.1×10 ²⁴

照射誘起型応力腐食割れ感受性の発生が考えられるしきい照射量以上の中性子照射量を受ける炉内構造物は、炉心シュラウド中間胴及び上部格子板グリッドプレートである。

③ 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価

炉心シュラウド中間胴 H4 周溶接継手（熱影響部含む）は、しきい照射量を超えるものの、内面には水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングして、局部的に腐食環境の改善効果を向上させているため、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。また、炉心シュラウド中間胴 H4 周溶接継手の外面にはウォータージェットピーニング施工による残留応力の改善を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。

炉心シュラウド中間胴の母材部は、しきい照射量を超えるものの、溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。

上部格子板のグリッドプレートは、しきい照射量を超えるものの、溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。上部格子板のグリッドプレートに発生する応力を評価した結果を別紙 3 に示す。

炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、しきい照射量を超えないことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。

炉内構造物に関する照射誘起型応力腐食割れ発生可能性の評価を別紙 4 に示す。

④ 炉内構造物のうち、炉心シュラウドの耐震安全性評価

炉心シュラウド中間胴 H4 周溶接継手内面は、上述のとおり貴金属コーティングによる応力腐食割れ低減対策を実施しており照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さいものの、将来にわたって発生することが否定できない。このため、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価を行ったところ、想定欠陥が進展し運転時間が 5.24 年となる時点で応力拡大係数が破壊靱性値と等しくなり、地震時に不安定破壊に至る（破壊を引き起こす亀裂となる）結果となった。しかしながら、4 定期検査毎（運転時間約 4.6 年^{*3}）に目視点検により健全性を確認することとしていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生・進展したとしても、技術基準規則第 18 条及び第 56 条に定める破壊を引き起こす亀裂となる前に発見することができる。

炉心シュラウドの耐震安全性評価について別紙 5 に示す。なお、この評価は以下の条件で評価を行った。

- 1) 破壊評価に考慮する荷重は、亀裂の解釈および維持規格 添付 E-7, EJG-B-2-2 の規定により、差圧、死荷重及び地震荷重とする。
- 2) 亀裂進展速度は、原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」（以下、「亀裂の解釈」という）に従い、保守的に維持規格 図 添付 E-2-SA-2 に示される鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値 $9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$ を用いる。板厚貫通亀裂が周方向にこの速度で進展するものとする。

審査基準の要求事項「照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること」については、この別紙5による評価により確認しているが、別の評価手法として、以下の条件で追加評価を行った。

- 1)破壊評価に考慮する荷重は、維持規格 添付 E-15 の規定により、差圧、死荷重及び地震荷重に加え、溶接残留応力を加える。
- 2)亀裂進展速度は、別紙5と同様に、亀裂の解釈に従い、保守的に維持規格 添付 E-2-SA-2 に示される鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値 $9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$ を用いる。ただし、板厚方向の進展については、溶接残留応力解析の結果から得られた応力拡大係数がゼロとなる深さ以上には進展しないものとし、その深さの半楕円亀裂が周方向に進展していくものとする。(H4 周溶接継手は継手形状が X 開先であり、板厚内部で溶接残留応力が圧縮となって応力拡大係数がゼロとなり、亀裂進展速度がゼロとなることが予想されるため、亀裂進展としてはより現実的な評価となる。)

この追加評価については、現在実施中であり、6月中に結果を確認する予定である。以下に、その評価の方針を別紙6に示す。

*3 1サイクルの運転期間を、13ヶ月に調整運転期間を加えた420日とした場合、4定期検査目までの運転時間は、 $420 \text{日} \times 4 \text{サイクル} = 1680 \text{日} = \text{約} 4.6 \text{年}$ となる。

(2) 現状保全

① 点検状況

中性子照射量評価により、照射誘起型応力腐食割れのしきい照射量を超える中性子照射を受ける炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板）の保全の状況は以下のとおりである。

炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板）については、維持規格に基づき定期的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており、有意な欠陥は確認されていない。維持規格に基づく点検内容を表4に、点検範囲の概略図を図1に示す。

表4 維持規格に基づく点検内容（炉内構造物供用期間中検査）

点検対象		点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド周溶接継手 H4 ^{*4}	内面	MVT-1	運転時間で 5～15年	第24回定期検査 (2009年)	良 ^{*7}
	外面	MVT-1	運転時間で 5～15年	第25回定期検査 (2015年)	良 ^{*7}
炉心シュラウド ^{*5}		VT-3	10年 ^{*6}	第25回定期検査 (2015年)	良 ^{*8}
上部格子板 ^{*5}		VT-3	10年 ^{*6}	第25回定期検査 (2015年)	良 ^{*8}

*4 維持規格 IJG 炉内構造物の個別検査（表 IJG-2500-B-2）に、原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」の条件（縦溶接線との交差部を含む）を課した上で実施。

H4は、炉心シュラウドの点検個所である周溶接継手のうち、中性子照射量が照射誘起型応力腐食割れ発生の感受性発現しきい照射量を超えるもの。

*5 維持規格 IG 炉内構造物の標準検査（表 IG-2500-1、添付 I-4）による。

*6 維持規格 IA-2310 検査間隔による。

*7 MVT-1の判定基準；表面について、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

*8 VT-3の判定基準；過度の変形、心合わせ不良、傾き、部品の破損及び脱落がないこと。

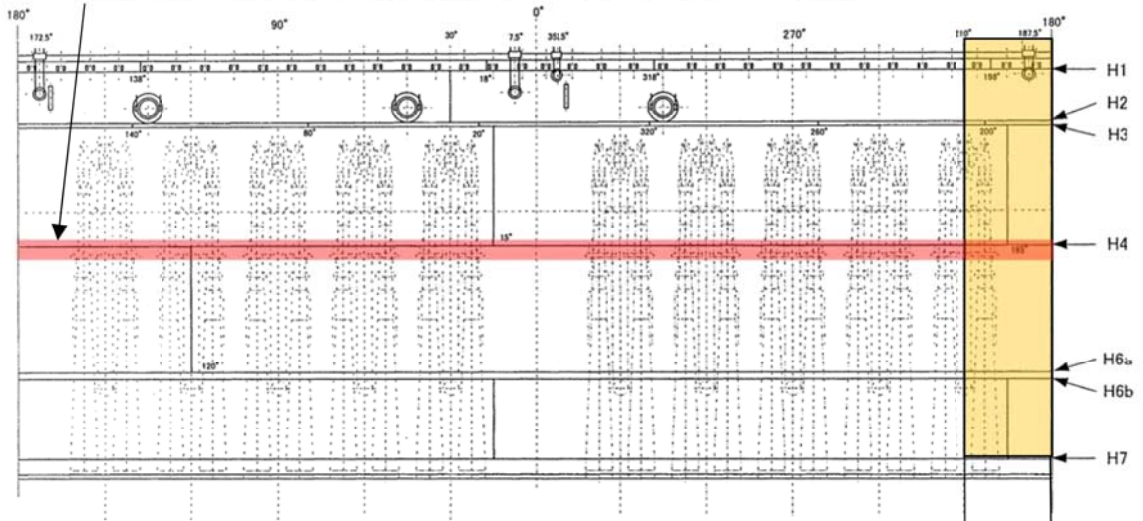
炉心シュラウドの周溶接継手 H4 内面については、表4の維持規格に基づく点検に加え、「(1)健全性評価 ④ 炉内構造物のうち、炉心シュラウド及び上部格子板の耐震安全性評価」で述べたとおり、地震時に不安定破壊に至ることがないように4定期検査毎に目視点検（MVT-1）を実施し健全性を確認することとしている。

また、中性子照射量が評価上最も厳しい上部格子板のグリッドプレートについては、長期保守管理方針に基づき、第25回定期検査時（2015年）に水中テレビカメラによる目視点検（MVT-1）を実施し、有意な欠陥は確認されていない（図2参照）。今後は、表4の維持規格に基づく点検に加え、保守管理の実施に関する計画に基づく点検計画にしたがって定期的（維持規格 IA-2310 検査間隔に準じて10年）に目視点検（MVT-1）を実施し、健全性を確認することとしている。

炉心シュラウド周溶接継手 H4 MVT-1 点検範囲

内面：全長の 100% (第 24 回定期検査)

外面：全長の 100% (第 25 回定期検査) ジェットポンプを取り外して点検



炉心シュラウド
VT-3 点検範囲
周方向 7.5%
(180~210°)
(第 25 回定期検査)

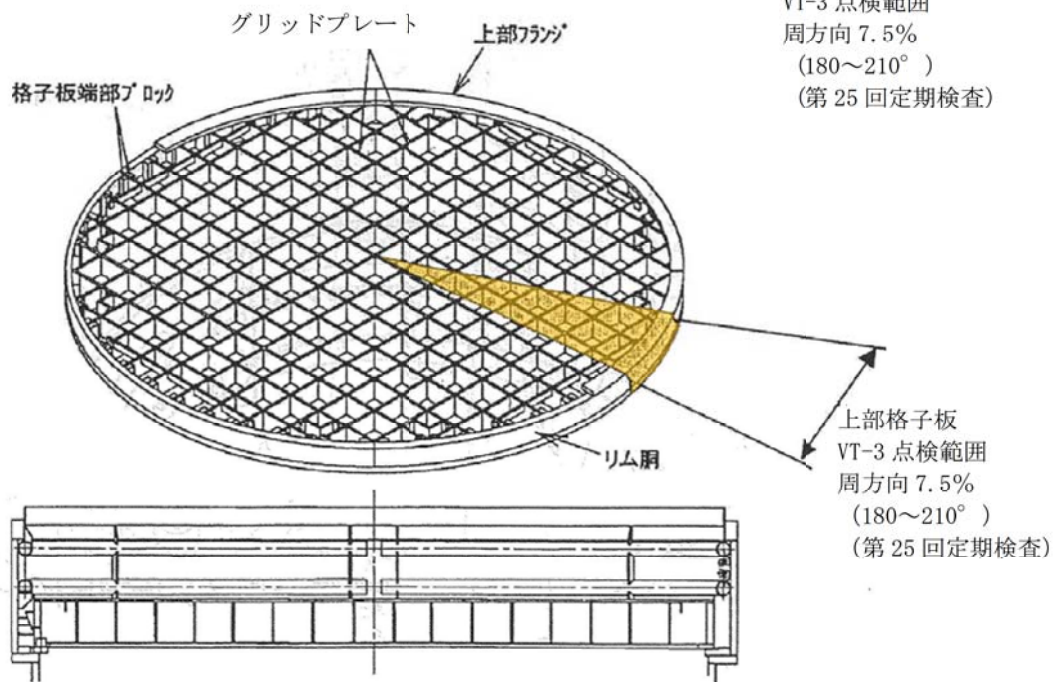


図 1 維持規格に基づく点検範囲概略図

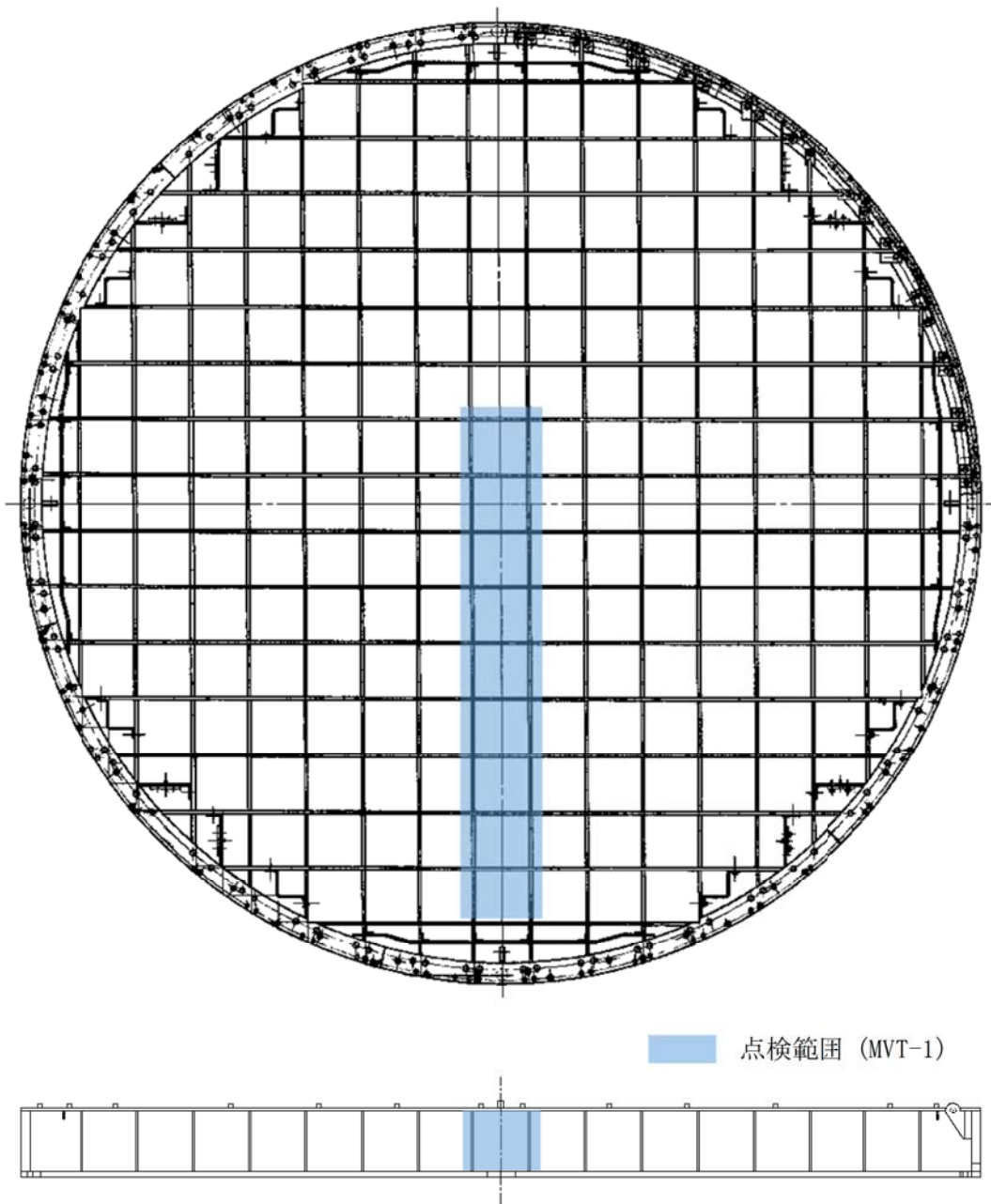


图 2 上部格子板点検範囲概略图

② 応力腐食割れに対する予防保全対策

応力腐食割れについては、発生因子である「応力」、「材料」、「環境」を改善することで発生を抑制する効果が期待できる。

照射誘起型応力腐食割れのしきい照射量を超える中性子照射を受ける炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板）に対する応力腐食割れの抑制対策について表5に示す。

表5 炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板）の応力腐食割れの抑制対策

発生因子	炉心シュラウド	上部格子板
応力	▶ ウォータージェットピーニング施工による溶接残留応力の改善(1999年)*9	—
材料	▶ 低炭素ステンレス鋼 SUS304L を使用	—
環境	▶ 水素注入による腐食電位の低減(1996年～) ▶ 貴金属コーティング施工による腐食環境の改善(1999年)*10	▶ 水素注入による腐食電位の低減(1996年～)

*9 周溶接継手 H3, H4 外面等 図3 参照

*10 周溶接継手 H3, H4 内面等 図3 参照

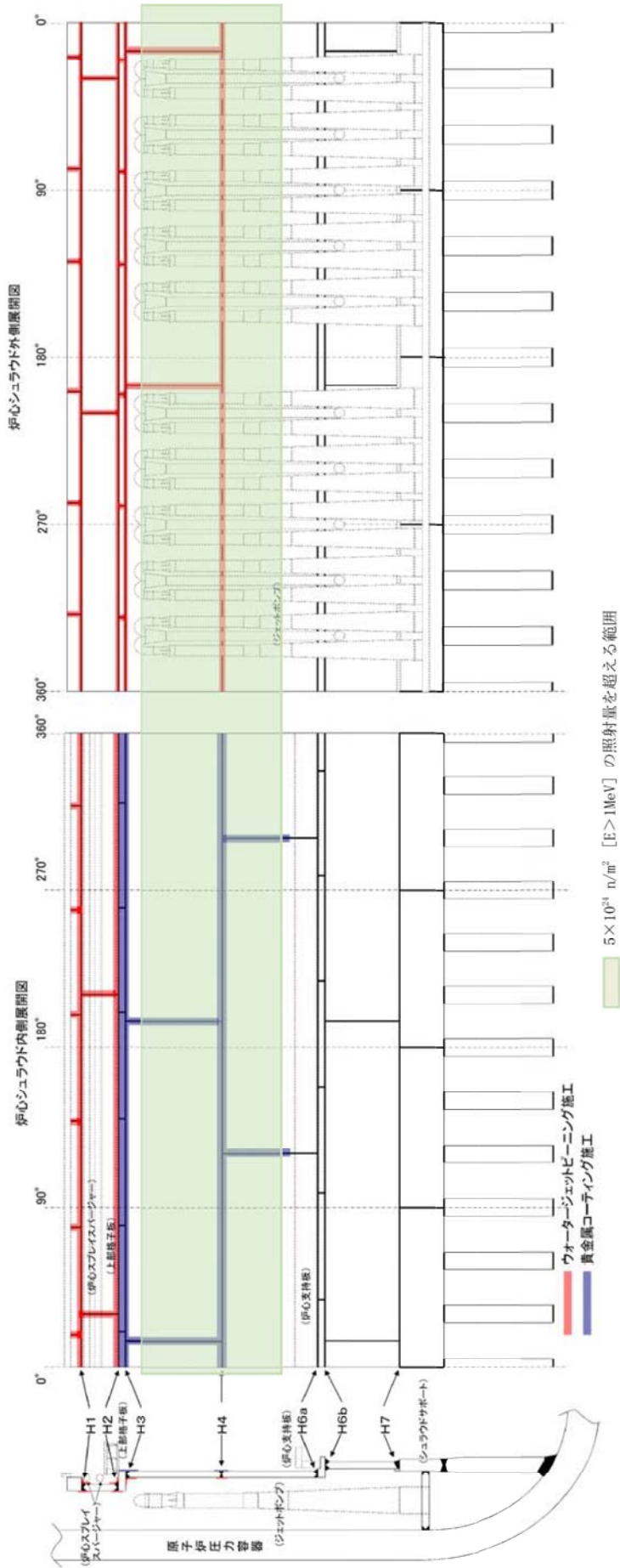
なお、ウォータージェットピーニング施工及び貴金属コーティング施工に先立ち、目視点検（MVT-1）を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

ウォータージェットピーニング施工は、維持規格において、「RB-2450 ピーニング方法」に応力腐食割れの予防保全として施工方法が記載されている。

貴金属コーティング施工は、維持規格において、「RB-2530 貴金属粉末溶射クラッド方法」に応力腐食割れの予防保全として施工方法が記載されている。

炉心シュラウドに実施したウォータージェットピーニング施工に関する応力腐食割れの抑制効果を別紙7に、貴金属コーティング施工に関する応力腐食割れの抑制効果を別紙8に示す。

水素注入による応力腐食割れの発生・進展を抑制する技術は、国内外の数多くの沸騰水型軽水炉プラントで採用されている。東海第二では、通常運転時に加え、起動時における水素注入を第19回定期検査後の起動時（2002年12月）から運用を開始している。



注) 干渉物により溶接継手全長の施工が不可となった箇所と、施工できた範囲は以下のとおり。

ウォータージェットピーニング：H1 内面約 90%，H2 内面約 90%，H2 内面約 90%，H2 内面約 90%，貴金属コーティング：V5 内面約 65%

図 3 炉心シユラウド 応力・環境改善箇所概要図 (1999 年第 17 回定期検査)

(3) 総合評価

炉心シュラウド中間胴 H4 周溶接継手（熱影響部含む）は、応力腐食割れ低減対策を実施しており照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さいものの、将来にわたって発生することが否定できないため、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価を行った。この結果、地震時に不安定破壊に至ることがないように設定した頻度で目視点検を実施することにより、技術基準規則第 18 条及び第 56 条に定める破壊を引き起こす亀裂となる前に検知可能であり、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。

炉心シュラウド中間胴の母材部は、しきい照射量を超えるものの、溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。

上部格子板のグリッドプレートは、しきい照射量を超えるものの、溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。

さらに、維持規格に基づく点検に加え、定期的に目視点検を実施することとしており、健全性の維持は可能であると判断する。

炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、しきい照射量を超えないことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。

(4) 高経年化への対応

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はない。

4.2 制御棒の技術評価

(1) 健全性評価

制御棒に使用されているステンレス鋼は、4.1で述べたとおり、しきい照射量（SUS304： 5×10^{24} n/m²，SUS316： 1×10^{25} n/m²）を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている。

東海第二で使用している制御棒はボロン・カーバイド型制御棒であり、その上部に位置し、高い照射量を受ける制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルについては、表3に示す材料を使用しており、一部を除きステンレス鋼である。

ボロン・カーバイド型制御棒は、軸方向に4分割した各セグメントのいずれかの平均反応度が新品の90%まで減少した時の核的寿命に対して保守的に定めた運用基準（取替基準： 2.0×10^{25} n/m²（熱中性子）、取替目標値： 1.5×10^{25} n/m²（熱中性子））に基づき取替を実施している。ボロン・カーバイド型制御棒を出力制御用として運転中炉心に挿入する場合、その上部は高い中性子照射を受けることになり、この取替の運用基準に従って取替えることになる。

以上より、照射量の観点からは、ステンレス鋼を使用している上部について照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。

表3 ボロン・カーバイド型制御棒の上部の使用材料

部位	A社製	B社製
制御材被覆管	□ (コバルト基合金)	□
シース		SUS316L
タイロッド		SUS316L
ピン		□ (ステンレス鋼)
上部ハンドル	□	SUS316L

制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルは溶接熱影響部に引張残留応力が存在する。また、制御材被覆管には、制御材の熱中性子捕獲による¹⁰B (n, α) ⁷Li反応によるHe発生に伴う内圧上昇、並びに制御材の体積膨張によって引張応力が作用する。

このため、ボロン・カーバイド型制御棒については、応力の観点からも照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。

なお、東海第二において、第17回定期検査時（1999年）にA社製制御棒上部ハンドルローラ近傍に製造時の残存不純物と照射量蓄積の相乗効果により、照射誘起型応力腐食割れと推定されるひびが発見された。この制御棒は、出力調整のため運転中炉心に挿入されていたため比較的高い中性子照射量となっていた。このため、ひびが発見された制御棒及び同じ製造履歴のA社製制御棒25本について、不純物が残留している恐れのないB社製制御棒と取替を実施した。その後、B社製制御棒は上部ハンドルガイドローラのピ

ン穴に通水溝を設けた応力腐食割れ対策品に設計変更されており、ボロン・カーバイド型制御棒の取替にあたっては、第18回定期検査以降、この応力腐食割れ対策品を採用している。

B社製制御棒のうち、応力腐食割れ対策品に設計変更される以前に取り付けた制御棒については、2011年に照射誘起型応力腐食割れと推定されるひびが発見され、応力腐食割れ対策品に取替を実施している。

制御棒上部ハンドル部で確認された照射誘起型応力腐食割れと推定されるひび及び応力腐食割れ対策について別紙9に示す。

前述のとおり、ボロン・カーバイド型制御棒を出力調整用に使用した場合、中性子照射量がしきい照射量を超える。制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れが発生した場合、内部のボロン・カーバイドの流出によって原子炉水のトリチウム濃度が上昇する。

他プラントでは、制御材被覆管の割れが原因と考えられる原子炉水のトリチウム濃度の上昇が確認されたため、1985年より定期的にトリチウム濃度の測定（現状、3か月に1度）を実施している。その結果、トリチウム濃度の急上昇はなく、制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認している。原子炉水のトリチウム濃度測定実績を別紙11に示す。

(2) 現状保全

① 点検状況

中性子照射量評価により、照射誘起型応力腐食割れのしきい照射量を超える中性子照射を受ける制御棒の保全の状況は以下のとおりである。

東海第二で使用しているボロン・カーバイド型制御棒は、軸方向に4分割した各セグメントのいずれかの平均反応度が新品の90%まで減少した時の核的寿命に対して保守的に定めた運用基準に基づき取替を実施している。

また、定期検査毎に実施している原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査により制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを確認している。

なお、前述のとおり、定期的なトリチウム濃度の測定を行うことで、制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認している。

②応力腐食割れに対する予防保全対策

制御棒に対する応力腐食割れの抑制対策について、表6に示す。

表6 制御棒の応力腐食割れの抑制対策

発生因子	対 策
応力	➤ 溶接部の残留応力低減（取替品） ➤ 製造時の不純物管理，上部ハンドルガイドローラのピン穴に通水溝（取替品）
材料	➤ 低炭素ステンレス鋼 SUS316L，SUS304L を使用（取替品）
環境	➤ 水素注入による腐食電位の低減（1996年～）

(3) 総合評価

制御棒は、照射量及び応力の観点から、ステンレス鋼を使用している上部に位置する部位について照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。

しかしながら、運用基準に基づく制御棒の取替、定期検査毎の原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査を実施していくことで、機能上の観点から健全性の確認は可能と判断する。

また、定期的なトリチウム濃度の測定によって、制御材被覆管の照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認している。

したがって、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても、これらの運用を継続することで、技術基準規則第36条及び第59条に定める制御棒の機能は維持できることから、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。

なお、新制御棒については、製造時の不純物管理を徹底するとともに、応力腐食割れ対策品とすることで、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性を低減できると考える。

(4) 高経年化への対応

制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン，上部ハンドル）の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はない。

5. まとめ

(1) 審査基準適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比を表7に示す。

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管及び制御棒については、保守管理に関する方針として策定する事項は抽出されなかった。

表 7 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比 (1/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>○健全性評価の結果、評価対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性がある場合は、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること。</p>	<p>炉内構造物のうち照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい照射量を超えると予測される機器は、炉心シユラウド中間胴及び上部格子板グリッドプレートである。</p> <p>炉心シユラウド中間胴 H4 周溶接継手は、応力腐食割れ発生の低減対策を実施していることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さいものの、将来にわたって発生することが否定できないため、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価を行った。この結果、地震時に不安定破壊に至ることがないように設定した頻度で視点検を実施することにより、技術基準規則第 18 条及び第 56 条に定める破壊を引き起こす亀裂となる前に検知可能であり、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。</p> <p>炉心シユラウド中間胴の母材部は、しきい照射量を超えるものの、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。</p> <p>上部格子板のグリッドプレートは、しきい照射量を超えるものの、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。</p> <p>制御棒については、取替基準で定めた照射量の範囲で取替を実施しており、これまでの定期事業者検査や定期的な化学分析により制御棒の挿入性及び反応度の制御機能に影響がないことを確認している。したがって、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても、これらの運用を継続することで、技術基準規則第 36 条及び第 59 条に定める制御棒の機能は維持できることから、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。</p>

表 7 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比 (2/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>实用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。 ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。 ②運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。 ③劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</p>	<p>照射誘起型応力腐食割れに関して、特別点検によって確認する事項はない。 「4.1(4)」及び「4.2(4)」の「高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、劣化状況評価の観点から追加すべきものはなく、保守管理に関する方針として策定する事項は抽出されなかった。</p>
<p>实用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(1)高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。 ⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。 ⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p>	<p>「4.1(1)」及び「4.2(1)」の「健全性評価」に示すとおり、中性子照射量の比較的高い炉内構造物及び制御棒について照射誘起型応力腐食割れの発生又は進展に係る健全性を評価した。炉心シユラウドについては、照射誘起型応力腐食割れが将来にわたって発生することが否定できないため、発生及び進展にかかると健全性を評価した。 「4.1(2)」及び「4.2(2)」の「現状保全」に示すとおり、健全性の評価から現状の保全策が妥当であることを確認した。炉心シユラウドについては、地震時に不安定破壊に至ることがないよう設定した頻度で目視点検を実施することとしている。 「4.1(4)」及び「4.2(4)」の「高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加する新たな保全策はなかった。</p>

表 7 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比 (3/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(2)長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>	<p>「4.1(4)」及び「4.2(4)」の「高経年化への対応」に示すとおり、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く、保守管理に関する方針として策定する事項はなかった。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ③運転開始後 40 年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p>	<p>照射誘起型応力腐食割れに関して、特別点検によって確認する事項はない。 「4.1(4)」及び「4.2(4)」の「高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加する新たな保全策はなかった。</p>

表 7 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比 (4/4)

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子 炉施設における 高経年化対策実 施ガイド</p>	<p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に関する事項は、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出されたすべての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものすべて。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p>	<p>「4.1(4)」及び「4.2(4)」の「高経年化への対応」に示すとおり、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く、保守管理に関する方針として策定する事項はなかった。</p>

別紙

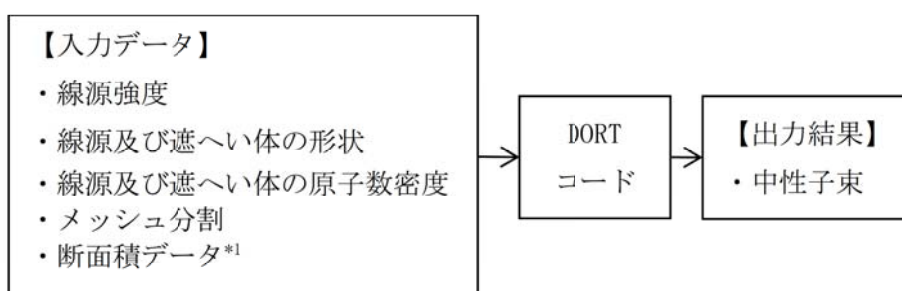
- 別紙 1. 原子炉冷却材の水質の管理値と至近の実績について
- 別紙 2. 炉内構造物の運転開始後 60 年時点での中性子照射量について
- 別紙 3. 上部格子板グリッドプレートに発生する応力について
- 別紙 4. 炉内構造物に関する照射誘起型応力腐食割れ発生可能性の評価について
- 別紙 5. 炉心シュラウドの耐震安全性評価について
- 別紙 6. 炉心シュラウドの耐震安全性評価について（追加評価）
- 別紙 7. ウォータージェットピーニング施工による応力腐食割れ抑制効果について
- 別紙 8. 貴金属コーティング施工による応力腐食割れ抑制効果について
- 別紙 9. 制御棒上部ハンドル部で確認されたひび及び応力腐食割れ対策について
- 別紙 10. 原子炉水のトリチウム濃度測定結果について

＜炉内構造物の運転開始後 60 年時点での中性子照射量について＞

1. 中性子照射量の算出に用いる計算機コード

中性子照射量は、炉内各位置における中性子束を 2 次元輸送計算コード DORT (DOORS3. 2a パージョン) により算出し、運転時間を掛けることで中性子照射量を求めている。

DORT コードは、米国のオークリッジ国立研究所で開発された中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、プログラムの構成は以下のとおりである。



*1 評価済み核データ JENDL-3.3 より作成された輸送計算用断面積ライブラリ MATXSLLIB-J33 を使用。

2. 中性子照射量の算出手順

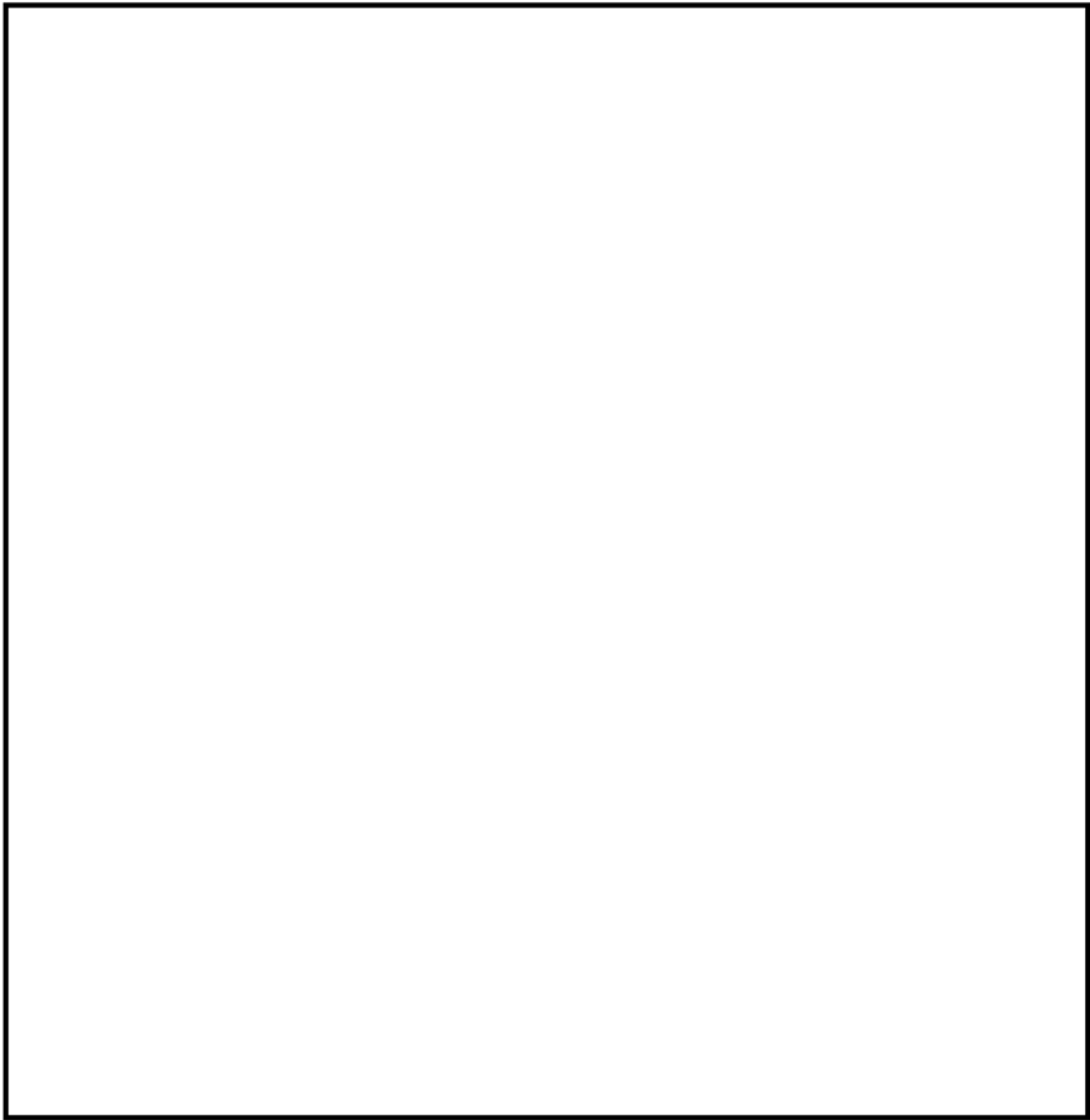
炉内構造物における中性子照射量は、以下の手順で算出している。

- (1) 基準計算として、R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）により、炉内各位置の中性子束を算出する。
- (2) 補正計算として R- θ 体系モデル（水平断面モデル）により、燃料配置の影響を考慮した周方向中性子束の分布から補正係数を算出し、基準計算にて得られた中性子束に乗じることで、炉内各位置の中性子束分布とする。
- (3) 炉内構造物のうち、炉心を取り囲む評価対象機器（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管）について、(2) で求めた中性子束分布から、構造上最も中性子束が高くなる位置及びその位置の中性子束を求める。
- (4) 運転開始後 60 年時点での実効運転期間を設定する。
- (5) 評価対象機器の中性子束が最も高くなる位置における中性子束と実効運転期間を乗じて、評価対象機器の運転開始後 60 年時点での中性子照射量とする。

3. 計算モデル

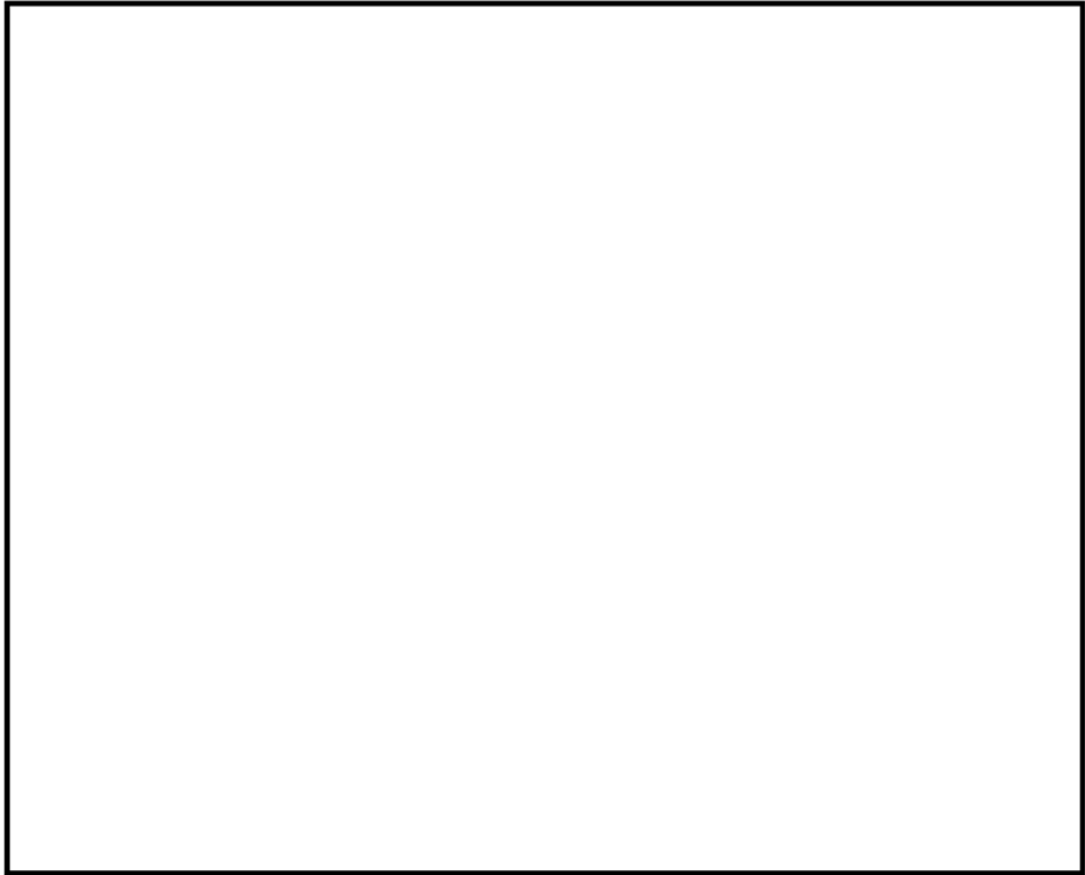
(1) R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）

基準計算として、下図のような形状のモデルを用いて炉内各位置の中性子束を算出する。



(2) R- θ 体系モデル (水平断面モデル)

下図のような形状のモデルを用いて燃料配置による周方向中性子束分布から補正係数を算出する。



4. 60年時点の実効運転期間

2016年11月時点及び運転開始後60年時点の実効運転期間(EFPY)は、積算熱出力から下記の通り算出した。

<2016年11月時点のEFPY>

$$= 2011年3月時点の積算熱出力 \div 定格熱出力 \div 365$$

$$= \frac{28,502.9 \text{ (GWD)} \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)}}{3,293 \text{ (MW)} \times 365 \text{ (D)}}$$

$$= 23.71\text{EFPY}$$

<60年時点のEFPY>

$$= (\text{次回起動日以降の積算熱出力} + 2011年3月時点の積算熱出力) \div 定格熱出力 \div 365$$

$$= \frac{(18295.9 \text{ (GWD)} + 28,502.9 \text{ (GWD)}) \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)}}{3,293 \text{ (MW)} \times 365 \text{ (D)}}$$

$$= 38.94 \text{ EFPY}$$

- 定格熱出力 : 3,293 (MW)
- 次回起動日以降の運転日数 : 5,556 日*を想定
- 次回起動日以降の積算熱出力

$$= \frac{5,556 \text{ (D)} \times 3,293 \text{ (MW)}}{1,000 \text{ (MW/GW)}} = 18,295.91 \text{ (GWD)}$$

*: 2015年9月時点の中長期運転保守計画に基づく次回起動日以降60年時点までの運転日数は、420日×13サイクル+96日=5,556日とした。

この運転日数5,556日の算出は、2011年3月11日までの実績、2011年3月12日から2019年8月31日までの暫定停止期間、2019年9月1日以降を設備利用率80%として想定したものである。

一方、現在社内検討している次回起動日及び将来の設備利用率を80%とした場合の運転日数は、以下となる。

- 2021年3月末まで停止、暫定で同年3月31日起動想定
- 60年時点までの日数は6,452日であることから、設備利用率80%の場合は運転日数6,452日×80%=5,162日

よって、中性子照射量の算出に用いた次回起動日以降の運転期間は、将来の設備利用率を80%以上とした計画より大きな設定となっている。

5. 中性子照射量の算出結果

評価対象機器の中性子照射量の算出結果を表1に示す。

表1 炉内構造物各機器の中性子照射量

評価対象機器	中性子束が最大となる位置	運転開始後60年時点の中性子照射量[n/m ²]
炉心シュラウド	中間胴H4周溶接継手から上へ 約970mmの母材部 (周方向位置は図1参照)	2.0×10^{25}
炉心シュラウド (周溶接継手)*2	中間胴H4溶接継手内面 (周方向位置は図1参照)	1.6×10^{25}
上部格子板	グリッドプレート下端, 炉中心位置	2.9×10^{25}
炉心支持板	支持板上端	2.1×10^{24}
周辺燃料支持金具	支持金具上端	7.1×10^{23}
制御棒案内管	上面, 炉中心位置	2.1×10^{24}

*2 炉心支持機能の維持のため必要な溶接継手として評価

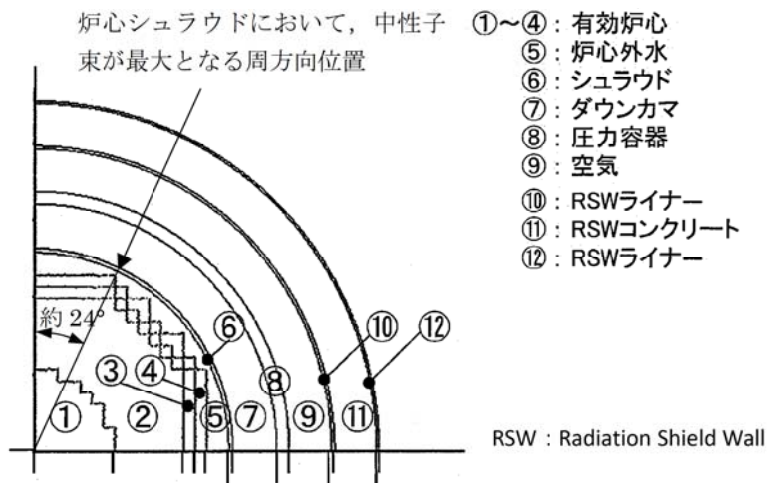


図1 炉心シュラウドにおいて、中性子束が最大となる周方向位置

6. 解析値と監視試験片の線量から評価した値と比較

第4回監視試験片の位置における解析により求められた中性子束と、第4回監視試験片の線量から評価した中性子束を表2に示す。解析値(C)と試験片評価値(E)の比(C/E)は約2.4であり、解析値は十分に保守性があることを確認した。

表2 解析による中性子束と第4回監視試験片の評価による中性子束の比較

位置	中性子束 [n/cm ² ・s]		比較
	解析による評価結果	監視試験による評価結果	
	(C)	(E)	(C/E)
監視試験片位置	9.20×10 ⁸	3.85×10 ⁸	2.39

以 上

＜炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について＞

累積照射量がしきい照射量を超える炉内構造物のうち、炉心シュラウドについて亀裂進展評価及び破壊評価を実施する。

1. 亀裂進展評価

炉心シュラウドのうち、炉心近傍で引張応力の作用する可能性のある部位である中間胴溶接線の中から、地震時に亀裂進展しやすい周方向溶接継手である H4 溶接継手を評価対象部位とする。

1.1 初期亀裂

H4 溶接継手は、中間胴上下の平板を両側開先の突合せで溶接する構造である。したがって、初期亀裂は、維持規格 添付 E JG-B-2-1 における「シュラウドサポートリング無し」の場合に欠陥が検出されていない範囲に想定する初期亀裂である、深さ $a_0=1.0$ mm、長さ $l_0=10.0$ mm の半楕円亀裂が、H4 溶接継手内表面にあるものとして評価する。

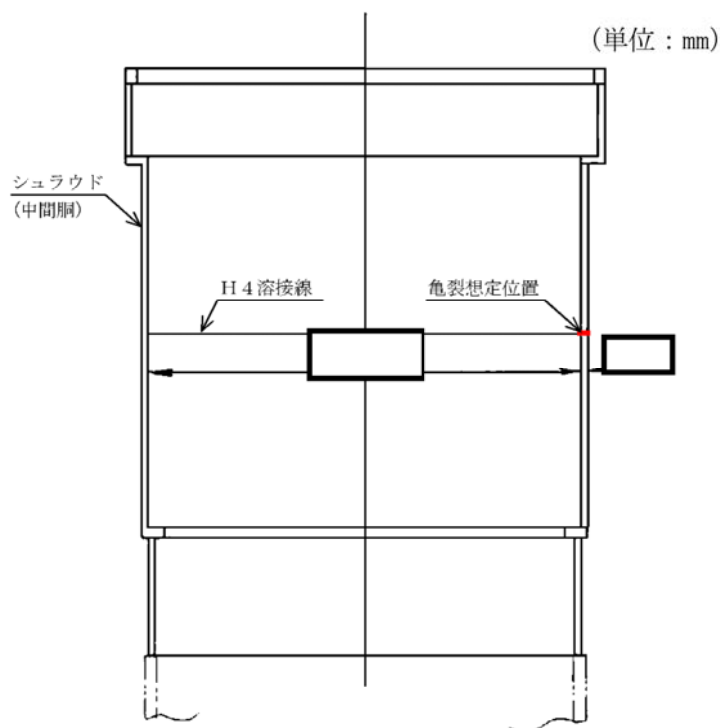


図 1 炉心シュラウドの亀裂想定位置

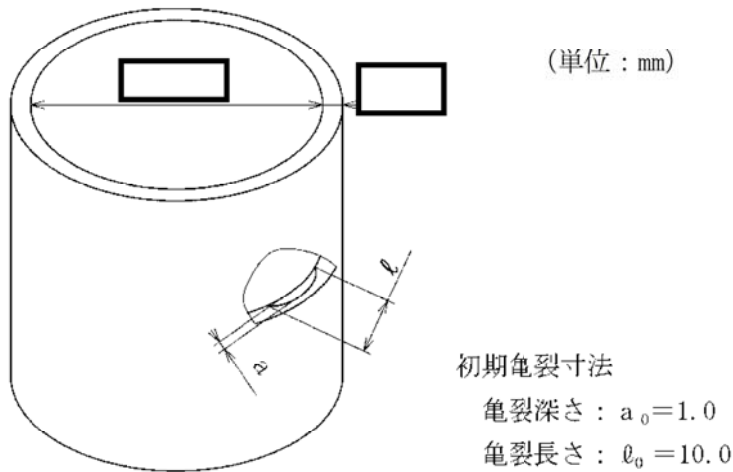


図2 炉心シュラウドの評価モデル (半楕円亀裂)

1.2 亀裂進展速度

亀裂進展速度は、原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」に従い、保守的に維持規格 図添付 E-2-SA-2 に示される鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値 $9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$ を用いる。

1.3 亀裂進展評価

(1) 亀裂深さ

亀裂深さは、次式より運転期間 年を経過した時点で、炉心シュラウドの中間胴の板厚 (mm) に達する。

$$\begin{aligned}
 T &= \frac{(t - a_0) [\text{mm}]}{U [\text{mm/s}]} \times \frac{1}{3,600 [\text{s}]} \times \frac{1}{24 [\text{h}]} \times \frac{1}{365 [\text{d}]} \\
 &= \frac{(\text{input} - 1.0)}{9.2 \times 10^{-7}} \times \frac{1}{3,600} \times \frac{1}{24} \times \frac{1}{365} \\
 &= \text{input} [\text{年}]
 \end{aligned}$$

T: 亀裂深さが板厚に達するまでの期間

t: 炉心シュラウド中間胴板厚 = [mm]

a_0 : 初期亀裂深さ = 1.0 [mm]

U: 鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値 = 9.2×10^{-7} [mm/s]

(2) 亀裂長さ

亀裂進展評価時点における亀裂長さ l は、次式より求められる。

なお、亀裂長さは、周方向2箇所の亀裂先端より独立して進展するため、亀裂両側において亀裂進展速度 U にて進展する。

$$l [\text{mm}] = l_0 [\text{mm}] + 2 \times U [\text{mm} \cdot \text{s}^{-1}] \times Y [\text{年}] \times 365 [\text{d}] \times 24 [\text{h}] \times 3,600 [\text{s}]$$

l_0 : 初期亀裂欠陥長さ = 10.0 [mm]

Y : 運転期間[年]

2. 破壊評価

炉心シュラウド H4 溶接継手内表面に想定した亀裂に対して、地震時の応力による応力拡大係数を求める。求めた応力拡大係数が、照射ステンレス鋼の破壊靱性値未満であれば、破壊を生じないと判断する。

2.1 考慮する荷重

評価位置に作用する荷重は、維持規格 添付 EJG-B-2-2 により、表 1 に示す差圧、死荷重及び地震荷重を考慮する。

差圧及び死荷重には、建設時工認に示される設計値を単位換算して用いることとし、地震荷重には、評価用地震動を考慮した荷重を用いる。

表 1 破壊評価に用いる荷重

評価部位	差圧 P [MPa]	死荷重 W [N]	地震荷重	
			軸力 V [kN]	モーメント M [kN・m]
炉心シュラウド H4 溶接継手	0.070	1.04×10 ⁶		

2.2 破壊評価に用いる応力

評価に用いる応力は、表 1 の荷重による軸方向応力を考慮する。

なお、熱応力は評価位置が中間胴の一般部であり、通常運転時の熱応力が微小であることから考慮しない。

(1) 差圧による応力

H4 溶接継手に作用する差圧 P による軸方向応力 σ_P は、次式より求める。

$$\sigma_P = \frac{1}{(D_o/D_i)^2 - 1} \times P = \frac{1}{\square - 1} \times 0.070 = \square [\text{MPa}]$$

$$D_o/D_i = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}}$$

D_o : 炉心シュラウド中間胴の外径 = $\boxed{} + 2 \times \boxed{} = \boxed{}$ [mm]
 D_i : 炉心シュラウド中間胴の内径 = $\boxed{}$ [mm]

(2) 死荷重による応力

H4 溶接継手に作用する死荷重Wによる軸方向応力 σ_w は、次式により求める。

$$\sigma_w = - \frac{W}{A} = - \frac{1.04 \times 10^6}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

A : 炉心シュラウド中間胴の断面積

$$= (\pi/4) \times (\boxed{} - \boxed{}) = \boxed{} \text{ [mm}^2\text{]}$$

(3) 地震荷重による応力

H4 溶接継手に作用する地震荷重による軸方向応力 σ_s は、次式により求める。

$$\sigma_s = \frac{V}{A} + \frac{M}{I} \times \frac{D_o}{2}$$

$$= \frac{\boxed{}}{\boxed{}} + \frac{\boxed{}}{\boxed{}} \times \frac{\boxed{}}{2}$$

$$= \boxed{} \text{ [MPa]}$$

I : 炉内シュラウド中間胴の断面二次モーメント

$$= (\pi/64) \times (\boxed{} - \boxed{}) = \boxed{} \text{ [mm}^4\text{]}$$

破壊評価に用いる応力 σ は、(1)から(3)の結果より、次式により求める。

$$\sigma = \sigma_p + \sigma_w + \sigma_s = \boxed{} - \boxed{} + \boxed{} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

2.3 応力拡大係数の算出

「1.3 亀裂進展評価」より、想定亀裂の応力拡大係数 K_I は、表2に示す評価期時点において、想定亀裂は貫通亀裂となっているため、次式*1により求める。

$$K_I = F_m \times \sigma \times (\sqrt{\pi \times c}) \quad [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$
$$F_m = \frac{1 - 0.025(c/b)^2 + 0.06(c/b)^4}{\sqrt{\cos(\pi \times c/2b)}}$$

c : 亀裂長さ $l/2$

b : モデル平板の板幅/2 = / 2 = [mm]

*1 出典 構造健全性評価ハンドブック 共立出版 小林英男著, P158

大径薄肉円筒構造物の評価では、円筒の曲率による影響が小さいため、平板モデルへ置き換えて評価する場合がある。炉心シュラウドは以下のとおり内半径/板厚が十分大きく、大径薄肉円筒と見なせるため、平板モデルへ置き換えて評価する。

- ・内半径 : / 2 = [mm]
- ・板厚 : [mm]
- ・内半径/板厚 = / = 50.8

2.4 破壊靱性値

照射ステンレス鋼の破壊靱性値 K_{Ic} は、維持規格 添付 E-14 3. (1)に示される中性子照射量 8×10^{24} [n/m²]を超える場合の値である $43.2 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を用いる。

3. 亀裂進展及び破壊評価結果

表2に亀裂進展期間における想定亀裂長さ、想定亀裂に対する地震時の応力拡大係数及び維持規格 添付 E-15 に示される許容状態C及びDの安全率1.5を考慮した応力拡大係数を、破壊靱性値 K_{Ic} と比較して示す。

表2に示すように、想定亀裂の応力拡大係数は、安全率を考慮した場合は運転期間5.23年まで、安全率を考慮しない場合は11.81年まで、照射ステンレス鋼の破壊靱性値を下回っており、地震時に破壊が生じないことを確認した。

表2 亀裂進展評価及び破壊評価結果（炉心シュラウドのH4溶接継手）

運転期間 Y [年]	想定亀裂 長さ l [mm]	c $\times 10^{-3}$ [m]	b $\times 10^{-3}$ [m]	F _m [-]	応力拡大係数 K_I [MPa \sqrt{m}]		破壊靱性 値 K_{Ic} [MPa \sqrt{m}]
					安全率 未考慮	安全率 考慮*2	
5.23	313.48	156.740			28.7	43.1	43.2
5.24	314.06	157.030			28.8	43.2	
11.81	695.29	347.645			43.1	64.7	
11.82	695.87	347.935			43.2	64.8	

*2 応力拡大係数（安全率未考慮） $\times 1.5$

現状保全においては、4定期検査毎（運転時間約4.6年）に目視検査（MVT-1）を実施し健全性を確認することになっていることから、耐震安全性は維持できる。

4. 炉心シュラウド H4 溶接継手内面の 4 定期検査毎の目視検査 (MVT-1) について

炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価において、維持規格添付 E-JG-B-2-1 における「シュラウドサポートリング無し」の場合に欠陥が検出されていない範囲に想定する初期亀裂である、深さ $a_0=1.0$ mm、長さ $l_0=10.0$ mm の半楕円亀裂が、H4 溶接継手内表面にあるものとし、その進展を考慮した場合、運転時間 5.24 EFPY で破壊を引き起こす亀裂となると評価された。現状保全においては、4 定期検査毎 (約 4.6 EFPY 毎) の目視点検 (MVT-1) を行って亀裂のないことを確認することで、耐震安全性は維持できるとしている。

ここでは、4 定期検査毎 (約 4.6 EFPY 毎) の目視点検 (MVT-1) により、耐震安全性は維持できるとしていることについて、以下に補足する。

4.1 目視検査 (MVT-1) の妥当性について

- MVT-1 は 0.025mm 幅のワイヤが識別可能となるように調整した遠隔目視試験である。
- 維持規格による想定欠陥寸法である深さ 1 mm、長さ 10 mm は、1 回目の検査で欠陥が見つからなかった部位の 2 回目以降の検査間隔を定めるため、解析で初期条件として設定するものである。
- すなわち、深さ 1 mm、長さ 10 mm の想定欠陥は、検査で欠陥が見つからなかった部位に対する想定欠陥であり、検査で見落とす可能性のある最大クラスの大きさを想定していると解釈できる。
- 応力腐食割れは、その寸法が小さいものであっても MVT-1 で検出できることが実機の事例として報告されている (添付 1)。
- 評価部位である炉心シュラウドの H4 溶接継手は、シュラウドサポートリングのような機械加工面ではなく、平板を両開先の突合せで溶接した部位であることから、加工溝により欠陥を見落とすリスクは小さい。また目視検査に用いるカメラが検査対象部位に接近する際の妨げとなる干渉物もなく、検査性がよい。
- したがって、炉心シュラウドの H4 溶接継手の検査として MVT-1 を行うことは妥当であると考えられる。

4.2 炉心シュラウドの耐震安全性評価の保守性について

- 想定欠陥の亀裂進展速度は、応力拡大係数に依存せず、保守的に維持規格の図 添付 E-2-SA-2 鋭敏化 SUS304 鋼の上限値 (9.2×10^{-7} mm/s = 30 mm/年) を適用している。東海第二の炉心シュラウドの H4 溶接継手は両開先溶接である。両開先溶接の場合、溶接による軸方向残留応力は板厚内部で圧縮側となるため、周方向亀裂の深さ方向への進展速度は板厚内で停滞することになる。このことは、BWR 炉内構造物点検評価ガイドラインに記載されている (添付 2)。
- 破壊評価において、破壊靱性値と比較する応力拡大係数には、維持規格 添付 E-15 にしたがって安全率 1.5 倍を考慮している。
- 破壊靱性値は、維持規格 添付 E-14 により $43.2 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を用いており、これは BWR 環

境で照射された 304 ステンレス鋼を用いて得られた破壊靱性値の最小値を保守的に用いていることが、維持規格の解説 整理番号 E-25 に記述されている。

以上より、照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価では、亀裂進展速度は応力拡大係数に依らず一律鋭敏化 SUS304 鋼の最大速度を用いていること、応力拡大係数に安全率 1.5 倍を設定していること、及び破壊靱性値には保守的に得られたデータの最小値を用いていることから、十分に保守性をもった評価となっており、4 定期検査毎の目視点検 (MVT-1) によって十分耐震安全性を維持できると考える。

以 上

【SCC 事例】福島第二原子力発電所 2号機

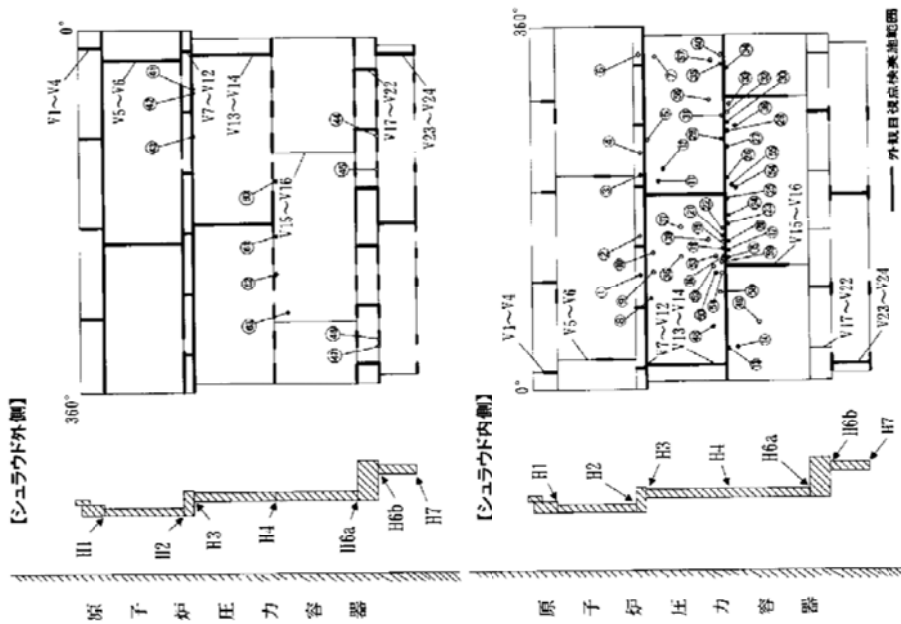
出典：NUCIA ホームページ 報告書番号 2002-東京-M013

注：下表における「みがき後のひびの様相」の記載は、MVT-1によるもの。

シュラウド点検結果(1/3)

溶接線名	インディケーション の位置	GEの指摘	インディケーション のひびの様相		エコーの深さ	
			有・無 (長さ)	有・無 (長さ)	有・無 (最大深さ)	有・無 (最大深さ)
H3内側	① 119度付近	○	○ (約30mm)	○ (約30mm)	○ (約19mm)	○
	③ 210度付近	○	○ (約40mm)	○ (約20mm)	○ (約9mm)	○
	② 150度付近	○	○ (約40mm)	×	—	—
	④ 222度付近	○	×	×	—	—
	⑤ 240度付近	×	○ (約20mm)	×	—	—
	⑥ 328度付近	○	×	×	—	—
H3内側裏面	⑧ 88度付近	×	○ (約15×30mm)	○ (約10×18mm)	○ (約4mm)	○
	⑩ 210度付近	×	○ (約35×35mm)	○ (約10×18mm)	○ (約12mm)	○
	⑪ 210度付近	×	○ (約80×70mm)	○ (約10×25mm)	○ (約4mm)	○
	⑫ 150度付近	×	○ (約20×20mm)	○ (約10×15mm)	○ (約4mm)	○
	⑬ 159度付近	×	○ (約35×35mm)	○ (約25×30mm)	○ (約4mm)	○
	⑭ 328度付近	×	○ (約32mm)	×	—	—
	⑯ 114度付近	×	○ (約10×30mm)	×	—	—
H4内側	⑰ 130度付近	×	○ (約15mm, 約50mm)	×	—	—
	⑲ 29度付近	○	○ (約200×40mm)	○ (約90×20mm)	○ (約18mm)	○
	⑳ 144度付近	○	○ (約155×20mm)	○ (約120×20mm)	○ (約15mm)	○
	㉑ 145度付近	○	○ (約75×20mm)	○ (約75×20mm)	○ (約27mm)	○
	㉒ 147度付近	○	○ (約60×20mm)	○ (約60×15mm)	○ (約14mm)	○
	㉓ 150度付近	○	○ (約130×35mm)	○ (約130×30mm)	○ (約15mm)	○
	㉔ 155度付近	○	○ (約200×50mm)	○ (約200×30mm)	○ (約21mm)	○
	㉕ 156度付近	○	○ (約120×30mm)	○ (約95×10mm)	○ (約20mm)	○
	㉖ 160度付近	○	○ (約90×30mm)	○ (約80×20mm)	○ (約18mm)	○
	㉗ 168度付近	○	○ (約40×20mm)	○ (約50×20mm)	○ (約14mm)	○
㉘ 193度付近	○	○ (約65×35mm)	○ (約60×10mm)	○ (約16mm)	○	

シュラウド展開図



● 超音波探傷試験の結果、エコーが確認された場所。
○ みがき後のひびの様相が確認されなかった場所及び超音波探傷試験の結果、エコーが確認されなかった場所。

シュラウド点検結果(2/3)

溶接線名	インディケーション の位置	GEの指摘	インディケーション		有・無 (長さ)	みかき後のひびの検出 超音波探傷試験結果 エコーの有無 (最大深さ)	有・無 (長さ)	みかき後のひびの検出 超音波探傷試験結果 エコーの有無 (最大深さ)	
			有・無 (長さ)	有・無 (長さ)					
H4内側	②8	203度付近	×	○	(約37×35mm)	○	○	(約4mm)	
	②7	245度付近	×	○	(約100×10mm)	○	○	(約19mm)	
	②9	257度付近	○	○	(約40×30mm)	○	○	(約20mm)	
	②9	293度付近	×	○	(約50×35mm)	○	○	(約9mm)	
	③0	294度付近	○	○	(約170×65mm)	○	○	(約17mm)	
	③4	334度付近	○	○	(約180×60mm)	○	○	(約21mm)	
	③5	335度付近	×	○	(約60×30mm)	○	○	(約12mm)	
	③8	152度付近	○	○	(約7×9mm)	×	×	—	
	④0	343度付近	○	×	×	×	×	—	
	H4内側垂離	④1	24度付近	○	○	(約140×200mm)	○	○	(約21mm)
		④9	150度付近	×	○	(約10×30mm)	○	○	検出されず
		④1	295度付近	○	○	(約10×30mm)	○	○	検出されず
		④2	296度付近	×	○	(約25×30mm)	○	○	検出されず
		④3	296度付近	×	○	(約25×35mm)	○	○	検出されず
		④0	293度付近	×	○	(約80×140mm)	○	○	(約17mm)
		④0	153度付近	×	○	(約30×30mm)	○	○	検出されず
④3		63度付近	×	○	(約97×70mm)	—	—	(約19mm)	
④9		65度付近	×	○	(約11×20mm)	—	—	検出されず	
④9		115度付近	×	○	(約25×75mm)	—	—	(約17mm)	
④1		115度付近	×	○	(約10×21mm)	—	—	検出されず	
④2		125度付近	×	○	(約17×23mm)	—	—	検出されず	
④3		145度付近	×	○	(約11×15mm)	—	—	検出されず	
④4		200度付近	×	○	(約35×38mm)	—	—	(約2mm)	

シュラウド点検結果(3/3)

溶接線名	インディケーション の位置	GEの指摘	インディケーション		有・無 (長さ)	みかき後のひびの検出 超音波探傷試験結果 エコーの有無 (最大深さ)	有・無 (長さ)	みかき後のひびの検出 超音波探傷試験結果 エコーの有無 (最大深さ)
			有・無 (長さ)	有・無 (長さ)				
H4内側垂離	⑤5	202度付近	×	○	(約63×115mm)	○	○	(約23mm)
	⑤6	303度付近	×	○	(約10×14mm)	—	—	検出されず
	⑤7	344度付近	×	○	(約9×15mm)	—	—	検出されず
	⑤8	90度付近	×	○	(約25×19mm)	—	—	検出されず
	⑤9	132度付近	×	○	(約5×10mm)	—	—	検出されず
H3外側	④1	64度付近	×	○	(約40×17mm)	○	○	(約14mm)
	④2	65度付近	×	○	(約32×20mm)	○	○	(約14mm)
	④3	107度付近	×	○	(約36×50mm)	○	○	(約20mm)
	④0	145度付近	×	—	—	—	—	(約13mm)
H4外側	④1	200度付近	×	—	—	—	—	(約4mm)
	④2	245度付近	×	—	—	—	—	(約5mm)
	④3	285度付近	×	—	—	—	—	(約5mm)
H4外側垂離	④4	110度付近	×	○	(約20×23mm)	×	×	—
	④9	130度付近	×	○	(約30×16mm)	×	×	—
	④9	317度付近	×	○	(約55×22mm)	×	×	—
	④7	322度付近	×	○	(約30×7mm)	×	×	—

※:GEは近接したインディケーションを各々載せて2箇所としたが、今回の点検では1箇所と数えた。

炉心シュラウド 両側開先形状における
 残留応力、応力拡大係数及び亀裂進展解析結果の例

出典：JANTI-VIP06—第 5 版 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心シュラウド] (第 5 版)

平成 27 年 3 月 有限責任中間法人 日本原子力技術協会

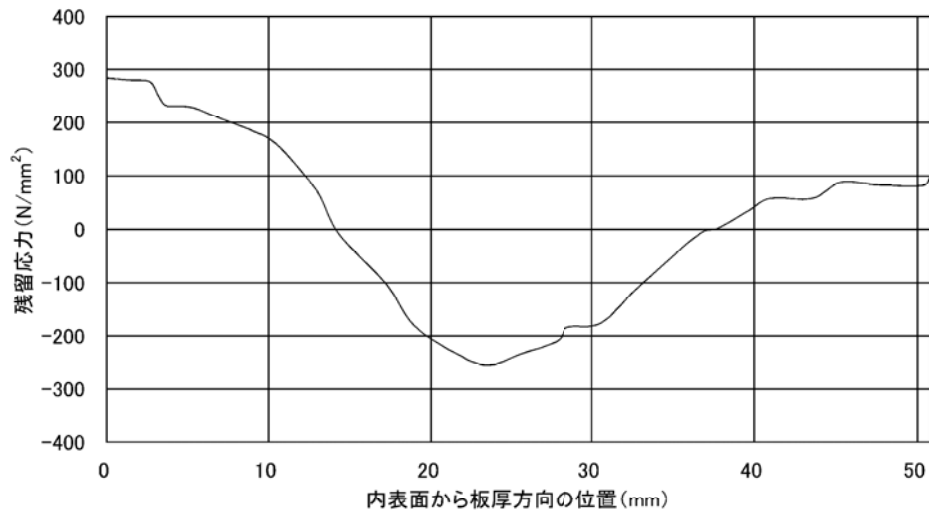
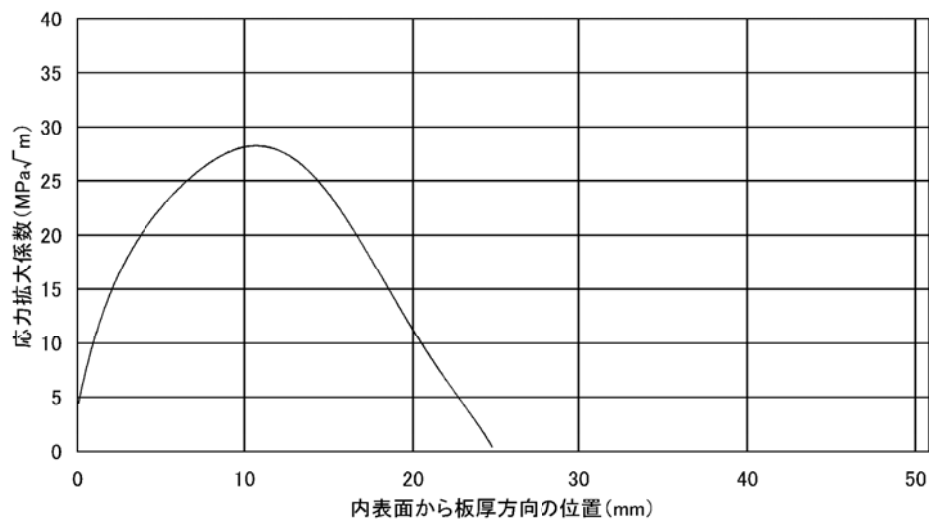


図 C-4 シュラウドの板厚方向残留応力分布 (H4：継手形状 2)



(1) 内表面から板厚方向の K 値分布

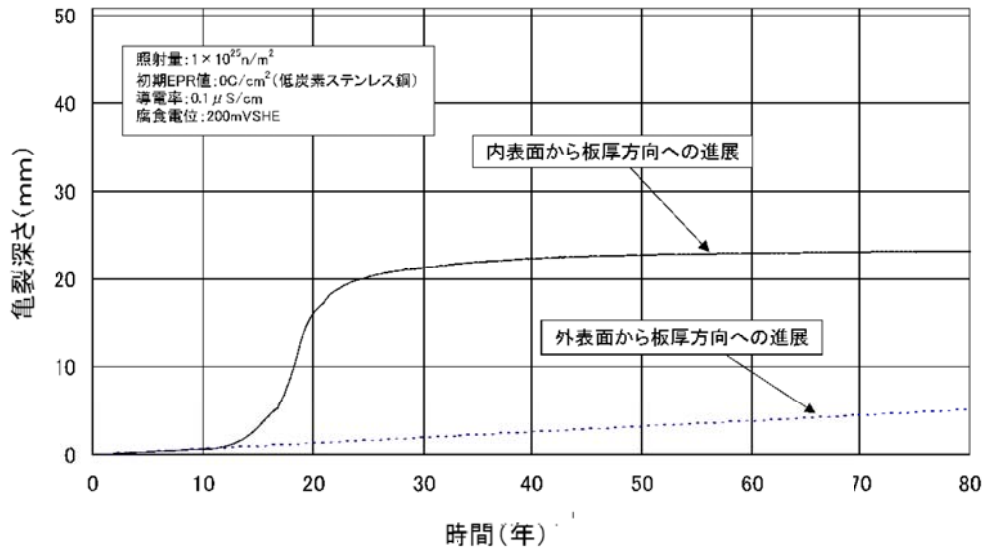


図 C-28(3) 亀裂深さと時間の関係(II4 継手形状 2)
(通常炉内水質環境中, 高中性子照射領域)

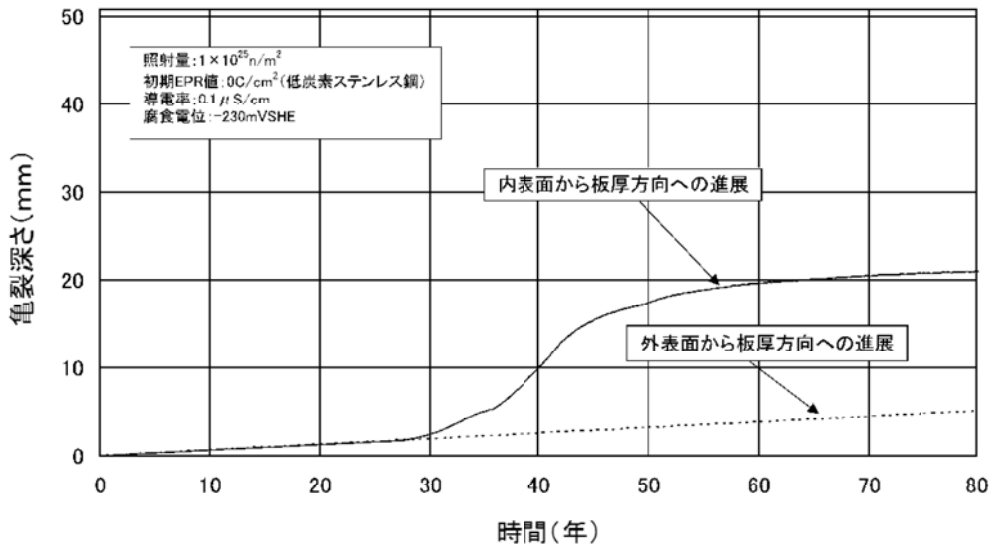


図 C-28(4) 亀裂深さと時間の関係(II4 継手形状 2)
(水素注入環境中, 高中性子照射領域)

＜炉心シュラウドの耐震安全性評価について（追加評価）＞

1. 概要

炉心シュラウドの耐震安全性評価においては、別紙5において以下の条件で評価を行った。

- 1) 破壊評価に考慮する荷重は、亀裂の解釈および維持規格 添付 E-7, E-JG-B-2-2 の規定により、差圧、死荷重及び地震荷重とする。
- 2) 亀裂進展速度は、原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」（以下、「亀裂の解釈」という）に従い、保守的に維持規格 図 添付 E-2-SA-2 に示される鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値 $9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$ を用いる。板厚貫通亀裂が周方向にこの速度で進展するものとする。

審査基準の要求事項「照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること」については、別紙5による評価により確認しているが、ここでは、別の評価手法として、以下の条件で追加評価を行う。

- 1) 破壊評価に考慮する荷重は、維持規格 添付 E-15 の規定により、差圧、死荷重及び地震荷重に加え、溶接残留応力を加える。
- 2) 亀裂進展速度は、別紙5と同様に、亀裂の解釈に従い、保守的に維持規格 図 添付 E-2-SA-2 に示される鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値 $9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$ を用いる。ただし、板厚方向の進展については、溶接残留応力解析の結果から得られた応力拡大係数がゼロとなる深さ以上には進展しないものとし、その深さの半楕円亀裂が周方向に進展していくものとする。（H4 周溶接継手は継手形状が X 開先であり、板厚内部で溶接残留応力が圧縮となって応力拡大係数がゼロとなり、亀裂進展速度がゼロとなることが予想されるため、亀裂進展としてはより現実的な評価となる。）

この追加評価については、現在実施中であり、6月中に結果を確認する予定である。以下に、その評価の方針を示す。

2. 関連図書

- (1) JANSI-VIP-06-第5版 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心シュラウド]
(第5版) 平成27年3月 (以下、「ガイドライン」という)
一般社団法人 原子力安全推進協会 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
- (2) 09 原高報-0012 平成20年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書
平成21年9月、独立行政法人 原子力安全基盤機構

3. 評価方針

3.1 初期亀裂

初期亀裂は、炉心シュラウド H4 周溶接継手の内面に半楕円亀裂を想定し、図 1 に示すモデルにて評価する。

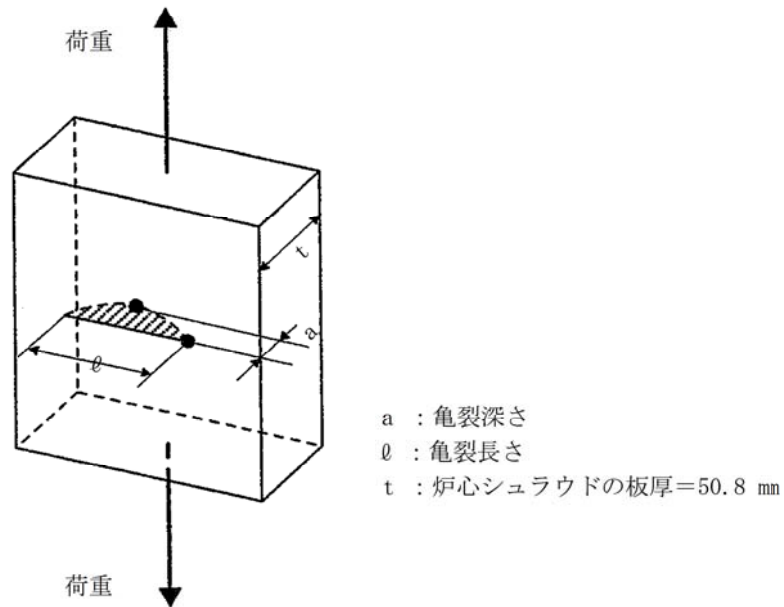


図 1 炉心シュラウドの評価モデル

3.2 溶接残留応力解析

FEMによる温度分布解析及び熱弾塑性解析により、東海第二の炉心シュラウド H4 溶接継手の溶接残留応力を求める。ここで、評価部位である H4 溶接部の開先形状は、建設時の製作図を基に模擬し、溶接順序、溶接パス数及び入熱量は、建設当時の溶接記録を基に設定する。

なお、当時の記録がない条件については、当時の溶接施工法より推定して設定することとする。

3.3 応力拡大係数の算出

応力拡大係数の算出には、ガイドラインにおける評価と同様に、以下に示す平板の表面亀裂の応力拡大係数を求める Wang の影響関数法^{*1}に基づく式を用いる。

なお、炉心シュラウドは、板厚に対する内半径の比が大きく（内半径/板厚=50.8）、平板として模擬することは妥当である。

$$K = \left(\sum_{n=1}^4 S_n S_{in} \right) \times \sqrt{\pi a}$$

S_n : 亀裂深さ方向に n 次の応力分布 $\sigma(x)$ が作用する場合の無次元化応力拡大係数

S_{in} : 亀裂面に垂直（炉心シュラウド軸方向）に作用する応力を多項式分解したときの n 次の値

a : 亀裂深さ

*1: 出典 “Weight Function Estimation of SIF for Mode I Part-Elliptical Crack under Arbitrary Load”, G. S. Wang, Engineering Fracture Mechanics Vol.41, No.5, pp.659-684, (1992).

また、残留応力解析結果から応力拡大係数を算出する際には、中性子照射による溶接残留応力の緩和の影響を考慮することとし、関連図書(2)に示される以下の式を用いる。

$$\sigma / \sigma_0 = \exp(-0.19 \phi T)$$

ϕ : 中性子束

T : 時間

時間 T は、運転開始から直近に実施した H4 溶接継手の点検までの実効運転期間とし、以降の中性子照射による応力緩和は保守的に考慮しないこととする。

3.4 破壊評価用亀裂深さの設定

東海第二の炉心シュラウド H4 溶接継手は両側開先であり、図2に示すガイドラインの溶接残留応力分布と同様の傾向となると考えられる。この場合は、図3に示すガイドラインの板厚方向の応力拡大係数の分布のように板厚中央で応力拡大係数がゼロとなり、亀裂進展速度がゼロとなって、その深さで板厚方向への亀裂進展は停止することになる。したがって、板厚方向の応力拡大係数がゼロとなる深さを求め、これを破壊評価用の亀裂深さとして設定し、それ以上深さ方向へは進展はしないものとする。

なお、H4 溶接継手の外面にはウォータージェットピーニング施工による残留応力の改善を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価しており、外面に初期亀裂を想定する必要はない。

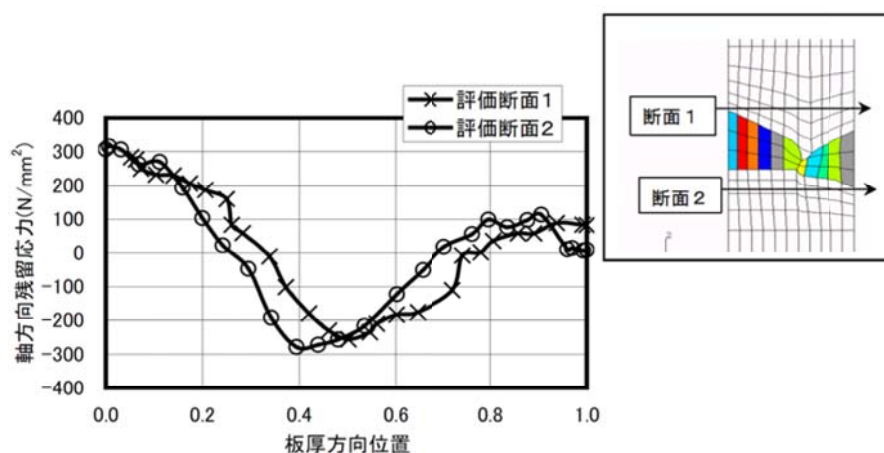


図2 両側開先溶接部の軸方向残留応力分布
(ガイドライン 図 B-6b H4 継手の残留応力分布)

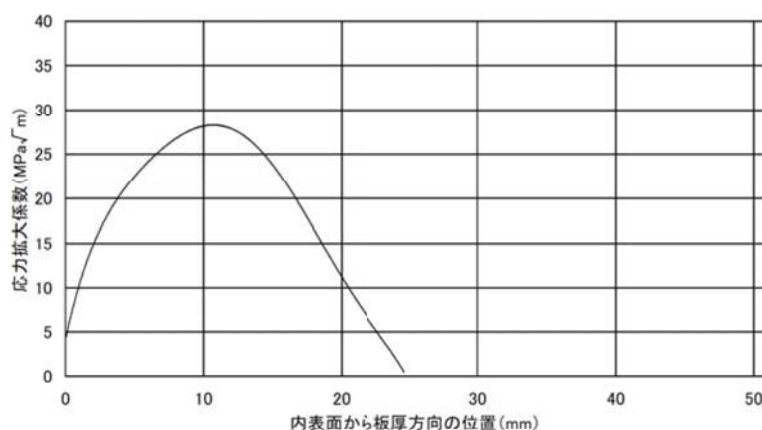


図3 両側開先H4 溶接部の応力拡大係数分布
(ガイドライン 図 C-17(1) 内表面から板厚方向の応力拡大係数分布)

なお、東海第二の炉心シュラウド H4 溶接継手には、第 17 回定期検査時に貴金属コーティングを施工しており、確性試験においてコーティング表面の残留応力測定が実施されている。その値は溶接による表面の残留応力（図 2 では表面の溶接残留応力は 300MPa 程度）よりも十分小さい。したがって、貴金属コーティングによる残留応力の影響は考慮しない方が評価としては保守的である。

3.5 破壊評価

破壊評価用に設定した亀裂深さ（板厚方向の応力拡大係数がゼロとなる深さ）の亀裂を長さ方向に進展させ、その場合の地震時の応力による亀裂両端部の応力拡大係数を求める。求めた応力拡大係数が、照射ステンレス鋼の破壊靱性値に達しない限界の亀裂長さを許容亀裂長さとする。ここで応力拡大係数を求める際に考慮する荷重は、差圧、死荷重、地震荷重及び溶接残留応力とする。

つぎに、求めた許容亀裂長さを鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値にて除することで、炉心シュラウドの健全性が維持される期間を保守的に求める。

以 上