

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-3 改17
提出年月日	平成30年8月2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8月2日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、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
(1) 評価対象	4
(2) 評価手法	5
4. 技術評価	6
4.1 炉内構造物の技術評価	6
(1) 健全性評価	6
(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について	36

別紙 6. 炉心シュラウドの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	78
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	89
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	93
別紙 10. 原子炉水のトリチウム濃度測定結果について	97

## 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。</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>イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から 60 年間</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当たっては、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全ての追加保全策(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全て。)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

#### (1) 評価対象

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、制御棒案内管内管及び制御棒を評価対象とする。

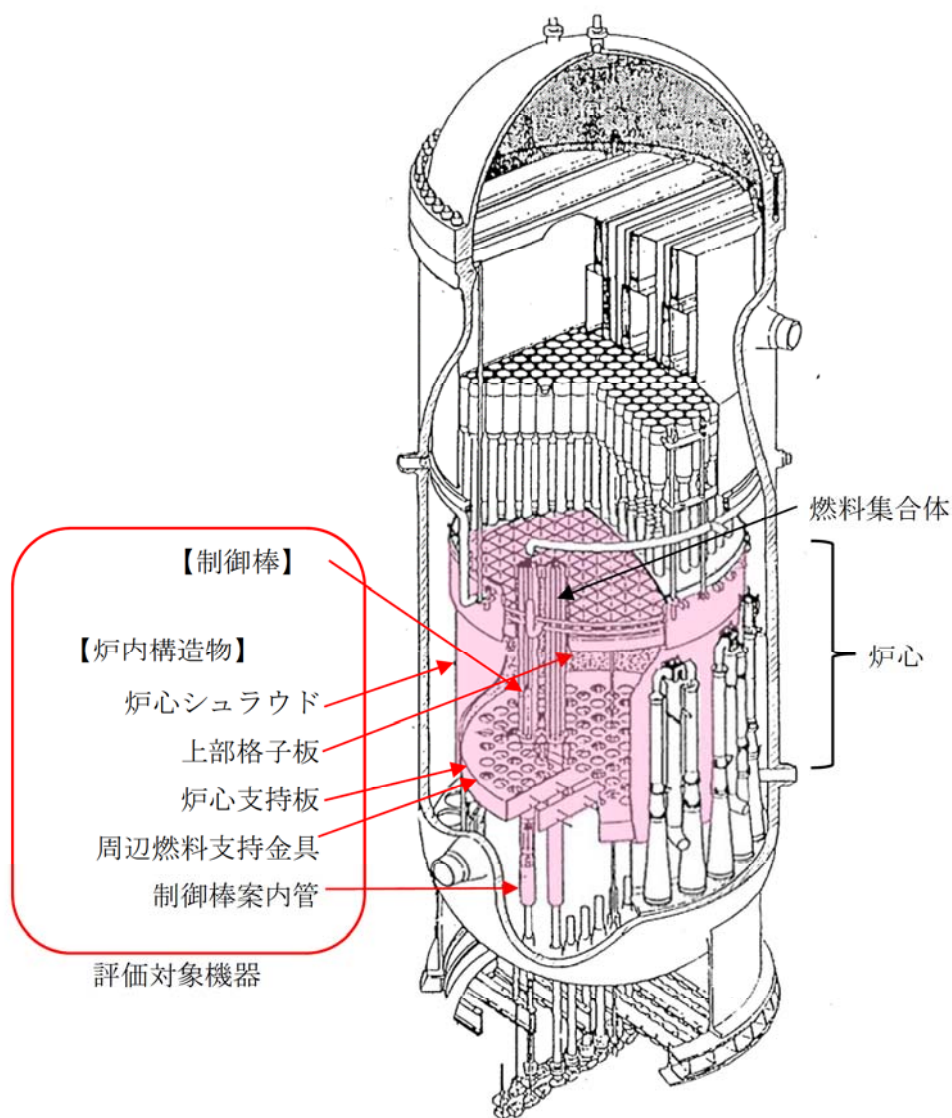


図1 原子炉压力容器鳥瞰図と評価対象機器

## (2) 評価手法

### ① 炉内構造物

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。

次に、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。

最後に、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性を評価した結果、そ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。

### ② 制御棒

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。

### ③ 適用規格

評価に用いた規格を以下に示す。

- ・ 社団法人 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 (AESJ-SC-P005:2008)
- ・ 社団法人 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2008) (以下、「維持規格」という)

#### 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。（表2参照）

表2 照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい照射量\*1

材料	しきい照射量 [n/m <sup>2</sup> ] *2
ステンレス鋼 (SUS304)	約 5×10 <sup>24</sup>
ステンレス鋼 (SUS316)	約 1×10 <sup>25</sup>

\*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。維持規格 解説 IJG-B-3 「上部格子板の個別検査の試験内容」。

\*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3参照）

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3 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 <sup>2</sup> ]
炉心シュラウド	[ ]	約 2.0×10 <sup>25</sup>
上部格子板		約 2.9×10 <sup>25</sup>
炉心支持板		約 2.1×10 <sup>24</sup>
周辺燃料支持金具	SUS304 TP	約 7.1×10 <sup>23</sup>
制御棒案内管	[ ]	約 2.1×10 <sup>24</sup>

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ものの、将来にわたって発生することが否定できない。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 炉心シュラウドの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

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に対する予防保全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。

評価は、当初の評価（別紙 5 参照）に対し、溶接残留応力を考慮した追加評価により実施するものとし、炉心シュラウド中間胴 H4 周溶接継手に内面全周亀裂を想定した評価モデルを用いて応力拡大係数を算出した結果、地震時の応力拡大係数は、安全率を考慮した場合でも運転開始後 60 年時点の破壊靱性値を下回ることを確認した。評価結果を別紙 6 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2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 <sup>*4</sup>	内面	MVT-1	運転時間で 5～15年	第24回定期検査 (2009年)	良 <sup>*7</sup>
	外面	MVT-1	運転時間で 5～15年	第25回定期検査 (2015年)	良 <sup>*7</sup>
炉心シュラウド <sup>*5</sup>		VT-3	10年 <sup>*6</sup>	第25回定期検査 (2015年)	良 <sup>*8</sup>
上部格子板 <sup>*5</sup>		VT-3	10年 <sup>*6</sup>	第25回定期検査 (2015年)	良 <sup>*8</sup>

\*4 維持規格 IJG 炉内構造物の個別検査（表 IJG-2500-B-2）に、亀裂の解釈の条件（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、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、貴金属コーティングによる応力腐食割れに対する予防保全対策を実施しているが、溶接による残留引張応力が存在することを考慮し、表4の維持規格に基づく点検頻度に達しない時期（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。

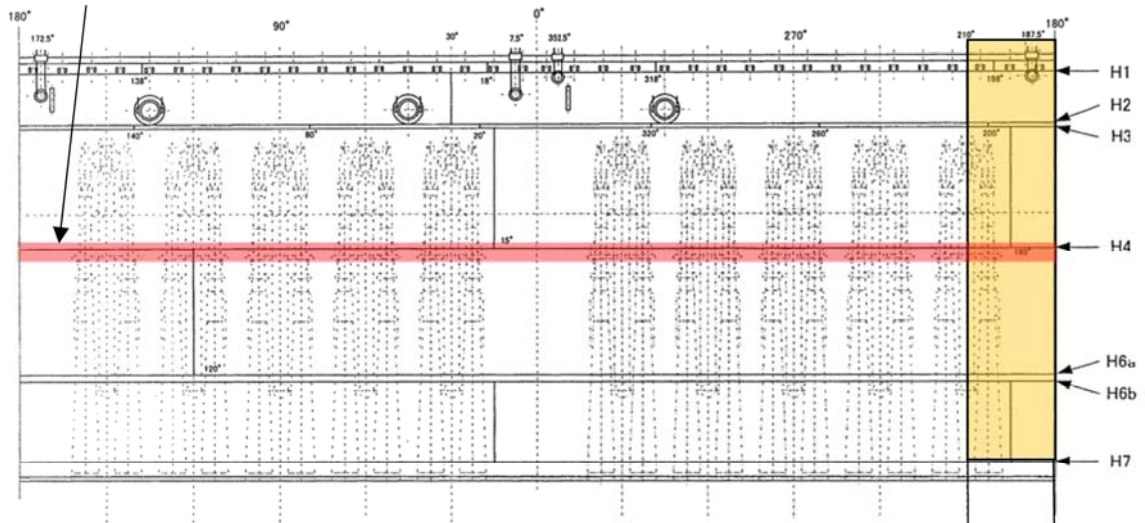
また、中性子照射量が評価上最も厳しい上部格子板のグリッドプレートについては、長期保守管理方針に基づき、第25回定期検査時（2015年）に水中テレビカメラによる目視点検（MVT-1）を実施し、有意な欠陥は確認されていない（図3参照）。今後は、表4の維持規格に基づく点検に加え、保守管理の実施に関する計画に基づく点検計画にしたがって定期的（維持規格 IA-2310 検査間隔に準じて10年）に目視点検（MVT-1）を実施し、健全性を確認することとしている。



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)

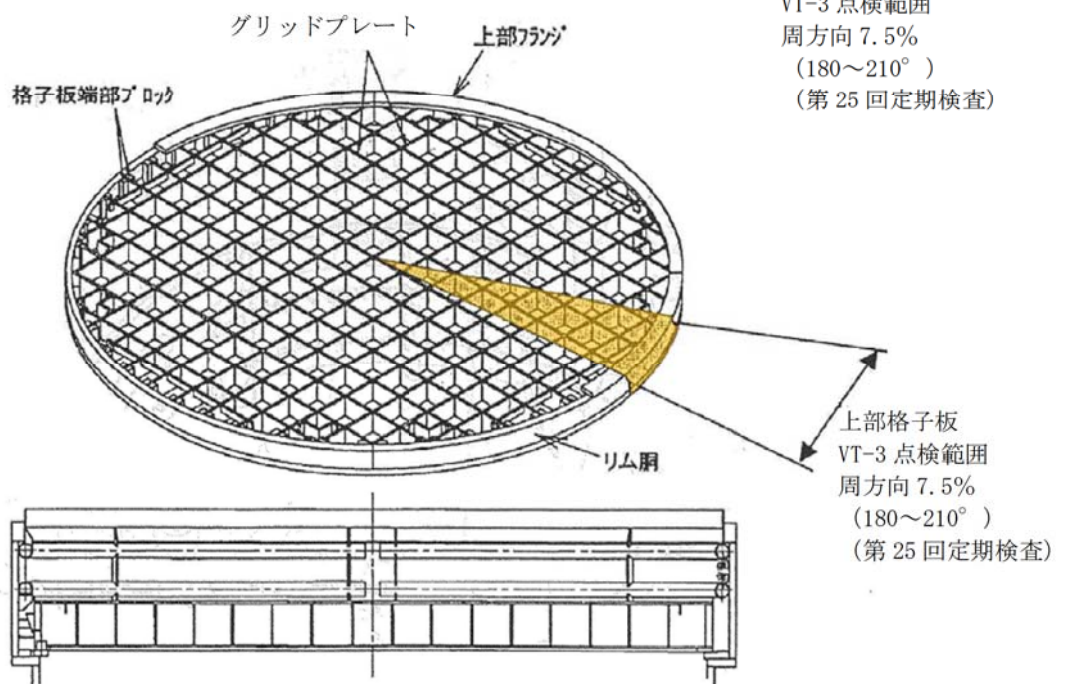


図 2 維持規格に基づく点検範囲概略図

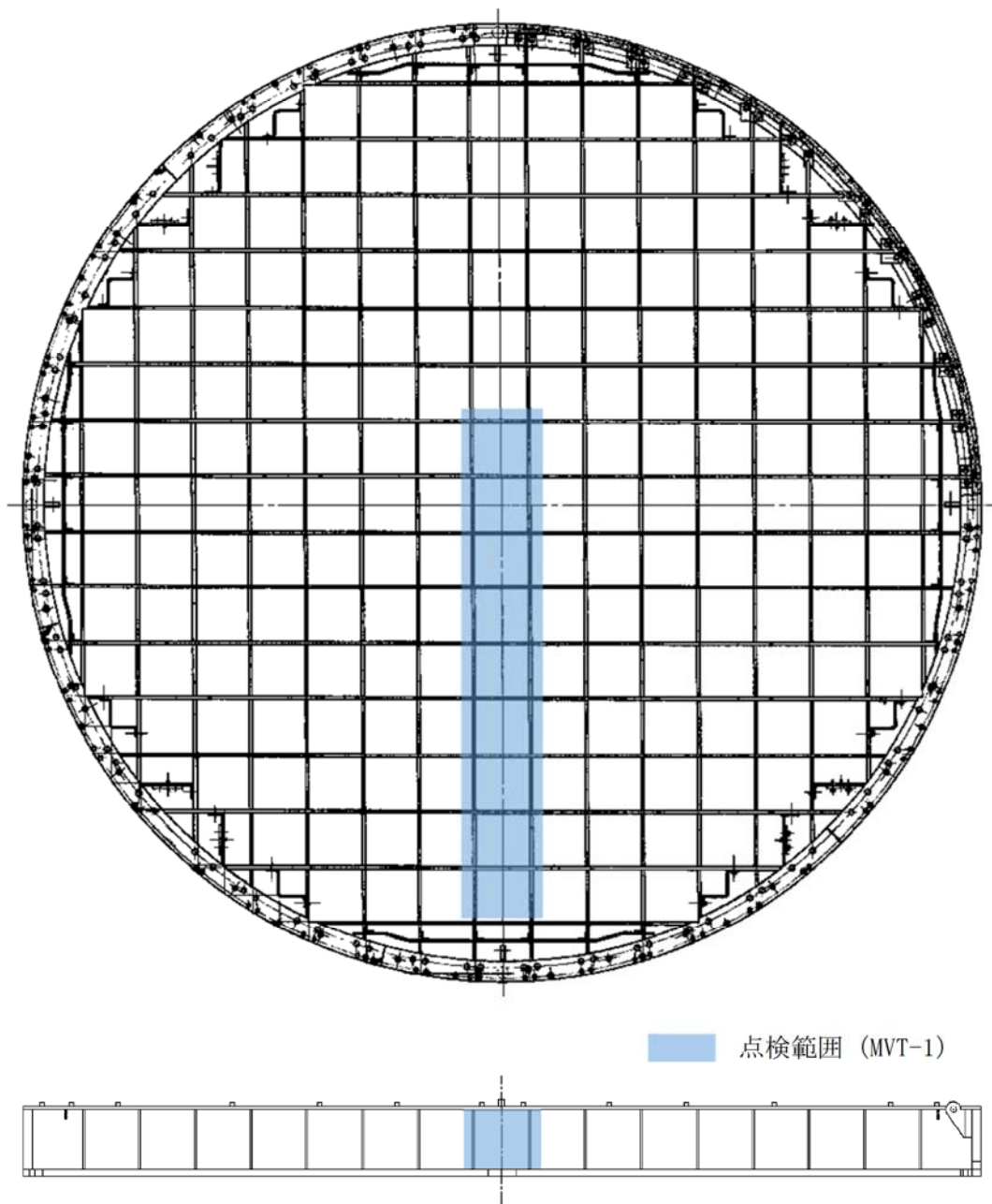


图 3 上部格子板点検範囲概略图

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(1997年1月～) ▶ 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(1997年1月～)

\*9 周溶接継手 H3, H4 外面等 図4 参照

\*10 周溶接継手 H3, H4 内面等 図4 参照

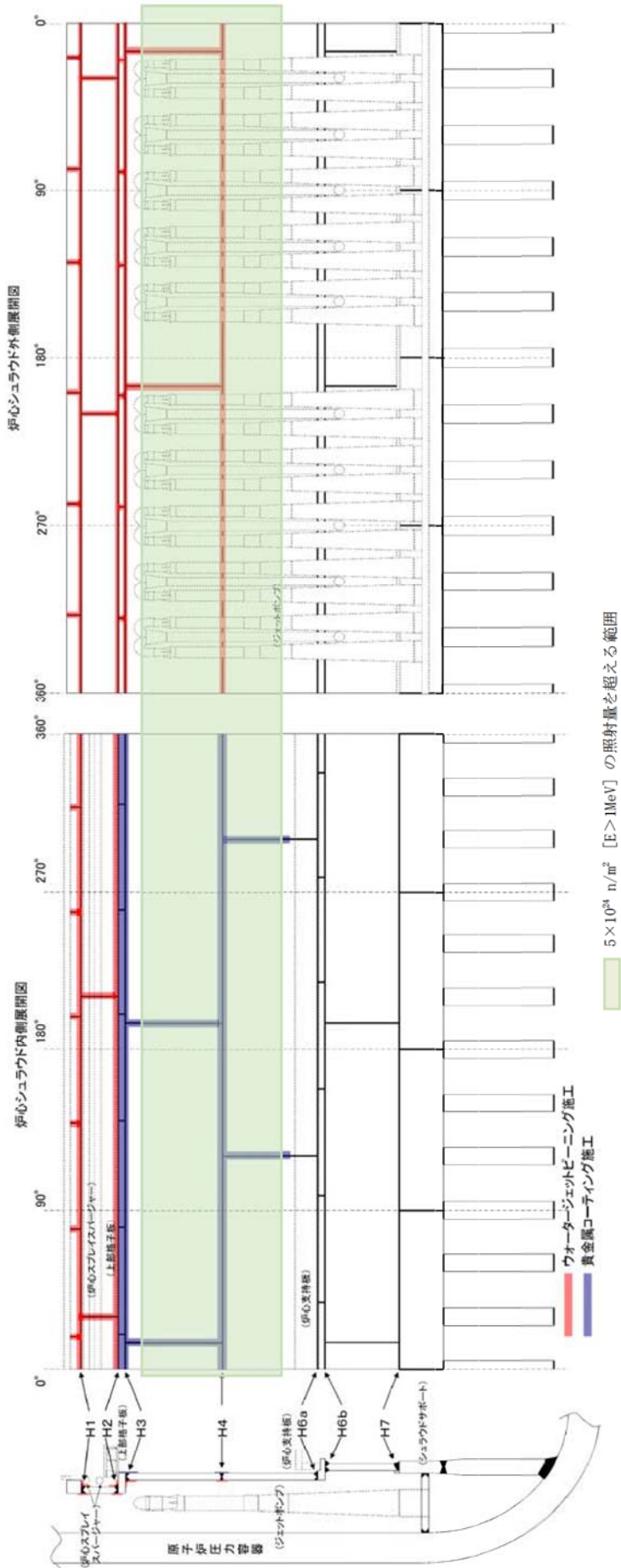
なお、ウォータージェットピーニング施工及び貴金属コーティング施工に先立ち、目視点検（MVT-1）を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

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 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) H4 周溶接継手については、外面のウォータージェットピーニング及び内面の貴金属コーティングとともに、全長の100%を施工した。

図4 炉心シュラウド 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 周溶接継手内面（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結果、運転開始後 60 年時点の中性子照射量を考慮しても不安定破壊に至ることはなく、維持規格等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。

炉心シュラウド中間胴 H4 周溶接継手外面は、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。また、維持規格に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。

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：約 $5 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup>，SUS316：約 $1 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>）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6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： $2.0 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>（熱中性子）、取替目標値： $1.5 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>（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6 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<sup>10</sup>B (n, α) <sup>7</sup>Li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。

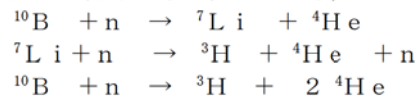
B社製制御棒のうち、応力腐食割れ対策品に設計変更される以前に取り付けた制御棒については、2011年に照射誘起型応力腐食割れと推定されるひびが発見され、応力腐食割れ対策品に取替を実施している。

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\*11。

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10に示す。

\*11 制御材被覆管の割れが発生した場合、 $^{10}\text{B}$ の炉内への流出が生じ、 $^{10}\text{B}$ は炉内で以下の反応により $^3\text{H}$ （トリチウム）が生じる。



## (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。



## 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7に示す。

表7 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(1997年1月～)

### (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8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 8 (1/4) 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比

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。</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過す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 周溶接継手内面（熱影響部含む）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、運転開始後 60 年時点の中性子照射量を考慮しても不安定破壊に至ることはなく、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 H4 周溶接継手外面は、ウオ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。</p> <p>炉心シユラウド中間胴の母材部は、しきい照射量を超過するものの、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、しきい照射量を超過するものの、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 8 (2/4) 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比

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。</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、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>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 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。炉心シミュラードについては、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、発生及び進展を考慮した健全性を評価した。</p> <p>「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。</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る新たな保全策はなかった。</p>

表 8 (3/4) 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比

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。</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>イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づき高経年化技術評価 プラントの運転を開始した日から 60 年間の</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。</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る新たな保全策はなかった。</p>



表 8 (4/4) 照射誘起型応力腐食割れについての要求事項との対比

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当たっては、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>

＜炉心シュラウドの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について  
(追加評価)＞

### 1. 概要

炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した追加評価として、溶接残留応力を考慮した評価を実施する。

### 2. 評価手法

- (1) 維持規格-2008 添付 E-14 の従い、線形破壊力学評価法による評価を行う。
- (2) 破壊評価に考慮する荷重は、維持規格-2008 添付 E-15 の規定による。
  - ・ 差圧, 自重, 地震荷重 (基準地震動 Ss) 及び溶接残留応力を考慮する。
- (3) 溶接残留応力を算出する。
  - ・ 維持規格-2008 添付 E-15 の規定により中性子照射による緩和の影響を考慮する。
- (4) 破壊靱性値は、維持規格-2008 添付 E-14 に従い適切に設定する。
  - ・ 技術的根拠として、最新知見を考慮した共同研究の成果に基づく破壊靱性評価式を用いる。
- (5) 内表面全周亀裂を想定した評価モデルにより応力拡大係数を算出する。
  - ・ 板厚方向の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周方向亀裂の進展継続を想定。
  - ・ 周方向の複数の応力腐食割れの発生を想定。
  - ・ 維持規格-2008 添付 E-15 に示される許容状態 C 及び D に対する安全率 1.5 を考慮する。

### 3. 適用規格・基準

- (1) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版) JSME S NA1-2008
- (2) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1)」(2008年版)に関する技術評価書 平成 21 年 2 月 原子力安全・保安院 独立行政法人 原子力安全基盤機構
- (3) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2012年版) JSME S NA1-2012
- (4) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版) ＜第Ⅱ編 高速炉規格＞ JSME S NC2 2005



#### 4. 関連図書

- (1) 複雑形状部機器配管健全性実証 (IAF) 事業 原子炉圧力容器の異材溶接部に関する高温材料特性データ集, 平成 25 年 6 月, JNES-RE-2012-0024, 独立行政法人 原子力安全基盤機構
- (2) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会  
「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会 (第 10 回)」配布資料  
参考 10-5 福島第二原子力発電所 2 号機 シュラウド中間胴等のひびについて  
添付資料-5, 添付-8 (1/2) 中間胴溶接部 (H3, H4) 残留応力評価
- (3) 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
- (4) 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
- (5) 共同研究報告書 実機炉内構造物における照射影響評価手法の高度化研究, 平成 28 年度報告書 (最終報告書), 平成 29 年 3 月

#### 5. 評価内容

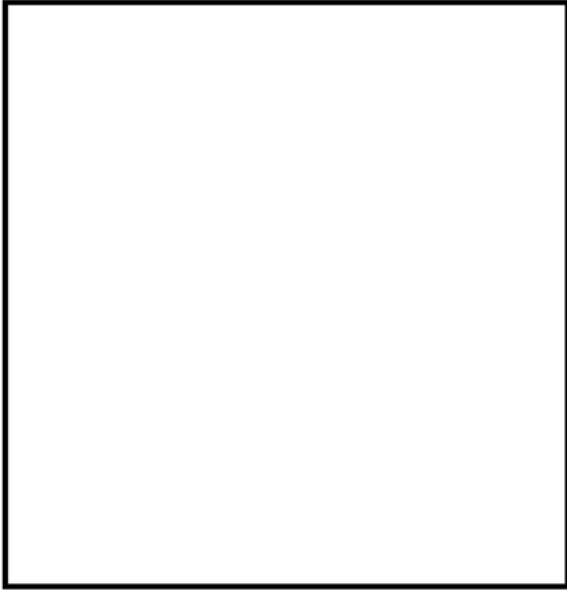
##### 5.1 溶接残留応力解析

炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力は, 下記のとおり設定した解析条件にて, FEM 解析による温度分布解析及び熱弾塑性解析により求めた。

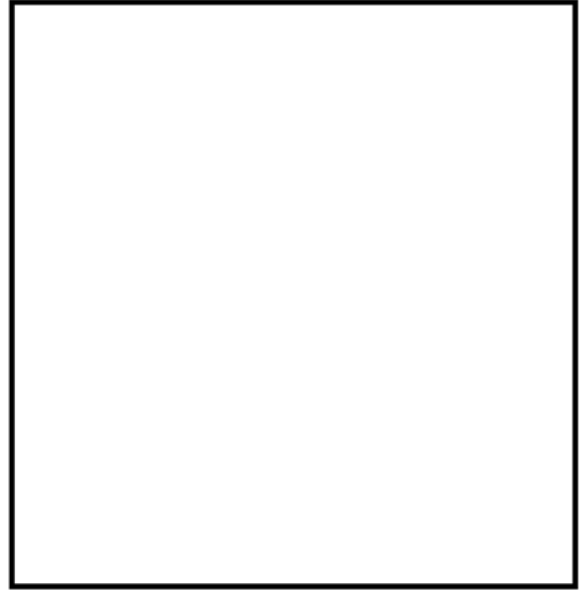
- |               |                            |
|---------------|----------------------------|
| (1) 開先形状      | : 建設時の製作図より設定              |
| (2) 溶接パス数・入熱量 | : 建設時の溶接記録より設定             |
| (3) 溶接順序      | : 当時の溶接施工法より推定して設定         |
| (4) 物性値       | : 適用規格・基準(4)及び関連図書(1)により設定 |

炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力解析モデル及び解析結果を図 1 に示す。

また, 具体的な溶接残留応力解析の説明を添付 1 に示す。



(a) 開先形状 (単位 : [mm])



(b) 解析モデル (メッシュ図)



(c) 軸方向の溶接残留応力コンター図 (単位 : [MPa])

図1 炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力解析モデル及び解析結果

## 5.2 考慮する荷重及び応力

### 5.2.1 考慮する荷重

炉心シュラウド H4 周溶接継手に作用する荷重は、表 1 に示す差圧、自重及び地震荷重（地震時のみ）を考慮する。

差圧及び自重には、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、基準地震動 Ss8 波に 1.5 倍の裕度を考慮した荷重を用いる。

表 1 考慮する荷重

評価部位	差圧 P [MPa]	自重 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 周溶接継手	0.070	1.04×10 <sup>6</sup>		

### 5.2.2 考慮する応力

考慮する応力を表 2 に示す。

表 2 考慮する応力

	差圧 による応力	自重 による応力	溶接残留応力	地震荷重 による応力
運転時	○	○	○	×
地震時	○	○	○	○

記号の説明 ○：考慮する／×：考慮しない

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少であるため考慮せず、地震荷重によるせん断力は、評価に用いないため考慮しない。

#### (1) 差圧による応力

H4 周溶接継手に作用する差圧 P による軸方向応力  $\sigma_P$  は、次式により求める。

$$\sigma_P = \frac{1}{Y-1} \times P = \frac{1}{\boxed{\phantom{000}}-1} \times 0.070 = \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

$$Y : D_o / D_i = \frac{\boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{000}}} = \frac{\boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{000}}}$$

$$D_o : \text{炉心シュラウド中間胴の外径} = \boxed{\phantom{000}} + 2 \times \boxed{\phantom{000}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ [mm]}$$

$$D_i : \text{炉心シュラウド中間胴の内径} = \boxed{\phantom{000}} \text{ [mm]}$$

(2) 自重による応力

H4 周溶接継手に作用する自重Wによる軸方向応力 $\sigma_w$ は、次式により求める。

$$\sigma_w = -\frac{W}{A} = -\frac{1.04 \times 10^6}{\boxed{\phantom{000000}}} = \boxed{\phantom{000000}} \text{ [MPa]}$$

A : 炉心シュラウド中間胴の断面積

$$= (\pi/4) \times (\boxed{\phantom{0000}} - \boxed{\phantom{0000}}) = \boxed{\phantom{000000}} \text{ [mm}^2\text{]}$$

(3) 地震荷重による応力

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

$$\sigma_s = \frac{V}{A} + \frac{M}{I} \times \frac{D_o}{2} = \frac{\boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} + \frac{\boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} \times \frac{\boxed{\phantom{000000}}}{2} = \boxed{\phantom{000000}} \text{ [MPa]}$$

I : 炉心シュラウド中間胴の断面二次モーメント

$$= (\pi/64) \times (\boxed{\phantom{0000}} - \boxed{\phantom{0000}}) = \boxed{\phantom{000000}} \text{ [mm}^4\text{]}$$

(4) 溶接残留応力

炉心シュラウド 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を施工していることから、本評価における初期亀裂は、H4 周溶接継手の内面に想定し、溶接残留応力分布は、内側溶接部の熱影響部である溶接止端部及び溶接止端部から 10 [mm]離れた位置での分布を用いるものとする。

内表面全周亀裂を想定した評価における応力拡大係数の算出において、亀裂深さが最も大きくなる溶接残留応力分布（内側溶接止端部（下側）の位置）を図 2 に示す。

また、評価に用いる溶接残留応力は、5.1 項で求めた溶接残留応力に対して、維持規格 2008 添付 E-15 に従い、中性子照射による緩和の影響を考慮したものとする。

溶接残留応力緩和率は、関連図書(2)に示される溶接残留応力緩和率の基本式を用いて、次式により求める。

以上より、評価に用いる内側溶接止端部（下側）の溶接残留応力は、約 450MPa と算出された。

$$\frac{\sigma}{\sigma_0} = e^{-0.19\phi} = 0.889$$

$\sigma$  : 溶接残留応力 (緩和後) [MPa]

$\sigma_0$  : 溶接残留応力 (緩和前) [MPa]

$\phi$  : 中性子照射量 =  $6.19 \times 10^{-1}$  [dpa]

(保守的に、直近の炉心シュラウド H4 周溶接継手内面の点検時点の値を用いるものと  
し、以降の運転期間の中性子照射による緩和は考慮しない)

ここで、直近の炉心シュラウド H4 周溶接継手の点検を実施した、第 24 回定期検査  
時点の実効運転期間及び中性子照射量を、次式により求める。

$$Y = (27627.0 \text{ [GWD]} \times 1000 \text{ [MWD} \cdot \text{GWD}^{-1}]) \div (3293 \text{ [MW]} \times 365 \text{ [日]})$$

$$= 22.98 \text{ [EFPY]}$$

$$\phi = (Y \text{ [EFPY]} \times 365 \text{ [日]} \times 24 \text{ [時間]} \times 3600 \text{ [秒]} \times \text{中性子束} \text{ [m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}])$$

$$\div (7.0 \times 10^{24} \text{ [dpa}^{-1} \cdot \text{m}^{-2}])$$

$$= \{22.98 \times 365 \times 24 \times 3600 \times (5.98 \times 10^{15})\} \div (7.0 \times 10^{24})$$

$$= 6.19 \times 10^{-1} \text{ [dpa]}$$

$$\text{中性子束}^* : 5.98 \times 10^{15} \text{ [m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$$

\* : 炉心シュラウド H4 周溶接継手の内面全周に対する評価のため中性子束の平均値を用いた。

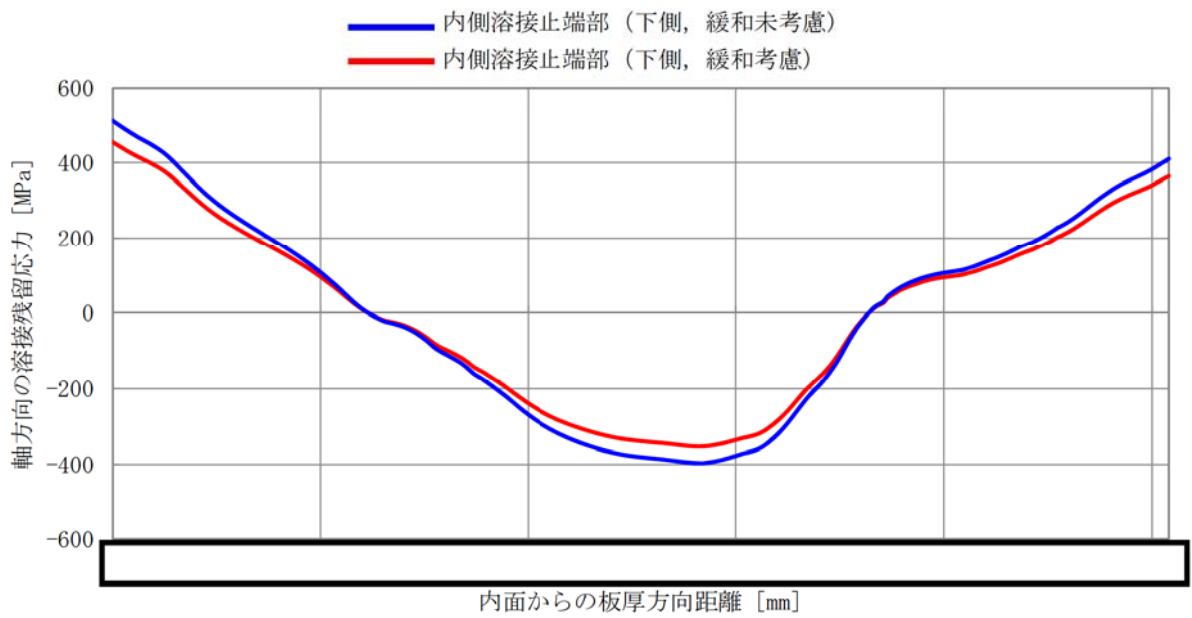
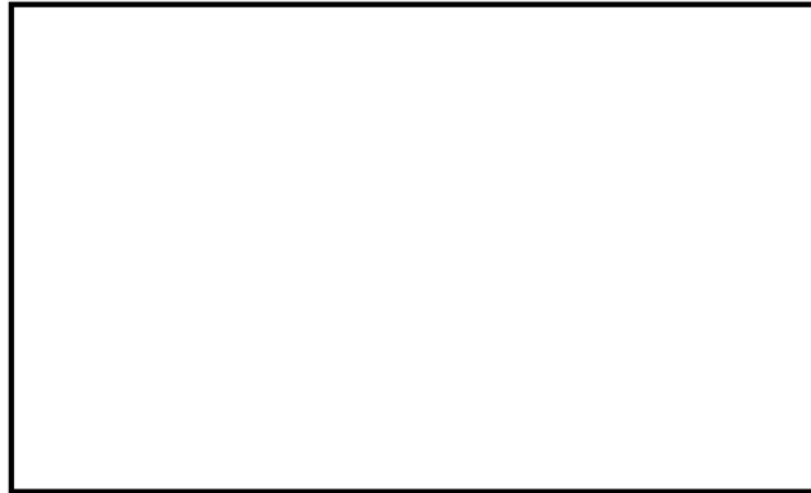


図2 軸方向の溶接残留応力分布

### 5.3 破壊靱性値の検討

維持規格 2008 添付 E-14 に示される中性子照射量  $8 \times 10^{24} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) を超える場合で設定される破壊靱性値は、東海第二の炉心シールド H4 周溶接継手の中性子照射量と比較すると、より高い中性子照射を受けた試験片を用いた試験データ\*より設定されており、本評価に対しては保守的な値となっているため、維持規格 2008 添付 E-14 の要求に従い、技術的根拠に基づいた適切な破壊靱性値を定めるものとする。

\*：出典 プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書，平成 3 年度，平成 4 年 3 月，  
財団法人 発電設備技術検査協会  
表Ⅲ. 3. 4-7 における照射量  $1.6 \sim 2.2 \times 10^{25} \text{ [n/m}^2\text{]}$  に対する破壊靱性値  
(東海第二の運転開始後 60 年時点における中性子照射量は約  $1.6 \times 10^{25} \text{ [n/m}^2\text{]}$ )

破壊靱性値の設定に際しては、近年に実施された、オーステナイト系ステンレス鋼の照射材に対する破壊靱性値に関する共同研究(関連図書(5))の成果を技術的根拠とし、当該研究で策定された破壊靱性評価式を用いる。

本評価式は、発電設備技術検査協会「原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成 3 年度)」や原子力安全基盤機構「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書(平成 17 年度，平成 18 年度，平成 19 年度)」等の破壊靱性値の試験データの下限を包絡する評価式であり、維持規格-2008 添付 E-14 で示される中性子照射量  $8 \times 10^{24} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) を超える場合で設定される破壊靱性値  $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  の出典となる試験データも包含する評価式である。具体的な破壊靱性評価式の説明は、添付 2 及び 3 参照。

また、関連図書(5)に示される試験データと破壊靱性評価式の関係と、東海第二の現時点と運転開始後 60 年時点の中性子照射量を合わせて図 3 に示す。

<破壊靱性評価式>



	中性子照射量 $[\text{n/m}^2]$	破壊靱性値 $[\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$
現時点	約 $9.8 \times 10^{24}$	158
運転開始後 60 年時点	約 $1.6 \times 10^{25}$	75



<中性子照射量>

➤ 現時点 (2011年3月時点)

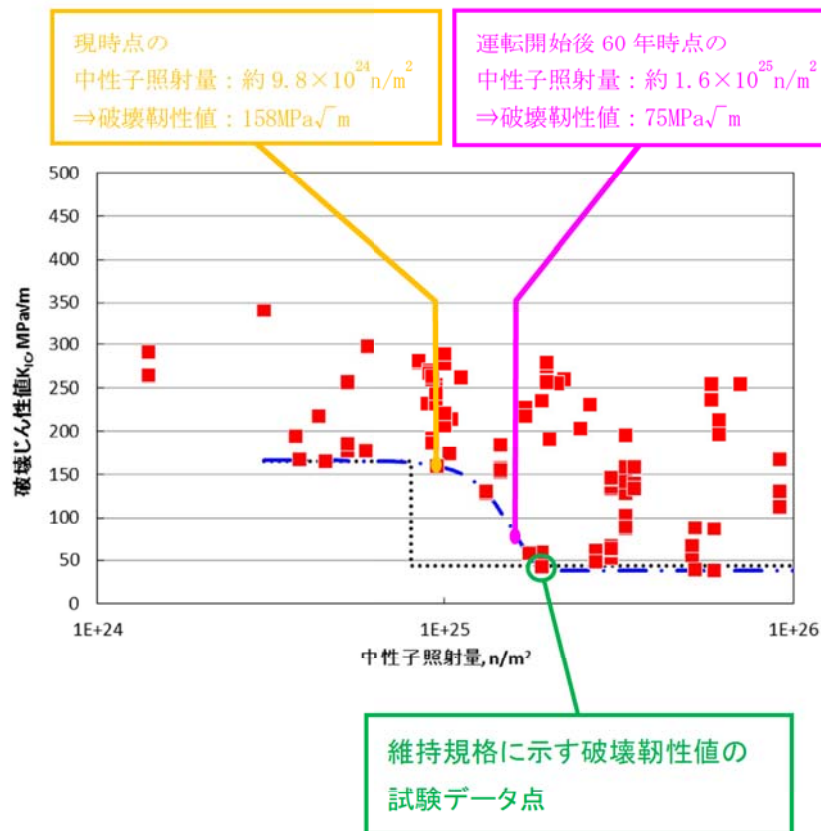
$$\begin{aligned} \text{中性子照射量} &= 23.71 \text{ [EFPY]} \times 365 \text{ [日]} \times 24 \text{ [時間]} \times 3600 \text{ [秒]} \times 5.98 \times 10^{15} \text{ [m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}] \times 2.2 \\ &\doteq 9.8 \times 10^{24} \text{ [n/m}^2] \end{aligned}$$

➤ 運転開始後60年時点

$$\begin{aligned} \text{中性子照射量} &= 38.94 \text{ [EFPY]} \times 365 \text{ [日]} \times 24 \text{ [時間]} \times 3600 \text{ [秒]} \times 5.98 \times 10^{15} \text{ [m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}] \times 2.2 \\ &\doteq 1.6 \times 10^{25} \text{ [n/m}^2] \end{aligned}$$

- ・中性子束 =  $5.98 \times 10^{15} \text{ [m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}]$
- ・照射量の補正係数 : 2.2\*

\* : 炉心シュラウドの中性子束が最大となる周方向位置の中性子束相対値



破壊靱性評価式

図3 破壊靱性評価式と試験データ

## 5.4 内表面全周亀裂を想定した評価

### 5.4.1 評価モデル

炉心シュラウド H4 周溶接継手に内表面全周亀裂（初期亀裂深さ  $a_0=1.0$  [mm]）を想定し、任意の一定速度にて亀裂を進展させたときの応力拡大係数を求める。

炉心シュラウドの評価モデル（円筒モデル）を図 4 に示す。

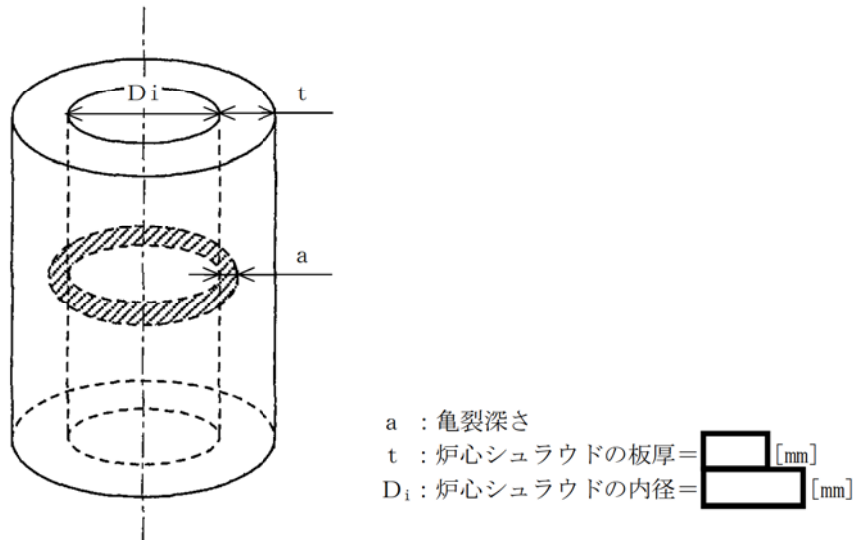


図 4 評価モデル（円筒モデル（円筒内表面全周亀裂））

### 5.4.2 応力拡大係数の算出

円筒内表面全周亀裂の応力拡大係数は、維持規格 2012 添付 E-5 5.3(4)項に示される評価式のうち、評価に用いない係数  $\sigma_{bg}$  及び  $G_{bg}$ （断面曲げ応力及びその補正係数）を除いた次式により求める。

また、地震時の応力拡大係数は、維持規格 2008 添付 E-15 に従い、H4 周溶接継手に作用する膜応力（差圧、自重及び地震荷重による応力）による応力拡大係数に、許容状態 C 及び D に対する安全率 1.5 を考慮する。

$$K = \left[ (\sigma_0 + \sigma_p) G_0 + \sigma_1 G_1 \left( \frac{a}{t} \right) + \sigma_2 G_2 \left( \frac{a}{t} \right)^2 + \sigma_3 G_3 \left( \frac{a}{t} \right)^3 + \sigma_4 G_4 \left( \frac{a}{t} \right)^4 \right] \sqrt{\pi a}$$

a : 亀裂深さ [m]

t : 炉心シュラウドの板厚 = [ ] [m]

$\sigma_0 \sim \sigma_p$  : 板厚方向の応力分布を四次多項式（板厚で規格化）で与えたときの係数

ただし、 $\sigma_p$  は円筒内表面の欠陥に作用する膜応力

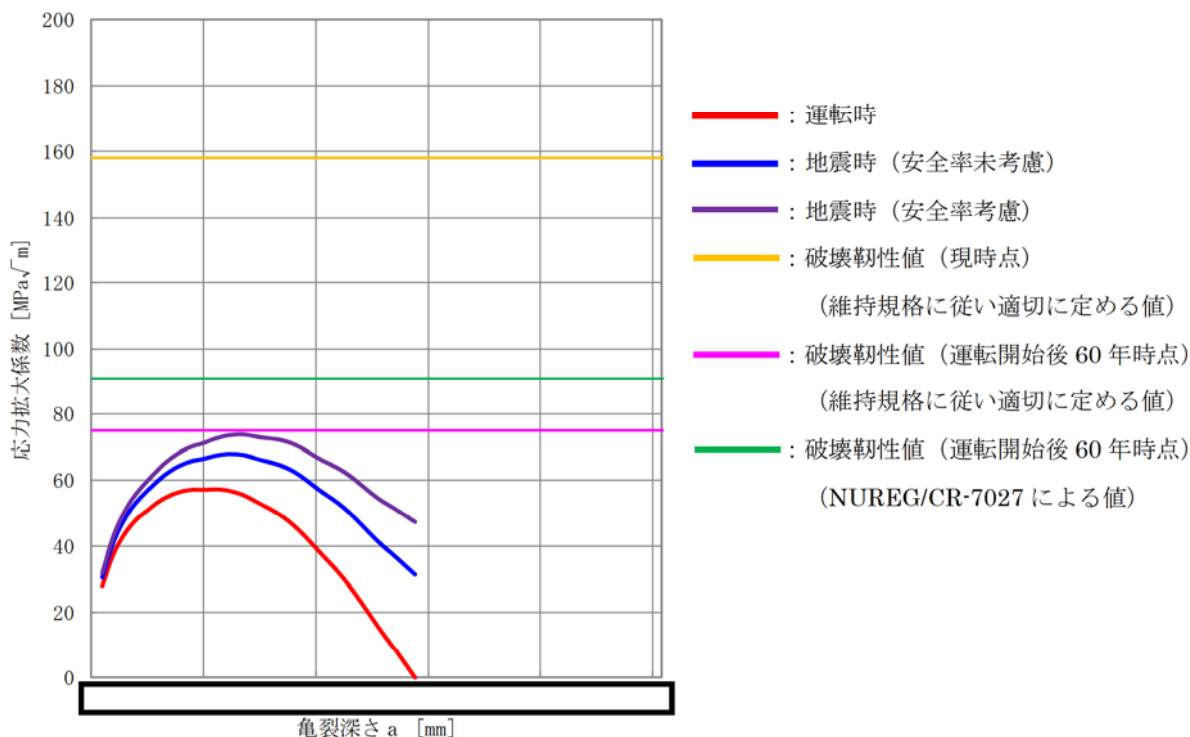
$G_0 \sim G_4$  : 管厚比（内半径/板厚）及び欠陥深さ（亀裂深さ/板厚）から決定される補正係数

応力拡大係数の算出式により求めた最深点の応力拡大係数は、板厚中央近傍でゼロとなり、その時点での最大亀裂深さは   [mm]であった。

また、安全率を考慮した地震時の応力拡大係数は、最大で  $73.8 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  であり、運転開始後 60 年時点の破壊靱性値  $75 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  を下回ることを確認した。

評価結果を図 5 に示す。

比較のため、現時点と NUREG/CR-7027 による破壊靱性値を図 5 に示すが、現時点の破壊靱性値  $158 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  に対しては、十分な裕度が確認でき、NUREG/CR-7027 による破壊靱性値  $91 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  に対しては、運転開始後 60 年時点の破壊靱性値が保守的な値であることが確認できる。



内側溶接止端部(下側)

図 5 内表面全周亀裂を想定した評価による応力拡大係数

### 5.4.3 極限荷重評価法による確認

前項の評価において、炉心シュラウドH4周溶接継手は運転開始後60年時点の中性子照射量を考慮しても不安定破壊に至らないと評価した。

ここでは、維持規格2008添付E-14に従い、極限荷重評価法による確認を実施するものであり、前項で算出された応力拡大係数がゼロとなる時点の最大深さ [ ] [mm] を最大亀裂深さとし、炉心シュラウドH4周溶接継手の残存部における正味応力が流動応力より小さい場合は、破壊が生じないと考え、炉心シュラウドH4周溶接継手の残存部に生じる地震時の正味応力及び流動応力を次式により求める。

また、流動応力については、維持規格2008添付E-15に示される許容状態C及びDに対する安全率1.5を考慮する。

#### (1) 差圧による応力

H4周溶接継手に作用する差圧Pによる軸方向応力 $\sigma_P$ は、次式により求める。

$$\sigma_P = \frac{1}{Y^2 - 1} \times P = \frac{1}{\text{[ ]} - 1} \times 0.070 = \text{[ ]} \text{ [MPa]}$$

$$Y : D_o / D_i = \text{[ ]} = \text{[ ]}$$

$$D_o : \text{炉心シュラウド中間胴の外径} = \text{[ ]} \text{ [mm]}$$

$$D_i : \text{H4周溶接継手の最大亀裂深さを考慮した内径} = \text{[ ]} = \text{[ ]} \text{ [mm]}$$

#### (2) 自重による応力

H4周溶接継手に作用する自重Wによる軸方向応力 $\sigma_w$ は、次式により求める。

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

A : H4周溶接継手の最大亀裂深さを考慮した断面積

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

(3) 地震荷重による応力

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

$$\sigma_s = \frac{V}{A} + \frac{M}{I} \times \frac{D_o}{2} = \frac{\boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{000}}} + \frac{\boxed{\phantom{000}}}{\boxed{\phantom{000}}} \times \frac{\boxed{\phantom{000}}}{2} = \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

I : H4 周溶接継手の最大亀裂深さを考慮した断面二次モーメント

$$= (\pi/64) \times (\boxed{\phantom{000}} - \boxed{\phantom{000}}) = \boxed{\phantom{000}} \text{ [mm}^4\text{]}$$

(4) 正味応力

H4 周溶接継手に生じる正味応力  $\sigma$  は(1)～(3)の合計とし、安全率 1.5 を考慮して、  
て、次式により求める。

$$\sigma = (\boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}}) \times 1.5 = 141 \text{ [MPa]}$$

(5) 流動応力

流動応力  $\sigma_f$  は、次式により求める。

$$\sigma_f = 2.7 \times S_m = 259 \text{ [MPa]}$$

$S_m$  : 運転時の温度 (301°C) における SUS304L の設計応力強さ = 96 [MPa]\*

\* 中性子照射による影響は未考慮の値

以上より、正味応力 (141MPa) は、安全率を考慮した流動応力 (259 MPa) より小さいことから、運転開始後 60 年時点においても最大亀裂を想定した場合に、炉心シュラウド H4 周溶接継手に破壊が生じないことを確認した。



## 炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力解析について

## 1. 概要

炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力解析の詳細を示す。

## 2. 解析条件

## 2.1 解析モデル

炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力は、解析コード ABAQUS を用いた FEM 解析による温度分布解析及び熱弾塑性解析により求めている。

炉心シュラウド H4 周溶接継手の解析モデルは、建設時の製作図及び溶接記録より、開先形状及び溶接パスを模擬した 2 次元軸対称モデルとして作成した。

なお、本溶接残留応力解析における積層順序については、建設時の記録がないため、当時の溶接施工法及び現在の製作手順を考慮して推定した。

炉心シュラウド H4 周溶接継手の開先形状、積層順序及び解析モデルを図 1 に示す。

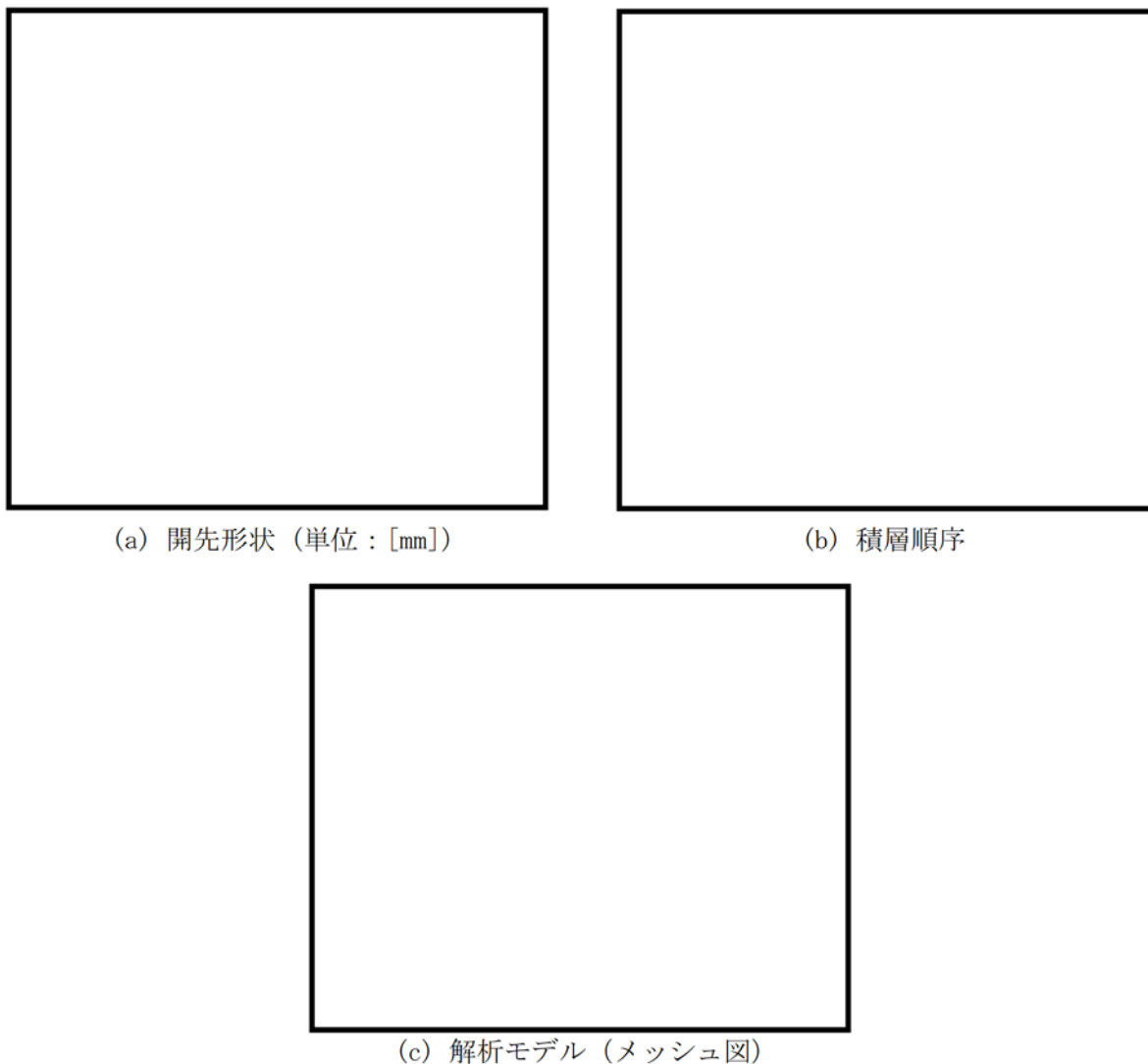


図 1 炉心シュラウド H4 周溶接継手の開先形状、積層順序及び解析モデル

## 2.2 解析手順

溶接残留応力解析は、ガイドライン及び関連図書(2)と同様に、図2に示す解析手順で実施している。

本解析手順は、図2に示すとおり、溶接金属の各層について、溶接時入熱を基に温度分布解析により温度履歴を求め、この温度履歴に基づく熱弾塑性解析により、冷却過程で生じる溶接残留応力分布を求め、初層から最終層まで繰り返し実施することで、最終的な溶接残留応力分布を求めている。

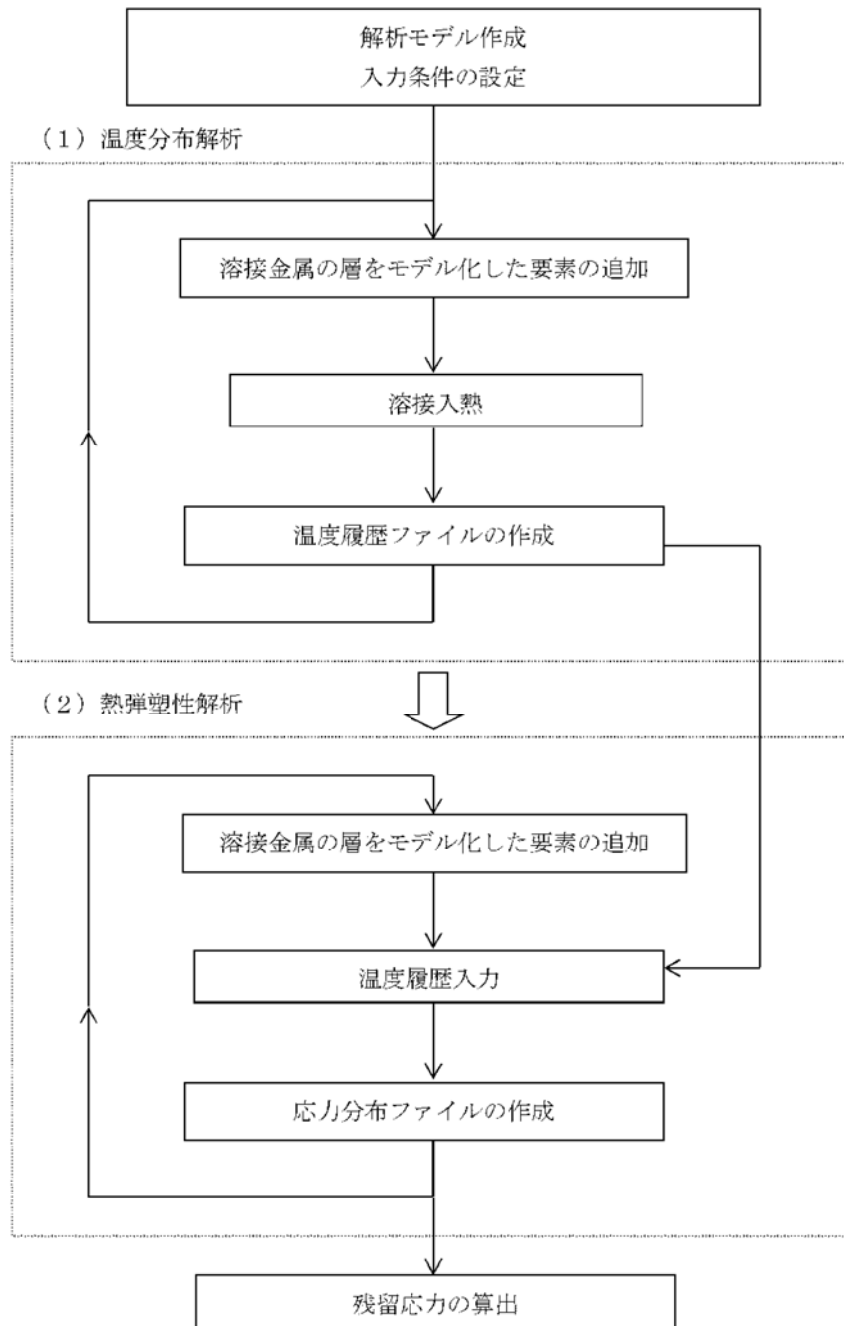


図2 溶接残留応力の解析手順

### 2.3 物性値

溶接残留応力解析に用いた材料物性値は、適用規格・基準(4)及び関連図書(1)により設定した。

熱弾塑性解析に用いた応力-ひずみ線図を図3に示す。

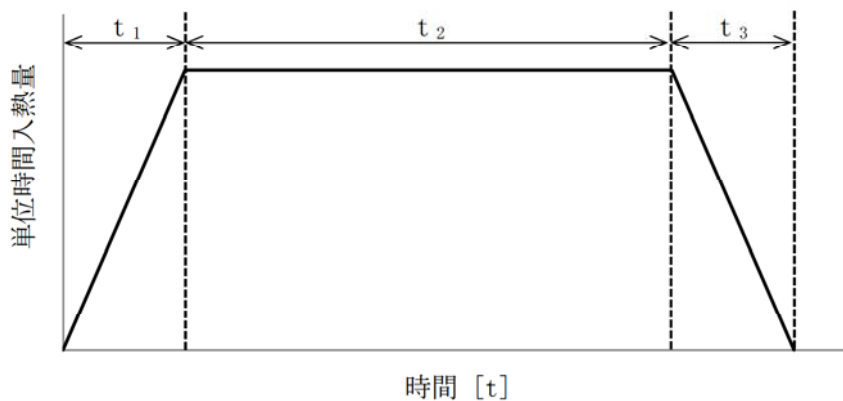


図3 熱弾塑性解析に用いた応力-ひずみ線図

### 2.4 入熱条件

想定する入熱条件は、建設時の溶接記録に記載の電流、電圧及び溶接速度の平均(中央値)より設定した。

入熱の時間変化は、図4に示す台形の入熱パターンとした。



- $t_1$ : 溶接パスに対してトーチが近づく時間
- $t_2$ : トーチが通過する(溶接中)の時間
- $t_3$ : トーチが離れる時間

図4 入熱の時間変化

### 3. 解析結果

#### 3.1 温度分布解析結果

最終パス溶接時の温度分布を図5に示す。

なお、温度分布解析における溶接入熱は、建設時の溶接施工条件と整合するように調整し、溶接パス部分の要素を内部発熱させることで定義している。



図5 温度分布解析結果（最終パス溶接時）

#### 3.2 溶接残留応力解析結果

最終パス溶接後の溶接残留応力分布を図6に示す。

図6に示すとおり、残留応力分布は、内外表面近傍において引張応力、板厚中央近傍において圧縮応力となっている。

また、ガイドライン<sup>\*1</sup>及び関連図書(2)<sup>\*2</sup>に示される、東海第二と同じ炉心シュラウド H4 周溶接継手構造の溶接残留応力分布も、図6に示す東海第二の溶接残留応力分布と同様に、内外表面近傍において引張応力、板厚中央近傍において圧縮応力となる傾向であり、溶接残留応力解析結果は妥当であると考えている。

\*1：原子力安全推進協会「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）

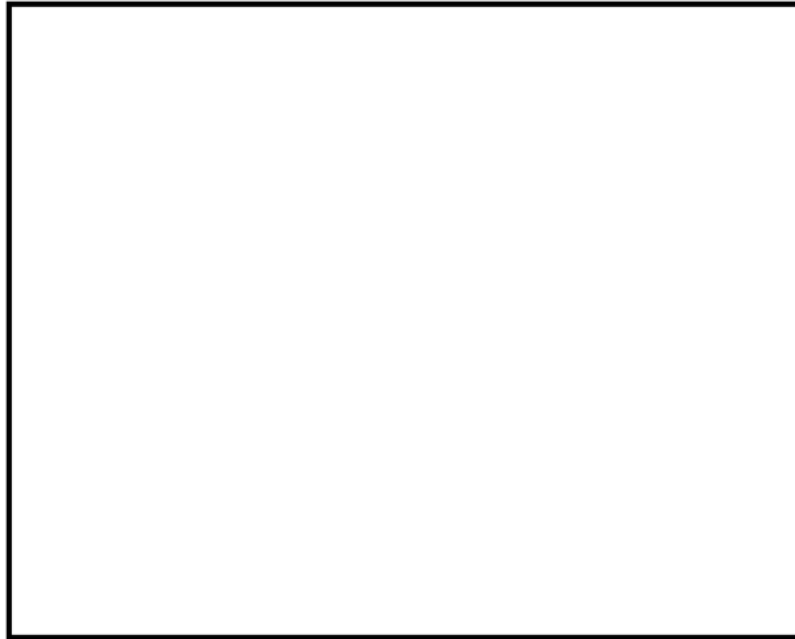
図 B-6b H4 継手の残留応力分布（軸方向；両側開先の場合）

\*2：総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会

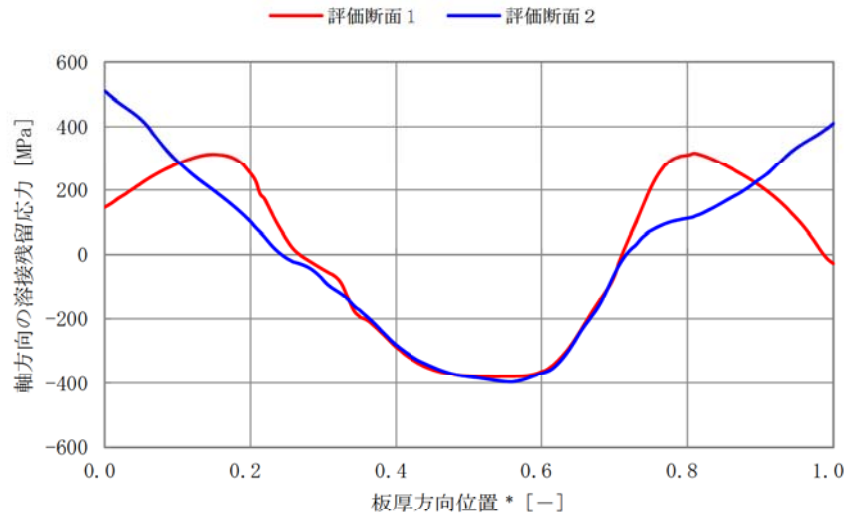
「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会（第10回）」配布資料

参考 10-5 福島第二原子力発電所 2号機 シュラウド中間胴等のひびについて

添付資料-5, 添付-8 (1/2) 中間胴溶接部 (H3, H4) 残留応力評価



(a) 残留応力分布 (コンター図)



(b) 評価断面 1 及び 2 における残留応力分布

\* : H4 周溶接継手の板厚で規格化した板厚方向位置

図 6 炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力解析結果



## 炉心シュラウド照射誘起型応力腐食割れ評価における破壊靱性評価式について

## 1. はじめに

炉心シュラウド照射誘起型応力腐食割れの評価において、維持規格で適用している破壊靱性値以外に、共同研究の成果に基づく破壊靱性評価式を用いる。このため、当該評価式の妥当性について検討した。

## 2. 経緯

維持規格-2008 で示される中性子照射量  $8 \times 10^{24} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) を超える場合の照射量で設定されている  $43.2 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  は、発電設備技術検査協会「平成 3 年度 原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書」にて実施された破壊靱性試験結果から設定されている。

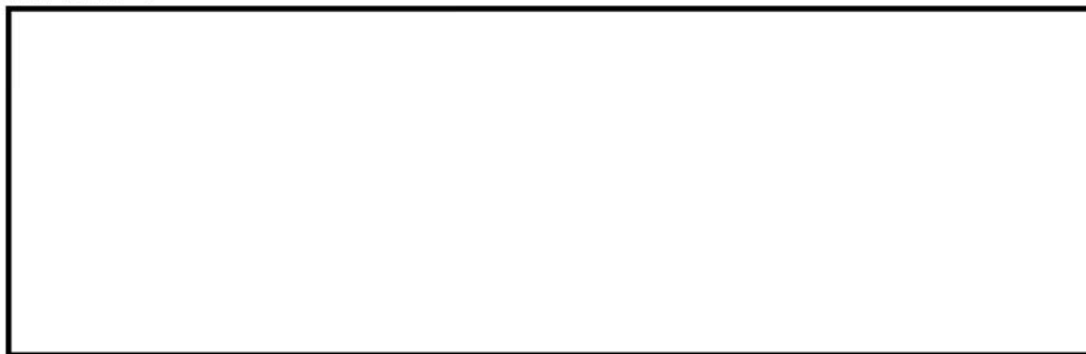
同報告書では、中性子照射量が約  $1.5 \times 10^{25} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) 以上で破壊靱性値が下限飽和する傾向を示しており、飽和領域における最小の破壊靱性値であるショートロッド試験片の  $K_{IC} = 43.2 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  が規格に適用されているが、策定当時の限られた知見を基に定められたものとなっている。

このため、最新知見を考慮した共同研究の成果に基づく破壊靱性評価式を用い、本評価の最適化を図るものとした。

## 3. 本評価に用いる共同研究で策定された破壊靱性評価式

本評価では、共同研究で策定された評価式のうち、以下の式を用いることとしている。次項に当該評価式を用いるにあたって確認した事項を示す。

<破壊靱性評価式>



#### 4. 破壊靱性評価式の妥当性確認

##### (1) 破壊靱性評価式に策定に使用した試験データについて

破壊靱性評価式の策定に使用した破壊靱性値データと維持規格の破壊靱性値を図1-1に示す。国内BWR炉内構造物における破壊評価に用いることから、軽水炉環境に近い条件で照射され、かつ、炉水温度に近い条件で破壊靱性試験を実施したSUS304系及びSUS316系ステンレス鋼のデータを用いたものが収集されている。また、選定条件として、板厚及びリガメントに対する有効性判定を満足したデータを選定されている。

以下に使用した破壊靱性データの参考文献を示す。

- ✓ 共同研究報告書 実機炉内構造物における照射影響評価手法の高度化研究 平成28年度 報告書（最終報告書）平成29年3月
- ✓ 原子力安全基盤機構, 平成17年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書, 06 基材報-0006, (2006)
- ✓ 原子力安全基盤機構, 平成18年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書, 07 基材報-0009, (2007)
- ✓ 原子力安全基盤機構, 平成19年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書, 08 基材報-0009, (2008)
- ✓ (財)発電設備技術検査協会 平成3年度 原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書, (1992)
- ✓ U. Ehrnsten et al., Fontevraud 6 (2006) 661-670
- ✓ T. Torimaru et al., Fontevraud 7 (2010)
- ✓ A. Demma et al., 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactor (2007)
- ✓ Y. Chen et al., 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactor (2009)
- ✓ O. K. Chopra et al., "Fracture Toughness and Crack Growth Rates of Irradiated Austenitic Stainless Steels," NUREG/CR-6826, ANL-03/22 (2003)
- ✓ O. K. Chopra et al., "Crack Growth Rates and Fracture Toughness of Irradiated Austenitic Stainless Steels in BWR Environments," NUREG/CR-6960, ANL-06/58(2008)

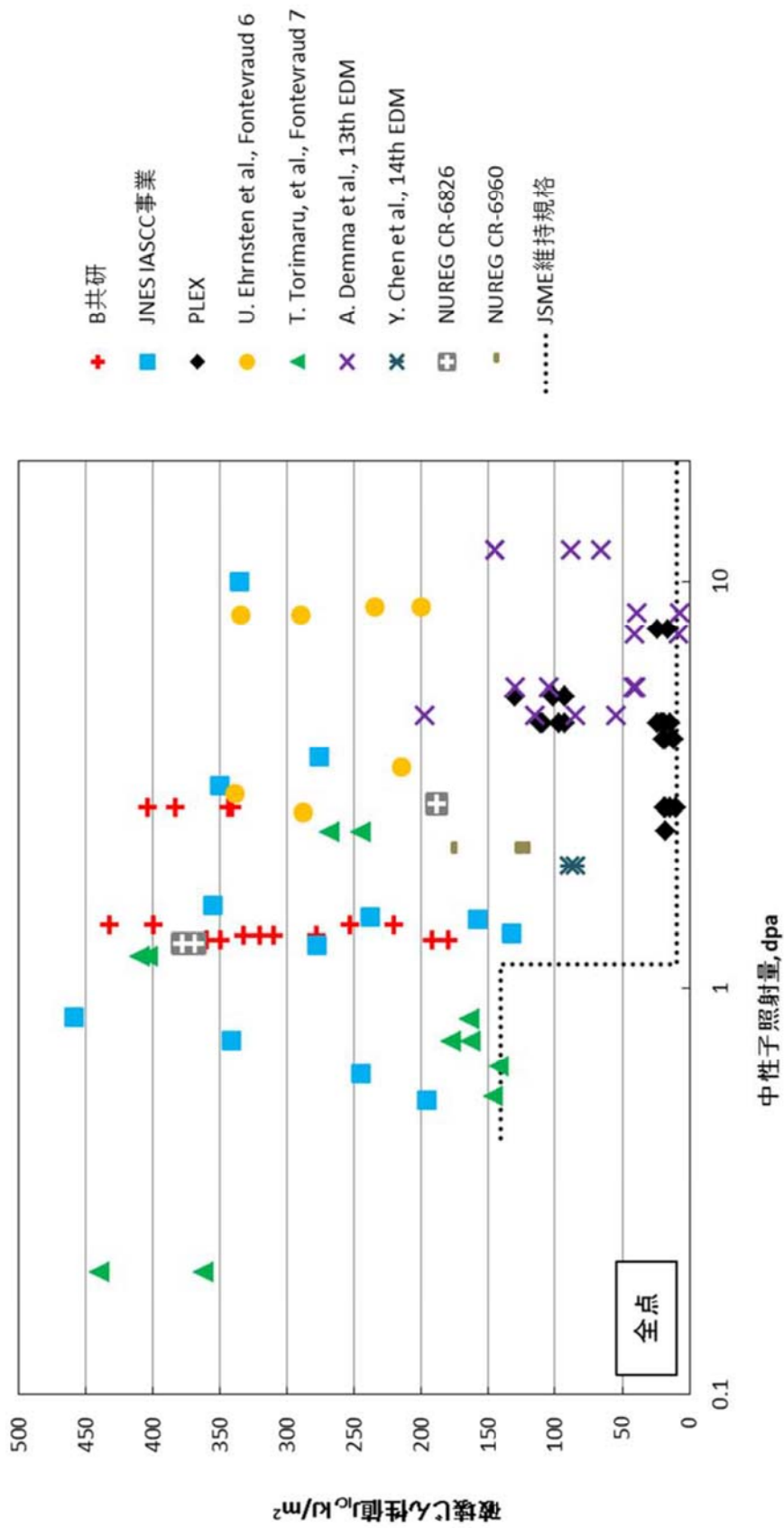


図 1-1 収集された破壊韧性データ群

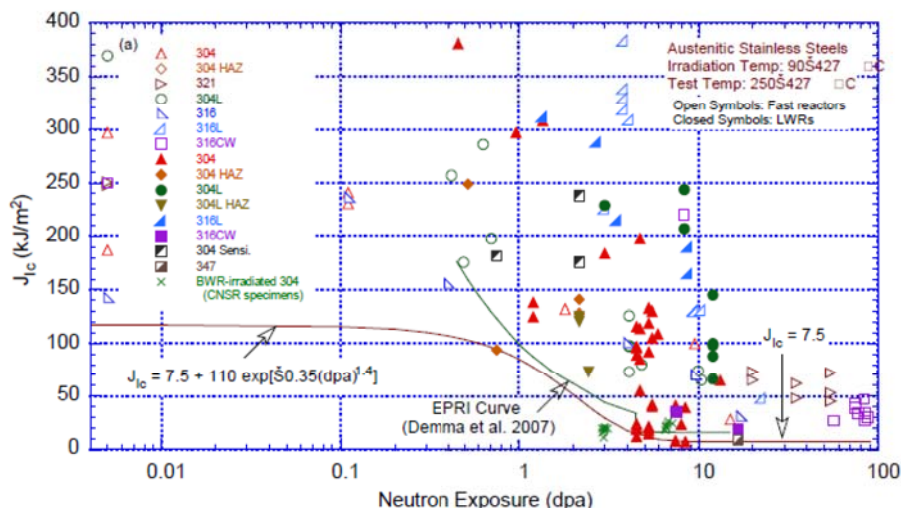
(2) 共同研究で参考としている破壊靱性評価式について

破壊靱性評価式においては、保守性を確保する観点から、データ群の下限值を沿うように評価式をフィッティングしており、データ群から見られる破壊靱性値の中性子照射依存性をより明確に表現できる NUREG/CR-7027\*1 にて報告された曲線（以下、「NRC 曲線」という）を参考としている。

NRC 曲線を図 2-1 に示す。90～427℃の照射温度で 0～90dpa 照射された 304 系、316 系ステンレス鋼の母材、HAZ 部、溶接金属部に対し、試験温度 250～427℃で破壊靱性試験を実施したデータ点を使用し、下限界曲線の以下の式が定められている。

$$J_{Ic} = 7.5 + 110 \exp[-0.35(dpa)^{1.4}]$$

図 2-2 に共同研究で収集されたデータ群を用いた NRC 曲線と比較対象である MRP-175\*2 で報告された曲線を示す。本図より、NRC 曲線はデータ群から見られる破壊靱性値の中性子照射依存性をより明確に表現できていることが分かる。



(a) オーステナイト系ステンレス鋼

図 2-1 J<sub>Ic</sub> 値と中性子照射量の関係(0.005 dpa 近傍のプロットは非照射材)

\*1 : O. K. Chopra, "Degradation of LWR Core Internal Materials due to Neutron Irradiation," NUREG/CR-7027, ANL-10/11 (2010)

\*2 : EPRI, Materials Reliability Program, "PWR Internals Material Aging Degradation Mechanism Screening and Threshold Values (MRP-175)," EPRI Report 1012081 (2005)

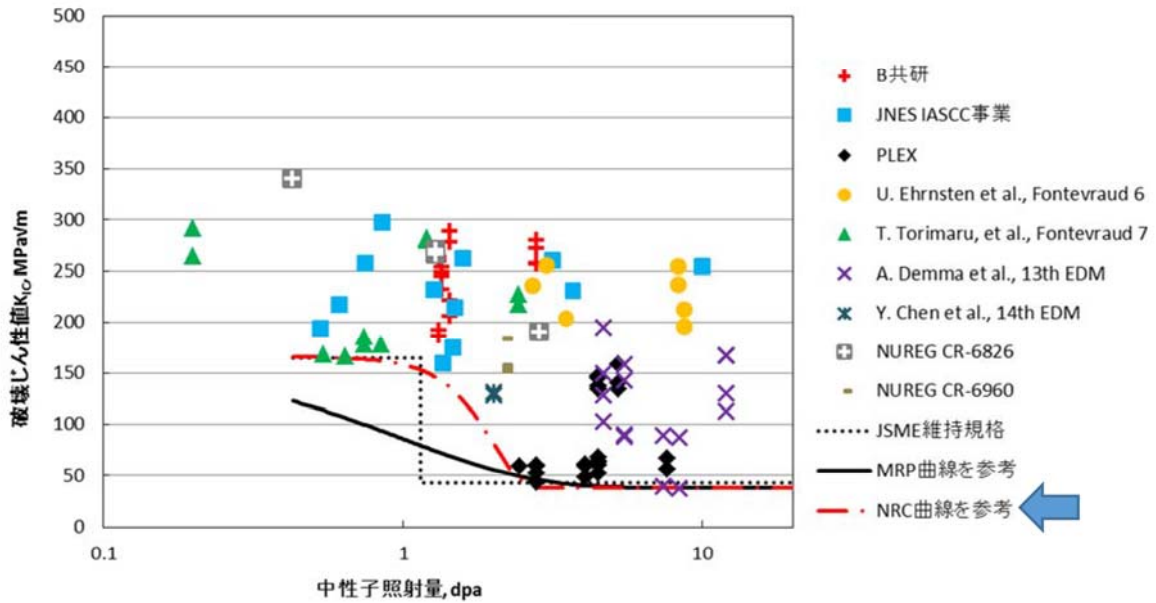


図 2-2 NRC 曲線を参考にした場合の破壊靱性評価式例

共同研究においては、NRC 曲線を参考に定数を変動させる破壊靱性評価式が検討されており、NRC 曲線の各定数を以下の式に示すように A, B, C, D と設定し、検討がなされている。(以下「モデル式」と称する)

$$\text{モデル式} : J_{IC} = A + (B - A) * \exp(-C * \text{dpa}^D)$$

モデル式において、A は評価式の下限值、B は評価式の上限值となる。定数 C, D は破壊靱性データ群を基に、曲線を引く上で重要となるデータ点と評価式の差異を定量的に評価し、差異が小さくなるように決定している。



(3) 破壊靱性評価式の策定のプロセスについて

モデル式を用いた破壊靱性評価式の策定のプロセスを示す。

1) 破壊靱性評価式（全データ点を使用）

図3に下限線をフィッティングする上で、式の形状に大きく関わる重要なデータ点と合わせて評価式を示す。

モデル式： $J_{IC} = A + (B - A) * \exp(-C * dpa^D)$ の内、Aは評価式の下限值、Bは上限値である。定数C、Dについては、評価式が上限点、中間点を下回り、かつ、表1に示すとおり、各データ点の照射量における評価式の破壊靱性値と各データ点の破壊靱性値との差の合計が、最も小さくなるように設定している。また、式の形状上、下限値の破壊靱性値を下回ることがないように、評価式と下限値の差が0.05 kJ/m<sup>2</sup>より小さくなるように設定している。これは、収集したデータ群の最小の位が小数点第一位であることに基づき、小数点第二位の四捨五入により破壊靱性値に変動が生じないことを考慮したものである。

設定の結果、定数Cが0.01270、定数Dが5.92のときに評価式とデータ点の差が最小になることが確認され、本条件における破壊靱性評価式は、以下のように定められている。

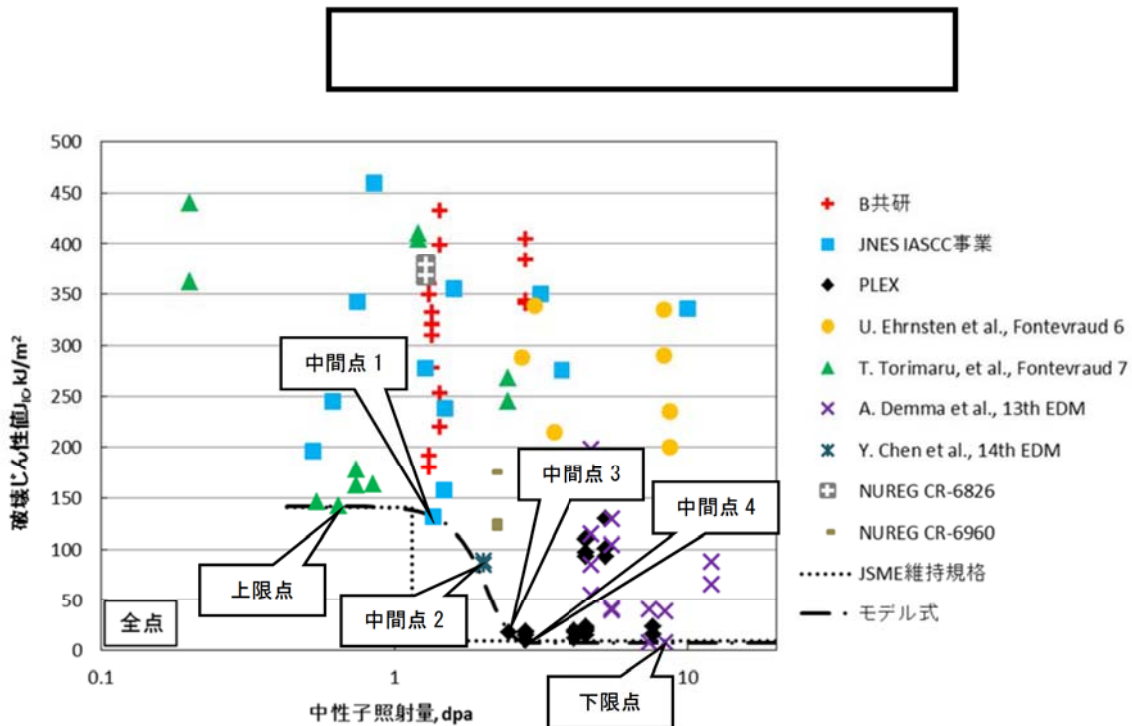


図3 全点データを使用した破壊靱性評価式

表1 定数C, D値における上限点、中間点と評価式の破壊靱性値の差

下限A		上限点		中間点1		中間点2		中間点3		中間点4		下限点		
上限B				1.36 dpa				2.45 dpa		2.8 dpa				
				132 kJ/m <sup>2</sup>				17.9 kJ/m <sup>2</sup>		9.6 kJ/m <sup>2</sup>				
定数C	定数D	評価式との差		評価式との差		評価式との差		評価式との差		評価式との差		評価式との差		差分の合計
		差分	判定	差分	判定	差分	判定	差分	判定	差分	判定	差分	判定	

判定○：上限点、中間点において、評価式が各データ点を下回っている場合。または、下限点と評価式の差分が 0.05 未満に収まっている場合。

判定×：上限点、中間点において、評価式が各データ点を上回っている場合。または、下限点と評価式の差分が 0.05 以上になっている場合。

(4) 共同研究で策定された破壊靱性評価式

以上の検討から、3. 項に示す破壊靱性評価式が策定された。

図 4 に維持規格に示される破壊靱性値と共同研究で策定された破壊靱性評価式、表 2 に破壊靱性評価式の形状に大きく関わる重要なデータ点との誤差をそれぞれ示す。

なお、維持規格においては、照射量を n/m<sup>2</sup> で表記しているため、以下に示す式で線形破壊力学に基づく破壊靱性値 K<sub>IC</sub>へ換算している。

$$K_{IC}[MPa\sqrt{m}] = \sqrt{\frac{J_{IC}E}{1-\nu^2}}$$

また、高速中性子照射量と dpa の関係は中性子スペクトルにより変化するが、炉内構造物の中性子スペクトルの変化はそれほど大きくないことから概算する場合には一般に以下の換算式が用られている。

$$\text{BWR の炉内構造物} : 1[dpa] = 7 \times 10^{24}[n/m^2]^*$$

\*：福谷ら、「ステンレス鋼の軽水炉照射挙動」 原子力安全システム研究所, INSS MONOGRAPHS No.4 (2009)

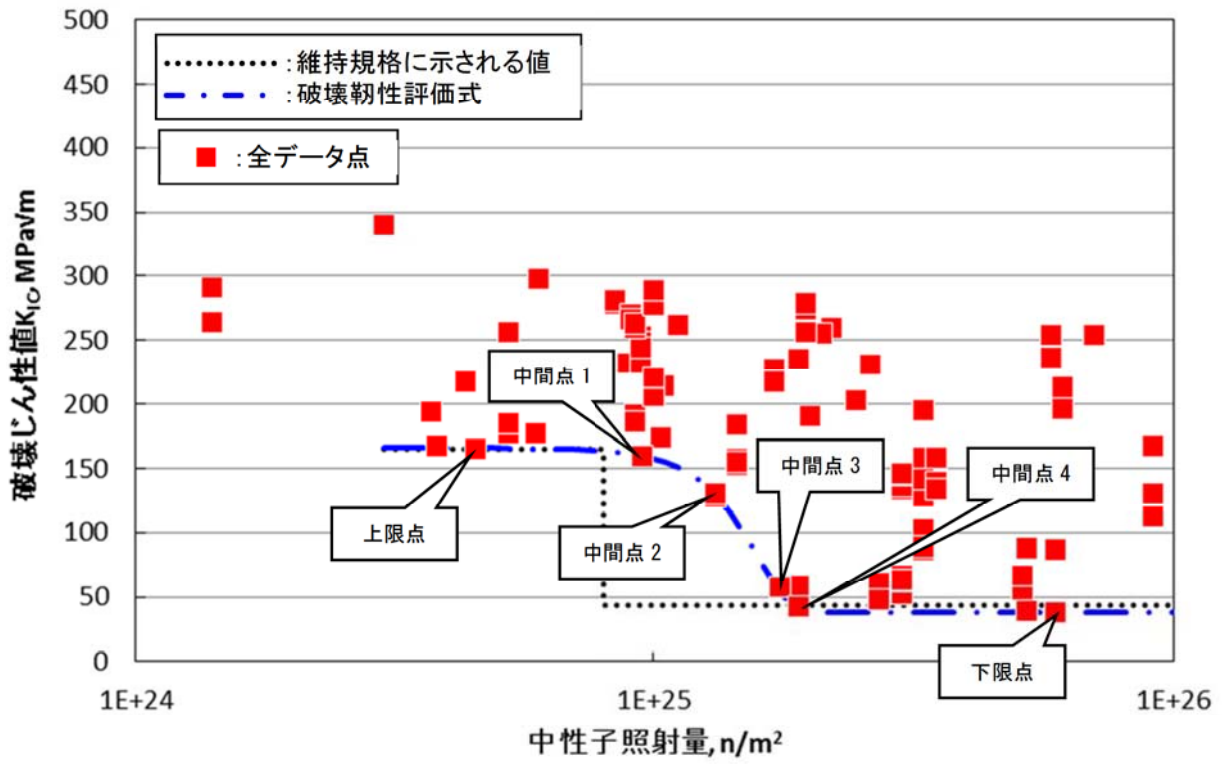
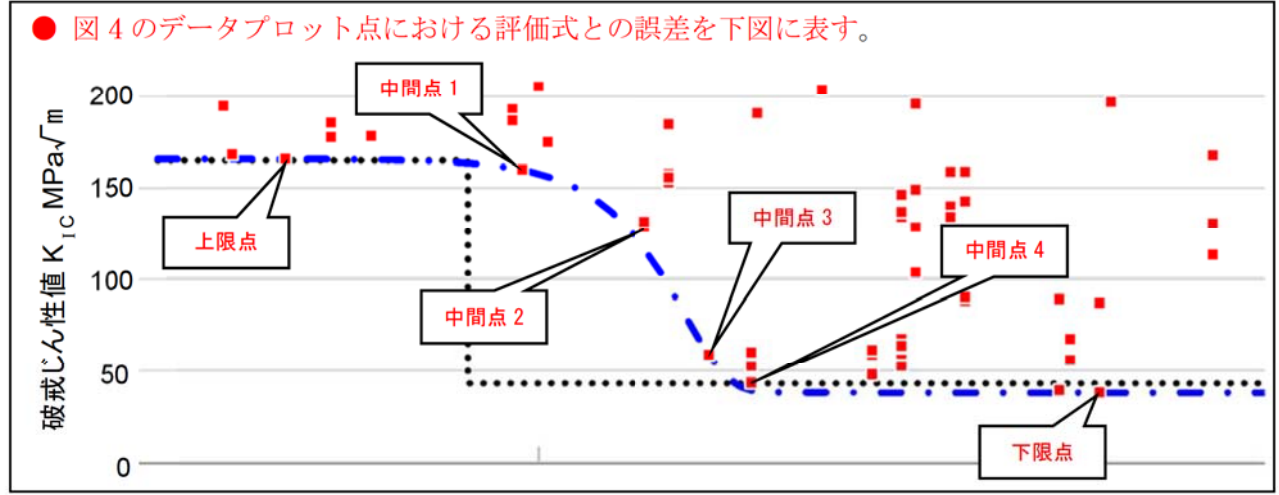


図4 破壊靱性評価式

表2 破壊靱性評価式の策定に用いた重要なデータ点と評価式の誤差

	上限点	中間点 1	中間点 2	中間点 3	中間点 4	下限点
破壊靱性値データ点 (KJ/m <sup>2</sup> )		132		17.9	9.6	
(MPa√m)		159.7801		58.9000	43.2000	
破壊靱性評価式 (MPa√m)		159.7666		58.8922	39.2853	
誤差 (MPa√m) *	-0.0710	-0.0134	-11.9947	-0.0078	-3.9147	0.0000
[%]	[-0.04]	[-0.01]	[-9.36]	[-0.01]	[-9.06]	[0.00]

\* : 誤差=破壊靱性評価式-破壊靱性データ点



## 5. 破壊靱性評価式の妥当性確認結果

以下の観点より、共同研究で策定された破壊靱性評価式を評価に用いることは妥当であると判断した。

### (1) 信頼性

維持規格で適用されている破壊靱性値の策定当時と比較すると、BWR 炉内構造物への適用を考慮した多くのデータが収集されたうえで、最新知見である NRC 評価式を参考に検討された評価式であることから、信頼性を有した評価式であると考えられる。

### (2) 客観性

BWR 炉内構造物への適用を考慮し、国内外の多くのデータが収集されたうえで、最新知見である NRC 評価式を参考に検討された評価式であることから、客観性を有した評価式であると考えられる。

### (3) 保守性

収集した全データ点の下限値を包絡した評価式であり維持規格で示される破壊靱性値を包含した評価式である。また、その評価式による曲線は、全データ点の下限線をフィッティングする上で、評価式の形状に大きく関わる重要なデータ点の破壊靱性値以下（マイナス側）に設定しており、全データ点の破壊靱性値以下（マイナス側）となるよう作成した曲線であることから、中性子照射量を考慮して算出される破壊靱性値は保守側に算出されるものであり、応力拡大係数に対しても保守的な評価結果になるものである。

更に、破壊靱性値は、硫化物系介在物により低下する知見を考慮すると、東海第二のシュラウド材料の硫黄成分量は低く管理されているため、更なる保守性が期待できるものと考えられる。図 5 に硫黄成分量で区分した破壊靱性値のデータ群を示す。

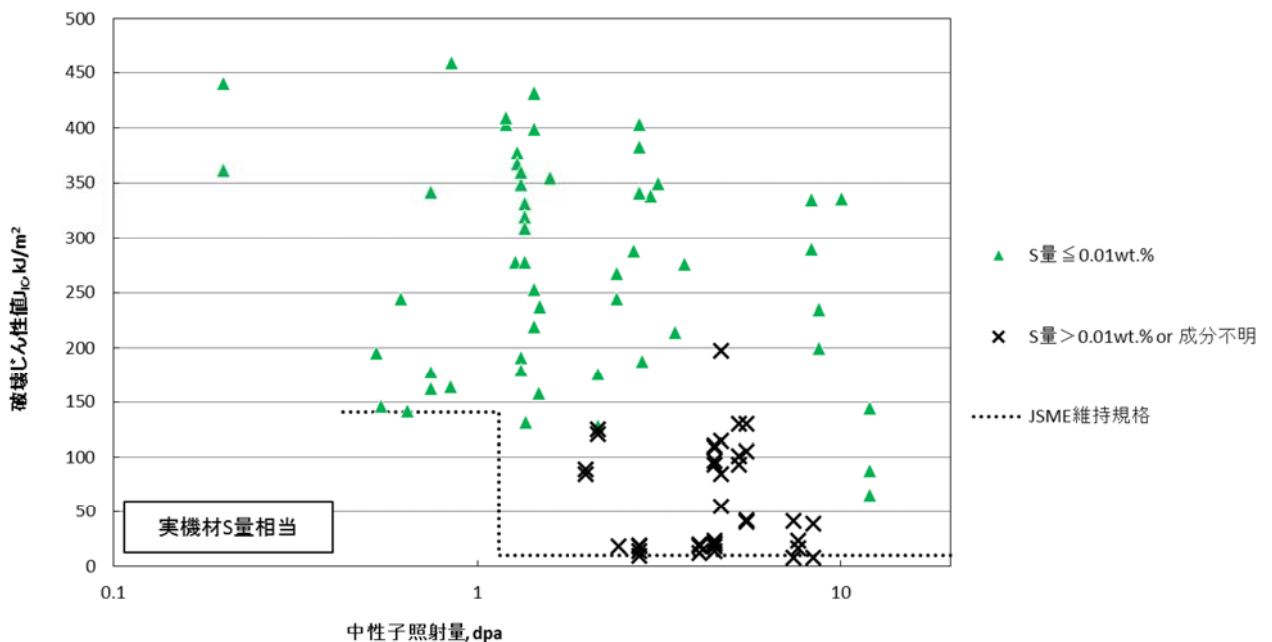


図 5 硫黄成分量でスクリーニングした破壊靱性データ

以上



## 破壊靱性評価式の策定に用いられた試験データについて

共同研究で収集された試験データは、国内 BWR 炉内構造物における破壊評価に用いる評価式の見直しを目的としていたため、軽水炉環境（約 200～288℃）に近い条件で照射され、かつ、炉水温度（約 288℃）に近い条件で破壊靱性試験を実施した SUS304 系及び SUS316 系ステンレス鋼（母材及び熱影響部）のデータを収集しており、これ以外の条件でデータは用いられていない。

以下に共同研究で使用した破壊靱性データの参考文献を示す。収集したデータのうち、コンパクトテンション試験片のデータの一部については Validity 判定が必要であったため、ASTM E1820 に準拠し板厚及びリガメントに対する Validity 判定を行い、判定基準を満足したデータを選定している。また、その他の試験片については、文献中において Validity 判定が行われており、判定を満足した試験データを収集している。

図 1-1 に Validity 判定を実施したコンパクトテンション試験片の形状と Validity 判定基準を示す。また、表 1 に収集した破壊靱性データ（Validity 判定を満足したデータ）の一覧を、図 1-2 にデータのプロットを示す。

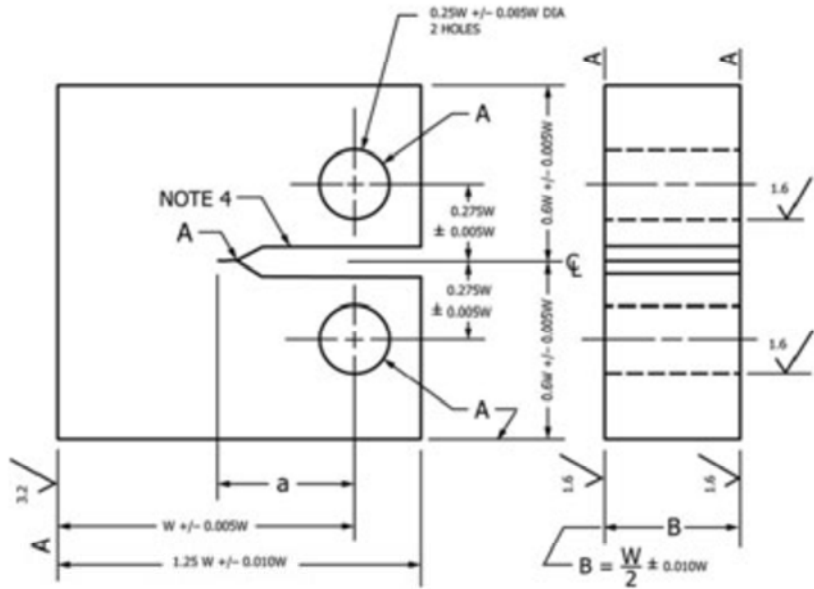
- ✓ 共同研究報告書 実機炉内構造物における照射影響評価手法の高度化研究 平成 28 年度 報告書（最終報告書）平成 29 年 3 月
- ✓ 原子力安全基盤機構，平成 17 年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書, 06 基材報-0006, (2006)
- ✓ 原子力安全基盤機構，平成 18 年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書, 07 基材報-0009, (2007)
- ✓ 原子力安全基盤機構，平成 19 年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書, 08 基材報-0009, (2008)
- ✓ (財)発電設備技術検査協会 平成 3 年度 原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書, (1992)
- ✓ U. Ehrnsten et al., Fontevraud 6 (2006) 661-670
- ✓ T. Torimaru et al., Fontevraud 7 (2010)
- ✓ A. Demma et al., 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactor (2007)
- ✓ Y. Chen et al., 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactor (2009)
- ✓ O. K. Chopra et al., “Fracture Toughness and Crack Growth Rates of Irradiated Austenitic Stainless Steels,” NUREG/CR-6826, ANL-03/22 (2003)
- ✓ O. K. Chopra et al., “Crack Growth Rates and Fracture Toughness of Irradiated Austenitic Stainless Steels in BWR Environments,” NUREG/CR-6960, ANL-06/58(2008)



表 1 収集した破壊靱性データ一覧表

鋼種	部位	S量 [wt%]	照射炉	照射量 [dpa]	照射温度 [°C]	試験温度 [°C]	試験片形状	J値 [KJ/m <sup>2</sup> ]	出典	備考
316L	母材	0.001	JMTR	1.47	約288	288	CT試験片	158	JNES IASCC事業	ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
316L	母材	0.001		10.03	約288	288		336		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
316L	HAZ	0.001		1.27	約288	288		278		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
316L	HAZ	0.001		3.63	約288	288		350		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304L	母材	0.001		0.75	約288	288		342		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304L	母材	0.001		1.49	約288	288		238		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304L	HAZ	0.001		0.94	約288	288		440		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304	母材	0.004		0.53	約288	288		196		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304	母材	0.004		0.61	約288	288		245		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304	母材	0.004		3.71	約288	288		276		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304	母材	0.004		3.14	約288	288		350		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
316(NG)	HAZ	0.005		1.36	約288	288		132		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
316(NG)	母材	0.005		1.59	約288	288		355		ASTM E1820-09の判定基準に従いValidと判定
304	母材	0.015		海外BWR	4.50	288		288		3点曲げ試験片
304	母材	0.015	4.50		288	288	97	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.50		288	288	109	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	5.25		288	288	101	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	5.25		288	288	93	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	5.25		288	288	130	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.50		288	288	24	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.50		288	288	18	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.50		288	288	14	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.50		288	288	20	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.50		288	288	21	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.50		288	288	111	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.10		288	288	17.9	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.10		288	288	19.4	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)		
304	母材	0.015	4.10	288	288	11.9	レポート中でValidと判定(ASTM E813-89及びE1152-87)			
304	母材	不明	7.65	288	288	16.0	レポート中でValidと判定(ASTM E1304-89)			
304	母材	不明	7.65	288	288	23.4	レポート中でValidと判定(ASTM E1304-89)			
304	母材	不明	2.80	288	288	17.9	レポート中でValidと判定(ASTM E1304-89)			
304	母材	不明	2.80	288	288	14.3	レポート中でValidと判定(ASTM E1304-89)			
304	母材	不明	2.80	288	288	18.6	レポート中でValidと判定(ASTM E1304-89)			
304	母材	不明	2.45	288	288	17.9	レポート中でValidと判定(ASTM E1304-89)			
304	母材	不明	2.80	288	288	9.6	レポート中でValidと判定(ASTM E1304-89)			
									T. Torimaru, et al., Fontevraud 7	
									A. Demma et al., 13th EDM	
									U. Ehmsten et al., Fontevraud 6	
304	母材	0.007	-	2.16	約288	289	CT試験片	176	NUREG CR-6960	レポート中において、JICと表記
304	HAZ	0.007		2.16	約288	289		128		レポート中において、JICと表記
304	HAZ	0.016		2.16	約288	289		121		レポート中において、JICと表記
304	HAZ	0.016		2.16	約288	289		125		レポート中において、JICと表記
316	母材	0.003	-	1.29	288	288	CT試験片	378	NUREG CR-6826	レポート中において、JICと表記
304	母材	0.008		0.43	288	288		599		レポート中において、JICと表記
304	母材	0.008		1.29	288	288		368		レポート中において、JICと表記
304	母材	0.008		2.06	288	288		108		レポート中において、JICと表記
									Y. Chen et al., 14th EDM	
									B共研	

JMTR : Japan Material Test Reactor      Halden : 海外試験照射炉  
 ATR : Advanced Thermal Reactor



有効性判定基準	ASTM E1820-09
試験片厚さ	$B > 10JQ / \sigma_f$
リガメント長さ	$b_0 (=W-a) > 10JQ / \sigma_f$

( $\sigma_f$ : 流動応力)

図 1-1 破壊靱性試験に用いられるコンパクトテンション試験片

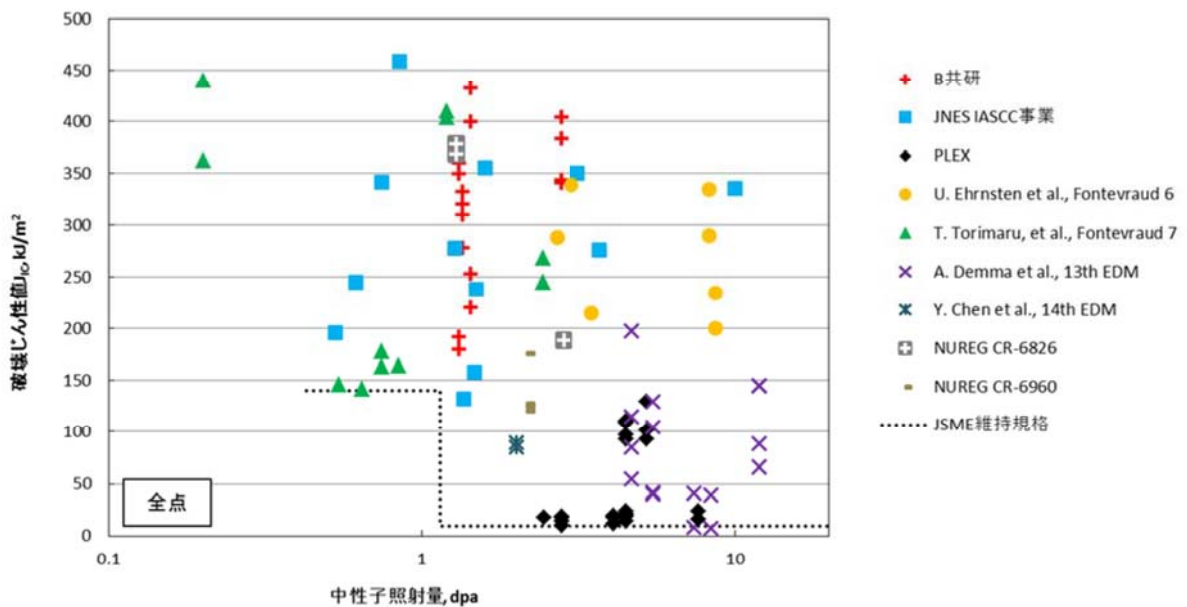


図 1-2 収集した破壊靱性データ群