

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-3 改12
提出年月日	平成30年7月5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7月5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
(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	9
(3) 総合評価	14
(4) 高経年化への対応	14
4.2 制御棒の技術評価	15
(1) 健全性評価	15
(2) 現状保全	16
(3) 総合評価	17
(4) 高経年化への対応	17
5. まとめ	18
(1) 審査基準適合性	18
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	18
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	24
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	26
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	32
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	35
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	37
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)	49
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	75
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	86
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	90
別紙 10. 原子炉水のトリチウム濃度測定結果について	94

## 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℃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、制御棒案内管及び制御棒を評価対象とする。

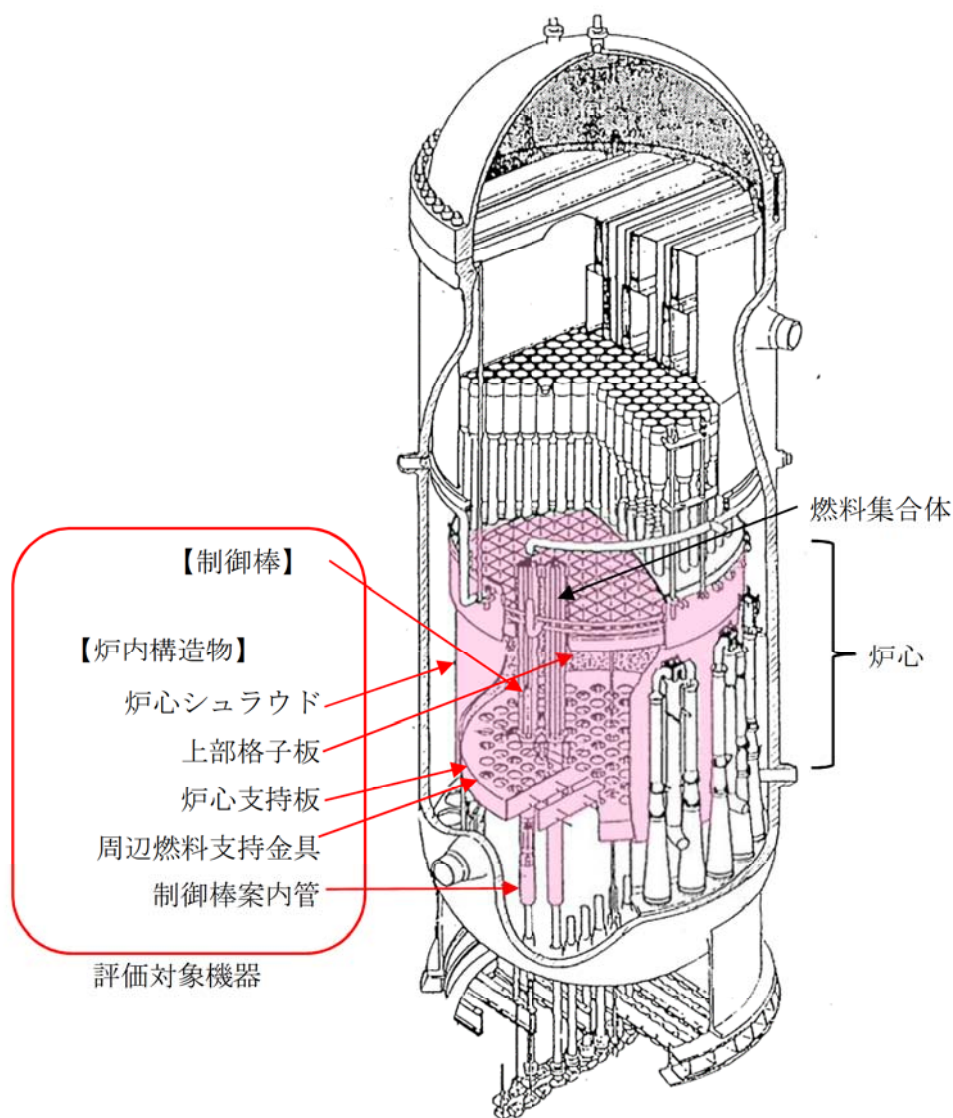


図1 原子炉圧力容器鳥瞰図と評価対象機器

## (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。想定亀裂が進展していく際の応力拡大係数が、照射ステンレス鋼の破壊靱性値を下回る期間、すなわち、地震時に破壊が生じない期間は、運転期間で 11.81 年、安全率を考慮した場合でも運転期間 5.23 年であることを確認した。現状保全においては、4 定期検査毎（運転時間約 4.6 年<sup>\*3</sup>）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、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。

\*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 日×4 サイクル=1680 日=約 4.6 年となる。

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。

- ・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、添付 E-JG-B-2-2 の規定により、差圧、自重及び地震荷重とする。
- ・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」平成26年8月6日（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う。

- ・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、自重及び地震荷重に加え、溶接残留応力を加える。
- ・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。）

追加評価の結果、半楕円亀裂を想定した応力拡大係数は、表面点においては溶接残留応力により応力拡大係数が大きな値となり、周方向への亀裂進展が想定された。このため、保守的に内面全周亀裂を想定した応力拡大係数を算出した結果、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。

なお、運転開始後 60 年時点の破壊靱性値は、維持規格の要求に従い、共同研究の成果を技術的根拠とした、破壊靱性評価式により算出した値を用いた。

更に、最大亀裂深さを考慮した残存部に対する極限荷重評価法による評価の結果、安全率を考慮した場合でも地震時に破壊が生じないことを確認した。

以上より、既評価のとおり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、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。

## (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。

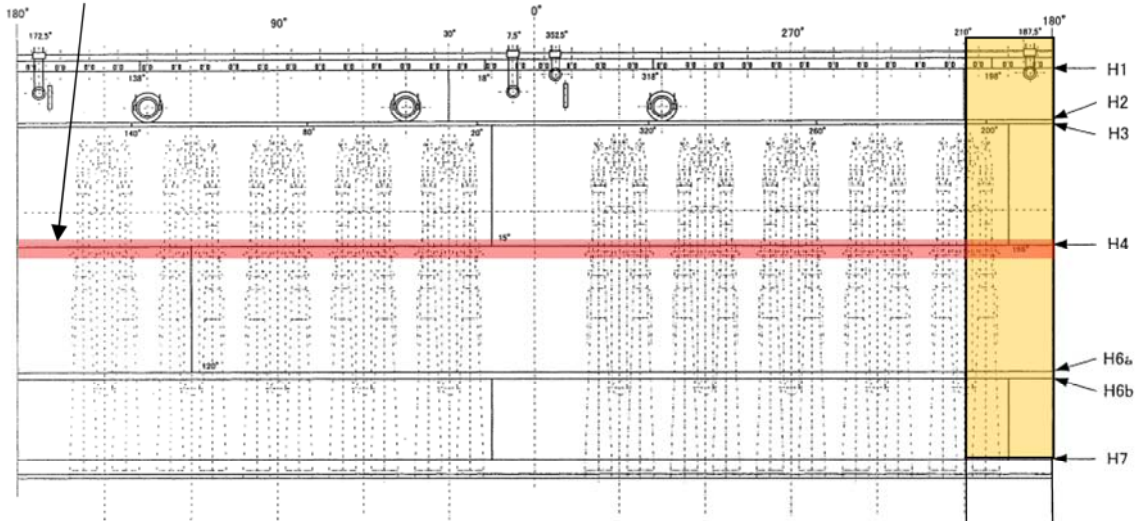
炉心シュラウドの周溶接継手 H4 内面については，表4の維持規格に基づく点検に加え，「(1)健全性評価 ④ 炉内構造物のうち，炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価」で述べたとおり，地震時に不安定破壊に至ることがないように4定期検査毎に目視点検（MVT-1）を実施し健全性を確認することとしている。

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)

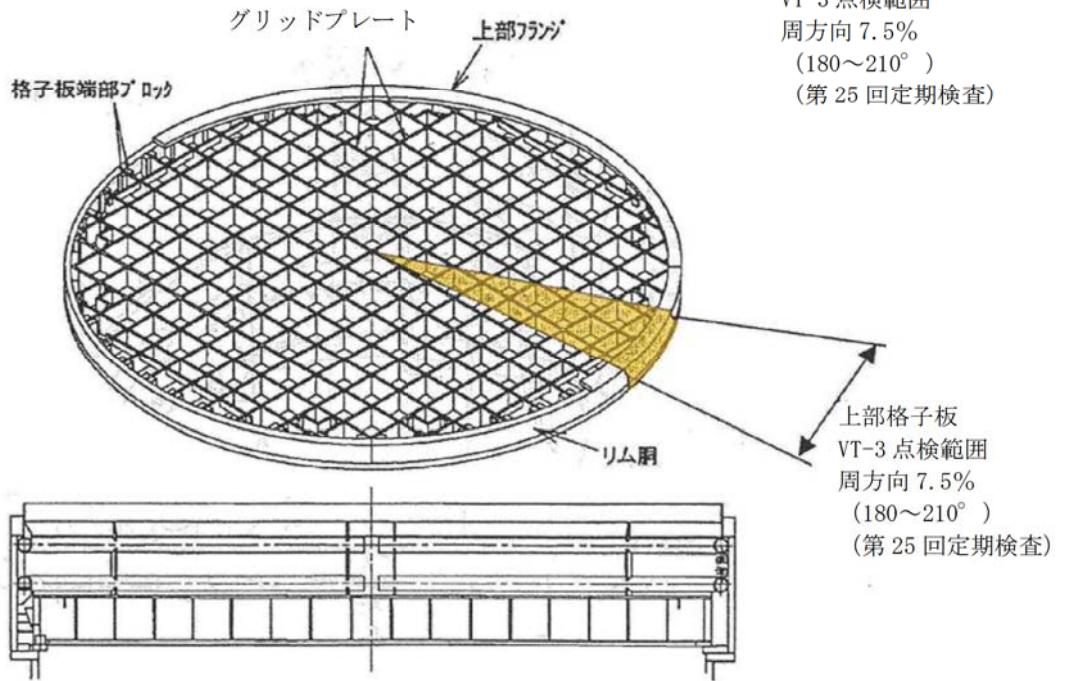


図 2 維持規格に基づく点検範囲概略図

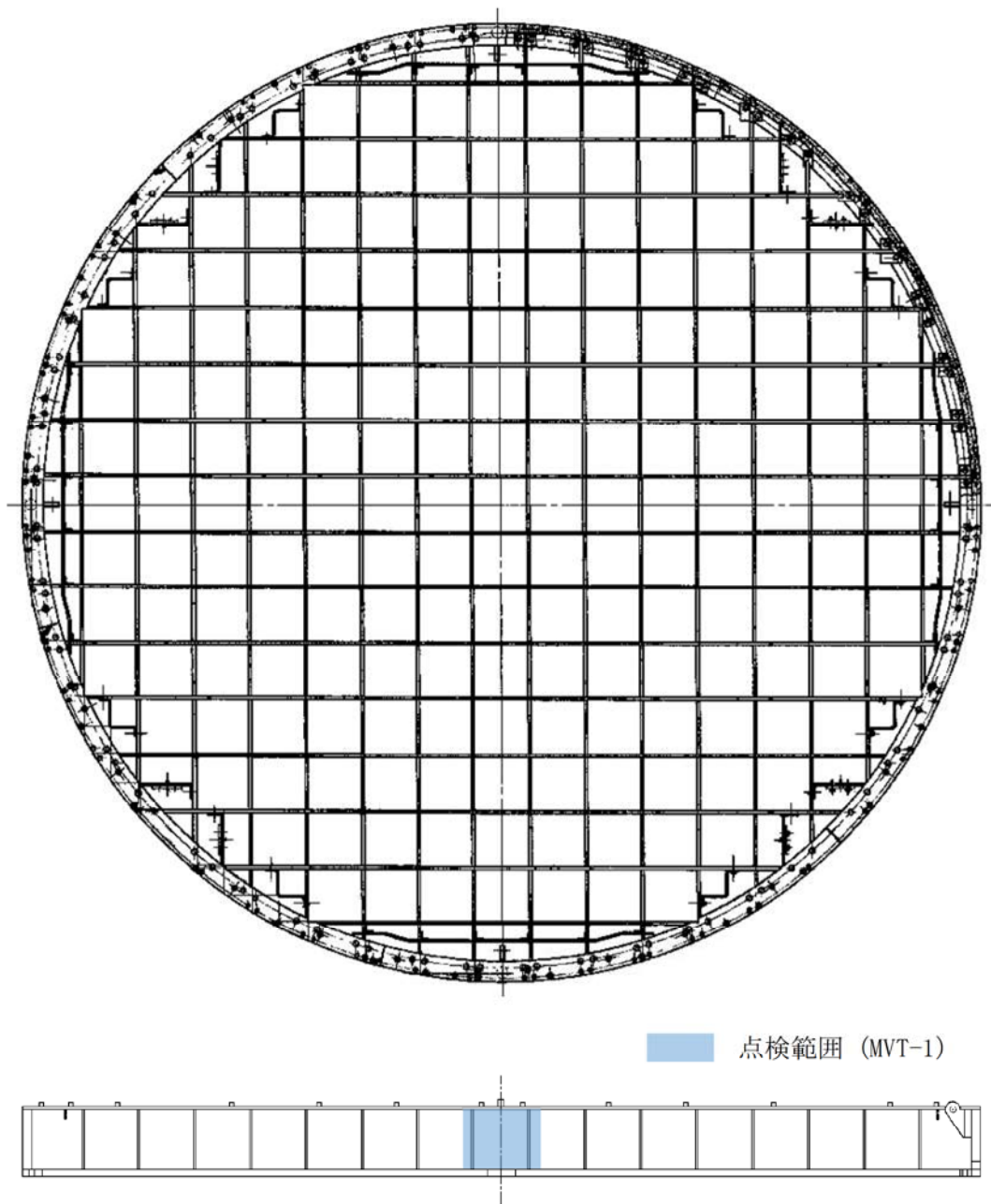


图 3 上部格子板点検範圍概略图

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

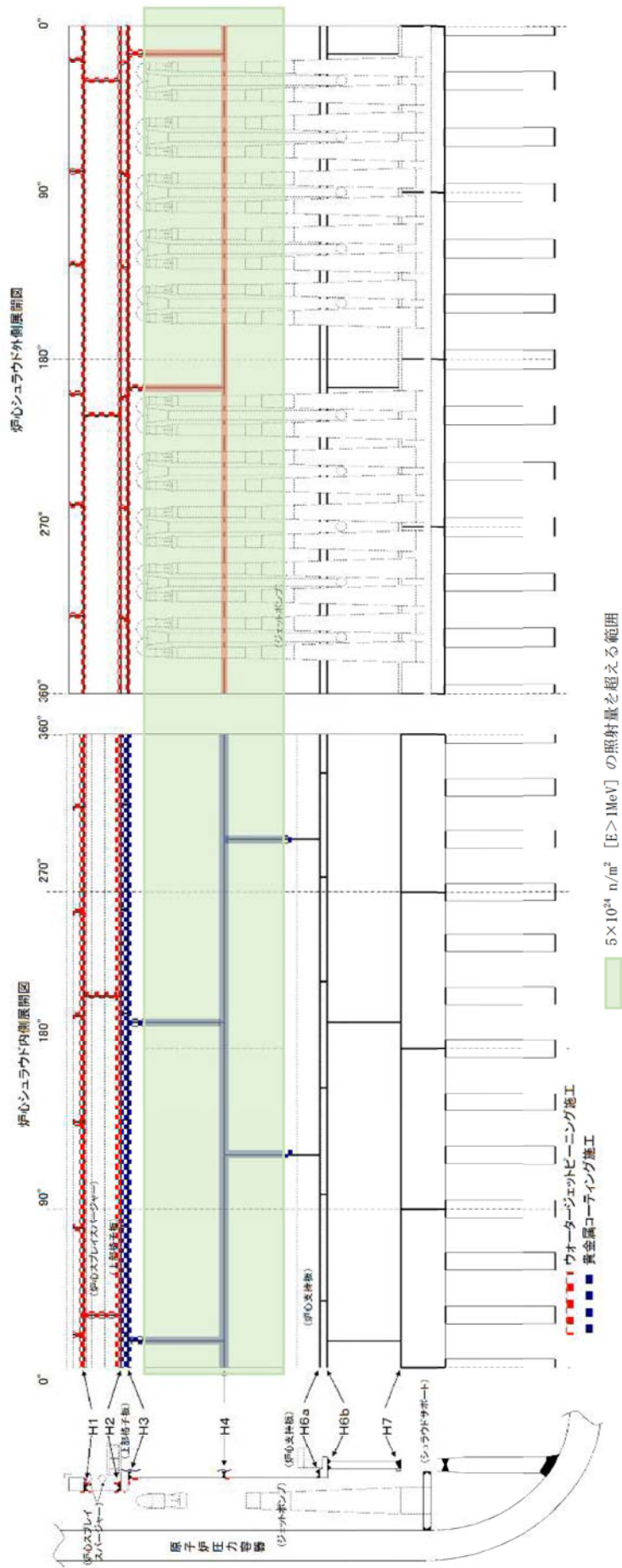
なお、ウォータージェットピーニング施工及び貴金属コーティング施工に先立ち、目視点検（MVT-1）を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

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、外面のウオ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（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

炉心シュラウドについては、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踏まえ、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。

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)	(ステンレス鋼)
シース		SUS316L
タイロッド		SUS316L
ピン		(ステンレス鋼)
上部ハンドル	(ステンレス鋼)	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。

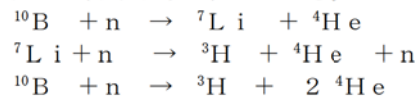
B社製制御棒のうち、応力腐食割れ対策品に設計変更される以前に取り付けた制御棒については、2011年に照射誘起型応力腐食割れと推定されるひびが発見され、応力腐食割れ対策品に取替を実施している。

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	<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 溶接部の残留応力低減（取替品）</li><li>➤ 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）</li></ul>
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

炉心シュラウドについては、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踏まえ、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。

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 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の評価を行い、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。</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>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 ②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、発生及び進展を考慮した健全性を評価した。  「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 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>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>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>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。 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</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>

## 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
- 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)
- 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

＜原子炉冷却材の水質の管理値と至近の実績について＞

原子炉冷却材の測定項目と基準値を表 1 に示す。

表 1 原子炉冷却材の主な水質測定項目と基準値

項目	基準値・管理値
導電率 (25℃において)	1 $\mu$ S/cm 以下 (基準値)
pH (25℃において)	5.6～8.6 (基準値)
塩素イオン	0.1 ppm ( 100 ppb ) 以下 (基準値)
溶存酸素濃度	0.4 ppm ( 400 ppb ) 以下 (管理値)

図 1 に原子炉冷却材のサンプリング点を、図 2 に原子炉冷却材水質の推移データを示す。

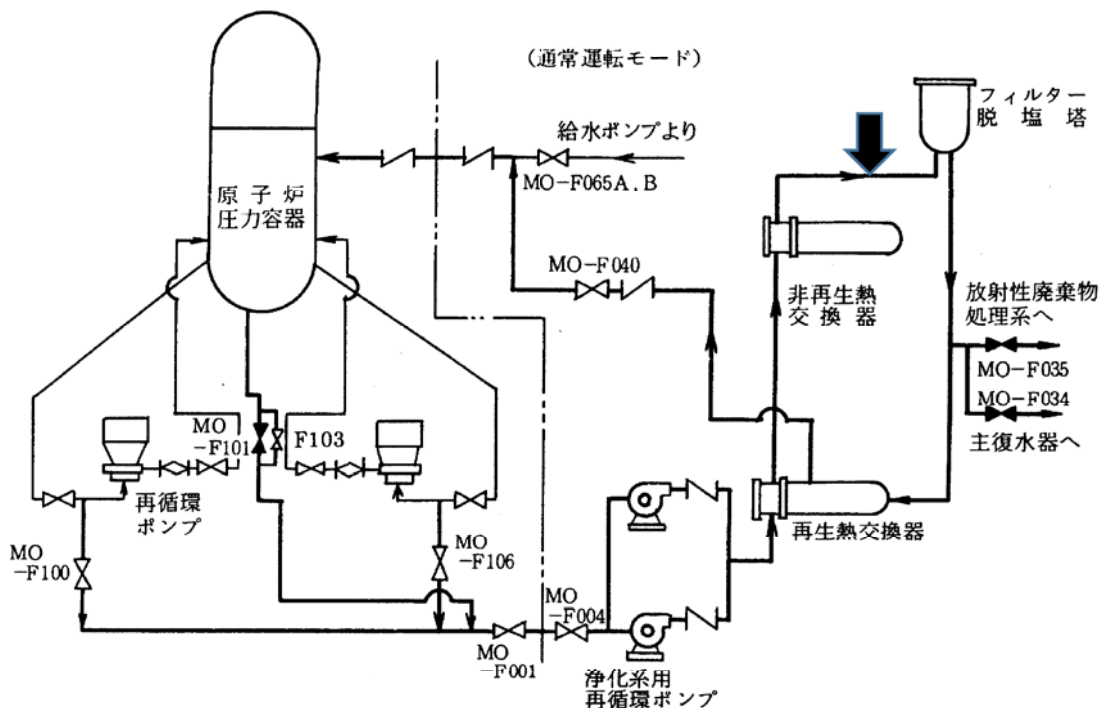


図 1 東海第二 原子炉冷却材浄化系概略図  
(原子炉冷却材のサンプリング点は➡部)

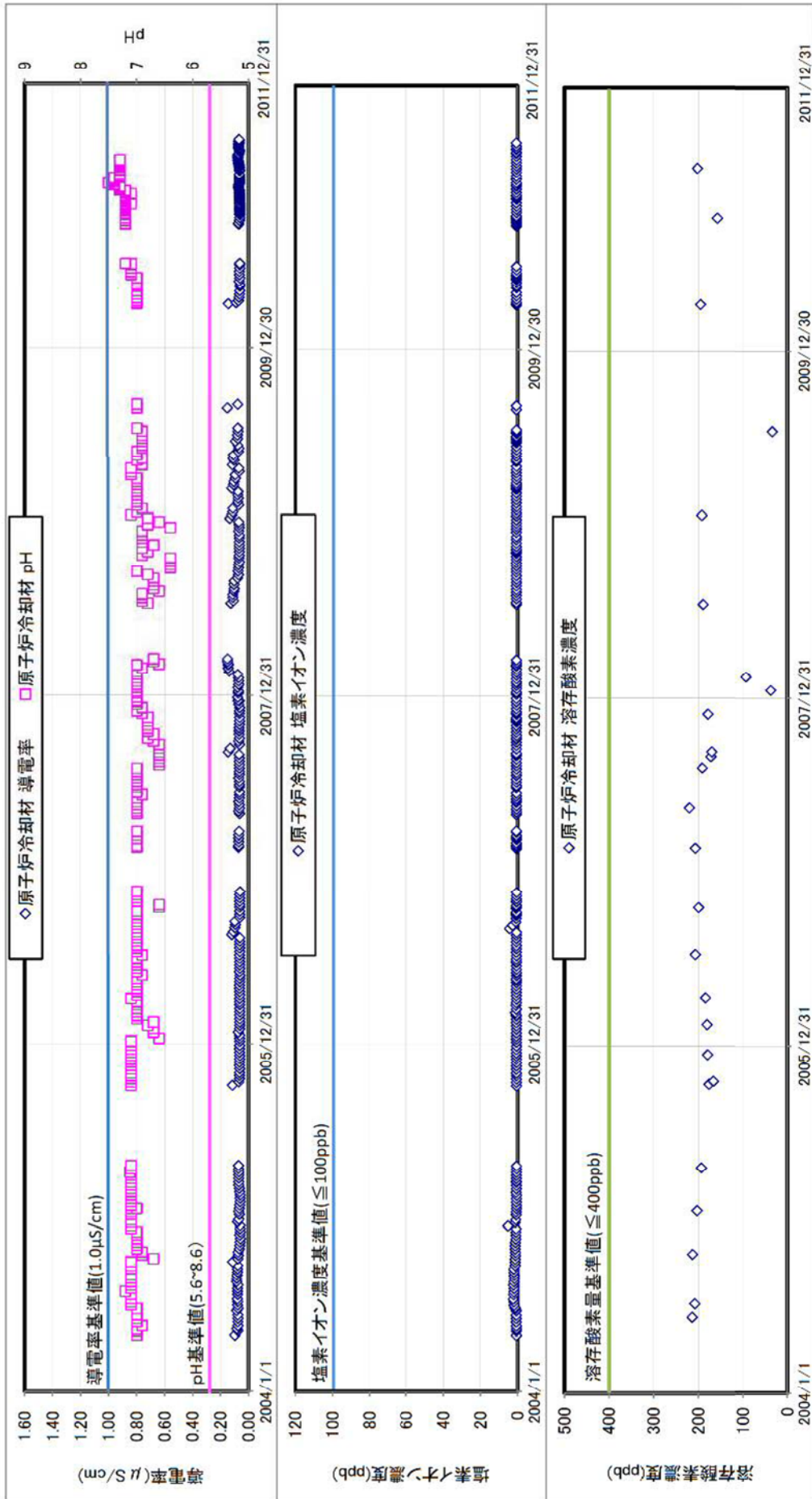


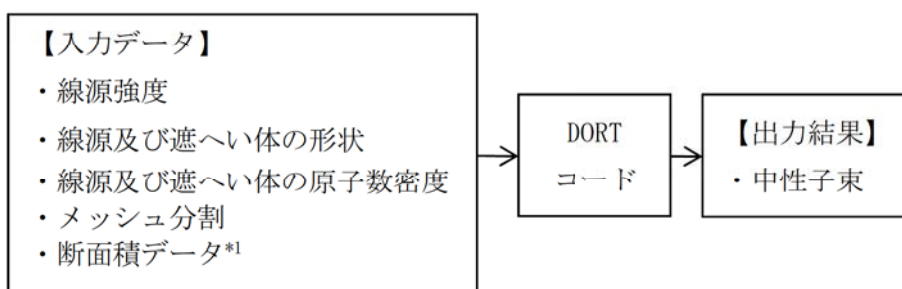
図2 原子炉冷却材水質の推移

＜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 MATXS LIB-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- $\theta$  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、図1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。

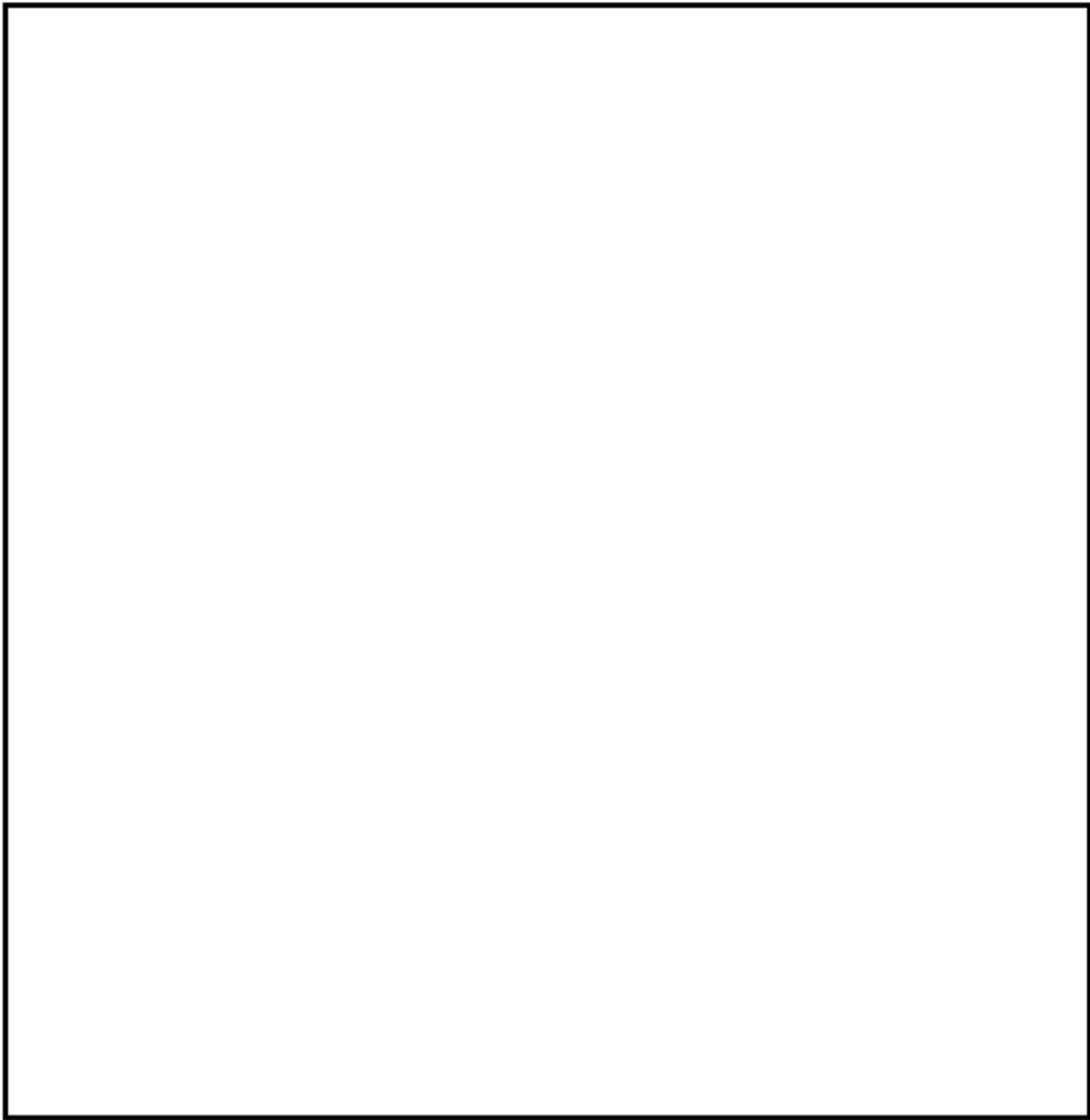


図1 R-Z 体系モデル

(2) R- $\theta$  体系モデル (水平断面モデル)

図2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。



図2 R- $\theta$  体系モデル

#### 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>

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

$$= \frac{(18,295.9 \text{ (GWD)} + 28,502.9 \text{ (GWD)}) \times 1,000 \text{ (MWD/GWD)}}{3,293 \text{ (MW)} \times 365 \text{ (D)}}$$

$$= 38.94 \text{ EFPY}$$

- ・定格熱出力：3,293（MW）
- ・次回起動日以降の運転日数：5,556日<sup>\*2</sup>を想定
- ・次回起動日以降の積算熱出力

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

\*2 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。

一方、現在社内で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 <sup>2</sup> ]
炉心シュラウド	中間胴 H4 周溶接継手から上へ 約 970 mm の母材部 (周方向位置は図 3 参照)	約 $2.0 \times 10^{25}$
炉心シュラウド (周溶接継手) *3	中間胴 H4 周溶接継手内面 (周方向位置は図 3 参照)	約 $1.6 \times 10^{25}$
上部格子板	グリッドプレート下端, 中央部	約 $2.9 \times 10^{25}$
炉心支持板	支持板上端	約 $2.1 \times 10^{24}$
周辺燃料支持金具	支持金具上端	約 $7.1 \times 10^{23}$
制御棒案内管	上面, 中央部	約 $2.1 \times 10^{24}$

\*3 炉心支持機能の維持のため必要な溶接継手として評価

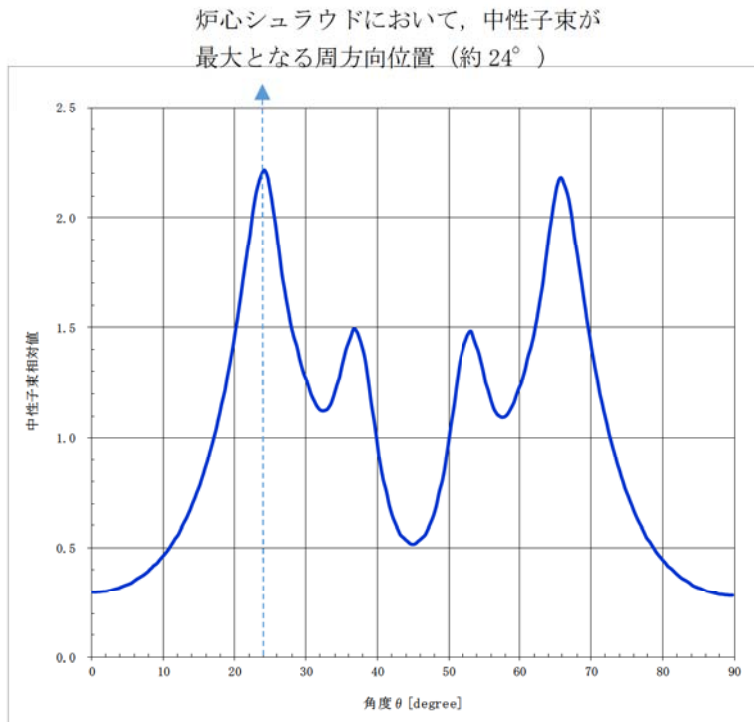


図 3 炉心シュラウドの周方向中性子束分布

## 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 <sup>2</sup> /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 <sup>8</sup>	3.85×10 <sup>8</sup>	2.39

以上

＜上部格子板グリッドプレートに発生する応力について＞

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している。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以下に示す。

1. 差圧による応力

運転中の差圧による応力は、評価部位であるグリッドプレート下端に生じる自重による応力を低減させる方向に働くことから、応力腐食割れの評価には保守的に評価しない。

2. 熱による応力

上部格子板はすべて同じ温度領域にあり、同じ材料（ステンレス鋼）であるため、急激な温度差や熱膨張差は生じず、運転中の熱による応力は微小であることから、熱による応力は、応力腐食割れの評価には保守的に評価しない。

3. 自重による応力

自重による応力は、その値が最大となるように、最長のグリッドプレートの中央部の応力とする。

(1) 自重W

評価対象部位に生じる自重Wは、次式より求める。

$$\begin{aligned} W &= t \times h \times L \times \gamma \\ &= \boxed{\phantom{00}} \times \boxed{\phantom{00}} \times \boxed{\phantom{00}} \times 7.78 \times 10^{-5} \\ &= \boxed{\phantom{00}} \text{ [N]} \end{aligned}$$

t : グリッドプレート板厚 =  $\boxed{\phantom{00}}$  [mm]

h : グリッドプレート高さ =  $\boxed{\phantom{00}}$  [mm]

L : 最長グリッドプレート長さ =  $\boxed{\phantom{00}}$  [mm]

$\gamma$  : 材料の比重 =  $7.78 \times 10^{-5}$  [N/mm<sup>3</sup>]

図1及び図2に示す最長グリッドプレート中央部の曲げモーメントMは等分布荷重を受ける両端固定梁の公式より、次のように求める。

$$\begin{aligned} M &= \frac{W \times L}{24} = \frac{\boxed{\phantom{00}} \times \boxed{\phantom{00}}}{24} \\ &= \boxed{\phantom{00}} \text{ [N} \cdot \text{mm]} \end{aligned}$$

(2) 自重による応力  $\sigma_b$

モーメントMによる曲げ応力  $\sigma_b$  は、材料力学の公式より、次のように求める。

$$\sigma_b = \frac{6 \times M}{t \times (h_a + h_b)^2} = \frac{6 \times \boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{0000}} \times (\boxed{\phantom{000000}})^2}$$
$$= \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

$h_a$  : ノッチ部リガメント高さ =  $\boxed{\phantom{0000}} \text{ [mm]}$

$h_b$  : ノッチ部高さ =  $\boxed{\phantom{0000}} \text{ [mm]}$

以上より、上部格子板のグリッドプレートにかかる荷重は主に自重であり、その応力は最大でも  $\boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$  である。

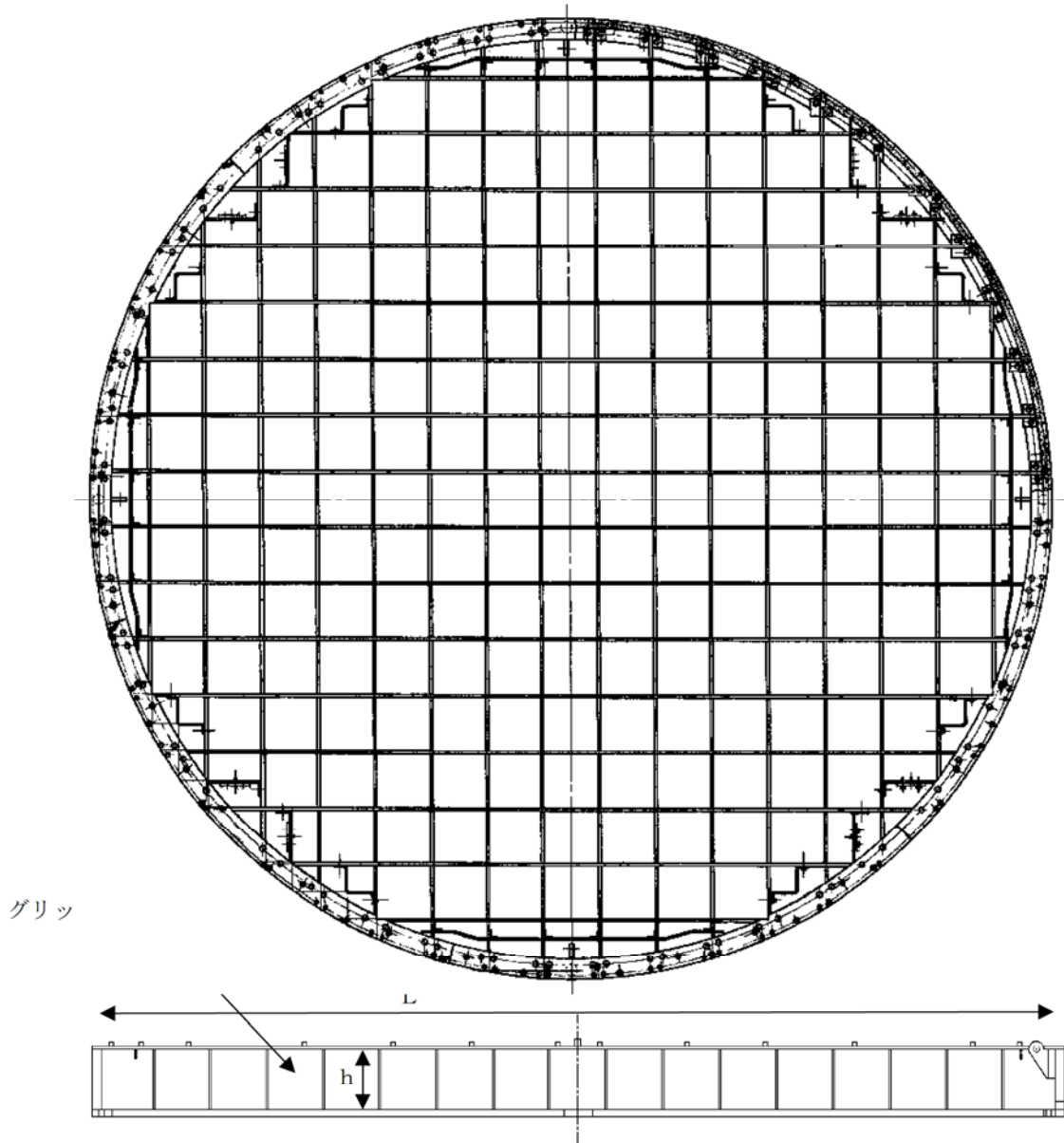


図1 上部格子板の構造図

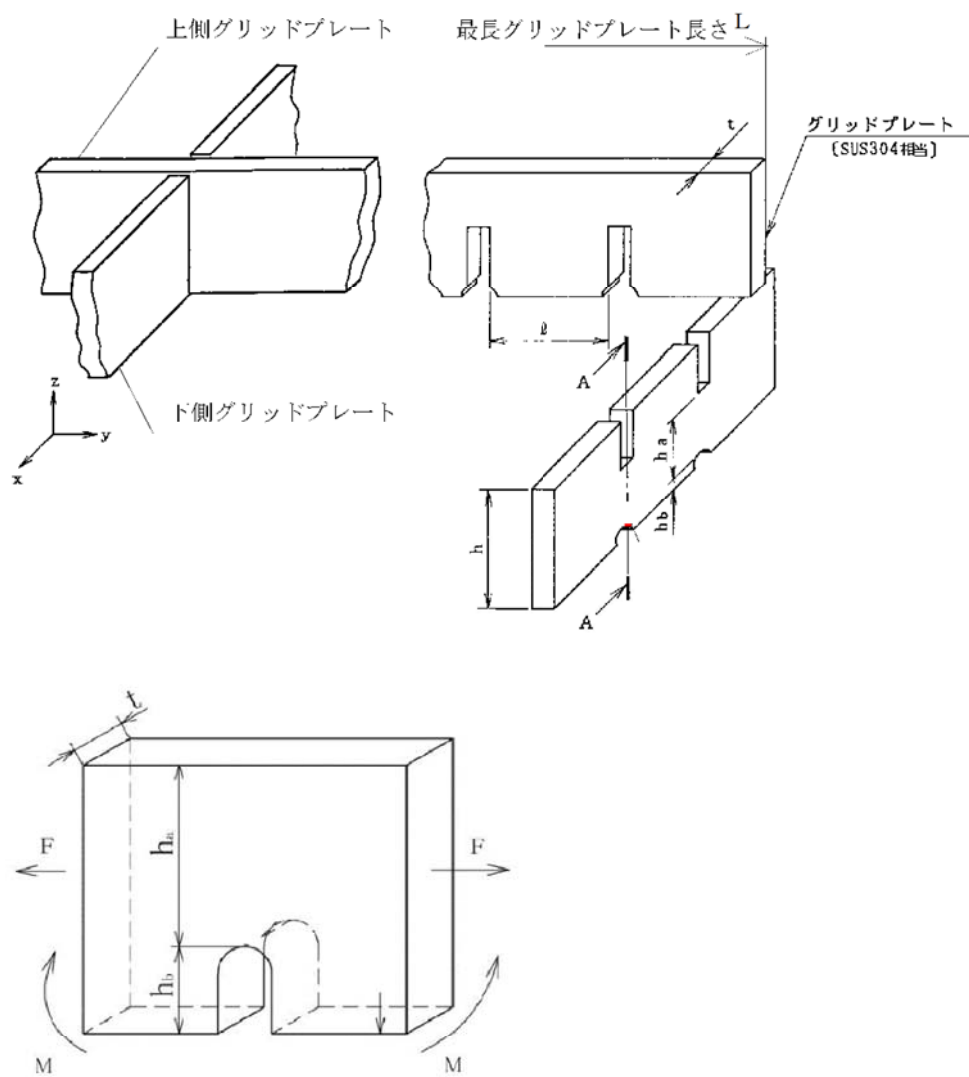


図2 上部格子板グリッドプレートの構造図

## ＜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＞

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、材料、環境、中性子照射量及び応力に基づき、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性を評価する。結果を表 1 に示す。

## （材料）

- 評価対象機器の材料はすべてステンレス鋼（SUS304L 又は SUS304）であり、照射誘起型応力腐食割れ発生因子となる可能性が否定できない。

## （環境）

- 評価対象機器の環境は通常運転時約 285 °C の純水であり、照射誘起型応力腐食割れ発生因子となる可能性が否定できない。ただし、炉心シュラウド中間胴の周溶接継手（熱影響部含む）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発生因子となる可能性は小さい。

## （中性子照射量）

- しきい照射量と評価対象機器の中性子照射量を比較した結果、炉心シュラウド中間胴母材部、中間胴 H4 周溶接継手及び上部格子板グリッドプレートの照射量はしきい照射量よりも大きくなると予測されたことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する因子となる可能性は否定できない。

## （応力）

- 上述のしきい値を超えると予測されている、炉心シュラウド中間胴母材部及び上部格子板グリッドプレートについては、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は小さく、照射誘起型応力腐食割れ発生因子となる可能性はないと評価する。炉心シュラウドの中間胴 H4 周溶接継手外面については、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発生因子となる可能性はないと評価する。

## （評価結果）

- しきい照射量を超える部位のうち、炉心シュラウド中間胴 H4 周溶接継手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。
- 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及び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。
- 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。

表 1 照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性に関する評価

評価対象 機器	材料	環境 (温度は通常 運転時)	中性子照射量 [n/m <sup>2</sup> ] [最大となる位置]*1*2	応力 (中性子照射量が最大となる位置にお ける評価)	照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性に関する 総合評価
炉心シユ ラウド (周溶接 継手)	内 面	▲ 水素注入十 貴金属コー ティング	○ 約 1.6×10 <sup>25</sup> [中間胴 H4 周溶接継手]	○ 溶接による残留引張応力	内面は水素注入及び貴金属をコーテ ィングして腐食環境の改善効果を向 上させていることから、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。
	外 面	○ 炉水, 約 285°C	○ 約 9.4×10 <sup>24</sup> [中間胴 H4 周溶接継手]	ー ウォータージェットピーニング施工	外面はウォータージェット施工によ 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。
炉心シユ ウド	○ SUS304L 相当	○ 炉水, 約 285°C	○ 約 2.0×10 <sup>25</sup> [中間胴 H4 周溶接継手から 上へ約 970 mm の母材部]	ー 溶接部ではないため溶接による残留 引張応力はない。運転中の差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力は小さい。	溶接部はなく引張応力が低いことか 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。
	○ SUS304 相当	○ 炉水, 約 285°C	○ 約 2.9×10 <sup>25</sup> [グリッドプレート下端, 中央部]	ー 溶接部ではないため溶接による引張 残留応力はない。運転中の差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力は小さい。	溶接部はなく引張応力が低いことか 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。
炉心支持板	○ SUS304 相当	○ 炉水, 約 285°C	ー 約 2.1×10 <sup>24</sup> [支持板上端]	▲ 運転中の差圧, 熱, 自重等に起因す る引張応力は小さい。溶接部は入熱が 小さく残留引張応力は小さい。	中性子照射量が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。
周辺燃料支 持金具	○ SUS304 TP	○ 炉水, 約 285°C	ー 約 7.1×10 <sup>23</sup> [支持金具上端]		
制御棒案内 管	○ SUS304 相当	○ 炉水, 約 285°C	ー 約 2.1×10 <sup>24</sup> [上面, 中央部]		

\*1 運転開始後 60 年時点の中性子照射量とその位置。別紙 2 参照

\*2 しきい照射量約 5×10<sup>24</sup> [n/m<sup>2</sup>] (ステンレス鋼 SUS304 材の値) と比較し評価。

凡例 ○ : 照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性を否定できない ▲ : 照射誘起型応力腐食割れ発生因子となる可能性は小さい

ー : 照射誘起型応力腐食割れ発生因子となる可能性はない

「ー」をハッチング

＜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＞

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 周溶接継手を評価対象部位とする。

### 1.1 初期亀裂

H4 周溶接継手は、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 EJG-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 周溶接継手内表面にあるものとして評価する。

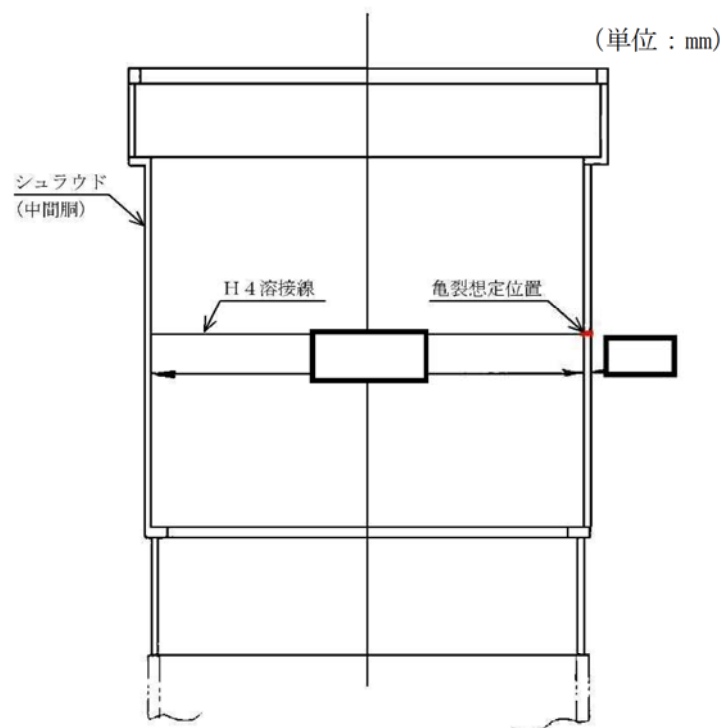


図1 炉心シュラウドの亀裂想定位置



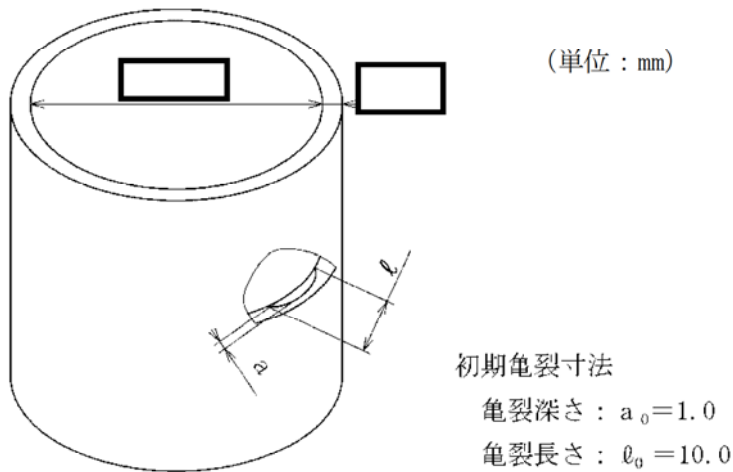


図2 炉心シュラウドの評価モデル (半楕円亀裂)

### 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]

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

(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。

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

Y : 運転期間[年]

2. 破壊評価

炉心シュラウド H4 周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 EJB-B-2-2 により、表 1 に示す差圧、自重及び地震荷重を考慮する。

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、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]	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>		

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、熱応力については、評価位置が中間胴の一般部であり、通常運転時の発生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 周溶接継手に作用する差圧 P による軸方向応力  $\sigma_P$  は、次式より求める。

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

$$D_o/D_i = \boxed{\phantom{0.070}} = \boxed{\phantom{0.070}}$$

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

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

(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。

$$\sigma_w = - \frac{W}{A} = - \frac{1.04 \times 10^6}{\boxed{\phantom{000000}}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

A : 炉心シュラウド中間胴の断面積

$$= (\pi/4) \times (\boxed{\phantom{00000}} - \boxed{\phantom{00000}}) = \boxed{\phantom{000000}} \text{ [mm}^2\text{]}$$

(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。

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

$$= \frac{\boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} + \frac{\boxed{\phantom{000000}}}{\boxed{\phantom{000000}}} \times \frac{\boxed{\phantom{00000}}}{2}$$

$$= \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

I : 炉内シュラウド中間胴の断面二次モーメント

$$= (\pi/64) \times (\boxed{\phantom{000000}} - \boxed{\phantom{000000}}) = \boxed{\phantom{00000000}} \text{ [mm}^4\text{]}$$

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

$$\sigma = \sigma_p + \sigma_w + \sigma_s = \boxed{\phantom{000}} - \boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ [MPa]}$$

### 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に示す運転期間において，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  $8 \times 10^{24}$  [n/m<sup>2</sup>]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周溶接継手）

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、今後も技術基準規則に定める基準に適合できると判断する。

#### 4. 炉心シュラウド H4 周溶接継手内面の 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の発生及び進展を考慮した評価において、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 周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 年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 年) 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、今後も技術基準規則に定める基準に適合できると判断している。

ここでは、4 定期検査毎 (約 4.6 年) の目視点検 (MVT-1) により、今後も技術基準規則に定める基準に適合できると判断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 周溶接継手は、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 周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える。

##### 4.2 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 ( $9.2 \times 10^{-7}$  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 周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の発生及び進展を考慮した評価では、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) によって今後も技術基準規則に定める基準に適合できると判断している。

以 上

【SCC 事例】福島第二原子力発電所 2号機

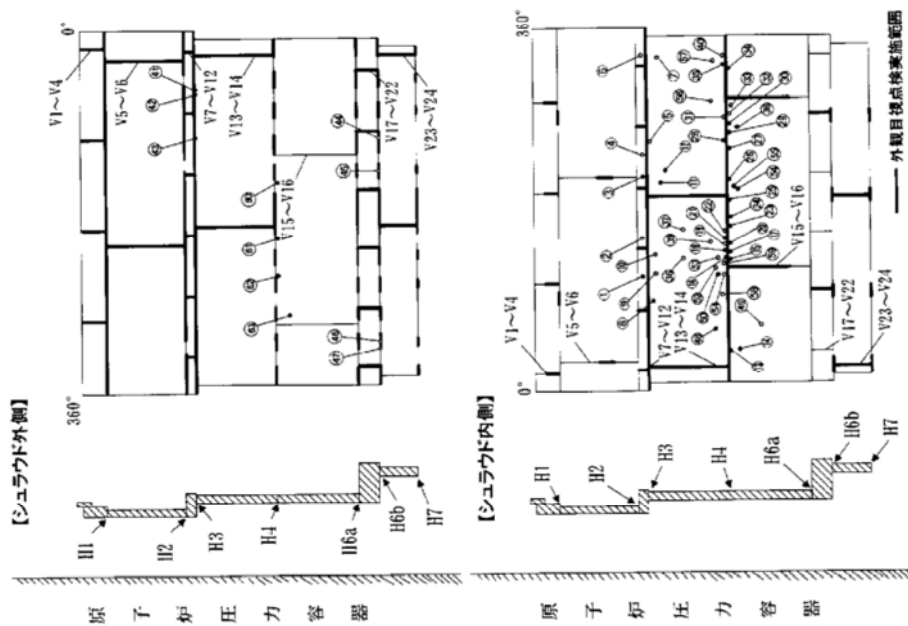
出典：NUCIA ホームページ 報告書番号 2002-東京-M013

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		みがき後のひびの様相		対象外 エコーの有無 (最大深さ)
			有・無 (長さ)	有・無 (長さ)	有・無 (長さ)	有・無 (長さ)	
H3内側	① 113度付近	○	○ (約45mm)	○ (約30mm)	○ (約19mm)	○	
	③ 210度付近	○	○ (約40mm)	○ (約20mm)	○ (約9mm)	○	
	② 150度付近	○	○ (約40mm)	x	-	-	
	④ 222度付近	○	x	x	-	-	
	⑤ 240度付近	x	○ (約20mm)	x	-	-	
H3内側導線	⑥ 328度付近	○	x	x	-	-	
	⑧ 88度付近	x	○ (約15×30mm)	○ (約10×18mm)	○ (約4mm)	○	
	⑩ 210度付近	x	○ (約35×35mm)	○ (約10×18mm)	○ (約12mm)	○	
	⑫ 210度付近	x	○ (約60×70mm)	○ (約10×25mm)	○ (約4mm)	○	
	⑬ 150度付近	x	○ (約20×20mm)	○ (約10×15mm)	検出されず	-	
	⑭ 159度付近	x	○ (約35×35mm)	○ (約25×30mm)	検出されず	-	
	⑦ 328度付近	x	○ (約32mm)	x	-	-	
	⑨ 114度付近	x	○ (約10×10mm)	x	-	-	
	⑪ 130度付近	x	○ (約15mm, 約50mm)	x	-	-	
	⑬ 25度付近	○	○ (約200×40mm)	○ (約200×20mm)	○ (約19mm)	○	
H4内側	⑮ 144度付近	○	○ (約155×20mm)	○ (約120×20mm)	○ (約15mm)	○	
	⑯ 145度付近	○※	○ (約75×20mm)	○ (約75×20mm)	○ (約27mm)	○	
	⑰ 147度付近	○	○ (約60×20mm)	○ (約60×15mm)	○ (約14mm)	○	
	⑱ 150度付近	○	○ (約130×35mm)	○ (約130×30mm)	○ (約15mm)	○	
	⑲ 155度付近	○	○ (約200×50mm)	○ (約200×30mm)	○ (約21mm)	○	
H4内側	⑲ 156度付近	○	○ (約120×30mm)	○ (約95×10mm)	○ (約20mm)	○	
	⑳ 160度付近	○	○ (約90×30mm)	○ (約80×20mm)	○ (約18mm)	○	
	㉑ 168度付近	○	○ (約40×20mm)	○ (約50×20mm)	○ (約14mm)	○	
	㉒ 193度付近	○	○ (約65×35mm)	○ (約50×10mm)	○ (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		みかき後のひびの検出		有・無 (長さ)	エコーの有無 (最大深さ)	
			有・無 (長さ)	有・無 (長さ)	有・無 (長さ)	有・無 (長さ)			
H4内側	②6	203度付近	○	○	(約37×35mm)	○	○	(約4mm)	
	②7	245度付近	×	○	(約100×85mm)	○	○	(約19mm)	
	②8	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)
		④2	150度付近	×	○	(約10×30mm)	(約15×20mm)	○	検出されず
		④3	295度付近	○	○	(約10×30mm)	(約30×20mm)	○	検出されず
		④7	296度付近	×	○	(約25×30mm)	(約30×25mm)	○	検出されず
		④8	296度付近	×	○	(約25×35mm)	(約20×30mm)	○	検出されず
④9		293度付近	×	○	(約50×140mm)	(約80×90mm)	○	(約17mm)	
⑤0		153度付近	×	○	(約30×30mm)	(約30×20mm)	○	検出されず	
④8		63度付近	×	○	(約97×70mm)	—	○	(約19mm)	
④9		65度付近	×	○	(約11×20mm)	—	○	検出されず	
⑤0		115度付近	×	○	(約25×75mm)	—	○	(約17mm)	
⑤1	115度付近	×	○	(約10×21mm)	—	○	検出されず		
⑤2	125度付近	×	○	(約17×23mm)	—	○	検出されず		
⑤3	145度付近	×	○	(約11×15mm)	—	○	検出されず		
⑤4	200度付近	×	○	(約35×38mm)	—	○	(約22mm)		

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		みかき後のひびの検出		有・無 (長さ)	エコーの有無 (最大深さ)
			有・無 (長さ)	有・無 (長さ)	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	⑥1	64度付近	×	○	(約40×17mm)	(約40×17mm)	○	(約14mm)
	⑥2	65度付近	×	○	(約32×20mm)	(約32×20mm)	○	(約14mm)
	⑥3	107度付近	×	○	(約36×50mm)	(約36×50mm)	○	(約20mm)
	⑥6	145度付近	×	—	—	—	○	(約13mm)
H4外側	⑥4	200度付近	×	—	—	—	○	(約4mm)
	⑥7	245度付近	×	—	—	—	○	(約5mm)
	⑥8	285度付近	×	—	—	—	○	(約5mm)
H4外側垂離	⑥4	110度付近	×	○	(約20×23mm)	×	×	—
	⑥9	130度付近	×	○	(約30×16mm)	×	×	—
	⑥0	317度付近	×	○	(約55×22mm)	×	×	—
	⑥7	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箇所と載せた。

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

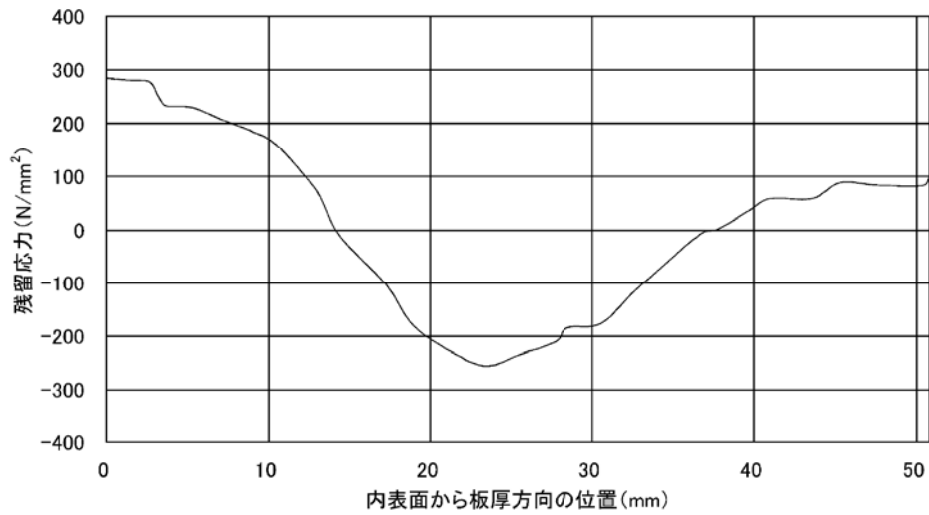
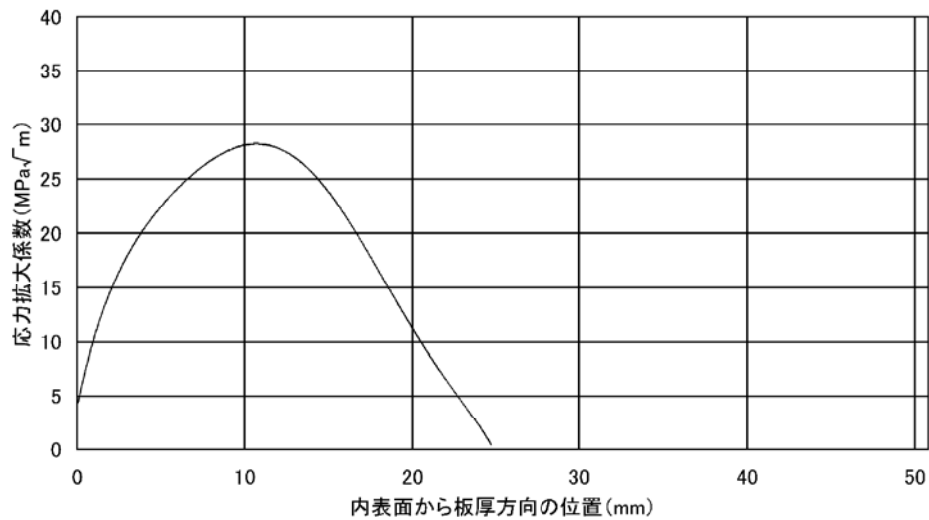


図 C-4 シュラウドの板厚方向残留応力分布 (H4: 継手形状 2)



(1) 内表面から板厚方向の K 値分布

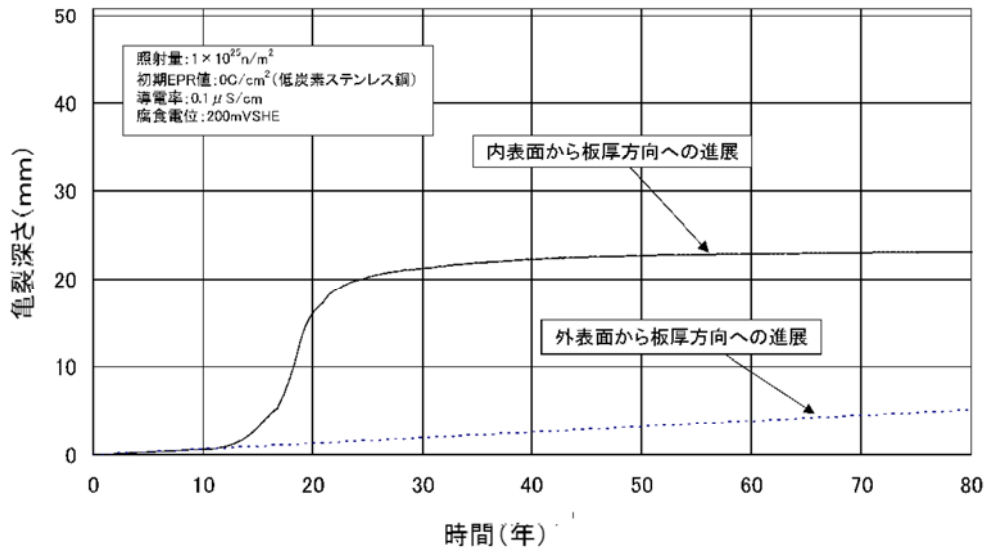


図 C-28(3) 亀裂深さと時間の関係(II4 継手形状 2)  
(通常炉内水質環境中, 高中性子照射領域)

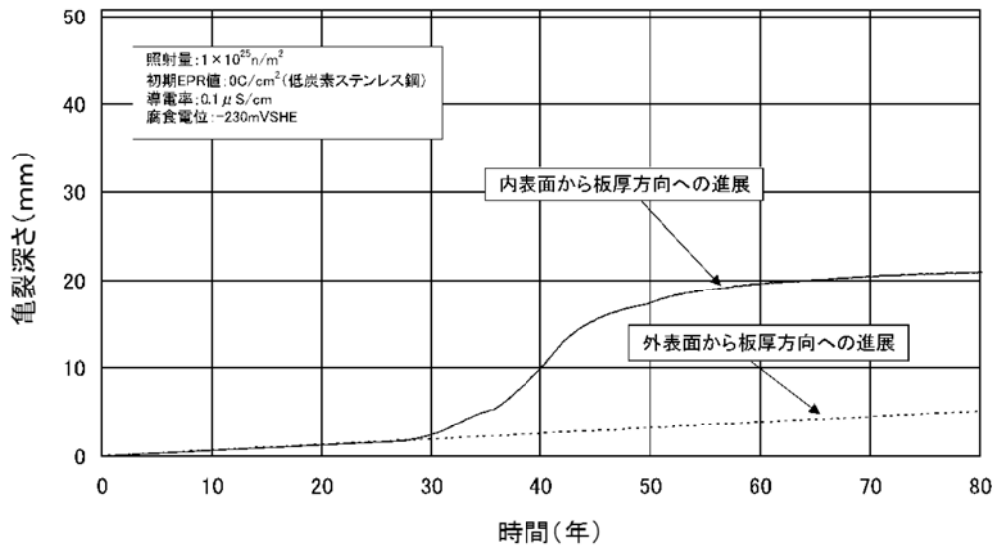


図 C-28(4) 亀裂深さと時間の関係(II4 継手形状 2)  
(水素注入環境中, 高中性子照射領域)

＜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。

- ・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、添付 EJG-B-2-2 の規定により、差圧、自重及び地震荷重とする。
- ・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。

- ・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、自重及び地震荷重に加え、溶接残留応力を加える。
- ・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。）

以下に、その評価手法を示す。

## 2. 評価手法

- ① 溶接残留応力を算出する。
- ② 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、自重及び地震荷重に加え、溶接残留応力を加える。
- ③ 応力拡大係数を算出し、板厚方向の応力拡大係数がゼロとなる深さを求め、その深さ以上には進展しないものとする。
- ④ 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  $9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$  を用いて周方向への進展を考慮し、応力拡大係数が破壊靱性値と等しくなる寸法を求める。

⑤ 亀裂進展速度を用いて、求めた寸法に達する期間を算出する。

ただし、半楕円亀裂を想定した評価モデルで求めた表面点の応力拡大係数が、溶接残留応力により大きな値となり周方向亀裂への進展性が想定される場合は、保守的に内表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求め、最深点の応力拡大係数がゼロとなる時点の深さを最大亀裂深さとした極限荷重評価法による評価を行い、地震時に炉心シュラウド 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 (「維持規格 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 (「維持規格 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) 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) 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
- (4) 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

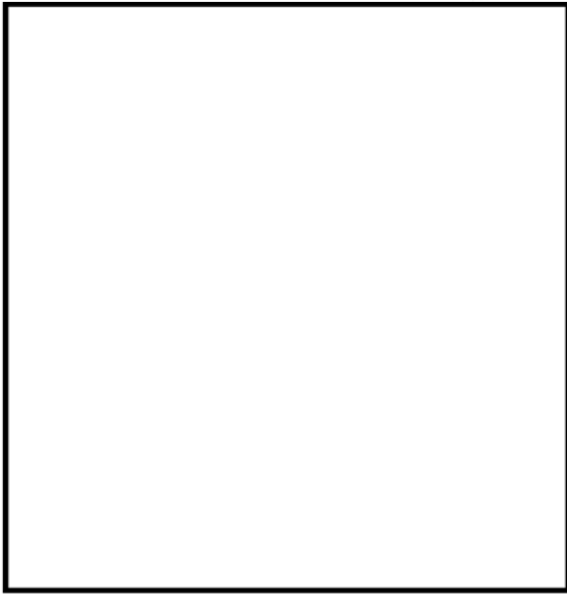
### 5. 評価内容

#### 5.1 溶接残留応力解析

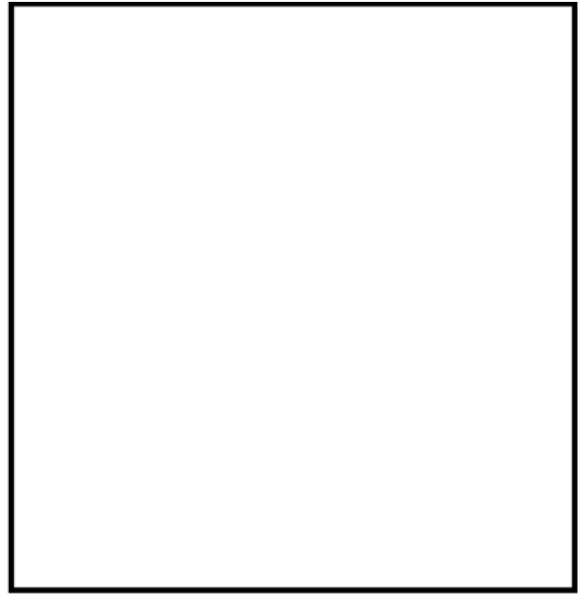
炉心シュラウド H4 周溶接継手の溶接残留応力は、下記のとおり設定した解析条件にて、FEMによる温度分布解析及び熱弾塑性解析により求めた。

- |               |                            |
|---------------|----------------------------|
| (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。



(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。

$$\sigma_P = \frac{1}{Y - 1} P = \frac{1}{\quad - 1} \cdot 0.070 = \quad \text{[MPa]}$$

$$Y : D_o / D_i = \frac{\quad}{\quad} = \frac{\quad}{\quad}$$

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

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

(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。

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

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。

次項以降に示す応力拡大係数の評価において、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。



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

$\sigma$  : 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、以降の運転期間中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。

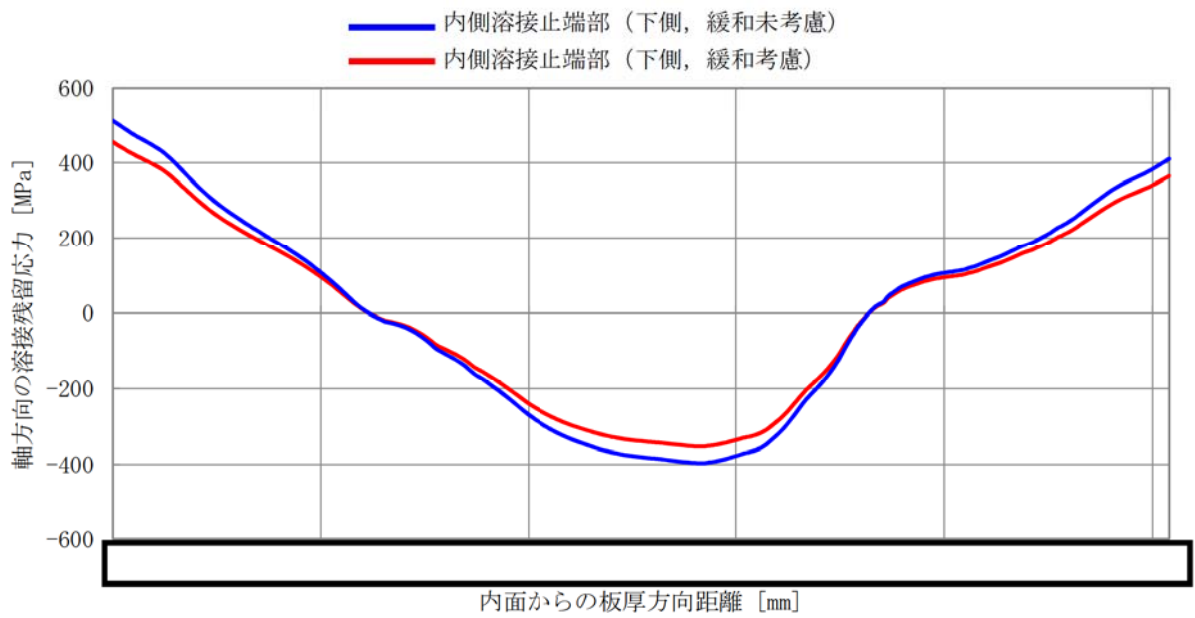
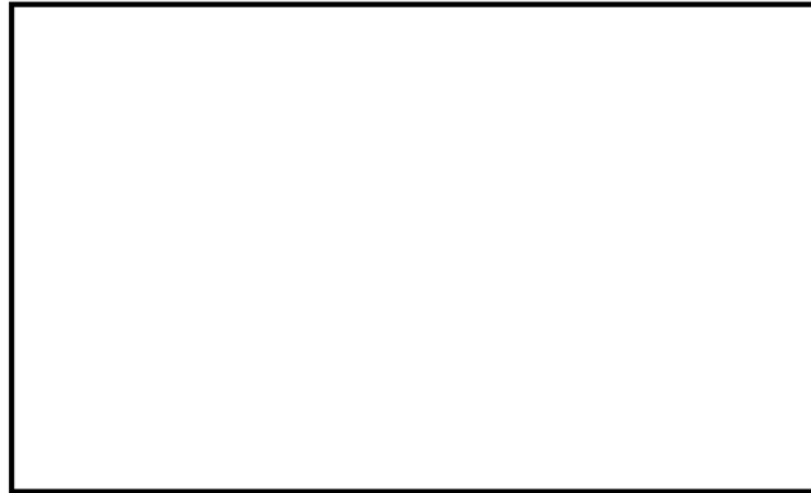


図2 軸方向の溶接残留応力分布

### 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  $8 \times 10^{24} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) 以上で設定される破壊靱性値は、東海第二の炉心シュラウド 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 4 年度，平成 5 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  $1.6 \sim 2.2 \times 10^{25} [\text{m}^{-2}]$  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  $1.6 \times 10^{25} [\text{m}^{-2}]$ )

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(4))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。

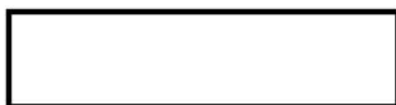
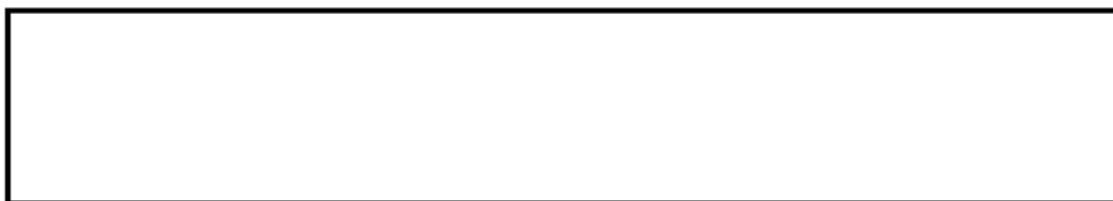
本評価式は、発電設備技術検査協会「原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成 3 年度)」や原子力安全基盤機構「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書(平成 17 年度，平成 18 年度，平成 19 年度)」等の破壊靱性値の試験データの下限を包絡する評価式であり、維持規格-2008 添付 E-14 で示される中性子照射量  $8 \times 10^{24} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) 以上で設定される破壊靱性値  $43.2 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  の出典となる試験データも包含する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

また、関連図書(4)に示される試験データと破壊靱性評価式の関係と、東海第二の運転開始後 60 年時点の中性子照射量を合わせて図 7 に示す。

<破壊靱性評価式①>

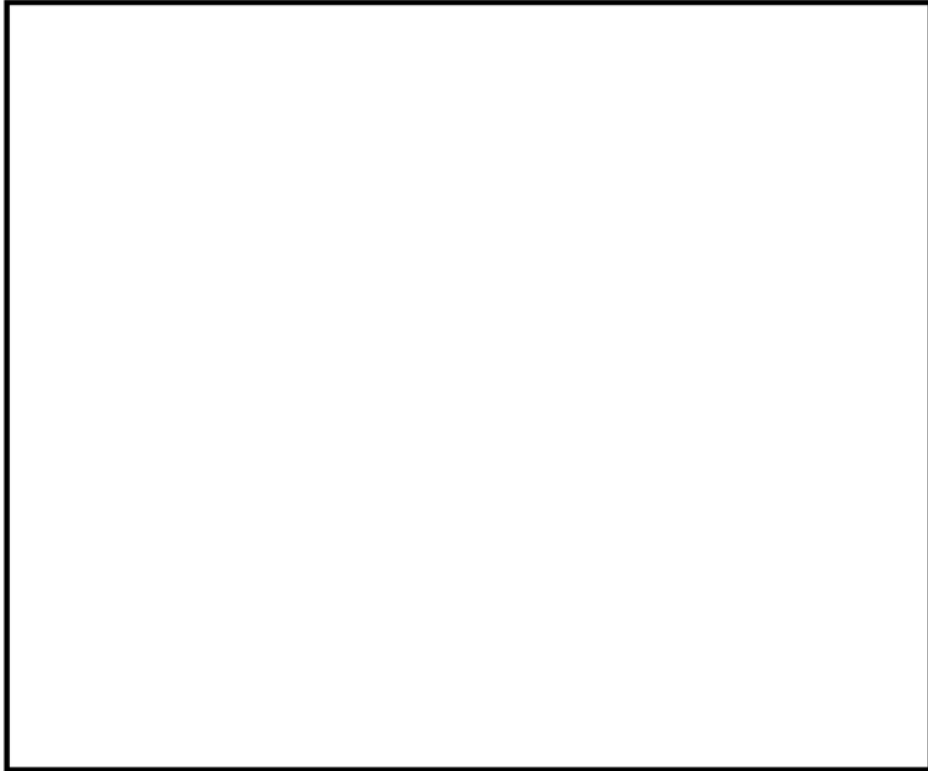


<破壊靱性評価式②>

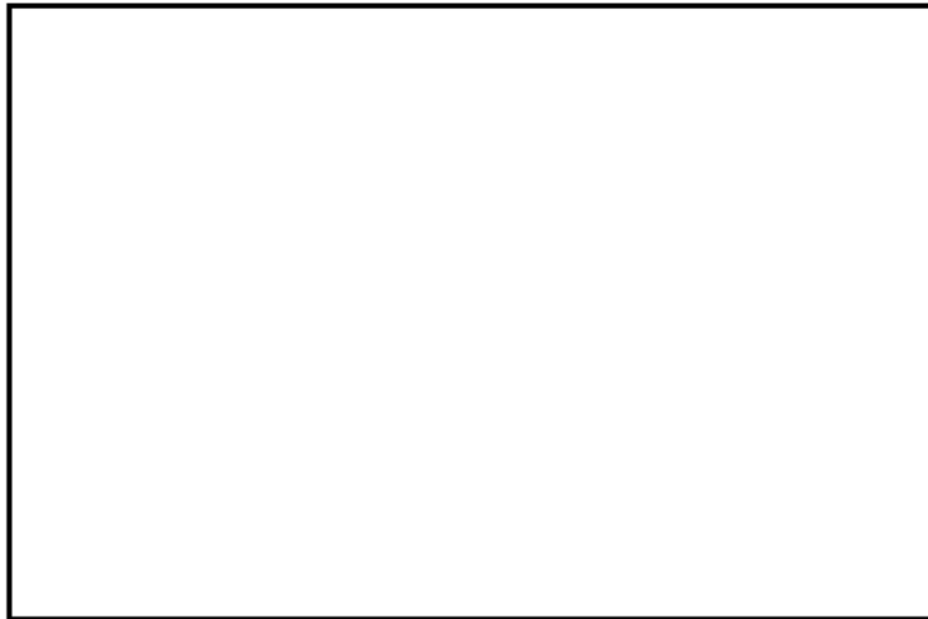


$\phi$  : 中性子照射量 = 約  $1.6 \times 10^{25} [\text{m}^{-2}]$

(東海第二の運転開始後 60 年時点における中性子照射量)



破壊靱性評価式①



破壊靱性評価式②

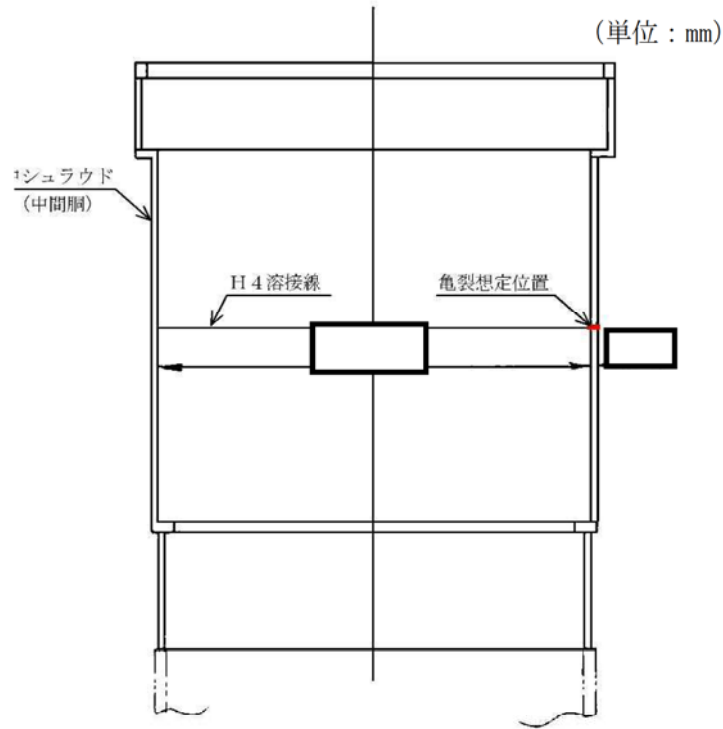
図 7 破壊靱性評価式と試験データ

## 5.4 半楕円亀裂を想定した評価

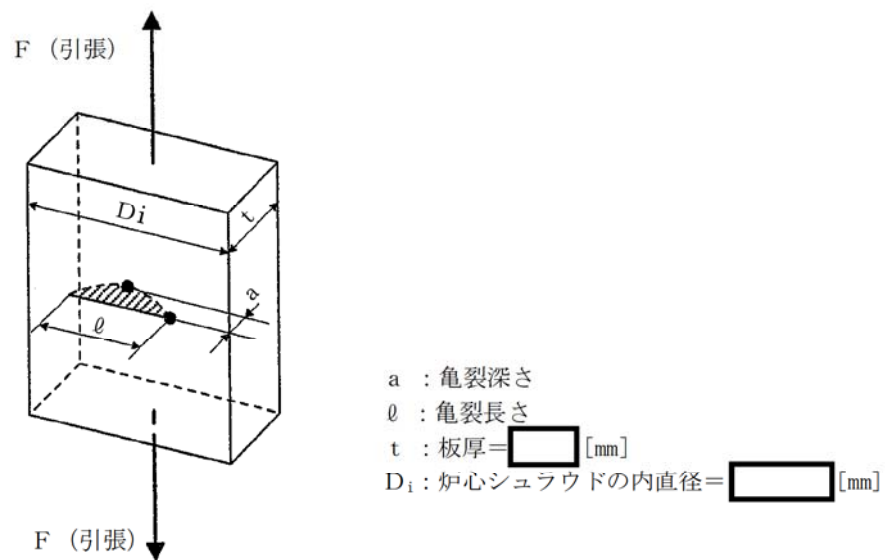
### 5.4.1 亀裂想定位置及び評価モデル

炉心シュラウド H4 周溶接継手の内表面に初期亀裂（深さ  $a_0=1.0$  [mm]，長さ  $\ell_0=10.0$  [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。

炉心シュラウドの半楕円亀裂想定位置及び評価モデルを図 3 に示す。



(a) 炉心シュラウドの亀裂想定位置



(b) 炉心シュラウドの評価モデル（平板モデル）

図 3 炉心シュラウドの半楕円亀裂想定位置及び評価モデル

#### 5.4.2 応力拡大係数の算出式

応力拡大係数の算出式には、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 の響関数法<sup>\*</sup>に基づく式を用いる（図 3 参照）。

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＝），平板として模擬することは妥当である。

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、炉心シュラウド 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。

$$K = \left( \sum_{n=0}^4 S_n S_{in} \right) \times \sqrt{\pi a}$$

K : 応力拡大係数 [MPa√m]

S<sub>n</sub> : 亀裂深さ方向に n 次の応力分布 σ(x) が作用する場合の無次元化応力拡大係数

S<sub>in</sub> : 亀裂面に垂直（炉心シュラウド軸方向）に作用する応力分布の n 次の係数 [MPa]

a : 亀裂深さ [m]

※：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).

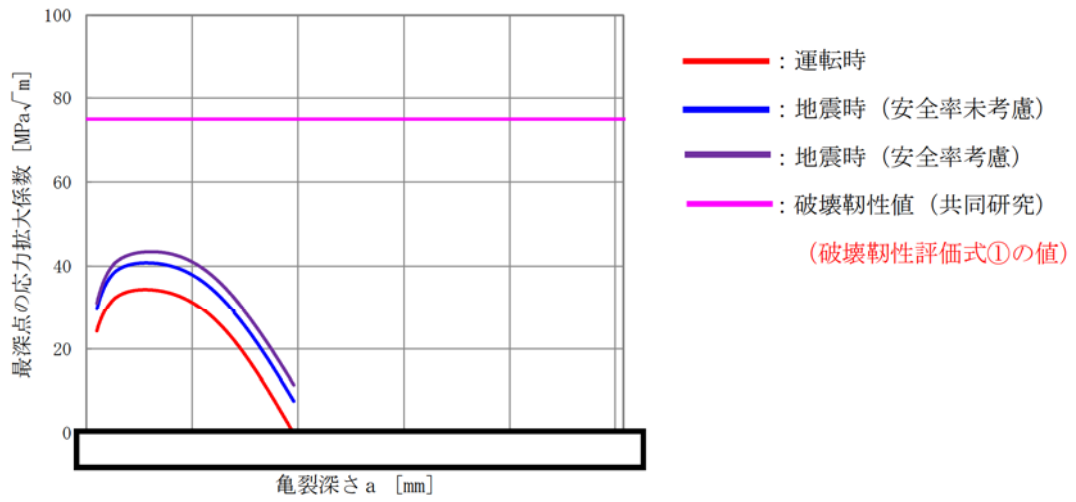
#### 5.4.3 評価結果

5.4.2 項に示す算出式により応力拡大係数を算出した結果、最深点の安全率を考慮した地震時の応力拡大係数は、運転開始後 60 年時点の破壊靱性値（破壊靱性評価式①の値）の  MPa√m を下回り、ガイドラインに示される評価結果と同様に、板厚中央近傍（最大亀裂深さ  [mm]）にてゼロとなることを確認した。

一方、表面点の応力拡大係数は、内表面の高い溶接残留応力（約 440 [MPa]、緩和考慮）により大きな値となるため、亀裂長さ方向に亀裂は進展し続け、最終的には内表面全周亀裂となることが想定される。

このため、保守的に内表面全周亀裂を想定した評価を実施する。

評価結果を図 4 に示す。



内側溶接止端部(下側) (最深点)

図4 半楕円亀裂を想定した評価による応力拡大係数

## 5.5 内表面全周亀裂を想定した評価

### 5.5.1 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5に示す。

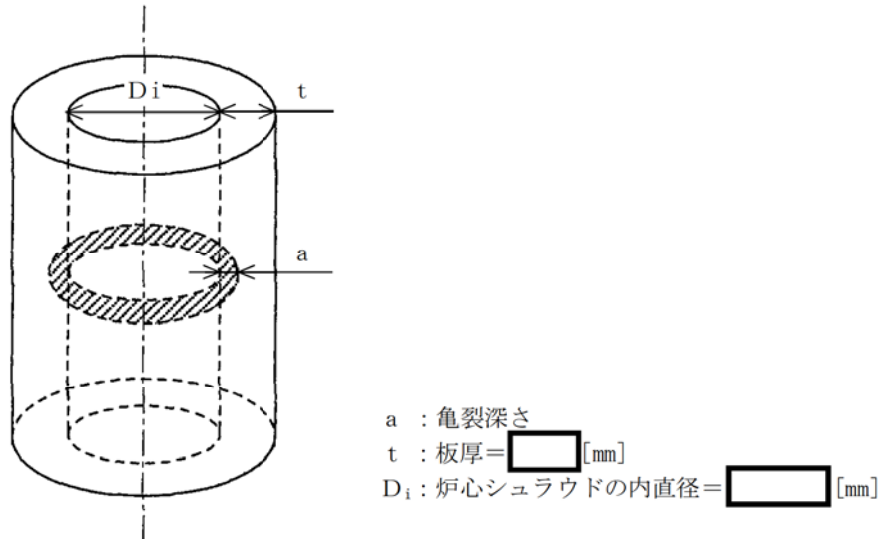


図5 評価モデル（円筒モデル（円筒内表面全周亀裂））

### 5.5.2 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

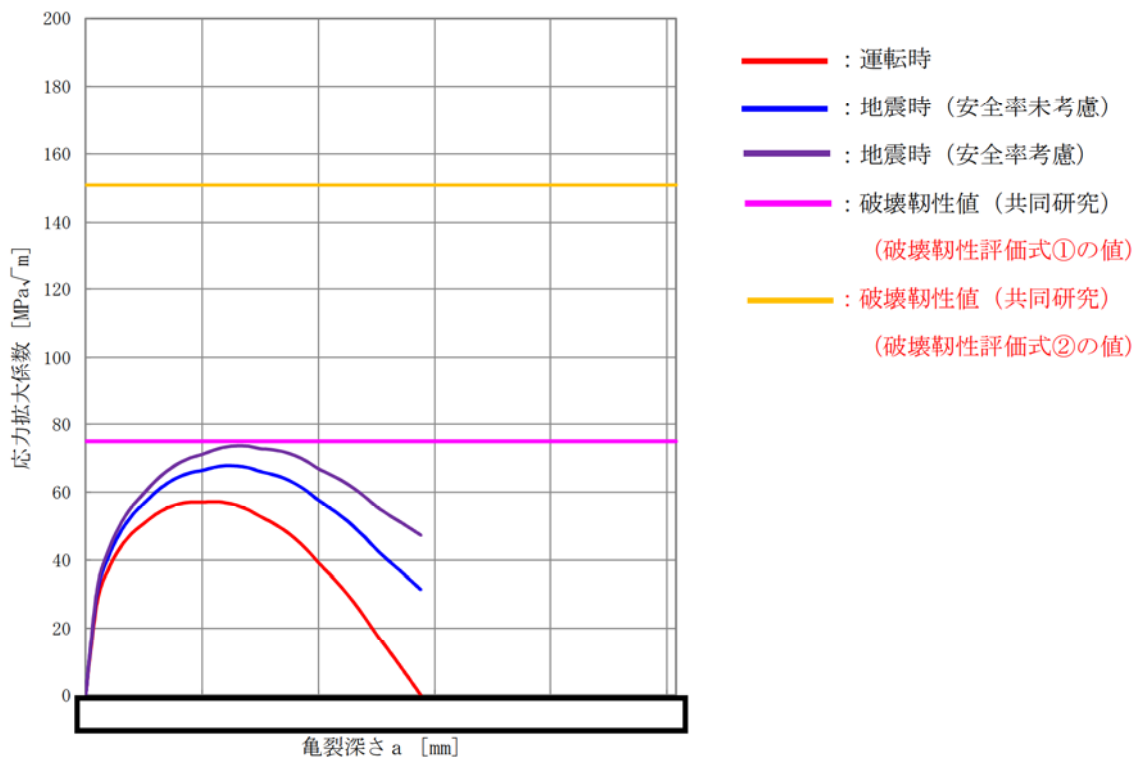
$G_0 \sim G_4$  : 管厚比（内半径/板厚）及び欠陥深さ（亀裂深さ/板厚）から決定される補正係数



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、半楕円亀裂を想定した評価と同様に、板厚中央近傍でゼロとなり、その時点での最大深さは  [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（破壊靱性評価式①の値）の   $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を下回ることを確認した。なお、本評価は、図 6 に示すとおり実機炉心シュラウドの硫黄分量を考慮した運転開始後 60 年時点の破壊靱性値（破壊靱性評価式②の値）と比較すると、十分に保守性のある評価である。

本評価においては、内面全周亀裂を想定した評価であること及び破壊靱性値の最適化を踏まえた評価であることから、次項において極限荷重評価法による評価を実施する。



内側溶接止端部(下側) (最深点)

図 6 内面全周亀裂を想定した評価による応力拡大係数

### 5.5.3 極限荷重評価法による評価

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る。

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は、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。

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

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

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

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

#### (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。

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

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)の合計として、次式により求める。

$$\sigma = \boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}} + \boxed{\phantom{000}} = 93 \text{ [MPa]}$$

(5) 流動応力

流動応力  $\sigma_f$  は、安全率 1.5 を考慮して、次式により求める。

$$\sigma_f = (1/1.5) \times 2.7 \times S_m = 172 \text{ [MPa]}$$

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

以上より、正味応力 (93 MPa) は、安全率を考慮した流動応力 (172 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  $8 \times 10^{24} \text{n/m}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) 以上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であり、高い保守性を有したものとなっている。

このため、共同研究の成果として策定された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以下の 2 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①>



<破壊靱性評価式②>

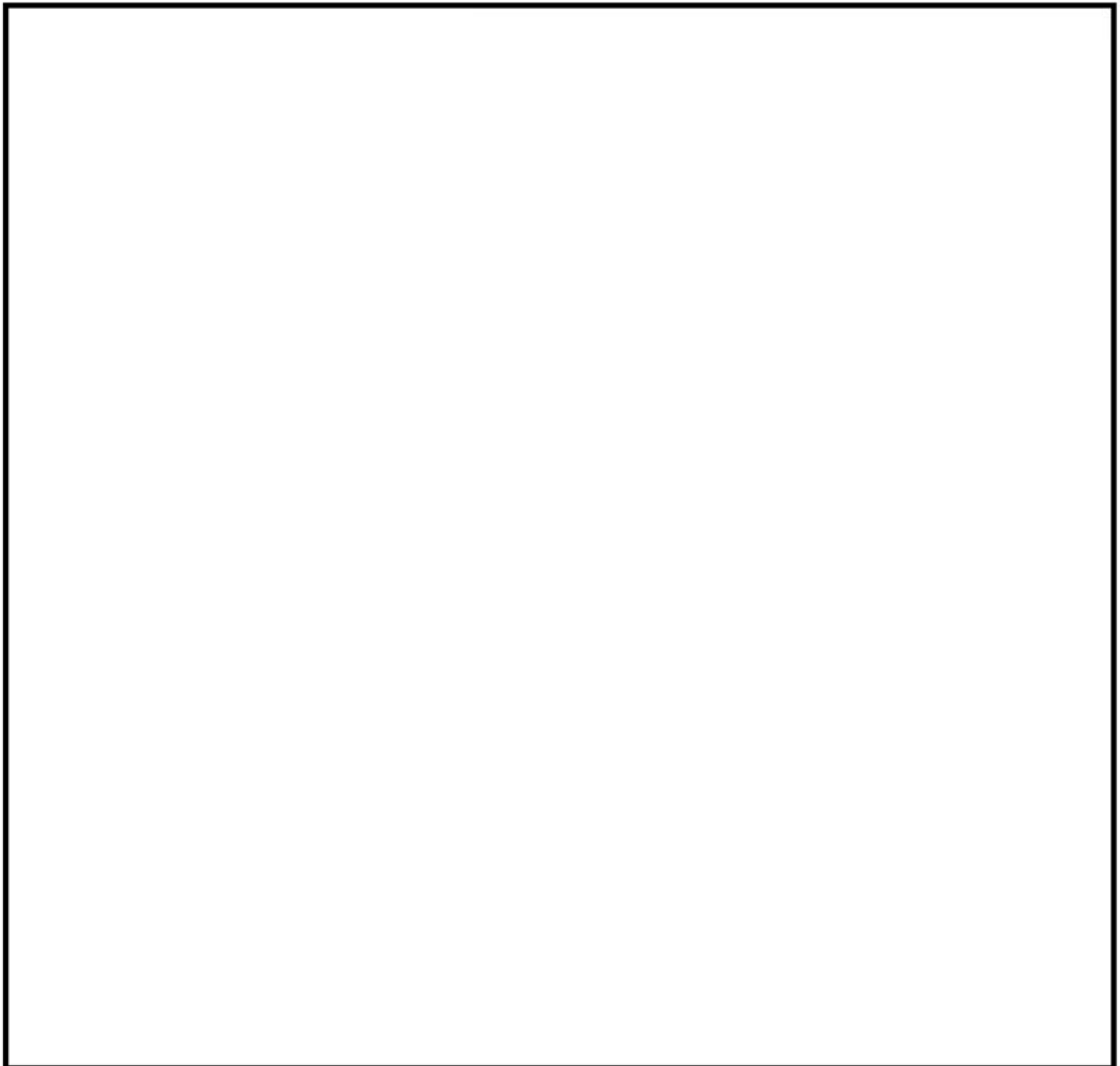


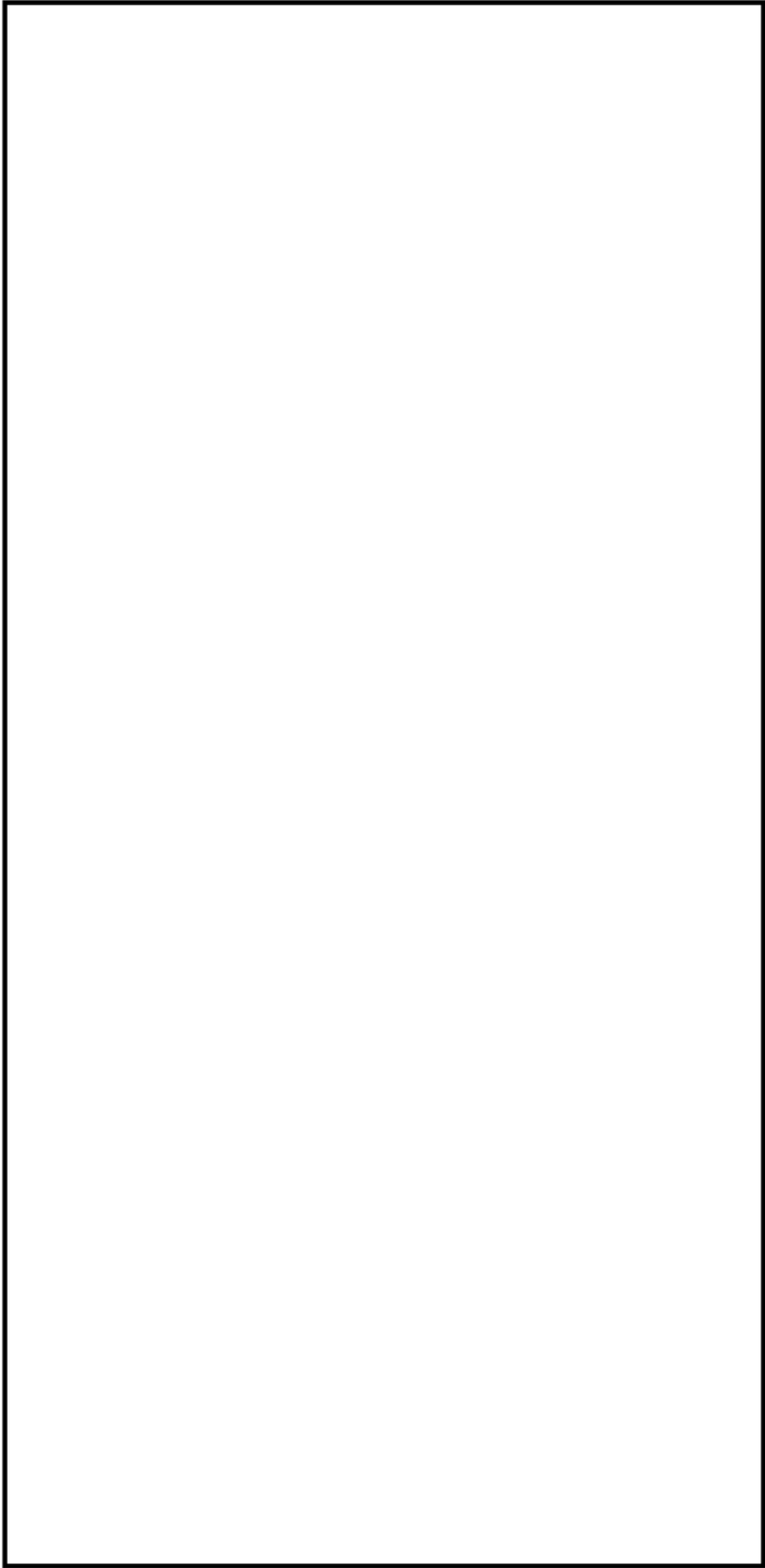
#### 4. 破壊靱性評価式の妥当性確認

##### (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 304 系および 316 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、板厚およ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。



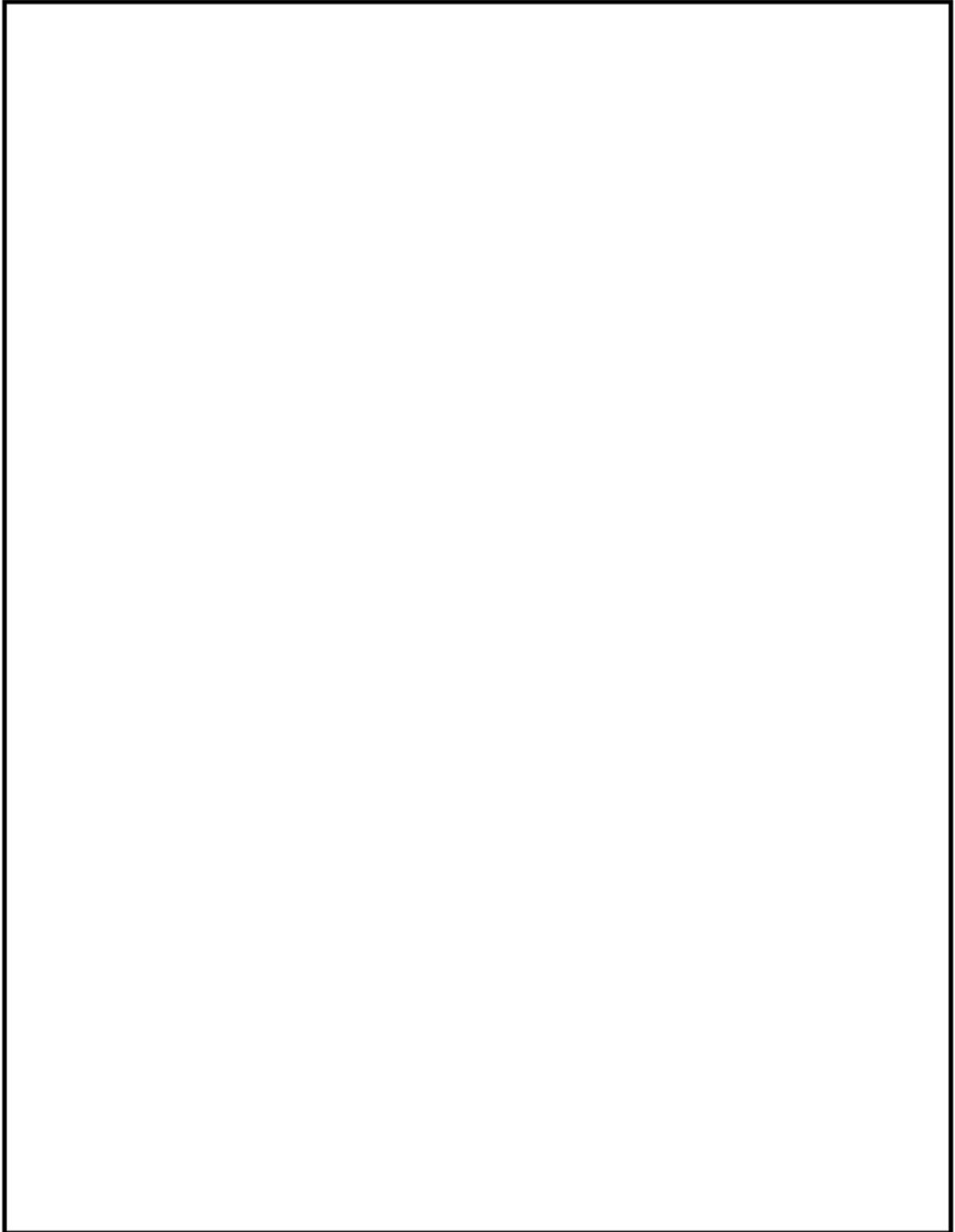


高い保守性を有している

図 1-1 収集された破壊靱性データ群

(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 NRC 曲線を参考としている。



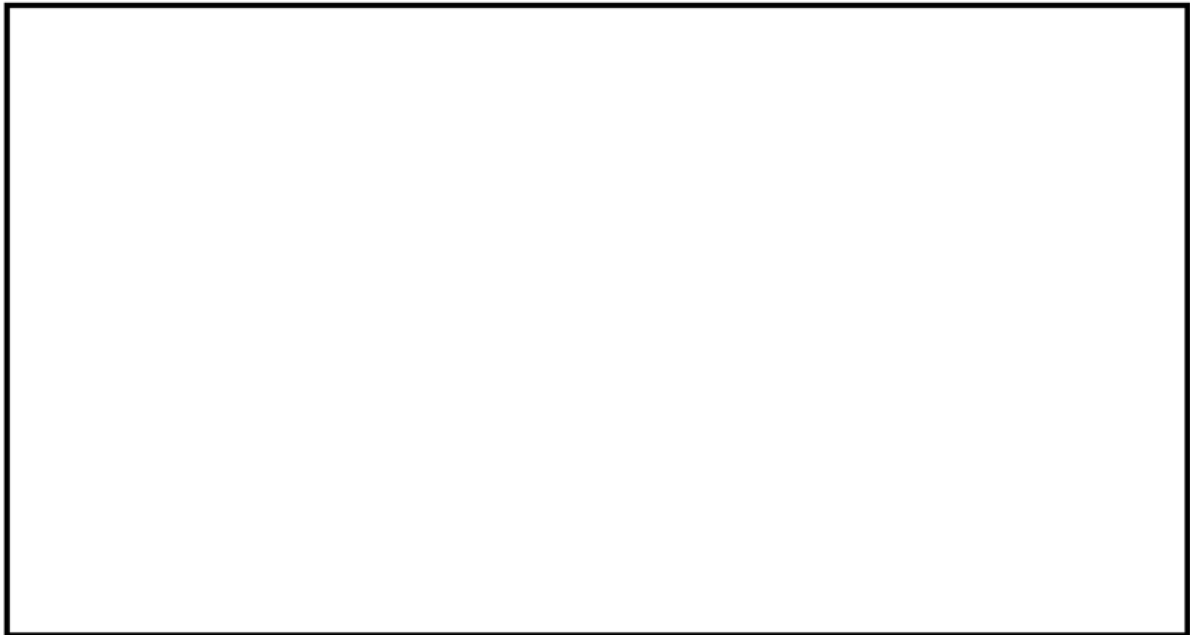
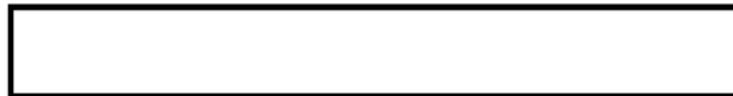


図 2-2 NRC 曲線を参考にした場合の破壊靱性評価式例

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)



上式において、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。

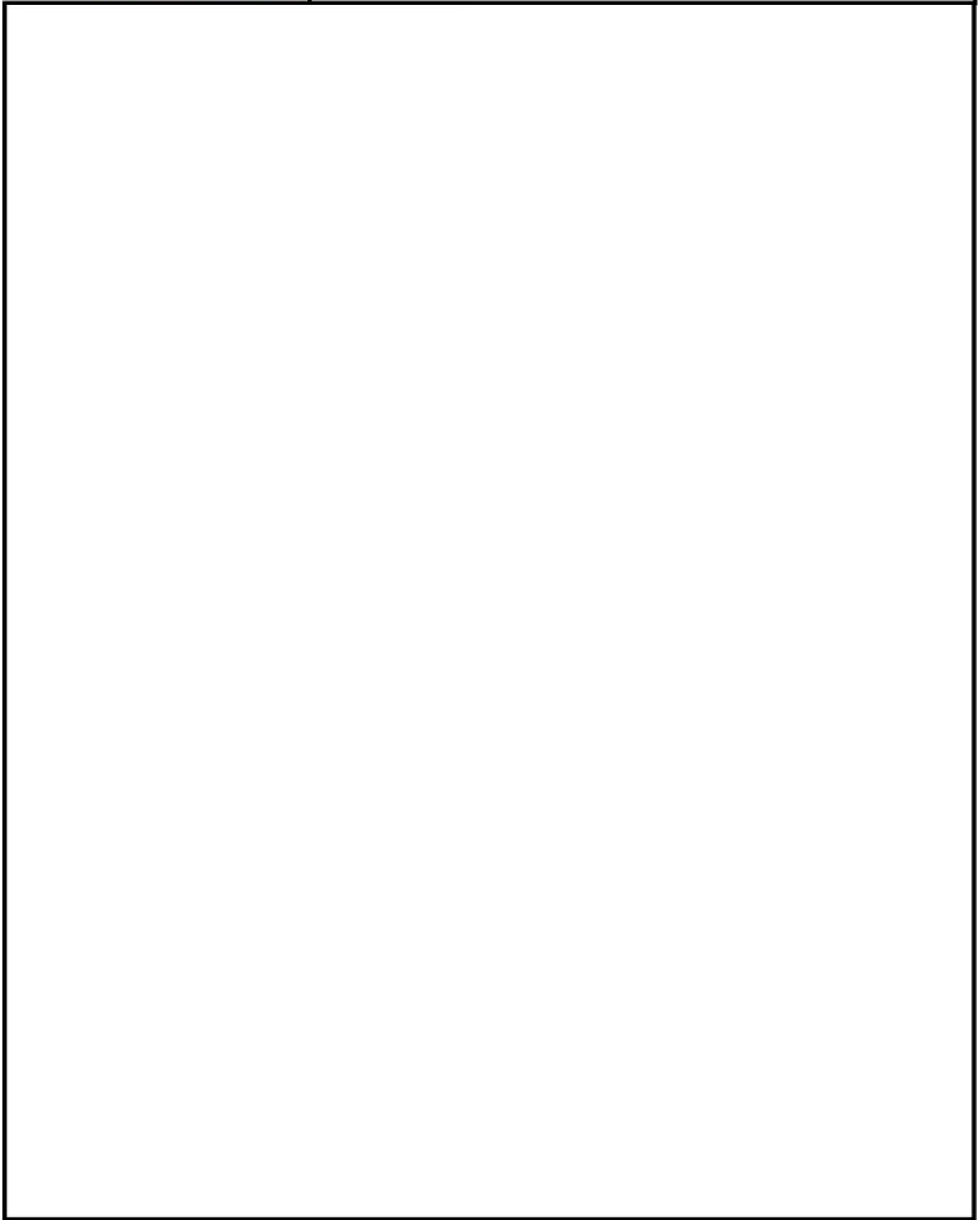


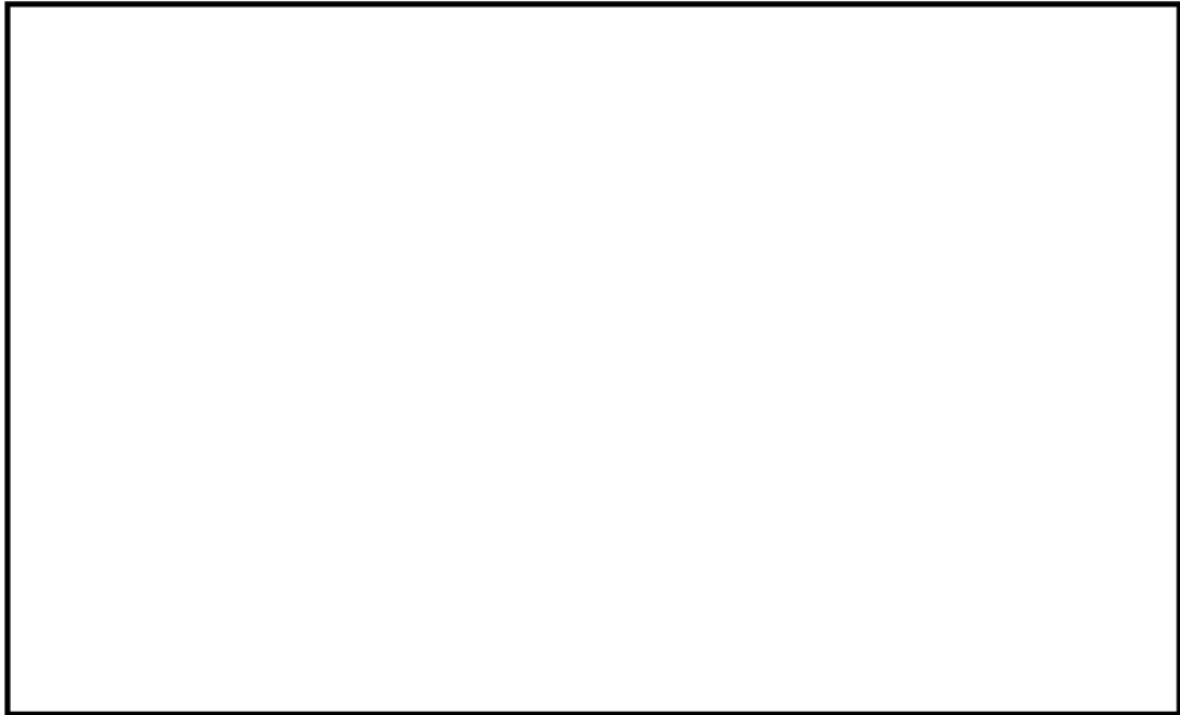
(3) 破壊靱性評価式の策定のプロセスについて

モデル式①を用いた破壊靱性評価式の策定のプロセスを示すが、ここでは、本評価の許容値に用いた、破壊靱性評価式①を基に詳細を記載する。

1) 破壊靱性評価式①

2) 破壊靱性評価式②



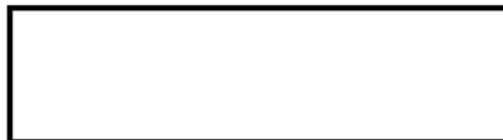


(4) 共同研究で策定された破壊靱性評価式

以上の検討から、3項に示す破壊靱性評価式①及び②が策定された。

図 4-1-1, 図 4-1-2 に維持規格で適用している破壊靱性値と共同研究で策定された破壊靱性評価式を示す。

なお、維持規格においては、照射量を  $n/m^2$  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  $K_{Ic}$  へ換算している。



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。



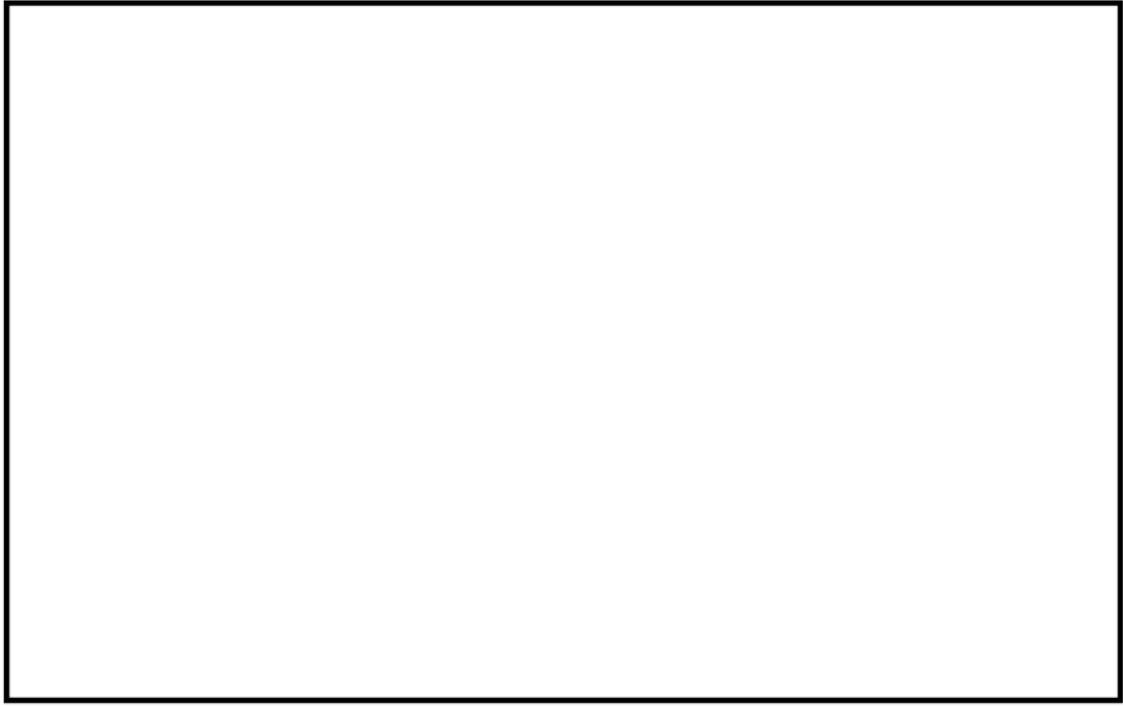


図 4-1-1 破壊靱性評価式①

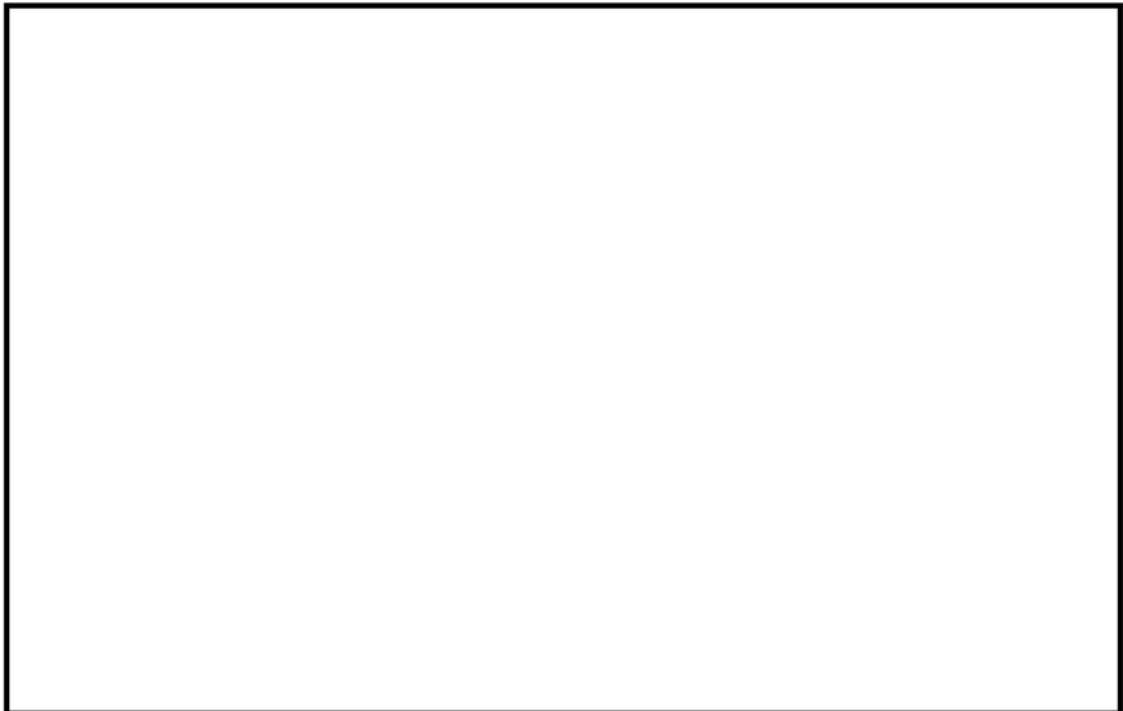


図 4-1-2 破壊靱性評価式②



## 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える。

### (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える。

### (3) 保守性

破壊靱性評価式①については、収集した全データ点の下限値を包絡した評価式であり、高い保守性を確保した評価式となっている。

一方、破壊靱性評価式②については、収集した全データ点に対して、規格及び海外動向を踏まえた試験方法による区分、及び、硫黄成分の破壊靱性値への影響を考慮し、実機材の硫黄成分量を条件とした評価式であるため、より現実的な評価となる式となっている。

以 上

## ＜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＞

### 1. はじめに

ウォータージェットピーニング施工（以下、「W J P」という）とは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングすることにより、材料表面の引張残留応力を圧縮側に改善する方法である。

東海第二では、応力腐食割れの抑制対策として、環境改善のため1997年1月より水素注入を実施しており、この効果を炉心領域のまで拡大させるため炉心領域にある内面の溶接継手に対して貴金属コーティング施工を1999年の第17回定期検査にて実施した。また、炉心シユラウドの上部胴内面や上部胴・中間胴の外面の溶接継手にはW J Pを同年に実施した。

W J Pによる応力腐食割れの抑制効果に関する概要を以下に述べる。

### 2. W J Pの概要

W J Pは、財団法人発電設備技術検査協会にて「原子炉炉内構造物へのショットピーニングおよびウォータージェットピーニング方法適用に関する確性試験」（以下、「W J P確性試験」という）の審議が行われ、平成8年9月に合格証明書が発行されている。

W J Pを適用する場合には、その施工を受ける部材の耐食性等の健全性が損なわれていないこと、即ち、材料に対して悪い影響が与えられていないことの確認を行う必要があり、W J P確性試験において各種の試験が実施された。また、残留応力が圧縮側に改善されるW J Pの施工条件が確認されている。

また、日本原子力技術協会の予防保全工法ガイドライン [ピーニング工法]<sup>\*1</sup>（以下、「ピーニング工法ガイドライン」という）において、応力腐食割れの予防保全工法としてW J Pが添付されている。

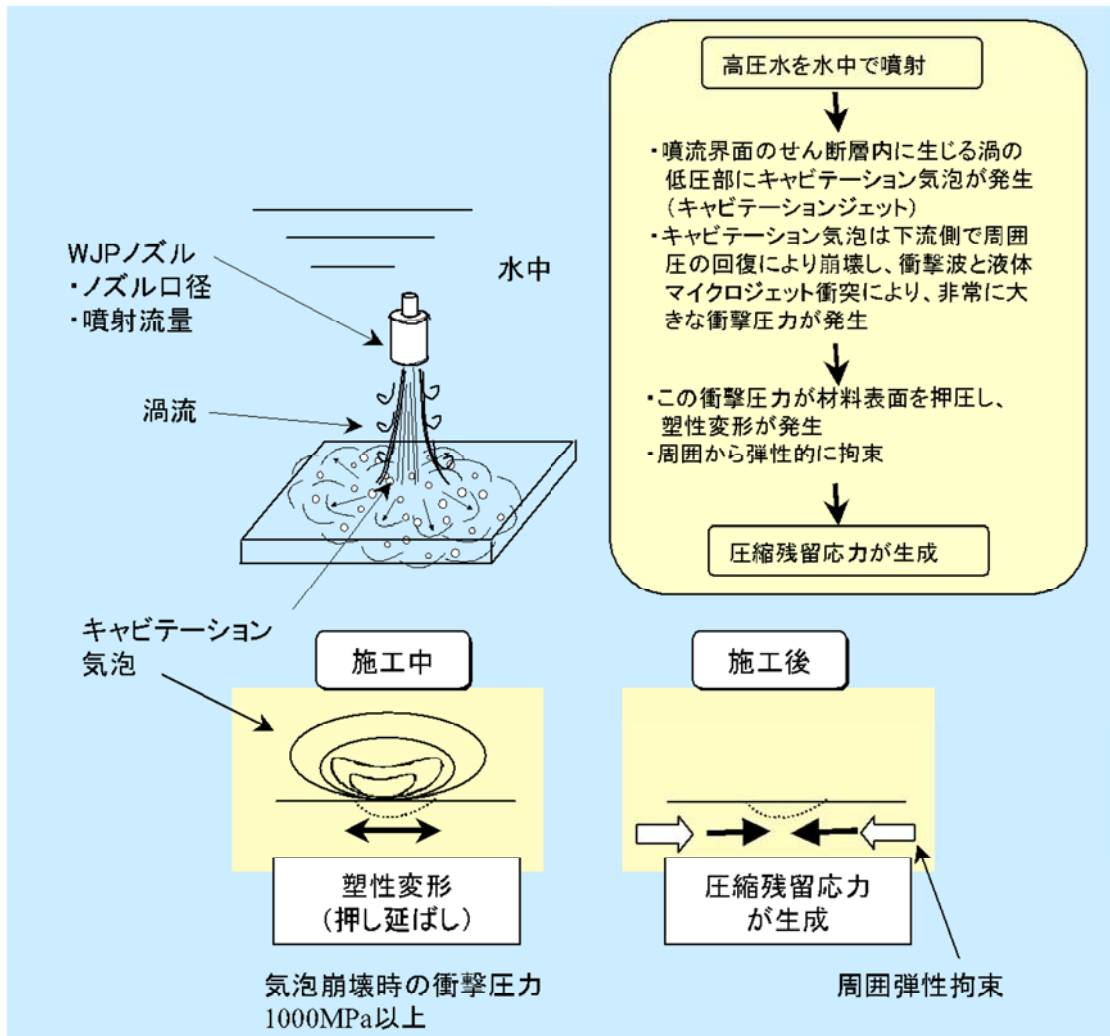
維持規格においては、W J Pが炉内構造物の予防保全工法として、「RB-2450 ピーニング法」に記載されている。また、「添付 IJG-B-2-1 シュラウドに対する予防保全の適用」の「表 添付 IJG-B-2-1-1 予防保全の適用」に、「ピーニング」を適用した場合に「予防保全実施時期を供用開始時期として、表 IJG-2500-B-2 の G3.10 および G3.20 を適用できる。」としており、W J Pの効果に関する規定がある。

W J Pによる引張残留応力改善の原理を図1に、W J Pの現場施工の概念を図2に示す。

\*1 JANTI-VIP03-第2版 予防保全工法ガイドライン [ピーニング工法] 平成20年1月 有限責任中間法人 日本原子力技術協会

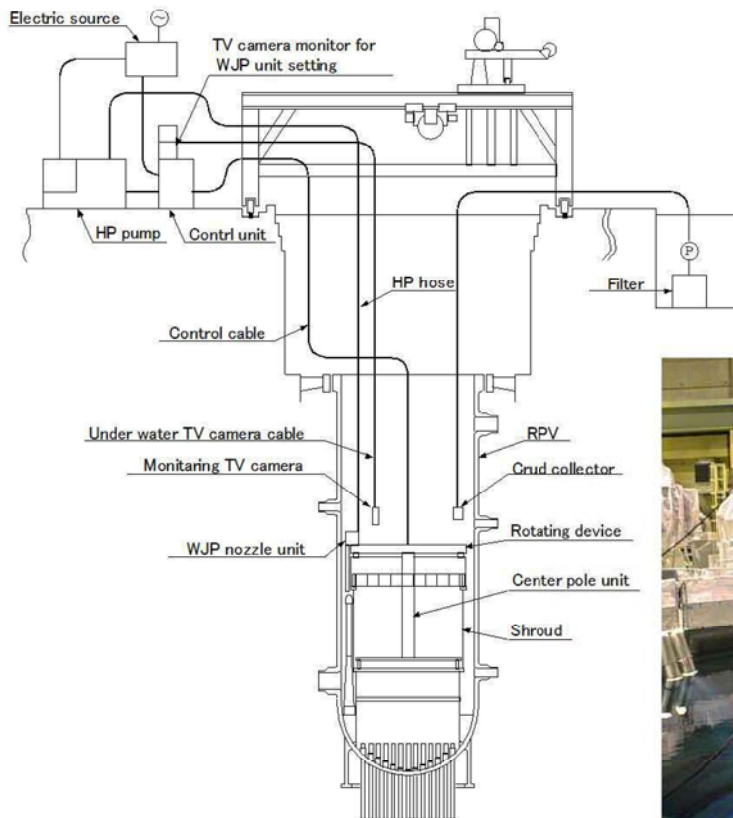
(解説 2-1) W J P の原理

W J P は、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングする技術である。この W J P の原理を、解説図 2-1(1)及び(2)に示す。



解説図 2-1(1) W J P の原理

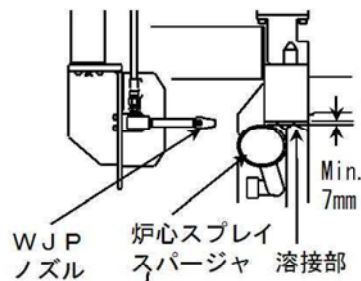
図 1 W J P による引張残留応力改善の原理  
(ピーニング工法ガイドラインより)



炉心シュラウド適用時の装置の配置



センターポールユニット



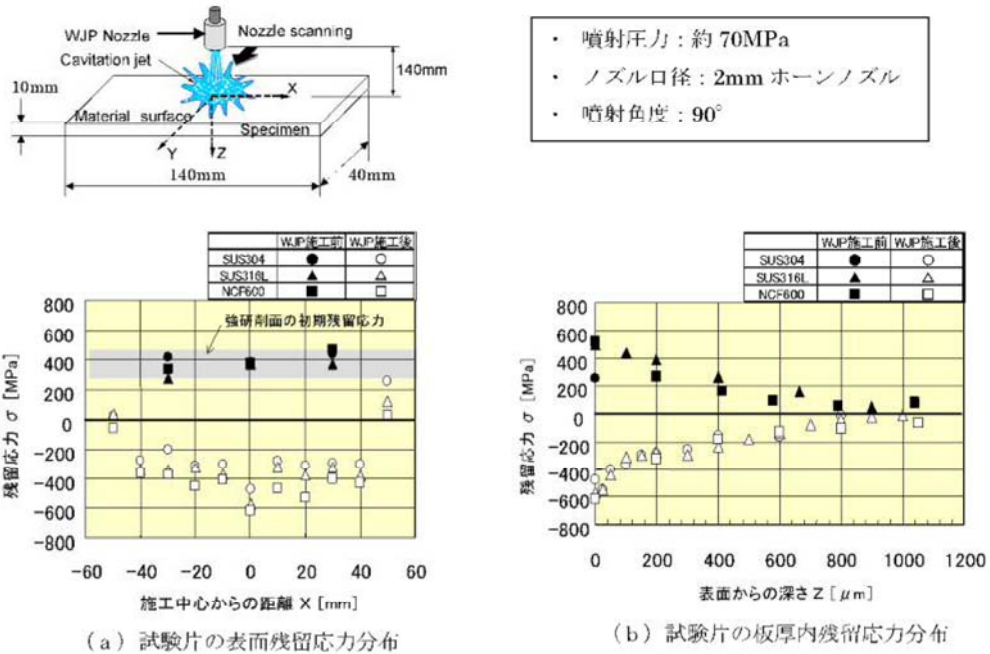
炉心スプレイ配管と炉心シュラウド上部リング  
隙間への施工模式図とモックアップ試験状況

図2 WJPの現場施工の概要



### 3. WJPによる応力腐食割れの抑制効果

WJPによる応力腐食割れの抑制効果として、ピーニング工法ガイドラインに記載された残留応力改善効果の確認試験結果を図3に示す。強研削によって付与した初期の引張残留応力が、圧縮側になっていることが確認できる。



解説図 1-1 ウォータージェットピーニングによる残留応力低減効果例

(出典：日本ウォータージェット学会「噴流工学」Vol.20、No.1 (2003年2月))

図3 WJPによる残留応力改善効果 (ピーニング工法ガイドラインより)

また、図2に示した炉心シュラウドのモックアップ試験体にWJPを行った場合の残留応力測定結果を図4に示す。狭隘部であっても溶接による残留応力が、圧縮側になっていることが確認できる。

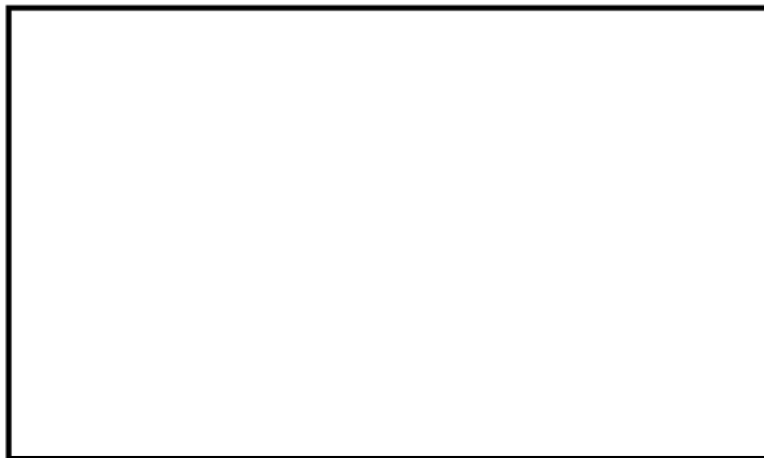


図4 WJPによる残留応力改善効果 (メーカー社内試験より)

#### 4. W J Pの効果の持続性

W J Pにより付与された圧縮残留応力については、60年運転を考慮した場合、起動停止による繰り返しのひずみ負荷や運転期間中の熱によって持続することができるかを検討した。

応力腐食割れの予防保全対策として応力改善工法を適用した場合の効果の持続性については、国内電力10社による共同研究の成果があり、このうちステンレス鋼の溶接熱影響部にW J Pを施工した場合に関する成果について、要点を以下に紹介する。なお、研究の成果は、(財)発電設備技術検査協会 溶接・非破壊検査技術センター技術レビューVol.9 2013 及び保全学 Vol.11, No4(2013)に紹介されており、以下は前者を出典としている。

- (1) 試験片の製作：SUS316LとNCF600，溶接金属がインコネル182合金の異材溶接継手を製作，表面にW J Pを施工（表1，図5）
- (2) ひずみ負荷：320℃（BWR運転温度290℃よりも厳しいPWRの条件）で0.07%のひずみを試験片長手方向（溶接線方向）に，実機60年運転を想定した設計上の繰り返し数以上となる200回まで負荷。
- (3) 熱時効処理：上記ひずみを負荷した後，320℃で60年間（525,600時間）相当の熱履歴をラーソンミラーパラメータ\*2で加速条件を算出し，400℃で461時間に相当するとして熱時効処理を実施。
- (4) 残留応力測定：ひずみ負荷後及び熱時効処理後の表面及び板厚内部（100μm）の残留応力をX線回折法で測定（図6）。

表1 試験片へのW J P施工条件

WJP	流量	800cm <sup>3</sup> /s
	入射時間	24s/cm
	入射距離	140mm
	入射角	90°
	ノズル径	2mm

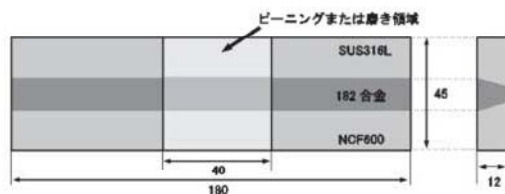


図5 試験片

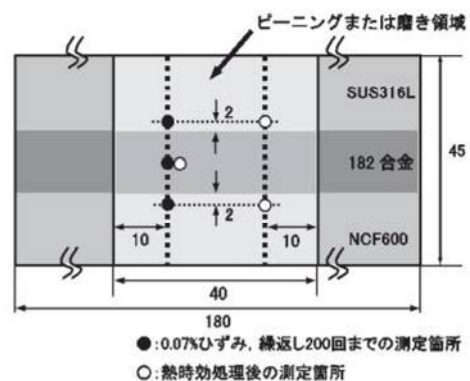


図6 試験片と残留応力測定箇所

\*2 ラーソンミラーパラメータ  $P = T(C + \log t)$ ， $T$ は温度[K]， $t$ は時間[h]， $C$ は材料定数で多くの耐熱材料が20前後となる知見から20とした（出典：「改訂 材料強度学」社団法人 日本材料学会）

(5) 結果：ひずみを繰り返し与えた場合、さらにその後熱時効処理を施した場合においても表面及び内部に圧縮残留応力が持続していた。なお、1回目のひずみ負荷時に昇温とひずみ負荷に伴う応力の再分配が生じて圧縮残留応力の緩和が生じるが、その後は同等の熱的及び力学的な負荷に対して圧縮残留応力の変化は少なくなっている（図7）。

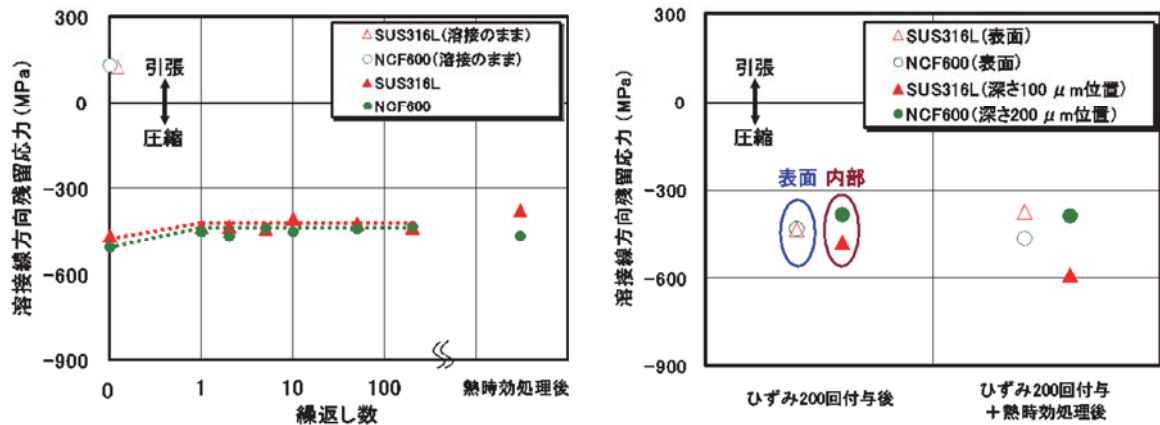


図7 残留応力測定結果

以上より，W J Pにより付与された圧縮残留応力は，実機の60年運転を想定した条件下でも持続すると考えられる。

以上

## 5. 東海第二へのW J P施工の有効性

東海第二の炉心シュラウドH4周溶接継手の外面（以下、「H4外面」という）は、1999年の第17回定期検査にてW J P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いる。ここでは、W J Pが残留応力の改善に有効な条件で施工されたことを以下に示す。

炉心シュラウドH4外面へのW J P施工図を図8に、残留応力改善の基本支配因子に対する施工条件を表2に示す。実機の施工記録のうち、ノズル仕様、噴射距離及び噴射角度については確性試験の施工条件の範囲内となっている。噴射流量及び噴射時間は実機の施工記録が確性試験の施工条件外となっているが、確性試験のデータや追加確認試験により応力改善効果を確認している。

表2 炉心シュラウドH4外面へのW J P施工条件

確認項目	確性試験における 施工条件*1	東海第二炉心シュラウドH4外面施工条件	
		確認試験*2 ( )内は実機施工条 件での追加確認試験*3	実機の施工記録
ノズル仕様	噴射口径 2mm のホー ンノズル (穴数:1)	同左	同左
噴射流量 [L/min]	45～49		
噴射距離 [mm]	80～140		
噴射時間 [min/m]	30～60		
噴射角度 [°]	15 以上 45 未満		

\*1 ピーニング工法ガイドライン 解説表 4-1(2)より引用。ノズル移動方向が走行方向（噴射角度の方向にノズルが走行する方向）における条件。

\*2 確認試験は、平板試験体の表面に研削加工によって引張残留応力を付与し、W J P施工前後で残留応力を測定し、施工後に圧縮側になっていることを確認した。図9参照。

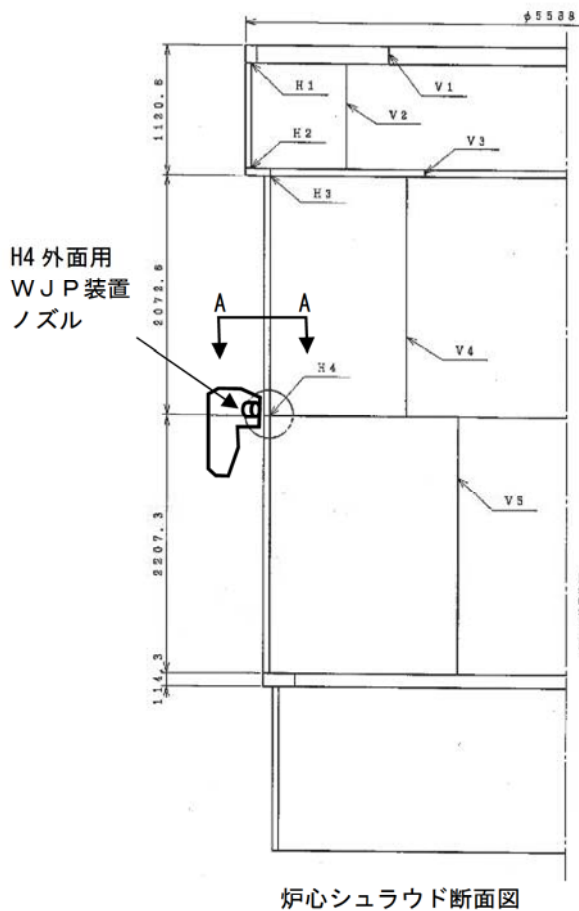
\*3 確性試験の施工条件外であるが、確性試験のデータや追加確認試験により応力改善効果を確認している。図10参照。

\*4 実機における実測は困難であるため、あらかじめW J P装置の寸法を測定。数値は装置の検査成績書の噴射距離（ノズル先端から施工面までの距離）の値について、ノズル取付寸法を現地における測定記録（W J P施工前及び施工後）で補正した値。

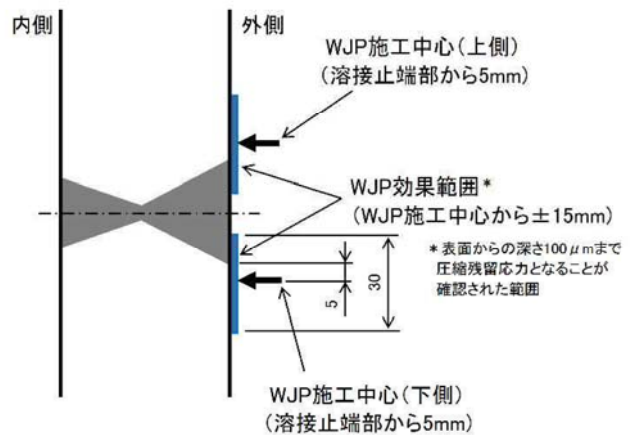
\*5 実機における実測は困難であるため、あらかじめW J P装置の寸法を測定。数値は装置の検査成績書の噴射角度の値。

また、1999年の第17回定期検査において、炉心シュラウドH4外面へのWJP施工前に目視点検（MVT-1）を行い、有意な欠陥がないことを確認している。

以上より、東海第二の炉心シュラウドH4外面には、WJPが残留応力の改善に有効な条件で施工されている。



- 炉心シュラウド H4 外面用W J P 装置は、ノズルを 2 個装着し、炉心シュラウドの外表面に沿って水平にノズルを走行させ施工を行う。
- 溶接熱影響部上下 2 箇所施工(下図)。
- 一度の設置によって円周方向  の範囲が施工可能であり、装置を約  ずらした位置 (計 12 箇所) に設置することで全周の施工を行った。
- 炉心シュラウド H4 外面とジェットポンプの狭隘部にノズルを接近させる必要があることから、施工条件は噴射角度  として確認試験を行った。



A-A 断面 (H4 外面用W J P 装置ノズル可動範囲)

図 8 東海第二炉心シュラウド H4 外面 施工図

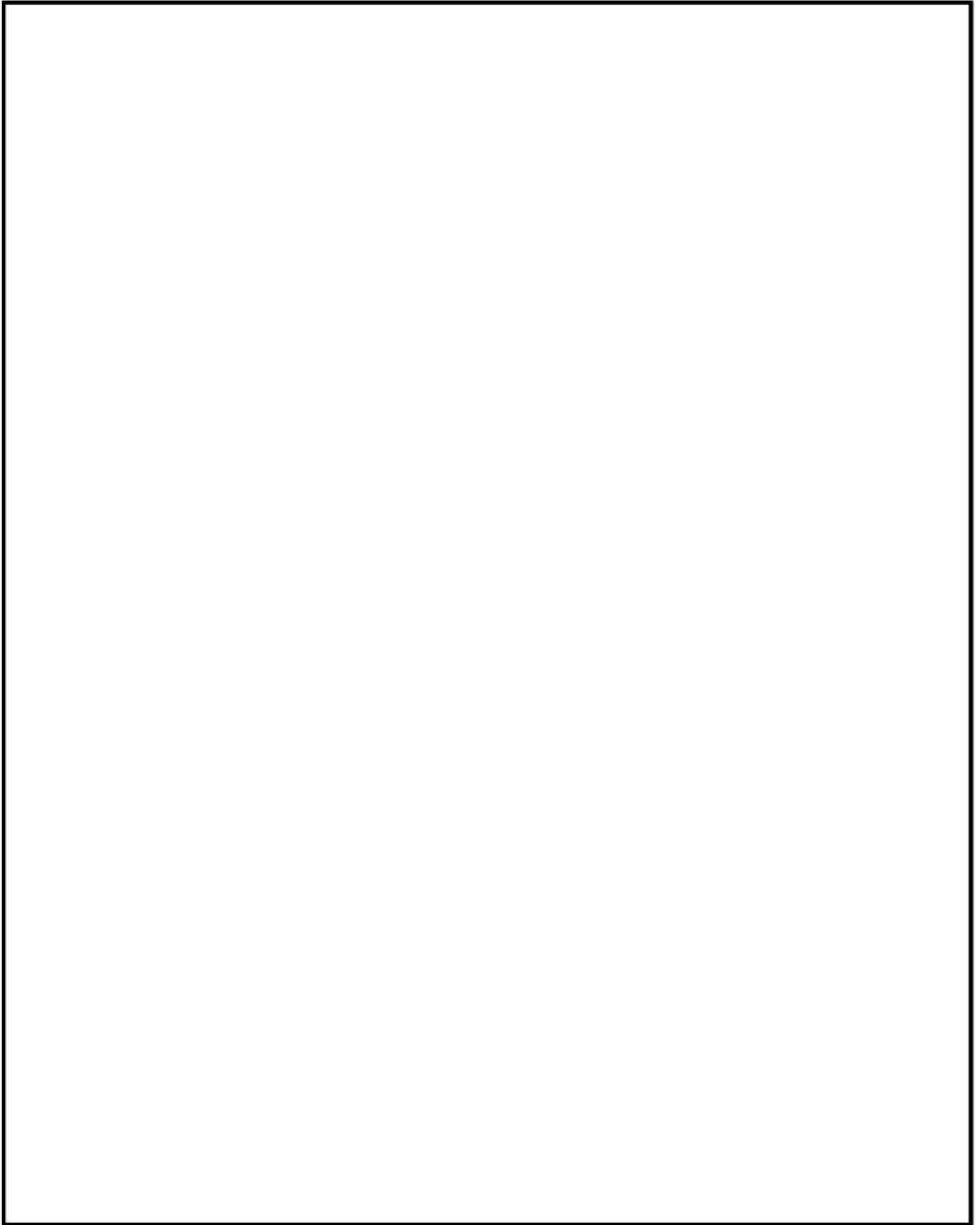


図9 東海第二炉心シュラウドH4外面 施工条件確認試験

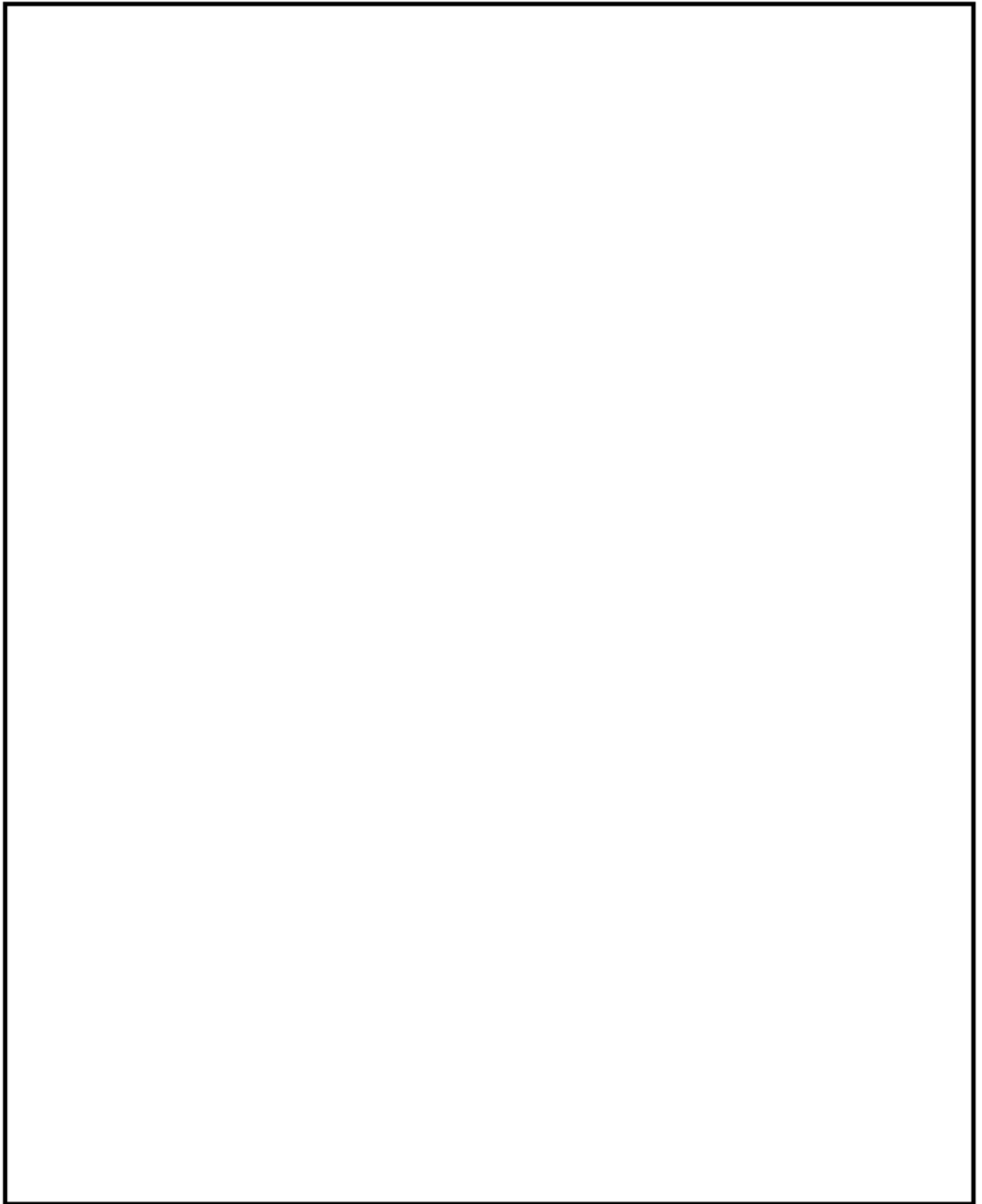


図 10 東海第二炉心シュラウドH4 外面 施工条件確認試験（実機施工条件での追加試験）



## ＜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＞

## 1. はじめに

貴金属コーティング施工（以下、「NMC」という）とは、パラジウムを含有するインコネル材の粉末を水中プラズマ溶射法により溶接熱影響部にコーティングし、その金属表面に溶射被膜を形成させるものである。

原子炉の炉内環境におけるこの溶射被膜の存在が、水素と酸素との再結合のための触媒作用をもたらし、溶接熱影響部の腐食電位を低下させ当該溶接部における応力腐食割れを防止する。

東海第二では、応力腐食割れの抑制対策として、環境改善のため1997年1月より水素注入を実施しており、この効果を炉心領域まで拡大させるため、炉心領域にある溶接部に対してこのNMCを1999年の第17回定期検査にて実施した。

NMCによる応力腐食割れの抑制効果に関する概要を以下に述べる。

## 2. NMCの概要

NMCは、財団法人発電設備技術検査協会にて「原子炉炉内構造物へのノーブルメタルコーティング法適用に関する確性試験」（以下、「NMC確性試験」という）の審議が行われ、平成9年12月に合格証明書が発行されている。

確性試験では、重点的に(1)施工対象部への悪影響がないこと、(2)コーティング層の密着強度が十分あり、施工対象部位から剥離しないこと、について審議が行われた。また、NMC確性試験の参考試験として腐食電位測定試験が行われ、水素注入環境において $-230 \text{ mV}_{\text{SHE}}$ 以下に低下することを確認している。

維持規格においては、NMCが炉内構造物の予防保全工法として、「RB-2530 金属粉末溶射クラッド方法」に記載されている。また、「添付 IJG-B-2-1 シュラウドに対する予防保全の適用」の「表 添付 IJG-B-2-1-1 予防保全の適用」に、「貴金属表面処理」を適用した場合に「試験部位の腐食電位を評価し、添付 E-2 のき裂進展速度式を用いてき裂進展量を求め、添付 EJG-B-2-1 に示す方法により、試験程度および試験実施時期を設定することができる。」としており、NMCの効果に関する規定がある。

NMCによる応力腐食割れ抑制効果のメカニズムを図1に、NMCの現場施工の概要を図2に示す。

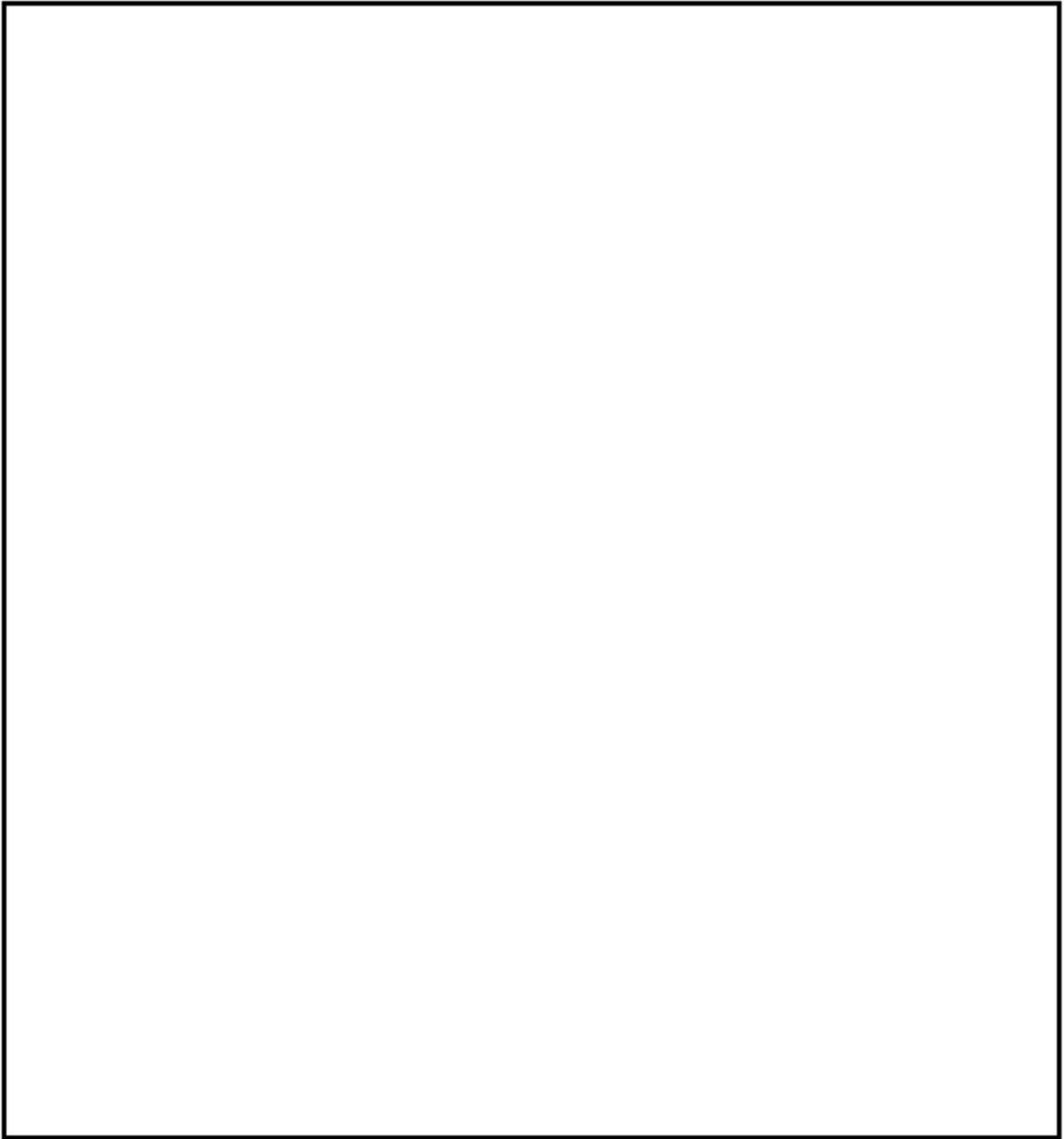


図1 NMCによる応力腐食割れ抑制効果のメカニズム  
(NMC確性試験報告書より)

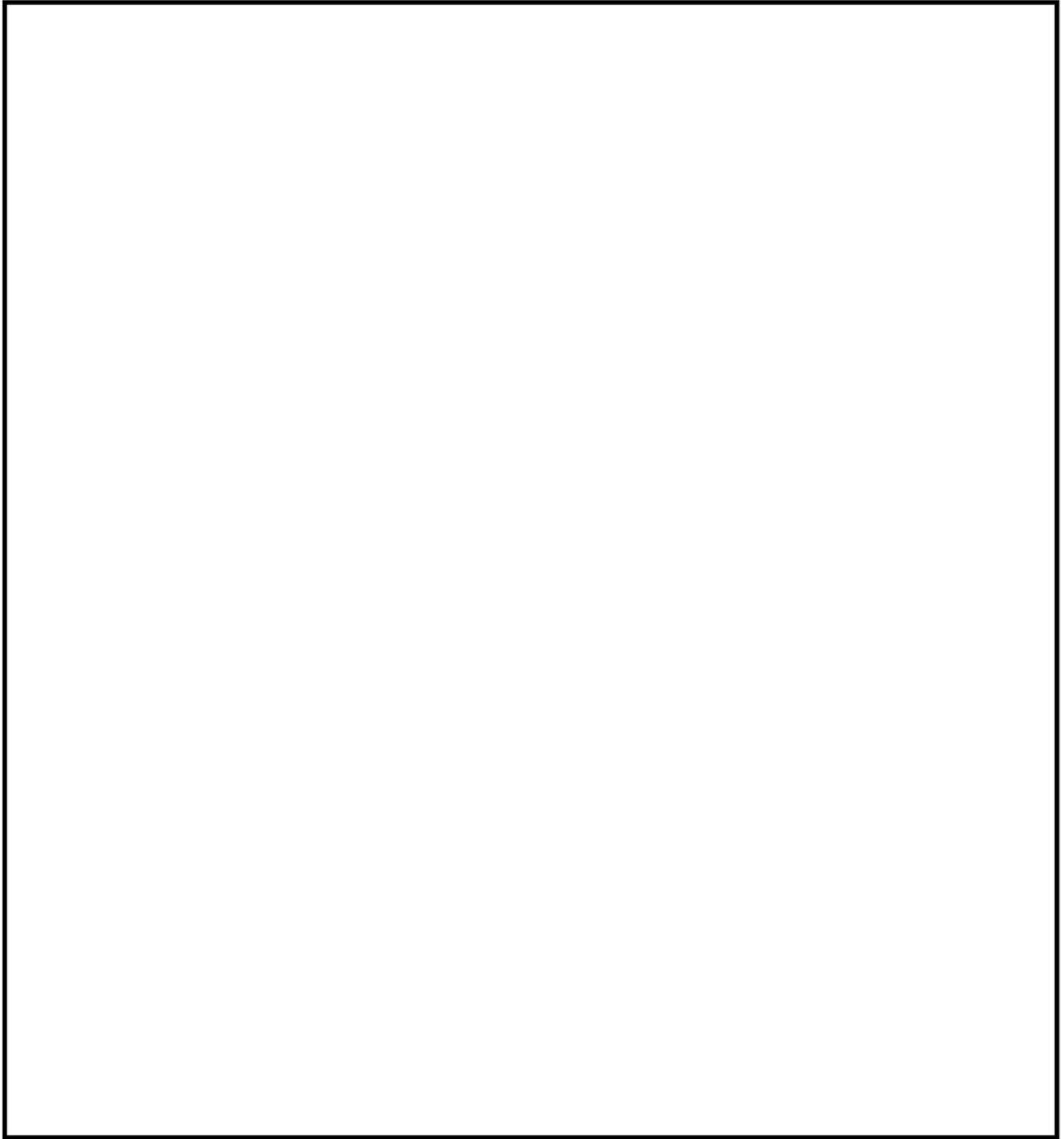


図2 NMCの現場施工の概要  
(NMC確性試験報告書より)

### 3. NMCによる応力腐食割れの抑制効果

NMCによる応力腐食割れの抑制効果として、NMC確性試験で実施した腐食電位測定試験結果を図3に示す。図中の試験体1と2は、施工条件の上限下限の値で施工したものである。

グラフ中、凡例でECPと記載した腐食電位の値はNMC施工部、304SSと記載した値はNMC未施工部である。NMCを施工したいずれの試験片も、 $H_2/O_2$ のモル比が2:1以上で腐食電位が応力腐食割れのしきい値とされる $-230\text{ mV}_{\text{SHE}}$ 以下\*1に低下することが確認されている。

\*1 JANSI-VIP-18-第2版 BWR 予防保全工法ガイドライン [水素注入による環境改善効果の評価方法]  
(第2版) 平成29年3月一般社団法人 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

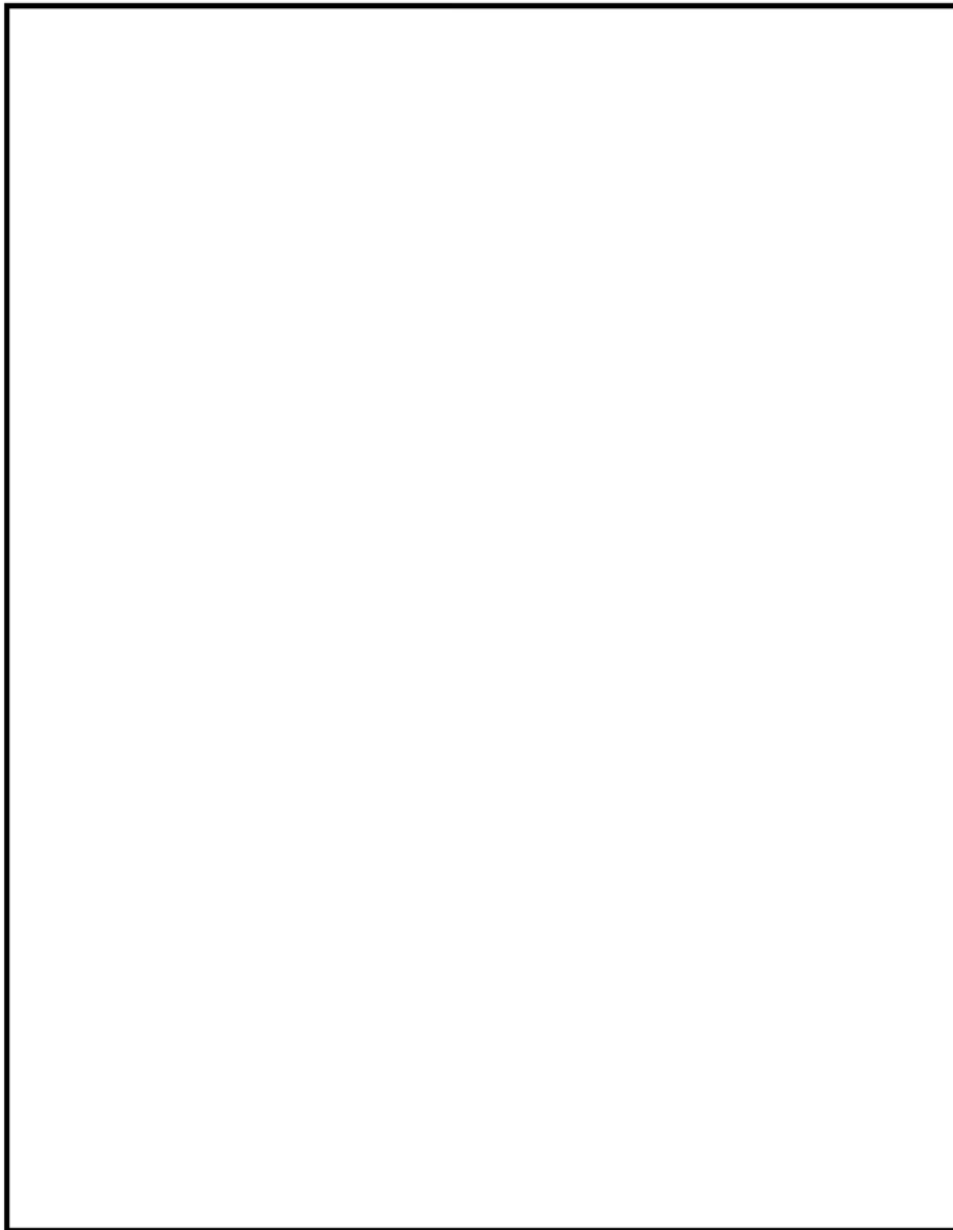


図3 NMC試験体の腐食電位測定結果  
(NMC確性試験報告書より)

<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>

1. 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

①第 17 回定期検査, 1999 年 A 社製制御棒

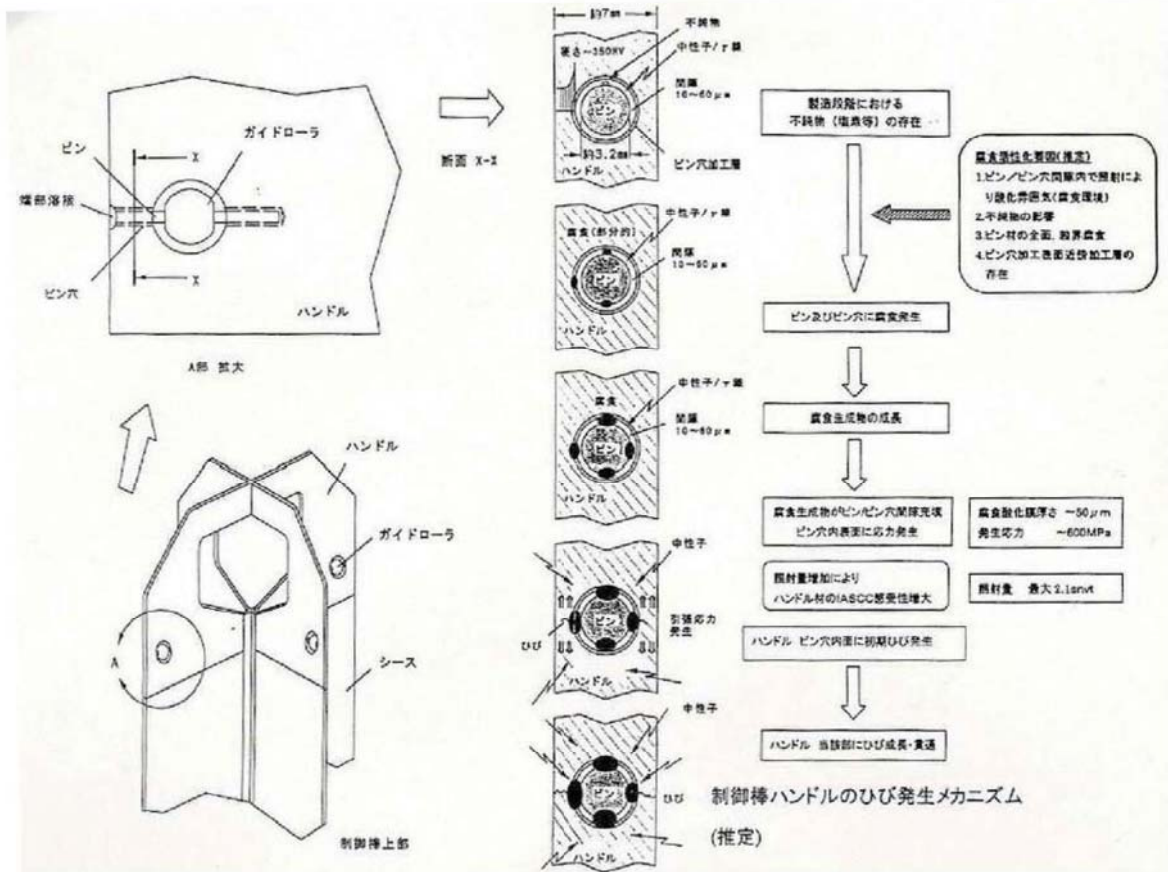


図1 A社製制御棒上部ハンドル部のひび (原電ホームページ プレス資料)

- ひびが発見された制御棒及び同じ製造履歴のA社製制御棒合計25本は、第16回定期検査時に取り付けたものであり、上部ハンドル部材質はSUS304である。
- これら25本のうち、ひびが確認された制御棒13本は運転中に挿入されていた実績があり中性子照射量が約 $1.3 \sim 2.1 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>と高く、SUS304のしきい照射量約 $5 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup>を超えていた。ひびが確認されなかった残りの12本の中性子照射量は、約 $0.3 \sim 1.3 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>と比較的低い値であった。
- ひびが発見された制御棒及び同じ製造履歴のA社製制御棒合計25本は、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。
- なお、この上部ハンドル部ガイドローラ部近傍のひびは、制御棒の機能(制御棒挿入性)には影響しないと評価している。

②第 25 回定期検査, 2011 年 B 社製制御棒

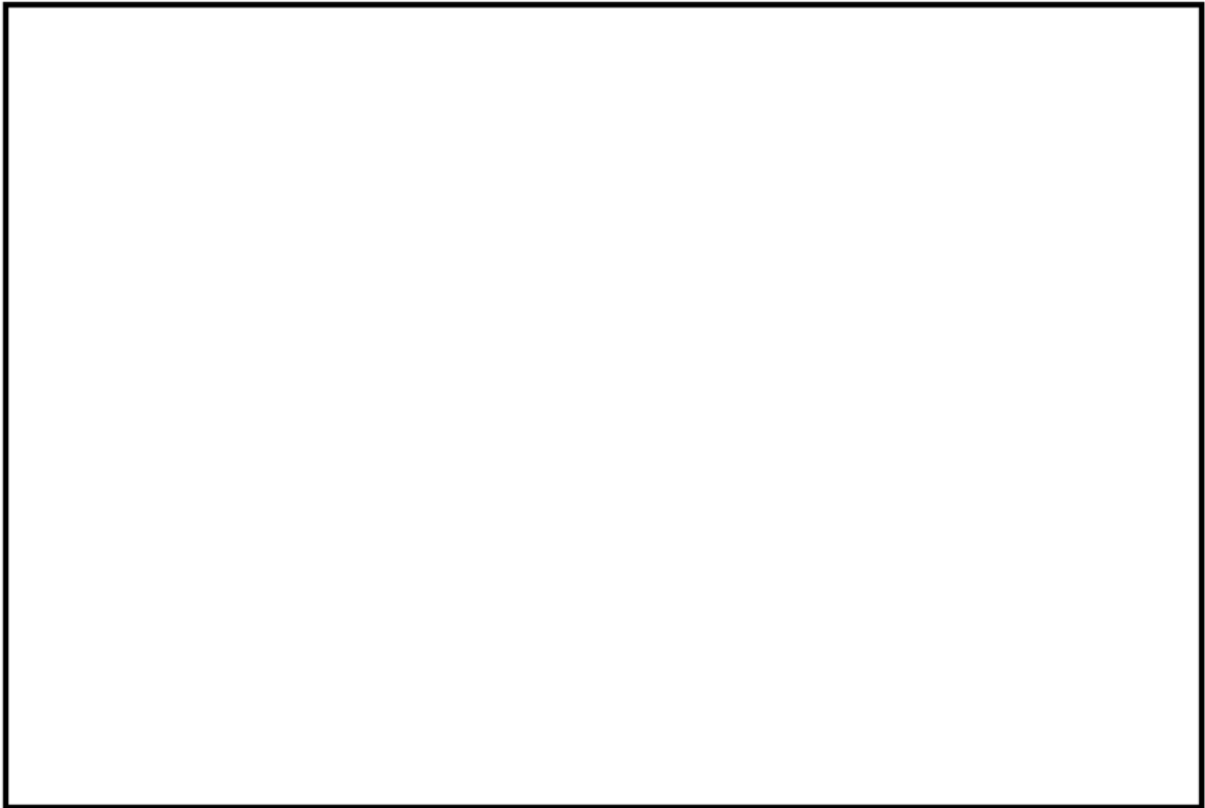


図 2 B 社製制御棒上部ハンドル部のひび (炉内取り付け座標 42-11 の例)

- ひびが発見された制御棒及び同じ製造履歴の B 社製制御棒は, ①で述べた A 社製制御棒 25 本の取替品として第 17 回定期検査時に取り付けたものであり, 上部ハンドル部材質は SUS316L である。
- これらの第 17 回定期検査時に取り付けた B 社製制御棒 25 本は, 取替基準に基づいて取替や全引き抜き座標への配置替えが実施され, 第 25 回定期検査時には炉内の全引き抜き座標に配置された 8 本が残っていた。ひびはこの 8 本で確認され, 中性子照射量が約  $0.7\sim 1.1\times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup> (熱中性子) と高く, SUS316 のしきい照射量約  $1\times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup> に近い値であったと考えられる。
- 制御棒の取替にあたっては, 第 18 回定期検査 (2001 年) 以降, 上部ハンドル部ガイドローラ穴に通水溝を設けた応力腐食割れ対策品 (2 項に記述) を採用している。前述のとおり, 上部ハンドル部のひびは制御棒の機能に影響しないことから, 第 18 回定期検査以降に寿命や不具合により取り替える制御棒を対象として, 応力腐食割れの対策品を採用することとしていた。
- しかしながら, 第 25 回定期検査では第 17 回定期検査時に取り付けた応力腐食割れ対策品の採用前の B 社製制御棒 8 本にひびが確認されたことから, 全て応力腐食割れ対策品に取替を実施した。

## 2. 制御棒上部ハンドル部の照射誘起型応力腐食割れ対策

- 第 18 回定期検査（2001 年）以降に採用している B 社制御棒は、上部ハンドル部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である。
- 制御棒上部とハンドル部ガイドローラ穴の構造を図 3 に示す。ハンドル部ガイドローラのピンとピン穴の隙間環境を改善するため、穴の上下に通水溝を設けている。

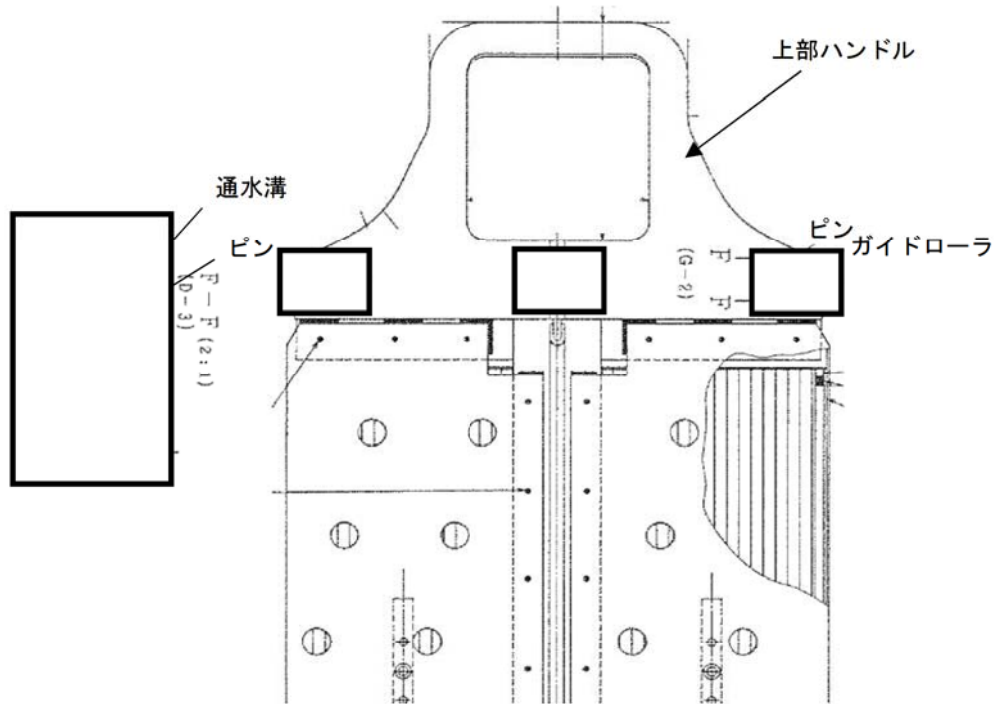


図 3 B 社製制御棒上部ハンドル部の応力腐食割れ対策（第 18 回定期検査以降に採用）

- 東海第二では、第 19 回定期検査（2002 年）に制御材にハフニウムを使用した制御棒を採用しており、その上部ハンドル部にもピン穴に通水溝を設けた応力腐食割れ対策を行っている。このハフニウム制御棒は、その後定期的に点検を行っており、第 22 回定期検査（2006 年～2007 年）時にシース部にひびが確認されたことから全て取り出し、現在使用していない。
- このときのハフニウム型制御棒の上部ハンドルの材料は SUS316L であり、中性子照射量は約  $3 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>（熱中性子）であり、ハンドル部はしきい照射量約  $1 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup> を超えていたと考えられるが、ハンドル部ピン穴にひびが確認されておらず、応力腐食割れの対策が有効であったと考えられる。

表 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

定期検査	事 象	備 考
第 16 回定期検査 (1998 年)	●A 社製制御棒 25 本を炉内へ取り付け。	
第 17 回定期検査 (1999 年～2000 年)	●前回定期検査で取り付けた A 社製制御棒 25 本のうち 13 本の上部ハンドルにひび。 ●この 25 本を全て B 社製制御棒へ取替。	照射誘起型応力腐食割れと推定。
第 18 回定期検査 (2001 年)	●B 社製制御棒に上部ハンドル部ガイドローラ穴に通水溝を設けた応力腐食割れ対策品を採用。	以降の定期検査において寿命や不具合により取り替える制御棒は、全て上部ハンドル部応力腐食割れの対策品を採用。
第 19 回定期検査 (2002 年)	●ハフニウム制御棒の採用 (B 社製)	ハフニウム制御棒の上部ハンドル部の応力腐食割れ対策品の設計は、第 18 回定期検査で採用した設計と同じ。
第 22 回定期検査 (2006 年～2007 年)	●ハフニウム制御棒のシースにひびを確認したため、全てボロン・カーバイド制御棒に変更 (B 社製)。 ●取り出したハフニウム制御棒の上部ハンドル部にひびは確認されず。	
第 25 回定期検査 (2011 年～)	●第 17 回定期検査で取り付けた B 社製制御棒 8 本 (上部ハンドル部応力腐食割れ未対策品) の上部ハンドル部にひび。 ●8 本を全て B 社製制御棒 (上部ハンドル部応力腐食割れ対策品) に取替。	照射誘起型応力腐食割れと推定。 この 8 本の取り替えにより、17 回定期検査で取り付けた B 社製制御棒 (上部ハンドル部応力腐食割れ未対策品) の炉内本数は 0 本となった。



<原子炉水のトリチウム濃度測定結果について>

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・カーバイドの流出は生じていないと評価する。

