

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-3 改4
提出年月日	平成30年4月12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4月12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. はじめに	1
2. 技術評価	2
2.1 炉内構造物の技術評価	2
(1) 健全性評価	2
(2) 現状保全	4
(3) 総合評価	9
(4) 高経年化への対応	9
2.2 制御棒の技術評価	10
(1) 健全性評価	10
(2) 現状保全	11
(3) 総合評価	12
(4) 高経年化への対応	12
3. まとめ	13
(1) 審査基準適合性	13

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	15
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	17
別紙 3. 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	23
別紙 4. 炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について	25
別紙 5. 炉内構造物の MVT-1 による欠陥検出性について	26
別紙 6. 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	27
別紙 7. 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	32
別紙 8. 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	36
別紙 9. 原子炉水のトリチウム濃度測定結果について	40

## 1. はじめに

本資料は、照射誘起型応力腐食割れの劣化状況評価の補足として、評価結果を示すと共に、評価内容の補足説明資料をとりまとめたものである。

オーステナイト系ステンレス鋼は、高い中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れの感受性が高くなるとともに、材料周辺の腐食環境が水の放射線分解により厳しくなることが知られている。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。

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QMS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。

海外のBWRプラントでは、米国のオイスタークリーク発電所（BWR/2）、ナインマイルポイント発電所1号機（BWR/2）にて、中性子照射量が多い上部格子板のグリッドプレートに照射誘起型応力腐食割れの可能性が否定できないひびが確認されている。

また、東海第二及び福島第二原子力発電所3号機における制御棒ハンドル部のガイドローラ付近に確認されたひびが照射誘起型応力腐食割れと推定されている。



## 2. 技術評価

### 2.1 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，比較的高い累積照射量（以下，「しきい照射量」という）を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている\*1。（表 1 参照）

表 1 照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい照射量\*2

材質	しきい照射量 [n/m <sup>2</sup> ]
ステンレス鋼 (SUS304)	$5 \times 10^{24}$
ステンレス鋼 (SUS316)	$1 \times 10^{25}$

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

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

##### ② 炉内構造物の中性子照射量

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

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

表 2 炉内構造物各機器の運転開始後 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 $2.0 \times 10^{25}$
上部格子板		約 $2.9 \times 10^{25}$
炉心支持板		約 $2.1 \times 10^{24}$
周辺燃料支持金具	SUS304 TP	約 $7.1 \times 10^{23}$
制御棒案内管	[ ]	約 $2.1 \times 10^{24}$

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

### ③ 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価

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

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

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

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 3 に示す。

### ④ 炉内構造物のうち、炉心シュラウドの耐震安全性評価

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

なお、亀裂進展評価にあたり設定した深さ 1.0mm、長さ 10.0mm の想定欠陥は、MVT-1 の欠陥検出性から、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。

炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について別紙 4 に、炉内構造物の MVT-1 による欠陥検出性について別紙 5 に示す。

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

## (2) 現状保全

### ① 点検状況

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

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

表4 維持規格に基づく点検内容（炉内構造物供用期間中検査）

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

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

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

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

\*6 維持規格 IA-2310 検査間隔による。

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

また，中性子照射量が評価上最も厳しい上部格子板のグリッドプレートについては，長期保守管理方針に基づき，第25回定期検査時（2015年）に水中テレビカメラによる目視点検（MVT-1）を実施し，有意な欠陥は確認されていない（図2参照）。今後は，表4の維持規格に基づく点検に加え，点検計画に基づき定期的（10年\*7）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。

\*7 維持規格 IA-2310 検査間隔に準じる。

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

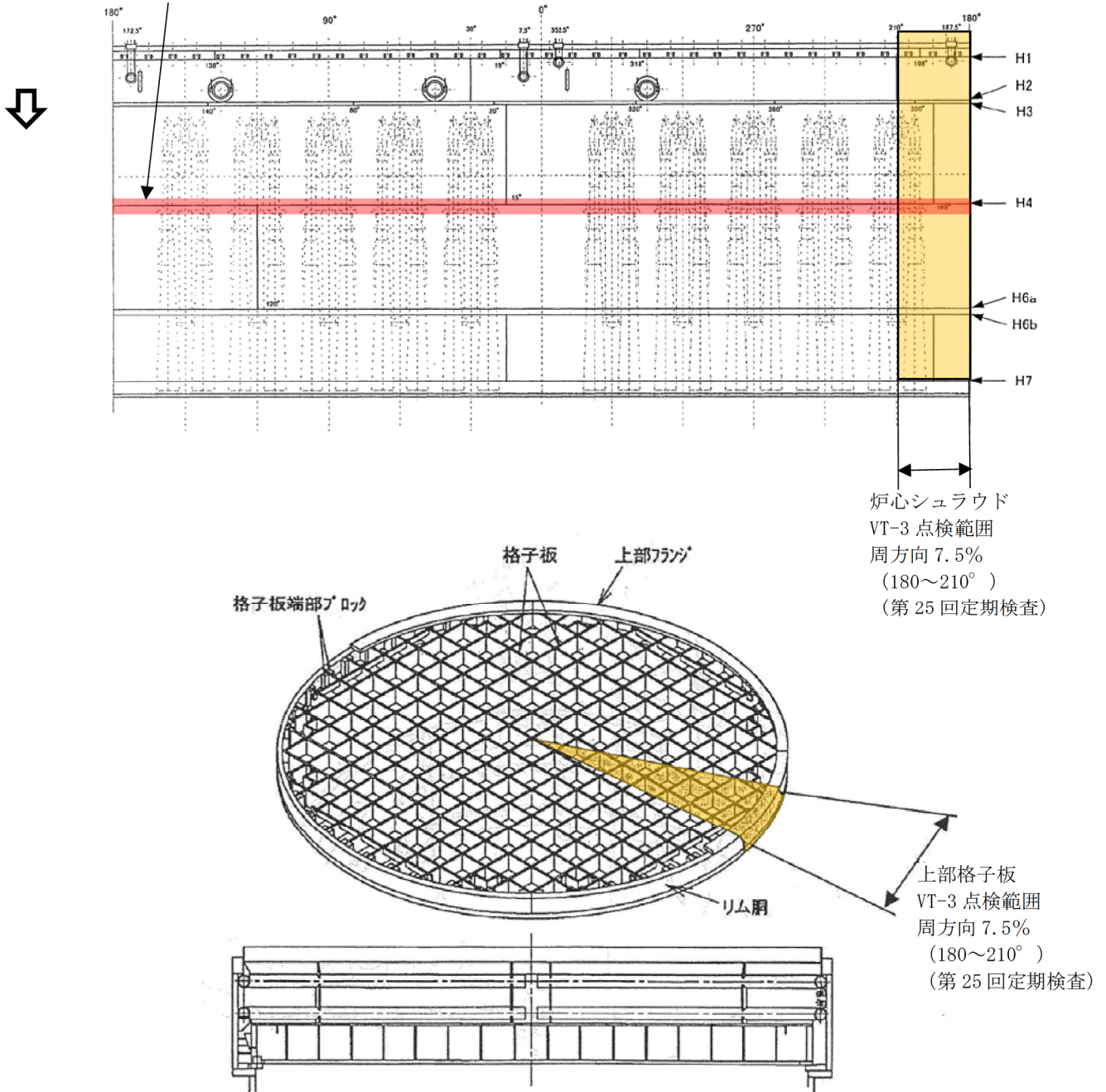


図 1 維持規格に基づく点検範囲概略図

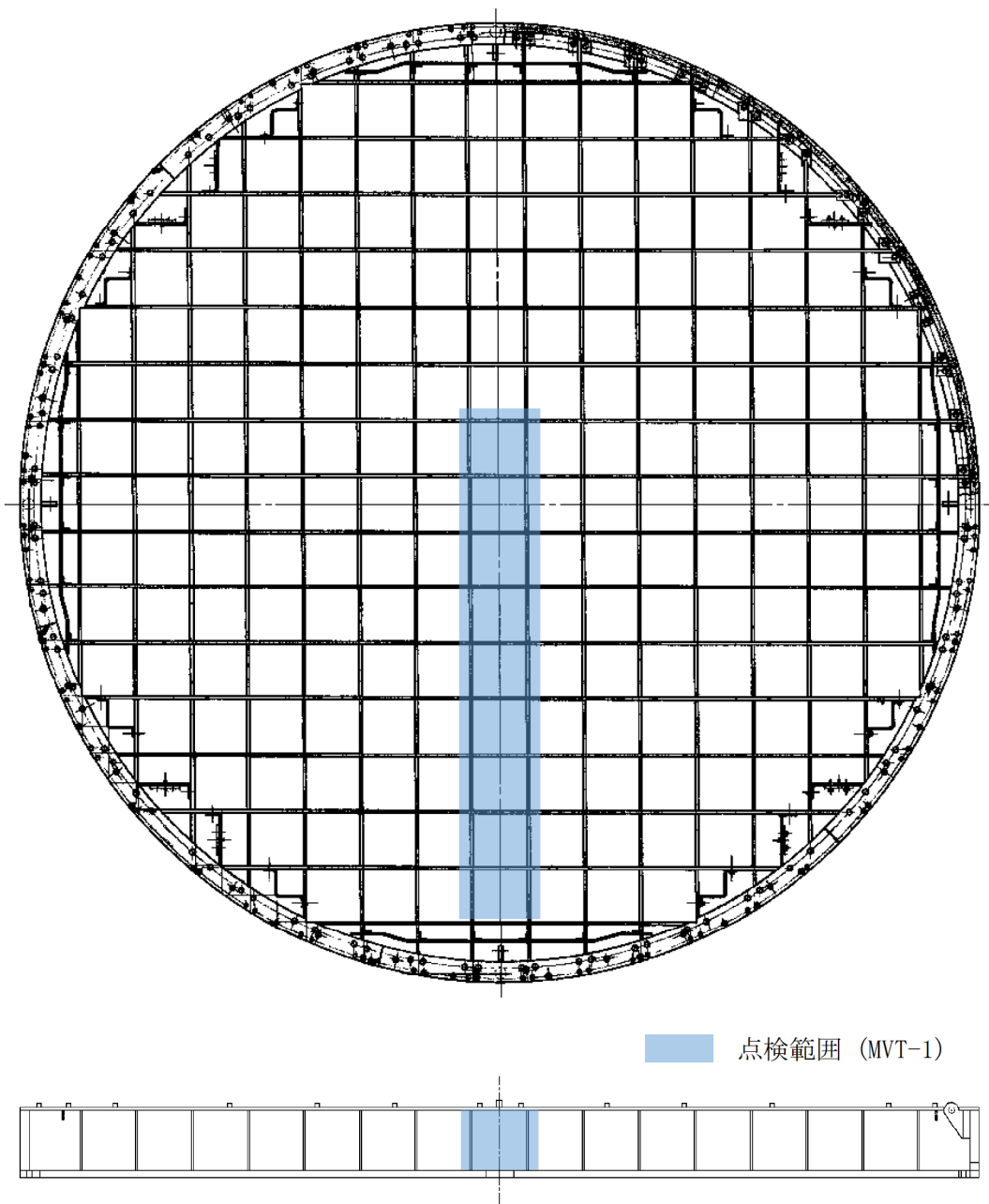


图 2 上部格子板点検範圍概略图



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

抑制対策	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)*8	—
材料	▶ 低炭素ステンレス鋼 SUS304L を使用	—
環境	▶ 水素注入による腐食電位の低減(1996年～) ▶ 貴金属コーティング施工による腐食環境の改善(1999年)*9	▶ 水素注入による腐食電位の低減(1996年～)

\*8 周溶接継手 H3, H4 外面等 図3参照

\*9 周溶接継手 H3, H4 内面等 図3参照

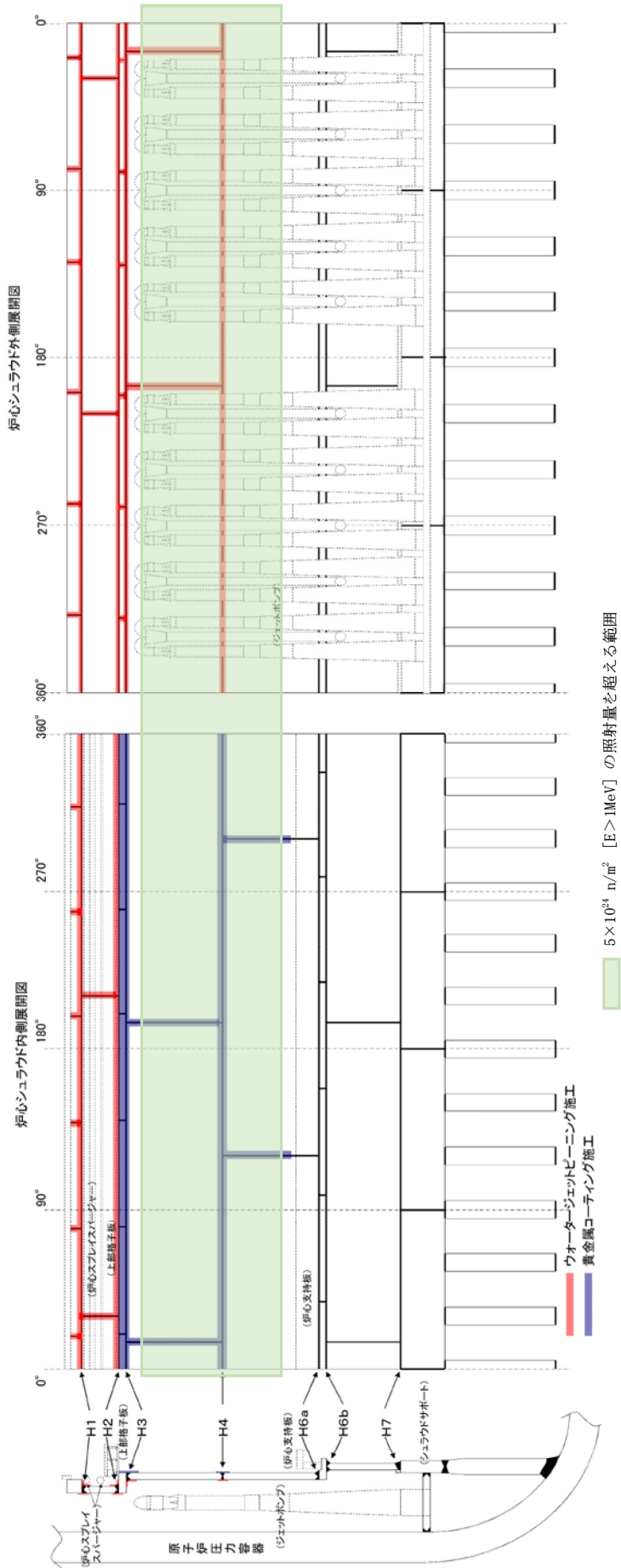
なお、ウォータージェットピーニング施工及び貴金属コーティング施工に先立ち、目視点検（MVT-1）を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

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

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

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

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



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

ウオータージェットピーニング：H1 内面約 90%，H2 内面約 90%，V2 内面約 40%， 貴金属コーティング：V5 内面約 65%

図3 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、将来にわたって起こ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

炉内構造物（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）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。



## 2.2 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、2.1で述べたとおり、しきい照射量（SUS304： $5 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup>，SUS316： $1 \times 10^{25}$  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3に示す材料を使用しており、一部を除きステンレス鋼である。

ボロン・カーバイド型制御棒は、軸方向に4分割した各セグメントのいずれかの平均反応度が新品の90%まで減少した時の核的寿命に対して保守的に定めた運用基準（取替基準： $2.0 \times 10^{25}$  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3 ボロン・カーバイド型制御棒の上部の使用材料

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

制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルは溶接熱影響部に引張残留応力が存在する。また、制御材被覆管には、制御材の熱中性子捕獲による<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が否定できない。

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穴に

通水溝を設け長穴構造とし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。

なお、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8に示す。

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

他プラントでの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9に示す。

## (2) 現状保全

### ① 点検状況

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

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

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

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

## ②応力腐食割れに対する予防保全対策

制御棒に対する応力腐食割れの抑制について、表6に示す。

表6 制御棒の応力腐食割れの抑制対策

抑制対策	制御棒
応力	▶ 溶接部の残留応力低減（取替品）
材料	▶ 低炭素ステンレス鋼 SUS316L, SUS304L を使用（取替品）
環境	▶ 水素注入による腐食電位の低減(1996年～) ▶ 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を長穴構造化（取替品）

## (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。

### 3. まとめ

#### (1) 審査基準適合性

以上の評価結果により，原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定されている延長しようとする期間における要求事項を満たしていることを確認した。要求事項との対比を下表に示す。

評価対象事象 又は評価事項	要求事項	評価結果
照射誘起型 応力腐食割れ	<p>○健全性評価の結果，評価対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性がある場合は，照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること。</p>	<p>炉内構造物のうち照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい照射量を超えるのは，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。</p> <p>炉心シュラウド中間胴 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，将来にわたって起こ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。</p> <p>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，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>

## 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. 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 4. 炉心シュラウドの照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 5. 炉内構造物の MVT-1 による欠陥検出性について
- 別紙 6. 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 7. 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 8. 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 9. 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。

以上

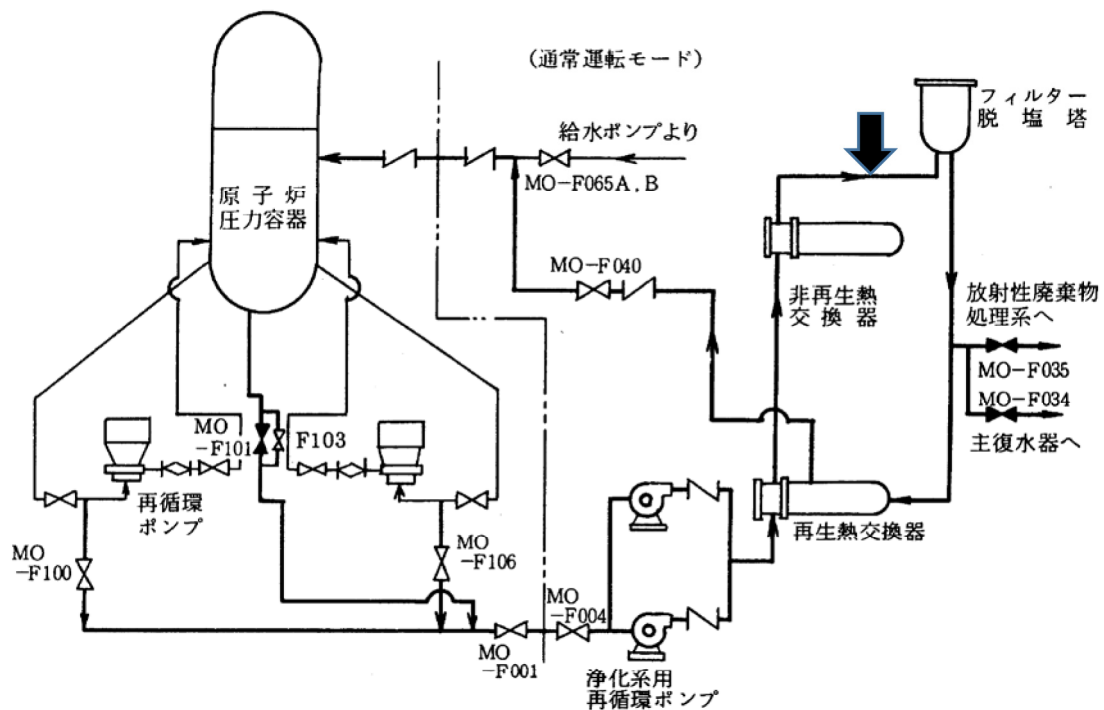


図 1 東海第二発電所 原子炉冷却材浄化系概略図

(原子炉冷却材のサンプリング点は➡部)



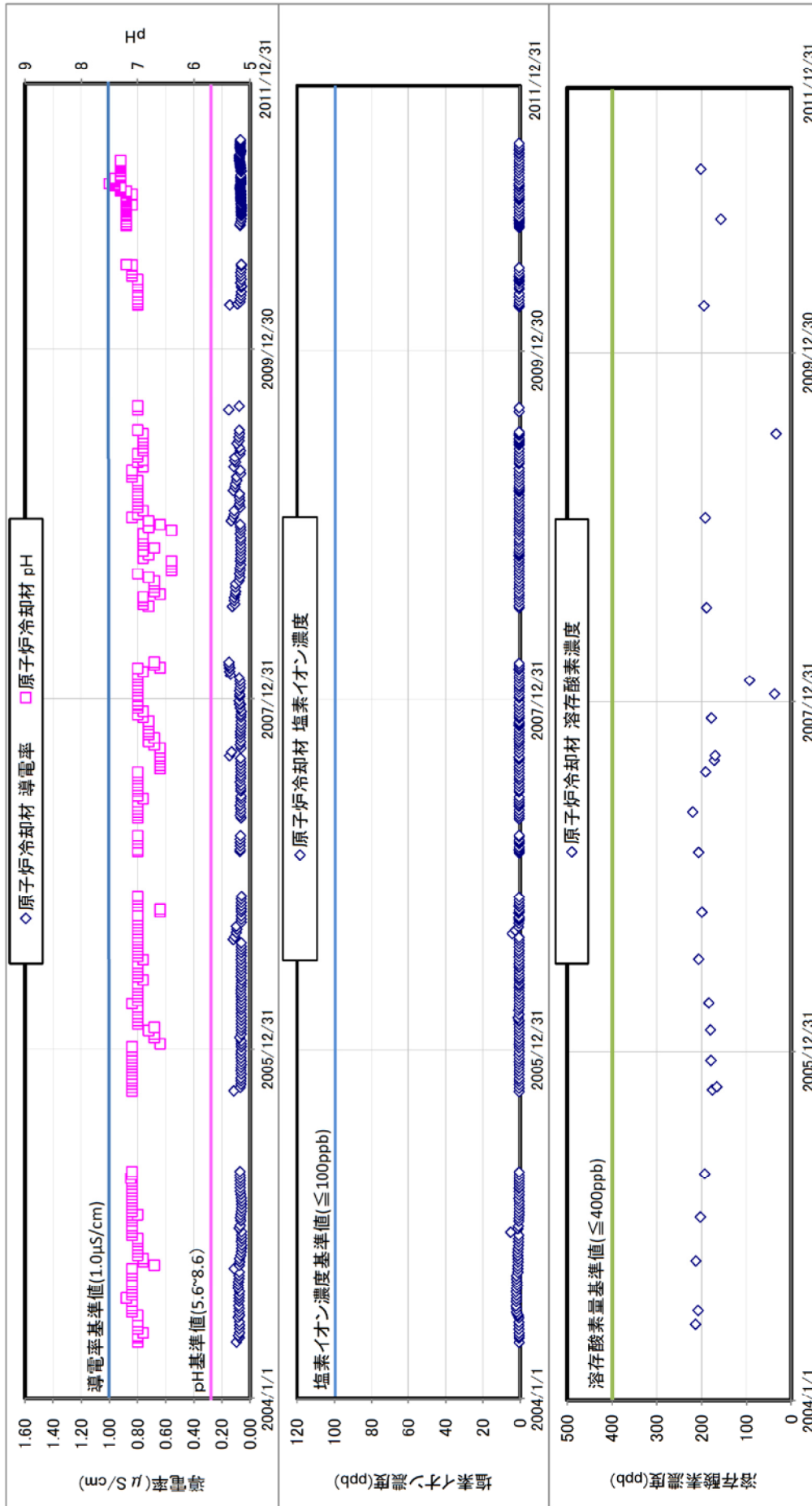


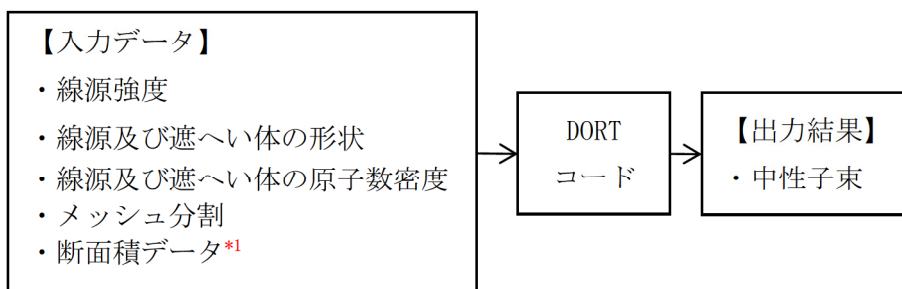
図2 原子炉冷却材水質の推移

＜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 バージョン) 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。

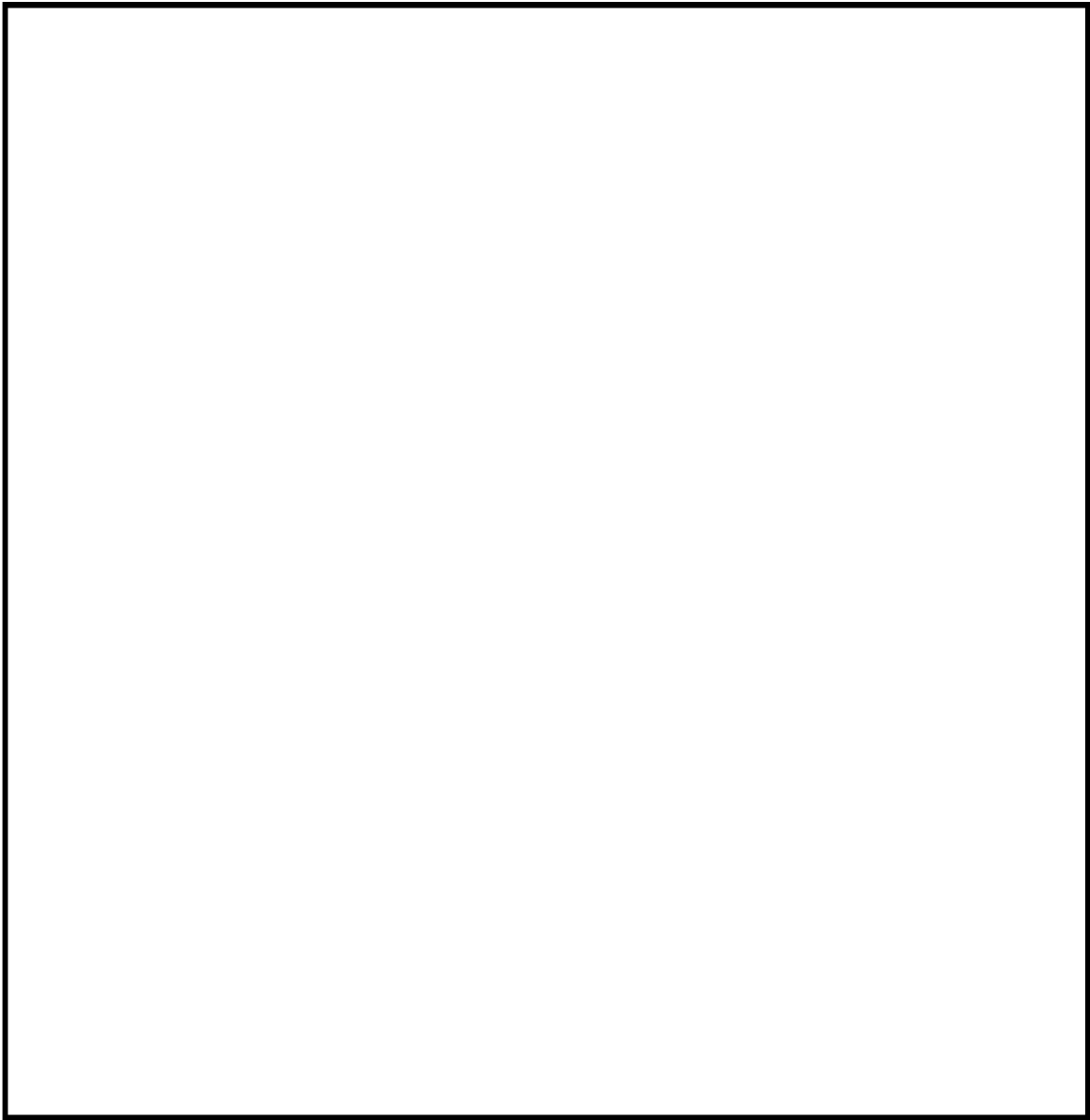
- (1) 基準計算として、R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）により、炉内各位置の中性子束を算出する。
- (2) 補正計算として R- $\theta$  体系モデル（水平断面モデル）により、燃料配置の影響を考慮した周方向中性子束の分布から補正係数を算出し、基準計算にて得られた中性子束に乗じることで、炉内各位置の中性子束分布とする。
- (3) 炉内構造物のうち、炉心を取り囲む評価対象機器（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管）について、(2)で求めた中性子束分布から、構造上最も中性子束が高くなる位置及びその位置の中性子束を求める。
- (4) 運転開始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

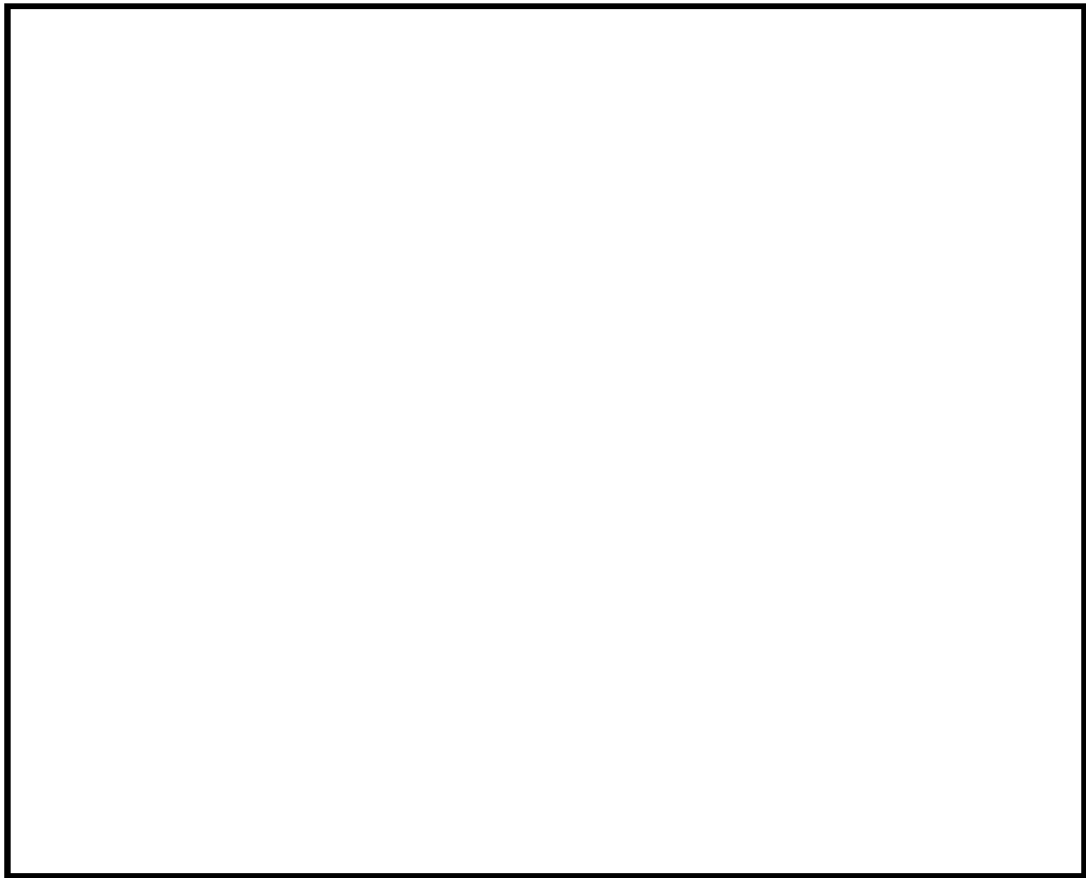
#### (1) R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）

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



(2) R- $\theta$  体系モデル (水平断面モデル)

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



#### 4. 60年時点の実効運転期間

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

<2016年11月時点のEFPY>

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

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

$$= 23.71\text{EFPY}$$

<60年時点のEFPY>

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

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

$$= 38.94 \text{ EFPY}$$

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

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

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

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、稼働率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、将来の設備稼働率を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 1 参照)	$2.0 \times 10^{25}$
炉心シュラウド (周溶接継手) *2	中間胴 H4 溶接継手内面 (周方向位置は図 1 参照)	$1.6 \times 10^{25}$
上部格子板	グリッドプレート下端, 炉中心位置	$2.9 \times 10^{25}$ *3
炉心支持板	支持板上端	$2.1 \times 10^{24}$
周辺燃料支持金具	支持金具上端	$7.1 \times 10^{23}$
制御棒案内管	上面, 炉中心位置	$2.1 \times 10^{24}$

\*2 炉心支持機能の維持のため必要な溶接継手として評価

\*3 平成 19 年の東海第二発電所炉内構造物技術評価書 (以下、「30 年 PLM」という) においては、最も照射量が高い構造物は、上部格子板であり、運転開始後 60 年時点の予想照射量は約  $2.9 \times 10^{26}$  n/m<sup>2</sup> と予想している。この違いは主に以下の理由による。

- ①解析を詳細化したことによる中性子発生分布の違い (30 年 PLM; 均一, 今回評価; 出力分布を考慮)
- ②中性子束計算位置の違い (30 年 PLM: 上部格子板下端, 今回評価: グリッドプレート下端)
- ③照射時間の違い (30 年 PLM: 48EFPY, 今回評価: 38.94EFPY)

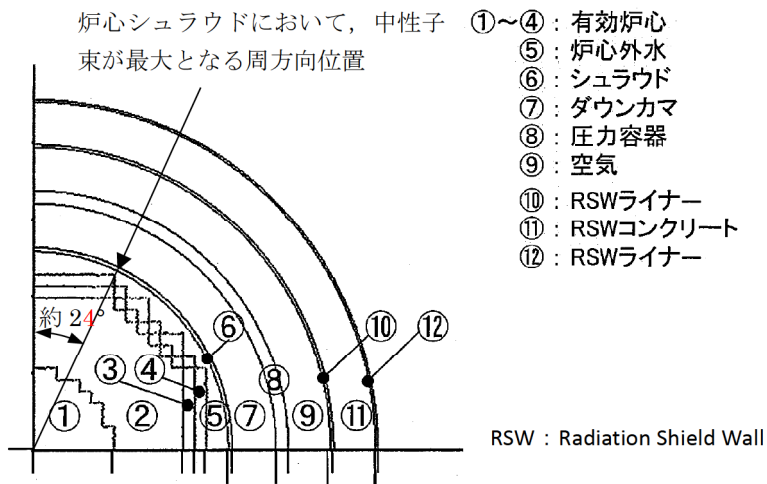


図 1 炉心シュラウドにおいて、中性子束が最大となる周方向位置

## 6. 解析値と監視試験片の線量から評価した値と比較

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

表2 解析による中性子束と第4回監視試験片の評価による中性子束の比較

位置	中性子束 [n/cm <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

＜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、環境、応力、材料及び中性子照射量に基づき、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の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 285 °C の純水であり、照射誘起型応力腐食割れ発生の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の因子となる可能性は小さい。

（中性子照射量）

- 照射誘起型応力腐食割れの感受性の発現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）

- 上述の中性子照射量が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の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の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。

以上

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の評価)	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+貴金属コーティング	○ 1.6×10 <sup>25</sup> [中間胴H4周溶接継手]	○ 周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コーティングによる腐食環境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小さいものの、 <b>将来にわたって発生することが否定できない。</b> 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。
	外面	○ 炉水, 285℃	○ 9.35×10 <sup>24</sup> [中間胴H4周溶接継手]	－ ウォータージェットピーニング施工	
炉心シユラウド	○ ステンレス鋼 SUS304L	○ 炉水, 285℃	○ 2.0×10 <sup>25</sup> [中間胴H4周溶接継手から上へ約970mmの母材部]	－ 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。
	上部格子板	○ 炉水, 285℃	○ 2.9×10 <sup>25</sup> [グリッドプレート下端, 炉中心位置]	－ 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	○ ステンレス鋼 SUS304	○ 炉水, 285℃	－ 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	○ 炉水, 285℃	－ 7.1×10 <sup>23</sup> [支持金具上端]		
	制御棒案内管	○ 炉水, 285℃	－ 2.1×10 <sup>24</sup> [上面, 炉中心位置]		

\*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 照射誘起型応力腐食割れの感受性発現しきい照射量 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因子となる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

－：照射誘起型応力腐食割れ発生因子となる可能性はない 「▲」及び「－」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を考慮した耐震安全性評価について＞

追而



< 炉内構造物の MVT-1 による欠陥検出性について >

追而

＜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 1996 年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。

ただし、貴金属コーティング施工に用いる装置は大型のプラズマヘッドを溶接部に近づける必要があるため、炉心シュラウドの上部胴内面や上部胴・中間胴の外面には施工が困難である。このためこれらの部位について、狭隘部にも適用が可能な 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。

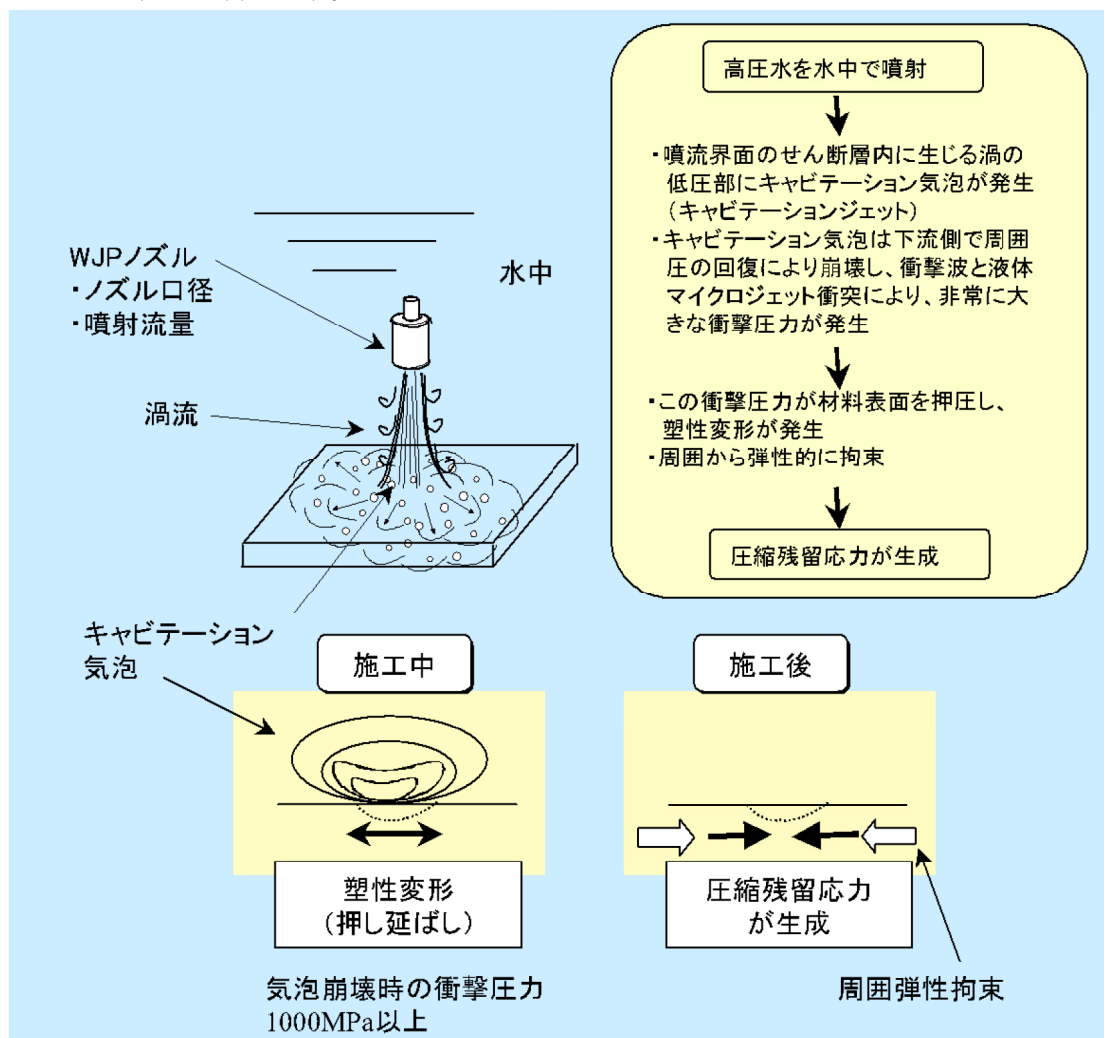
維持規格においては、W J P が炉内構造物の予防保全工法として、「RB-2530 金属粉末溶射クラッド方法」に記載されている。また、「添付 IJG-B-2-1 シュラウドに対する予防保全の適用」の「表 添付 IJG-B-2-1-1 予防保全の適用」に、「ピーニング」を適用した場合に「予防保全実施時期を供用開始時期として、表 IJG-2500-B-2 の G3.10 および G3.20 を適用できる。」としており、W J P の効果に関する規定がある。

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 から 4 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

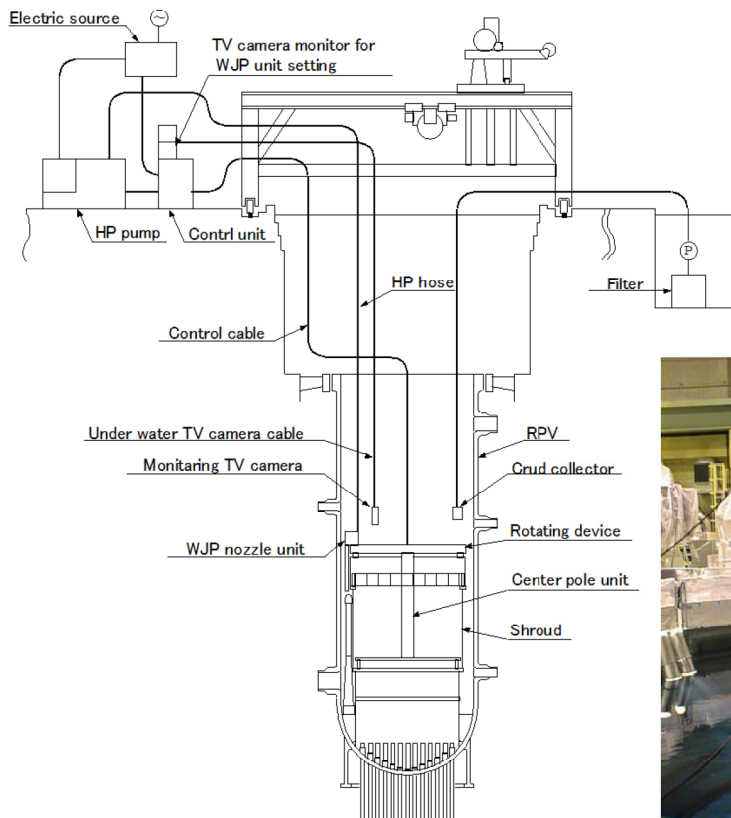
(解説 2-1) W J P の原理

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。

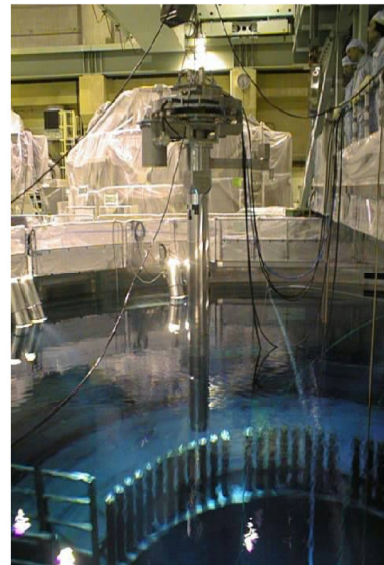


解説図 2-1(1) W J P の原理

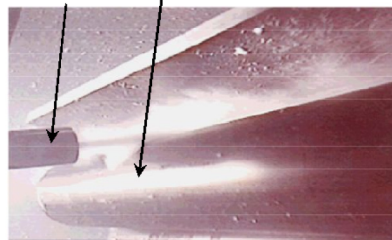
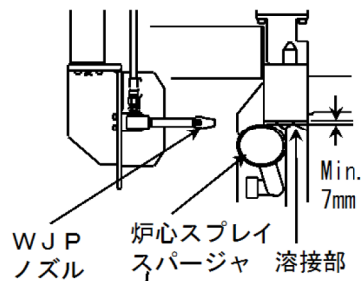
図 1 W J P による引張残留応力改善の原理  
(ピーニング工法ガイドラインより)



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

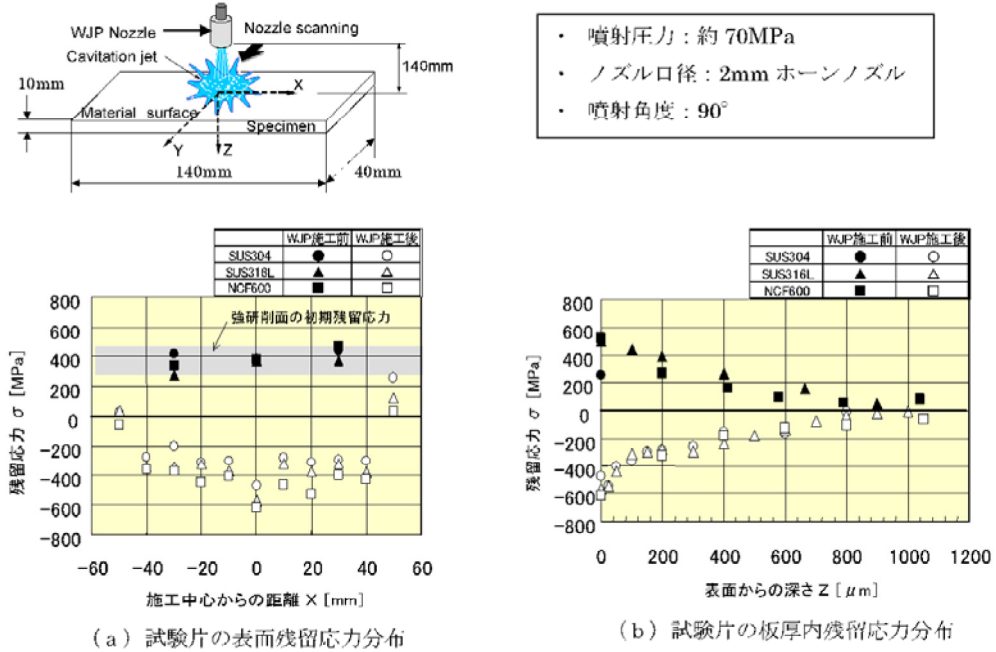


炉心スプレー配管と炉心シュラウド上部リング  
隙間への施工模式図とモックアップ試験状況

図2 WJPの現場施工の概要

### 3. W J Pによる応力腐食割れの抑制効果

W J P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低減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 W J P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W J P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 W J Pによる残留応力改善効果 (メーカー社内試験より)

#### 4. 東海第二へのW J P施工の有効性

追而

＜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1996年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 EIJG-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。

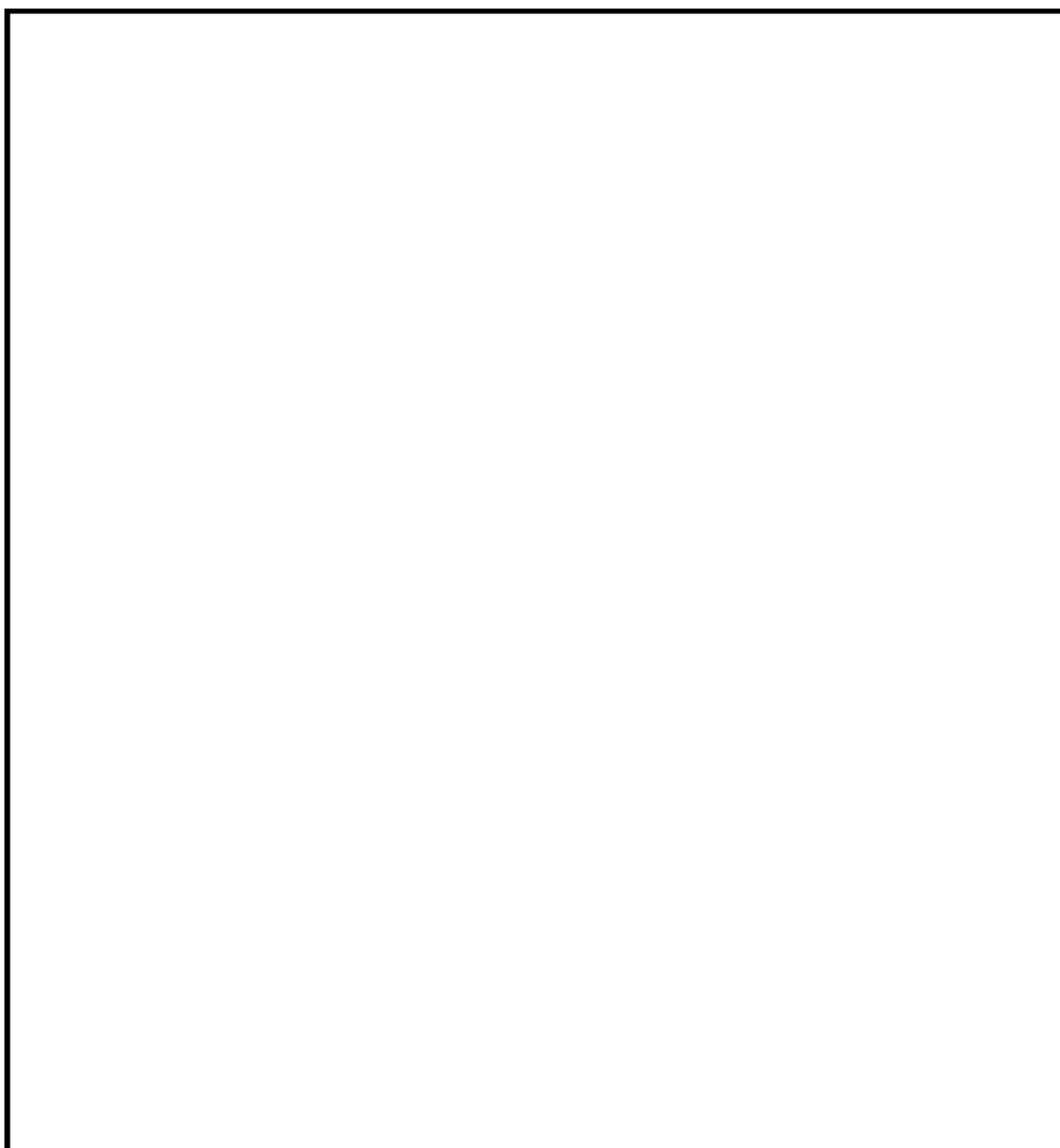


図1 NMCによる応力腐食割れ抑制効果のメカニズム  
(NMC 確性試験報告書より)



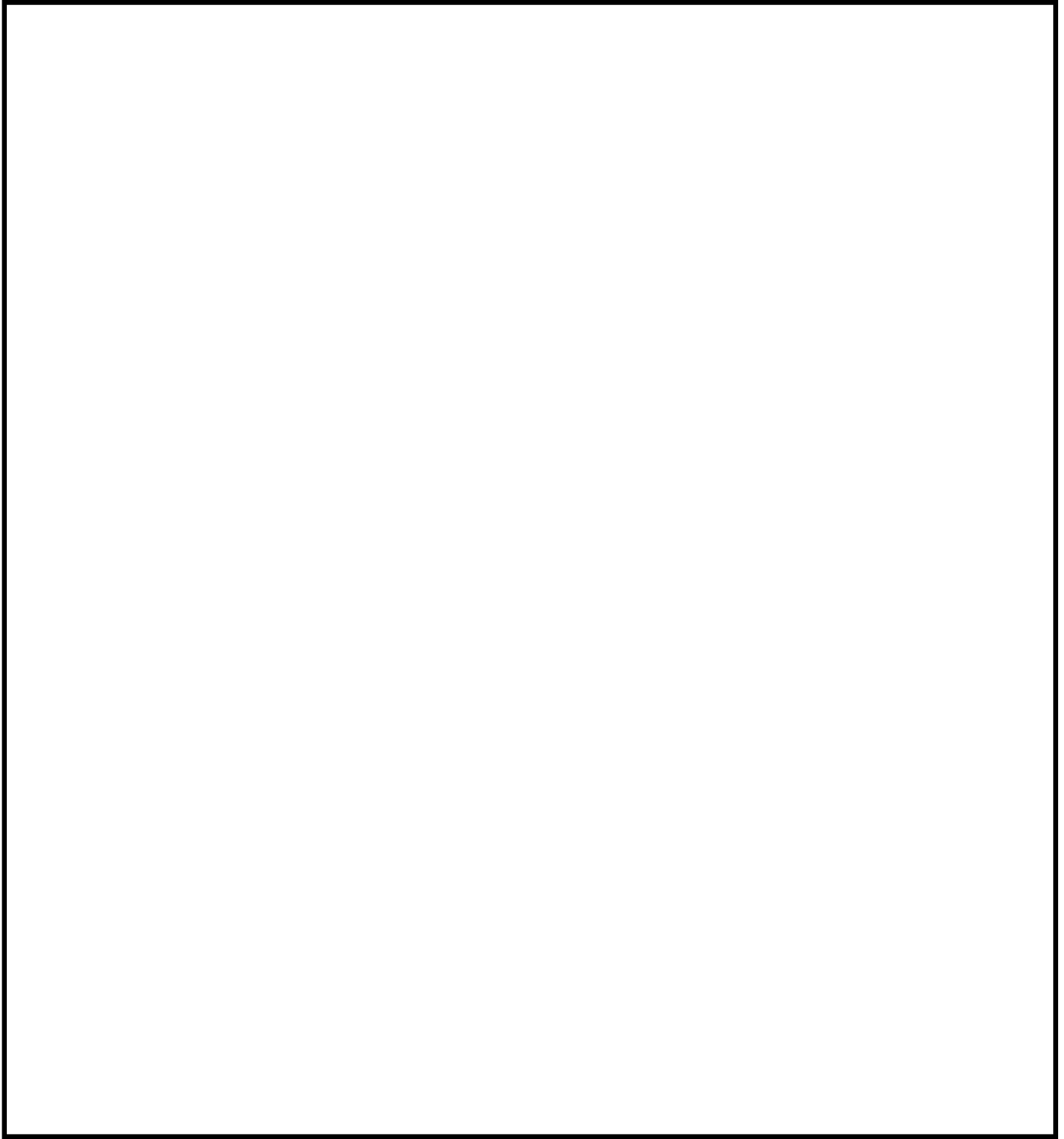


図2 NMCの現場施工の概要  
(NMC確性試験報告書より)

### 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

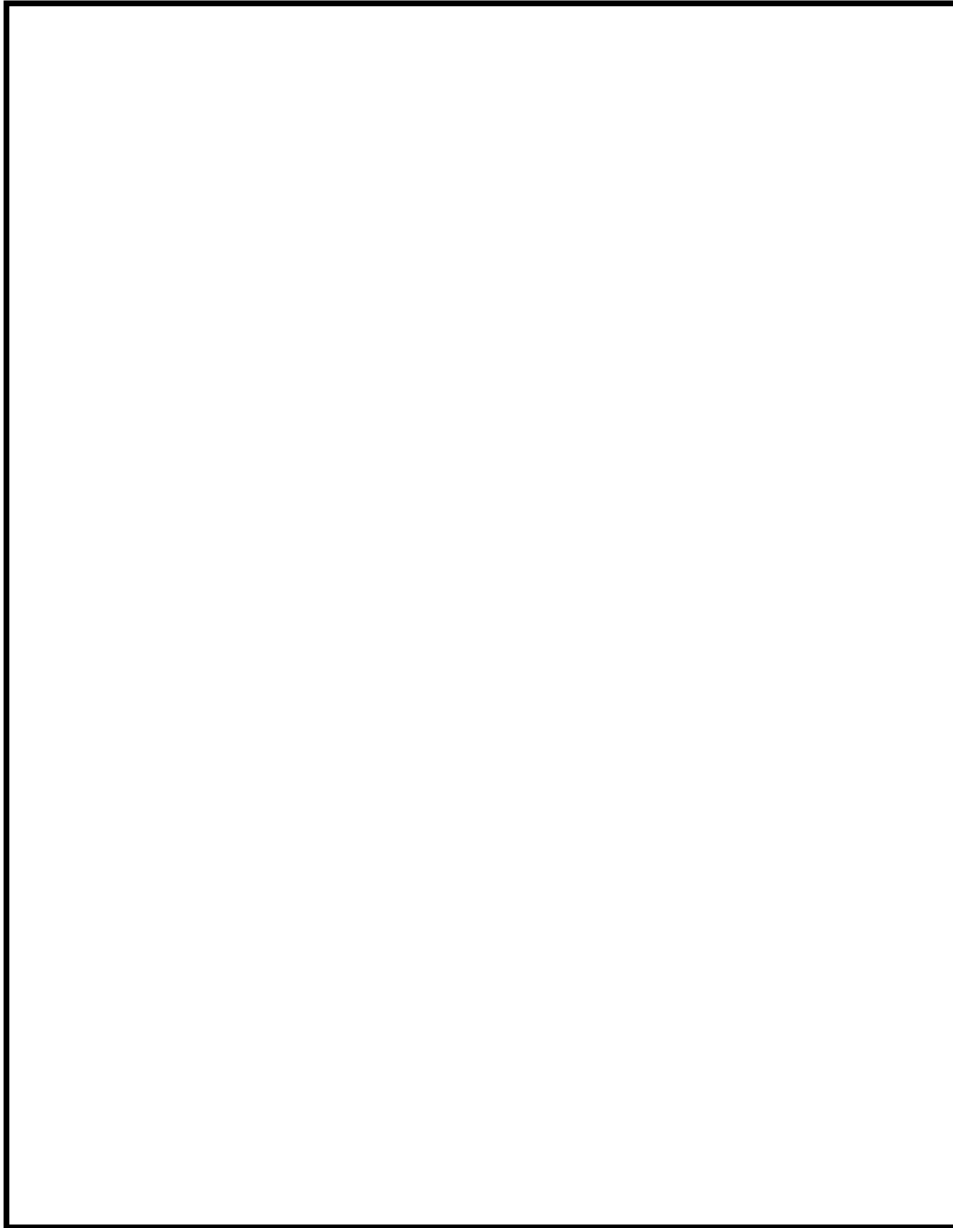


図3 NMC試験体の腐食電位測定結果  
(NMC確性試験報告書より)



②第 25 回定期検査, 2011 年 B 社製制御棒

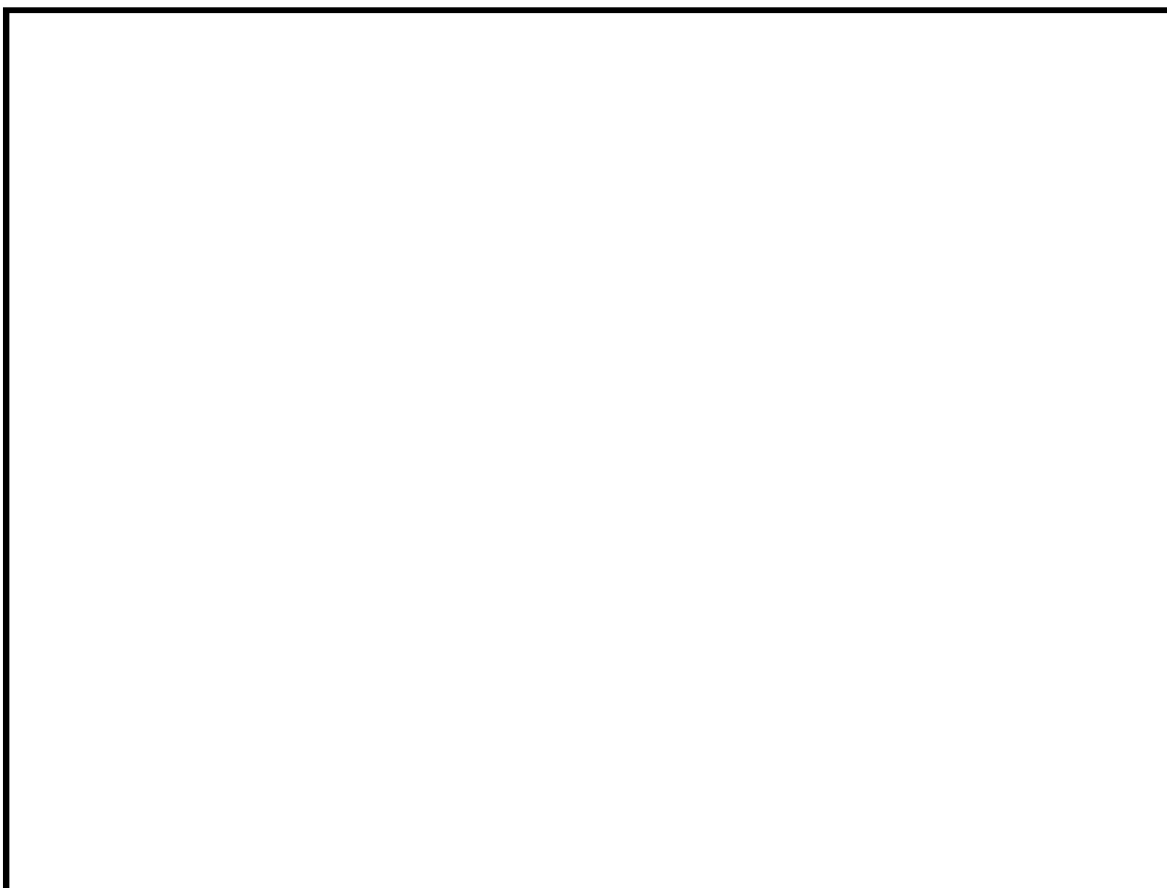


図 2 B 社製制御棒上部ハンドル部のひび (炉内取り付け座標 42-11 の例)

- 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  $0.7 \sim 1.1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$  (熱中性子) と高く, SUS316 のしきい照射量  $1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$  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 (2000 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。
- 第 25 回定期検査で上部ハンドル部にひびが発見された B 社製制御棒 8 本は, この応力腐食割れ対策品に取り替えた。

## 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（2000 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穴を長穴構造とし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下図に示す。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。

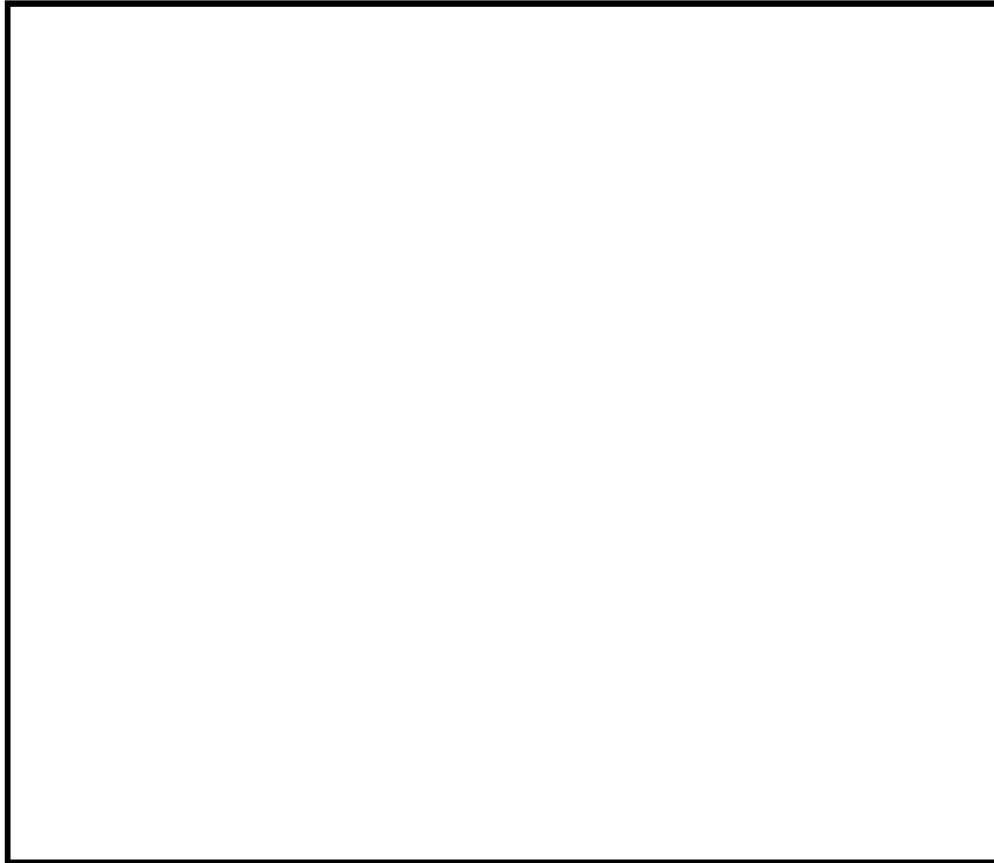


図 3 B 社製制御棒上部ハンドル部の応力腐食割れ対策（第 18 回定期検査以降に採用）

- 東海第二発電所では、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  $1 \times 10^{25}$  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)	●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。	IASCC と推定。
第 18 回定期検査 (2000 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。	IASCC 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。

