

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-3 改0
提出年月日	平成30年2月1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2月1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、商業機密
あるい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
(1) 健全性評価	2
(2) 現状保全	4
(3) 総合評価	8
(4) 高経年化への対応	8
3. まとめ	9
(1) 審査基準適合性	9
別紙 1. 炉内構造物に IASCC の発生する可能性の考え方について	11
別紙 2. 原子炉冷却材の水質の管理値と至近の実績について	12
別紙 3. 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	14
別紙 4. 炉内構造物に対する現状保全について	15
別紙 5. 炉心シュラウドの IASCC を考慮した耐震安全性評価について	17
別紙 6. 上部格子板の IASCC を考慮した耐震安全性評価について	22
別紙 7. 炉内構造物における日本機械学会 事例規格への対応状況について	30
別紙 8. 制御棒の点検の考え方について	32

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 (IASCC) 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、東海第二発電所原子炉施設保安規定及び社内 QMS 規定「保安規定等に係る化学管理業務手順書」及び「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 2 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)、ナインマイルポンド発電所 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型応力腐食割れ (IASCC) によるき裂が確認されている。

また、東海第二及び福島第二発電所 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中性子照射による材料の変化が起因である照射誘起型応力腐食割れが確認されている。

2. 技術評価

(1) 健全性評価

炉心を取り囲む機器である炉内構造物、炉心近傍に位置する制御棒のうち、材料がステンレス鋼の機器については、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)に示される比較的高い累積照射量(以下、しきい照射量という)を受けた場合に応力腐食割れの感受性が現れると考えられている。

(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

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

a. 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)

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 [E>1MeV] 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 3 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

名称	材料	中性子照射量 (n/m ² [E>1MeV])
炉心シュラウド	SUS304	約 2.0×10 ²⁵
上部格子板	SUS304	約 2.9×10 ²⁵
炉心支持板	SUS304	約 2.1×10 ²⁴
周辺燃料支持金具	SUS304	約 7.1×10 ²⁴
制御棒案内管	SUS304	約 2.1×10 ²⁴

照射誘起型応力腐食割れ感受性の発生が考えられるしきい照射量以上の中性子照射量を受ける炉内構造物は、炉心シュラウド並びに上部格子板である。

炉心シュラウドと上部格子板においては、累積照射量がしきい照射量を上回り、IASCC 発生の可能性が否定できないため、60 年時点での亀裂進展評価及び破壊評価を実施し、上部格子板については 60 年時点での想定欠陥の応力拡大係数が破壊靱性値の下限値を下回ることから不安定破壊の可能性がないことを確認した。

炉心シュラウドについては、亀裂発生後 5.24EFPY となる時点で想定欠陥の応力拡大係数が破壊靱性値と等しくなり、不安定破壊に至る結果となったが、4 定検毎（約 4.6EFPY）に目視点検により健全性を確認することとしている。

炉心シュラウドの IASCC を考慮した耐震安全性評価について別紙-5、上部格子板の IASCC を考慮した耐震安全性評価について別紙-6 に示す。

b. ボロンカーバイト粉末型制御棒

ボロンカーバイト型制御棒の取替は、ボロンカーバイト粉末型制御棒は、軸方向に 4 分割した各セグメントのいずれかの平均反応度が新品の 90%まで減少した時の核的寿命に対して保守的に定めた運用基準（取替基準： 2.0×10^{25} n/m²（熱中性子）、取替目標値： 1.5×10^{25} n/m²）に基づき取替を実施している。

制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルはそれぞれ SUS304 若しくは SUS316 を使用しており、取替基準の照射量がしきい照射量を超える。

また、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応力が存在し、さらに制御材被覆管には、制御材の熱中性子捕獲による ¹⁰B (n, α) ⁷Li 反応による He 発生に伴う内圧上昇、並びに制御材の体積膨張によって引張応力が作用する。

このため、ボロンカーバイト粉末型制御棒については、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。

東海第二において、1999 年に A 社製制御棒（25 本）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。本事象は、製造時の不純物が除去されずに供用され、腐食生成物が成長したことによるものと推定されている。

当該制御棒についてはすべて SCC 対策品への交換を完了している。

(2) 現状保全

① 点検状況

炉内構造物の評価対象機器及びボロンカーバイト型制御棒制御の保全の状況は以下のとおりである。

なお、炉内構造物に対する現状保全について別紙4に示す。

a. 炉内構造物（炉心シュラウド，上部格子板）

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，制御棒案内管）については，BWR炉内構造物点検評価ガイドライン，発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA-1 2012）に基づき定期的に炉内構造物の可視範囲に対して水中カメラによる目視確認を実施し，異常がないことを確認している。

評価上最も厳しい上部格子板については第25回定期検査（2011年度～）に水中カメラによる目視確認（MVT-1）の実施している。（図1参照）

炉心シュラウド（中間胴）の溶接熱影響部には，ウォータージェットピーニング施工により残留応力の改善を図るとともに，溶接部及び熱影響部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おり，照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は小さい。（図2参照）

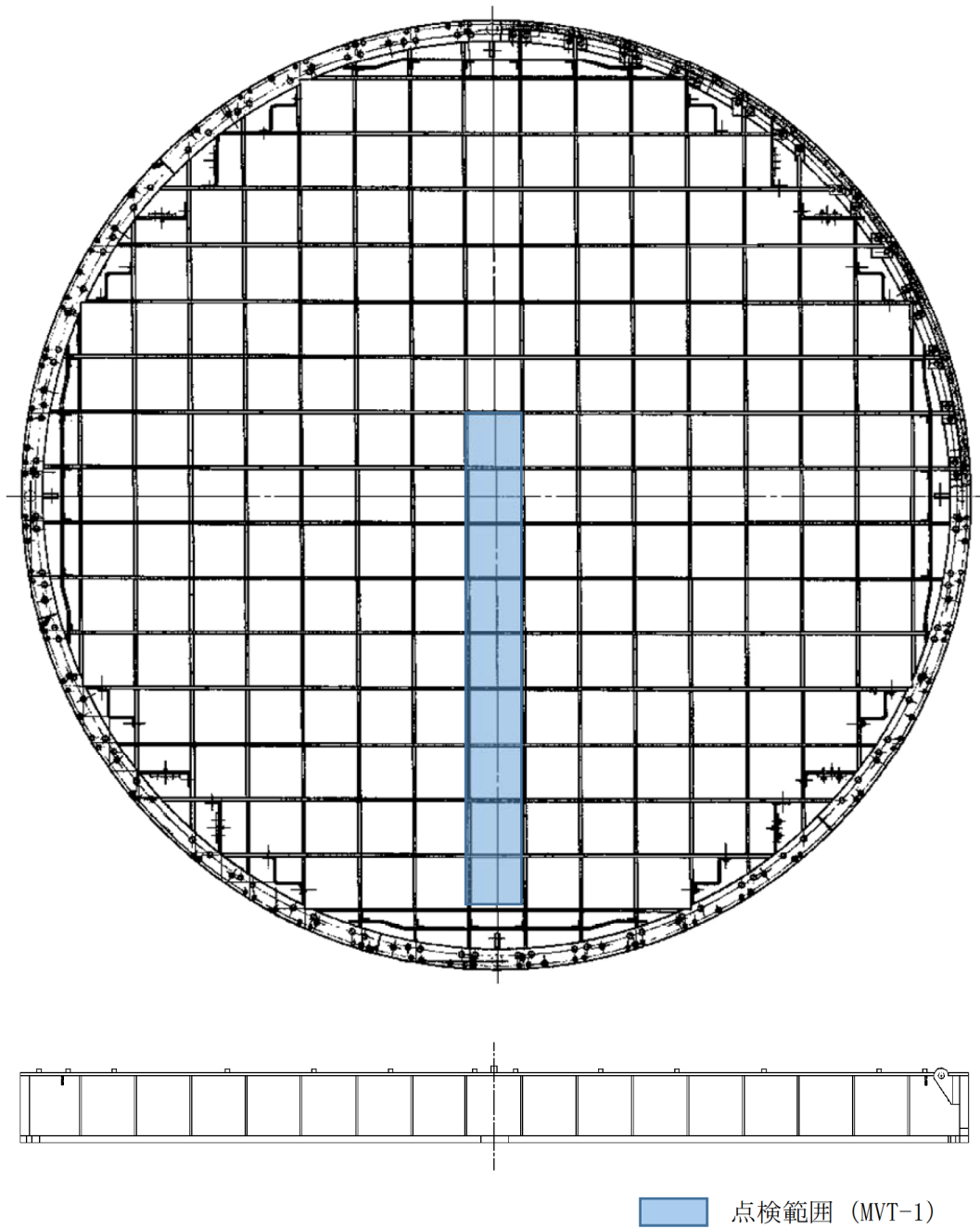


图 1 上部格子板点検範圍概略图

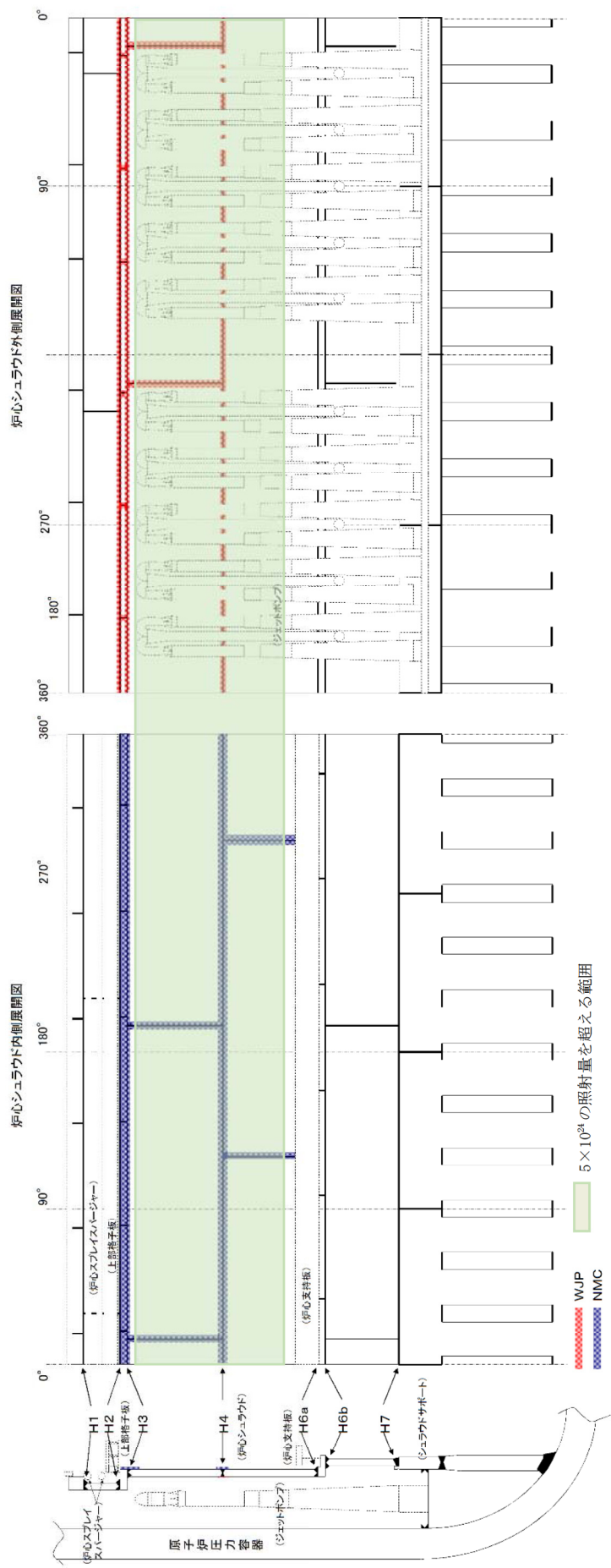


図2 炉心シュラウド 応力・環境改善箇所概要図

b. ボロンカーバイト型制御棒

ボロンカーバイト型制御棒は、軸方向に4分割した各セグメントのいずれかの平均反応度が新品の90%まで減少した時の核的寿命に対して保守的に定めた運用基準（取替基準： 2.0×10^{21} n/cm²（熱中性子）、取替目標値： 1.5×10^{21} n/cm²）に基づき取替を実施している。

その際、制御棒加工時の不純物管理を実施するとともに上部ハンドルガイドローラピン穴を長穴構造としたSCC対策品への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。

また、制御材にIASCCによる割れが発生した場合原子炉水のトリチウム濃度が上昇するため、定期的なトリチウム測定を実施し、トリチウム濃度の急上昇がないことを確認している。

② 事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」への対応状況

日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」によると、応力腐食割れ（SCC）発生因子である「応力」、「材料」、「環境」を改善することでSCC発生を抑制する対応が例示されている。

この中で、炉内構造物に主に用いられるオーステナイト系ステンレス鋼は、BWR炉水環境下における耐IGSCC性が高いとされている。

炉内構造物においては、別紙8のとおりSCC発生の抑制を行っている。

(3) 総合評価

① 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）

上部格子板のグリッドプレート中央部はしきい照射量を超えるものの引張応力成分は低く，照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は小さい。

炉心シュラウドはしきい照射量を超えるものの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の発生する可能性は小さい。また，IASCCを考慮した耐震安全性評価において破壊に至る可能性が否定できないが，評価結果より短い4定検毎に点検を行うため破壊に至ることはない。

② ボロンカーバイト型制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン，上部ハンドル）

照射誘起型応力腐食割れに対しては，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。

さらに，新制御棒について不純物管理を徹底するとともに，SCC対策品の制御棒に取替を実施することで，照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性を低減できると考える。

健全性評価結果から判断して，評価対象機器については運転開始後60年時点までに損傷が発生する可能性は小さく，照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。

(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），及びボロンカーバイト型制御棒（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

以上の評価結果について、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	○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>上部格子板については、現状割れは確認されておらず、また、引張応力成分も小さいため照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性は小さく、仮想亀裂を考慮した耐震評価においても60年時点で破壊に至らない。</p> <p>炉心シュラウドについては、現状割れは確認されておらず、また、残留引張応力の改善や腐食環境改善対策等を実施しているため照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性は小さい。照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震評価において現状保全で管理していれば、破壊に至らない。</p> <p>上部格子板、炉心シュラウド以外の炉内構造物については、累積照射量がしきい照射量を下回るため、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性はない。</p> <p>ボロンカーバイト型制御棒については、核的寿命を考慮した運用基準に基づく取替、不純物管理及び構造見直しによるSCC対策品制御棒の採用により照射誘起型応力腐食割れの可能性は小さい。また、割れが発生しても検知可能であること、これまでの制御棒駆動水圧系機能検査等で動作不良は認められておらず、制御棒挿入性に影響を及ぼさない。</p>

別紙

- 別紙 1. 炉内構造物に IASCC の発生する可能性の考え方について
- 別紙 2. 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 3. 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 4. 炉内構造物に対する現状保全について
- 別紙 5. 炉心シュラウドの IASCC を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 6. 上部格子板の IASCC を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 7. 炉内構造物における日本機械学会 事例規格への対応状況について
- 別紙 8. 制御棒の点検の考え方について

タイトル	炉内構造物に IASCC の発生する可能性の考え方について
説明	<div data-bbox="563 577 1169 864" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	原子炉冷却材の水質の管理値と至近の実績について										
説明	<p data-bbox="448 421 963 454">原子炉冷却材の測定項目と基準値と示す。</p> <p data-bbox="600 499 1211 533">表 1 原子炉冷却材の主な水質測定項目と基準値</p> <table border="1" data-bbox="474 533 1233 913"><thead><tr><th data-bbox="474 533 815 607">項目</th><th data-bbox="815 533 1233 607">基準値・管理値</th></tr></thead><tbody><tr><td data-bbox="474 607 815 680">導電率 (25℃において)</td><td data-bbox="815 607 1233 680">1 μS/cm 以下 (基準値)</td></tr><tr><td data-bbox="474 680 815 754">pH (25℃において)</td><td data-bbox="815 680 1233 754">5.6~8.6 (基準値)</td></tr><tr><td data-bbox="474 754 815 831">塩素イオン</td><td data-bbox="815 754 1233 831">0.1 ppm (100 ppb) 以下 (基準値)</td></tr><tr><td data-bbox="474 831 815 913">溶存酸素濃度</td><td data-bbox="815 831 1233 913">0.4 ppm (400 ppb) 以下 (管理値)</td></tr></tbody></table> <p data-bbox="448 954 1106 987">また、図 1 に原子炉冷却材水質の推移データを示す。</p> <p data-bbox="1305 999 1393 1032">以 上</p>	項目	基準値・管理値	導電率 (25℃において)	1 μ 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)
項目	基準値・管理値										
導電率 (25℃において)	1 μ 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)										

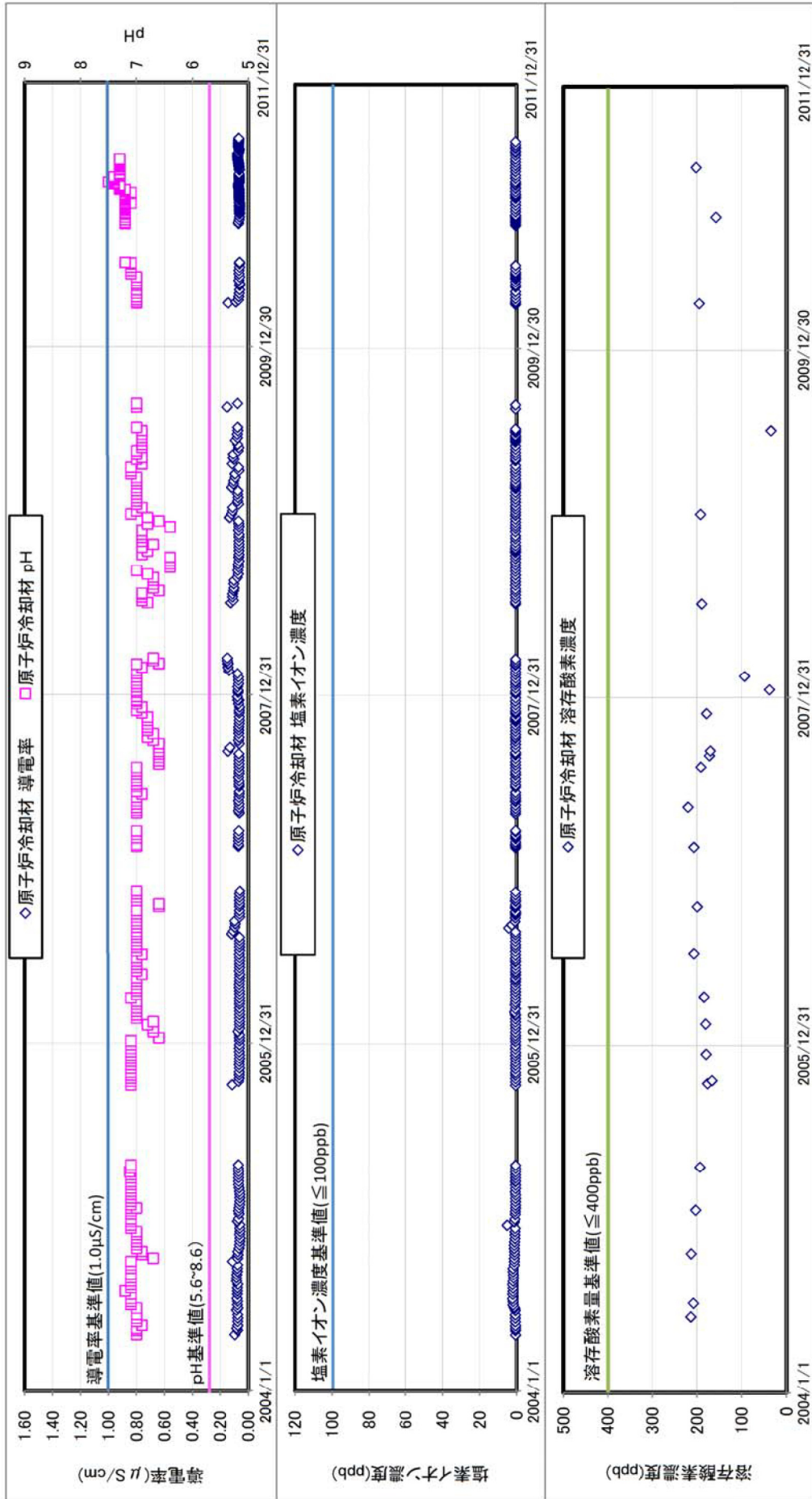


図1 原子炉冷却材水質の推移

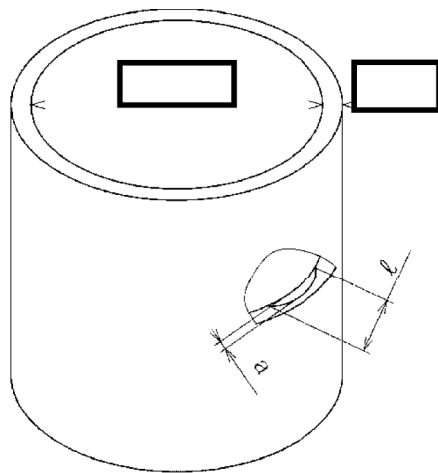
タイトル	炉内構造物の運転開始後 60 年時点での中性子照射量について
説明	<div data-bbox="563 618 1169 902" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	炉内構造物に対する現状保全について
説明	<p>(1) 炉内構造物</p> <p>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、制御棒案内管）については、日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格を踏まえて、下表に示す定期的な目視検査を実施し、炉内構造物に異常がないことを確認している。</p> <p>評価対象機器については、運転開始以来、補修の実績はない。</p> <p>評価対象機器のうち炉心シュラウドについては照射誘起型応力腐食割れが発生してから 5.23EFPY で損傷に至る結果であるが、4 年間隔での点検を実施する様、点検計画が定められていることから、現状保全での健全性維持が可能と判断する。</p> <p>また、照射誘起型応力腐食割れが発生しても運転開始 60 年時点で損傷に至らないと評価される上部格子板、中性子照射量がしきい照射量以下である炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、維持規格で定められている 5～15 年に準拠した 10 年間隔で点検計画が定められており、現状保全での健全性維持が可能と判断する。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

表 1 照射誘起型応力腐食割れ 維持規格に基づく評価対象機器の点検周期等一覧

項目番号	対象箇所	試験対象	方法	維持規格による検査要求量	検査程度	点検周期	点検の位置付け	点検範囲	点検年度	点検結果
G1.50	炉心支持構造物	炉心シユラウド	VT-3	周方向：7.5% 高さ方向：全高	同左	4年	定期事業者検査における炉内構造物供用期間中検査として実施	検査程度のうち、接近可能な全表面	2015年	異常なし
		上部格子板	VT-3	周方向：7.5% 高さ方向：全高	同左	10年			2015年	異常なし
		炉心支持板	VT-3	周方向：7.5% 高さ方向：全高	同左	10年			2015年	異常なし
		周辺燃料支持金具	VT-3	1箇所	同左	10年			2015年	異常なし
		制御棒案内管	VT-3	1箇所	同左	10年			2015年	異常なし

<p>タイトル</p>	<p>炉心シュラウドの IASCC を考慮した耐震安全性評価について</p>
<p>説明</p>	<p>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。</p> <p>1. 亀裂進展評価</p> <p>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線である H4 溶接線を評価対象部位とする。</p> <p>1.1 初期亀裂</p> <p>初期亀裂は維持規格 EJG-B-2-1 で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欠陥として、深さ $a_0=1.0$ mm, 長さ $l_0=10.0$ mm の半楕円亀裂が H4 溶接線内表面にあるものとして評価する。</p> <div data-bbox="550 1131 1276 1848" data-label="Diagram"> </div> <p>図1 炉心シュラウドの亀裂想定位置</p>



(単位 : mm)

初期亀裂寸法

亀裂深さ : $a_0 = 1.0$

亀裂長さ : $l_0 = 10.0$

図2 炉心シュラウドの評価モデル (半楕円亀裂)

1.2 き裂進展速度

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」(別紙3) 3.(3) 亀裂進展速度に記載される、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 ($9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$) とする。

1.3 亀裂進展評価

(1) 亀裂深さ

亀裂深さ T は、次式より求める。

$$\begin{aligned}
 T &= \frac{(t - a_0) [\text{mm}]}{U [\text{mm} \cdot \text{s}^{-1}]} \times \frac{1}{3600 [\text{s}]} \times \frac{1}{24 [\text{h}]} \times \frac{1}{365 [\text{d}]} \\
 &= \frac{\boxed{}}{9.2 \times 10^{-7}} \times \frac{1}{3600} \times \frac{1}{24} \times \frac{1}{365} \\
 &= \boxed{} [\text{EPY}]
 \end{aligned}$$

T : 亀裂深さが板厚に達するまでの期間

t : 炉心シュラウド中間胴板厚 [mm]

a_0 : 初期亀裂深さ = 1.0 [mm]

U : 鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値

(2) 亀裂長さ

亀裂進展評価時点における亀裂長さ l は、周方向2箇所の亀裂先端より独立して進展し、亀裂両側において亀裂進展速度 U にて進展するものとして、次式より求める。

$$l = l_0 [\text{mm}] + 2 \times U [\text{mm} \cdot \text{s}^{-1}] \times Y [\text{EFPY}] \times 365 [\text{d}] \times 24 [\text{h}] \times 3600 [\text{s}]$$

l_0 : 初期亀裂欠陥長さ

Y : 亀裂進展期間（応力拡大係数が破壊靱性値を満足する亀裂進展期間）

2. 破壊評価

炉心シュラウド H4 溶接部に想定したき裂に対して、地震時応力により求めた応力拡大係数が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を、表 1 に示す。

死荷重及び差圧荷重は建設時工認の設計値、地震荷重には評価用地震動を考慮した荷重を用いる。

表 1 破壊評価に用いる荷重

評価部位	差圧 P [MPa]	死荷重 [N]	地震荷重	
			軸力 V [kN]	モーメント M [kN・m]
炉心シュラウド H4 溶接線	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

2.2 破壊評価に用いる応力

破壊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。

熱応力は中間胴の一般部であり通常運転時の熱応力が微小であること、溶接残留応力は 1.3 項から評価年数時点で貫通欠陥と想定されるため、それぞれ考慮しない。

(1) 差圧による応力

H4 溶接線に作用する差圧 P による軸方向荷重は、次式より求める。

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

$$Y : D_0/D_i = \boxed{} = \boxed{}$$

D_0 : 炉心シュラウド中間胴の外径

D_i : 炉心シュラウド中間胴の内径

(2) 死荷重による応力

H4 溶接線に作用する死荷重 W による軸方向応力 σ_w は、次式より求める。

$$\sigma_w = \frac{A}{W} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

A : 炉心シュラウド中間胴の断面積

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

(3) 地震荷重による応力

H4 溶接線に作用する地震荷重による軸方向荷重は、次式より求める。

$$\begin{aligned} \sigma_s &= \frac{V}{A} + \frac{M}{I} \times \frac{D_0}{2} \\ &= \frac{\boxed{}}{\boxed{}} + \frac{\boxed{}}{\boxed{}} \times \frac{\boxed{}}{2} \\ &= 40.2 \text{ [MPa]} \end{aligned}$$

I : 炉内シュラウド中間胴の断面二次モーメント

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

(1) から (3) より破壊評価に用いる応力 σ は、

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

2.3 応力拡大係数の算出

「1.3 亀裂進展評価」より、評価時点の想定亀裂は貫通亀裂となることから、想定欠陥の応力拡大係数 K_I は、次式により求める。

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

c : 亀裂長さ $l/2$

b : モデル平板の板幅/2

2.4 破壊靱性値

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

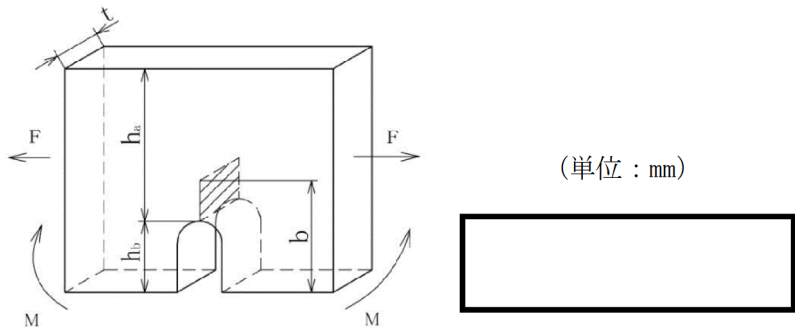
3. 亀裂進展及び破壊評価結果

表 2 に亀裂進展期間における想定亀裂長さ、想定亀裂に対する地震時の応力拡大係数を、破壊靱性値 K_{IC} と比較する。

亀裂進展期間 [EFPY]	想定亀裂長さ l [mm]	応力拡大係数 K_I [MPa $\sqrt{\text{m}}$]	破壊靱性値 K_{IC} [MPa $\sqrt{\text{m}}$]
5.23		43.1	43.2
5.24		43.2	

想定亀裂の応力拡大係数は、亀裂発生後 5.23EFPY 時点までは破壊が起こらないことを確認した。

以 上

<p>タイトル</p>	<p>上部格子板の IASCC を考慮した耐震安全性評価について</p>
<p>説明</p>	<p>累積照射量がしきい照射量を超える炉内構造物のうち、上部格子板の下部グリッドプレートノッチ部について亀裂進展評価及び破壊評価を実施する。</p> <p>1. 亀裂進展評価</p> <p>上部格子板のうち、炉心側で地震時応力が集中する可能性のある形状と考えられる下部グリッドプレートノッチ部を評価対象部位とする。</p> <p>1.1 初期亀裂</p> <p>初期亀裂は長さ mm のグリッドプレート板厚貫通亀裂を想定し、ノッチ部高さを加えた mm を初期亀裂長さとして評価する。</p> <p style="text-align: right;">(単位：mm)</p> <p style="text-align: center;">図 1 炉心シュラウドの亀裂想定位置</p> <div style="text-align: center;">  <p style="text-align: right;">(単位：mm)</p> </div> <p style="text-align: center;">図 2 炉心シュラウドの評価モデル (半楕円亀裂)</p> <p>1.2 き裂進展速度</p> <p>(1) 亀裂深さ</p> <p>亀裂進展速度は、維持規格 添付図 E-2 4.2(4)に示される IASCC き裂進展速度線図 (表 添付 E-2-SA-1) を用いる。</p> $\frac{da}{dt} = 7.8 \times 10^{-5} n^{3.6} (CK^4)^n$ <p>また、亀裂進展速度を算出する際に用いるパラメータについて、以下の通り設定する。</p>

a. 高速中性子束

上部格子板における高速中性子束は、中性子照射量を算出した際に求めた [] $[n/m^2 \cdot s]$ とする。

b. 亀裂先端ひずみ速度補正係数 (C 値)

C 値は、維持規格 表 添付 E-2-SA-1 に記載される算出式を用いる。上部格子板の中性子照射量は [] であるため、 [] 時に用いられる以下の式を使用する

[]

c. 亀裂先端電流密度変化に対する定数 n

n 値は東海第二発電所の表 1 に示す水質データにて、表 2 に抜粋した維持規格 表 添付 E-2-SA-1 に記載される値から導電率 k 及び鋭敏化度 EPR との関係を用いて、線形外挿により求める。

表 1 東海第二の水質データ

項目	データ
導電率 k	[] $[\mu S/m]$
腐食電位 ϕ	[] $[mV]$
初期鋭敏化度 EPR_0	[] $[C/m^2]$

表 2 導電率 k 及び鋭敏化度 EPR と n 値の関係

EPR $[C/m^2]$	導電率 $[\mu S/m]$	腐食電位 ϕ $[mV]$	
		100	200
0	10	0.92	0.87
	20	0.86	0.80
1.5×10^5	10	0.73	0.63
	20	0.68	0.58
3.0×10^5	10	0.61	0.54
	20	0.53	0.48

1.3 評価期間

評価期間は、現在までの運転時間：23.71EFPY 及び 60 年時点での運転時間：38.94EFPY とし、中性子照射量がしきい照射量を超える時点で初期亀裂が生じるものとし、次式より求める。

$$T = \frac{\text{しきい照射量} [\text{m}^{-2}]}{\text{高速中性子束} [\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]} \times \frac{1}{3600 [\text{s}]} \times \frac{1}{24 [\text{h}]} \times \frac{1}{365 [\text{d}]}$$
$$= \frac{5.0 \times 10^{24}}{\boxed{}} \times \frac{1}{3600} \times \frac{1}{24} \times \frac{1}{365}$$
$$= \boxed{} \text{EFPY}$$

t : しきい照射量に到達する運転年数[EFPY]

1.4 時間刻み

亀裂進展評価の時間刻みは 0.01[EFPY]とする。

1.5 考慮する応力

評価に用いる応力は、死荷重による応力とし、差圧による応力は保守的に考慮せず、熱膨張応力は通常運転時の熱応力が微小であることから考慮しない。

また、応力発生部位は最長グリッドプレート中央部の応力とし、想定亀裂が貫通亀裂のため応力集中は考慮しない。

(1) 死荷重

評価対象部位に生じる死荷重 W は、次の式で求める。

$$W = t \times h \times L \times \gamma$$
$$= \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{}$$
$$= \boxed{} [\text{N}]$$

t : グリッドプレート板厚

h : グリッドプレート高さ

L : 最長グリッドプレート長さ

γ : 材料の比重 ($\boxed{}$ [N/mm³])

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張りの公式より次の式で求める。

$$M = \frac{W \times L}{24} = \frac{\boxed{} \times \boxed{}}{24}$$

$$= \boxed{} \text{ [N} \cdot \text{mm]}$$

(2) 死荷重による応力

図 1 に示すモーメント M による曲げ応力 σ_b は材料力学の公式より、次の式で求める。

$$\sigma_b = \frac{6 \times M}{t \times (h_a + h_b)^2} = \frac{6 \times \boxed{}}{\boxed{} \times \boxed{}^2}$$

$$= 5.1 \text{ [MPa]}$$

H_a : ノッチ部リガメント高さ

H_b : ノッチ部高さ

1.6 応力拡大係数の算出

想定亀裂の応力拡大係数 K_{IM} を算出し、対応する亀裂進展速度で、亀裂進展計算を順次行う。貫通亀裂の応力拡大係数 K_{IM} は次の式で求める。

$$K_{IM} = \sigma_b (\sqrt{\pi b}) \times F(\xi)$$

$$F = \sqrt{\frac{2}{\pi \xi} \tan \frac{\pi \xi}{2}} \times \frac{0.923 + 0.199 \{1 - \sin(\pi \xi / 2)\}^4}{\cos(\pi \xi / 2)}$$

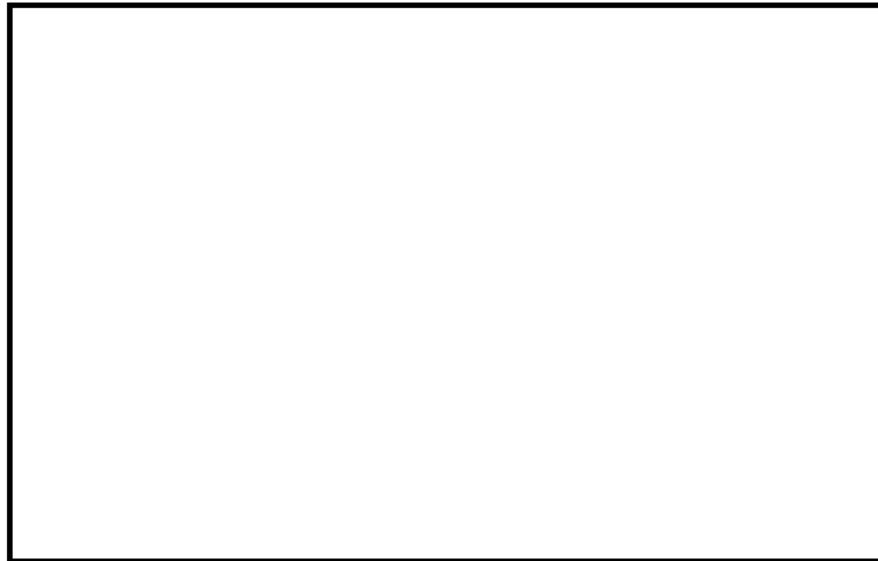
$$\xi = \frac{b}{(h_a + h_b)} \quad b : \text{亀裂長さ}$$

1.7 亀裂進展評価結果

60 年時点での上部格子板グリッドプレートの亀裂進展評価結果を表 3 及び図 3 に示す。

表 3 上部格子板の亀裂進展評価結果

評価部位	板厚 (mm)	評価期間 [EFPY]	評価亀裂長さ
下側グリッドプレートノッチ部	$\boxed{}$	38.94	$\boxed{}$



(a) 亀裂長さと評価期間の関係



(b) 応力拡大係数と評価期間の関係

図 3 亀裂進展評価結果

2. 破壊評価

亀裂進展評価から得られた 60 年時点での想定亀裂に対し，地震時応力により求めた応力拡大係数が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を，表 4 に示す死荷重及び地震荷重とし，差圧は保守的に評価しない。

表4 破壊評価に用いる地震荷重

評価部位	地震荷重	
	鉛直力 (鉛直震度)	水平力 [kN]
下部グリッド プレートノッ チ部	□	□

2.2 破壊評価に用いる応力

破壊評価に用いる応力は、表4の荷重による応力を考慮する。

熱膨張応力は中間胴の一般部であり通常運転時の熱応力が微小であることから、それぞれ考慮しない。

(1) 鉛直力による応力

死荷重及び地震の鉛直力による荷重は次の式から求める。

$$\begin{aligned}
 W_v &= t \times h \times L \times \gamma \times (1 + C_v) \\
 &= \square \times \square \times \square \times (1 + \square) \\
 &= \square \text{ [N]}
 \end{aligned}$$

C_v : 鉛直震度

図1に示す最長グリッドプレートの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式から求める。

$$\begin{aligned}
 M &= \frac{W_v \times L}{24} = \frac{\square \times \square}{24} \\
 &= \square \text{ [N} \cdot \text{mm]}
 \end{aligned}$$

図1に示すモーメント M による曲げ応力 σ_b は、材料力学の公式より次の式から求める。

$$\begin{aligned}
 \sigma_b &= \frac{6 \times M}{t \times (h_a + h_b)^2} = \frac{\square}{\square \times \square^2} \\
 &= \square \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

(2) 水平力による応力

上部格子板の取付位置において、4本の燃料集合体がグリッドプレートに与える地震の水平力 F は、次の式から求める。

$$F = \frac{4 \times H}{764} = \frac{4 \times \boxed{}}{764}$$

$$= \boxed{} \text{ [N} \cdot \text{mm]}$$

H：地震の水平力

図 1 に示す水平力 F による引張応力 σ_m は、材料力学の公式より次の式から求める。

$$\sigma_m = \frac{F}{t \times (h_a + h_b)^2} = \frac{\boxed{}}{\boxed{} \times \boxed{}^2}$$

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

2.3 応力拡大係数の算出

亀裂進展評価から得られた想定亀裂の応力拡大係数 K_I は、 σ_b による応力拡大係数 $K_{I(\sigma_b)}$ 、 σ_m による応力拡大係数 $K_{I(\sigma_m)}$ の重ね合わせにより、次の式から求める。

$$K_{I(\sigma_b)} = k_{I(\sigma_b)} + k_{I(\sigma_m)}$$

$$K_{I(\sigma_b)} = \sigma_b (\sqrt{\pi b}) \times F(\xi)$$

$$F(\xi) \doteq \sqrt{\frac{2}{\pi \xi} \tan \frac{\pi \xi}{2}}$$

$$\times \frac{0.923 + 0.199 \{1 - \sin(\pi \xi / 2)\}^3}{\cos(\pi \xi / 2)}$$

$$\xi = \frac{b}{(h_a + h_b)}$$

$$K_{I(\sigma_m)} = \sigma_m (\sqrt{\pi b}) \times F(\xi)$$

$$F(\xi) \doteq \sqrt{\frac{2}{\pi \xi} \tan \frac{\pi \xi}{2}}$$

$$\times \frac{0.752 + 2.02 \xi + 0.37 \{1 - \sin(\pi \xi / 2)\}^3}{\cos(\pi \xi / 2)}$$

$$\xi = \frac{b}{(h_a + h_b)}$$

上記より求めた 60 年時点の想定亀裂の応力拡大係数 K_I を、表 5 に示す。

表 5 想定亀裂の応力拡大係数 K_I

評価時点 [EFPY]	亀裂長さ [m]	$K_{I(\sigma_b)}$ [MPa \sqrt{m}]	$K_{I(\sigma_m)}$ [MPa \sqrt{m}]	K_I [MPa \sqrt{m}]
<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

2.4 破壊靱性値

照射されたステンレス鋼の破壊靱性値 K_{IC} は、維持規格 E 14 3. (1) にて中性子照射量 $8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える場合の値として記載のある $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を用いる。

2.5. 亀裂進展及び破壊評価結果

表 6 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を，破壊靱性値 K_{IC} と比較する。

表 6 上部格子板の破壊評価

亀裂進展期間 [EFPY]	亀裂長さ l [mm]	応力拡大係数 K_I [MPa $\sqrt{\text{m}}$]	破壊靱性値 K_{IC} [MPa $\sqrt{\text{m}}$]
□	□	11.39	43.2

表 6 に示す通り，想定亀裂の応力拡大係数が，破壊靱性値に至らないため地震時に破壊が起こらないことを確認した。

以 上

タイトル	炉内構造物における日本機械学会 事例規格への対応状況について																							
説明	<p>① 炉内構造物溶接部</p> <p>【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」(NC-CC-002)によると、応力腐食割れ(SCC)発生因子である「材料」「応力」「環境」を改善することでSCC発生を抑制する対応が示されている。</p> <p>炉内構造物の各部位にはオーステナイト系ステンレス鋼(鋭敏化 SUS304)を採用しており、BWR炉水環境ではSCCが発生する可能性がある。</p> <p>このため、東海第二の炉内構造物においては、以下のとおりSCC発生の抑制対策を行っている。(表1参照。)</p> <p>また、1996年度より水素注入を行い、腐食電位の低減によるSCC発生の抑制対策を実施している。</p> <p>表1 ウォータージェットピーニング(WJP)及び貴金属コーティング(NMC)施工実績</p> <table border="1" data-bbox="443 1048 1337 1720"> <thead> <tr> <th>対象機器</th> <th>施工方法</th> <th>施工部位</th> <th>施工年度(定検回)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">炉心シュラウド</td> <td rowspan="2">WJP</td> <td>H1, H2, V1, V2 内面 H1, H2, H3, H4 外面 V1, V2, V3, V4, V5 外面</td> <td>1999年 (17回)</td> </tr> <tr> <td>H7 内面 V8 内面及び外面</td> <td>2011年度 (25回)</td> </tr> <tr> <td>NMC</td> <td>H3, H4 内面 V3, V4, V5 内面</td> <td>1999年 (17回)</td> </tr> <tr> <td>ジェットポンプ ライザ管・サーマルスリーブ</td> <td rowspan="3">WJP</td> <td>管溶接線内面 4箇所×10本</td> <td>2005年度 (21回)</td> </tr> <tr> <td>ジェットポンプ ディフューザ</td> <td>管溶接線内面 3箇所×20本</td> <td>2005年度 (21回)</td> </tr> <tr> <td>ジェットポンプ ライザブレース</td> <td>ライザブレースのRPV 取付溶接部10体</td> <td>2005年度 (21回)</td> </tr> </tbody> </table> <p>② シュラウドサポート</p> <p>第12回定期検査(平成4年度)において、海外プラントでのSCCによる損傷事例に鑑み、マンホール蓋について溶接タイプからボルト締めタイプに変更している。</p>	対象機器	施工方法	施工部位	施工年度(定検回)	炉心シュラウド	WJP	H1, H2, V1, V2 内面 H1, H2, H3, H4 外面 V1, V2, V3, V4, V5 外面	1999年 (17回)	H7 内面 V8 内面及び外面	2011年度 (25回)	NMC	H3, H4 内面 V3, V4, V5 内面	1999年 (17回)	ジェットポンプ ライザ管・サーマルスリーブ	WJP	管溶接線内面 4箇所×10本	2005年度 (21回)	ジェットポンプ ディフューザ	管溶接線内面 3箇所×20本	2005年度 (21回)	ジェットポンプ ライザブレース	ライザブレースのRPV 取付溶接部10体	2005年度 (21回)
対象機器	施工方法	施工部位	施工年度(定検回)																					
炉心シュラウド	WJP	H1, H2, V1, V2 内面 H1, H2, H3, H4 外面 V1, V2, V3, V4, V5 外面	1999年 (17回)																					
		H7 内面 V8 内面及び外面	2011年度 (25回)																					
	NMC	H3, H4 内面 V3, V4, V5 内面	1999年 (17回)																					
ジェットポンプ ライザ管・サーマルスリーブ	WJP	管溶接線内面 4箇所×10本	2005年度 (21回)																					
ジェットポンプ ディフューザ		管溶接線内面 3箇所×20本	2005年度 (21回)																					
ジェットポンプ ライザブレース		ライザブレースのRPV 取付溶接部10体	2005年度 (21回)																					

③ ジェットポンプビーム

ジェットポンプビームについては、海外プラントにおいて SCC が発生した事例を受けて、第7回定期検査（1986年度）及び第18回定期検査（2001年度）に熱処理方法の改善、ビーム締付力の低下、形状の変更による耐 SCC 性に優れたビームに全数取替えている。

以 上

タイトル	制御棒の点検の考え方について
説明	<div data-bbox="582 495 1190 779" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div> <p data-bbox="1305 871 1393 904" style="text-align: right;">以上</p>