

福島第二原子力発電所 4 号炉 高経年化技術評価  
(照射誘起型応力腐食割れ)

補足説明資料

## 目 次

1. はじめに.....	3-1
2. 評価部位の選定.....	3-1
3. 技術評価.....	3-1
4. 総合評価.....	3-4
5. 高経年化への対応.....	3-4
別紙 1～13	
別紙 1 炉内構造物各機器（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、 制御棒案内管）の通常運転時の温度について.....	3-5
別紙 2 現時点までの運転時間（EFPY）と中性子照射量評価の内容（評価モデル、 計算方法等の詳細を含む）及び結果、また中性子照射量が最大となる位置 について.....	3-6
別紙 3 上部格子板における過去の損傷事例とその原因についての分析結果について.....	3-12
別紙 4 これまでの運転中における冷却材の水質管理状況及び至近の実績について.....	3-13
別紙 5 維持規格及び「欠陥の解釈」による点検のこれまでの実績（方法、頻度及び 結果の記録を含む）、また炉心シュラウド、制御棒案内管及び上部格子板に ついての ISI 検査、制御棒案内管取り外し時及び定期検査毎の炉心確認に おける確認結果の記録.....	3-14
別紙 6 炉内構造物における日本機械学会 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）」への対応 状況について.....	3-15
別紙 7 炉心確認時における上部格子板グリッドプレートの確認実績（確認方法、 確認範囲及び確認記録）.....	3-16
別紙 8 現時点における上部格子板の健全性及び冷温停止中における IASCC の発生 ・進展の可能性の評価内容ならびに冷温停止期間中の点検計画について.....	3-17
別紙 9 ボロン・カーバイド型制御棒のローラ材料である高ニッケル合金（WPM）の 化学成分及び機械的性質について.....	3-18
別紙 10 熱中性子照射量により定めた運用基準の内容、ならびに制御棒の取替運用基準である $1.5 \times 10^{21}$ n/cm <sup>2</sup> （熱中性子）到達時の高速中性子照射量について.....	3-19
別紙 11 取出制御棒における外観点検対象制御棒の選定方法、点検方法とその割れ視認性、 ならびに至近の点検結果について.....	3-21

別紙 12	ボロン・カーバイド型制御棒の被覆管，タイロッド，上部ハンドルのローラ取付部及びハンドル－シース溶接部に IASCC が発生しても制御棒の機能上問題とならない理由とその根拠について.....	3-22
別紙 13	現時点における制御棒の健全性及び冷温停止中における IASCC の発生・進展の可能性の評価内容について.....	3-23

## 1. はじめに

本資料は、照射誘起型応力腐食割れの高経年化技術評価の補足として、評価結果と共に、評価内容の補足資料を取り纏めたものである。

オーステナイト系ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れは、高い中性子照射量を受けると材料自身の応力腐食割れの感受性が高まると共に、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場が重畳されると粒界型応力腐食割れを生じる現象である。

## 2. 評価部位の選定

BWR 環境下のオーステナイト系ステンレス鋼については、比較的高い累積照射量（ $1 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>（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への影響が現れると考えられており、現時点（平成 27 年 8 月 25 日）において中性子照射を受けた機器として以下が抽出された。

(A) 炉内構造物	予想照射量
・炉心シュラウド	約 $5.5 \times 10^{24}$ n/m <sup>2</sup>
・上部格子板	約 $5.5 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>
・周辺燃料支持金具	約 $5.5 \times 10^{24}$ n/m <sup>2</sup>
・炉心支持板	約 $5.5 \times 10^{23}$ n/m <sup>2</sup>
・制御棒案内管	約 $5.5 \times 10^{23}$ n/m <sup>2</sup>

### (B) 機械設備 制御棒 取替運用基準 $1.5 \times 10^{21}$ n/cm<sup>2</sup>（熱中性子）（別紙 10 にて評価）

福島第二 3 号炉において、平成 15 年にボロン・カーバイド型制御棒の上部ハンドルのローラ取付部近傍及び上部ハンドルーシース溶接部近傍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ている。

なお、本事例は局部的なひびであり、主要部品は問題なく制御棒の機能上問題となるものではなかった。

## 3. 技術評価

### (1) 健全性評価

#### ① 中性子照射要因

##### (A) 炉内構造物

炉内構造物のうち上部格子板については、上部格子板中央部の予想照射量（現時点での推定照射量：別紙 2 にて評価） $5.5 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>であり、しきい照射量を超えており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、上部格子板以外については、現時点で IASCC 発生の目安としているしきい照射量（約  $1 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup>）に至っていない。



(B) 制御棒

ボロン・カーバイド型制御棒の取替は、核的寿命、機械的寿命及び制御材被覆管からの<sup>10</sup>B 流出実績を考慮して決められた取替運用基準  $1.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  (熱中性子) に従って実施している。炉心内の平均中性子束から算出した高速中性子束と熱中性子束の比率は、約 3.5 であり、取替運用基準  $1.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  (熱中性子) は、しきい照射量約  $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$  (高速中性子) を超えており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。

② 応力要因

(A) 炉内構造物

炉内構造物は、差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低く、応力腐食割れの主要因となる可能性は小さい。

上部格子板については、グリッドプレート中央部において、しきい照射量を超えるものの溶接部がなく、溶接による残留溶接応力の発生がないため、応力腐食割れの主要因となる可能性は小さい。

(B) 制御棒

制御材被覆管、シース、タイロッド、上部ハンドルは溶接熱影響部の引張応力の可能性は否定できない。また、制御材被覆管には、制御材の熱中性子捕獲による  $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$  反応により、He 発生に伴う内圧上昇、ならびに、制御材の体積膨張によって引張応力が作用する可能性は否定できない。

③ 環境要因

評価対象機器は炉心近傍に位置していることから、照射による水の放射線分解により溶存酸素の影響が顕著となる可能性があるが、原子炉冷却材については「東京電力ホールディングス株式会社 水質管理マニュアル」にて導電率・pH・塩素イオンを適切に管理している(別紙4にて評価)。

上記の要因を考慮し、以下の通り健全性評価を実施する。

(A) 炉内構造物

炉内構造物のうち上部格子板の IASCC については、中性子照射の予想照射量がしきい照射量を超えており、海外プラントでの損傷事例として、米国の(Oyster Creek, Nine Mile Point1)において上部格子板ビームに亀裂が確認されている。原因は、中性子照射量が高い上部格子板ビーム(SUS304 材)に照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)による亀裂が発生したと考えられている。

しかし、福島第二原子力発電所4号炉において上部格子板には、IASCCの感受性がSUS304材より低いSUS316L材が使用されていること、上部格子板プレートには溶接部はなく、運転中の差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低いことから、IASCCの発生の可能性は小さいと評価している(別紙3にて評価)。

(B) 制御棒

制御棒の IASCC については、中性子照射による取替運用基準が、IASCC の影響が懸念される照射量より高い値に設定されており、IASCC の発生は否定できない。

応力要因については、溶接熱影響部に伴う引張応力が懸念される箇所として、制御材被覆管、シース、タイロッド、上部ハンドル、熱中性子捕獲に伴う He 発生による内圧上昇及び制御材の体積膨張に伴う引張応力が懸念される箇所として制御材被覆管があり、IASCC の発生が否定できない。

また、過去の IASCC と推定されるひび割れとして、福島第二 3 号炉のボロン・カーバイド型制御棒の上部ハンドルのローラ取付部近傍及び上部ハンドル-シース溶接部近傍がある。

しかし、ひびが確認された部位に要求される強度は小さく、強度評価として、貫通を仮定してもスクラム時及び地震時の健全性は保たれ、ルースパーツは発生しないとしており、安全上の問題無いと評価している（別紙 12 にて評価）。

(2) 現状保全

(A) 炉内構造物

炉心シュラウド\*1、上部格子板\*2、炉心支持板\*2、周辺燃料支持金具\*2 及び制御棒案内管\*2 については、ガイドライン、維持規格または亀裂の解釈に基づき計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施することとしている。

（点検方法 \*1：MVT-1 または VT-3 \*2：VT-3）

上部格子板については、照射誘起型応力腐食割れに着目した点検を維持規格の点検方法に従い実施することとしている。（点検方法：MVT-1）

なお、上部格子板については定期検査毎の炉心確認において、水中テレビカメラによる目視点検を実施している。また、制御棒案内管については制御棒案内管取り外し作業時において損傷のないことを確認している。

(B) 制御棒

ボロン・カーバイド型制御棒の取替は、核的寿命、機械的寿命及び制御材被覆管からの<sup>10</sup>B 流出実績を考慮して決められた取替運用基準  $1.5 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup>（熱中性子）に従って実施し、これまでの使用実績では、制御材被覆管からの<sup>10</sup>B の流出が確認されていない。

また、定期検査毎に実施している停止余裕検査、制御棒駆動機構機能検査等において、制御棒の制御能力、動作性に影響を及ぼしていないことを確認している。

#### 4. 総合評価

##### (A) 炉内構造物

上部格子板のグリッドプレート中央部に溶接部はなく、運転中の差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低いことから、しきい照射量を超えるものの照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。また、目視点検により確認が可能であり、計画的な目視点検を実施することで健全性の確認は可能と判断する。

炉心シュラウド、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発生の可能性はない。

なお、当面の安定停止維持においては、高速中性子照射をほとんど受けることはないため、照射誘起型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいと判断する。

##### (B) 制御棒

運用基準に基づく制御棒の取替、定期検査毎の停止余裕検査及び制御棒駆動機構の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。

なお、当面の安定停止維持においては、高速中性子照射をほとんど受けることはないため、照射誘起型応力腐食割れの発生・進展の可能性は小さいと判断する。

#### 5. 高経年化への対応

総合評価の結果より照射誘起型応力腐食割れについては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

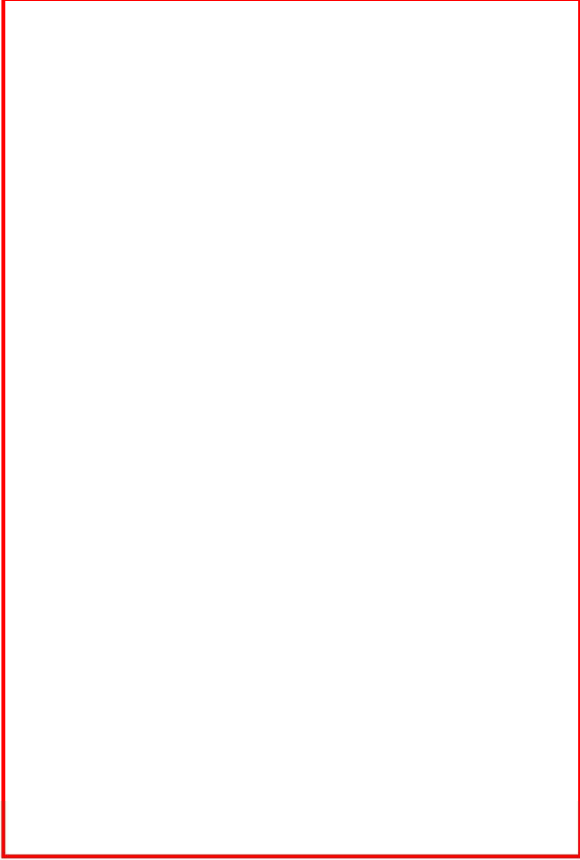
以 上

<p>タイトル</p>	<p>炉内構造物各機器（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管）の通常運転時の温度について</p>								
<p>説明</p>	<p>通常運転時の炉内構造物は、原子炉冷却材と接しており、炉内構造物の各部位の運転温度は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="475 667 1002 922"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心シュラウド</td> <td rowspan="5" style="border: 2px solid red;"></td> </tr> <tr> <td>上部格子板</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板</td> </tr> <tr> <td>燃料支持金具</td> </tr> <tr> <td>制御棒案内管</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、炉内支持構造物の応力解析で熱応力の算出に用いられている温度分布計算結果からも各部位の最高温度は <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> °C である。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	部位	温度 (°C)	炉心シュラウド		上部格子板	炉心支持板	燃料支持金具	制御棒案内管
部位	温度 (°C)								
炉心シュラウド									
上部格子板									
炉心支持板									
燃料支持金具									
制御棒案内管									

内は商業機密に属しますので公開できません



タイトル	現時点までの運転時間 (EFPY) と中性子照射量評価の内容 (評価モデル, 計算方法等の詳細を含む) 及び結果, また中性子照射量が最大となる位置について
説明	<p>現時点 (平成 27 年 8 月 25 日) の運転時間 (EFPY) は, 17.45 EFPY であり, 中性子照射量評価の内容 (計算の方法を含む) については, 添付-1 に示す。</p> <p>中性子照射量が最大となる位置は, 上部格子板の約 <math>5.5 \times 10^{25}</math> n/m<sup>2</sup> である。</p> <p>なお, 中性子照射率については, 保守的に中性子束等高線図の各部位で高い側の等照射線の照射率を用いて算出している。中性子束等高線図及び中性子照射率を添付-2 及び添付-3 に示す。</p> <p><b>【添付資料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>・添付-1 : 現時点 (平成 27 年 8 月 25 日) での炉内構造物の中性子照射量推定値 (2F4)</li><li>・添付-2 : もちより委託業務報告書 原子炉压力容器中性子照射量解析評価</li><li>・添付-3 : 炉内構造物の中性子照射率</li></ul>

<p>説明 (続き)</p>	<p>原子炉圧力容器中中性子照射量は、以下の手順で算出している。          評価は、R-Z 体系モデル（垂直断面モデル）によって平均的な中性子束を求め、それに R-θ 体系モデル（水平断面モデル）によって得られた炉心形状に関する補正係数を考慮して、高速中性子束を算出する。</p> <p>(1) R-Z 体系モデル</p> <p>R-Z 体系モデルは、炉心中心軸を Z 軸とする R-Z 体系で、モデル化の範囲は、軸方向が有効炉心部上下 2 m までとし、径方向は原子炉遮へい壁（RSW）外側までである。</p> <p style="text-align: center;">炉内構造物主要における垂直方向（R-Z）体系モデル</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図 4.3.1-2 1100MWe 級 BWR の 2 次元 R-Z 体系計算モデル(全体系)</p> <p>(出典：もちより委託「原子炉圧力容器中中性子照射量解析評価業務」報告書</p>
--------------------	--

内は商業機密に属しますので公開できません

説明  
(続き)

(2) R- $\theta$  体系モデル

R- $\theta$  体系モデル，炉心中心レベルに着目し炉心中心軸を R 軸の中心とする。  
R- $\theta$  体系で，モデルの範囲は，径方向が炉心中心から RSW 外側までで， $\theta$  方向は線源の対称性を考慮して 1/8 炉心(45°)である。

炉内構造物主要部における径方向 (R- $\theta$ ) 体系モデル



図 4.3.1-5 1100MWe 級 DWR の 2 次元 R- $\theta$  体系計算モデル(1/8 炉心)

(出典：もちより委託「原子炉圧力容器中性子照射量解析評価業務」報告書

(3) 計算コード

計算コードは，高速中性子束の計算に実績のある輸送計算コード DOT3.5 を用いている。

(4) 入力パラメータ

入力パラメータは以下の通りである。なお，中性子束の計算に用いているのは最大中性子束となる断面等を考慮した値である。

- ① 炉心条件 (燃料種類等)
- ② 構成材料の物性値 (密度，組成等)
- ③ 原子炉等構造物の形状，寸法
- ④ 出力分布
- ⑤ 核分裂による中性子スペクトル

以上

内は商業機密に属しますので公開できません

現時点(平成27年8月25日)での炉内構造物の中性子照射量推定値 算出根拠 (2F4)

現時点(平成27年8月25日)におけるEFPY : 17.45 EFPY  
 $EFPY = (\text{試運転以降の累積発電機電力量}) \div (\text{定格電気出力} \times 365 \text{日} \times 24 \text{時間})$   
 $= (168,088,440 \text{MWh}) \div (1,100 \text{MW} \times 365 \text{日} \times 24 \text{時間})$

No	機器名	技術評価書記載	照射率 (n/cm <sup>2</sup> /s)	もちより業務委託報告書「原子炉圧力容器中性子照射量解析評価業務(平成16年3月)」 (n/cm <sup>2</sup> /s)	EFPY秒換算(s) = 17.45(EFPY) × 365(d) × 24(h) × 3600(s) = 550,303,200 現時点(平成27年8月25日)の照射量推定値 = 照射率(n/m <sup>2</sup> /s) × EFPY秒換算 (n/m <sup>2</sup> )
1	炉心シユラウド	約 5.5 × 10 <sup>24</sup> n/m <sup>2</sup>			5.5E+24
2	上部格子板	約 5.5 × 10 <sup>25</sup> n/m <sup>2</sup>			5.5E+25
3	周辺燃料支持金具	約 5.5 × 10 <sup>24</sup> n/m <sup>2</sup>			5.5E+24
4	炉心支持板	約 5.5 × 10 <sup>23</sup> n/m <sup>2</sup>			5.5E+23
5	制御棒案内管	約 5.5 × 10 <sup>23</sup> n/m <sup>2</sup>			5.5E+23

内は商業機密に属しますので公開できません

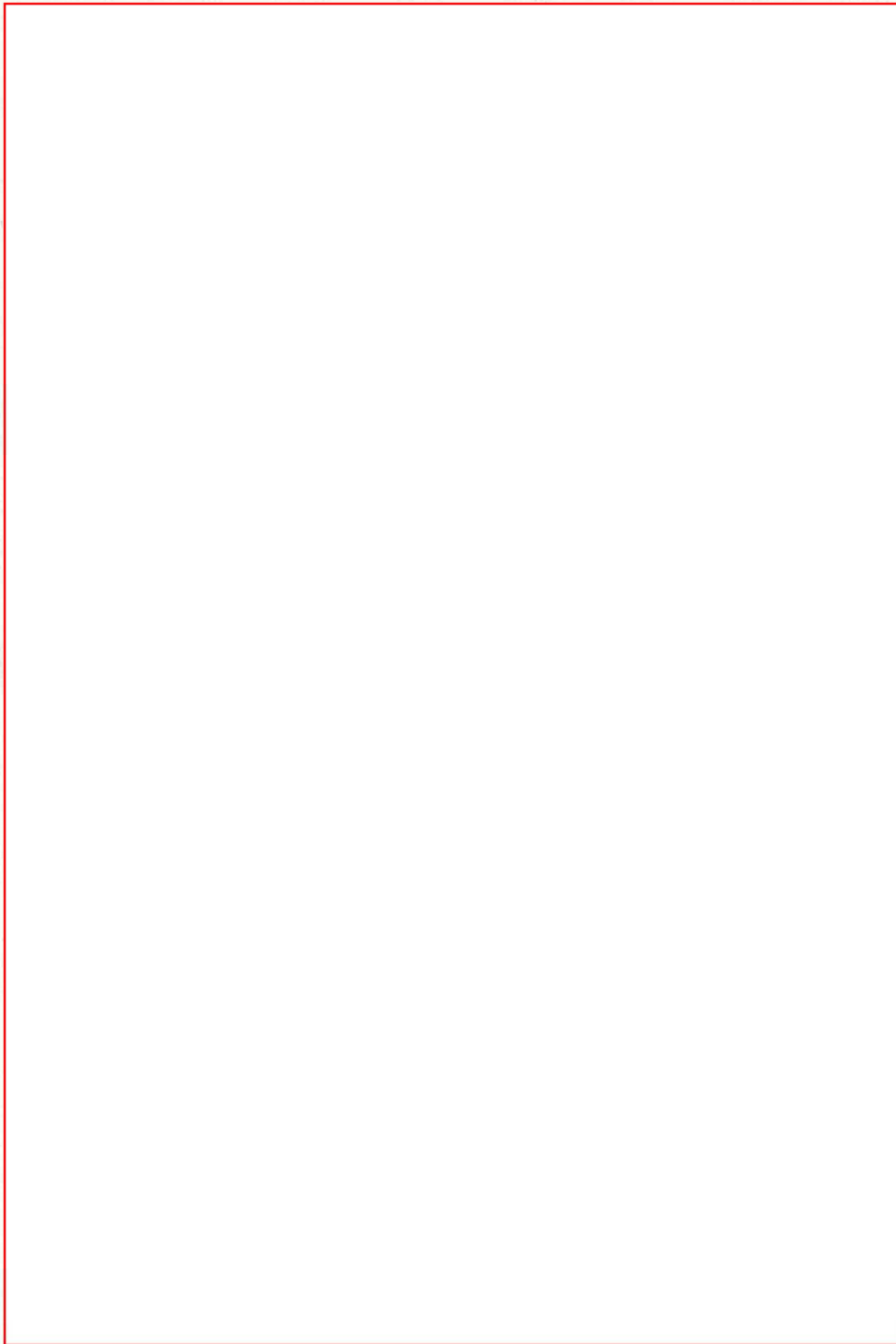


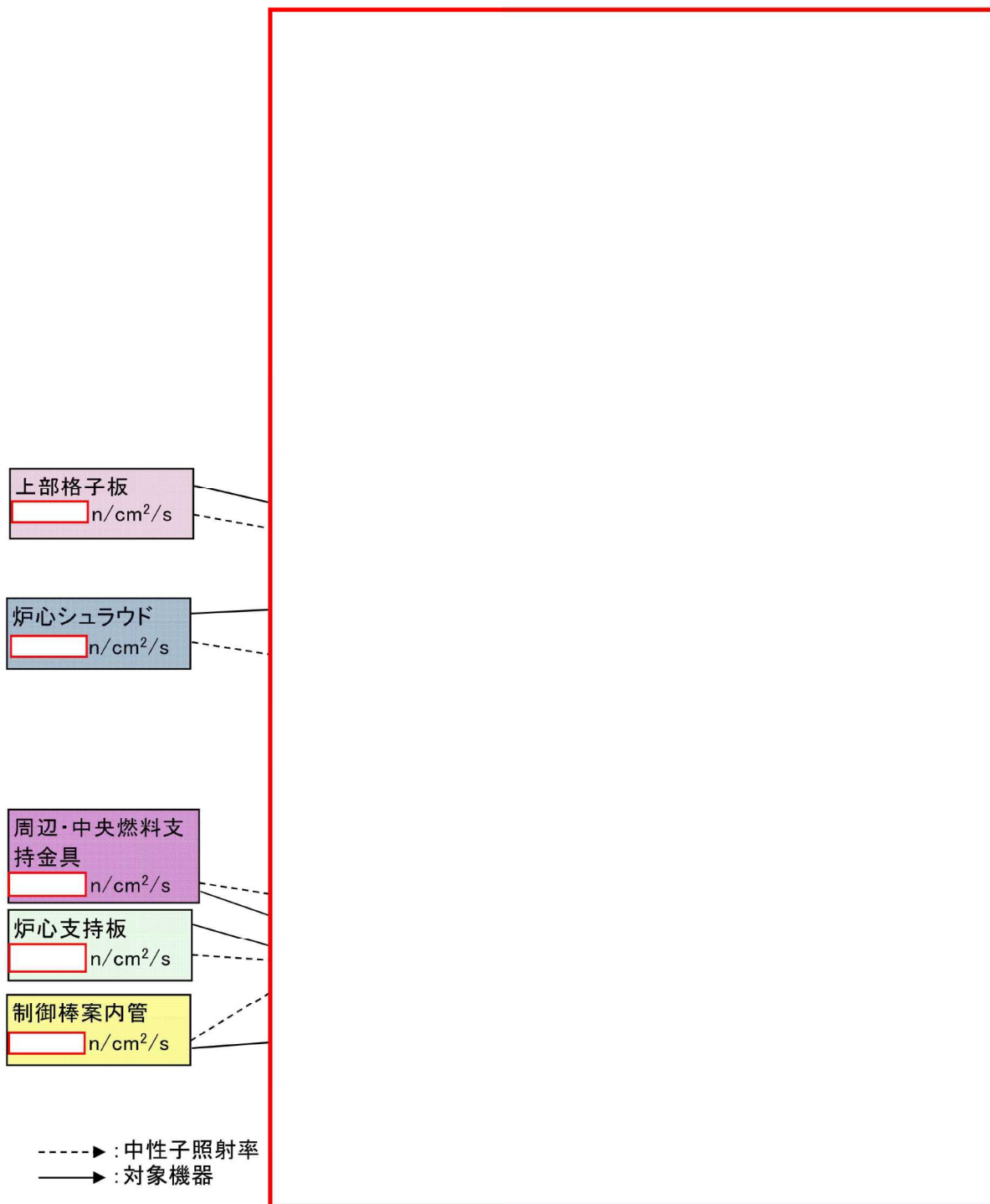
図 4.3.2-1 R-Z 体系計算による 1100MWe 級 BWR の 1MeV 以上の中性子束等高線図  
( $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )

4.3-12

内は商業機密に属しますので公開できません



炉内構造物の中性子照射率



[ ]内は商業機密に属しますので公開できません

タイトル	上部格子板における過去の損傷事例とその原因についての分析結果について
説明	<p>海外プラントでの損傷事例として、米国の (Oyster Creek, Nine Mile Point1) において上部格子板ビームに亀裂が確認されている。原因は、中性子照射量が高い上部格子板ビーム (SUS304 材) に照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) による亀裂が発生したと考えられている。</p> <p>福島第二原子力発電所 4 号炉において、中性子照射量が最大となる位置は上部格子板であり、IASCC の感受性への影響が現れると考えられるしきい照射射量を超えると予想されている。</p> <p>しかし、上部格子板には IASCC の感受性が SUS304 材より低い SUS316L 材が使用されていること、上部格子板プレートには溶接部はなく、運転中の差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低いことから、IASCC の発生の可能性は小さいと評価している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

タイトル	これまでの運転中における冷却材の水質管理状況及び至近の実績について
説明	<p>原子炉冷却材の水質管理については、『東京電力ホールディングス株式会社 水質管理マニュアル』において導電率・pH・塩素イオンの基準値を定め、定期的に水質分析を実施し管理している。</p> <p>基準値</p> <ul style="list-style-type: none"><li>① 導電率：1 <math>\mu\text{S}/\text{cm}</math> 以下 (25 <math>^{\circ}\text{C}</math>において)</li><li>② pH：5.6～8.6 (25 <math>^{\circ}\text{C}</math>において)</li><li>③ 塩素イオン：100 ppb 以下</li></ul> <p>運転中の実績 (平成 23 年 3 月 7 日)</p> <ul style="list-style-type: none"><li>① 導電率：0.080 <math>\mu\text{S}/\text{cm}</math> 以下 (25 <math>^{\circ}\text{C}</math>において)</li><li>② pH：6.6 (25 <math>^{\circ}\text{C}</math>において)</li><li>③ 塩素イオン：0.1 ppb</li></ul> <p style="text-align: right;">以 上</p>

タイトル	維持規格及び「欠陥の解釈」による点検のこれまでの実績（方法、頻度及び結果の記録を含む）、また炉心シュラウド、制御棒案内管及び上部格子板についての ISI 検査、制御棒案内管取り外し時及び定期検査毎の炉心確認における確認結果の記録										
説明	<p>維持規格及び「欠陥の解釈」による点検は、第 16 回定期検査時に炉心シュラウドの点検を実施しており、その他の炉内構造物について、点検実績はない。</p> <p>また、ISI 検査は JEAC 4205 に基づき点検を実施しており、検査対象機器に炉内構造物（炉心シュラウド・上部格子板等）は検査範囲に含まれていないため、点検の実績はない。</p> <p>制御棒案内管は、第 16 回定期検査時の目視点検において、異常のないことを確認している。</p> <p>上部格子板は、第 17 回定期検査時の炉心確認において、燃料集合体の確認に合わせて変形・曲がりがないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;">日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格の検査内容</p> <table border="1" data-bbox="389 1014 1401 1301"> <thead> <tr> <th>項目番号</th> <th>試験部位</th> <th>試験対象</th> <th>方法</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>G1.30</td> <td>原子炉圧力容器 炉心支持構造物</td> <td>炉心シュラウド 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 など</td> <td>VT-3</td> <td>10 年間</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>	項目番号	試験部位	試験対象	方法	頻度	G1.30	原子炉圧力容器 炉心支持構造物	炉心シュラウド 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 など	VT-3	10 年間
項目番号	試験部位	試験対象	方法	頻度							
G1.30	原子炉圧力容器 炉心支持構造物	炉心シュラウド 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 など	VT-3	10 年間							

タイトル	炉内構造物における日本機械学会 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)」への対応状況について
説明	<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>福島第二原子力発電所 4 号炉の炉内構造物には、低炭素オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316L) やステンレス鋼鋳鋼 (SCS19A) が採用されており、「SUS304 や SUS316」と比べると、BWR 炉水環境下では耐 SCC 性が高いと考えている。</p> <p>また、4 号機第 17 回定期検査時に、炉心シュラウド内面溶接部をウォータージェットピーニング法により、残留応力を引張応力から圧縮応力に改善している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>



タイトル	炉心確認時における上部格子板グリッドプレートの確認実績（確認方法，確認範囲，及び確認記録）
説明	<p>炉心確認時の燃料集合体炉内配置検査において，燃料集合体の確認に合わせて上部格子板に変形・曲がりがないことを確認している。</p> <p>確認方法は，燃料集合体炉内配置検査用の水中テレビカメラにより確認している。</p> <p>また，東北地方太平洋沖地震後の炉内構造物点検において，上部格子板の目視点検を行い，異常のないことを確認している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

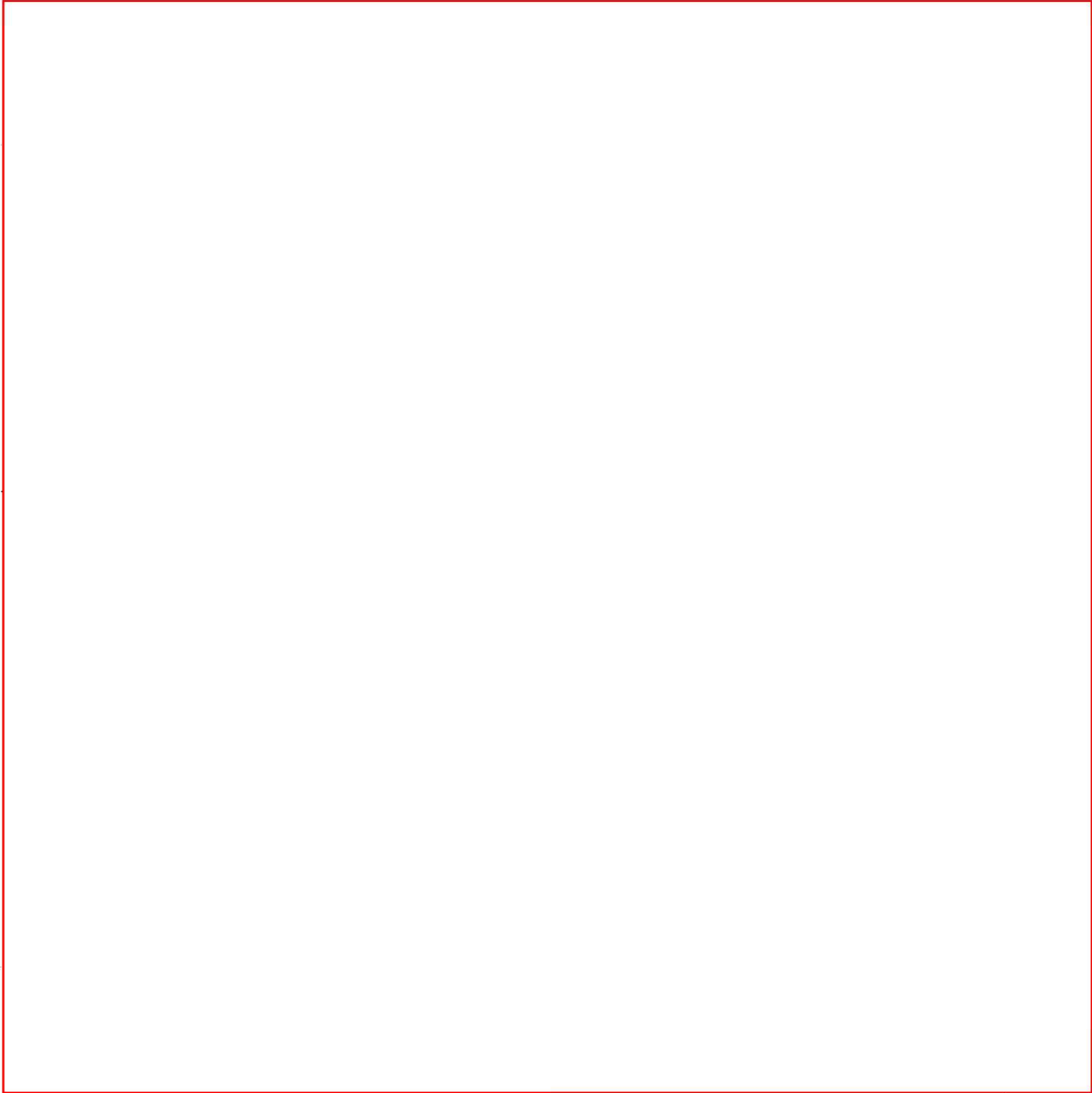
タイトル	現時点における上部格子板の健全性及び冷温停止中における IASCC の発生・進展の可能性の評価内容ならびに冷温停止期間中の点検計画について
説明	<p>現時点(平成 27 年 8 月 25 日)における上部格子板の中性子照射量は約 <math>5.5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2</math> であり, 照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) の感受性への影響が現れると考えられるしきい照射量 (<math>1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2</math>) を超えるものの, 上部格子板のグリッドプレート中央部に溶接部はなく, 運転中の差圧, 熱及び自重等に起因する引張応力成分は低いことから, IASCC 発生の可能性は小さいと評価している。</p> <p>また, 東北地方太平洋沖地震後の炉内構造物点検において, 上部格子板の目視点検を行い, 異常のないことを確認している。</p> <p>当面の冷温停止期間中においては, 高速中性子照射をほとんど受けることはなく, 炉内における劣化や照射量が有意に進展する状態ではないと考えられるため, 冷温停止期間中の点検は計画していない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

<p>タイトル</p>	<p>ボロン・カーバイド型制御棒のローラ材料である高ニッケル合金（WPM）の化学成分及び機械的性質について</p>
<p>説明</p>	<p>高ニッケル合金（WPM）の化学成分及び機械的性質を以下に示す。</p> <p>○化学成分 [wt%]</p> <p>炭素 <input type="text"/> 以下</p> <p>シリコン <input type="text"/> 以下</p> <p>マンガン <input type="text"/> 以下</p> <p>クロム <input type="text"/></p> <p>モリブデン <input type="text"/></p> <p>チタン <input type="text"/></p> <p>コバルト <input type="text"/> 以下</p> <p>アルミニウム <input type="text"/></p> <p>ニッケル <input type="text"/></p> <p>○機械的性質</p> <p>引張強さ <input type="text"/> N/mm<sup>2</sup> 以上</p> <p>硬度 Hv <input type="text"/> 以上</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

内は商業機密に属しますので公開できません

タイトル	熱中性子照射量により定めた運用基準の内容，ならびに制御棒の取替運用基準である $1.5 \times 10^{21}$ n/cm <sup>2</sup> (熱中性子) 到達時の高速中性子照射量について
説明	<p>ボロン・カーバイド型制御棒の取替基準 (運用基準) は、「照射に伴う制御材 <sup>10</sup>B の減損 (<sup>10</sup>B の流出も考慮) により相対値が 10 % 減少したときの核的寿命」と「<sup>10</sup>B の (n, α) 反応により生成された He ガスによる制御材被覆管内圧上昇の観点から決まる機械的寿命」から決めていたが、IASCC による制御材被覆管のひびから <sup>10</sup>B の流出が確認されたため (当社では過去 1F で発生)、これを抑制するため上述の寿命に達する前の <math>1.5 \times 10^{21}</math> n/cm<sup>2</sup> としている。</p> <p>制御棒の累積照射量は、熱中性子の累積照射量を計算しており、高速中性子の照射量については計算していないが、炉心内の平均中性子束から算出した高速中性子束と熱中性子束の比率は以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高速中性子束/熱中性子束 約 3.4</li> <li>・高速中性子束 約 <math>1.2 \times 10^{14}</math> cm<sup>-2</sup>・s<sup>-1</sup> (出典：工認)</li> <li>・熱中性子束 約 <math>3.5 \times 10^{13}</math> cm<sup>-2</sup>・s<sup>-1</sup> (出典：工認)</li> </ul> <p>制御棒が挿入されるチャンネルボックス外側の領域は沸騰のない減速材のみの領域であることから、高速中性子束と熱中性子束の比率は炉心平均値よりも低くなると考えられるが、現状の取替基準である <math>1.5 \times 10^{21}</math> n/cm<sup>2</sup> (熱中性子照射量) は、IASCC の感受性に影響が現れる <math>5.0 \times 10^{20}</math> n/cm<sup>2</sup> (高速中性子照射量) を超える照射量であると評価している。</p> <p>しかしながら、これまでの使用実績や点検結果から制御棒の制御能力及び動作性に影響する IASCC は確認されておらず、このことから今後も現状保全を継続していくことで制御棒の健全性を確認できると考える。</p> <p><b>【添付資料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・添付-1：1 F 炉水中トリチウム濃度</li> </ul> <p style="text-align: right;">以 上</p>

IF 炉水中トリチウム濃度



内は商業機密に属しますので公開できません



タイトル	取出制御棒における外観点検対象制御棒の選定方法，点検方法とその割れ視認性，ならびに至近の点検結果について
説明	<p>ボロン・カーバイド型制御棒の点検対象は，「装荷期間が 15 実効運転年（15 EFPY）以上の取出制御棒は，全て点検する」こととしている。</p> <p>また，点検方法は，「発電用原子力設備規格 維持規格」に示す MVT-1 試験の VT レベルにおいて，水中テレビカメラを使用し，損傷，ひび，変形等の有無を確認することとしている。</p> <p>なお，4号炉においては，これまで上記を対象とした点検実績はない。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

<p>タイトル</p>	<p>ボロン・カーバイド型制御棒の被覆管，タイロッド，上部ハンドルのローラ取付部及びハンドル-シース溶接部に IASCC が発生しても制御棒の機能上問題とならない理由とその根拠について</p>
<p>説明</p>	<p>福島第二3号炉において発見されたボロン・カーバイド型制御棒の上部ハンドルのローラ取付部近傍及び上部ハンドル-シース溶接部近傍の IASCC と推定されるひびの健全性評価では，ひびが確認された部位に要求される強度は小さく，貫通を仮定してもスクラム時及び地震時の健全性は保たれ，ルースパーツは発生しないこと，スクラム機能に影響無く安全上の問題は無いと評価している。</p> <p>なお，この健全性評価では，上部ハンドル-シース溶接部のひびに関する評価において，上部ハンドルがタイロッドのみで下部構造物と接続されていると仮定した場合のタイロッドの強度評価では，許容応力の <math>94 \text{ N/mm}^2</math> に対して <math>10.6 \text{ N/mm}^2</math> 以下（スクラム時）と十分裕度があると評価している。</p> <p>また，被覆管については，これまでの使用実績から <math>^{10}\text{B}</math> の流出が確認されていないため，貫通するひびの発生はないものとする。</p> <p>更に，定期検査毎に実施している以下の試験，検査において制御棒の機能に影響を及ぼしていないことを確認している。</p> <p>① 停止余裕検査において，最大値を有する制御棒を全引抜きし，原子炉は未臨界であることを確認することにより，制御棒の制御能力に影響を及ぼしていないことを確認している。</p> <p>② 制御棒駆動機構機能検査及び制御棒駆動機構摩擦測定試験において，制御棒の挿入，引抜き速度の確認及び駆動水圧の差圧を測定することにより，制御棒の動作性に影響を及ぼしていないことを確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

タイトル	現時点における制御棒の健全性及び冷温停止中における IASCC の発生・進展の可能性の評価内容について
説明	<p>現時点における制御棒の中性子照射量（熱中性子）は、最大で約 <math>1.2 \times 10^{21} \text{n/cm}^2</math> であり、IASCC の感受性に影響が現れる <math>5.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2</math> を超えるものの、これまでの使用実績や点検結果から制御棒の制御能力及び動作性は良好である。</p> <p>また、震災後の制御棒の健全性確認において、照射量の高いものを含む 4 本の制御棒の外観点検を行い、異常のないことを確認していることから、IASCC の発生の可能性は小さいと評価する。</p> <p>当面の冷温停止期間中において制御棒は、高速中性子照射をほとんど受けることはなく、ステンレス鋼の照射劣化が進行する状態ではないため、有意な IASCC の進展の可能性も小さいと評価する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>