

No.	2F4-低サイクル疲労 5_Rev. 2	分類：弁
タイトル	原子炉再循環系ポンプ出口弁，原子炉冷却材浄化系入口弁の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数の算出根拠	
説明	<p>原子炉再循環系ポンプ出口弁，原子炉冷却材浄化系入口弁の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数の算出根拠（解析モデル，材料物性，最大評価点の選定，応力分類，Ke 係数，環境評価パラメータを含む）について添付資料に示す。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・2F4-低サイクル疲労 5-①_Rev. 2：弁の疲労累積係数算出根拠</li></ul> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

弁の疲労累積係数算出根拠

1. 弁箱の疲労評価

(1) 評価手順

弁箱の疲労評価は、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(2007年版を含む)」(JSME S NC1-2005/2007) **クラス1弁の設計 (VVB-3000)** に基づき実施しており、図1に概要(手順)を示す。詳細な評価手順については、上記の規格を参照のこと。

また、環境疲労評価については、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 2009年版」(JSME S NF1-2009)に基づいて実施しており、本評価の中で最も保守的な  を採用した。

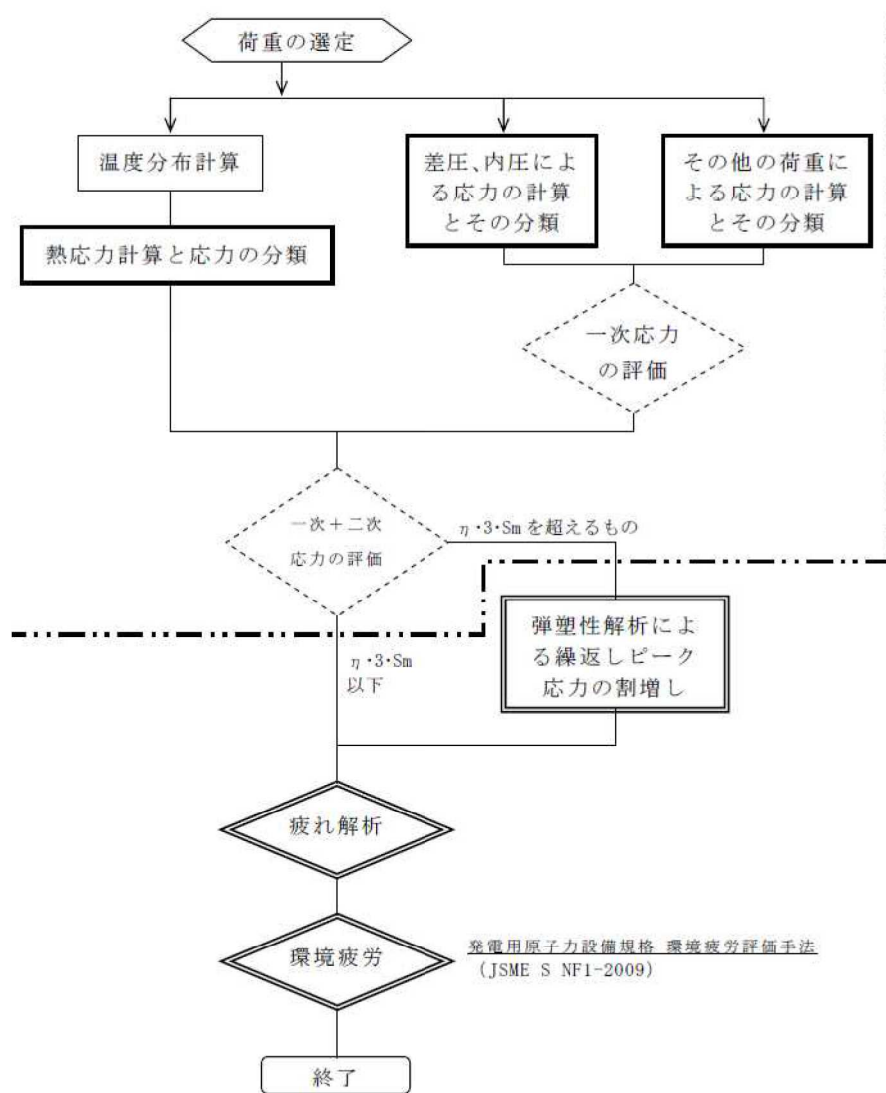


図1 疲労評価方法の概要(手順)

内は商業機密に属しますので公開できません

(2) 算出根拠

a. 解析モデル及び最大評価点の選定

(1) 項の規格に基づく評価対象部位としているため解析モデルに該当するものではなく、最大評価点の選定はない。図2に評価対象部位を示す。

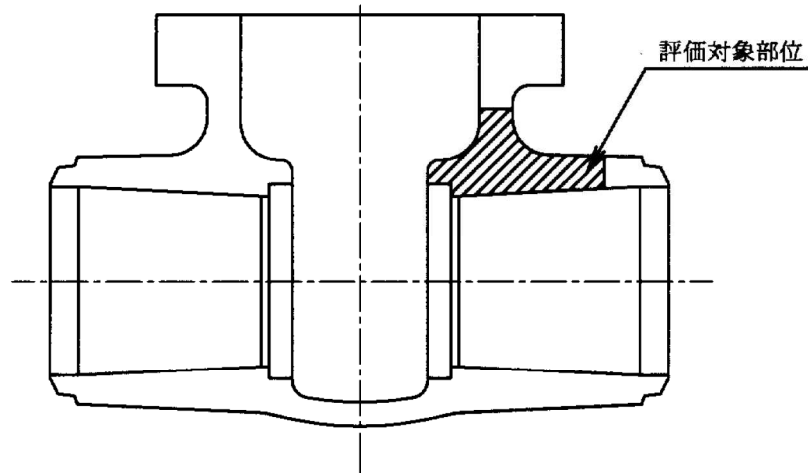


図2 評価対象部位

b. 材料物性

弁箱の疲労評価において考慮する材料物性を以下に示す。

弁名称	弁箱材料	縦弾性係数	熱膨張係数	設計応力強さ	
		E (MPa)	$\alpha$ ( $\times 10^{-6}$ mm/mm $^{\circ}$ C)	Sm (MPa)	温度 ( $^{\circ}$ C)
原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁					
原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁					

c. 応力分類

弁箱の疲労評価において考慮する応力を以下に示す。

状態	考慮する応力
供用状態 A, B	配管反力, 圧力, 熱による応力

d. 熱過渡条件

上記, c. 項の熱による応力について, サーマルサイクル図を図3に, 過渡回数の算出根拠を表1に示す。

  内は商業機密に属しますので公開できません



図3 サーマルサイクル図(1/2)  内は商業機密に属しますので公開できません





図3 サーマルサイクル図(2/2)



内は商業機密に属しますので公開できません

表1 過渡回数算出根拠

運転条件	A) 運開前	B) 運開～平成27年8月25日時点	C) 震災後(平成27年8月25日)時点 C=A+B
耐圧試験			37
起動(昇温)			40
起動(タービン起動)			40
給水加熱器機能喪失(タービントリップ)			6
タービントリップに伴うスクラム			6
スクラム(原子炉給水ポンプ停止)			1
スクラム(その他)			1
停止			40
ボルト取外し			18
CUWポンプトリップ(2台同時)			1

e. Ke 係数

(1) 項の規格に基づく評価であり, Ke 係数は考慮しない。

内は商業機密に属しますので公開できません





2. 環境疲労評価

a. 評価内容

係数倍法による環境を考慮した疲労評価は、以下の式で与えられる環境効果補正係数 ( $F_{en}$ ) を疲れ累積係数に掛け合わせるものである。

環境効果補正係数  $F_{en}$  の評価方法 (算出式) は、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 2009 年版」(JSME S NF1-2009) に基づき、最も保守的な [ ] を実施した。

○環境効果補正係数算出式

- ① 炭素鋼・低合金鋼およびこれらの溶接部  
(今回は該当なし)

$$F_{en} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (D0 \leq 0.7 \text{ ppm})$$

$$F_{en} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (D0 > 0.7 \text{ ppm})$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$$

$$T^* = 0.0358 \times T \quad (T < 50^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(6) \quad (50 \leq T \leq 160^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T \quad (T > 160^\circ\text{C})$$

$$O^* = \ln(3.28) \quad (D0 < 0.02 \text{ ppm})$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(D0) \quad (0.02 \leq D0 \leq 0.7 \text{ ppm})$$

$$O^* = \ln(53.5) \quad (D0 > 0.7 \text{ ppm})$$

S : 硫黄含有量 (%)

T : 熱サイクル中の最高温度 (°C)

D0 : 溶存酸素濃度 (ppm)

- ② オーステナイト系ステンレス鋼およびこれらの溶接部

(原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁, 原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁)

$$F_{en} = \exp(11.119 \times T^*)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

T : 熱サイクル中の最高温度 (°C)

b. 環境パラメータ

環境パラメータと算出した環境補正係数 ( $F_{en}$ ) を以下に示す。

弁名称	硫黄含有量 (%)	最高温度 (°C)	溶存酸素濃度 (ppm)	環境補正係数 ( $F_{en}$ )
原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁	-	[ ]	-	[ ]
原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁	-		-	

[ ] 内は商業機密に属しますので公開できません

### 3. 疲労評価結果のまとめ

評価対象	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格の 疲労曲線による解析	環境疲労 評価手法による解析
	現時点 (平成 27 年 8 月 25 日時点 )	現時点 (平成 27 年 8 月 25 日時点 )
原子炉再循環系原子炉 再循環ポンプ出口弁	0.004 (0.0031)	0.068 (0.0679)
原子炉冷却材浄化系原 子炉再循環系統ライン 原子炉冷却材浄化系入 口弁	0.036 (0.0353)	0.793 (0.7926)

\*：括弧()の数値は、小数点以下第4位までの数値を示したものである

#### 4. 弁疲労評価

##### a. 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁

設計仕様入力項目	単位	入力値	入力引用元(入力根拠)	
<b>設計条件</b>				
最高使用圧力P	(MPa)	[Redacted]	工認	
最高使用温度Tm	(°C)		工認	
接続管材料			工認	
接続管外径	(mm)		工認	
接続管内径	(mm)		工認	
<b>一次応力</b>				
Pr 1	(MPa)	[Redacted]	設計・建設規格	
Pr 2	(MPa)		設計・建設規格	
d	(mm)		工認	
Tb	(mm)		工認	
Tr	(mm)		工認	
Af	(mm <sup>2</sup> )		工認	
Am	(mm <sup>2</sup> )		工認	
ri	(mm)		工認	
<b>配管反力による応力</b>				
A2	(mm <sup>2</sup> )		[Redacted]	工認
Z2	(mm <sup>3</sup> )	工認		
ZP	(mm <sup>3</sup> )	工認		
<b>一次+二次応力</b>				
te	(mm)	[Redacted]	工認	
Te 1	(mm)		工認	
Te 2	(mm)		工認	
ri	(mm)		工認	
θ	(°)		工認	
ΔPf m	(MPa)		設計熱サイクル図	
ΔTf m	(°C)		設計熱サイクル図	

[Redacted] 内は商業機密に属しますので公開できません

b. 原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁

設計仕様入力項目	単位	入力値	入力引用元(入力根拠)
<b>【 設計条件 】</b>			
最高使用圧力P	(MPa)		弁形状データ
最高使用温度Tm	(°C)		弁形状データ
接続管材料			工認
接続管外径	(mm)		工認
接続管内径	(mm)		工認
<b>【 一次応力 】</b>			
Pr 1	(MPa)		設計・建設規格
Pr 2	(MPa)		設計・建設規格
d	(mm)		弁形状データ
Tb	(mm)		弁形状データ
Tr	(mm)		弁形状データ
Af	(mm <sup>2</sup> )		弁形状データ
Am	(mm <sup>2</sup> )		弁形状データ
rl	(mm)		弁形状データ
<b>【 配管反力による応力 】</b>			
A2	(mm <sup>2</sup> )		弁形状データ
Z2	(mm <sup>3</sup> )		弁形状データ
ZP	(mm <sup>3</sup> )		弁形状データ
<b>【 一次+二次応力 】</b>			
te	(mm)		弁形状データ
Te 1	(mm)		弁形状データ
Te 2	(mm)		弁形状データ
ri	(mm)		弁形状データ
θ	(°)		弁形状データ
ΔPf m	(MPa)		設計熱サイクル図
ΔTf m	(°C)		設計熱サイクル図

以 上

内は商業機密に属しますので公開できません



No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効1_Rev.3	分類：共通
タイトル	ステンレス鋳鋼製機器における熱時効劣化評価対象部品の抽出プロセスについて	
説明	<p>社内マニュアル「高経年化技術評価マニュアル」を準拠し評価書を作成している。</p> <p>熱時効の評価対象部位については、作成された評価書より、各設備の表 1-1 グループ化及び代表機器の選定表にある最高使用温度が 250 °C以上の機器を抽出し、それらの機器について、各設備の表 2.1-1 主要部位の使用材料表よりステンレス鋳鋼の部品を抽出し「評価対象部位」とした。</p> <p>なお、非常用ディーゼル機関の過給器（ノズル）は、ステンレス鋳鋼製であり高温環境の部材であるが、「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」表 F.4-実施時期を定めた劣化傾向評価が必要な経年劣化事象の抽出結果（2相ステンレス鋼の熱時効）において、対象機器は原子炉冷却材バウンダリ、炉心支持構造物を想定していること、点検（検査頻度：<span style="border: 1px solid red; padding: 0 5px;"> </span>）が容易で一式取替が可能であり、かつ過去に不具合が無いこと、及び運転時間が 30 分/月程度と比較的短いことから、評価対象外とした。</p> <p>評価対象部位からの定量評価対象機器の抽出については、「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」C.5（2相ステンレス鋼の熱時効）C.5.2（評価対象）を元に作成した添付資料①熱時効のスクリーニングフローより抽出し、抽出された対象部位に対し評価を行った。その評価結果を添付資料②に示す。</p> <p>本スクリーニングフローにおける亀裂の想定有無については「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」C.5（2相ステンレス鋼の熱時効）C.5.2（評価対象）において「亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される。」と規定されていることから、経年劣化事象による亀裂（応力腐食割れ、低サイクル疲労割れ）が想定される否かについて検討を行っている。なお、亀裂の想定が不要とする主な理由は下記の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ステンレス鋳鋼においては、フェライト相が応力腐食割れの感受性を持たないため、応力腐食割れの発生が抑制される。また、溶接等による鋭敏化が起こりにくく、応力腐食割れ発生の可能性は無い（引用元：BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会）。</li> </ul>	

  内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 1_Rev. 3	分類：共通
<p>説明 (続 き)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低サイクル疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける機器について、建設時に工事計画認可にて定量評価を実施しており、PLM においても定量評価を実施し、許容値を満たすことを確認している。それ以外の機器・部位については、工事計画認可時の評価対象ではなく、疲労評価上、有意な温度差・圧力差が生じないことから、低サイクル疲労割れの発生の可能性は小さい。</li> <li>・負荷荷重・応力が小さいことから、亀裂の発生・進展の可能性が小さい。</li> <li>・熱時効の評価対象部位について、過去に応力腐食割れ及び低サイクル疲労割れに起因する不具合事例がない。</li> </ul> <p>対象機器の一部については定期的な目視点検または浸透探傷検査を実施し、亀裂が無いことを確認している。</p> <p>内在欠陥に対する確認として、プラントの起動・停止時等に伴い温度・圧力変化に伴い大きな応力を受ける原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出入口弁については、告示 501 号に従い使用前検査として放射線透過試験についても実施しており、JIS G 0581 により許容条件を満足していることを確認している。</p> <p>また、告示 501 号にて放射線透過試験の検査要求の無い機器の一部についても、使用前に放射線透過検査または浸透探傷検査を実施することで機器の健全性を確認している。各機器の検査実績等については、「2F4-2相ステンレス鋼の熱時効-3, 4」を参照のこと。</p> <p>各機器について H3T モデルにより算出した <math>J_{IC}</math> 値を下表に示す。なお、複数号機 (A 号機, B 号機等) あるものについては、各機器・部位のうち <math>J_{IC}</math> が最低となるものを記載している。また、本評価において <math>J_{IC}</math> は底値ではなく時効時間を考慮した値を算出している。</p> <p>例として原子炉冷却材浄化系再循環ポンプケーシングにおける <math>J_{IC}</math> 中央値, 下限値の算出過程を以下に示す。</p> <p>○中央値 (ポンプ A 号機)</p> <div style="border: 2px solid red; height: 150px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 1_Rev. 3	分類：共通
説明 (続 き)	<p>             ただし、F：フェライト量 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             Mn：マンガン重量組成 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             N：窒素重量組成 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             Ni：ニッケル重量組成 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             Q：活性化エネルギー ( <input type="text"/> kJ/mol)           </p> <p>             F：初期活性化エネルギー ( <input type="text"/> kJ/mol)           </p> <p>             R：ガス常数 ( <input type="text"/> kJ/(mol・K))           </p> <p>             t：時効時間 (17.45 EFPY = 152862 h)           </p> <p>             Tk：時効温度 ( <input type="text"/> K)           </p> <p>             Ti：評価温度 ( <input type="text"/> K)           </p> <p>             ○下限値 (ポンプ A 号機)           </p> <p>             下限値については、中央値算出における A, B, tF, (tF+C) にそれぞれ下記の通り H3T モデルにて与えられている標準偏差を考慮した結果となる。           </p> <p>             A= <input type="text"/> </p> <p>             B= <input type="text"/> </p> <p>             tF= <input type="text"/> </p> <p>             (tF+C)= <input type="text"/> </p> <p>             ただし、F：フェライト量 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             Mn：マンガン重量組成 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             N：窒素重量組成 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             Ni：ニッケル重量組成 ( <input type="text"/> %)           </p> <p>             Q：活性化エネルギー ( <input type="text"/> kJ/mol)           </p> <p>             F：初期活性化エネルギー ( <input type="text"/> kJ/mol)           </p> <p>             R：ガス常数 ( <input type="text"/> kJ/(mol・K))           </p> <p>             t：時効時間 (17.45 EFPY = 152862 h)           </p> <p>             Tk：時効温度 ( <input type="text"/> K)           </p> <p>             Ti：評価温度 ( <input type="text"/> K)           </p> <p>             ○評価条件           </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価時間：17.45 EFPY (現時点までの運転時間)</li> </ul>	

内は商業機密に属しますので公開できません



No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 1_Rev. 3	分類：共通			
説 明 (続 き)	表 1 評価対象機器における J <sub>IC</sub> 評価結果				
	評価対象機器・部位	フェライト量 [%]	評価温度 [°C]	J <sub>IC</sub> [kJ/m <sup>2</sup> ]	
				下限値	中央値
	原子炉冷却材浄化系 再循環ポンプ：ケーシング				
	原子炉冷却材浄化系 再循環ポンプ：羽根車				
	原子炉再循環系 ポンプ出口弁：弁箱				
	原子炉再循環系 ポンプ出口弁：弁ふた				
	原子炉再循環系 ポンプ出口弁：弁体				
	原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁：弁箱				
	原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁：弁ふた				
	燃料支持金具：中央燃料支持金具				
制御棒案内管：ベース					
制御棒：落下速度リミッタ					
<p>上表に示す通り，J<sub>IC</sub>（下限値）は最小でも <input type="text"/> [kJ/m<sup>2</sup>] となる。一方，過去に熱時効の健全性評価を実施した当社福島第一原子力発電所 1 号炉の原子炉再循環系ポンプケーシングにおける評価条件及び評価結果は下記の通りとなる。</p> <p>○評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外径：<input type="text"/> mm</li> <li>・板厚：<input type="text"/> mm（ポンプケーシングノズル部（吸込側））</li> <li>・発生応力（不安定破壊評価）：<input type="text"/> MPa →不安定破壊評価に用いる応力は供用状態 A/B における <input type="text"/> として設定。</li> <li>・初期亀裂：<input type="text"/> →JSME 配管破損防護設計規格を参考に <input type="text"/> を想定。</li> </ul>					

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 1_Rev. 3	分類：共通
<p>説明 (続き)</p>	<p>・進展後の亀裂（不安定破壊評価における亀裂）</p> <p>①深さ <math>a =</math> [ ] mm, 表面亀裂長さ <math>2c =</math> [ ] mm の内表面周方向半楕円亀裂  →初期亀裂に対し疲労による亀裂進展を想定する。なお、負荷上昇時間については長時間にわたる過渡事象として起動（昇温）を保守的に想定した。また、負荷繰返し回数については運転時間 [ ] EFPY までの各運転条件（耐圧試験、起動、スクラム等）の [ ] を用い、全ての負荷繰返し回数に供用状態 A/B における [ ] に <math>S_1</math> 地震による応力の [ ] を加えた応力が掛かるものとして評価した。</p> <p>②表面亀裂長さ <math>2c =</math> [ ] mm の周方向貫通亀裂  →①における表面亀裂長さをそのまま深さ方向に貫通させた周方向貫通亀裂を想定。</p> <p>・評価対象の化学組成：下表の通り</p> <p>表2 原子炉再循環系ポンプケーシングの化学組成（重量%）</p> <div data-bbox="376 887 1385 972" style="border: 1px solid red; height: 38px; width: 632px;"></div> <p>・<math>J_{app}</math> 算出</p> <p>[ ] に基づき [ ]  [ ] により算出。ただし、内表面周方向欠陥については、[ ]  [ ] を、周方向貫通欠陥については [ ] を用いた。なお、同解法における定数 <math>\alpha</math> 及び加工硬化指数 <math>n</math> は [ ] において下記の通り与えられる。</p> <div data-bbox="424 1267 1209 1491" style="border: 1px solid red; height: 100px; width: 492px;"></div> <p>ここで <math>\sigma_f</math> は時効材の流動応力であり、下記の通り未時効材の流動応力 <math>\sigma_{f(0)}</math> に時効効果を考慮することにより求まる。</p> <div data-bbox="424 1626 1209 1693" style="border: 1px solid red; height: 30px; width: 492px;"></div> <p>F：フェライト量，Mo：モリブデン重量組成，C：炭素重量組成</p>	

[ ] 内は商業機密に属しますので公開できません

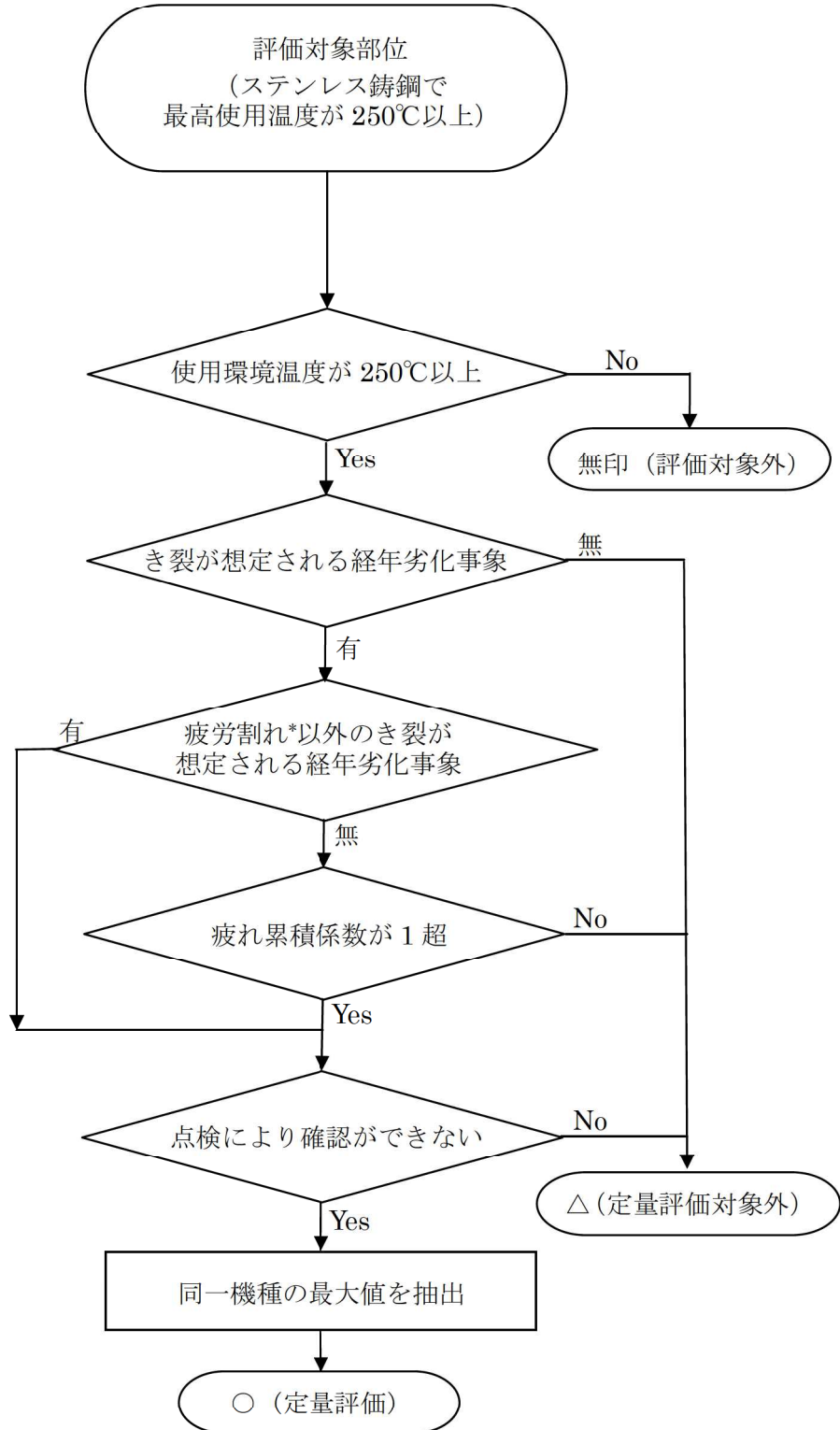
No.	2F4- 2相ステンレス鋼の熱時効 1_Rev. 3	分類：共通								
説 明 (続 き)	<div data-bbox="424 300 1206 510" style="border: 2px solid red; height: 94px; width: 490px; margin-bottom: 10px;"></div> <p style="text-align: center;">t：時効時間[h]，T：時効温度[K] Q：活性化エネルギー[kJ/mol]，R：ガス定数[kJ/(mol・K)]</p> <p>さらに、<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>における <math>\sigma_0</math> については時効効果を考慮した <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> と等しいものとし、H1 については <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> の関数として上記文献にて定められている値を用いる。</p> <p>ただし、評価対象のうち内表面周方向表面欠陥については <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> であり、上記文献の適用範囲の <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> となっているが、<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> が高いほど <math>J_{app}</math> も高いことは自明であることから、ここでは <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> と設定し、評価を行っている。</p> <p>上記に基づき算出した各亀裂における <math>J_{app}</math> を下表に示す。</p> <p style="text-align: center;">表3 内表面周方向表面欠陥における <math>J_{app}</math> 算出について</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="width: 20%;">亀裂深さ a [mm]</td> <td style="border: 2px solid red; width: 80%;"></td> </tr> <tr> <td><math>J_{app}</math> [kJ/m<sup>2</sup>]</td> <td style="border: 2px solid red;"></td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">表4 周方向貫通欠陥における <math>J_{app}</math> 算出について</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="width: 20%;">亀裂半長 c [mm]</td> <td style="border: 2px solid red; width: 80%;"></td> </tr> <tr> <td><math>J_{app}</math> [kJ/m<sup>2</sup>]</td> <td style="border: 2px solid red;"></td> </tr> </table> <p>・ <math>J_{IC}</math> (下限値) 算出 1F1 原子炉再循環系ポンプの <math>J_{IC}</math> (中央値) の算出方法は P. 1-2 の通り。 ただし、F：フェライト量 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> %) Mn：マンガン重量組成 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> %) N：窒素重量組成 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> %) Ni：ニッケル重量組成 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> %) Q：活性化エネルギー (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> kJ/mol) F：初期活性化エネルギー (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> kJ/mol) R：ガス定数 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> kJ/(mol・K)) t：時効時間 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> EFPY = <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> h) Tk：時効温度 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> K) Ti：評価温度 (<span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> K)</p>		亀裂深さ a [mm]		$J_{app}$ [kJ/m <sup>2</sup> ]		亀裂半長 c [mm]		$J_{app}$ [kJ/m <sup>2</sup> ]	
亀裂深さ a [mm]										
$J_{app}$ [kJ/m <sup>2</sup> ]										
亀裂半長 c [mm]										
$J_{app}$ [kJ/m <sup>2</sup> ]										

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 1_Rev. 3	分類：共通
説明 (続 き)	<p>J<sub>IC</sub> (下限値) を求めるには、係数 (A, B, tF, (tF+C)) 毎に与えられた <input type="text"/> を用いて算出しているが、ここでは J<sub>IC</sub> 自体の <input type="text"/> を設定することで、J<sub>IC</sub> (下限値) を算出した。</p> <p>具体的には、各係数に <input type="text"/> を考慮するのではなく、各係数に <input type="text"/> を発生させ求めた <input type="text"/> を用いて、J<sub>IC</sub> を算出した。</p> <p>ここで、同処理 (乱数の発生～J<sub>IC</sub>算出) を <input type="text"/> 行って得られた J<sub>IC</sub> 分布から J<sub>IC</sub> (中央値) に対する <input type="text"/> を設定し、<input type="text"/> を考慮することで J<sub>IC</sub> (下限値) <input type="text"/> [kJ/m<sup>2</sup>] を求めた。</p> <div style="border: 2px solid red; height: 150px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>(a) 内表面周方向表面欠陥 (b) 周方向貫通欠陥 (評価温度 <input type="text"/> °C, 運転時間 <input type="text"/> EFPY, フェライト量 <input type="text"/> %) 図 亀裂長さ と J<sub>app</sub>, J<sub>mat(lower)</sub> についての比較</p> <p>図より比較的大きな亀裂を想定した場合においても J<sub>app</sub> は <input type="text"/> [kJ/m<sup>2</sup>] 程度と J<sub>IC</sub> (下限値) と比較し十分に余裕のある値であり、今回の評価対象機器についても、延性亀裂が発生し不安定破壊に至る可能性は小さいと考える。</p> <p><b>【添付資料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2F4-熱時効 1-①：熱時効スクリーニングフロー</li> <li>・2F4-熱時効 1-②_Rev. 2：2F4 熱時効の劣化評価に関する評価対象部位の抽出結果一覧</li> </ul> <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

熱時効スクリーニングフロー



\*：低サイクル疲労割れ



表 2 F 4 熱時効の劣化評価に関する評価対象部位の抽出結果一覧

評価書分類	対象機器	対象部位	評価*1	最高使用温度℃	使用環境温度℃	き裂が想定される経年劣化事象	疲労割れ以外	累積疲労係数	備考
ターボポンプ	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ	羽根車	△	302		無し	—	—	
		ケーシング	△	302		無し	—	—	
		リアカバー	×	302		—	—	—	40℃程度のバージ水と接液しているため250℃未満
仕切弁	原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁 B35-M0-F002A/B	弁箱	△	302		疲労割れ	無し	1以下	
		弁ふた	△	302		無し	—	—	
		弁体	△	302		無し	—	—	
	原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁 (代表以外) B35-M0-F001A/B	弁箱, 弁ふた, 弁体	△	302		疲労割れ	無し	—	累積疲労係数については、代表機器と同様の形状及び環境条件であることから、疲労割れ発生の可能性は十分に小さい。
	残留熱除去系停止時冷却ライン入口弁 (代表以外) E12-F023A/B	弁箱, 弁ふた, 弁体	△	302		無し	—	—	
残留熱除去系注入元弁 (停止時冷却ライン) (代表以外) E12-F030A/B	弁箱, 弁ふた, 弁体	△	302		無し	—	—		
玉型弁	原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン 原子炉冷却材浄化系入口弁 G33-M0-F001	弁箱	△	302		疲労割れ	無し	1以下	
		弁ふた	△	302		無し	—	—	
炉内構造物	燃料支持金具	中央燃料支持金具	△	302		無し	—	—	
	制御棒案内管	ベース	△	302		無し	—	—	
機械設備	制御棒	落下速度リミッタ	△	302		無し	—	—	
	制御棒駆動機構	コレットピストン, コレットライナチューブ	×	302		—	—	—	66℃以下の冷却水流路に設置されているため250℃未満

  内は商業機密に属しますので公開できません

\*1：熱時効スクリーニングフローによるスクリーニング結果を下記の通り記載

○：定量評価，△：定量評価対象外，×：評価対象外

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効3_Rev.2	分類：共通
タイトル	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容について	
説明	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした部品</p> <p>1. 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱，弁ふた，弁体）</p> <p>（1）製造時の検査内容</p> <p>母材部（溶接部該当なし）</p> <p>a. 材料検査（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：JIS 規格による 判定結果：合格</p> <p>b. 放射線透過試験（弁箱（開先部含む），弁ふた，弁体） 判定基準：JIS G 0581（弁箱，弁ふた，弁体） ：JIS Z 3106（弁箱開先部） 判定結果：合格</p> <p>c. 浸透探傷試験（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：告示 501 号による 判定結果：合格</p> <p>（2）現状保全の内容</p> <p>母材部（弁箱，弁ふた，弁体） 溶接部（弁ふたバックシート部）</p> <p>a. 外観点検（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：（社内基準：定期事業者検査要領書，保守管理基本マニュアル） 判定結果：合格</p> <p>b. 浸透探傷試験（弁体，弁ふたバックシート部） 判定基準：JIS 規格，JSME 設計・建設規格，溶接規格，告示 501 号，電気工作物の溶接の技術基準の解釈による。 判定結果：合格</p> <p>（3）検査頻度</p> <p>安定停止維持状態：長期保管設備（対象外） 運転中：10 定検毎</p>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効3_Rev.2	分類：共通
<p>説明 (続き)</p>	<p>(4) 過去の補修・取替実績  実績有：弁体（点検時の擦り合わせにより，弁体の落ち込みが確認されたため取替を行った。）  ：弁ふた（ボンネットバックシートに割れが確認されたためバックシートの取替を行った。）</p> <p>(5) 供用期間中検査  供用期間中検査については，適用規格が日本電気協会規定 JEAC4205（ランダムサンプリング方式）から日本機械学会 維持規格 JSME S NA1（定点サンプリング方式）となり現在は，定点サンプリング方式として実施している。定点サンプリング機器選定時に過去の損傷発生部位を優先し選定することとしていたが，損傷発生部位はなく定点の意図から至近の検査機器を定点サンプリング対象機器としている。</p> <p>a. 検査方法：JSME S NA1  b. 検査範囲：B-M-2 弁本体の内表面  c. 判定基準：VT-3  d. 判定結果：合格</p> <p>原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁と出口弁は同型であり，出口弁を点検対象としている。また，供用期間中検査で弁の検査範囲は弁箱，弁ふたである。</p> <p><b>【現状の定点サンプリングで点検対象の機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁（代表以外） B35-M0-F001B</li> <li>・原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁 G33-M0-F001</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却ライン入口弁（代表以外） E12-F023B</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却注入元弁（代表以外） E12-F030B</li> </ul> <p><b>【過去にランダムサンプリングで点検を実施した機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁（代表以外） B35-M0-F001A</li> <li>・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁 B35-M0-F002B</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却ライン入口弁（代表以外） E12-F023A</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却注入元弁（代表以外） E12-F030A</li> </ul>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効3_Rev.2	分類：共通
説明 (続 き)	<p>2. 原子炉冷却材浄化系入口弁 (弁箱, 弁ふた)</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>母材部 (溶接部該当なし)</p> <p>a. 材料検査 (弁箱, 弁ふた)            判定基準：JIS 規格による            判定結果：合格</p> <p>b. 放射線透過試験 (弁箱, 弁ふた)            判定基準：JIS G 0581-1968 (弁箱・弁ふた)                              : JIS Z 3104-1968 (弁箱開先部)            判定結果：合格</p> <p>c. 浸透探傷試験 (弁箱, 弁ふた)            判定基準：メーカー社内規定による            判定結果：合格</p> <p>(2) 現状保全の内容</p> <p>母材部 (弁箱, 弁ふた)            溶接部 (弁ふたバックシート部)</p> <p>a. 外観点検 (弁箱, 弁ふた)            判定基準：(社内基準：保守管理基本マニュアル)            判定結果：合格</p> <p>b. 浸透探傷試験 (弁体, 弁ふたバックシート部)            判定基準：JIS 規格, 告示 501 号, 電気工作物の溶接の技術基準の解釈による            判定結果：合格</p> <p>(3) 検査頻度            安定停止維持状態：なし (弁の状態を監視し, 異常を検知した場合に実施)            運転中：10 定検毎</p> <p>(4) 過去の補修・取替実績            実績無</p> <p>(5) 供用期間中検査            「1. 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁 (弁箱, 弁ふた, 弁体) (5) 供用期間中検査」 参照</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 4_Rev. 3	分類：共通
タイトル	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象とした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容について	
説明	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象とした部品</p> <p>1. 原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（インペラ，ケーシング）</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>母材部（溶接部該当なし）</p> <p>a. 材料検査（インペラ，ケーシング） 判定基準：JIS 規格による 判定結果：合格</p> <p>b. 放射線透過試験（ケーシング） 判定基準：JIS G 0581 判定結果：合格</p> <p>c. 浸透探傷検査（インペラ，ケーシング） 判定基準：メーカー社内規定による 判定結果：合格</p> <p>(2) 現状保全の内容</p> <p>母材部（溶接部該当なし）</p> <p>a. 外観点検（インペラ，ケーシング） 判定基準：(社内基準：定期事業者検査要領書，保守管理基本マニュアル) 判定結果：合格</p> <p>b. 浸透探傷検査（インペラ） 判定基準：JSME 設計・建設規格による 判定結果：合格</p> <p>(3) 検査頻度 安定停止維持状態：255 M（1 M = 1 ヶ月） 運転中：51 M</p> <p>(4) 過去の補修・取替実績 実績無</p>	



No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 4_Rev. 3	分類：共通
<p>説明 (続 き)</p>	<p>(5) 供用期間中検査 着目すべき劣化事象ではない原子炉冷却材浄化系再循環ポンプは供用期間中検査の検査対象機器ではない。</p> <p>2. 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁（弁箱，弁ふた，弁体）</p> <p>(1) 製造時の検査内容 母材部（溶接部該当なし）</p> <p>a. 材料検査（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：JIS 規格による 判定結果：合格</p> <p>b. 放射線透過試験（弁箱（開先部含む），弁ふた，弁体） 判定基準：JIS G 0581（弁箱，弁ふた，弁体） ：JIS Z 3106（弁箱開先部） 判定結果：合格</p> <p>c. 浸透探傷検査（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：告示 501 号による 判定結果：合格</p> <p>d. 寸法・外観検査（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：メーカー社内規定 判定結果：合格</p> <p>e. 浸透探傷検査及び寸法検査（弁箱突合わせ溶接開先部） 判定基準：メーカー社内規定による 判定結果：合格</p> <p>(2) 現状保全の内容 母材部（弁箱，弁ふた，弁体） 溶接部（弁ふたバックシート部）</p> <p>a. 外観点検（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：（社内基準：定期事業者検査要領書，<b>保守管理基本マニュアル</b>） 判定結果：合格</p> <p>b. 浸透探傷検査（弁体，弁ふたバックシート部） 判定基準：JIS 規格，JSME 設計・建設規格，溶接規格，告示 501 号， 電気工作物の溶接の技術基準の解釈による 判定結果：合格</p> <p>(3) 検査頻度 安定停止維持状態：長期保管設備（対象外） 運転中：10 定検毎</p>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 4_Rev. 3	分類：共通
説明 (続 き)	<p>(4) 過去の補修・取替実績</p> <p>実績有：弁体（点検時の擦り合わせにより，弁体の落ち込みが確認されたため取替を行った）</p> <p>：弁ふた（ボンネットバックシートに割れが確認されたためバックシートの取替を行った）</p> <p>(5) 供用期間中検査</p> <p>供用期間中検査については，適用規格が日本電気協会規定 JEAC4205（ランダムサンプリング方式）から日本機械学会 維持規格 JSME S NA1（定点サンプリング方式）となり現在は，定点サンプリング方式として実施している。定点サンプリング機器選定時に過去の損傷発生部位を優先し選定することとしていたが，損傷発生部位はなく定点の意図から至近の検査機器を定点サンプリング対象機器としている。</p> <p>a. 検査方法：JSME S NA1</p> <p>b. 検査範囲：B-M-2 弁本体の内表面</p> <p>c. 判定基準：VT-3</p> <p>d. 判定結果：合格</p> <p>原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁と出口弁は同型であり，出口弁を点検対象としている。また，供用期間中検査で弁の検査範囲は弁箱，弁ふたである。</p> <p><b>【現状の定点サンプリングで点検対象の機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁（代表以外） B35-M0-F001B</li> <li>・原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁 G33-M0-F001</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却ライン入口弁（代表以外） E12-F023B</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却注入元弁（代表以外） E12-F030B</li> </ul> <p><b>【過去にランダムサンプリングで点検を実施した機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁（代表以外） B35-M0-F001A</li> <li>・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁 B35-M0-F002B</li> <li>・残留熱除去系停止時冷却ライン入口弁（代表以外） E12-F023A</li> <li>・残留熱除去系注入元弁（停止時冷却ライン）（代表以外） E12-F030A</li> </ul>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 4_Rev. 3	分類：共通
<p>説 明 (続 き)</p>	<p>3. 残留熱除去系停止時冷却ライン入口弁（弁箱，弁ふた，弁体）</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>母材部（溶接部該当なし）</p> <p>a. 材料検査（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：JIS 規格による 判定結果：合格</p> <p>b. 放射線透過試験（弁箱（開先部含む），弁ふた，弁体） 判定基準：JIS G 0581（弁箱，弁ふた，弁体） ： JIS Z 3104（弁箱開先部） 判定結果：合格</p> <p>c. 浸透探傷検査（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：告示 501 号による 判定結果：合格</p> <p>d. 耐圧・漏えい試験（弁箱） 判定基準：メーカー社内規定による 判定結果：合格</p> <p>e. 浸透探傷検査及び寸法検査（弁箱溶接開先部） 判定基準：メーカー社内規定による 判定結果：合格</p> <p>(2) 現状保全の内容</p> <p>母材部（弁箱，弁ふた，弁体） 溶接部（弁ふたバックシート部）</p> <p>a. 外観点検（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：（社内基準：定期事業者検査要領書，<b>保守管理基本マニュアル</b>） 判定結果：合格</p> <p>b. 浸透探傷検査（弁体，弁ふたバックシート部） 判定基準：JIS 規格，JSME 設計・建設規格，溶接規格 判定結果：合格</p> <p>(3) 検査頻度</p> <p>安定停止維持状態：なし（弁の状態を監視し，異常を検知した場合に実施） 運転中：10 定検毎</p> <p>(4) 過去の補修・取替実績</p> <p>実績無</p>	





No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 4_Rev. 3	分類：共通
説明 (続 き)	<p>(4) 過去の補修・取替実績 実績無</p> <p>(5) 供用期間中検査 「2. 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁（弁箱，弁ふた，弁体）」(5) 供用期間中検査 参照</p> <p>5. 燃料支持金具（中央燃料支持金具）</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>a. 材料検査 判定基準：JIS 規格による 判定結果：合格</p> <p>b. 寸法・外観検査 判定基準：メーカー社内規定による 判定基準：合格</p> <p>(2) 現状保全の内容 目視試験 判定基準：JSME 維持規格による</p> <p>(3) 検査頻度 安定停止維持状態：実施予定なし (冷温停止状態で炉内における劣化や照射量が有意に進展する状態でないため) 運転中：10 年</p> <p>6. 制御棒案内管（ベース）</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>a. 材料検査 判定基準：JIS 規格による 判定結果：合格</p> <p>b. 寸法・外観検査 判定基準：メーカー社内規定による 判定基準：合格</p> <p>(2) 現状保全の内容 目視試験 判定基準：JSME 維持規格</p>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 4_Rev. 3	分類：共通
説明 (続 き)	<p>(3) 検査頻度            安定停止維持状態：実施予定なし            (冷温停止状態で炉内における劣化や照射量が有意に進展する状態でないため)            運転中：10年</p> <p>7. 制御棒（落下速度リミッタ）</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>a. 材料検査            判定基準：JIS規格による            判定結果：合格</p> <p>b. 放射線透過試験            判定基準：製造メーカー社内基準による            判定結果：合格</p> <p>c. 浸透探傷検査            判定基準：製造メーカー社内基準による            判定結果：合格</p> <p>(2) 現状保全の内容</p> <p>a. 外観点検（取出制御棒）            判定基準：機器の変形・部品の破損，脱落及び機器表面における異常がないこと。機器表面のひびについては，機器の健全性に影響を及ぼすものがないこと。            判定結果：点検実績なし</p> <p>(3) 検査精度            安定停止維持状態：長期保管設備（対象外）            運転中：15 EFPY以上の取出制御棒</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 5_Rev. 1	分類：共通
タイトル	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした部品について冷温停止状態が維持される場合にステンレス鋳鋼の熱時効に起因する経年劣化事象の発生及び進展が想定されないとする具体的内容について</p>	
説明	<p>ステンレス鋳鋼使用部位に対する熱時効評価及び亀裂の想定が不要とする主な理由については、2F4-2相ステンレス鋼の熱時効1にて評価を行っている。</p> <p>2F4熱時効に関する評価対象として抽出された部位について、冷温停止状態が維持される場合にステンレス鋳鋼の熱時効に起因する経年劣化事象の発生及び進展が想定されない具体的内容を下記に示す。</p> <p>(1) 原子炉冷却材浄化系再循環ポンプのケーシング、羽根車</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ステンレス鋳鋼においては、フェライト相が応力腐食割れの感受性を持たないため応力腐食割れの発生が抑制される。また、溶接等による鋭敏化が起こりにくく、応力腐食割れ発生の可能性は<small>小さい</small>。(引用元：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会)</li> <li>・ 原子炉冷却材浄化系循環ポンプについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける機器ではなく、建設時における工事計画認可においても定量評価対象外となっていることから、低サイクル疲労割れの発生の可能性は<small>小さい</small>と考える。</li> <li>・ ケーシングについては目視点検、羽根車については目視点検並びに浸透探傷検査を定期的実施し、亀裂がないことを確認している。  <b>目視点検</b>  判定基準：(社内基準：定期事業者検査要領書、保守管理基本マニュアル)  <b>浸透探傷検査</b>  判定基準：JSME設計・建設規格による</li> </ul> <p>(2) 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁及び原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁の弁箱、弁ふた及び弁体(原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁は除く)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ステンレス鋳鋼においては、フェライト相が応力腐食割れの感受性を持たないため、応力腐食割れの発生が抑制される。また、溶接等による鋭敏化が起こりにくく、応力腐食割れ発生の可能性は<small>小さい</small>。(引用元：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会)</li> </ul>	



No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効 5_Rev. 1	分類：共通
<p>説明 (続き)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低サイクル疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける弁箱について、PLMにおいても定量評価を実施し、許容値を満たすことを確認している。 また、疲労評価上、弁箱が弁ふた及び弁体よりも厳しいと考えられることから、弁ふた及び弁体（原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁は除く）についても低サイクル疲労割れの発生の可能性は小さいと考える。</li>   <li>・ 弁箱は目視点検、弁体（原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁は除く）、弁ふた（バックシート部）は目視点検と浸透探傷検査を定期的実施し、亀裂がないことを確認している。 <b>目視点検</b> 判定基準：（社内基準：定期事業者検査要領書，保守管理基本マニュアル） <b>浸透探傷検査</b> 判定基準：JIS規格，JSME設計・建設規格，溶接規格，告示501号，電気工作物の溶接の技術基準の解釈による。</li> </ul> <p>(3) 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁，残留熱除去系停止時冷却ライン入口弁，残留熱除去系注入元弁（停止時冷却ライン）の弁箱，弁ふた及び弁体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ステンレス鋳鋼においては、フェライト相が応力腐食割れの感受性を持たないため、応力腐食割れの発生が抑制される。また、溶接等による鋭敏化が起こりにくく、応力腐食割れ発生の可能性は<b>小さい</b>。（引用元：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会）</li>   <li>・ 低サイクル疲労割れについては、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力変化により大きな応力を受ける弁箱として、PLMでは原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁及び原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁を代表として定量評価を実施し、許容値を満たすことを確認している。また、疲労評価上、弁箱が弁体及び弁ふたよりも厳しいと考えられることから、弁体及び弁ふたについても低サイクル疲労割れの発生の可能性は小さいと考える。</li>   <li>・ 弁箱は目視点検、弁体，弁ふた（バックシート部）は目視点検と浸透探傷検査を定期的実施し、亀裂がないことを確認している。 <b>目視点検</b> 判定基準（社内基準：定期事業者検査要領書，保守管理基本マニュアル） <b>浸透探傷検査</b> 判定基準：JIS規格，JSME設計・建設規格，溶接規格，告示501号，電気工作物の溶接の技術基準の解釈による。</li> </ul>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効5_Rev.1	分類：共通
説明 (続 き)	<p>(4) 炉内構造物における制御棒案内管のベース及び制御棒駆動機構の中央燃料支持金具</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ステンレス鋳鋼においては、フェライト相が応力腐食割れの感受性を持たないため、応力腐食割れの発生が抑制される。また、溶接等による鋭敏化が起こりにくく、応力腐食割れ発生の可能性は<small>小さい</small>。(引用元：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会)</li> <li>・ 当該部位に発生する応力は自重が主であり、劣化による亀裂は想定されないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象としている。</li> </ul> <p>(5) 制御棒の落下速度リミッタ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ステンレス鋳鋼においては、フェライト相が応力腐食割れの感受性を持たないため、応力腐食割れの発生が抑制される。(引用元：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン 社団法人 火力原子力発電技術協会)</li> <li>・ 当該部位に発生する応力は燃料集合体の自重が主であり、劣化による亀裂は想定されないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象としている。</li> <li>・ 15 EFPY以上の取出制御棒について目視点検を実施することとしている。(現状は点検実績無し)</li> </ul> <p style="text-align: right;">以 上</p>	





















No.	2F4-コンクリート鉄骨 17[放射線照射 1]_Rev. 1	分類：コンクリート構造物
タイトル	放射線照射量の解析方法，条件，過程及び結果について	
説明	<p>1. 解析方法</p> <p>原子炉ペDESTALコンクリート上部の放射線照射量は，原子炉压力容器周囲（原子炉压力容器，原子炉ペDESTAL，熱遮へい壁，原子炉格納容器，1次遮へい壁）を評価モデルとして，輸送計算コードDORT (Version3.2a) (2次元Sn法)により，各部における中性子束 (<math>E &gt; 0.1\text{MeV}</math>) 及びガンマ線線量率を算出し，運転時間を掛けることで中性子，ガンマ線照射量を求めている。</p> <p>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，入力パラメーターは以下のとおりである。</p> <div data-bbox="391 1008 1396 1400" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <pre> graph LR     A[① 物性値(密度,組成)] --&gt; D[DORT コード]     B[② 遮蔽形状] --&gt; D     C[③ 線源スペクトル及び線源分布] --&gt; D     E[④ 核分裂により発生する中性子スペクトル] --&gt; D     D --&gt; F[中性子束(n/cm²/s) ガンマ線線量率(rad/s)] </pre> </div> <p>2. 評価条件</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>評価モデルは，2次元RZ体系とする。評価モデルを添付資料 17-①に示す。</p> <p>(2) 線源分布</p> <p>線源分布は，固定線源問題として評価を行う。固定線源問題とは，線源となる領域（ここでは炉心燃料部）の線源強度とエネルギースペクトルを設定し，その線源に基づく中性子束，ガンマ線束の分布を評価する手法である。</p> <p>(3) 線源設定</p> <p>線源設定は，2F4 の定格運転時の炉心出力分布形状から設定する。なお，添付資料 17-②の図 1 に示すように線源領域を，軸(鉛直)方向は等間隔 24 節点(ノード)，径方向は中心部 1 領域，その周囲に燃料集合体 1 層ずつ 6 領域の合計 7 領域に分割し，線源形状は軸方向 (図 2)，径方向 (図 3) に分布を持つものとする。</p>	



No.	2F4-コンクリート鉄骨 17[放射線照射 1]_Rev. 1	分類：コンクリート構造物
<p>説明 (続 き)</p>	<p>3. 解析結果</p> <p>原子炉格納容器内における定格運転時の中性子束分布を添付資料 17-③の図 1 に、ガンマ線線量率分布を図 2 に示す。コンクリート躯体部分（原子炉ペデスタル又は 1 次遮へい壁内面）における中性子束，ガンマ線線量率が最大となる部位は，図中に示す通りいずれも原子炉ペデスタル上面であった。</p> <p>4. 40 年時点における評価</p> <p>解析結果により得られた原子炉ペデスタルコンクリート上部における中性子束及びガンマ線線量率に対し，運転開始後 40 年時点における定格負荷運転年数（EFPY）を乗じ，原子炉ペデスタルコンクリートが受ける照射量の推定値を算出する。</p> <p>また，運転開始後 40 年時点における定格負荷運転年数は，運転開始（S62. 8. 25）から評価実施時点（H27. 8. 25）までの 28 年をもとに次式により算定する。</p> $\begin{aligned} \text{EFPY} &= (\text{試運転以降の累積発電機電力量}) \div (\text{定格電気出力} \times 365 \text{ 日} \times 24 \text{ 時間}) \\ &= 17.45 \text{ (年)} \rightarrow 550303200 \text{ (秒)} \end{aligned}$ <p>なお，40 年時点までは安定停止の維持を継続することから，40 年時点における定格負荷運転年数は，評価実施時点の 17.45 年とする。</p> <p>従って，40 年時点における中性子照射量およびガンマ線照射量の推定値は以下の通りである。</p> $\begin{aligned} \text{中性子照射量} &: 3.49 \times 10^6 \text{ (n/cm}^2\text{/s)} \times 550303200 \text{ (s)} \doteq 1.92 \times 10^{15} \text{ (n/cm}^2\text{)} \\ \text{ガンマ線照射量} &: 2.32 \times 10^{-3} \text{ (rad/s)} \times 550303200 \text{ (s)} \doteq 1.28 \times 10^6 \text{ (rad)} \end{aligned}$ <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2F4-コンクリート鉄骨 17-①：評価モデル・材質マップ</li> <li>・2F4-コンクリート鉄骨 17-②：線源領域分割イメージ・軸径方向線源分布</li> <li>・2F4-コンクリート鉄骨 17-③：中性子束，ガンマ線線量率束分布図</li> </ul> <p style="text-align: right;">以 上</p>	





 圧力容器、 格納容器	 ステンレススチール	 CRがトビヤブ等	 コアポート	 下部タイプレート 等
 炉心 (0%void)	 炉心 (20%void)	 炉心 (40%void)	 炉心 (55%void)	 炉心 (70%void)
 プレナム等	 上部タイプレート	 スチームドーム等	 シェラフ	 セパレータ等
 水蒸気	 鉄筋コンクリート	 水	 空気	 コアポート

評価モデル・材質マップ

 内は商業機密に属しますので公開できません

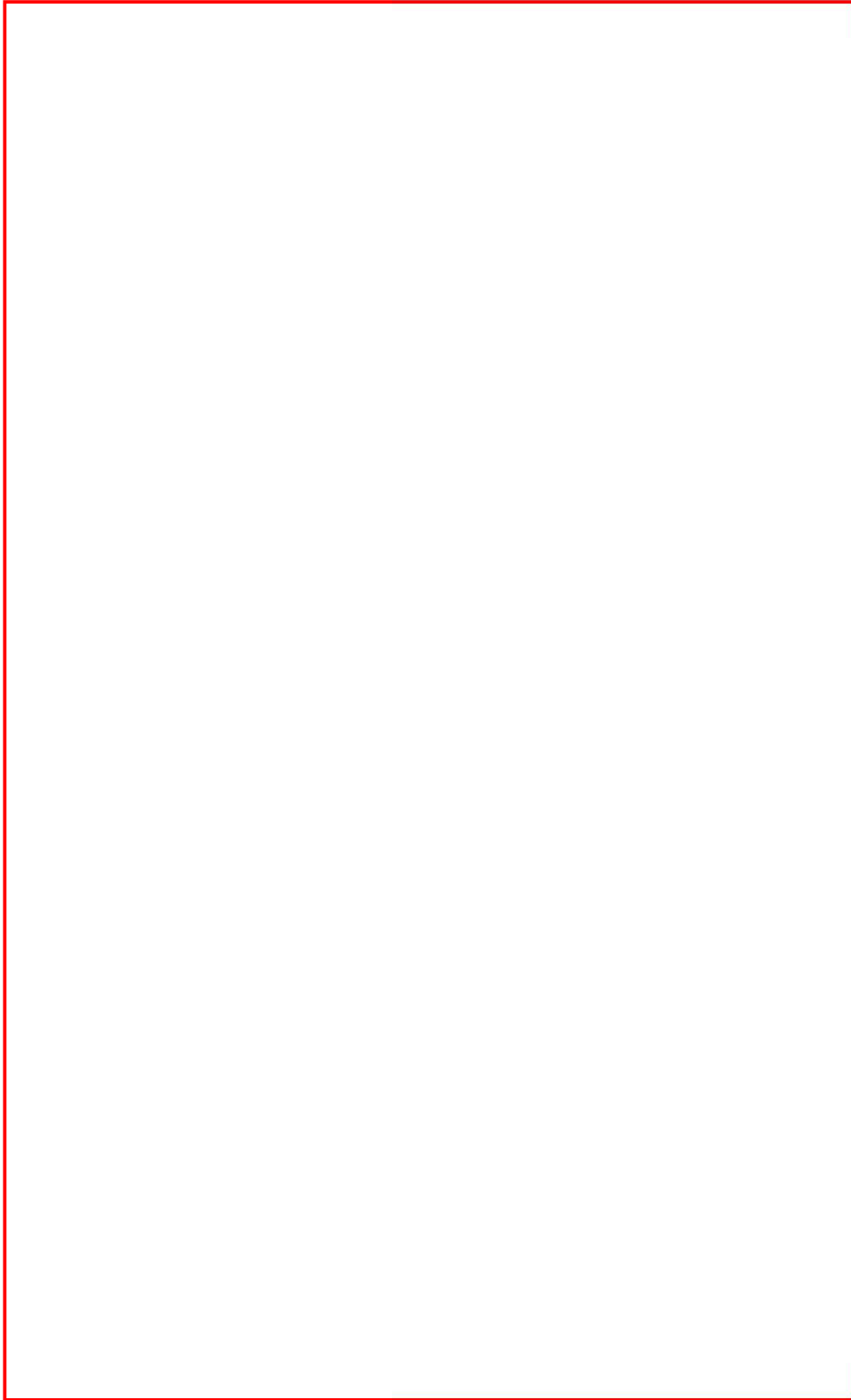


図1 線源領域分割イメージ



内は商業機密に属しますので公開できません



図2 軸方向線源分布



図3 径方向線源分布（平均値）



内は商業機密に属しますので公開できません

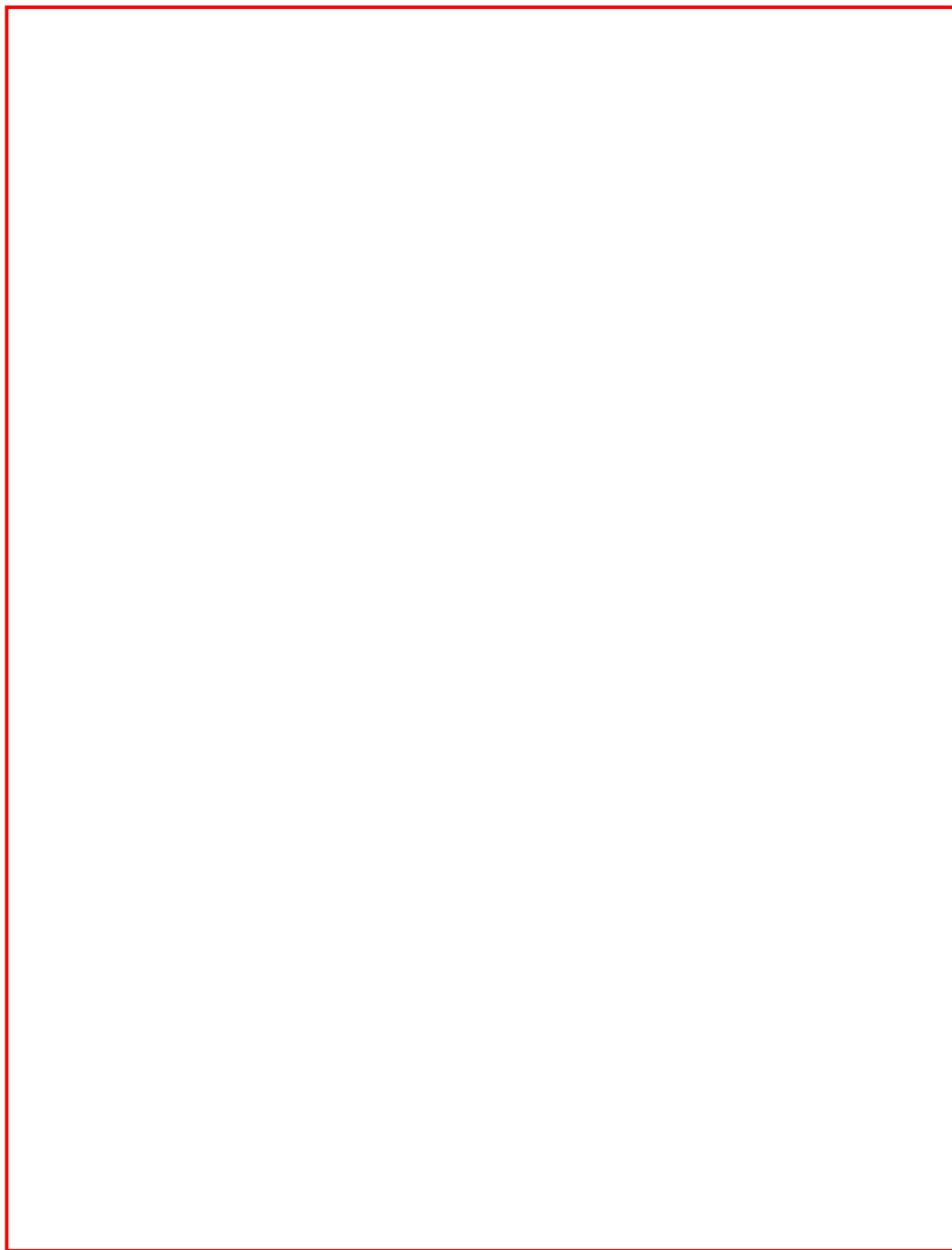


図1 中性子束分布図 ( $n/cm^2/s$ )

 内は商業機密に属しますので公開できません

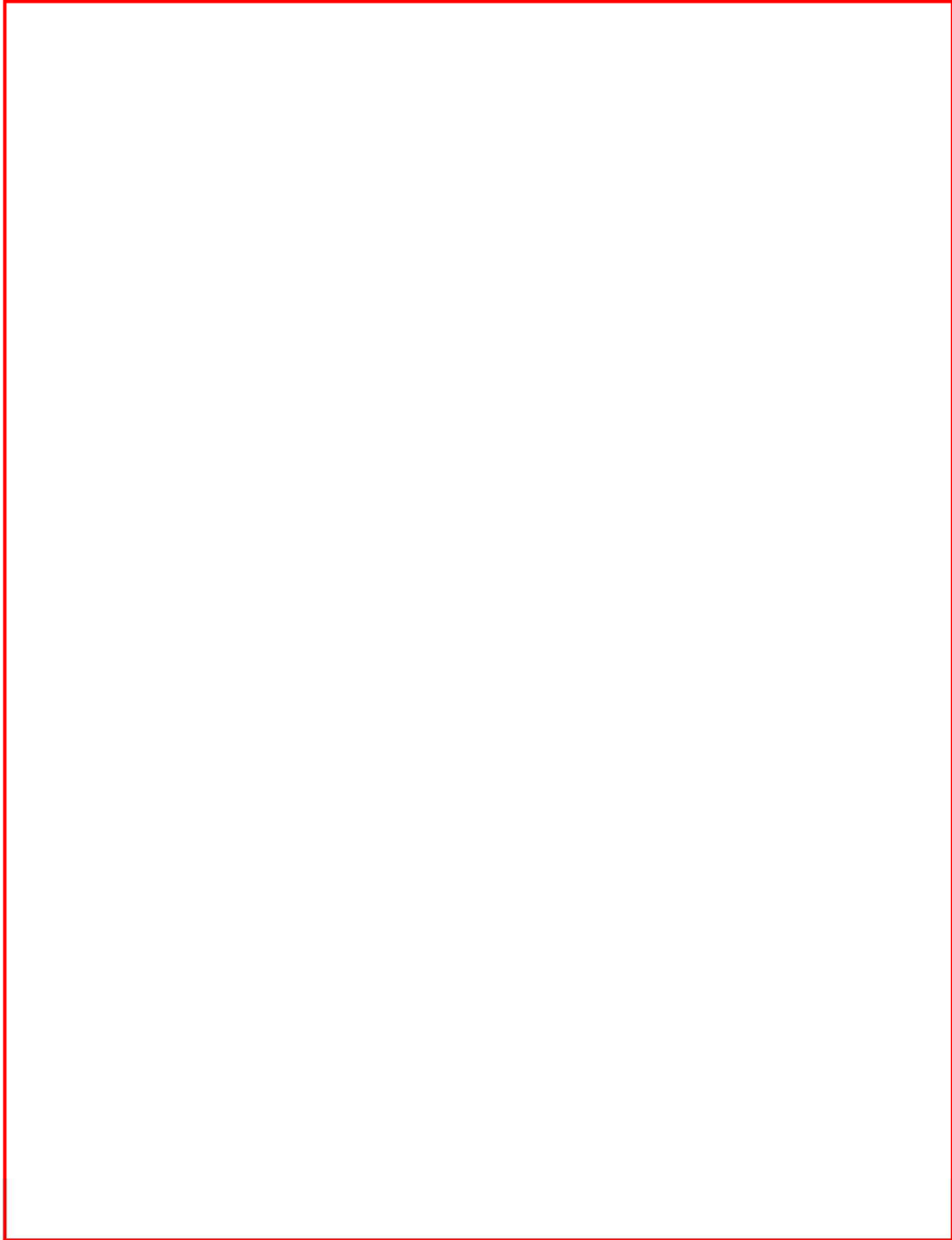


図2 ガンマ線線量率分布図(rad/s)

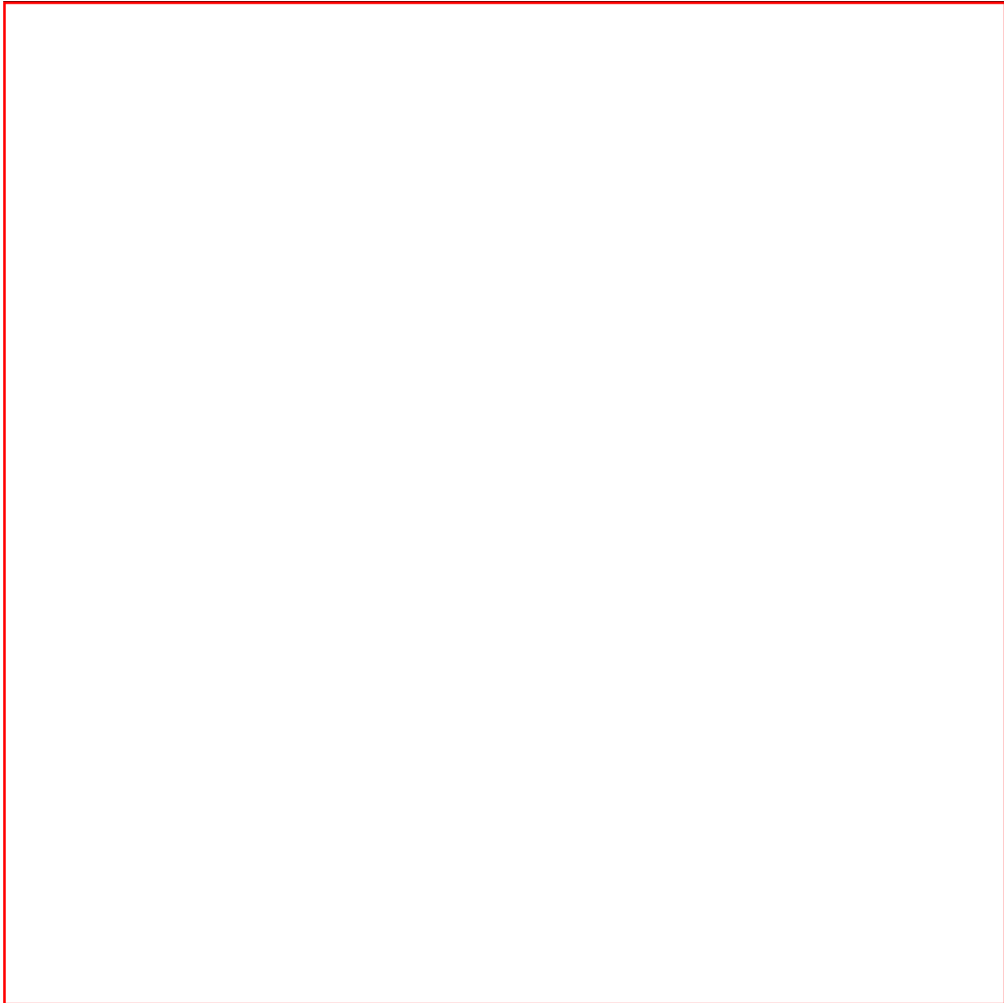



No.	2F4-耐震6_Rev.2	分類：耐震安全性評価（共通）
タイトル	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象として、「③現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、運転を断続的に行うことを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象」の区分（耐震安全性評価の対象とし、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として扱うもの）を適用しない理由について</p>	
説明	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象のうち、「③現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、運転を断続的に行うことを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象」については、△①事象と△②事象にて整理している。</p> <p>△①事象は「想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの」であることから耐震安全性評価の対象として抽出している。</p> <p>△②事象は「現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象」として、当面の安定停止維持においては耐震安全性に有意な影響を与えるものではないと判断し、耐震安全性評価の対象として抽出していない。</p> <p>耐震安全性評価の対象として抽出していないものの具体的な経年劣化事象とその理由については、以下のとおり。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器のステンレス鋼（母材，溶接金属）使用部位及び高ニッケル合金（母材）使用部位の粒界型応力腐食割れ [ノズル（差圧計装・ほう酸水注入ノズル）及びノズルセーフエンド（再循環水出口ノズルセーフエンド，再循環水入口ノズルセーフエンド，ジェットポンプ計装ノズル貫通部シール，差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ，水位計装ノズルセーフエンド），制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジング，スタブチューブ]</p> <p>&lt;理由&gt;</p> <p>当面の安定停止維持においては、環境条件として基準としている100℃を超える環境とはならないことから、SCCが発生・進展する可能性は小さいため。</p> <p>(2) 配管の粒界型応力腐食割れ [原子炉再循環系]</p> <p>&lt;理由&gt;</p> <p>応力腐食割れ対策（狭開先，水冷溶接工法（HSW）及び高周波誘導加熱応力改善工法（IHSI））を実施していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいため。</p>	


No.	2F4-耐震 6_Rev. 2	分類：耐震安全性評価（共通）
説明 (続 き)	<p data-bbox="391 365 1394 439">(3) ドライブピストン, シリンダチューブ, フランジの粒界型応力腐食割れ [制御棒駆動機構]</p> <p data-bbox="416 448 523 479">&lt;理由&gt;</p> <p data-bbox="416 488 1402 562">当面の安定停止維持の状態においては, 環境条件として基準としている100 °Cを超える環境とはならないことから, 応力腐食割れが発生する可能性は小さいため。</p> <p data-bbox="1321 609 1402 640">以 上</p>	


No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
タイトル	炉心シュラウドの疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）	
説明	<p>シュラウドの疲労割れに対する評価は、各部位に対して Ss 地震動による疲労評価を実施しており、耐震評価書にはもっとも厳しい評価結果である評価点 <input type="text"/> の値を記載している。</p> <p>以下に具体的な評価内容を示す。</p> <p>1. 評価仕様</p> <p>(1) 評価対象位置</p> <p>炉心シュラウドの評価位置は、福島第二原子力発電所 4 号機工事計画届出申請書本文及び添付書類（届出 24）のうち、添付資料「IV-2-1-1」における以下の評価点とする。</p> <p>(i) H3 溶接補修部（工認での評価点 <input type="text"/>）</p> <p>(ii) H4 溶接補修部（工認での評価点 <input type="text"/> 及び <input type="text"/>）</p> <p>炉心シュラウドの形状・寸法・材料・評価点を図 1 に示す。</p> <p>(2) 解析モデル</p> <p>解析モデルは、亀裂除去加工部を考慮して以下の 2 モデルとし、ひびの除去加工箇所である研削部を工認記載の研削寸法とした 3 次元ソリッドモデルを採用した。</p> <div data-bbox="422 1310 1141 1388" style="border: 1px solid red; height: 35px; width: 450px; margin: 10px 0;"></div> <p>解析モデルの詳細を図 2 に示す。</p>	

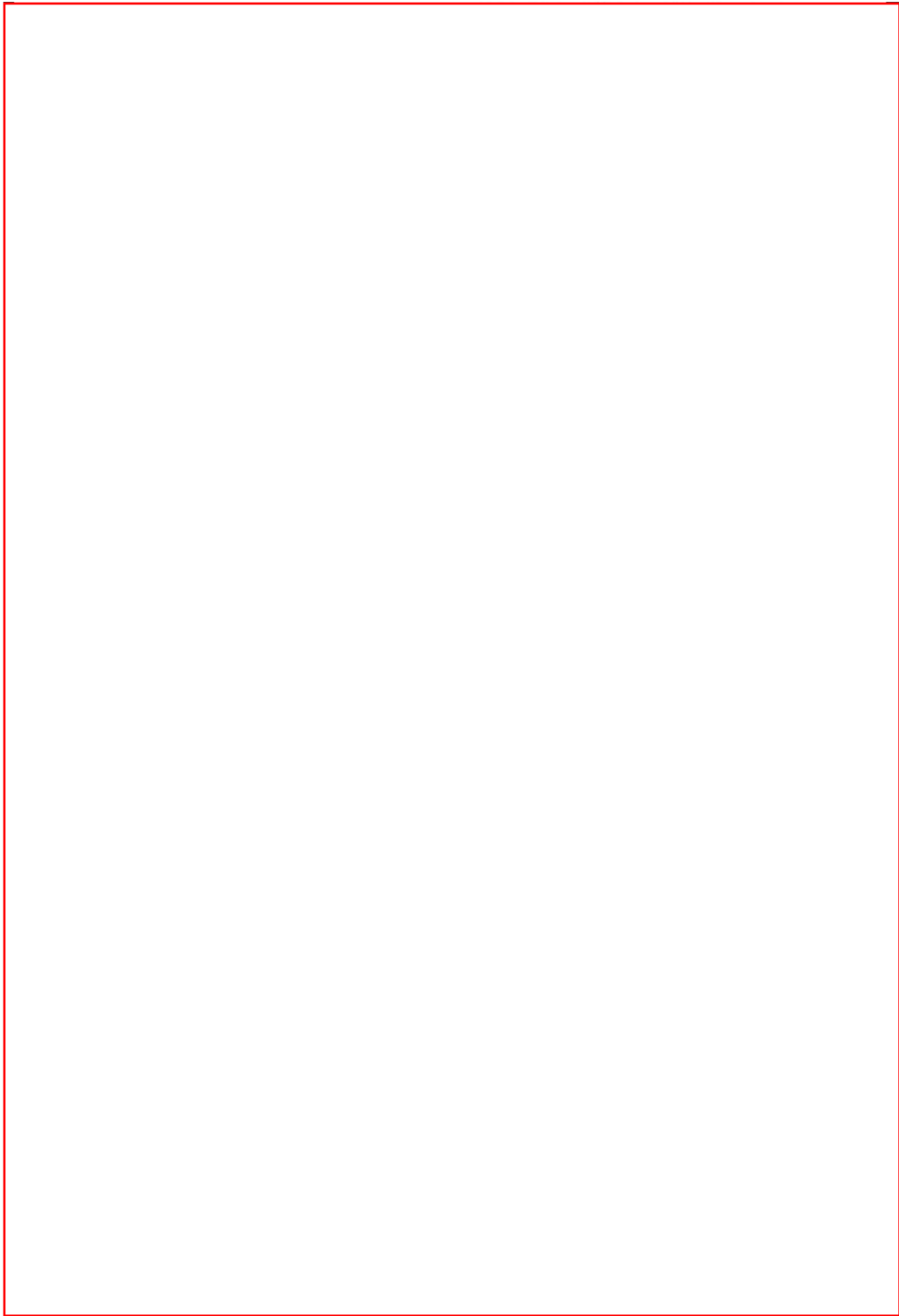
内は商業機密に属しますので公開できません


No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
説明 (続 き)	 <p data-bbox="491 1335 1283 1368">図 1-1 炉心シュラウドの形状・寸法・材料・評価点（単位：mm）</p>	

 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
説明 (続 き)	 <p data-bbox="491 1249 1284 1288">図 1-2 炉心シュラウドの形状・寸法・材料・評価点（単位：mm）</p>	

 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
説明 (続 き)	 <p data-bbox="699 1818 1094 1854">図2 3次元ソリッド解析モデル</p>	

 内は商業機密に属しますので公開できません



No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）														
説明 (続 き)	<p>(3) 物性値の条件          評価に用いる物性値は、運転温度 <input type="text"/> °C に対する値を用いる。</p> <p>(4) 入力条件（耐震条件）</p> <p>① 地震時等価繰返し回数 <math>N_e</math> [回] : <input type="text"/></p> <p>② 地震荷重：Ss 地震荷重          評価に用いる Ss 地震荷重の値を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 荷重条件</p> <table border="1" data-bbox="437 680 1329 846"> <thead> <tr> <th>地震荷重</th> <th>単位</th> <th>H3 補修部</th> <th>H4 補修部</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3"><input type="text"/></td> <td>kN</td> <td rowspan="3"><input type="text"/></td> <td rowspan="3"><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>kN</td> <td><input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>kN・m</td> <td><input type="text"/></td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid red; height: 300px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div>		地震荷重	単位	H3 補修部	H4 補修部	備考	<input type="text"/>	kN	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	kN	<input type="text"/>	kN・m	<input type="text"/>
地震荷重	単位	H3 補修部	H4 補修部	備考												
<input type="text"/>	kN	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>												
	kN			<input type="text"/>												
	kN・m			<input type="text"/>												

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）						
説明 (続 き)	<p>2. 応力計算</p> <p>2.1 応力集中係数</p> <p>応力集中係数を表 2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2 応力集中係数</p> <table border="1" data-bbox="496 483 1270 566"> <thead> <tr> <th data-bbox="496 483 754 521"></th> <th data-bbox="754 483 1013 521">H3 補修部</th> <th data-bbox="1013 483 1270 521">H4 補修部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="496 521 754 566">応力集中係数</td> <td data-bbox="754 521 1013 566" style="text-align: center;">□</td> <td data-bbox="1013 521 1270 566" style="text-align: center;">□</td> </tr> </tbody> </table> <p>保守的に応力集中係数は、最大の□とする。</p> <p>出典：福島第二原子力発電所 4 号機工事計画届出申請書本文 及び添付書類（届出 24）のうち、添付資料「IV-2-1-1」</p> <p>2.2 外荷重による応力</p> <p>応力の計算には、計算機コード □ を用いた。応力計算モデル及び仮定した境界条件は図 2 の通りである。</p> <p>これにより求められた一次+二次応力及び一次+二次+ピーク応力について、各応力評価点での応力及び応力振幅を表 3 に示す。</p>			H3 補修部	H4 補修部	応力集中係数	□	□
	H3 補修部	H4 補修部						
応力集中係数	□	□						

□ 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
<p>説明 (続き)</p>	<p style="text-align: center;">表 3-1 一次+二次応力強さの評価 (単位：MPa)</p> <div style="border: 1px solid red; height: 300px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>主応力の計算</p> <div style="border: 1px solid red; height: 80px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
<p>説明 (続き)</p>	<p style="text-align: center;">表 3-2 一次+二次+ピーク応力強さの評価 (単位：MPa)</p> <div style="border: 2px solid red; height: 350px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: right; border: 1px solid gray; padding: 5px;">*1：応力集中係数 <span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> を考慮</p>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 14_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
説明 (続 き)	<p>3. 疲労評価</p> <p>3.1 繰返しピーク応力強さ <math>S_\ell</math> の算出</p> <p>疲労解析に用いる繰返しピーク応力強さを、一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 (<math>S_p</math>) から、次式により求める。</p> $S_\ell = \frac{S_p}{2}$ <p>ただし、一次+二次応力の応力差最大範囲 (<math>S_n</math>) が、<math>3S_m</math> を超える応力評価点については、繰返しピーク応力強さの割増しを行う。</p> <p>3.2 補正繰返しピーク応力強さ <math>S_\ell'</math> の算出</p> <p>3.1 項より求めた <math>S_\ell</math> に対して、設計・建設規格 添付 4-2 3.2(1) に示される次式の補正を行う。</p> $S_\ell' = S_\ell \times \frac{E_0}{E}$ <p><math>E_0 = 1.95 \times 10^5</math> MPa (設計・建設規格 添付 4-2 に示された縦弾性係数)  <math>E = 1.76 \times 10^5</math> MPa (運転温度 ( <input type="text"/> °C ) に対する縦弾性係数)</p> <p>3.3 疲労累積係数の算出</p> <p>疲労累積係数の算出に当たっては、<math>S_\ell'</math> に対応する許容繰返し回数 <math>N_a</math> を用い、前1項(4)①に示した通り地震時等価繰返し回数 <math>N_c</math> を <input type="text"/> 回とする。設計・建設規格 CSS-3113 または CSS-3320 に従い、<math>S_s</math> 地震による疲労累積係数 <math>U_{ss}</math> を下式により算出し、許容値である 1.0 以下であることを確認する。</p> $U_{ss} = \frac{\text{}}{N_a}$ <p>なお、繰返しピーク応力強さが <input type="text"/> MPa 以下の評価点については、設計疲労線図として、設計・建設規格 表 添付 <input type="text"/> を用いる。</p> <p>4. 評価結果</p> <p>炉心シュラウドの疲労評価結果を表 4 に示す。</p> <p><math>S_s</math> 地震動による疲労累積係数は許容値である 1.0 以下であり、耐震安全性に問題がないことを確認した。</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)

表 4 炉心シユラウドの疲労評価結果

解析モデル	評価部位	評価点	応力差	$S_n$ (MPa)	$3 \cdot S_m$ (MPa)	$S_p$ (MPa)	$K_e^{*1}$	$S_f^{*2}$ (MPa)	$S_f^{*3}$ (MPa)	$N_a^{*4}$	$N_c$	$U^{*5}$
	H3補修部											0.5429
	H4補修部											
	H4補修部											

注記 \*1 :  $S_n < 3 \cdot S_m$  の場合、 $K_e = 1.0$

$$S_n \geq 3 \cdot S_m \text{ の場合、 } K_e = a \cdot \frac{S_n}{3 \cdot S_m} + A_0 \cdot \left( 1 - \frac{1}{K} \right) + 1 - a$$

\*2 :  $S_f = K_e \times (S_p / 2)$

\*3 :  $S_f = S_f \times (E_0 / E)$

\*4 :  $N_a = N_2 \times \left( \frac{N_1}{N_2} \right)^{\frac{\log S_n / S_f}{\log S_p / S_f}}$

\*5 :  $U = N_c / N_a$

以上

□内は商業機密に属しますので公開できません



No.	2F4-耐震 15_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
タイトル	上部格子板の靱性低下に対する評価の具体的内容（評価仕様，解析モデル，入力（荷重）条件，評価結果を含む）について	
説明	<p>上部格子板のうち中性子照射量が大きいグリッドプレートに対して，照射誘起型応力腐食割れが発生するものと仮定し，日本機械学会論文集（A編）<input type="text"/> <input type="text"/> に基づいて破壊評価を実施している。</p> <p>以下，想定欠陥サイズ（評価部位/初期亀裂の幾何条件），欠陥進展解析（亀裂進展評価），破壊評価の諸条件ならびに評価方法を示す。</p> <p>1. 評価部位/初期亀裂の幾何条件</p> <p>グリッドプレート（下格子）に設定する亀裂の想定位置について，下格子の切欠き下面に対して上向きに設定する（図 1 参照）。評価モデルは図 2 の範囲とし，亀裂深さ（板厚方向：<math>a</math>）<input type="text"/> 亀裂長さ（鉛直方向：<math>l</math>）<input type="text"/> mm の<input type="text"/> 亀裂とする。</p> <div data-bbox="683 1104 1093 1413" data-label="Image"> </div> <p>図 1 上部格子板 亀裂想定位置（単位：mm）</p> <div data-bbox="668 1588 1086 1942" data-label="Image"> </div> <p>図 2 評価モデル（単位：mm）</p>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 15_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）										
説明 (続 き)	<p>また、グリッドプレートの寸法条件は工事計画認可申請書（第 5 回申請 IV-3-1-3-1-4：以下、「建設工認」）の記載値と同じとする。長さについては荷重条件が厳しい最長の寸法（<input type="text"/> mm）とする。</p> <p>なお、本評価の想定亀裂寸法（長さ <input type="text"/> mm）については、「炉心シュラウド（JANSI-VIP-06-第 5 版）」等の炉内構造物の SCC 評価において記載のある「欠陥が検出されていない範囲における欠陥の想定寸法」を用いる。</p> <p>想定亀裂深さ（板厚方向:a）は保守的に横方向に <input type="text"/> 亀裂とする。</p> <p>2. 亀裂進展評価</p> <p>2.1 初期亀裂の発生条件</p> <p>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（以下「維持規格」）解説 整理番号 IJG-B-3「IASCC 発生のしきい照射量」を拠り所として、グリッドプレート材質が <input type="text"/> であることから高速中性子照射量（以下、「照射量」）が <input type="text"/> n/m<sup>2</sup> に達した時点で初期亀裂を設定する。</p> <p>なお、照射量が IASCC 発生のしきい値を超えて亀裂が発生し始めると想定した年数は、下記 2.2.1 に示す中性子束 <input type="text"/> n/m<sup>2</sup>/s より <input type="text"/> EFPY となる。</p> <p>2.2 亀裂進展速度式</p> <p>初期亀裂発生後の亀裂進展速度については、2.1 項における中性子照射量を考慮して、「維持規格 E-2 4.2 SCC き裂進展速度線図(4)」に示される炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の SCC き裂進展速度線図(表添付 E-2-SA-1)を用いて算出する。</p> <p>2.2.1 中性子束</p> <p>照射量を得るための高速中性子束条件について、保守的に固定値を適用している。</p> <p>中性子束は、図 2 に示す下格子切欠き部の初期亀裂想定位置 <input type="text"/> <input type="text"/> より低い位置、かつ、最近接の値として、<input type="text"/> <input type="text"/> n/m<sup>2</sup>/s を適用している。</p> <p>2.2.2 亀裂先端電流密度変化に対する定数 n</p> <p>亀裂想定位置近傍の環境要因を考慮する n 値を算出するパラメータを表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 表添付 E-2-SA-1 における n 値算定パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="405 1774 1358 1944"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>設定値(単位)</th> <th>留意事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>初期鋭敏化度 EPR<sub>0</sub></td> <td><input type="text"/> (C/m<sup>2</sup>)</td> <td rowspan="3"><input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>導電率 κ</td> <td><input type="text"/> (μ S/m)</td> </tr> <tr> <td>腐食電位 φ</td> <td><input type="text"/> (mV)</td> </tr> </tbody> </table>		パラメータ	設定値(単位)	留意事項	初期鋭敏化度 EPR <sub>0</sub>	<input type="text"/> (C/m <sup>2</sup> )	<input type="text"/>	導電率 κ	<input type="text"/> (μ S/m)	腐食電位 φ	<input type="text"/> (mV)
パラメータ	設定値(単位)	留意事項										
初期鋭敏化度 EPR <sub>0</sub>	<input type="text"/> (C/m <sup>2</sup> )	<input type="text"/>										
導電率 κ	<input type="text"/> (μ S/m)											
腐食電位 φ	<input type="text"/> (mV)											

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 15_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
説明 (続 き)	<p data-bbox="384 327 1334 398">2.2.3 亀裂先端ひずみ速度補正係数 C 維持規格 表添付 E-2-SA-1 より照射量を代入して C 値を算出する。</p> <p data-bbox="384 450 1414 640">2.3 評価期間 亀裂進展評価の評価期間は運転開始後 40 年までの期間とする。また、2.1 項及び 2.2 項に示すとおり、亀裂進展開始の時期及び亀裂進展速度は照射量に依存する。2.2.1 項の中性子束に乗じる期間は、以下の 3 期間の内訳を考慮して設定した。</p> <p data-bbox="416 692 1414 842">期間 I：運転開始(1987. 8. 25)～震災時(2011. 3. 11)＝17. 45 EFPY 期間 II：震災時(2011. 3. 11)～PLM 評価時点(2015. 8. 25)＝安定停止期間 4. 46 暦年 期間 III：PLM 評価時点(2015. 8. 25)～運転開始後 40 年(2027. 8. 25) ＝安定停止期間 12 暦年</p> <p data-bbox="456 893 1414 1043">よって、評価期間は期間 I の停止時期を除いた 17. 45+4. 46+12. 00＝33. 91 年となる。ただし、安定停止期間中は高速中性子束を <math>0n/(m^2\cdot s)</math> とし、震災以降の停止期間は長期になることから、保守的に亀裂が進展するとして評価する。</p> <p data-bbox="384 1095 1414 1285">2.4 荷重条件及び応力 亀裂進展速度を得るための応力拡大係数の計算式に代入する応力値について、建設工認の方法に基づきグリッドプレートを両端固定はりとなして算定する。なお、亀裂進展評価では地震荷重を除いた「自重」の作用荷重を考慮するのでモーメント成分は図 2 の <math>M_1</math> 方向とする。</p> <p data-bbox="488 1337 1310 1368">自重によりグリッドプレートに作用する荷重 <math>w_v</math> を次式により求める。</p> <div data-bbox="544 1375 791 1442" style="border: 1px solid red; height: 30px; width: 155px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="512 1458 1206 1489">このとき、最大の曲げモーメント <math>M_1</math> は次式から得られる。</p> <div data-bbox="531 1496 898 1608" style="border: 1px solid red; height: 50px; width: 230px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="456 1659 1414 1733">以上の <math>M_1</math> により発生する曲げ応力 <math>\sigma_1</math> を用いて応力拡大係数を計算する。<math>\sigma_1</math> は小数点以下第 <input style="width: 15px; border: 1px solid red;" type="text"/> 位を切上げて <input style="width: 30px; border: 1px solid red;" type="text"/> MPa となる。</p> <div data-bbox="531 1740 754 1852" style="border: 1px solid red; height: 50px; width: 140px; margin: 10px auto;"></div>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 15_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
<p>説明</p> <p>(続 き)</p>	<p>ここで各計算式の記号及び設定値は以下のとおりとする。</p> <p>t：グリッドプレート板厚：<input type="text"/> mm</p> <p>h：グリッドプレート高さ：<input type="text"/> mm</p> <p>L：最長グリッドプレート長さ：<input type="text"/> mm</p> <p>L2：ビーム端部からの長さ：<input type="text"/> mm</p> <p><math>\gamma</math>：材料の比重量：<input type="text"/> kg/mm<sup>3</sup></p> <p>hb：切欠き部の高さ：<input type="text"/> mm</p> <p>2.5 応力拡大係数</p> <p>2.5.1 応力拡大係数 (<math>K_I</math>) 算出式の出典</p> <p>日本機械学会論文集（A編）<input type="text"/></p> <p><input type="text"/>に記載の<input type="text"/>を用いて求める。</p> <p><input type="text"/></p> <p>ここで各計算式の記号及び設定値は以下のとおりとする。</p> <p><math>K_t</math>：切欠き部の応力集中係数：<input type="text"/></p> <p><math>\sigma_n</math>：曲げ応力値：<input type="text"/> MPa</p> <p><math>\rho</math>：切欠き先端の曲率半径：<input type="text"/> mm</p> <p>c：発生したき裂長さ（初期亀裂長さ）：<input type="text"/> mm</p> <p>2.5.2 亀裂の応力拡大係数の簡便評価式の適用限界</p> <p>日本機械学会論文集（A編）<input type="text"/></p> <p><input type="text"/>の適用限界は、<input type="text"/>より亀裂長さが小さければ適用可能である。</p> <p><input type="text"/></p> <p>ここで各計算式の記号及び設定値は以下のとおりとする。</p> <p>q：<math>\approx</math> <input type="text"/></p> <p><math>\rho</math>：切欠き先端曲率半径：<input type="text"/> mm</p> <p>t：切欠き深さ：<input type="text"/> mm</p> <p>以上のC*を算出した結果、亀裂長さが十分小さいことから日本機械学会論文集（A編）<input type="text"/></p> <p><input type="text"/>は適用可能である。</p>	

No.	2F4-耐震 15_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
説明 (続 き)	<p>2.6 亀裂進展計算のプロセス  初期亀裂から各ステップの時間間隔（以下、TimeStep/ΔT）積算が評価期間に達するまで、亀裂進展計算を繰り返すことにより、亀裂進展後の亀裂寸法を求める。</p> <p>3. 破壊評価  前述の亀裂進展評価によって得られた亀裂寸法（2.4項）を想定し、Ss地震動による地震荷重（以下、Ss荷重条件）が作用した場合の応力拡大係数<math>K_I</math>を求めて、日本機械学会論文集（A編）<input type="text"/>による破壊靱性評価を実施する。  なお、応力拡大係数算出に用いる応力値は、保守的な評価となるよう予め応力集中係数の影響を考慮した応力値を用いて算出する。</p> <p>3.1 荷重条件及び応力  応力拡大係数の計算式に代入する応力値について、2.4項と同様に建設工認の方法に基づきグリッドプレートを両端固定はりとなし算定する。</p> <p>3.1.1 水平力による応力拡大係数算出に用いる応力値  本来、この応力は、亀裂に寄与するものではなく無視できるが、評価に保守性を持たせるため、水平力による応力値を用いる。その応力値は<input type="text"/>に設定する。水平力により発生する膜応力<math>\sigma_m</math>を用いて応力拡大係数を計算した。ここで、<math>\sigma_m</math>は<input type="text"/>MPaに設定した。</p> <p>また、上記の水平力による応力計算は1ピッチ単位で計算を行い、水平力は燃料集合体<input type="text"/>体による値なので、1ピッチ当たり最大<input type="text"/>体分に相当する水平力がグリッドプレートに作用すると想定する。</p> <div style="border: 1px solid red; width: 100px; height: 40px; margin: 10px 0;"></div> <p>ここで、計算式の記号及び設定値は以下のとおりとする。  H：地震の水平力：<input type="text"/> N</p> <p>3.1.2 鉛直方向曲げモーメントによる応力拡大係数算出に用いる応力  鉛直方向曲げモーメントによる応力拡大係数は、以下で算出した応力を使用して求める。</p> <p>(1) 自重によりグリッドプレートに作用する荷重<math>W_v</math>を次式により求める。</p> <div style="border: 1px solid red; width: 100px; height: 20px; margin: 10px 0;"></div> <p>このとき、最大の曲げモーメント<math>M_1</math>は次式から得られる。</p> <div style="border: 1px solid red; width: 150px; height: 40px; margin: 10px 0;"></div>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 15_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）
説明 (続 き)	<p>以上の <math>M_1</math> により発生する曲げ応力 <math>\sigma_1</math> を用いて応力拡大係数を計算します。<math>\sigma_1</math> は小数点以下第 <input type="text"/> 位を切上げて <input type="text"/> MPa となる。</p> <p><input type="text"/></p> <p>ここで各計算式の記号及び設定値は以下のとおりとする。</p> <p>t : グリッドプレート板厚 : <input type="text"/> mm  h : グリッドプレート高さ : <input type="text"/> mm  L : 最長グリッドプレート長さ : <input type="text"/> mm  L2 : ビーム端部からの長さ : <input type="text"/> mm  <math>\gamma</math> : 材料の比重量 : <input type="text"/> kg/mm<sup>3</sup>  hb : 切欠き部の高さ : <input type="text"/> mm</p> <p>(2) Ss 地震荷重によりグリッドプレートに作用する荷重 <math>W_v</math> を次式により求める。</p> <p><input type="text"/></p> <p>このとき、最大の曲げモーメント <math>M_{1s}</math> は次式から得られる。</p> <p><input type="text"/></p> <p>以上の <math>M_{1s}</math> により発生する曲げ応力 <math>\sigma_{1s}</math> を用いて応力拡大係数を計算し、<math>\sigma_{1s}</math> は小数点以下第 <input type="text"/> 位を切上げて <input type="text"/> MPa となる。</p> <p><input type="text"/></p> <p>ここで各計算式の記号及び設定値は以下のとおりとする。</p> <p>t : グリッドプレート板厚 : <input type="text"/> mm  h : グリッドプレート高さ : <input type="text"/> mm  L : 最長グリッドプレート長さ : <input type="text"/> mm  L2 : ビーム端部からの長さ : <input type="text"/> mm  <math>\gamma</math> : 材料の比重量 : <input type="text"/> kg/mm<sup>3</sup>  hb : 切欠き部の高さ : <input type="text"/> mm  Cv : 鉛直震度 (Ss) : <input type="text"/></p> <p>3.2 応力拡大係数  3.1 項の応力に基づく応力拡大係数 <math>K_I</math> の算出方法は 2.5 項と同じとする。</p>	

内は商業機密に属しますので公開できません



No.	2F4-耐震 15_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（炉内構造物）																				
説明 (続き)	<p>3.3 破壊靱性評価 中性子照射を受けたステンレス鋼の破壊靱性値 <math>K_{IC}</math> は、発電設備技術検査協会「プラントの長寿命化技術開発に関する調査報告書」における照射ステンレス鋼の破壊靱性値の下限値（BWR）より <math>43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}</math> を適用する。</p> <p>3.4 破壊評価結果 破壊評価の結果を表3に示す。<math>S_s</math>地震時における応力拡大係数 <math>K_I</math> は破壊靱性値 <math>K_{IC}</math> を下回ることから、上部格子板の（40年時における最大の亀裂を想定する）照射誘起型応力腐食割れに対する耐震健全性に問題はないと判断している。</p> <p style="text-align: center;">表3 破壊評価結果（40年時点，<math>S_s</math>地震荷重）</p> <table border="1" data-bbox="406 801 1359 1137"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>評価値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水平力による発生応力 <math>\sigma_m</math></td> <td>MPa</td> <td rowspan="5" style="border: 2px solid red;"></td> </tr> <tr> <td><math>M_1</math>による発生応力 <math>\sigma_1</math></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td><math>M_1</math>による発生応力 <math>\sigma_{1s}</math></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td>切欠き部の高さ <math>h_b</math></td> <td>mm</td> </tr> <tr> <td>想定亀裂長さ(図2) <math>\ell</math></td> <td>mm</td> </tr> <tr> <td>応力拡大係数 <math>K_I^*</math></td> <td><math>\text{MPa}\sqrt{\text{m}}</math></td> <td>5.8</td> </tr> <tr> <td>照射ステンレス破壊靱性値 <math>K_{IC}</math></td> <td><math>\text{MPa}\sqrt{\text{m}}</math></td> <td>43.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*: (小数点以下第 <span style="border: 1px solid red; padding: 0 2px;">  </span> 位を端数処理)</p>		項目	単位	評価値	水平力による発生応力 $\sigma_m$	MPa		$M_1$ による発生応力 $\sigma_1$	MPa	$M_1$ による発生応力 $\sigma_{1s}$	MPa	切欠き部の高さ $h_b$	mm	想定亀裂長さ(図2) $\ell$	mm	応力拡大係数 $K_I^*$	$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$	5.8	照射ステンレス破壊靱性値 $K_{IC}$	$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$	43.2
項目	単位	評価値																				
水平力による発生応力 $\sigma_m$	MPa																					
$M_1$ による発生応力 $\sigma_1$	MPa																					
$M_1$ による発生応力 $\sigma_{1s}$	MPa																					
切欠き部の高さ $h_b$	mm																					
想定亀裂長さ(図2) $\ell$	mm																					
応力拡大係数 $K_I^*$	$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$	5.8																				
照射ステンレス破壊靱性値 $K_{IC}$	$\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$	43.2																				
以上																						

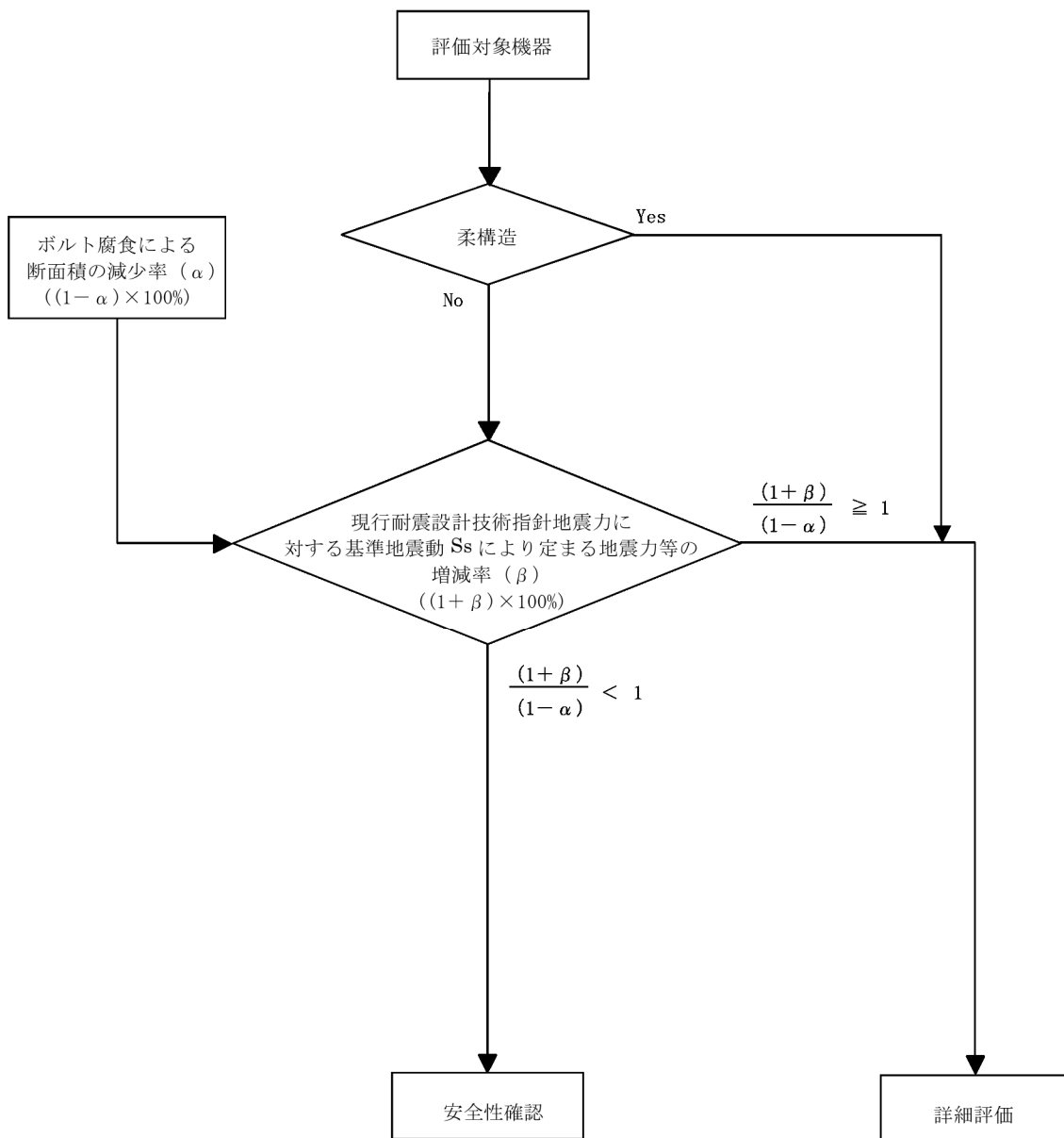
  内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 16_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（基礎ボルト）																																												
タイトル	現行耐震設計技術指針地震力に対する基準地震動 $S_s$ により定まる地震力等の増減率（ $\beta$ ）の具体的評価内容について（地震動の周期特性との関係を含む）																																													
説明	<p>基礎ボルトの評価機器の選定にあたり、柔構造の機器については、図 3.14.1「基礎ボルト評価対象の絞込み」を実施せずに詳細な耐震安全性評価を実施している。添付資料 2F4-耐震 16-①に基礎ボルト評価対象の選定フローを示す。</p> <p>地震力等の増減率（<math>\beta</math>）の算出は、各評価機器の評価階高の「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」（以下「現行耐震設計技術指針」）で定めた設計当時の地震力と基準地震動 <math>S_s</math> により定まる地震力等の最大応答加速度の比較結果から求める。なお、具体的評価内容については、非常用補機冷却系熱交換器（B）を例として、下記に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>現行耐震設計技術指針地震力と基準地震動 <math>S_s</math> により定まる地震力の震度比</li> </ul> <p>対象機器：非常用補機冷却系熱交換器（B）  耐震重要度：S  評価階高：Hx/B OP. 11, 200  固有周期（水平方向）：<input type="text"/>  固有周期（鉛直方向）：<input type="text"/></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>現行耐震設計技術指針地震力</li> </ul> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">水平方向</th> <th rowspan="2">静的地震力</th> <th colspan="2">鉛直方向</th> <th rowspan="2">静的地震力</th> </tr> <tr> <th colspan="2">動的地震力</th> <th colspan="2">動的地震力</th> </tr> <tr> <th><math>S_1</math></th> <th><math>S_2</math></th> <th></th> <th><math>S_1</math></th> <th><math>S_2</math></th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> <td></td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <ul style="list-style-type: none"> <li>基準地震動 <math>S_s</math> に定まる地震力</li> </ul> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">水平方向</th> <th rowspan="2">静的地震力</th> <th colspan="2">鉛直方向</th> <th rowspan="2">静的地震力</th> </tr> <tr> <th colspan="2">動的地震力</th> <th colspan="2">動的地震力</th> </tr> <tr> <th><math>S_1</math></th> <th><math>S_s</math></th> <th></th> <th><math>S_1</math></th> <th><math>S_s</math></th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> <td></td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>上表から、水平方向と鉛直方向それぞれにて（基準地震動 <math>S_s</math> に定まる地震力／現行耐震設計技術指針地震力）から震度比を算出し、大きい値を <math>\beta</math> とする。</p> <p>水平方向最大震度比：<input type="text"/> / <input type="text"/> = 1.23  鉛直方向最大震度比：<input type="text"/> / <input type="text"/> = 2.17</p>		水平方向		静的地震力	鉛直方向		静的地震力	動的地震力		動的地震力		$S_1$	$S_2$		$S_1$	$S_2$		<input type="text"/>	<input type="text"/>		<input type="text"/>	<input type="text"/>		水平方向		静的地震力	鉛直方向		静的地震力	動的地震力		動的地震力		$S_1$	$S_s$		$S_1$	$S_s$		<input type="text"/>	<input type="text"/>		<input type="text"/>	<input type="text"/>	
水平方向		静的地震力	鉛直方向			静的地震力																																								
動的地震力			動的地震力																																											
$S_1$	$S_2$		$S_1$	$S_2$																																										
<input type="text"/>	<input type="text"/>		<input type="text"/>	<input type="text"/>																																										
水平方向		静的地震力	鉛直方向		静的地震力																																									
動的地震力			動的地震力																																											
$S_1$	$S_s$		$S_1$	$S_s$																																										
<input type="text"/>	<input type="text"/>		<input type="text"/>	<input type="text"/>																																										

 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-耐震 16_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（基礎ボルト）
<p>説明</p> <p>(続き)</p>	<p>よって、非常用補機冷却系熱交換器 (B) の選定に使用する地震力の増減率 (<math>\beta</math>) は 2.17 となる。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p> <p>・添付資料  (1) 2F4-耐震 16-①「基礎ボルト評価対象の選定フロー」</p>	

基礎ボルト評価対象の選定フロー



No.	2F4-耐震 19_Rev. 1	分類：耐震安全性評価（基礎ボルト）
タイトル	<p>詳細耐震安全性評価の対象機器の選定結果（表 3.14-5, 7, 9, 13）の耐震重要度 B 及び C の機器における詳細安全性評価対象の絞り込み手順について</p>	
説明	<p>詳細耐震安全性評価の対象機器の選定にあたり、評価対象機器の基礎ボルトで柔構造の機器については、図 3.14.1「基礎ボルト評価対象の絞込み」を実施せずに詳細耐震安全性評価を実施している。</p> <p>柔構造であり、耐震重要度 B 及び C の機器で詳細安全性評価を実施した機器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材浄化系再生熱交換器</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> </ul> <p>上記以外の耐震重要度 B 及び C の機器における詳細安全性評価対象の選定にあたっては、図 3.14-1 基礎ボルト評価対象の絞込み手順に従い、対象設備の抽出を行っており、その結果、詳細評価が必要となる機器は抽出されなかった。</p> <p>その要因は、基礎ボルトの腐食を想定した断面積の減少率（<math>\alpha</math>）よりも、建設時の地震力に対する基準地震動 <math>S_g</math> により定まる地震力等の増減率（<math>\beta</math>）の減少の割合が大きく、評価対象の絞り込みの段階で耐震安全性が確保されていることが確認されたためである。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	